

JAERI-M

9957

使用済燃料輸送容器の遮蔽実験予備解析

1982年3月

片倉 純一・小室 雄一  
山野 直樹・内藤 俊考

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 Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1982

編集兼発行　　日本原子力研究所  
印 刷　　いばらき印刷株

使用済燃料輸送容器の遮蔽実験予備解析

日本原子力研究所東海研究所安全解析部

片倉 純一・小室 雄一

山野 直樹・内藤 傲孝

(1982年1月22日受理)

遮蔽安全性評価用計算コードシステムの信頼性を確認するために、使用済燃料輸送容器の遮蔽実験が原研で計画されている。その予備解析として、放射線源強度、中性子およびガンマ線の輸送、および中性子の反応度の計算が行われた。また、計算手法の妥当性を評価するために種々のパラメータ・サーベイが行われた。これ等の検討の結果、本解析に使用すべき解析手法が整備された。また、輸送容器周辺での線量分布の推定値が求まった。

Preliminary Analysis on Shielding Experiment  
of A Spent Fuel Transport Cask

Jun'ichi KATAKURA, Yuichi KOMURO, Naoki YAMANO  
and Yoshitaka NAITO

Division of Reactor Safety Evaluation,  
Tokai Research Establishment, JAERI

( Received January 22, 1982 )

Shielding experiment of a spent fuel transport cask has been planed at JAERI to confirm the reliability of a shielding safety evaluation code system. As a preliminary analysis of the experiment, radiation source intensity, neutron and gamma-ray transport and neutron reactivity calculations were performed. To evaluate the calculation method, effects of several parameters were also surveyed. From the above study, the analysis method which should be used at actual analysis was prepared, and dose rate distribution of radio-activity around the cask was estimated.

Keywords: Spent Fuel Transport, Shielding Experiment, Safety Analysis,  
Analysis Method

## 目 次

1. 序	1
2. 解析対象	2
3. 解析手法	7
4. ORIGEN-JRによる線源評価	9
4.1 線源強度の燃焼度・冷却期間による変化	9
4.2 線源のエネルギースペクトル	10
4.3 ANIBURNとORIGEN-JRの比較	10
5. 群定数の作成	26
5.1 RADHEAT-V 3による高速群定数	26
5.2 ANIBURNコードによる燃料部均質化断面積の作成	26
6. 臨界解析	29
6.1 臨界解析の計算手法と計算モデル	29
6.1.1 計算手法	29
6.1.2 計算ケースと計算モデル	29
6.2 計算結果	30
6.3 まとめ	30
7. 一次元S <sub>N</sub> コード(ANISN-JR)による縮約計算	41
7.1 縮約群構造	41
7.2 ANISN-JRの形状モデル	41
7.3 縮約群定数	42
7.4 一次元S <sub>N</sub> 計算による線量評価	42
8. 線源形状評価のための計算	54
8.1 計算モデル	54
8.2 線量率分布	54
9. キャスク形状評価のための計算	67
9.1 計算モデル	67
9.2 線量率分布	67
9.3 測定点での反応率およびスペクトル	68
10. キャスク蓋部の解析	86
10.1 計算モデル	86
10.2 線量率分布	86
11. まとめ	93
謝 辞	93
参考文献	94

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Analytical Objects .....	2
3. Analytical Method .....	7
4. Source Evaluation by ORIGEN-JR Code .....	9
4.1 Variation of Source Strength with Burn-up and Cooling Time .....	9
4.2 Energy Spectrum of Source .....	10
4.3 Comparison of ANIBURN and ORIGEN-JR .....	10
5. Production of Group Cross Sections .....	26
5.1 Fast Group Cross Section .....	26
5.2 Homogenized Cross Section of Fuel Parts .....	26
6. Criticality Analysis .....	29
6.1 Calculational Method and Model .....	29
6.1.1 Calculational Method .....	29
6.1.2 Calculational Model .....	29
6.2 Results .....	30
6.3 Summary for Criticality Analysis .....	30
7. Production of Few Group Cross Section by One-Dimensional $S_N$ Code (ANISN-JR) .....	41
7.1 Few Group Energy Structure .....	41
7.2 Geometrical Model for ANISN-JR .....	41
7.3 Few Group Cross Section .....	42
7.4 Dose Evaluation by One-Dimensional $S_N$ Calculation .....	42
8. Evaluation for Source Geometry .....	54
8.1 Calculational Model .....	54
8.2 Dose Rate Distribution .....	54
9. Evaluation for Cask Geometry .....	67
9.1 Calculational Model .....	67
9.2 Dose Rate Distribution .....	67
9.3 Reaction Rate and Spectrum at Measurement Points .....	68
10. Analysis for Cup Part of Transport Cask .....	86
10.1 Calculational Model .....	86
10.2 Dose Rate Distribution .....	86
11. Summary .....	93
Acknowledgement .....	93
References .....	94

## 1. 序

核燃料取扱施設あるいは核燃料の運搬に係る安全性の諸問題は今後早期に対処しなければならない課題である。その中の1つとして、使用済燃料輸送容器の遮蔽安全性評価手法の確立がある。このために、解析コードシステムおよびデータライブラーの検証に必要なデータを得ることを目的に遮蔽安全コード検証実験が原研において計画されている。

この実験では、複雑な形状を有している実際の燃料輸送容器を使用し、安全性評価のうえで重要なと考えられる線源強度評価のための実験、線源形状評価のための実験、キャスク形状評価のための実験が行なわれ、PWRまたはBWRの使用済燃料を輸送容器に装荷した際の中性子およびガンマ線の線量率分布やプール内に複数の燃料集合体を配列した際の線量率分布の測定等が実施される。

従って、燃料の燃焼度を原子炉の運転履歴より与え、その燃料より放出される中性子およびガンマ線の線量率分布を計算により求め実験値と比較することにより計算手法の妥当性を評価することが解析本来の目的である。この解析には3段階の計算が必要である。1つは線源強度の計算である。この計算では与えられた燃焼度から、燃料の中に含まれる各核種のインベントリーを求め、放出する放射線の強度を求める。この予備解析ではORIGEN-JR<sup>2)</sup>コードを用いて行っている（第4章）。2つ目は、輸送計算の準備としての燃料領域の均質化定数の算出である。ここでは燃焼度依存セル定数計算コードANIBURN<sup>6)</sup>が使用されている（第5章）。3つ目は中性子およびガンマ線の輸送計算であるが、線源から放出される放射線が中性子の場合には、増倍されることを考慮しなければならない。そのため、輸送計算に入る前に中性子線源に補正を加える必要がある。この中性子増倍の計算は臨界計算コードKENO-IV<sup>5)</sup>を用いて行った。また、実験遂行上臨界性が問題となるかどうかを検討した（第6章）。中性子線源の補正後、輸送計算を3段階目の計算として実施する。ここではANISN-JRやDOT 3.5<sup>4)</sup>の1次元、2次元S<sub>N</sub>コードを使用した（第7章～第10章）。以上の線源計算から輸送計算までの計算手順は、現在考えられる最も典型的な手法の1つであり、この手法により実験データを良く再現することができればこの手法を安全評価手法に組むことができるであろう。

この予備解析の目的は、上記計算項目を一貫して行い解析の問題点を洗い出し、使用計算コードの各種パラメーターの設定を行い本解析にそなえることである。予備解析の段階では、実験に使用される燃料が定まっておらず実験値の予測を目的にはできなかったが、燃料に関する種々の条件（燃焼度、冷却期間等）をパラメトリックにサーベイし、最終的に燃料が決定した場合、ある程度実験結果が予測可能となるように試みた。

なお、第2章、第3章では解析対象および解析手法について具体的に記す。

## 2. 解析対象

本報告は、遮蔽安全実験に関する予備解析であり、第1章の序でも述べた如く、遮蔽解析で用いられる計算を線源計算から輸送計算まで一貫して行ない本解析での実験値との比較を行なう際の問題点の洗い出し等を行なうことが目的である。従って、この予備解析で取り上げる解析対象も、遮蔽安全実験で計画されている実験内容に従って定める必要がある。

実験内容は以下の通りである。

### (1) 線源強度評価のための実験

使用済燃料の中性子およびガンマ線の線源強度を評価するために必要とされる燃焼率分布を求める。

### (2) 線源形状評価のための実験

燃料集合体を体積線源として取り扱う上での近似方法を評価するために必要とされる単純な体系下における燃料集合体周辺の中性子およびガンマ線の強度を次の場合について測定する。

#### ① 水中に燃料集合体1体がある場合

#### ② 水中に燃料集合体が $2 \times 2$ 状に配列されている場合

#### ③ キャスク形状評価のための実験

キャスクの3次元的な複雑な構造の近似方法を評価するため、キャスクに使用済燃料集合体1体を収納し、以下の場所における中性子およびガンマ線の強度分布を測定する。

#### ① 空気中におけるキャスク周辺

#### ② 水中におけるキャスク内部および外部

以上の実験計画に従い予備解析では(1)の線源強度の評価から始めた。本解析では使用する燃料のデータおよび燃料の原子炉での履歴等から線源の中性子およびガンマ線の放出率を求め、実験と比較する。しかしながら、予備解析の段階では実験に使用する燃料が不明であったため、典型的な $14 \times 14$ のPWR用の燃料集合体を仮定して解析を行った。仮定した $14 \times 14$ のPWR用燃料集合体全体のデータは表2.1に示すものである。また、表2.2には集合体各部の材料および密度を示し、表2.3と表2.4には燃料有効部の構造材体積および領域別組成体積比を示した。さらに、使用する燃料集合体の燃焼度等履歴に関しては、燃焼度、冷却期間をパラメータとして計算し、実際の使用燃料が決った際、線源強度の予想ができるように試みた。表2.5にパラメータとした燃焼度、冷却期間を示す。なお、燃料を原子炉内で燃焼する際の出力は13.4MW/Assemblyと仮定した。

線源強度が計算されると、この線源強度を用いて線量率分布等の計算を先に述べた実験内容の(2)、(3)に従って行い、燃料集合体周辺およびキャスクの外部・内部の中性子・ガンマ線の分布等を算出し、この計算を行う際の問題点や各種パラメータの設定を行なう。

線源形状評価の解析では水中に燃料集合体1体および $2 \times 2$ 体配列された体系で、燃料集合体周辺の中性子およびガンマ線分布がどのようになるかを調べた。また、キャスクを用いた実験のために、複雑な形状を持つキャスクの遮蔽問題を解析する際どのような問題点等があるかを検討

するためキャスク体系を取り上げて解析を行った。特に、キャスクの蓋部には検出器用の測定孔があるため、この蓋部からの放射線のもれによる放射線分布への影響を調べるため蓋部の詳細な解析も実施した。

なお、燃料集合体は先に述べた如く  $14 \times 14$  の PWR 用燃料を仮定したが、この燃料の形状は  $197.7 \times 197.7$  mm であり、一次元および二次元の R-Z 形状で計算するには形状のモデル化が必要である。このモデル化は、図 2.1 の様に面積等価な円で近似した。ただし、二次元の X-Y 形状を用いた解析（主に、水中における燃料集合体 1 体および  $2 \times 2$  状配列体系）では、上記の寸法をそのまま用いて正方形で解析を行った。図 2.2 には計算に使用した燃料集合体の軸方向の大きさを示す。

Table 2.1 Data for fuel assembly

<b>I. Fuel assembly</b>	
Fuel type	$14 \times 14$ PWR
Numbers of fuel rods	179
Numbers of control rod guide tubes	16
Numbers of detector tubes	1
Fuel pitch	14.12 mm
Numbers of grids	8
Weights of uranium	396 kg
<b>II. Fuel rod</b>	
Effective fuel length	3800 mm
Cladding tube: O.D./thickness	10.72mm/0.62mm
Outer diameter of pellet	9.32 mm
Enrichment	3.40 w/o
Fuel length	3658 mm
<b>III. Control rod guide tube</b>	
Outer diameter/thickness	13.61mm/0.33mm 11.94mm/0.31mm
<b>IV. Detector tube</b>	
Outer diameter/thickness	13.61mm/0.33mm

Table 2.2 Materials and densities of fuel assembly

Parts of fuel assembly	Materials	Densities (g/cm <sup>3</sup> )
Pellet	UO <sub>2</sub>	10.41 <sup>a)</sup>
Clad	Zircaloy-4	6.553
Control rod guide tube	"	"
Detector tube	"	"
Grid	Inconel	8.332 <sup>b)</sup>
Upper and lower nozzle	SUS-304	7.91

a) 95% theoretical density (10.96 g/cm<sup>3</sup>)

b) Calculated density

Table 2.3 Volumes of structural materials in effective parts of fuel

Structural materials	Volume (cm <sup>3</sup> )
UO <sub>2</sub> -pellet	44143
Zircaloy (clad)	12824
Zircaloy (control rod tube)	1040
Zircaloy (detector tube)	72
Inconel 718 (grid)	426
SUS-304 (sleeve tube)	70
Water gap	83388

Table 2.4 Material volume ratio of each region  
in effective fuel part

Region Material	Fuel	Upper Plenum	Upper Nozzle	Lower Nozzle
UO <sub>2</sub>	0.3109	—	—	—
Zr	0.0981	0.099	—	0.070
SUS304	0.0005	0.061	0.178	0.109
Water	0.5694	0.666	0.822	0.821
Air	0.0180*	0.174	—	—
Inconel	0.0030	—	—	—

\*) Include the gap in the fuel rods and detector tubes

Table 2.5 Parameters for burnup and cooling time

Burn-up (MWD/tU)	Cooling time (Day)
20000	0
25000	120
30000	180
35000	365
40000	545
	730

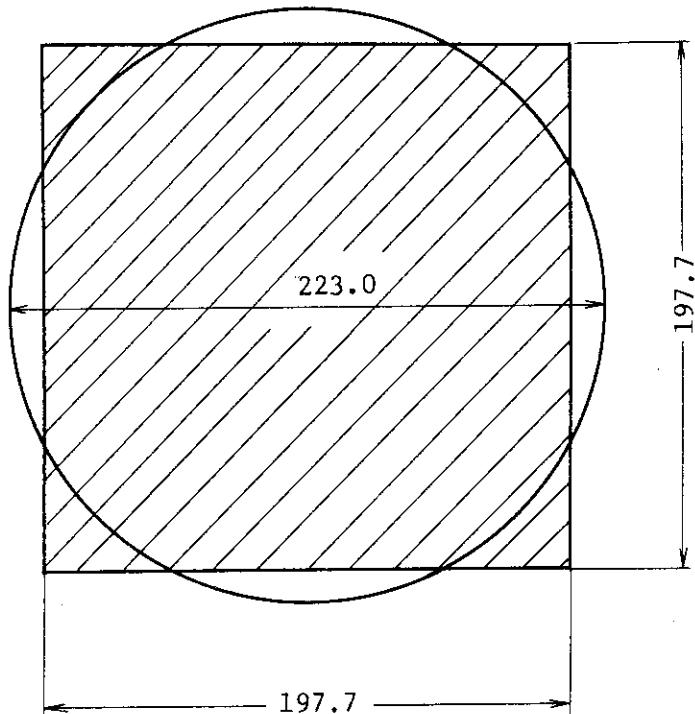


Fig. 2.1 Cross section of fuel assembly (Unit: mm).  
The shaded portion is real assembly cross  
section and the circle area is a modeled  
cross section.

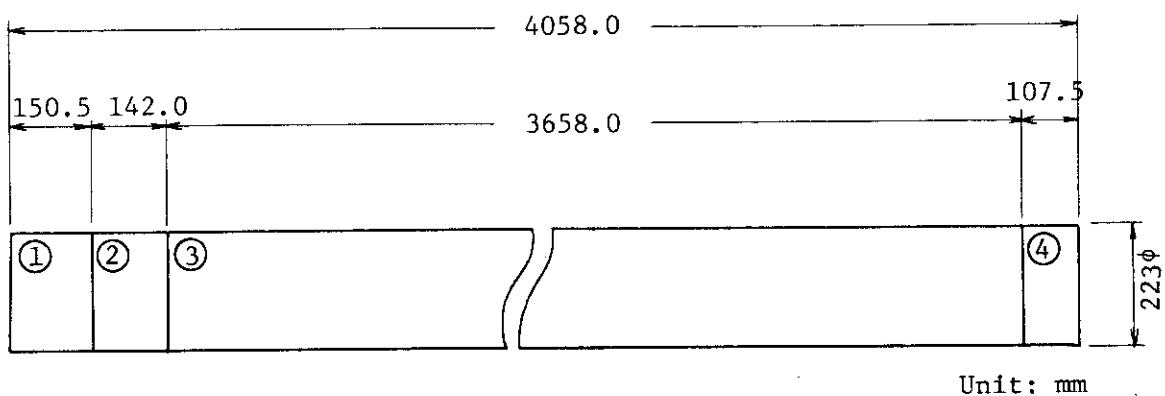


Fig. 2.2 Modeling of fuel assembly.

- ① Upper nozzle
- ② Upper plenum
- ③ Fuel
- ④ Lower nozzle

### 3. 解析手法

解析は RADHEAT-V 3 コードシステム<sup>1)</sup> を用いて、線源強度の計算から二次元の  $S_N$  計算による線量率分布の算出まで一貫して行うことを基本として行った。図 3.1 に解析方法の流れを示す。

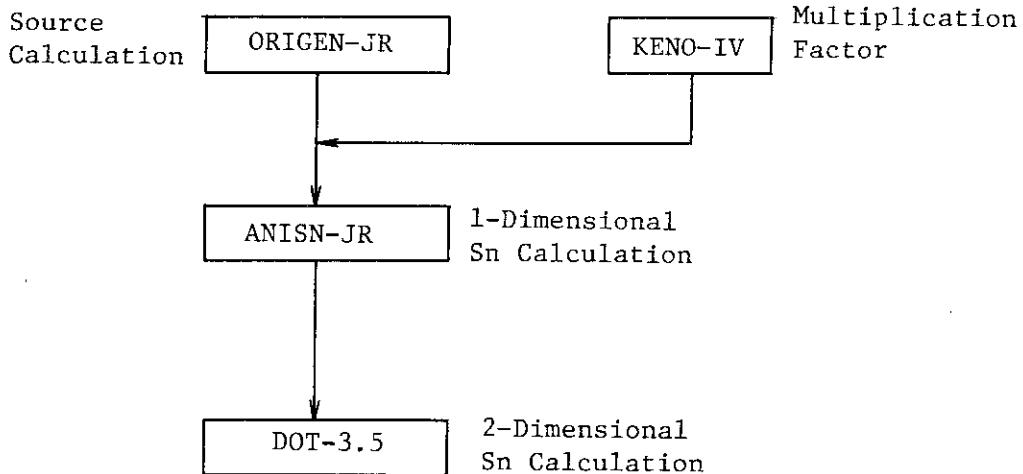


Fig. 3.1 Calculational flow of this analysis.

まず第 1 に、燃料から放出される中性子、ガンマ線の放出率つまり線源強度を計算しなければならない。線源強度が決って始めて遮蔽計算が行なわれる。線源強度の計算は集合体に含まれる核種・個数密度および原子炉での照射履歴から算出される。この線源強度を求めるためにここで解析では ORIGEN - JR を用いて、中性子・ガンマ線のエネルギー群ごとに放出率を求めた。なお、中性子に関しては増倍の効果も考慮するために臨界計算を KENO - IV を用いて行い、ORIGEN - JR で求めた中性子強度に  $1/(1-k_{eff})$  の補正をし、中性子の強度とした。

ここで得られた線源強度は、一次元・二次元の  $S_N$  計算による線量率分布の算出に用いられる。一次元  $S_N$  計算では、単純な体系についてのみ計算可能であり、キャスク等の複雑な形状を持つ体系の計算には充分ではない。そのため、一次元  $S_N$  計算是二次元  $S_N$  計算を行うための群定数を得るために縮約計算として行った。この縮約計算は、二次元  $S_N$  計算是計算機のコアや計算時間の問題があるため、中性子・ガンマ線のエネルギー群構造を適当に減らして実用的な群構造にして計算するために必要な手続きである。この一次元  $S_N$  計算に使用したコードは図 3.1 に示す如く ANISN - JR<sup>3)</sup> である。なお、この縮約計算は、キャスク体系の上部方向、下部方向および側面方向の 3 方向に対して行った。

二次元  $S_N$  計算是上記の縮約計算で得られた群定数を用いて計算コード DOT 3.5<sup>4)</sup> で行い、キャスクの内部および外部の中性子・ガンマ線の線量率分布等を算出した。なお、先に述べた如く一次元  $S_N$  計算是群定数の縮約計算に主に用いたが、線量率分布の計算も行われるため、複雑な二次元  $S_N$  計算是どの程度の違いが現われるか比較も行った。

キャスクの蓋部に関しては、第2章でも述べた如く測定孔があり、その影響で放射線が洩れ、分布に影響すると考えられるための詳細な計算が要求される。従って、キャスクの蓋部に関しては、蓋部の下部までを二次元  $S_N$  計算を実施し、その結果を用いて蓋部の詳細な計算を行うという boot - strap 法を用いて解析を行った。

## 4. ORIGEN-JRによる線源評価

遮蔽計算に当ってはまず線源強度を評価しなければならない。遮蔽実験でも線源強度評価のための実験が計画されており、中性子および $\gamma$ 線の強度及びエネルギースペクトルの測定が予定されている。

この予備解析では線源の強度及びスペクトルを得るためにORIGEN-JR<sup>2)</sup>を用いて計算した。ORIGEN-JR<sup>2)</sup>の入力データとしては、3章に示した燃料集合体データをもとにして求めた燃料集合体各部における各元素のg-atom数を用いた。表4.1に各元素のg-atom数を領域ごとに示す。また、ORIGEN-JR<sup>2)</sup>の入力データのうちスペクトル・インデックス等の炉物理定数についてはPWR燃料に対するORIGEN<sup>2)</sup>のサンプルデータを使用した。ただし、出力は13.4MW/Assemblyの値を使用した。

ORIGEN-JR<sup>2)</sup>の入力データの例を図4.1に示す。

### 4.1 線源強度の燃焼度・冷却期間による変化

実験に使用する使用済燃料の燃焼度・冷却期間が不明なため、既に述べた如く燃焼度・冷却期間をパラメータにしてサーベイ計算を行った。

表4.2～表4.6には20000～40000MWD/tUの各燃焼度に於ける冷却期間ごとの $\gamma$ 線放出率(photon/sec)を示している。表中L, E, F, P, およびH, E, と示してあるのはそれぞれ軽元素、核分裂生成物それに重元素(Actinide)による $\gamma$ 線放出率である。

燃焼度が20000～40000MWD/tUの計算した範囲では、核分裂生成物による $\gamma$ 線の放出が支配的であることが分かる。図4.2には燃焼度30000MWD/tUの時、軽元素、核分裂生成物、重元素による $\gamma$ 線放出率が、冷却期間が長くなるに従いどのように変化するかを示した。核分裂生成物による $\gamma$ 線放出率が全期間を通じて支配的である。重元素による $\gamma$ 線放出率は燃焼が終った時点では核分裂生成物による $\gamma$ 線放出率に匹敵するほどであるが、その後数10日の冷却で急激に( $\sim 10^5$ )減少し、100日程度の冷却で最小になった後徐々に増加する。ただし、700日程度の冷却では、核分裂生成物による $\gamma$ 線放出率より $10^3$ 程度少ない。

図4.3には冷却期間を固定し(365日)、燃焼度をパラメータにした時の核分裂生成物、軽元素、重元素による $\gamma$ 線放出率の変化を示している。いずれの場合も燃焼度が増加するに従って徐々に増加している。

図4.4には燃焼度20000MWD/tU, 30000MWD/tUおよび40000MWD/tUの各々について、全 $\gamma$ 線放出率の冷却期間による変化を横軸に冷却期間をとって示した。いずれの場合も、冷却期間が100日ぐらいまでは急激に減少( $\sim 10^2$ )するが、その後は比較的なめらかに減少する。

表4.7～表4.11には20000～40000MWD/tUの各燃焼度に於ける冷却期間ごとの中性子放出率を示す。表中S, F, で示してあるのは自発核分裂による中性子放出率である。また、( $\alpha$ ,

$n$ ) で示してあるのは酸素との ( $\alpha$ ,  $n$ ) 反応による中性子放出率である。なお、これらの中性子放出率は単位体積当りの値を表示したが、全中性子放出率（自発核分裂と ( $\alpha$ ,  $n$ ) 反応による中性子放出率の合計）については集合体全体の中性子放出率も同様に表示した。

図 4.5 には燃焼度 30000MWD/t U に於ける自発核分裂、 ( $\alpha$ ,  $n$ ) 反応による中性子放出率（単位体積当り）の冷却期間による変化を示した。 ( $\alpha$ ,  $n$ ) 反応による中性子放出率は自発核分裂によるものより減少の割合は大きく、冷却が進むにつれて ( $\alpha$ ,  $n$ ) 反応の寄与は小さくなる。

図 4.6 には冷却期間を固定し（365日）、燃焼度をパラメーターとした時の自発核分裂および ( $\alpha$ ,  $n$ ) 反応による中性子放出率を示した。この図からは燃焼度が増加するに従い ( $\alpha$ ,  $n$ ) 反応による寄与が自発核分裂による寄与と比較してだいに小さくなっていることが示される。

図 4.7 には燃焼度 20000MWD/t U, 30000MWD/t U および 40000MWD/t U の各々について全中性子放出率 ( $n/\text{sec}$ ) を冷却期間を横軸にとって示した。冷却期間が進むにつれて中性子放出率は徐々に減少するが、減少する割合は燃焼度が大きい程小さくなる。燃焼度 20000 MWD/t U では冷却期間 100 日と 700 日を比較すると 2 倍程度減少しているが、燃焼度 40000 MWD/t U では約 1.3 倍程度減少している。

なお、参考までに中性子の放出率をオリジナルな ORIGEN<sup>(2)</sup> と ORIGEN-JR<sup>(2)</sup> とで比較したものを表 4.12 に示す。この比較は燃焼度 30000MWD/t U、冷却期間 365 日で行った。この条件下では、自発核分裂による中性子放出率はほとんど差は見られないが、 ( $\alpha$ ,  $n$ ) 反応による寄与は 1.7 倍程度 ORIGEN の方が大きく算出されている。しかしながら中性子放出率全体では両者の差は 3 ~ 4 % 程度である。

#### 4.2 線源のエネルギースペクトル

燃焼度 30000MWD/t U、冷却期間 365 日の条件の線源について、中性子のエネルギースペクトル ( $n/\text{cm}^3 \cdot \text{sec} \cdot \text{MeV}$ ) および  $\gamma$  線のエネルギースペクトル (photons/cm<sup>3</sup> · sec · MeV) を図 4.8、図 4.9 に示す。

中性子のスペクトルではピークは 800 keV 付近に現われており、  $\gamma$  線のスペクトルではピークは 500 keV 付近に現われている。

#### 4.3 ANIBURN と ORIGEN-JR の比較

一次元輸送計算を ANISN-JR で行う際の群定数は、高速群については RADHEAT-V 3<sup>1)</sup> で作成し、熱群 (0.41399 eV 以下) については ANIBURN<sup>6)</sup> により格子計算を行って、実効的な微視的断面積を求め、 RADHEAT-V 3<sup>1)</sup> の熱群の断面積と置き換える。この点については次章で述べるが、ここでは、各 BURN-UP DAY での主な元素の CONCENTRATION を比較する。この時燃料装荷時の  $^{235}\text{U}$  の原子数を  $1.472 \times 10^{23}$  個に合わせて比較した。

表 4.13 には、主な元素について各燃焼度ごとの比較を示す。又、図 4.10 には燃焼度ごとの変化を示す。実線が ORIGEN-JR<sup>(2)</sup> の結果であり、破線が ANIBURN<sup>6)</sup> の結果である。ウ

ランの同位体ではORIGEN-JRとANIBURN<sup>6)</sup>の差は比較的小さいが、プルトニウムについては、比較的大きく、<sup>240</sup>PuはORIGEN-JR<sup>2)</sup>の方が多く、<sup>241</sup>Pu, <sup>242</sup>PuではANIBURN<sup>6)</sup>の方が多い。

Table 4.1 g-atom number for fuel assembly

Fuel		Zircaloy-4			Inconel 1			SUS-304	
235U	5.744×10 <sup>3</sup>	Zr	1.022×10 <sup>3</sup>	Cr	1.270×10	S1	7.851		
238U	1.611×10 <sup>3</sup>	Sn	1.200×10	Mo	1.147	Cr	8.058×10		
O	3.906×10 <sup>3</sup>	Fe	3.399	Nb	1.911	Mn	8.027		
		Cr	1.825	Fe	1.176×10	Fe	2.679×10 <sup>2</sup>		
				Ni	3.203×10	Ni	3.756×10		
				Ti	0.666				

Table 4.2  $\gamma$ -ray release rate at 20000 MWd/tU burn-up

Cooling time (Day)	0	120	180	365	545	730
$\gamma$ -ray release rate (photons/ sec)	L.E.	4.88×10 <sup>15</sup>	4.55×10 <sup>14</sup>	2.63×10 <sup>14</sup>	5.36×10 <sup>13</sup>	1.80×10 <sup>13</sup>
	F.P.	1.74×10 <sup>18</sup>	3.35×10 <sup>16</sup>	2.15×10 <sup>16</sup>	8.46×10 <sup>15</sup>	5.53×10 <sup>15</sup>
	H.E.	4.95×10 <sup>17</sup>	1.80×10 <sup>12</sup>	1.81×10 <sup>12</sup>	2.01×10 <sup>12</sup>	2.20×10 <sup>12</sup>
	Sum	2.24×10 <sup>18</sup>	3.40×10 <sup>16</sup>	2.18×10 <sup>16</sup>	8.52×10 <sup>15</sup>	5.55×10 <sup>15</sup>

L.E. : Light element

F.P. : Fission product

H.E. : Heavy element

Table 4.3  $\gamma$ -ray release rate at 25000 MWD/tU burn-up

Cooling time (Day)	0	120	180	365	545	730
$\gamma$ -ray release rate (photons/ sec)	L.E.	$5.04 \times 10^{15}$	$4.83 \times 10^{14}$	$2.80 \times 10^{14}$	$5.87 \times 10^{13}$	$2.06 \times 10^{13}$
	F.P.	$1.68 \times 10^{18}$	$3.58 \times 10^{16}$	$2.39 \times 10^{16}$	$1.05 \times 10^{16}$	$7.27 \times 10^{15}$
	H.E.	$5.12 \times 10^{17}$	$2.56 \times 10^{12}$	$2.60 \times 10^{12}$	$2.87 \times 10^{12}$	$3.15 \times 10^{12}$
	Sum	$2.20 \times 10^{18}$	$3.63 \times 10^{16}$	$2.42 \times 10^{16}$	$1.06 \times 10^{16}$	$7.29 \times 10^{15}$

Table 4.4  $\gamma$ -ray release rate at 3000 MWD/tU burn-up

Cooling time (Day)	0	120	180	365	545	730
$\gamma$ -ray release rate (photons/ sec)	L.E.	$5.19 \times 10^{15}$	$5.03 \times 10^{14}$	$2.92 \times 10^{14}$	$6.30 \times 10^{13}$	$2.31 \times 10^{13}$
	F.P.	$1.62 \times 10^{18}$	$3.77 \times 10^{16}$	$2.60 \times 10^{16}$	$1.27 \times 10^{16}$	$9.12 \times 10^{15}$
	H.E.	$5.29 \times 10^{17}$	$3.43 \times 10^{12}$	$3.47 \times 10^{12}$	$3.82 \times 10^{12}$	$4.18 \times 10^{12}$
	Sum	$2.15 \times 10^{18}$	$3.82 \times 10^{16}$	$2.63 \times 10^{16}$	$1.28 \times 10^{16}$	$9.15 \times 10^{15}$

Table 4.5  $\gamma$ -ray release rate at 35000 MWD/tU burn-up

Cooling time (Day)	0	120	180	365	545	730
$\gamma$ -ray release rate (photons/ sec)	L.E.	$5.32 \times 10^{15}$	$5.20 \times 10^{14}$	$3.05 \times 10^{14}$	$6.71 \times 10^{13}$	$2.57 \times 10^{13}$
	F.P.	$1.57 \times 10^{18}$	$3.97 \times 10^{16}$	$2.82 \times 10^{16}$	$1.49 \times 10^{16}$	$1.10 \times 10^{16}$
	H.E.	$5.46 \times 10^{17}$	$4.41 \times 10^{12}$	$4.45 \times 10^{12}$	$4.85 \times 10^{12}$	$5.27 \times 10^{12}$
	Sum	$2.12 \times 10^{18}$	$4.02 \times 10^{16}$	$2.85 \times 10^{16}$	$1.50 \times 10^{16}$	$8.92 \times 10^{15}$

Table 4.6  $\gamma$ -ray release rate at 40000 MWD/tU burn-up

Cooling time (Day)	0	120	180	365	545	730
$\gamma$ -ray release rate (photons/ sec)	L.E.	$5.44 \times 10^{15}$	$5.37 \times 10^{14}$	$3.14 \times 10^{14}$	$7.12 \times 10^{14}$	$2.82 \times 10^{13}$
	F.P.	$1.53 \times 10^{18}$	$4.10 \times 10^{16}$	$3.01 \times 10^{16}$	$1.70 \times 10^{16}$	$1.29 \times 10^{16}$
	H.E.	$5.63 \times 10^{17}$	$5.40 \times 10^{12}$	$5.45 \times 10^{12}$	$5.88 \times 10^{12}$	$6.35 \times 10^{12}$
	Sum	$2.10 \times 10^{18}$	$4.15 \times 10^{16}$	$3.04 \times 10^{16}$	$1.71 \times 10^{16}$	$1.29 \times 10^{16}$

Table 4.7 Neutron release rate at 20000 MWD/tU burn-up

Cooling time (Day)	0	120	180	365	545	730
Neutron release rate per volume (n/cm <sup>3</sup> ·s)	S.F. 4.09×10 <sup>2</sup>	3.10×10 <sup>2</sup>	2.75×10 <sup>2</sup>	2.09×10 <sup>2</sup>	1.78×10 <sup>2</sup>	1.62×10 <sup>2</sup>
(α, n)	8.13×10 <sup>1</sup>	5.42×10 <sup>1</sup>	4.48×10 <sup>1</sup>	2.72×10 <sup>1</sup>	1.95×10 <sup>1</sup>	1.59×10 <sup>1</sup>
Sum	4.90×10 <sup>2</sup>	3.64×10 <sup>2</sup>	3.20×10 <sup>2</sup>	2.36×10 <sup>2</sup>	1.97×10 <sup>2</sup>	1.78×10 <sup>2</sup>
Neutron release rate (n/sec)	2.87×10 <sup>7</sup>	2.13×10 <sup>7</sup>	1.87×10 <sup>7</sup>	1.38×10 <sup>7</sup>	1.16×10 <sup>7</sup>	1.04×10 <sup>7</sup>

S.F. : Spontaneous fission

Table 4.8 Neutron release rate at 25000 MWD/tU burn-up

Cooling time (Day)	0	120	180	365	545	730
Neutron release rate per volume (n/cm <sup>3</sup> ·s)	S.F. 1.05×10 <sup>3</sup>	8.37×10 <sup>2</sup>	7.62×10 <sup>2</sup>	6.16×10 <sup>2</sup>	5.47×10 <sup>2</sup>	5.09×10 <sup>2</sup>
(α, n)	1.71×10 <sup>2</sup>	1.12×10 <sup>2</sup>	9.20×10 <sup>1</sup>	5.39×10 <sup>1</sup>	3.70×10 <sup>1</sup>	2.92×10 <sup>1</sup>
Sum	1.22×10 <sup>3</sup>	9.49×10 <sup>2</sup>	8.52×10 <sup>2</sup>	6.70×10 <sup>2</sup>	5.84×10 <sup>2</sup>	5.38×10 <sup>2</sup>
Neutron release rate (n/sec)	7.17×10 <sup>7</sup>	5.56×10 <sup>7</sup>	5.00×10 <sup>7</sup>	3.93×10 <sup>7</sup>	3.42×10 <sup>7</sup>	3.15×10 <sup>7</sup>

Table 4.9 Neutron release rate at 30000 MWD/tU burn-up

Cooling time (Day)	0	120	180	365	545	730
Neutron release rate per volume (n/cm <sup>3</sup> )	$2.28 \times 10^3$	$1.90 \times 10^3$	$1.76 \times 10^3$	$1.50 \times 10^3$	$1.37 \times 10^3$	$1.30 \times 10^3$
( $\alpha, n$ )	$3.01 \times 10^2$	$1.97 \times 10^2$	$1.62 \times 10^2$	$9.40 \times 10^1$	$6.41 \times 10^1$	$5.01 \times 10^1$
Sum	$2.58 \times 10^3$	$2.10 \times 10^3$	$1.92 \times 10^3$	$1.60 \times 10^3$	$1.44 \times 10^3$	$1.35 \times 10^3$
Neutron release rate (n/sec)	$1.51 \times 10^8$	$1.23 \times 10^8$	$1.13 \times 10^8$	$9.34 \times 10^7$	$8.41 \times 10^7$	$7.89 \times 10^7$

Table 4.10 Neutron release rate at 35000 MWD/tU burn-up

Cooling time (Day)	0	120	180	365	545	730
Neutron release rate per volume (n/cm <sup>3</sup> •s)	$4.36 \times 10^3$	$3.76 \times 10^3$	$3.55 \times 10^3$	$3.14 \times 10^3$	$2.92 \times 10^3$	$2.80 \times 10^3$
( $\alpha, n$ )	$4.64 \times 10^2$	$3.05 \times 10^2$	$2.51 \times 10^2$	$1.48 \times 10^2$	$1.02 \times 10^2$	$8.05 \times 10^1$
Sum	$4.82 \times 10^3$	$4.07 \times 10^3$	$3.80 \times 10^3$	$3.29 \times 10^3$	$3.03 \times 10^3$	$2.88 \times 10^3$
Neutron release rate (n/sec)	$2.82 \times 10^8$	$2.38 \times 10^8$	$2.23 \times 10^8$	$1.92 \times 10^8$	$1.77 \times 10^8$	$1.68 \times 10^8$

Table 4.11 Neutron release rate at 40000 MWD/tU burn-up

Cooling time (Day)	0	120	180	365	545	730
Neutron release rate per volume (n/cm <sup>3</sup> ·s)	7.56×10 <sup>3</sup>	6.73×10 <sup>3</sup>	6.43×10 <sup>3</sup>	5.83×10 <sup>3</sup>	5.51×10 <sup>3</sup>	5.31×10 <sup>3</sup>
(α, n)	6.51×10 <sup>2</sup>	4.32×10 <sup>2</sup>	3.57×10 <sup>2</sup>	2.16×10 <sup>2</sup>	1.53×10 <sup>2</sup>	1.23×10 <sup>2</sup>
Sum	8.21×10 <sup>3</sup>	7.16×10 <sup>3</sup>	6.79×10 <sup>3</sup>	6.05×10 <sup>3</sup>	5.67×10 <sup>3</sup>	5.43×10 <sup>3</sup>
Neutron release rate (n/sec)	4.81×10 <sup>8</sup>	4.19×10 <sup>8</sup>	3.98×10 <sup>8</sup>	3.54×10 <sup>8</sup>	3.32×10 <sup>8</sup>	3.18×10 <sup>8</sup>

Table 4.12 Comparison of neutron release rate for ORIGEN and ORIGEN-JR

	ORIGEN-JR	ORIGEN
S.F.	8.79×10 <sup>7</sup>	8.75×10 <sup>7</sup>
(α, n)	5.50×10 <sup>6</sup>	9.36×10 <sup>6</sup>
Total	9.34×10 <sup>7</sup>	9.69×10 <sup>7</sup>

Table 4.13 Comparison of atomic number densities  
for ORIGEN-JR and ANIBURN

Burn-up (MWD/tU)	$^{235}\text{U}$		$^{236}\text{U}$	
	ORIGEN-JR	ANIBURN	ORIGEN-JR	ANIBURN
20000	$6.704 \times 10^{22}$	$6.962 \times 10^{22}$	$1.537 \times 10^{22}$	$1.325 \times 10^{22}$
25000	$5.353 \times 10^{22}$	$5.594 \times 10^{22}$	$1.758 \times 10^{22}$	$1.533 \times 10^{22}$
30000	$4.213 \times 10^{22}$	$4.421 \times 10^{22}$	$1.925 \times 10^{22}$	$1.697 \times 10^{22}$
35000	$3.278 \times 10^{22}$	$3.444 \times 10^{22}$	$2.042 \times 10^{22}$	$1.820 \times 10^{22}$
40000	$2.519 \times 10^{22}$	$2.638 \times 10^{22}$	$2.115 \times 10^{22}$	$1.904 \times 10^{22}$

Burn-up (MWD/tU)	$^{238}\text{U}$		$^{239}\text{Pu}$	
	ORIGEN-JR	ANIBURN	ORIGEN-JR	ANIBURN
20000	$4.072 \times 10^{24}$	$4.074 \times 10^{24}$	$2.027 \times 10^{22}$	$2.055 \times 10^{22}$
25000	$4.057 \times 10^{24}$	$4.059 \times 10^{24}$	$2.133 \times 10^{22}$	$2.202 \times 10^{22}$
30000	$4.039 \times 10^{24}$	$4.042 \times 10^{24}$	$2.189 \times 10^{22}$	$2.286 \times 10^{22}$
35000	$4.021 \times 10^{24}$	$4.023 \times 10^{24}$	$2.216 \times 10^{22}$	$2.330 \times 10^{22}$
40000	$4.003 \times 10^{24}$	$4.004 \times 10^{24}$	$2.228 \times 10^{22}$	$2.350 \times 10^{22}$

Burn-up (MWD/tU)	$^{240}\text{Pu}$		$^{241}\text{Pu}$	
	ORIGEN-JR	ANIBURN	ORIGEN-JR	ANIBURN
20000	$5.861 \times 10^{21}$	$3.530 \times 10^{21}$	$1.982 \times 10^{21}$	$3.390 \times 10^{21}$
25000	$7.339 \times 10^{21}$	$4.914 \times 10^{21}$	$2.921 \times 10^{21}$	$4.139 \times 10^{21}$
30000	$8.511 \times 10^{21}$	$6.021 \times 10^{21}$	$3.811 \times 10^{21}$	$5.046 \times 10^{21}$
35000	$9.377 \times 10^{21}$	$6.859 \times 10^{21}$	$4.564 \times 10^{21}$	$5.903 \times 10^{21}$
40000	$9.992 \times 10^{21}$	$7.469 \times 10^{21}$	$5.159 \times 10^{21}$	$6.634 \times 10^{21}$

Burn-up (MWD/tU)	$^{242}\text{Pu}$	
	ORIGEN-JR	ANIBURN
20000	$3.472 \times 10^{20}$	$5.160 \times 10^{20}$
25000	$6.783 \times 10^{20}$	$9.354 \times 10^{20}$
30000	$1.123 \times 10^{21}$	$1.452 \times 10^{21}$
35000	$1.645 \times 10^{21}$	$2.061 \times 10^{21}$
40000	$2.210 \times 10^{21}$	$2.749 \times 10^{21}$

SOURCE	CPL.	BY ORIGEN-JR	PURE	300020000	2	3
0.6326	0.333	2.00	1.00	1.0E+25060278		
1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 0 0	0 1 0 0 0 0	0 1 1 0 0 0			
5 10	0 0	1 1	1 0			
59	1	19	5.8575+4	120	0	0
1	2	3	4	5	6	7
21	22	23	24	25	26	27
41	42	43	44	45	46	47
61	62	63	64	65	66	67
81	82	83	84	85	86	87
101	102	103	104	105	106	107
13.4	13.4	13.4	13.4	13.4	13.4	13.4
50.0	100.0	200.0	500.0	800.0	800.0	120.0
SOURCE CALCULATION BY ORIGEN-JR	PURE	300020000				
GRPH-CTON / ASSEMBLY			86460.00000	365.0	345.0	730.0
0.001	0.001	0.001	0.001	0.001	0.001	1.0
801603.8965E+3	801701.5233E+0	801800.0073E+0				
1402807.2370E+014022903.6030E-11403002.4330E-12204605.3280E-22204704.9950E-2						1
2204804.9080E-12204903.6630E-22205003.5300E-22405004.1532E+02405207.9613E+1						1
2405303.9264E+02405402.2424E+02505500.0240E+02605401.6417E+12305601.5957E+2						1
2605706.9575E+02605608.7775E-12305804.7147E+12305601.3383E+12306108.6713E-1						1
2306202.5814E+02806406.6101E-14030005.2531E+24309101.1446E+24009201.7476E+2						1
4000401.7885E+24009602.8616E+14109301.9113E+04209201.6980E-14209401.6440E-1						1
4209501.8240E-14209601.9150E-14209701.0900E-14209802.7990E-14210001.1010E-1						1
5011201.2000E-15011407.9200E-25011504.2000E-25011601.7200E+05011700.1200E-1						1
5011302.8920E+05011301.0320E+050112003.9360E+05012205.6400E-15012406.9600E-1						1
5223505.7440E+19223001.6119E+3						2

Fig. 4.1 Sample input of ORIGEN-JR.

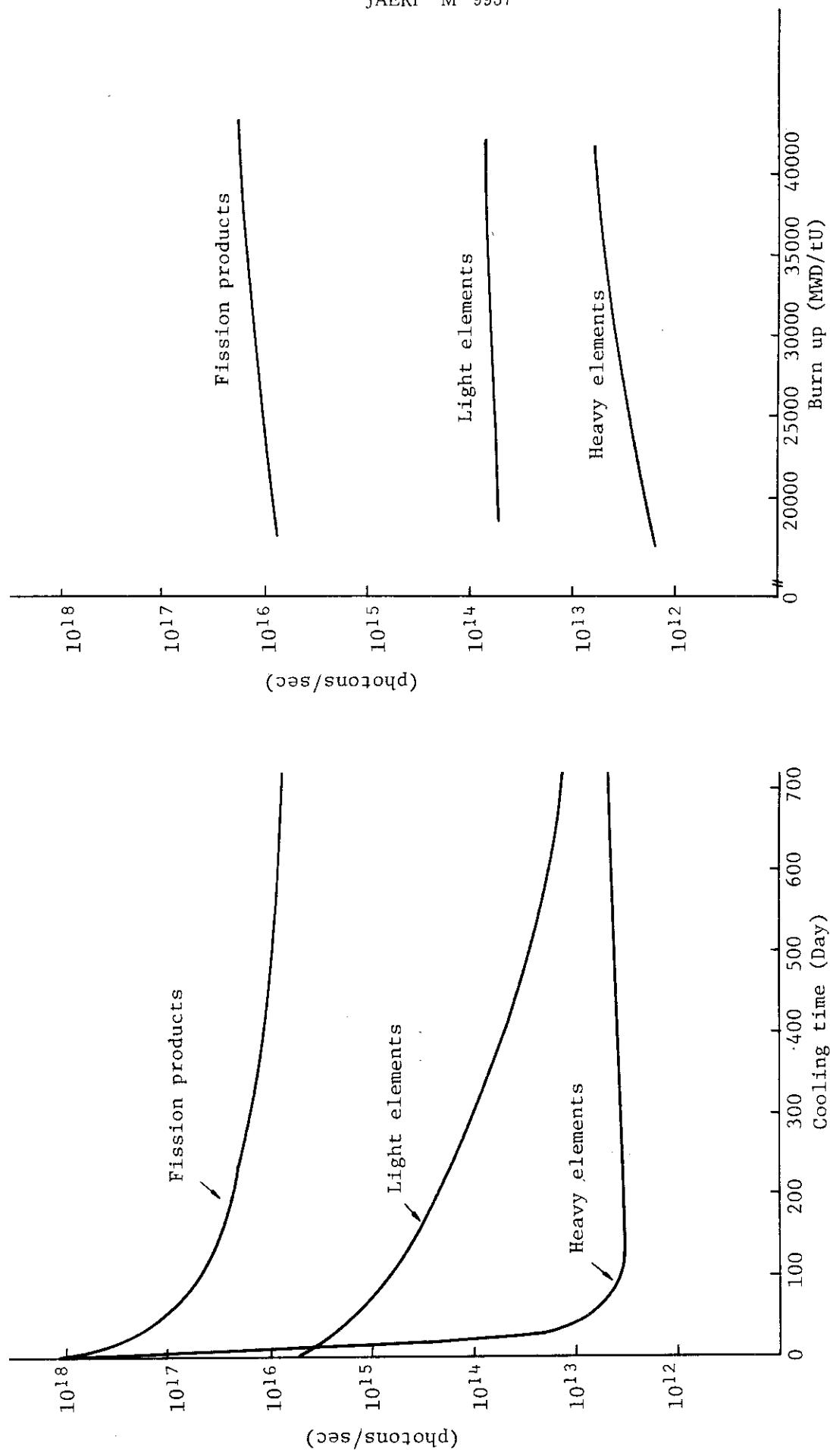


Fig. 4.2 Variation of gamma-ray release rate. Burn-up is fixed at 30000 MWD/tU and cooling time is changed. In this figure, "Fission products", "Light elements", and "Heavy elements" indicate contributions of these elements.

Fig. 4.3 Variation of gamma-ray release rate. Cooling time is fixed at 365 day and burn-up is changed. Notation is the same in Fig. 4.2.

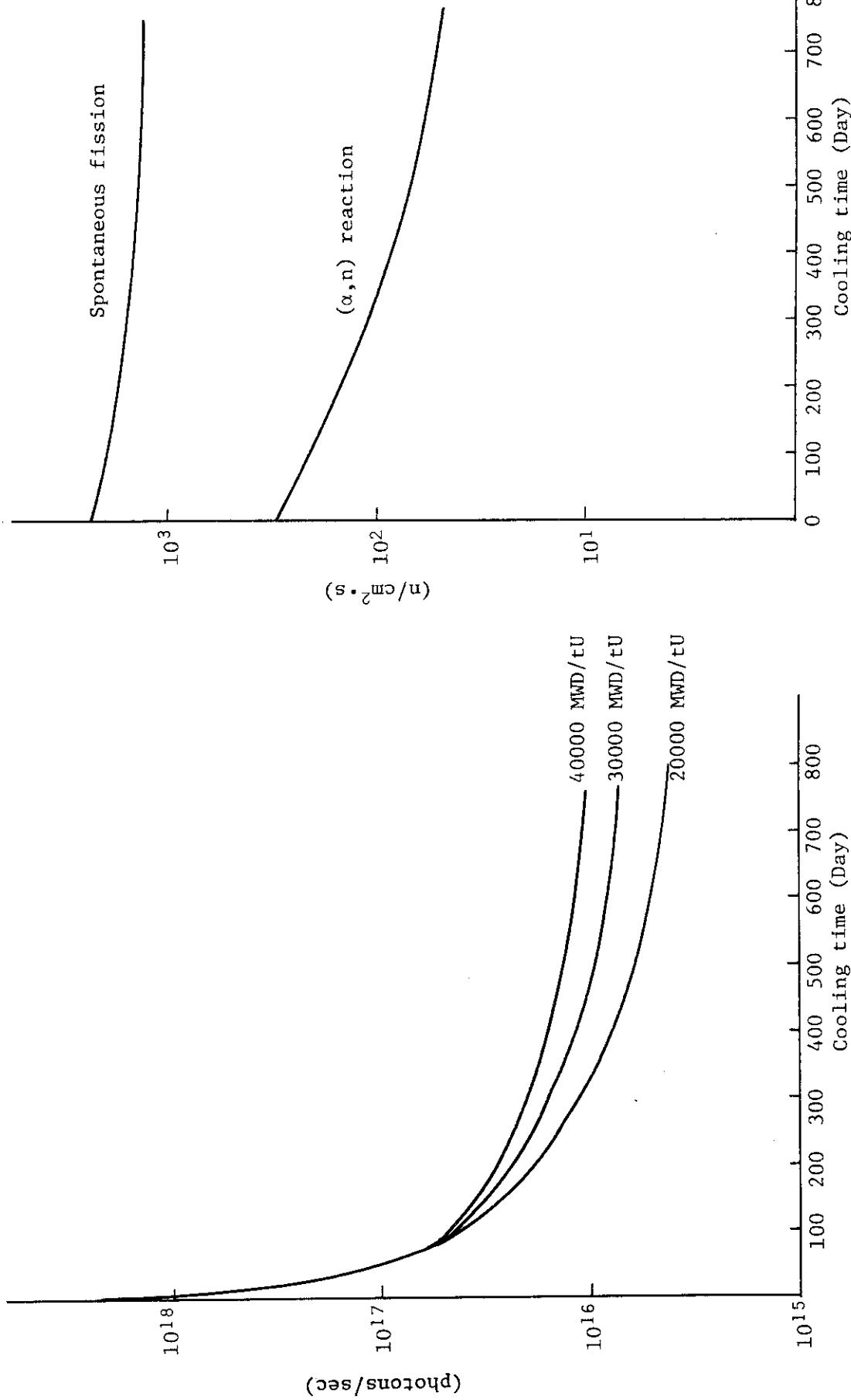
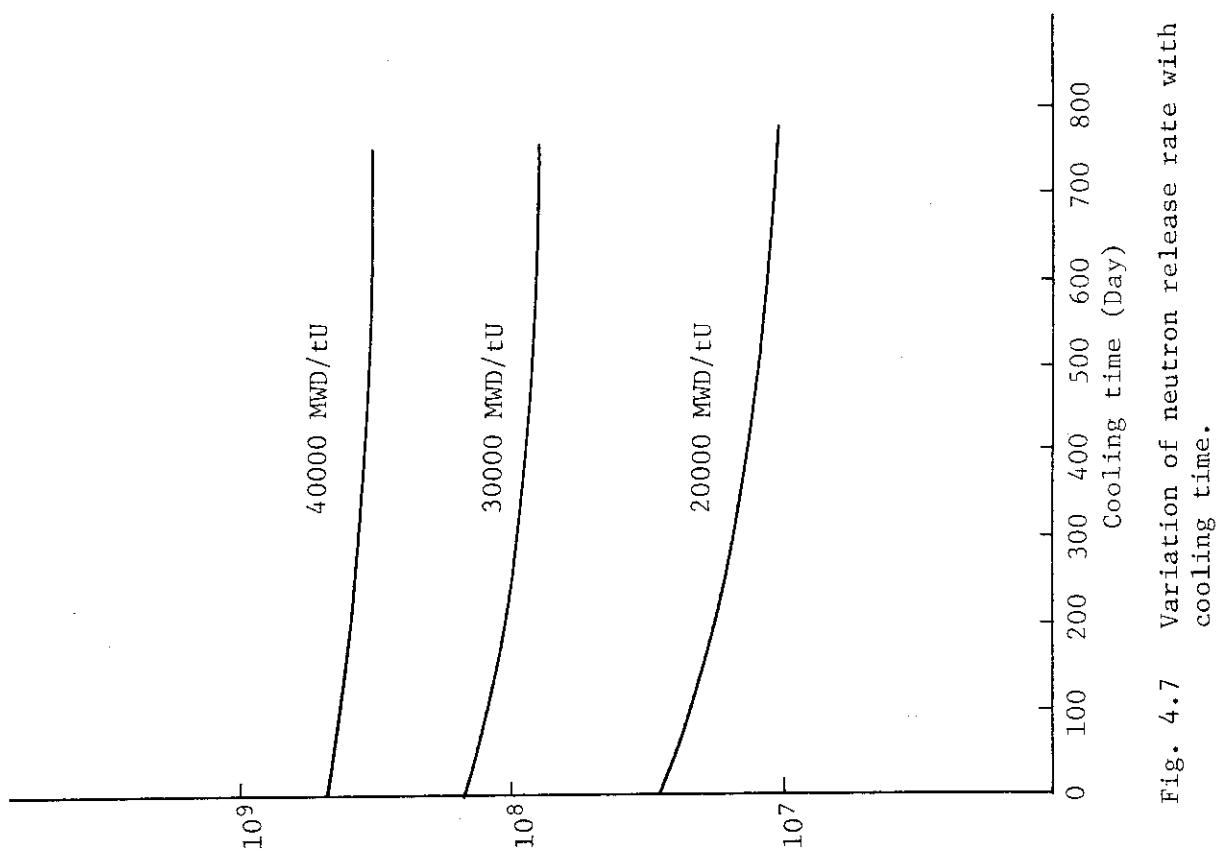
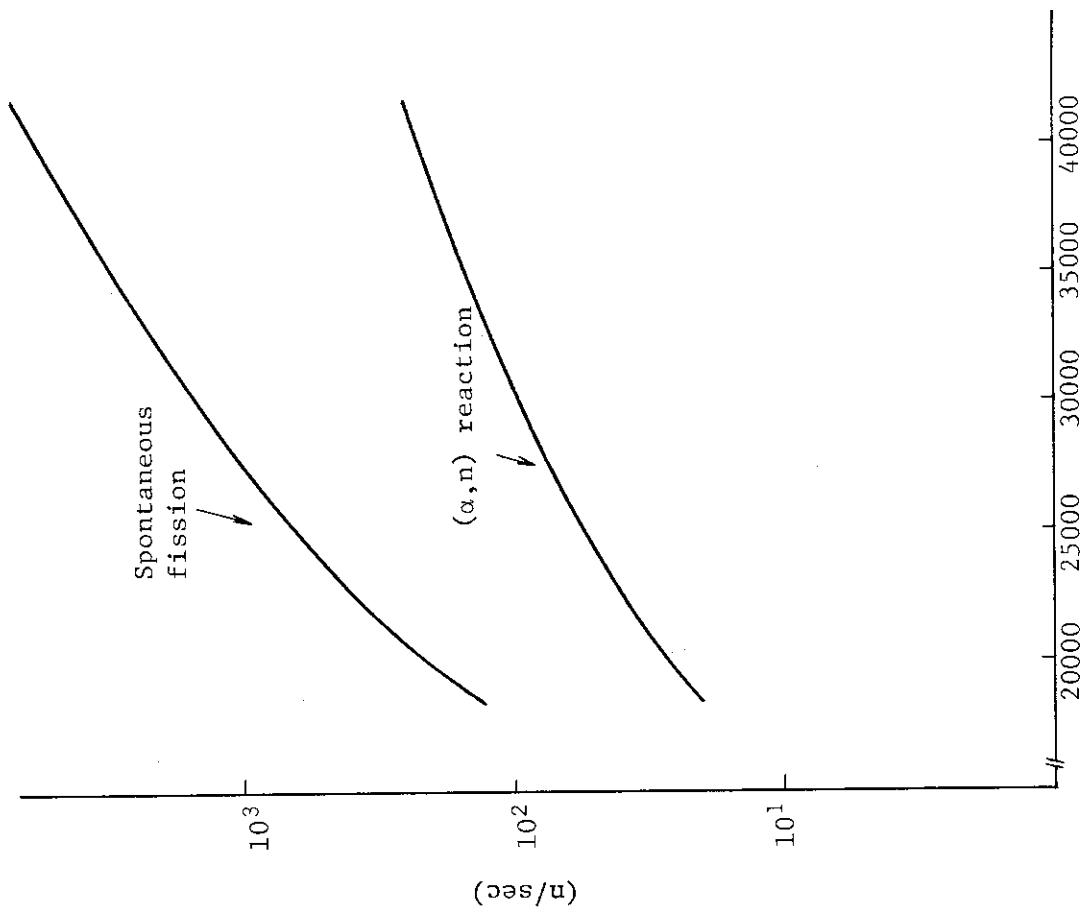


Fig. 4.4 Variation of total  $\gamma$ -ray release rate with cooling time.

Fig. 4.5 Variation of neutron release rate. Burn-up is fixed at 30000 MWD/tU and cooling time is changed. "Spontaneous fission" and " $(\alpha, n)$  reaction" indicate contribution of these reactions.

Fig. 4.5 Variation of neutron release rate. Burn-up is fixed at 30000 MWD/tU and cooling time is changed.

"Spontaneous fission" and " $(\alpha, n)$  reaction" indicate contribution of these reactions.



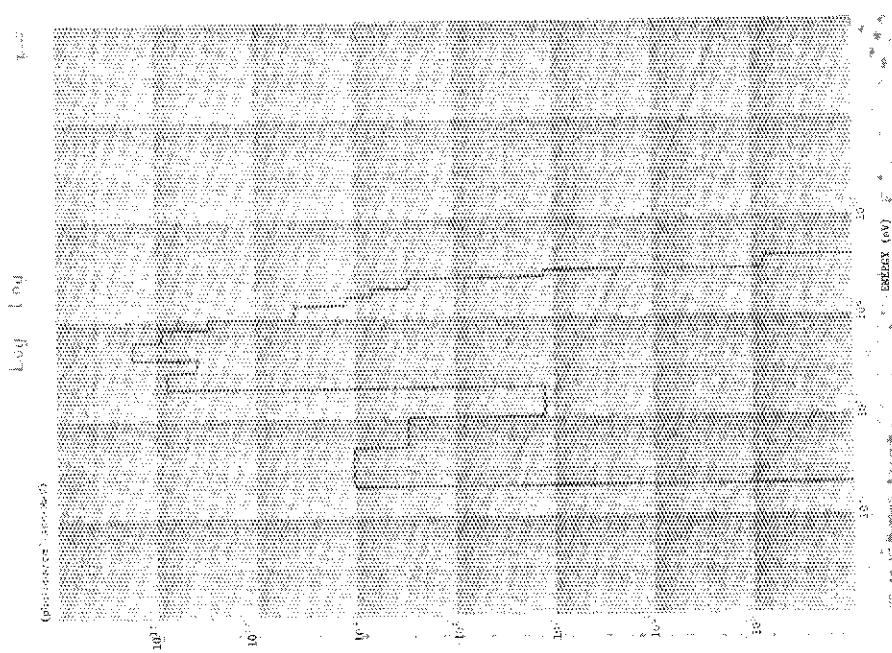


Fig. 4.9  $\gamma$ -ray energy spectrum.  
Burn up : 30000 MWD/tU  
Cooling time : 365 day

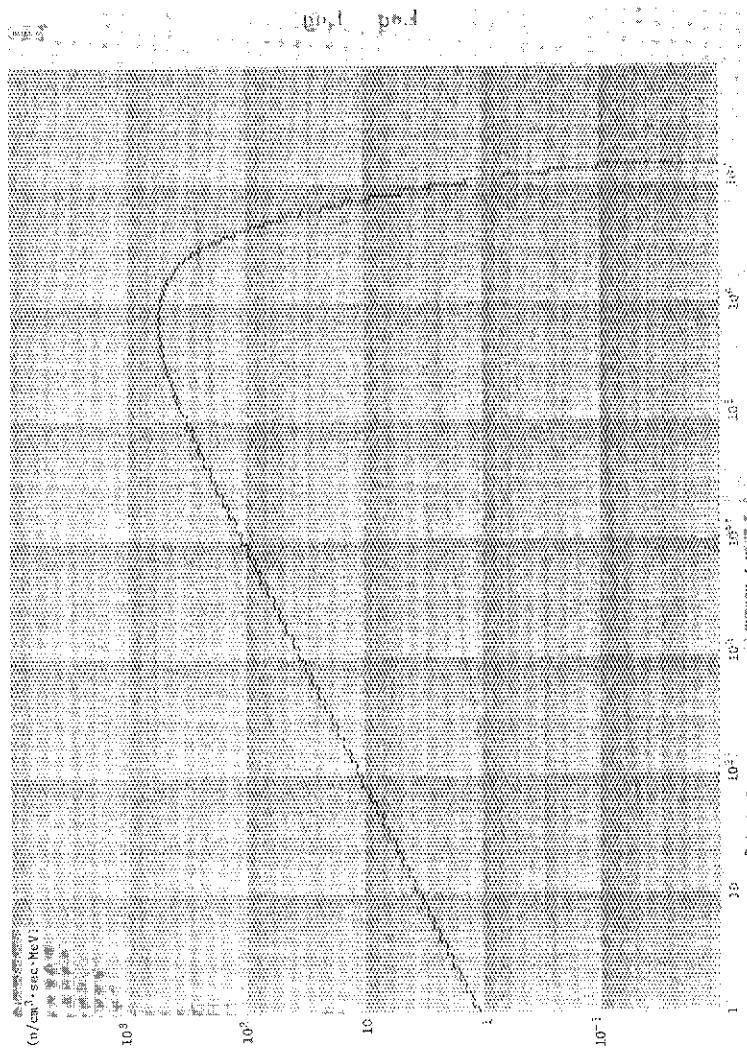


Fig. 4.8 Neutron energy spectrum.  
Burn up : 30000 MWD/tU  
Cooling time : 365 day

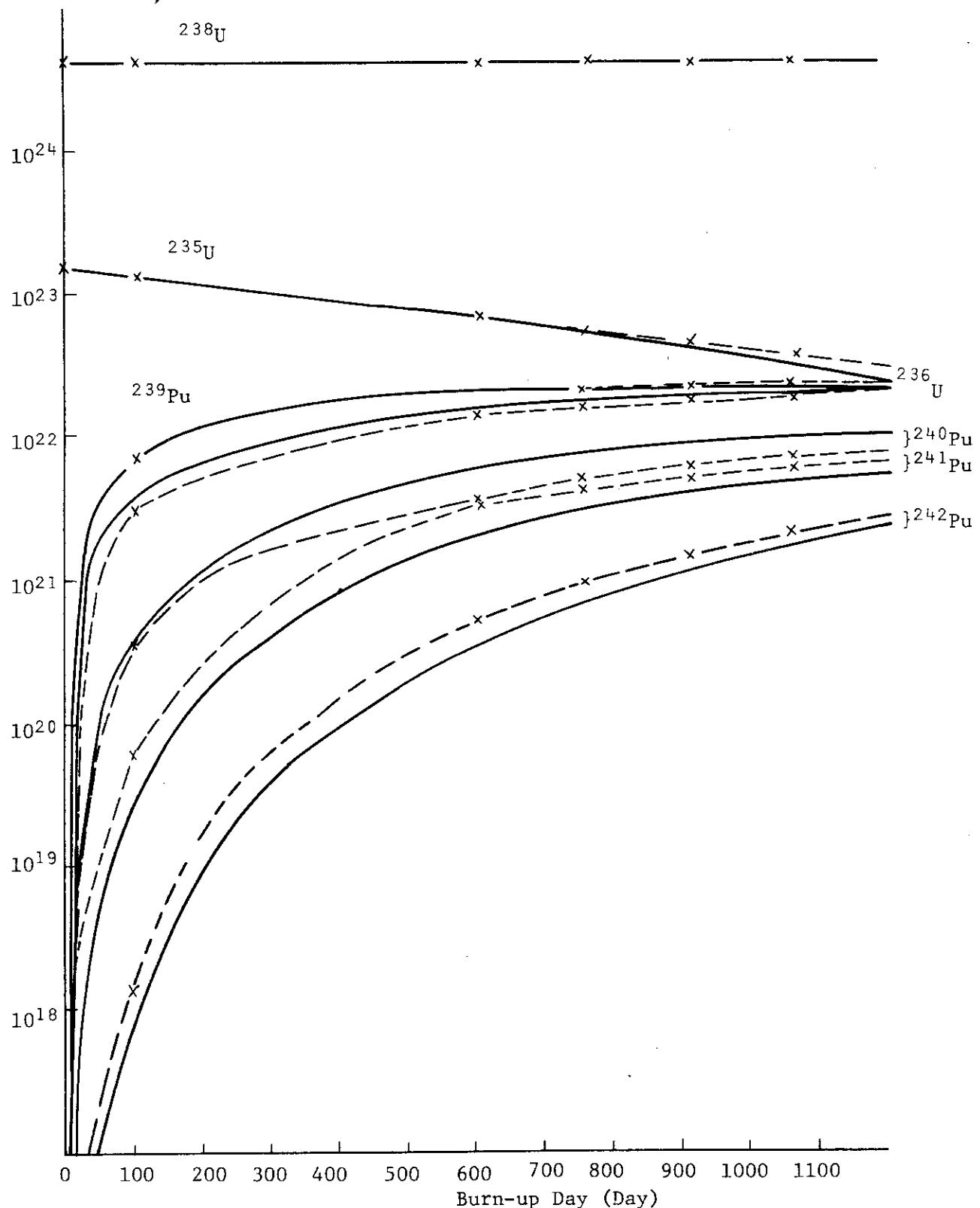


Fig. 4.10 Comparison of nuclide concentration for ORIGEN-JR and ANIBURN. Solid line indicates the concentration of ORIGEN-JR. Dotted line indicates the concentration of ANIBURN. Initial concentration of  $^{235}\text{U}$  is  $1.472 \times 10^{23}$ .

## 5. 群定数の作成

### 5.1 RADHEAT-V 3 による高速群定数

一次元および二次元輸送計算に用いた断面積の定数は基本的にはRADHEAT-V 3 システム<sup>1)</sup>の定数セット JSD100 (中性子無限希釈微視的断面積), POPOP 4 ライブラリー (2次  $\gamma$  線断面積) および JSD120 (巨視的実効断面積) を用い, これらの定数セットには含まれていない核種および領域についてはMACS モジュールを使用して作成した。

燃料集合体の巨視的断面積は, 組成および元素の個数密度を燃料集合体のデータから算出し, JSD100 および POPOP 4 ライブラリーを用いて巨視的断面積を求めた。表 5.1 に燃料集合体の個数密度を上部プレナム, 上下部ノズルの各領域に分けて示す。燃料部の個数密度については, 燃焼計算コード ANIBURN<sup>6)</sup>を用いて燃焼度 30000MWD/tU の条件で計算した時に得られた核種および個数密度を用いて巨視的断面積を求めた。この時の核種および個数密度を表 5.2 に示す。この表で FP ( $^{80}\text{Kr}$ ) で現わしてあるのは, 核分裂生成物の代表として  $^{80}\text{Kr}$  を用いたことを示している。なお, この  $^{80}\text{Kr}$  は, 微視的断面積セット JSD100 にも含まれていないため, MACS コードモジュールを使用し, SUPER TOG-JR<sup>7)</sup>で微視的断面積を作成した。

ただし, 熱群 ( $< 0.41399\text{eV}$ ) の断面積については次節で述べるように ANIBURN<sup>6)</sup> で計算した断面積で置き換えた。

### 5.2 ANIBURN コードによる燃料部均質化断面積の作成

前節で述べたごとく燃料部の群定数は, 燃焼コード ANIBURN で求めた核種および個数密度を用いて作成した。この時の燃焼度は 30000MWD/tU とした。また, 初期ウラン燃料 ( $\text{UO}_2$ ) の個数密度は以下のものを用いた。

$$^{235}\text{U} ; 7.728 \times 10^{-4} \text{ n/b} \cdot \text{cm}$$

$$^{238}\text{U} ; 2.168 \times 10^{-2} \text{ n/b} \cdot \text{cm}$$

$$\text{O} ; 4.49 \times 10^{-2} \text{ n/b} \cdot \text{cm}$$

熱群の断面積については, JSD100 の断面積を ANIBURN<sup>6)</sup> で求めた微視的断面積で置き換えて使用した。表 5.3 に ANIBURN<sup>6)</sup> で求めた微視的断面積と JSD100 の断面積との比較を示す。全体的に, ANIBURN で求めた断面積より JSD100 の断面積の方が大きめに出ているようである。特に, FP の代表として取り上げた  $^{80}\text{Kr}$  は  $(n, \gamma)$  反応で約 2.7 倍程 JSD100 の方が大きい。

Table 5.1 Number densities of structural materials  
(n/barn·cm)

Regions Elements \	Upper plenum	Upper nozzle	Lower nozzle
H	$4.4448 \times 10^{-2}$	$5.4859 \times 10^{-2}$	$5.4792 \times 10^{-2}$
C	$1.9356 \times 10^{-5}$	$5.6478 \times 10^{-5}$	$3.4585 \times 10^{-5}$
O	$2.2226 \times 10^{-2}$	$2.7429 \times 10^{-2}$	$2.7397 \times 10^{-2}$
Si	$1.0347 \times 10^{-4}$	$3.0192 \times 10^{-4}$	$1.8489 \times 10^{-4}$
Cr	$1.0694 \times 10^{-3}$	$3.0986 \times 10^{-3}$	$1.9028 \times 10^{-3}$
Mn	$1.2048 \times 10^{-4}$	$3.0871 \times 10^{-4}$	$1.8975 \times 10^{-4}$
Fe	$3.5302 \times 10^{-3}$	$1.0301 \times 10^{-2}$	$6.3184 \times 10^{-3}$
Cu	$4.9481 \times 10^{-4}$	—	—
Zr	$4.2075 \times 10^{-3}$	—	$2.9750 \times 10^{-3}$
Ni	—	$1.4439 \times 10^{-3}$	$8.8416 \times 10^{-4}$
N	$6.8032 \times 10^{-6}$	—	—

Table 5.2 Number densities of elements  
in fuel part (n/barn·cm)

Elements	Number densities
$^{235}\text{U}$	$8.2161 \times 10^{-5}$
$^{236}\text{U}$	$3.1560 \times 10^{-5}$
$^{238}\text{U}$	$7.5126 \times 10^{-3}$
$^{239}\text{Pu}$	$4.2476 \times 10^{-5}$
$^{240}\text{Pu}$	$1.1192 \times 10^{-5}$
$^{241}\text{Pu}$	$9.3774 \times 10^{-6}$
$^{242}\text{Pu}$	$2.6983 \times 10^{-6}$
FP ( $^{80}\text{Kr}$ )	$9.9083 \times 10^{-4}$
Zircalloy-2	$3.7334 \times 10^{-3}$
$^{16}\text{O}$	$2.9382 \times 10^{-2}$
H	$2.6969 \times 10^{-2}$

Table 5.3 Comparison of cross sections in JSD-100 and ANTIBURN

Elements	Fission		$\nu$		$(n, \gamma)$		Scattering ( $P_o$ )	
	ANTIBURN	RADHEAT	ANTIBURN	RADHEAT	ANTIBURN	RADHEAT	ANTIBURN	RADHEAT
$^{235}\text{U}$	$3.190 \times 10^2$	$5.035 \times 10^2$	2.419	2.419	$5.617 \times 10$	$8.738 \times 10$	$1.378 \times 10$	$1.392 \times 10$
$^{236}\text{U}$	0.0	0.0	0.0	0.0	3.012	4.608	8.609	9.540
$^{238}\text{U}$	$8.529 \times 10^{-9}$	0.0	2.320	0.0	1.576	2.393	8.151	8.975
$^{239}\text{Pu}$	$7.361 \times 10^2$	$6.901 \times 10^2$	2.873	2.873	$3.897 \times 10^2$	$2.332 \times 10^2$	7.518	7.765
$^{240}\text{Pu}$	$3.760 \times 10^{-2}$	$2.659 \times 10^{-2}$	2.870	2.870	$1.895 \times 10^2$	$2.566 \times 10^2$	2.880	1.553
$^{241}\text{Pu}$	$7.674 \times 10^2$	$9.333 \times 10^2$	2.932	2.932	$2.684 \times 10^2$	$3.261 \times 10^2$	9.881	$1.109 \times 10$
$^{242}\text{Pu}$	0.0	0.0	0.0	0.0	1.115x10	$1.640 \times 10$	7.566	8.066
FP( $^{80}\text{Kr}$ )	0.0	0.0	0.0	0.0	8.292	$2.271 \times 10$	7.824	8.532
$^{16}\text{O}$	0.0	0.0	0.0	0.0	$1.131 \times 10^{-4}$	$2.390 \times 10^{-4}$	3.661	4.245
Zircalloy	0.0	0.0	0.0	0.0	$1.339 \times 10^{-1}$	$1.639 \times 10^{-1}$	6.130	6.541
$^{-2}$								
H	0.0	0.0	0.0	0.0	$2.327 \times 10^{-1}$	$2.942 \times 10^{-1}$	$4.043 \times 10$	$4.852 \times 10$

## 6. 臨界解析

臨界計算は一連の遮蔽計算のうち、線源に対する中性子増倍を考慮するために行なわれる。すなわち、第4章のORIGEN-JR<sup>2)</sup>コードによる線源の計算で得られる中性子の放出率には中性子増倍の効果が考慮されておらず  $S_N$  計算の線源項とするには充分でない。従って、中性子増倍の効果を考慮するために体系の中性子実効増倍係数 ( $k_{eff}$ ) を求め、 $1/(1-k_{eff})$  の因子で中性子線源の補正をして  $S_N$  計算の線源項として用いる。もちろん、線源に始めから補正を加えるのではなく、 $S_N$  計算の際に Outer-iteration を行うことによっても中性子増倍の効果は取り入れることも可能である。しかし、ここでは臨界計算を KENO-IV<sup>5)</sup> コードで行ない線源項に補正を加える方法をとった。

また、遮蔽実験遂行上臨界性が問題となるかどうかも合わせて検討した。

### 6.1 臨界解析の計算手法と計算モデル

#### 6.1.1 計算手法

臨界計算はモンテカルロ計算コード KENO-IV<sup>5)</sup> または KENO-IV の幾何形状入力オプション等を改良した MULTI-KENO<sup>8)</sup> と多群定数ライブラリー MGCL を組み合せて行った。MGCL は ENDF/B-IV<sup>10)</sup> の中性子核データを処理して作成した多群定数であり、これは中性子遮蔽因子  $f(\sigma_0^j, T)$  と無限希釈断面積  $\sigma^j$  で与えられている。また、この多群定数は核分裂スペクトル +  $1/E$  + マックスウェル分布の型をした標準スペクトルを内蔵しており、このスペクトルを用いて小数群へ縮約することも可能である。今回の計算では 137 群のマスターライブラリーから 26 群に縮約した多群定数を使った。26 群のエネルギー群構造を表 6.1 に示す。この MGCL を用いた処理コード MAIL<sup>9)</sup> で KENO 用巨視的実効断面積セットを作成し、この断面積セット KENO-IV<sup>5)</sup> または MULTI-KENO<sup>8)</sup> により実効増倍係数を求めた。計算全体の流れを図 6.1 に示す。

#### 6.1.2 計算ケースと計算モデル

計算は  $14 \times 14$  PWR 用燃料集合体を(1)水中に設置した場合、(2)使用済燃料輸送キャスクに収納した場合とに分けて行った。(1)の体系についてはさらに以下の 4 ケースに分けて計算を行った。

- ① 燃料集合体 1 体
- ② 燃料集合体 4 体 ( $4 \times 1$  配列)
- ③ 燃料集合体 4 体 ( $2 \times 2$  配列)
- ④ 燃料集合体 4 体 ( $2 \times 2$  配列、各燃料集合体の周囲に SUS 304 スリーブを装着)

これらの体系では主に遮蔽安全実験遂行上臨界性が問題となるかどうかを確認するために計算を行った。

体系(2)では輸送キャスク内に燃料集合体 1 体を収納したケースで計算を行った。

燃料集合体の水平断面図は図 6.2 に示す様な形状であるが、臨界計算を行ううえで図 6.3 に示す如く燃料集合体のモデル化を行った。このモデル化のおもなものは以下の通りである。

1. 燃料集合体 1 体当たり 8 本装荷されているポイズンロッドは使用済燃料として搬入される時に既に引抜かれているため、この部分は水として計算した。また、制御棒案内管についても同様の処置を施し、燃料集合体には 179 本の燃料棒だけが含まれるとした。
2. ペレットとクラッド間のギャップはペレットで埋めることとした。
3. 燃料棒は有効長までを考慮し、これより両先端部は省略した。ただし、(2)の体系では上部、プレナム、上部ノズル、下部ノズルも計算に含めた。

(2)の体系では輸送キャスクを図 6.4 の様にモデル化して計算した。この図に示す様に、この体系では内側から燃料集合体、集合体バスケット、キャスクの順に構成されている。また、キャスク内部の燃料集合体、集合体バスケット以外の部分は水である。

以上の様な各体系における構成物質の組成を表 6.2 に示す。この表中の燃料組成は新燃料のものを仮定した。実験では高燃焼度の燃料を使うと思われるが、使用燃料が不明なため新燃料を仮定し計算を実施した。

## 6.2 計算結果

6.1.2 に示した体系(1)の①～④の計算結果を表 6.3 ～表 6.6 に示す。このうち、ケース 2 からケース 4 については燃料集合体の配列間隔あるいは SUS 304 スリーブの厚さを変化させて実効増倍係数を計算した。結果を図 6.5 と図 6.6 に示す。

輸送キャスクに燃料集合体を収納した体系では形状が複雑なため MULT I - KENO<sup>8)</sup> を使って計算を行った。表 6.7 にその結果を示す。

## 6.3 まとめ

燃料集合体 1 体を水中に設置した体系の実効増倍係数は、0.847 である。また、複数の燃料集合体を水中に配列した体系では集合体間隔が 5 ～ 7 cm の間で臨界になる体系もあり、7 ～ 8 cm 以上離す必要がある。ただし、20 cm 以上の間隔を開けると集合体間の相互作用は無くなり、集合体 1 体の場合と実効増倍係数は同じになる。なお、SUS 304 スリーブを装着すると充分未臨界にすることができる。

輸送キャスクに燃料集合体 1 体を収納した体系では実効増倍係数は 0.802 であり、輸送キャスクの遮蔽計算を行う際、中性子の線源に関しては  $1/(1 - k_{\text{eff}})$  の補正すなわち中性子線源を約 5 倍にして計算を行った。

Table 6.1 Energy group structures of MGCL 26Gr

## MGCL 26Gr

Group No.	Upper Energy Boundary	Lethargy width $\Delta U$
1	16.487 MeV	1.25
2	4.7237	1.5
3	1.0540	1.75
4	183.16 keV	1.25
5	52.475	1.25
6	15.034	1.0
7	5.5308	2.25
8	582.95 eV	1.5
9	130.07	1.5
10	29.023	1.5
11	6.4760	1.25
12	1.8554	0.375
13	1.2752	0.375
14	0.87642	0.15
15	0.68256	0.5
16	0.41399	0.125
17	0.34206	0.138
18	0.27699	0.154
19	0.21871	0.174
20	0.16743	0.201
21	0.12293	0.115
22	0.085295	0.287
23	0.054518	0.366
24	0.030600	0.505
25	0.013541	0.817
26	0.003341	4.618

Fast : 1~3Gr  
 Epi-thermal: 4~14Gr  
 Thermal : 15~26Gr

Table 6.2 Atom densities of fuel assembly,  
shipping cask and water  
[a/barn·cm]

## Fuel Assembly (New)

Pellet ( $\text{UO}_2$ )	$\text{U}^{235}$	:	$7.728 \times 10^{-4}$
	$\text{U}^{238}$	:	$2.168 \times 10^{-2}$
	O	:	$4.490 \times 10^{-2}$
Clad (Zr-4)	Cr	:	$7.589 \times 10^{-5}$
	Fe	:	$1.484 \times 10^{-4}$
	Zr	:	$4.250 \times 10^{-2}$
	Sn	:	$4.821 \times 10^{-4}$

## Shipping Cask

SUS304	C	:	$3.173 \times 10^{-4}$
	Si	:	$1.696 \times 10^{-3}$
	S	:	$4.457 \times 10^{-5}$
	Cr	:	$1.741 \times 10^{-2}$
	Mn	:	$1.734 \times 10^{-3}$
	Fe	:	$5.787 \times 10^{-2}$
	Ni	:	$8.112 \times 10^{-3}$
Upper Plenum	H	:	$4.445 \times 10^{-2}$
	C	:	$1.936 \times 10^{-5}$
	O	:	$2.223 \times 10^{-2}$
	Si	:	$1.035 \times 10^{-4}$
	Cr	:	$1.069 \times 10^{-3}$
	Mn	:	$1.205 \times 10^{-4}$
	Fe	:	$3.530 \times 10^{-3}$
	Cu	:	$4.948 \times 10^{-4}$
	Zr	:	$4.208 \times 10^{-3}$
	N	:	$6.803 \times 10^{-6}$
Upper Nozzle	H	:	$5.486 \times 10^{-2}$
	C	:	$5.648 \times 10^{-5}$
	O	:	$2.743 \times 10^{-2}$
	Si	:	$3.019 \times 10^{-4}$
	Cr	:	$3.099 \times 10^{-3}$
	Mn	:	$3.087 \times 10^{-4}$

Table 6.2 (Cont'd)

Upper Nozzle (Cont'd)	Fe	:	$1.030 \times 10^{-2}$
	Ni	:	$1.444 \times 10^{-3}$
Lower Nozzle	H	:	$5.480 \times 10^{-2}$
	C	:	$3.459 \times 10^{-5}$
	O	:	$2.740 \times 10^{-2}$
	Si	:	$1.849 \times 10^{-4}$
	Cr	:	$1.903 \times 10^{-3}$
	Mn	:	$1.898 \times 10^{-4}$
	Fe	:	$6.318 \times 10^{-3}$
	Zi	:	$2.975 \times 10^{-3}$
	Ni	:	$8.842 \times 10^{-4}$
Lead	Pb	:	$3.296 \times 10^{-2}$
Water	H	:	$6.674 \times 10^{-2}$
	O	:	$3.337 \times 10^{-2}$

Table 6.3 Calculated  $k_{\text{eff}}$  value (KENO-IV  
of Case 1 MGCL 26Gr, 30000 Histories)

$k_{\text{eff}}$	$\sigma$
0.84670	0.00415

Table 6.4 Calculated  $k_{\text{eff}}$  values (KENO-IV  
of Case 2 MGCL 26Gr, 30000 Histories)

Space between fuel assemblies	$k_{\text{eff}}$	$\sigma$
0 [cm]	1.03561	0.00349
4	1.00343	0.00343
5	0.98613	0.00378
7	0.94488	0.00356
8	0.93078	0.00382
10	0.90059	0.00377
15	0.84971	0.00418
20	0.83722	0.00406

Table 6.5 Calculated  $k_{\text{eff}}$  values (KENO-IV  
of Case 3 MGCL 26Gr, 30000 Histories)

	$k_{\text{eff}}$	$\sigma$
0	1.13575	0.00419
4	1.09150	0.00364
5	1.06655	0.00335
7	0.99329	0.00420
8	0.97233	0.00349
10	0.93252	0.00391
15	0.86885	0.00386
20	0.84608	0.00395

Table 6.6 Calculated  $k_{\text{eff}}$  values (KENO-IV  
of Case 3 MGCL 26Gr, 30000 Histories)

Sleeve thickness [cm]	$k_{\text{eff}}$	$\sigma$
0.0	0.99316	0.00382
0.1	0.95921	0.00449
0.2	0.94016	0.00398
0.3	0.92581	0.00397
0.4	0.90483	0.00358
0.5	0.88896	0.00416

Table 6.7 Calculated  $k_{\text{eff}}$  value of shipping cask  
include one fuel assembly  
(MULTI-KENO  
MGCL 26Gr, 60000 Histories)

$k_{\text{eff}}$	$\sigma$
0.80235	0.00314

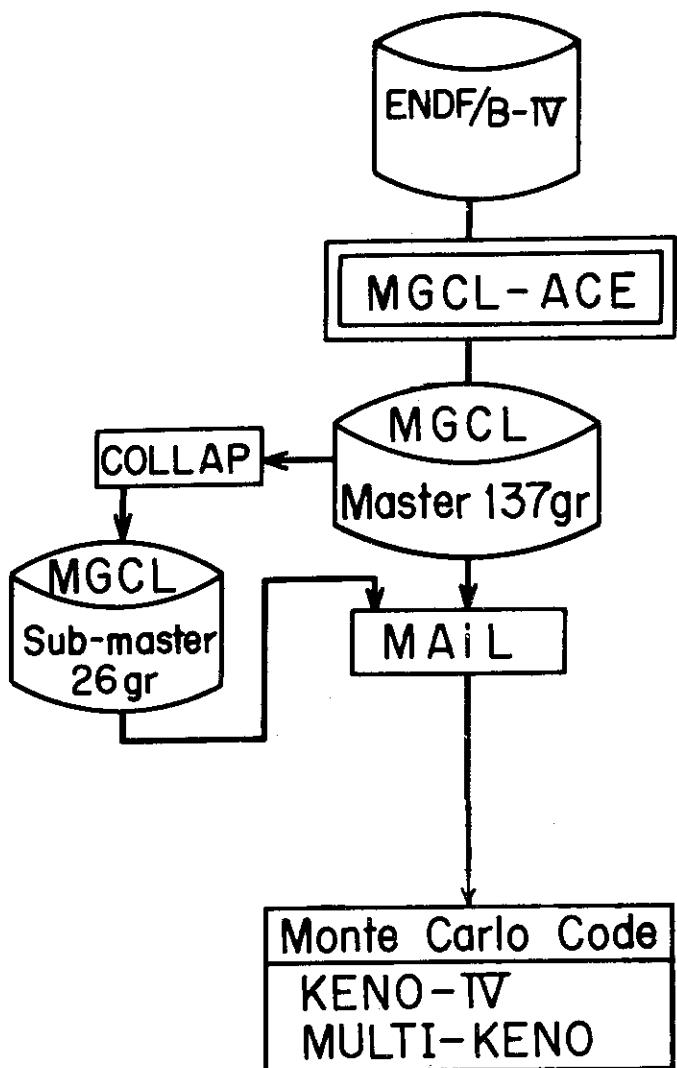
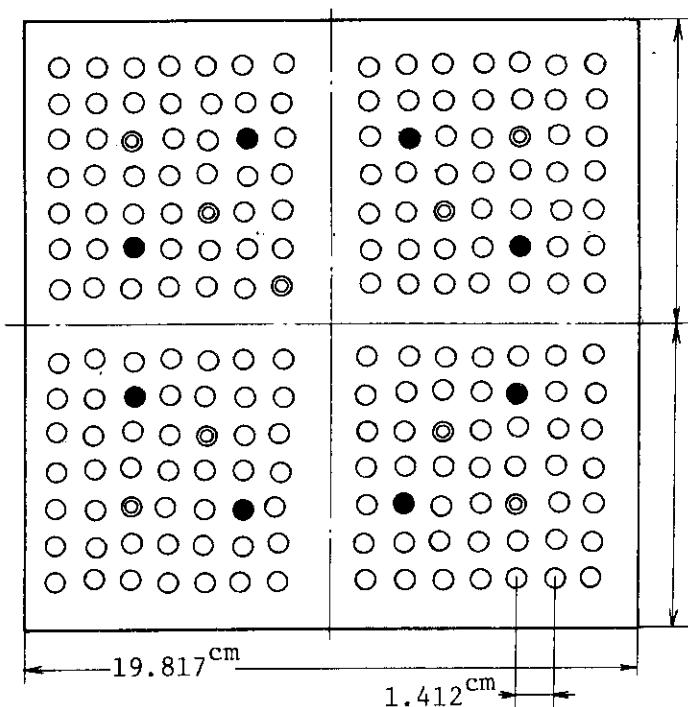


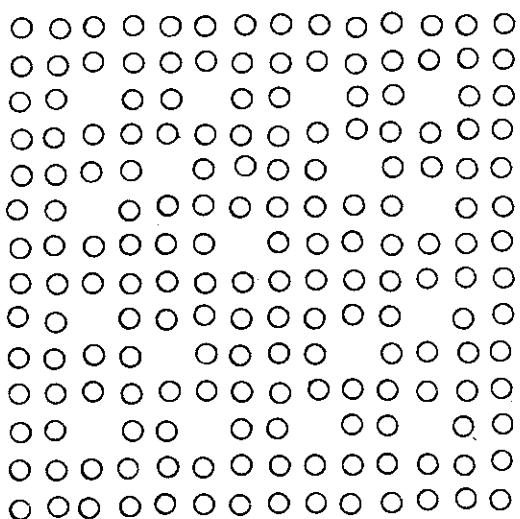
Fig. 6.1 Flow diagram of KENO calculation.



○ Fuel rod      ● Burnable poison rod

◎ Water hole

Fig. 6.2 Fuel assembly for PWR.



○ Fuel rod

Fig. 6.3 Calculational model of fuel assembly.

- (1) Upper nozzle
- (2) Upper plenum
- (3) Fuel assembly
- (4) Lower nozzle

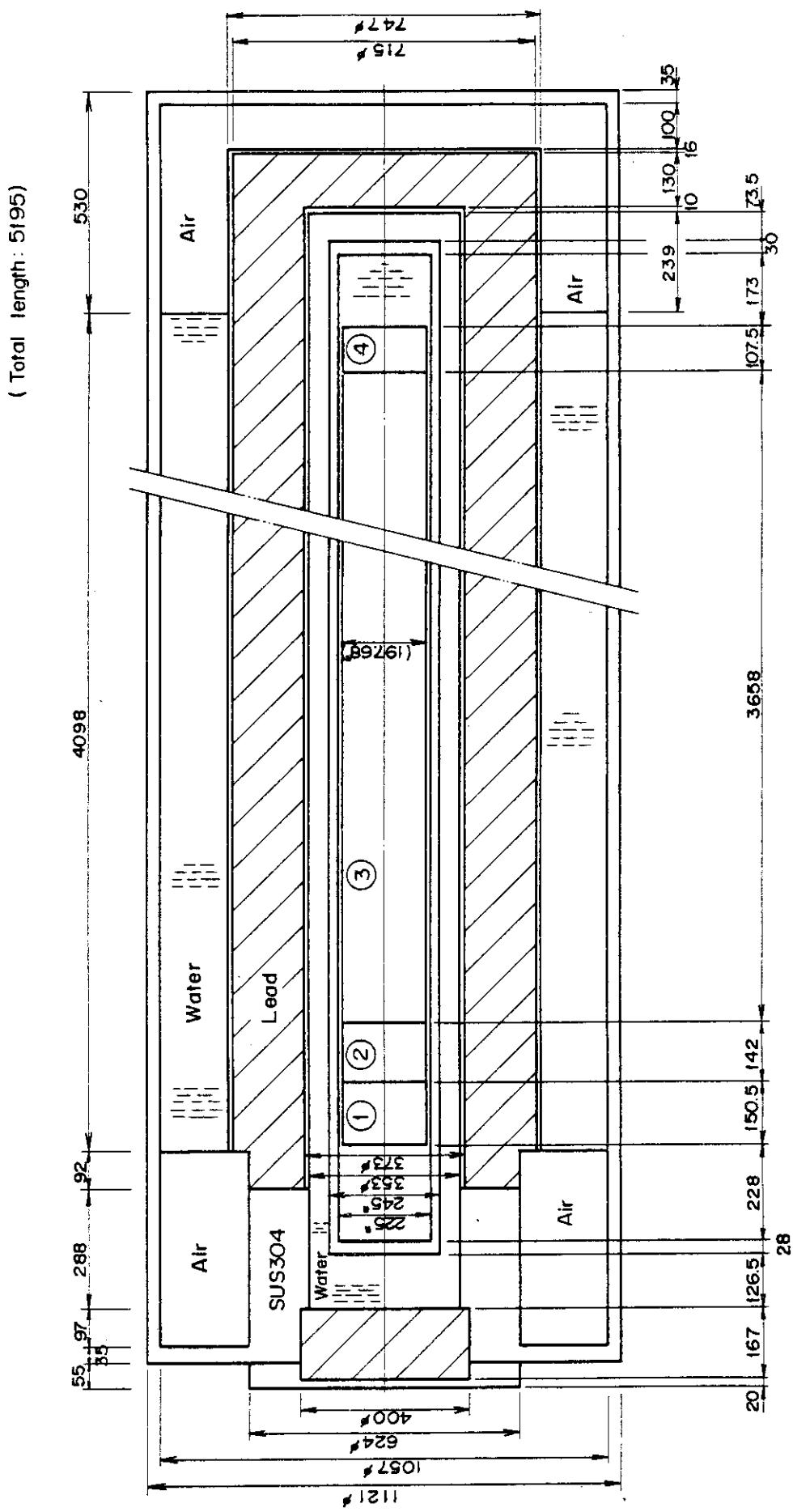


Fig. 6.4 Calculational model of shipping cask for KENO calculation.

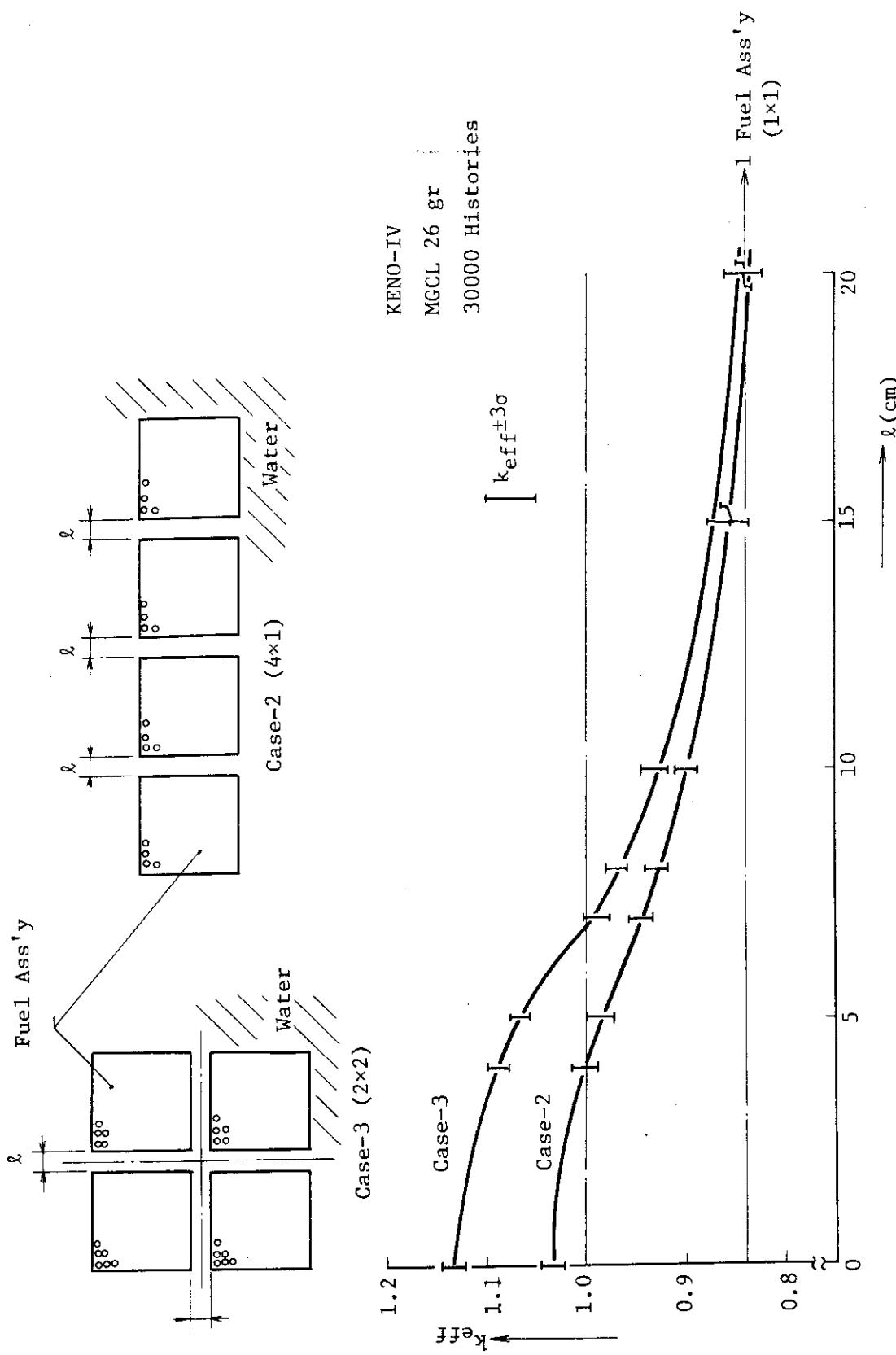


Fig. 6.5 Variation of  $k_{eff}$  values with spacing between fuel assemblies.

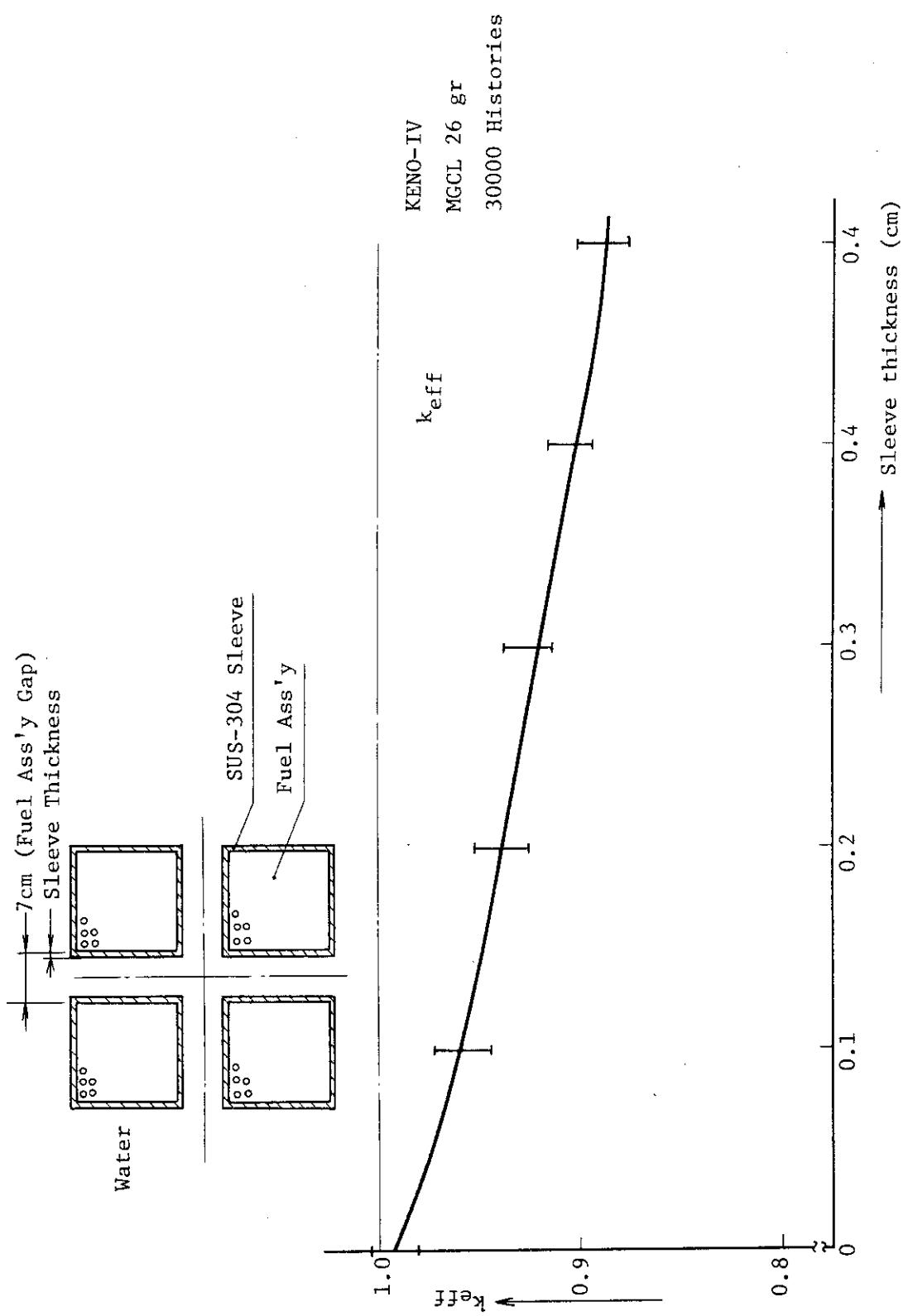


Fig. 6.6 Variation of  $k_{\text{eff}}$  values with sleeve thickness around fuel assemblies.

## 7. 一次元S<sub>N</sub>コード(ANISN-JR)による縮約計算

二次元S<sub>N</sub>計算に先だって一次元S<sub>N</sub>計算コードANISN-JRによる縮約計算を行い、二次元S<sub>N</sub>計算用の群定数を作成した。

### 7.1 縮約群構造

一次元S<sub>N</sub>計算に使用した群定数のエネルギー群構造は、中性子100群、 $\gamma$ 線20群の表7.1に示す様な構造を持つ。二次元S<sub>N</sub>計算を一次元計算と同一のエネルギー群構造で計算すると、計算機の使用コア、計算時間等が、飛躍的に増大する。従って、二次元計算の際には、中性子10群、 $\gamma$ 線10群の表7.2に示すエネルギー群構造を持つ群定数に縮約して使用した。

縮約群構造の決定には以下の事を考慮した。

#### A. 中性子

- a) 線源エネルギーの期待値は約2MeVであるため、高エネルギー領域(14MeV~7MeV)ではスペクトルに対する寄与は少ないと考えられる。
- b) 体系内のスペクトルとして2MeV~0.1MeVの成分が最も多いため、この領域は比較的細かな群構造とする。
- c) 100keV~20keV間は鉄のWindow領域であるため、比較的細かくする。なお、24.4keVのS波共鳴の谷の前後はエネルギー群の境界値に注意する。
- d) 20keV以下はスペクトルがほぼ1/E領域であるため、この領域では比較的粗い構造とする。また、2次ガンマー線の寄与がさほど多くないため、epi-thermal領域もさほど細かくする必要はないと考えられる。

#### B. ガンマー線

- a) 表面線量率に対する寄与が中性子よりはるかに多いため中性子群構造より細かくする。
- b) 二次ガンマー線の発生エネルギー領域が数MeVであるため、高エネルギー領域も比較的細かくする。但し、10MeV以上は寄与がほとんどないため1群とする。
- c) 体系内のスペクトルの期待値として1MeV~0.1MeVが考えられるため、このエネルギー領域は細かくする。
- d) 0.1MeV以下は表面線量率にさほど寄与しないので粗くする。

以上の考察では、体系内のスペクトルの推定としてキャスク解析の結果<sup>11)</sup>を参照した。

### 7.2 ANISN-JRの形状モデル

ANISN-JRによる一次元S<sub>N</sub>計算では、キャスク内の燃料集合体について計算する際、上部方向、側面方向、下部方向と分けて、それぞれについて以下の様にモデル化を行った。

- (1) 上部方向、下部方向

燃料集合体およびキャスクは、球模型で近似した。燃料集合体は、断面を面積等価な円で置き換えた時の半径を持つ球と仮定した。また、キャスク内の各物質については、厚さが保存するようにモデル化を行った。表 7.3 および表 7.4 にキャスクの上部方向と下部方向の各物質の厚さおよび空間メッシュ数等を示す。ただし、この表はキャスクの外側が空気の場合について示している。この外側の空気部の空間メッシュ幅は、外側に向かうにつれ、次第に粗くなるように考慮した。

## (2) 側面方向

側面方向については、円筒模型で近似した。燃料集合体は、断面が面積等価な円になるように半径を決めた。他の部分については、厚さが保存するようにモデル化を行った。表 7.5 に側面方向の各物質の厚さおよび空間メッシュ数等を示す。

## 7.3 縮約群定数

一次元  $S_N$  計算 (ANISN-JR) を前節 7.2 のモデルに従って行ない、キャスク上・下部および側面部の各領域に於ける縮約群定数を求めた。

上部方向は 10 領域、下部方向は 11 領域、側面方向は 10 領域に分け、全部で 31 領域の縮約群定数を用意した。これらの定数は二次元の  $S_N$  計算 (DOT 3.5) に使用する。

## 7.4 一次元 $S_N$ 計算による線量評価

キャスク上部に関しては既に述べたように球模型で計算し、側面部については円筒模型で計算した。なお、計算条件はいずれの場合も  $P_5, S_{16}$  である。また、キャスクの外部は空気層とし、境界条件はアルベド 0 とした。図 7.1 に示したのは上部方向の中性子線量率分布であるが、中性子 100 群での計算と縮約した 10 群での計算結果を示した。キャスク内の水領域から両者に差が現われ、キャスク表面では、100 群の時約  $3.5 \text{ mrem/hr}$  であるのに対し、10 群では約  $2.8 \text{ mrem/hr}$  と約 1.2 倍程度の差が現われた。なお、メッシュの切り方は両者とも同一にとったが、10 群については収束しない群も現われたため、収束するようにメッシュを変えて計算した。しかしながら、メッシュを変える前よりも更に低めになりキャスク表面で約  $2.1 \text{ mrem/hr}$  となった。図 7.2 には上部方向の  $\gamma$  線線量率分布を示す。ここには  $(n, \gamma)$  反応による  $\gamma$  線の寄与を見るために、中性子線源による  $\gamma$  線の線量率分布も示した。キャスク表面では  $(n, \gamma)$  反応による 2 次  $\gamma$  線の寄与は、全体の  $\gamma$  線に対し  $10^{-4}$  程度の寄与であり、上部方向に関しては、2 次  $\gamma$  線の寄与は無視できる程度である。

図 7.3 はキャスク側面方向の中性子線量率分布である。この計算ではキャスク表面で中性子線量率は約  $1.8 \text{ mrem/hr}$  である。なお、キャスク表面での中性子スペクトルを図 7.4 に示す。

$\gamma$  線の線量率分布は図 7.5 に示すが、上部方向の場合と同様に、2 次  $\gamma$  線の寄与を調べるため中性子線源だけの計算結果も示した。キャスク表面では  $(n, \gamma)$  反応による 2 次  $\gamma$  線の寄与は約 3.0 % であり、上部方向の場合よりも 10 倍程度大きい。これは、鉛領域と水領域の関係が上部方向とは異なり、鉛領域の外側に水領域があるためである。1 次  $\gamma$  線は鉛領域で減衰される

が、中性子は鉛領域での減衰はそれほどなく、水領域での( $n, \gamma$ )反応による2次 $\gamma$ 線発生に寄与し、この2次 $\gamma$ 線はSUS部での減衰を受けるだけで外部に出て行く。一方、上部方向の場合は、水領域の外側に鉛部があるため1次 $\gamma$ 線および2次 $\gamma$ 線も鉛部で吸収され、2次 $\gamma$ 線の寄与が大きくなることはないと考えられる。なお、側面方向での( $n, \gamma$ )反応による2次 $\gamma$ 線の寄与を線源の燃焼度をパラメータにとって示したのが、図7.6である。この図はキャスク表面より約80cm離れた点での2次 $\gamma$ 線の寄与を示している。燃焼度が増加するに従い、2次 $\gamma$ 線の寄与は単調に増加し、40000 MWD/tUの燃焼度では2次 $\gamma$ 線の寄与は約8%に達する。線量評価に際しては、2次 $\gamma$ 線の影響も充分に考慮しなければならない。

Table 7.1 Energy group structure in units of eV

--- NEUTRON GROUP ---

GROUP	ENERGY	RANGE	GROUP	ENERGY	RANGE
1	1.4918E+07	1.3499E+07	51	8.6617E+04	6.7379E+04
2	1.3499E+07	1.2214E+07	52	6.7379E+04	5.2475E+04
3	1.2214E+07	1.1052E+07	53	5.2475E+04	4.0868E+04
4	1.1052E+07	1.0000E+07	54	4.0868E+04	3.1828E+04
5	1.0000E+07	9.0484E+06	55	3.1828E+04	2.4788E+04
6	9.0484E+06	8.1873E+06	56	2.4788E+04	1.9305E+04
7	8.1873E+06	7.4082E+06	57	1.9305E+04	1.5034E+04
8	7.4082E+06	6.7032E+06	58	1.5034E+04	1.1709E+04
9	6.7032E+06	6.0653E+06	59	1.1709E+04	9.1188E+03
10	6.0653E+06	5.4881E+06	60	9.1188E+03	7.1017E+03
11	5.4881E+06	4.9659E+06	61	7.1017E+03	5.5308E+03
12	4.9659E+06	4.4933E+06	62	5.5308E+03	4.3075E+03
13	4.4933E+06	4.0657E+06	63	4.3074E+03	3.3546E+03
14	4.0657E+06	3.6788E+06	64	3.3546E+03	2.6126E+03
15	3.6788E+06	3.3287E+06	65	2.6126E+03	2.0347E+03
16	3.3287E+06	3.0119E+06	66	2.0347E+03	1.5846E+03
17	3.0119E+06	2.7253E+06	67	1.5846E+03	1.2341E+03
18	2.7253E+06	2.4660E+06	68	1.2341E+03	9.6112E+02
19	2.4660E+06	2.2313E+06	69	9.6112E+02	7.4852E+02
20	2.2313E+06	2.0190E+06	70	7.4852E+02	5.8295E+02
21	2.0190E+06	1.8268E+06	71	5.8295E+02	4.5400E+02
22	1.8268E+06	1.6530E+06	72	4.5400E+02	3.5357E+02
23	1.6530E+06	1.4957E+06	73	3.5357E+02	2.7536E+02
24	1.4957E+06	1.3534E+06	74	2.7536E+02	2.1445E+02
25	1.3534E+06	1.2246E+06	75	2.1445E+02	1.6702E+02
26	1.2246E+06	1.1080E+06	76	1.6702E+02	1.3007E+02
27	1.1080E+06	1.0026E+06	77	1.3007E+02	1.0130E+02
28	1.0026E+06	2.0718E+05	78	1.0130E+02	7.8893E+01
29	9.0718E+05	8.2085E+05	79	7.8893E+01	6.1442E+01
30	8.2085E+05	7.4274E+05	80	6.1442E+01	4.7851E+01
31	7.4274E+05	6.7206E+05	81	4.7851E+01	3.7267E+01
32	6.7206E+05	6.0810E+05	82	3.7267E+01	2.9023E+01
33	6.0810E+05	5.5023E+05	83	2.9023E+01	2.2603E+01
34	5.5023E+05	4.9787E+05	84	2.2603E+01	1.7603E+01
35	4.9787E+05	4.5049E+05	85	1.7603E+01	1.3710E+01
36	4.5049E+05	4.0762E+05	86	1.3710E+01	1.0677E+01
37	4.0762E+05	3.6883E+05	87	1.0677E+01	8.3153E+00
38	3.6883E+05	3.3373E+05	88	8.3153E+00	6.4760E+00
39	3.3373E+05	3.0197E+05	89	6.4760E+00	5.0435E+00
40	3.0197E+05	2.7324E+05	90	5.0435E+00	3.9279E+00
41	2.7324E+05	2.4724E+05	91	3.9279E+00	3.0590E+00
42	2.4724E+05	2.2371E+05	92	3.0590E+00	2.3824E+00
43	2.2371E+05	2.0242E+05	93	2.3824E+00	1.8554E+00
44	2.0242E+05	1.8316E+05	94	1.8554E+00	1.4450E+00
45	1.8316E+05	1.6573E+05	95	1.4450E+00	1.1254E+00
46	1.6573E+05	1.4996E+05	96	1.1254E+00	8.7642E-01
47	1.4996E+05	1.3569E+05	97	8.7642E-01	6.8256E-01
48	1.3569E+05	1.2877E+05	98	6.8256E-01	5.3158E-01
49	1.2277E+05	1.1109E+05	99	5.3158E-01	4.1399E-01
50	1.1109E+05	8.6617E+04	100	4.1399E-01	1.0000E-03

Table 7.1 (Continued)

---- GAMMA GROUP ----

GROUP	ENERGY	RANGE
1	1.4000E+07	1.2000E+07
2	1.2000E+07	1.0000E+07
3	1.0000E+07	8.0000E+06
4	8.0000E+06	6.5000E+06
5	6.5000E+06	5.0000E+06
6	5.0000E+06	4.0000E+06
7	4.0000E+06	3.0000E+06
8	3.0000E+06	2.5000E+06
9	2.5000E+06	2.0000E+06
10	2.0000E+06	1.6600E+06
11	1.6600E+06	1.3300E+06
12	1.3300E+06	1.0000E+06
13	1.0000E+06	8.0000E+05
14	8.0000E+05	6.0000E+05
15	6.0000E+05	4.0000E+05
16	4.0000E+05	3.0000E+05
17	3.0000E+05	2.0000E+05
18	2.0000E+05	1.0000E+05
19	1.0000E+05	5.0000E+04
20	5.0000E+04	2.0000E+04

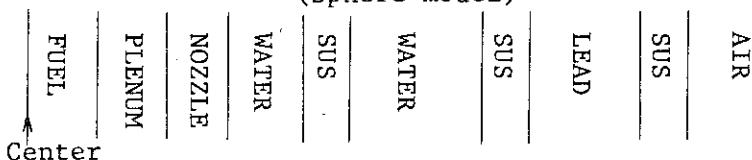
Table 7.2 Energy group structure in units of eV

Neutron Group

Group	Energy range	Group	Energy range
1	$1.49 \times 10^7 \sim 7.4 \times 10^6$	6	$8.66 \times 10^4 \sim 2.48 \times 10^4$
2	$7.4 \times 10^6 \sim 1.82 \times 10^6$	7	$2.48 \times 10^4 \sim 1.013 \times 10^2$
3	$1.82 \times 10^6 \sim 1.0 \times 10^6$	8	$1.013 \times 10^2 \sim 1.07 \times 10$
4	$1.0 \times 10^6 \sim 3.69 \times 10^5$	9	$1.07 \times 10 \sim 4.14 \times 10^{-1}$
5	$3.69 \times 10^5 \sim 8.66 \times 10^4$	10	$4.14 \times 10^{-1} \sim 1.0 \times 10^{-3}$

Gamma Group

Group	Energy range	Group	Energy range
1	$1.4 \times 10^7 \sim 1.0 \times 10^7$	6	$1.33 \times 10^6 \sim 1.0 \times 10^6$
2	$1.0 \times 10^7 \sim 6.5 \times 10^6$	7	$1.0 \times 10^6 \sim 6.0 \times 10^5$
3	$6.5 \times 10^6 \sim 3.0 \times 10^6$	8	$6.0 \times 10^5 \sim 3.0 \times 10^5$
4	$3.0 \times 10^6 \sim 2.0 \times 10^6$	9	$3.0 \times 10^5 \sim 1.0 \times 10^5$
5	$2.0 \times 10^6 \sim 1.33 \times 10^6$	10	$1.0 \times 10^5 \sim 1.0 \times 10^4$

Table 7.3 Modeling of upper part of cask  
(Sphere model)

No.	Material	Thickness (cm)	Distance from center (cm)	Number of meshes
1	Fuel	11.15	11.15	11
2	Plenum	14.2	25.35	14
3	Nozzle	15.05	40.4	15
4	Water	22.8	63.2	12
5	SUS	2.8	66.0	3
6	Water	12.15	78.15	11
7	SUS	0.5	78.65	3
8	Lead	16.7	95.35	33
9	SUS	2.0	97.35	4
10	Air	239.0	336.35	8

Table 7.4 Modeling of lower part of cask  
(Sphere model)

FUEL	WATER	WATER	SUS	LEAD	SUS	AIR
Center						
No.	Material		Thickness (cm)	Distance from center (cm)		Number of meshes
1	Fuel		11.15	11.15		11
2	Nozzle		10.75	21.9		11
3	Water		17.3	39.2		10
4	SUS		3.0	42.2		3
5	Water		7.35	49.2		5
6	SUS		1.0	50.2		3
7	Lead		13.0	63.2		26
8	SUS		1.6	64.8		3
9	Air		10.0	74.8		5
10	SUS		3.5	78.3		4
11	Air		239.0	317.3		8

Table 7.5 Modeling of radial part of cask  
(Cylinder model)

FUEL	LEAD	SUS	WATER	SUS	AIR	
Center						
No.	Material		Thickness (cm)	Distance from center (cm)		Number of meshes
1	Fuel		11.15	11.15		11
2	Water		1.54	12.69		2
3	SUS		1.0	13.69		3
4	Water		3.96	17.65		4
5	SUS		1.0	18.65		3
6	Lead		17.1	35.75		34
7	SUS		1.6	37.35		3
8	Water		15.5	52.85		10
9	SUS		3.2	56.05		3
10	Air		239.0	295.05		8

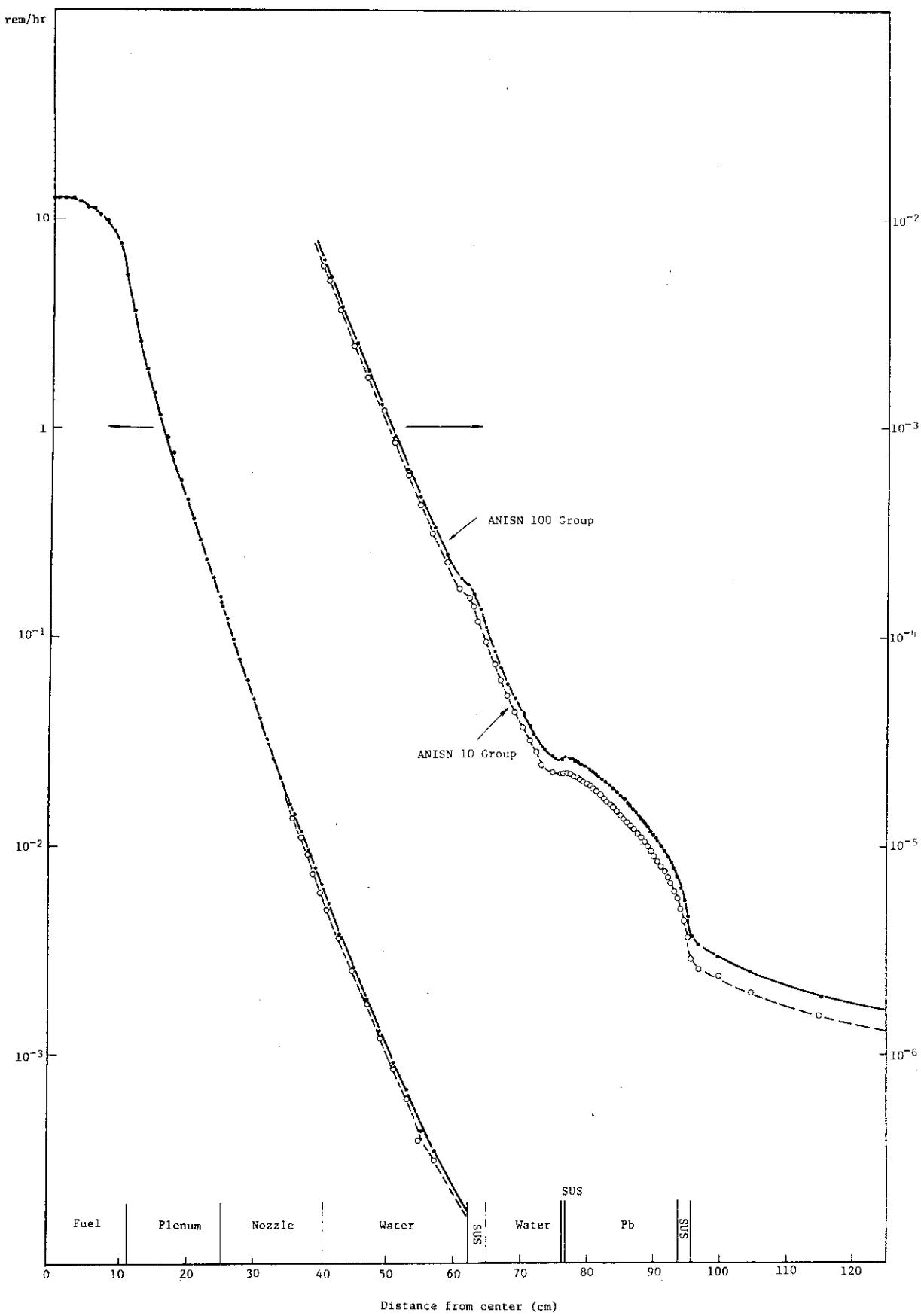
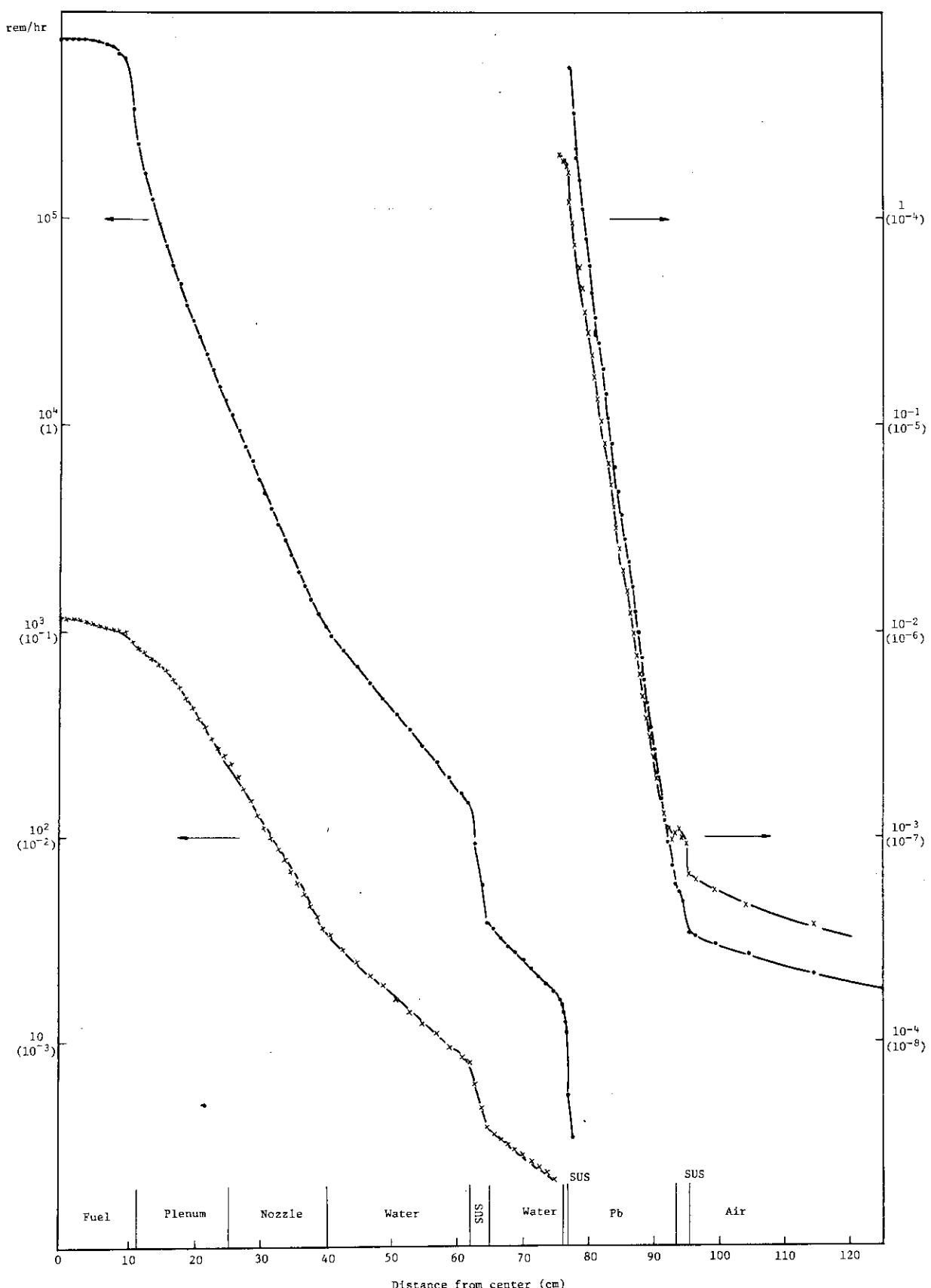


Fig. 7.1 Neutron dose rate distribution for upper part of the cask.

Fig. 7.2  $\gamma$ -ray dose rate distribution for upper part of the cask.

- :  $(n+\gamma)$  source

- x : n source only (unit is in parentheses)

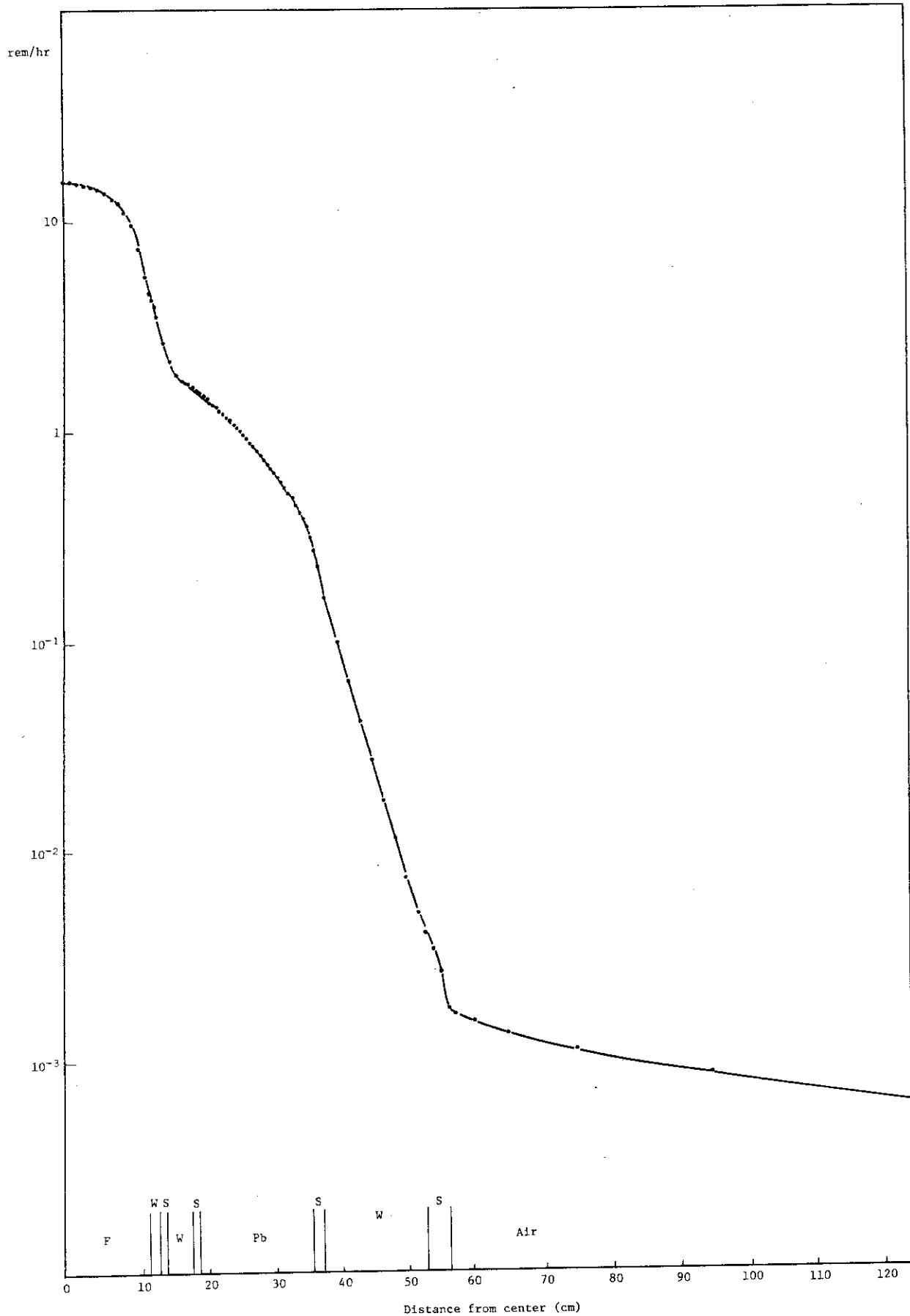


Fig. 7.3 Neutron dose rate distribution for radial part of cask.

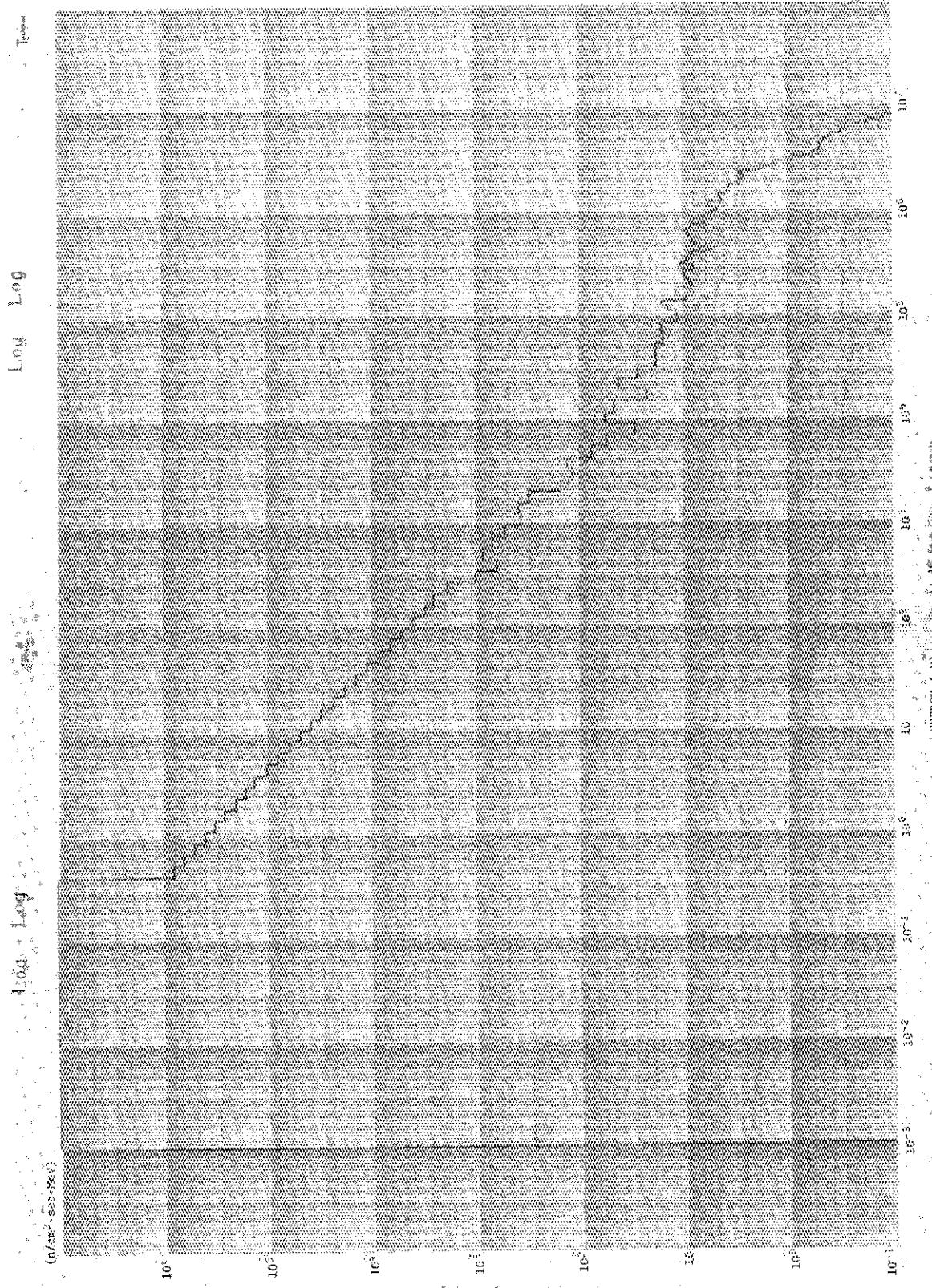


Fig. 7.4 Neutron spectrum at cask surface. Calculation was carried out with one dimensional cylinder model.

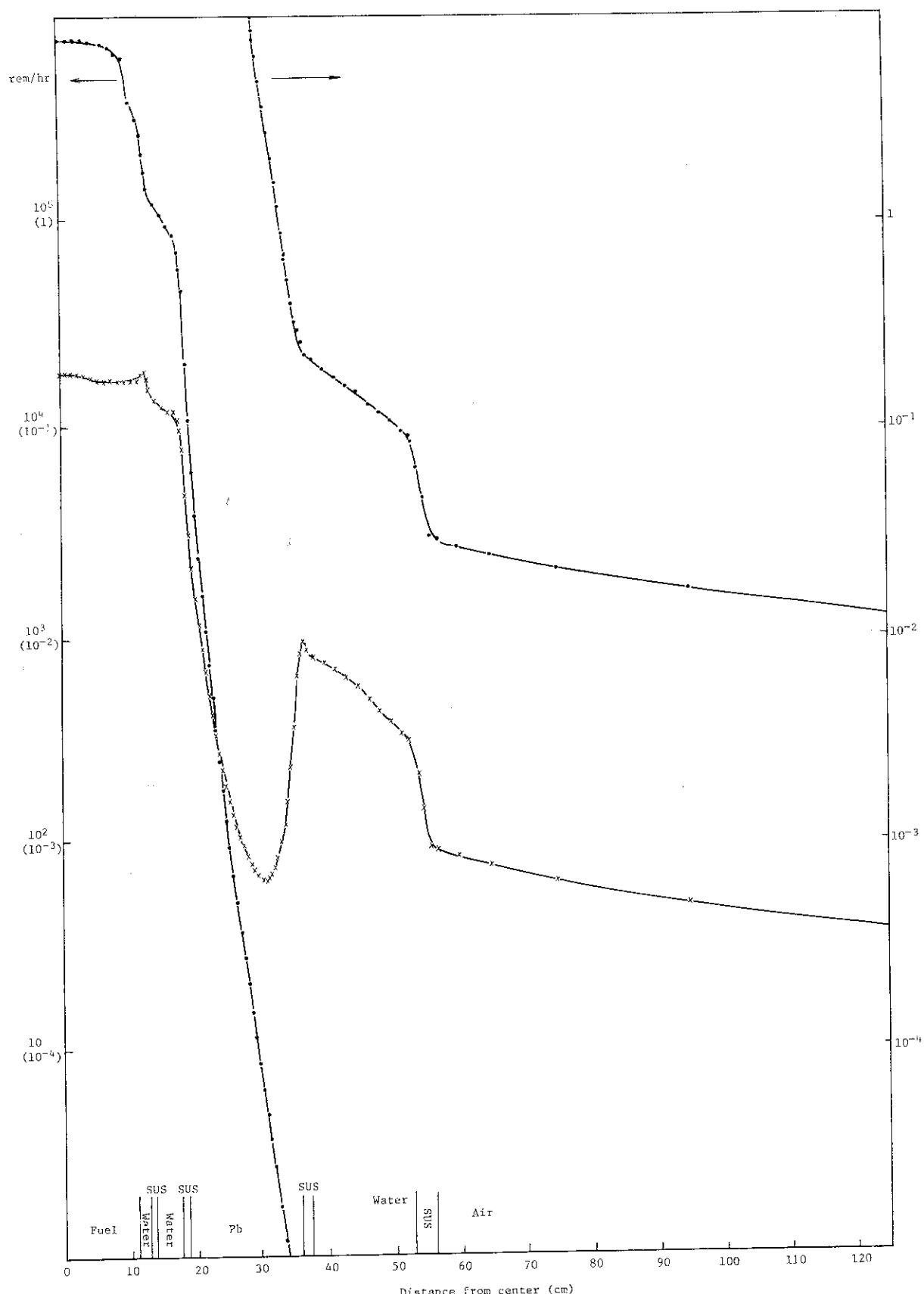


Fig. 7.5  $\gamma$ -ray dose rate distribution for radial part of the cask.  
Notation is the same in Fig. 7.2.

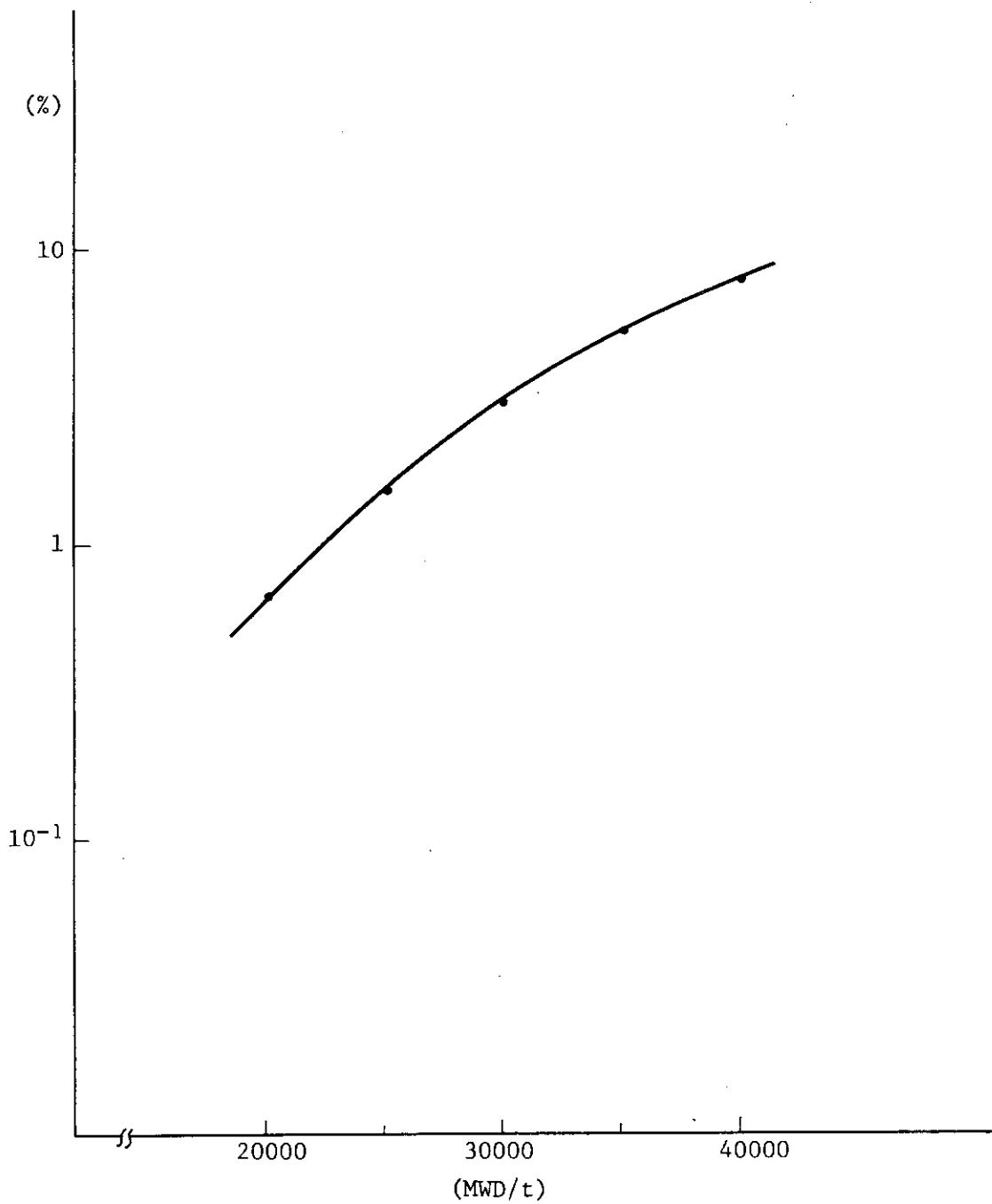


Fig. 7.6 Secondary  $\gamma$ -ray contribution to total  $\gamma$ -ray dose at about 80cm distance from cask surface. Cooling time is fixed at 365 day and burn up is changed.

## 8. 線源形状評価のための計算

### 8.1 計算モデル

線源形状評価のための実験は、燃料集合体を体積線源として取扱ううえでの近似方法を評価するために行なわれることが計画されており、単純な体系下での燃料集合体周辺の中性子および $\tau$ 線の強度を測定する。測定項目は以下の2項目が考えられている。

- ① 水中に燃料集合体が1体ある場合
- ② 水中に燃料集合体が4体 $2 \times 2$ 状に配列されている場合

今回の解析でも上記2項目について計算を行った。

①, ②のいずれの場合も幾何形状は2次元のX-Y形状として計算を行った。

図8.1および図8.2に計算体系のモデル図を示す。図8.1は燃料集合体が1体の体系であるが、全体系の1/4を計算体系とした。燃料集合体の外側は全て水領域としたが、空間メッシュの切り方により3領域に分け、燃料集合体に近い方からメッシュはそれぞれ2.0cm, 4.0cm, 10.0cmとした。また、境界条件は、図の下部および左側は完全反射とし、上部および右側は真空境界の条件とした。なお、ルジャンドル展開次数および角度分点に関しては、P<sub>3</sub>, S<sub>8</sub>で計算を行った。

図8.2は燃料集合体が4体 $2 \times 2$ 状に配列した体系のモデル図を示している。燃料集合体1体の場合と同様に全体系の1/4を示している。図8.2には燃料集合体間の距離が10cmの体系を示してあるが、計算は、5cm, 10cm, 20cmの各ケースについて行なった。また、水領域の空間メッシュの与え方は、集合体1体の場合と同様に行った。ただし、燃料集合体間については1.0cmとした。他の計算条件は、全て燃料集合体1体の場合と同一である。

なお、線源の強度は燃焼度30000MWD/t U、冷却期間365日で計算した強度を用いた。

### 8.2 線量率分布

燃料集合体1体についての線量率分布を図8.3および図8.4に等高線図で示す。

図8.3は中性子の線量率分布で図8.4は $\tau$ 線の線量率分布である。中性子、 $\tau$ 線とも等線量率は線源のまわりに円形に分布しているのが分かる。外周部で線量率分布が波をうっているのはRay effectによるものである。

図8.5および図8.6には一次元の線量率分布を示す。図8.5が中性子で図8.6が $\tau$ 線である。横軸は中心からの距離であり図8.1のX軸(横軸)方向を示している。実線および破線等は図に示したようにY軸方向の距離を表わしている。 $Y=0.9884\text{ cm}$ で示したのは燃料の中心軸に沿っての線量率分布を示しており、 $Y=8.8956\text{ cm}$ で示した分布は水領域付近の線量率分布を表わしている。

燃料集合体の表面付近での線量率は中性子で約2rem/hrであり、 $\tau$ 線で約 $6 \times 10^5\text{ rem}/$

$hr$  である。

燃料集合体が  $2 \times 2$  状に配列した体系の二次元線量率分布は燃料集合体間の距離を 5 cm, 10 cm および 20 cm と変えて計算した。図 8.7 ~ 図 8.9 に示したのは中性子の線量率分布である。図 8.10 ~ 図 8.12 は  $\gamma$  線の線量率分布である。中性子,  $\gamma$  線とも燃料集合体間の距離が大きくなるにつれ、集合体近傍の分布にゆがみが生じてくるのが分かる。ただし、燃料集合体から 1 m 程度離れた点での分布には、集合体間の距離の違いによる効果はそれほど見られない。

図 8.13 および図 8.14 は一次元の線量率分布を中性子および  $\gamma$  線に対して示している。 $Y = 0.5$  cm で表わした分布は燃料集合体間の中心付近に沿った分布であり、 $Y = 13.855$  cm で表わした分布は燃料集合体内部の中心に沿った分布である。中性子,  $\gamma$  線とも  $Y = 13.855$  cm の曲線で約 5 cm ~ 約 25 cm で盛り上がっているのは燃料集合体を横切っている部分である。

図 8.15 には燃料集合体 1 体の場合に集合体表面での中性子スペクトルを示してある。実線で示したのは辺の部分のスペクトルであり、点線で示したのは角の部分のスペクトルである。縦軸は  $(n/cm^3 \cdot sec \cdot MeV)$  単位で示している。図 8.16 は  $\gamma$  線について同様なスペクトルを図示したものである。中性子のスペクトルは熱領域を除いて辺と角では約 2 倍程の差が見られる。 $\gamma$  線についてもピーク付近を除いて約 2 ~ 3 倍程辺の方が角の部分よりも大きくなっている。

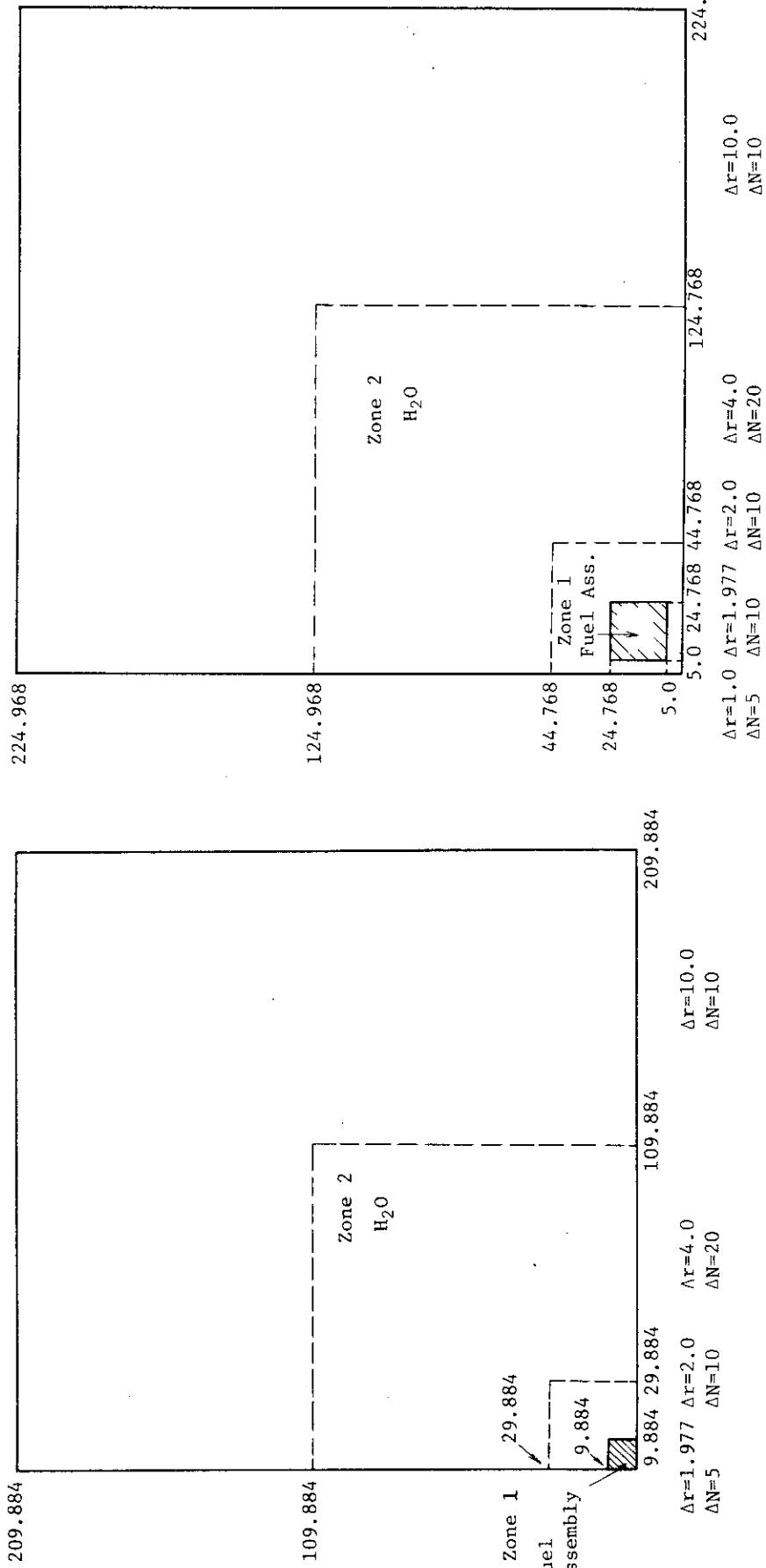


Fig. 8.1 Calculational model for one fuel assembly in water.

Fig. 8.2 Calculational model for 2x2 fuel assemblies in water.

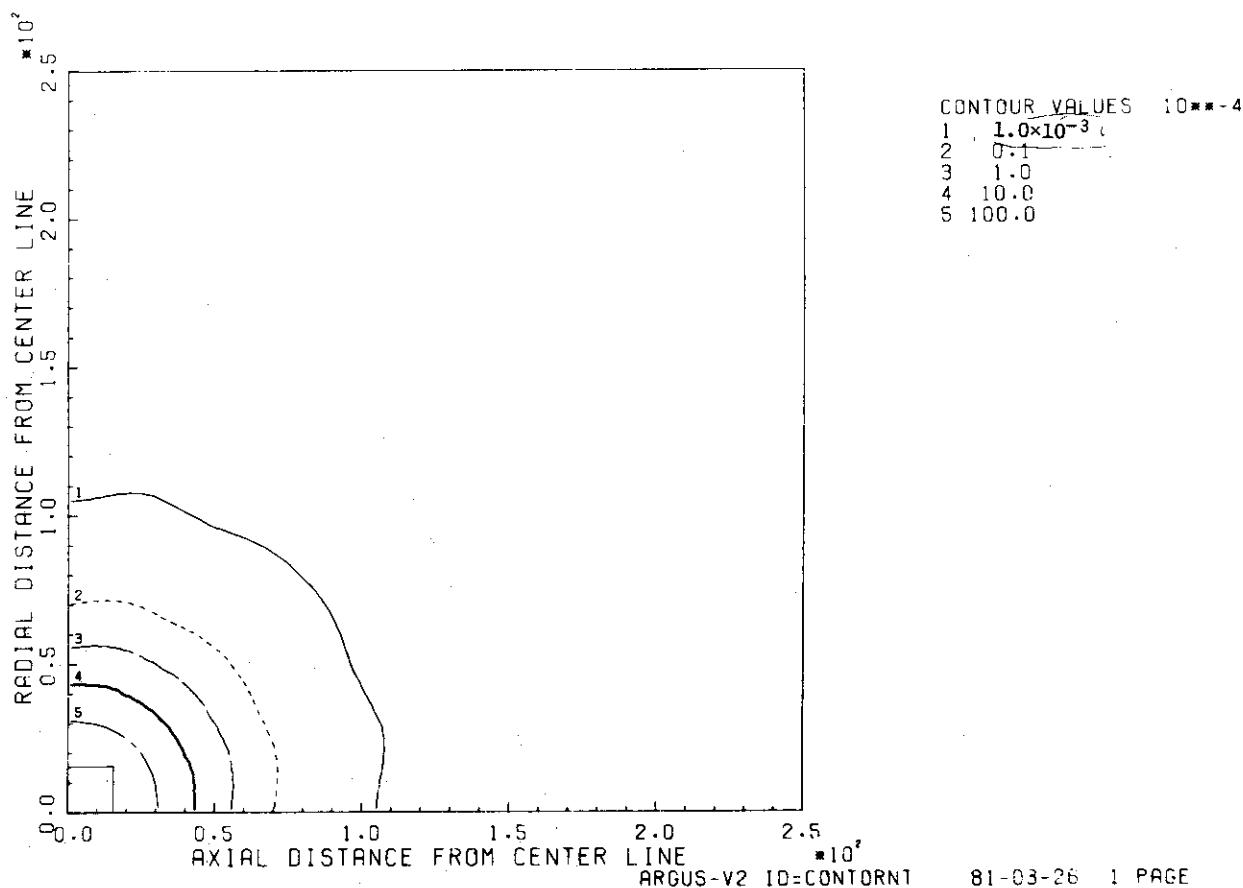


Fig. 8.3 Neutron dose rate distribution for one fuel assembly.

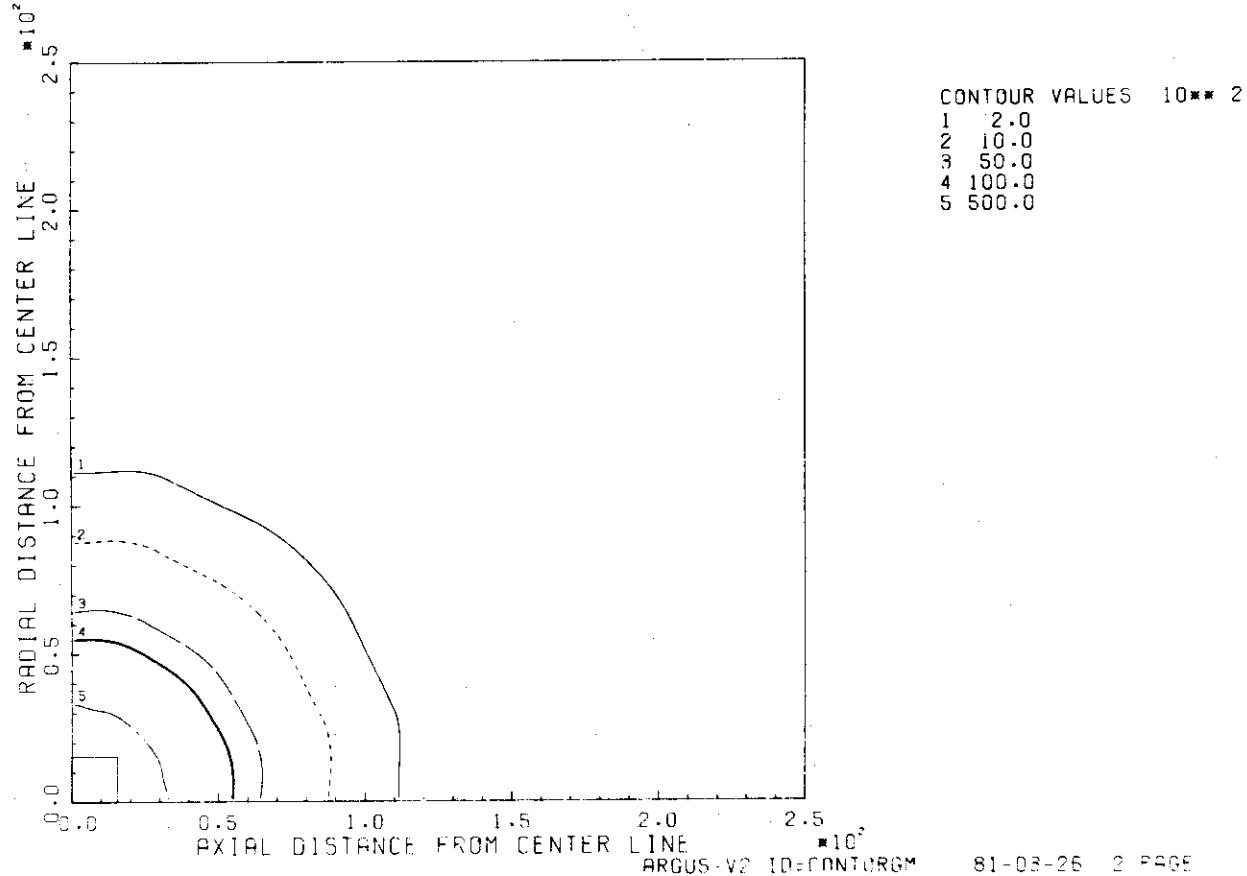


Fig. 8.4  $\gamma$ -ray dose rate distribution for one fuel assembly.

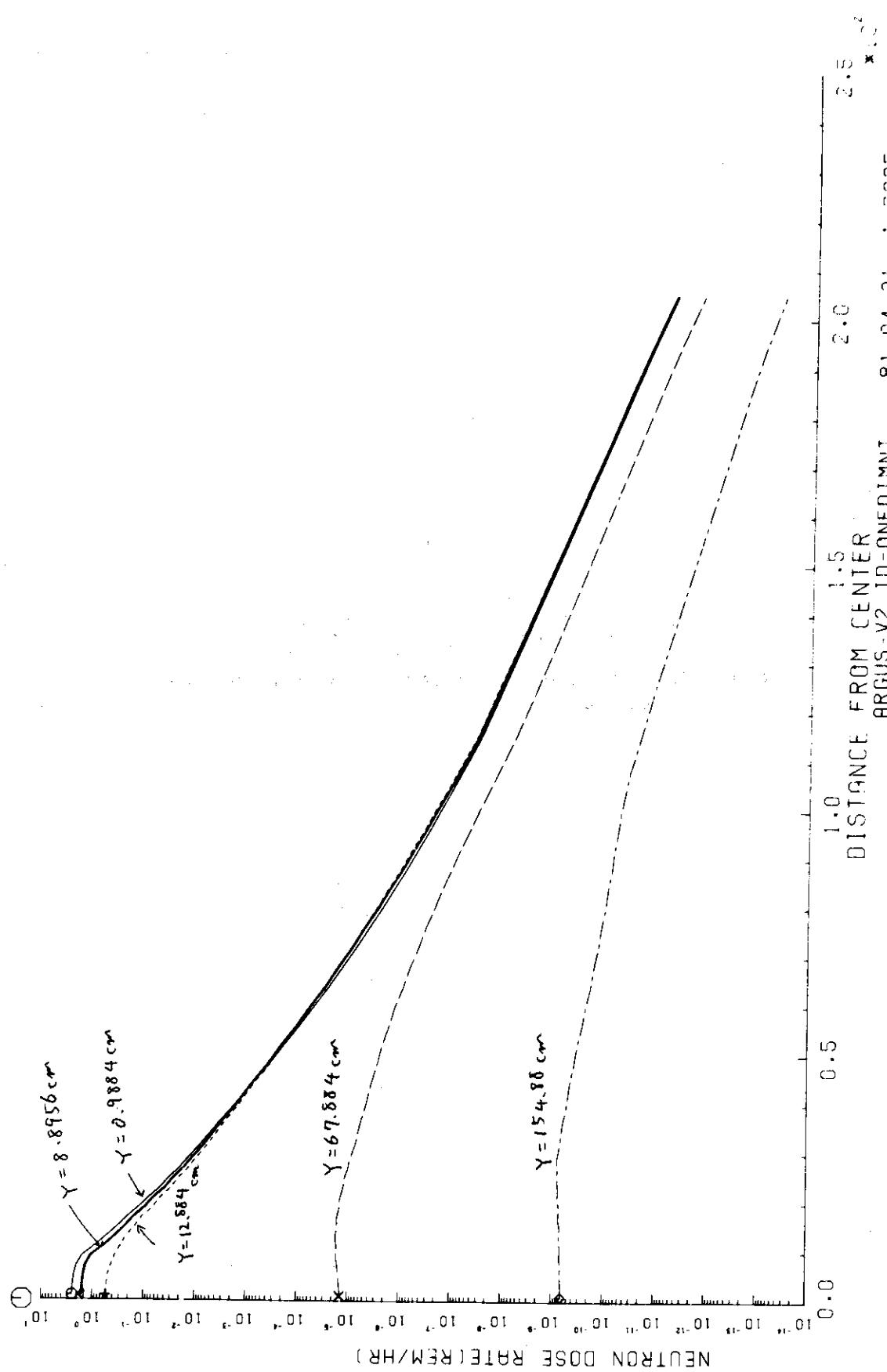


Fig. 8.5 Neutron dose rate distribution in radial direction for one assembly. Abscissa indicate a distance from the center. Y is a Y directional distance from the center in Fig. 8.3.

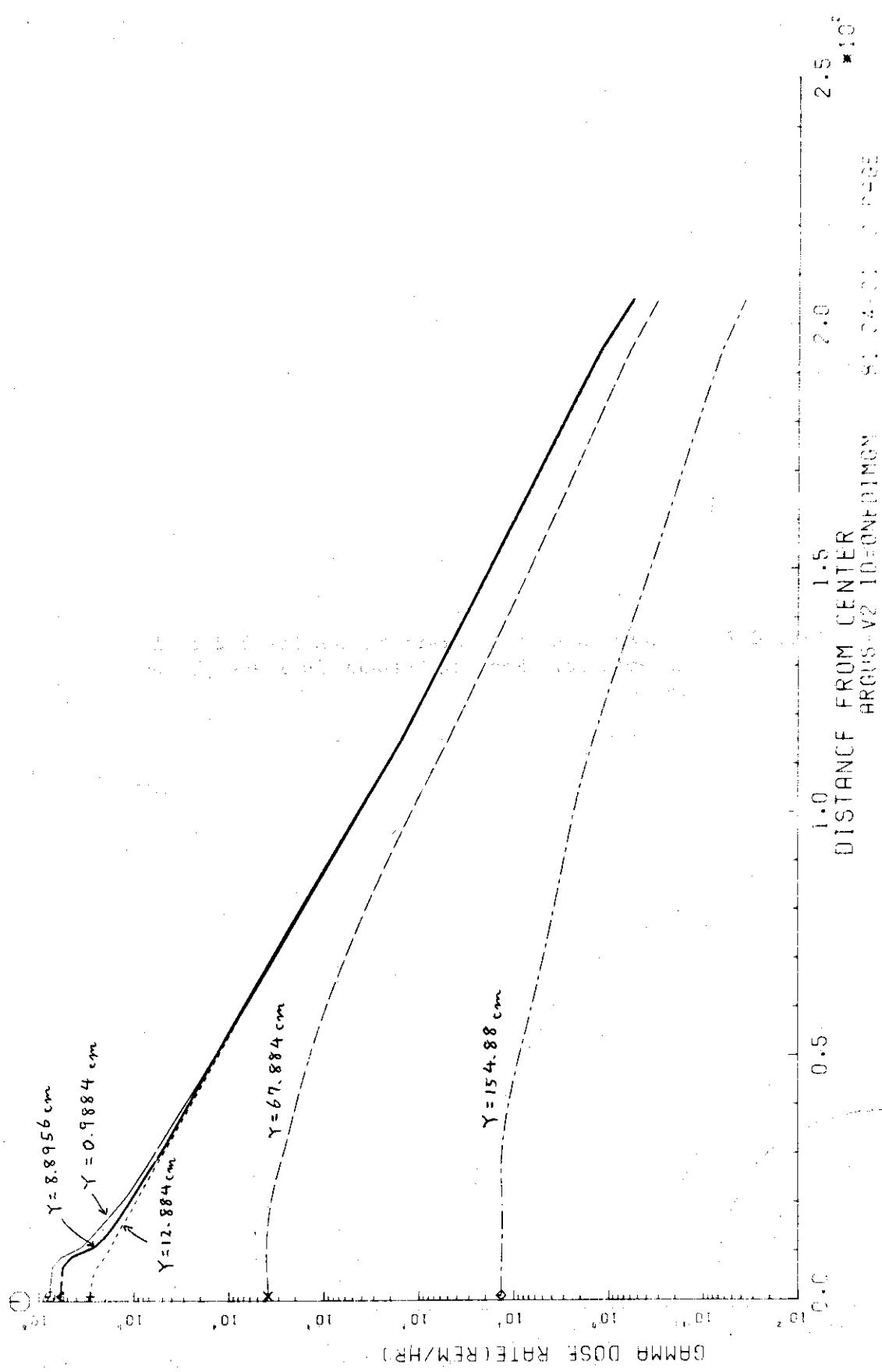


Fig. 8.6  $\gamma$ -ray dose rate distribution in radial direction for one assembly. Notation is the same in Fig. 8.5.

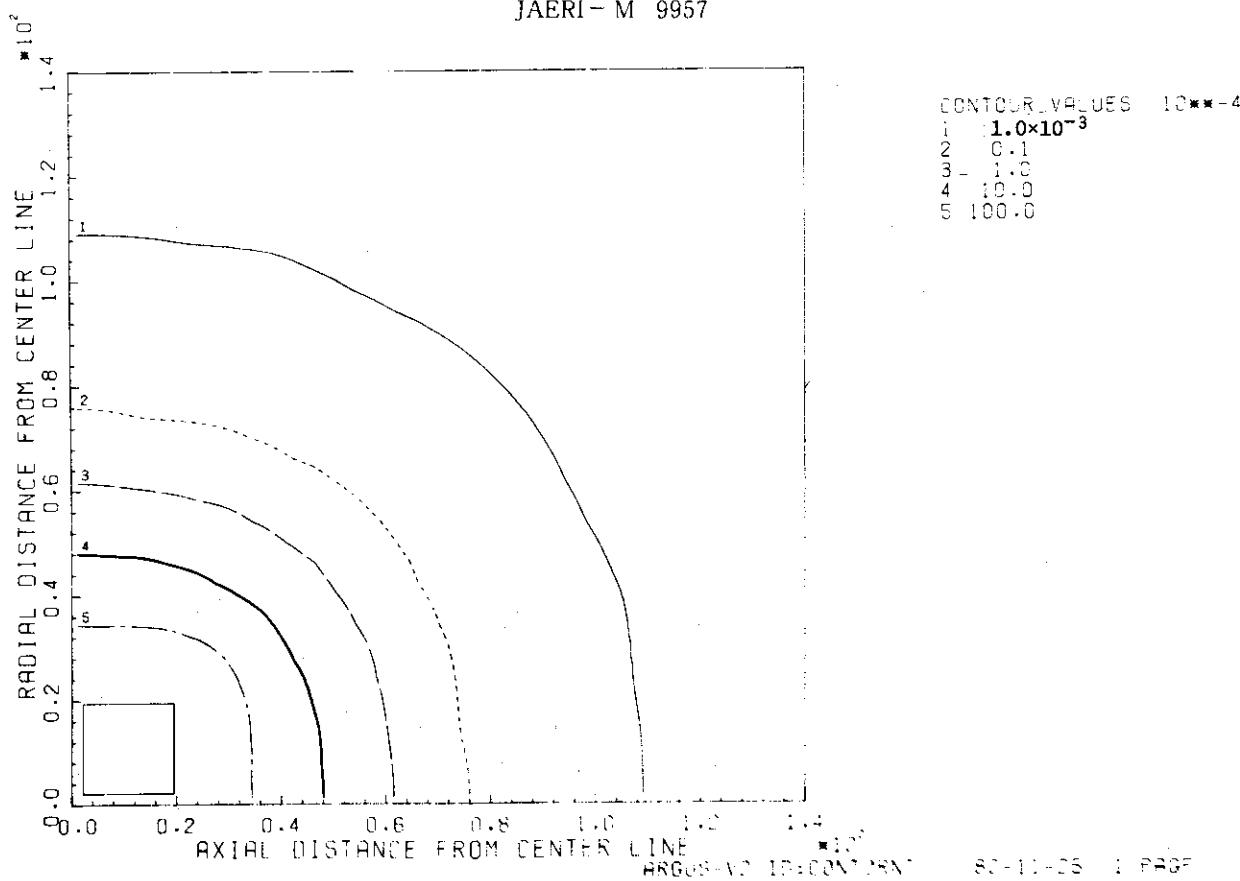


Fig. 8.7 Neutron dose rate distribution for  $2 \times 2$  fuel assemblies. Spacing between fuel assemblies is 5cm.

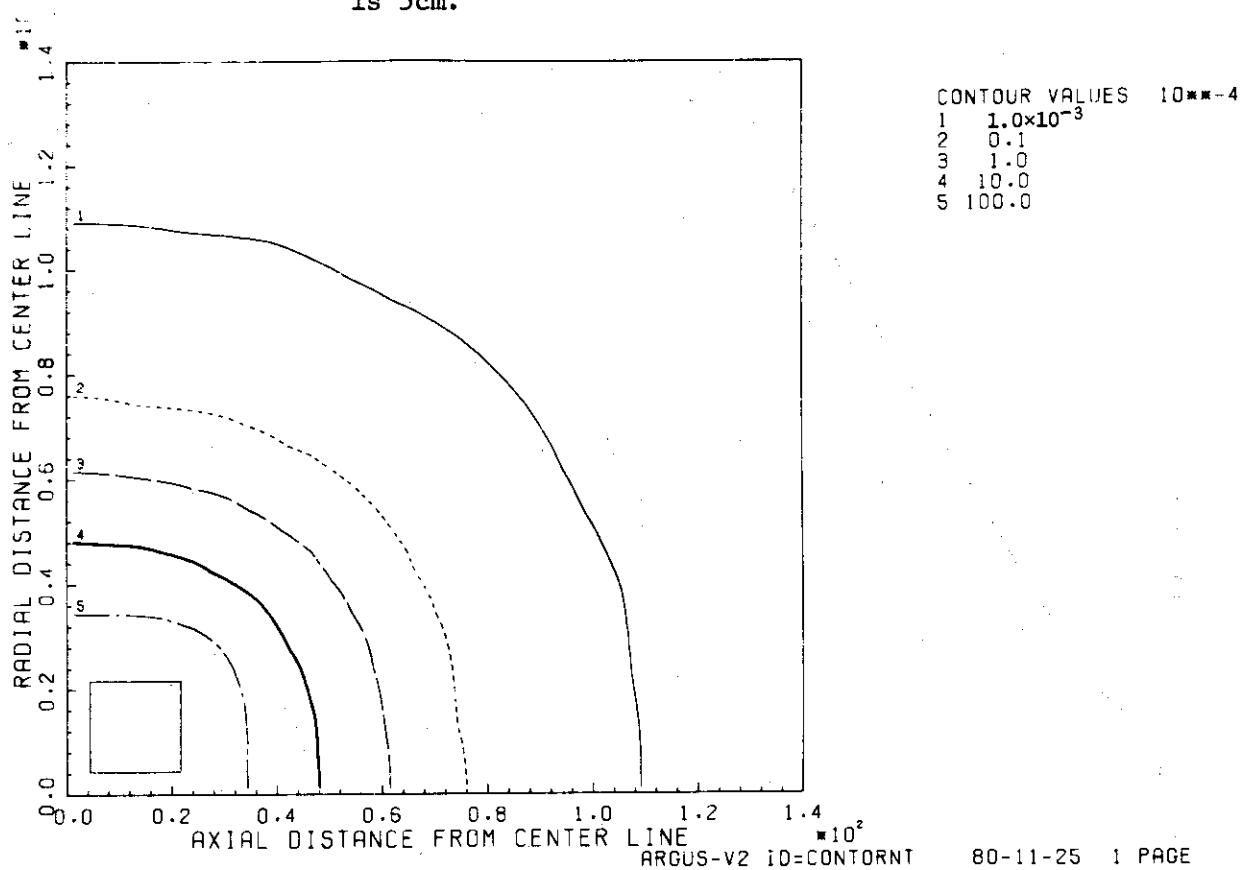


Fig. 8.8 Neutron dose rate distribution for  $2 \times 2$  fuel assemblies. Spacing between fuel assemblies is 10cm.

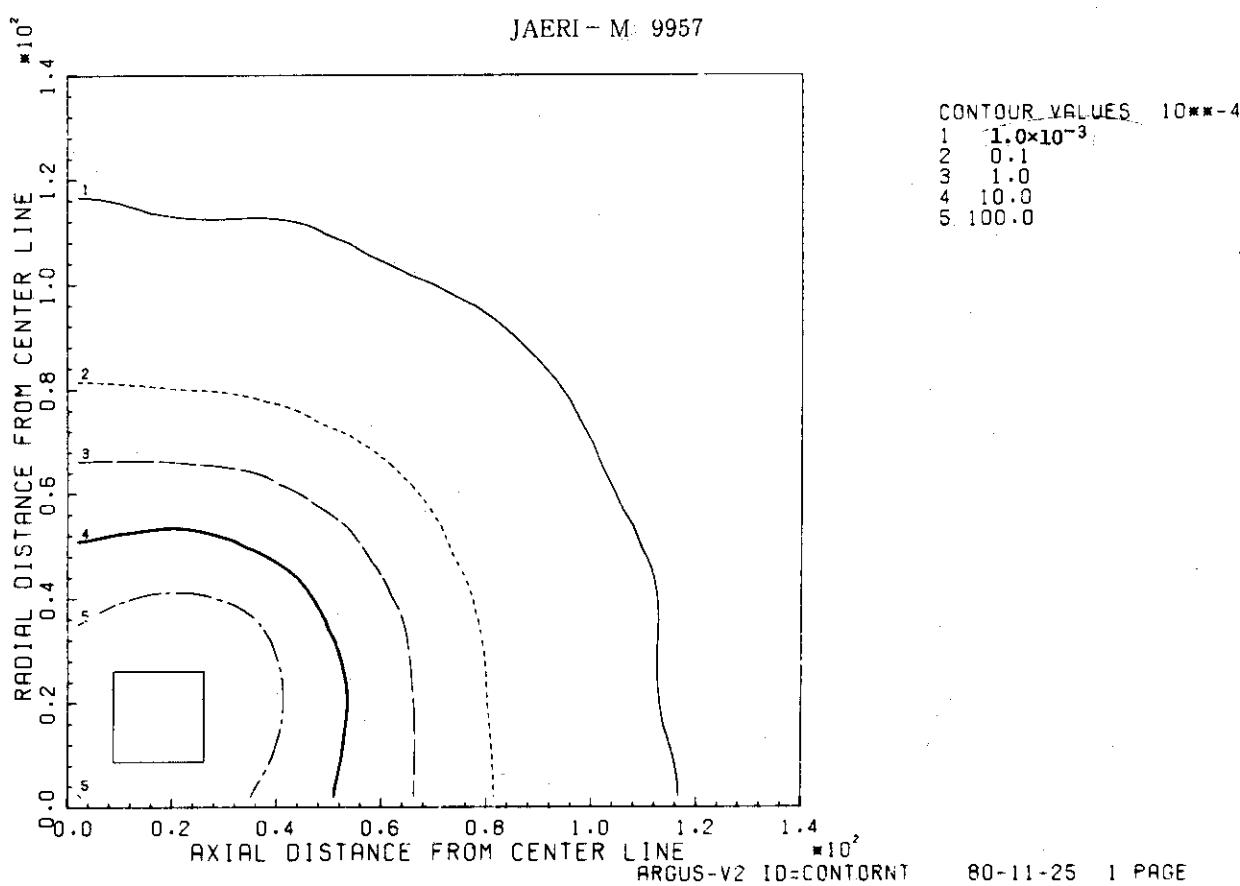


Fig. 8.9 Neutron dose rate distribution for 2x2 fuel assemblies. Spacing between fuel assemblies is 20cm.

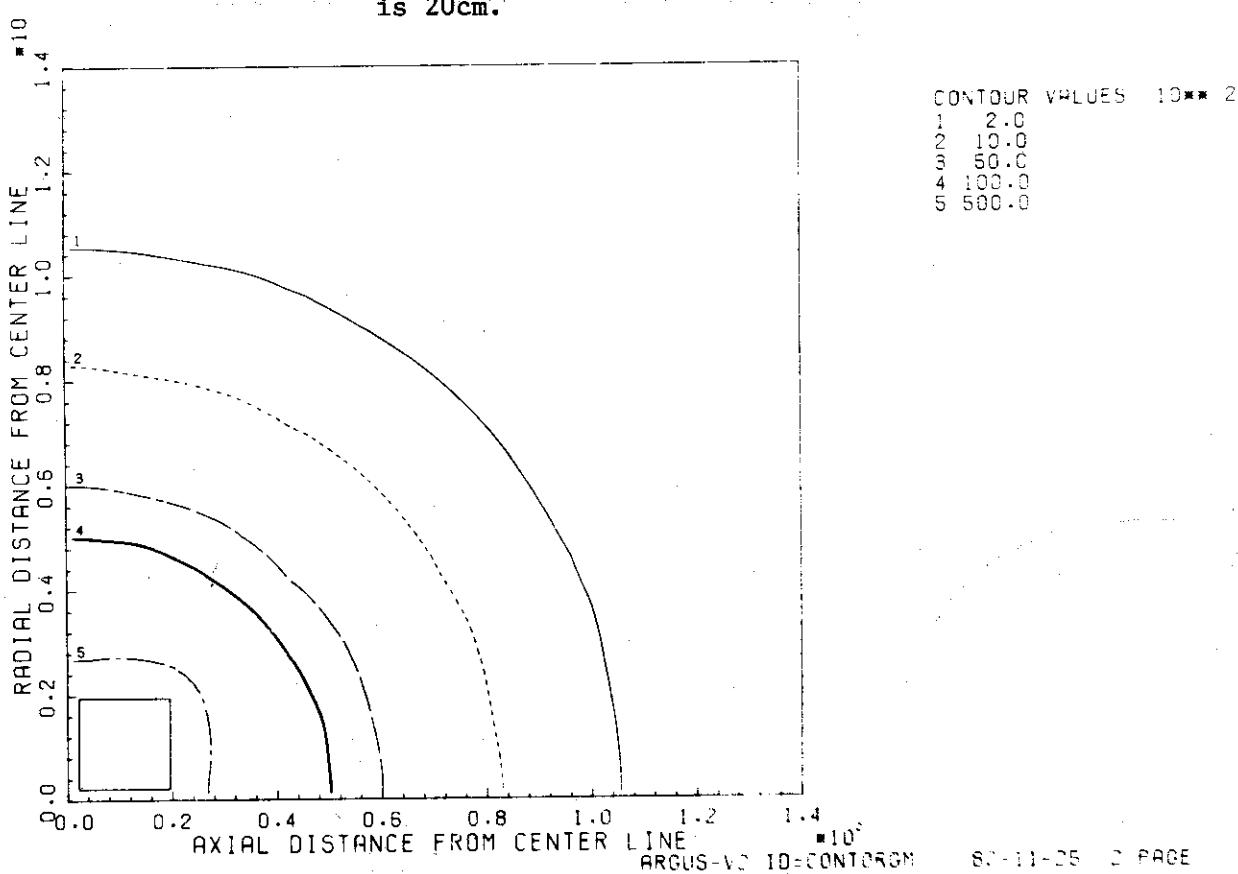


Fig. 8.10  $\gamma$ -ray dose rate distribution for 2x2 fuel assemblies. Spacing between fuel assemblies is 5cm.

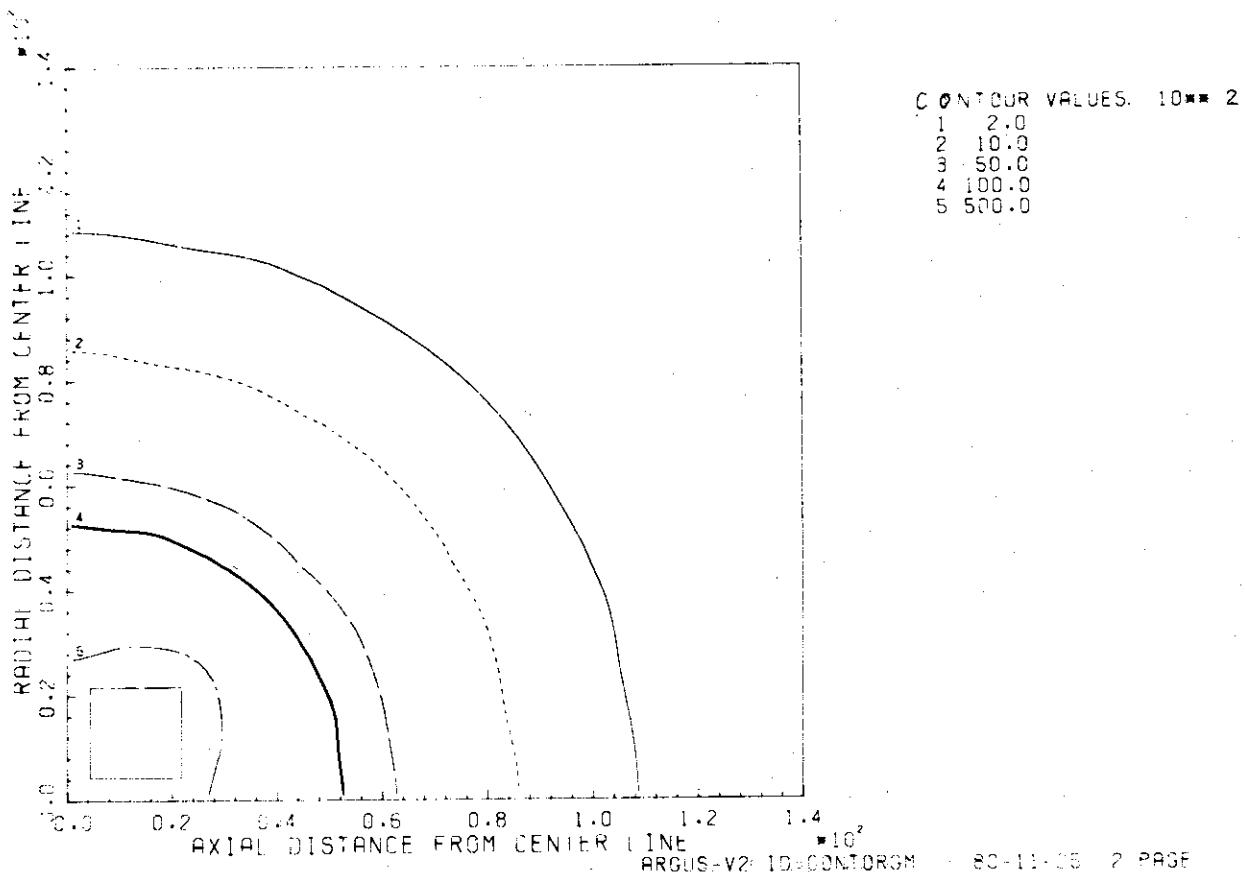


Fig. 8.11  $\gamma$ -ray dose rate distribution for 2x2 fuel assemblies. Spacing between fuel assemblies is 10cm.

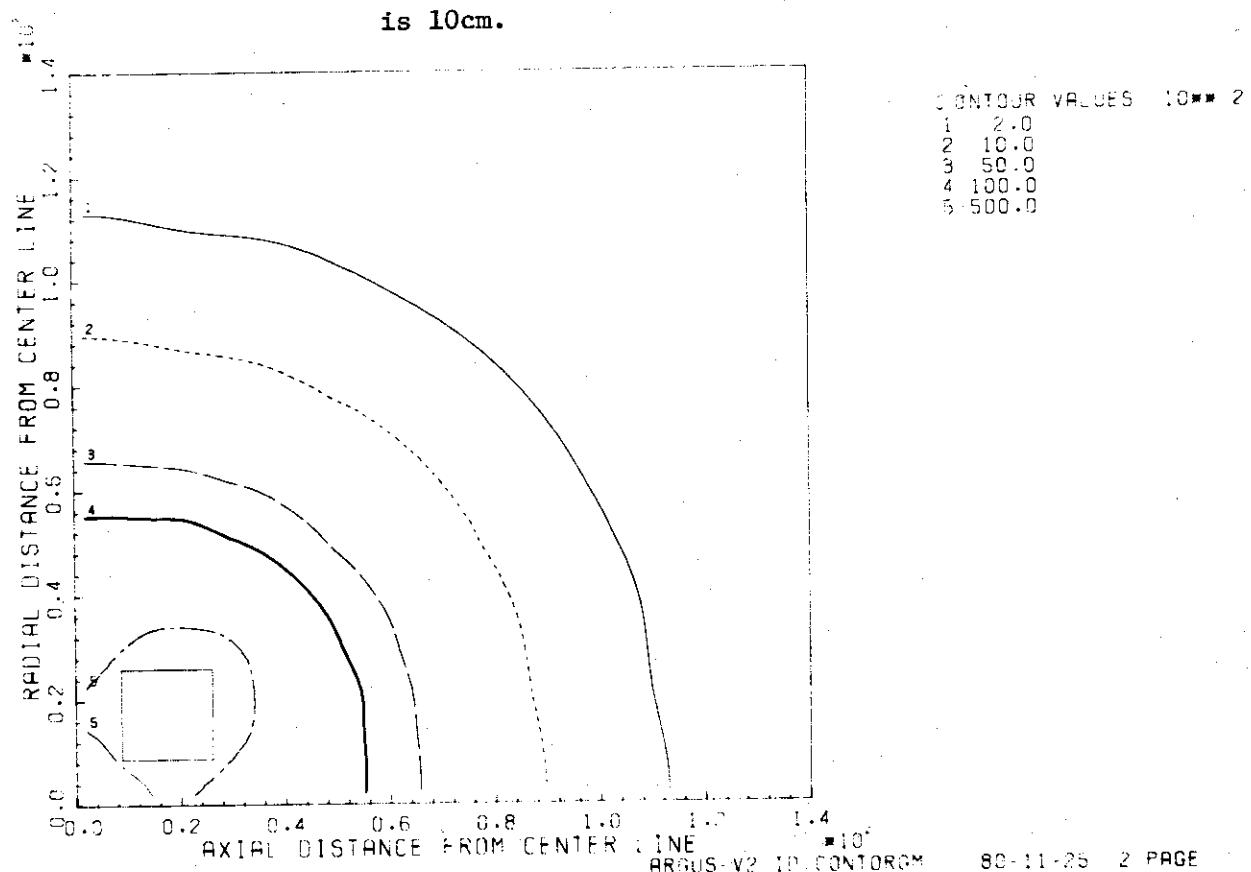


Fig. 8.12  $\gamma$ -ray dose rate distribution for 2x2 fuel assemblies. Spacing between fuel assemblies is 20cm.

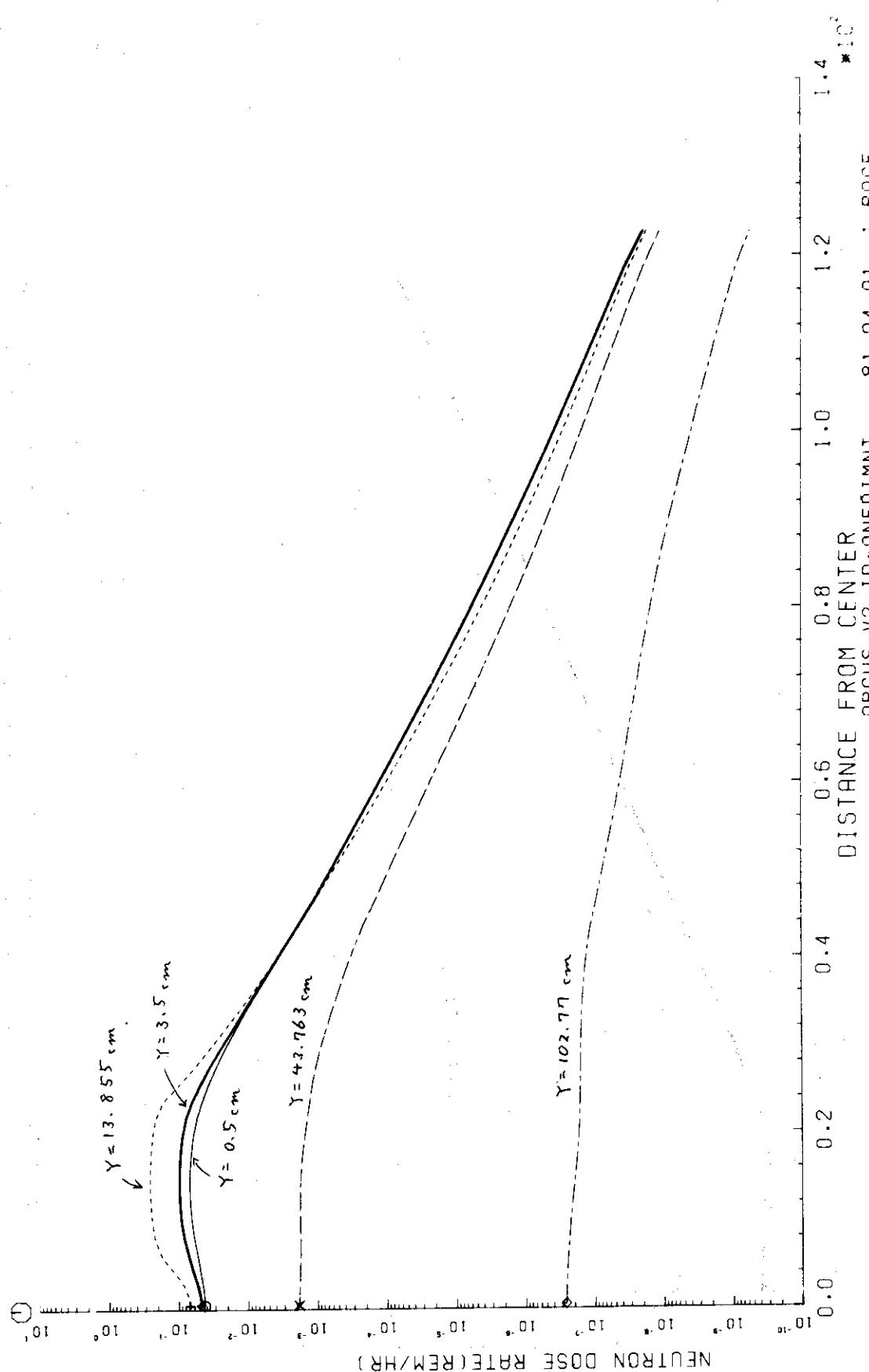


Fig. 8.13 Neutron dose rate distribution in radial direction for 2x2 fuel assemblies. Spacing between fuel assemblies is 10cm. Notation is the same in Fig. 8.5.

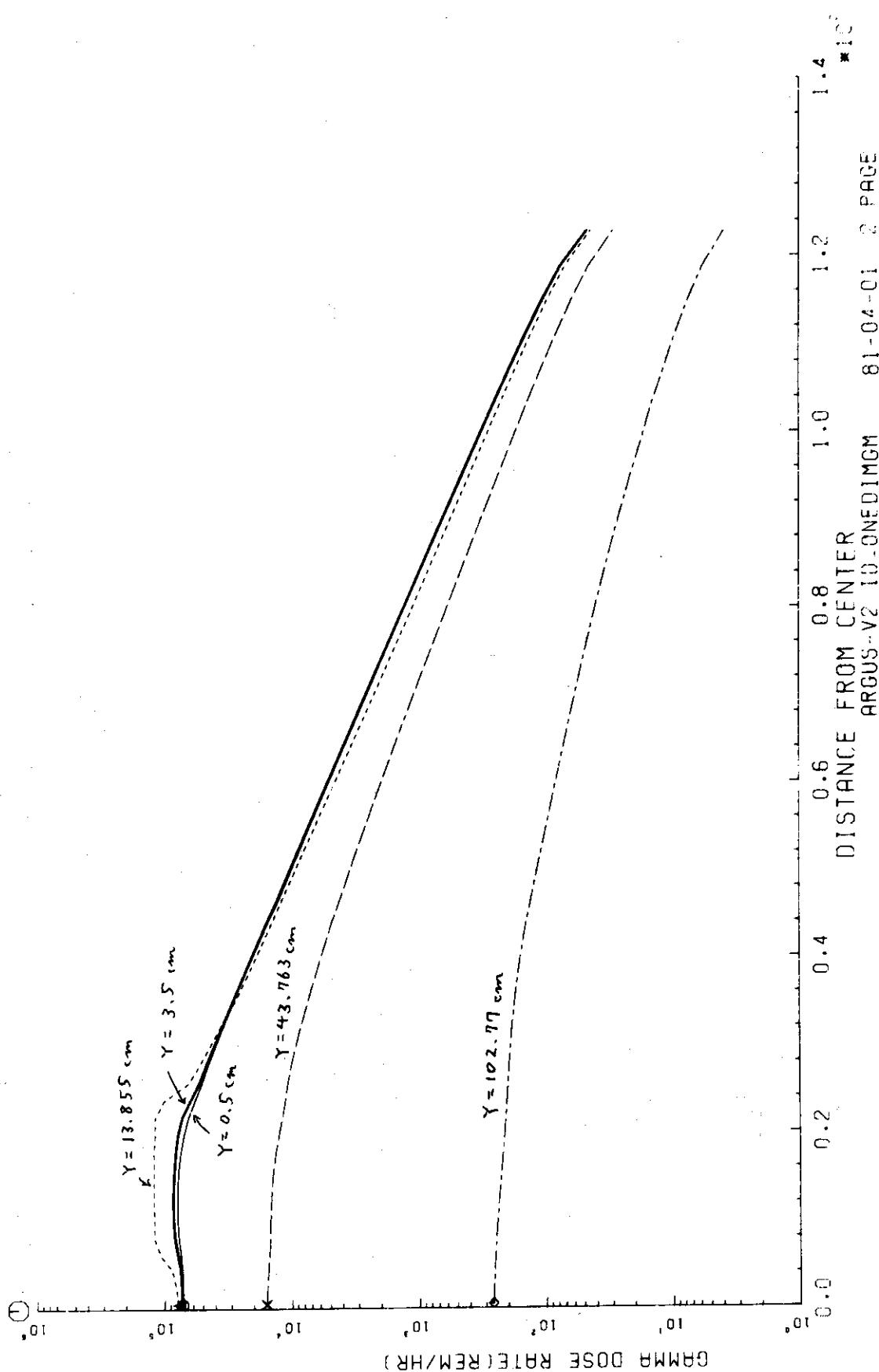


Fig. 8.14  $\gamma$ -ray dose rate distribution in radial direction for  $2 \times 2$  fuel assemblies.  
Spacing between fuel assemblies is 10cm. Notation is the same in Fig. 8.5.

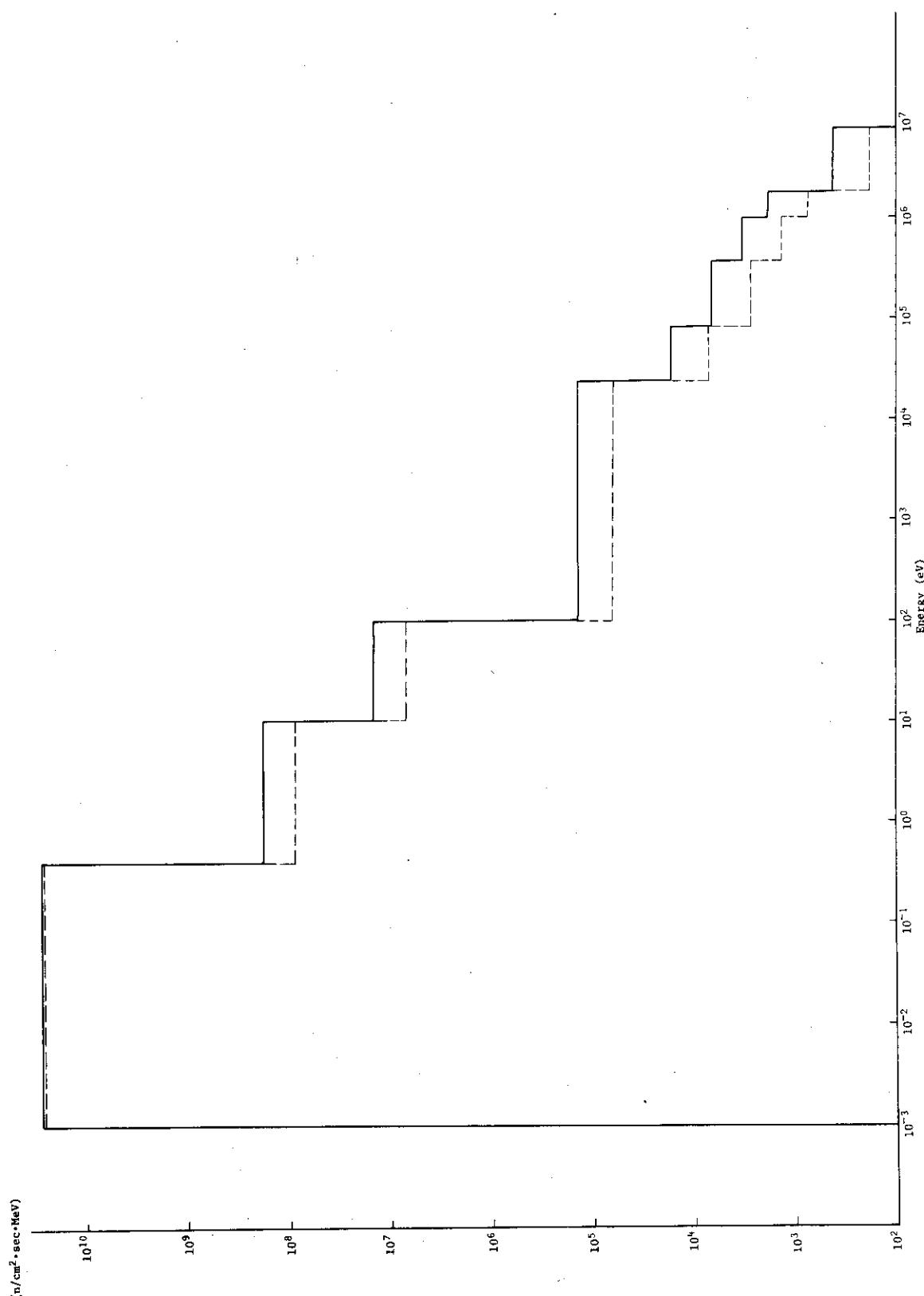


Fig. 8.15 Neutron spectrum at assembly surface for one assembly.  
Solid line is a spectrum at side part. Dotted line is a spectrum at corner part.

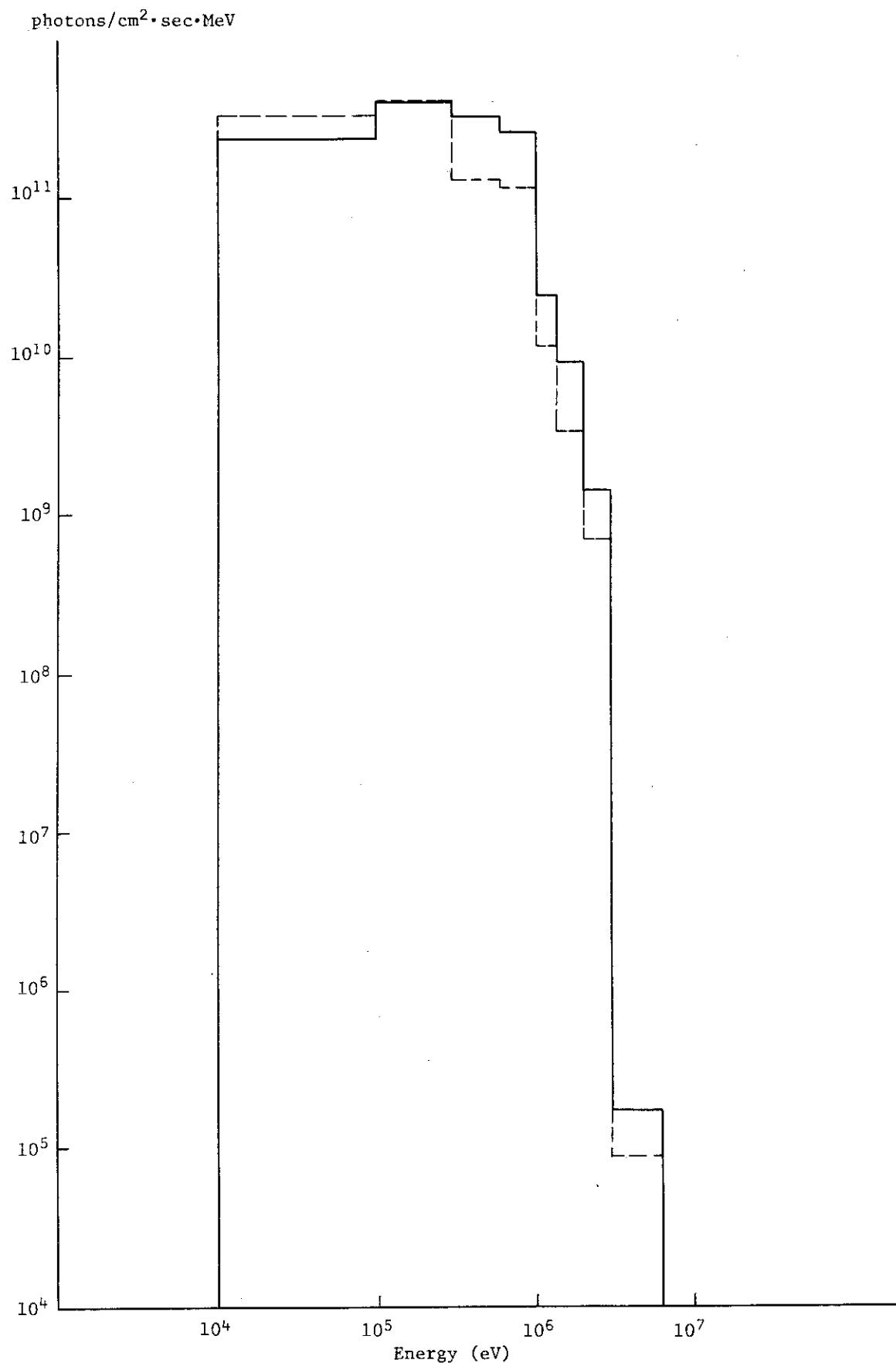


Fig. 8.16  $\gamma$ -ray spectrum at assembly surface for one assembly.  
Notation is the same in Fig. 8.15.

## 9. キャスク形状評価のための計算

### 9.1 計算モデル

キャスク内に燃料集合体が入った体系の計算は図 9.1 に示すように体系をモデル化して行った。キャスク内の燃料集合体は直方体であるが、第 2 章で既に述べた如く断面積が等価な円になるような円筒形を仮定した。従って、キャスク形状の計算では、二次元形状のシリンダー体系である R-Z 形状で解析を行った。この際計算体系としては、キャスクの上部 1/4 および下部 1/4 を図 9.2 および図 9.3 の如くとて計算を行った。図 9.2 および図 9.3 とも燃料部 I, II と分けてあるのは、一次元の縮約計算の際上部方向（あるいは下部方向）で解いた時の定数と側面方向で解いた定数をそれぞれ用いて解析したことを見ている。すなわち、燃料 I が上部方向（あるいは下部方向）で解いた定数であり、燃料 II が側面方向で解いた定数である。

なお、二次元計算の  $P_1, S_N$  条件は  $\ell = 3, N = 8$  および  $N = 12$  である。

また、線源強度としては第 4 章で計算した強度のうち、燃焼度  $30000 \text{ MWD/tU}$ 、冷却期間 365 日の計算値を採用した。

### 9.2 線量率分布

キャスク上部および下部について、 $P_3, S_8$  の条件により R-Z 形状で計算した線量率分布を二次元の等高線図に表わしたもののが図 9.4 ~ 図 9.7 に示す。これらの図はキャスクの横置きの図を示している。図 9.4 はキャスク上部方向の中性子線量率分布である。図 9.5 はキャスク上部方向の  $\gamma$  線線量率分布である。中性子、 $\gamma$  線とも Void の領域で洩れ出ている様子が示されている。キャスク側面部の表面での線量率は中性子で約  $2 \text{ mrem/hr}$ 、 $\gamma$  線で約  $30 \text{ mrem/hr}$  である。図 9.6 と図 9.7 には下部方向の中性子および  $\gamma$  線の線量率分布を表わしている。上部方向と下部方向を比べると側面部の半径方向における線量率分布の変化が特に  $\gamma$  線については異っている。これは、これらの計算の際、鉛部の空間メッシュ幅の与え方を中性子用に比較的粗く、（約  $2 \text{ cm}$ ）したためであろう。中性子については元素の質量が小さいほど減速が大きいが、 $\gamma$  線については逆に Z 番号が大きい方で吸収が多い。このように吸収が多い所では空間メッシュ幅も小さくしなければ正しい解が得られない場合が多い。従って、鉛部のメッシュ幅をより細かくし（約  $0.5 \text{ cm}$ ）、また、角度分点数も  $S_{12}$  にして比較を行った。これらの結果を図 9.8 ~ 図 9.11 に示す。図 9.8 と図 9.9 はキャスク上部の中性子および  $\gamma$  線線量率分布である。中性子については図 9.4 と比較してもそれほど大きい差違は見られない。一方  $\gamma$  線については図 9.5 と図 9.9 を比較して分かるように  $\gamma$  線の洩れ方が大きく異っている様子が示される。また、図 9.10 と図 9.11 はキャスク下部の中性子および  $\gamma$  線の線量率分布であるが、キャスク上部の場合と同様、 $\gamma$  線についての分布が大きく異っている。例えば、側面部のキャスク表面で鉛部のメッシュ幅を粗くした場合では約  $6 \text{ mrem/hr}$  であるのに対し、鉛部メッシュ幅を細かくした場合では約 30

$\text{mrem/hr}$  であり、メッシュ幅を粗くするとより低めに線量率を見積ることになる。なお、側面部の半径方向における $\gamma$ 線の線量率分布の変化もメッシュ幅を細かくした場合、上部方向と下部方向での差は見られない。

図9.12～図9.15は中性子および $\gamma$ 線の線量率分布をZ軸（キャスクの縦方向）を一定にし、中心からの距離に沿って表わしたものである。図9.12と図9.13はキャスクの上部方向での中性子の線量率分布と $\gamma$ 線の線量率分布を示している。Z軸方向の距離は、図9.2の寸法に従っている。中性子の線量率分布で $Z = 167.01, 187.86, 209.85\text{ cm}$  の分布で中心からの距離約40～約60cmの所で盛り上がっているのは、Voidの部分で中性子が増加しているためであろう。また、 $\gamma$ 線の線量率分布で約35cm～約55cmの所で線量率の減少が滑らかになっているのは $Z = 166.67, 112.57\text{ cm}$  に関しては水領域での二次 $\gamma$ 線発生によるためである。 $Z = 167.01, 187.86\text{ cm}$  に関してはVoid領域への洩れ込みのためであろう。

図9.14と図9.15は同様な図をキャスクの下部方向について調べた図である。上部方向の場合と同様にVoid領域や水領域での洩れや二次 $\gamma$ 線の影響が見られる。

### 9.3 測定点での反応率およびスペクトル

キャスク遮蔽実験での測定は、キャスク内では実験用集合体バスケットに設けられた測定孔に沿って行なわれる。この測定孔は図9.16のように集合体の中心から140mmの所に位置している。測定はこの測定孔に沿って上・下数点とって行なわれるが、この解析では、図9.2のモデル図の下端の位置で解析した。また、空間メッシュの与え方の都合で正確に中心から140mmにおけるスペクトルを計算していないため、この位置に近い146.7mmの位置で反応率を計算した。計算した反応率はfission chamberに含まれる $^{237}\text{Np}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ の(n, f)反応についてである。ただし、各元素の個数密度、検出器の体積等が明確でないため、微視的断面積に中性子束を乗じ、 $\text{b/cm}^2 \cdot \text{sec}$ の単位で求めた。検出器の単位時間当たりの計測数を得るには、これらの値に個数密度、検出器の体積、検出器内での効率(charge collection等)などの補正が必要である。表9.1に反応率を示す。この表には、比較のため一次元S<sub>N</sub>計算コードANISN-JRを用い円筒形状で解いた値も示した。 $^{235}\text{U}$ では、ANISN-JRでの計算の方がDOT 3.5の計算より20%程大きめに算出されているが、 $^{237}\text{Np}$ および $^{232}\text{Th}$ についてはANISN-JRの方が3～4%程低めに算出される。図9.17には反応率を計算した点での中性子スペクトルを示す。実線がANISN-JRの計算結果であり、破線がDOT 3.5の計算結果である。ANISN-JRの計算結果はエネルギー群を縮約する前の100群で示した。Thermal領域ではANISN-JRによる計算の方がDOT 3.5の計算よりも中性子が多めに算出されている。

キャスクの外側での測定は、キャスク表面および30cm, 50cm等離れた位置で行なわれる。ここでの解析は、中性子線量率、熱中性子束、 $\gamma$ 線線量率について、キャスク外側の数点について求めた。表9.2にANISN-JRおよびDOT 3.5の計算結果を示す。ANISN-JRではキャスク表面、および19cm, 39cm, 79cm離れた点での値を求め、DOT 3.5では、キャスク表面から12.5cm, 37.5cm, 62.5cm, 87.5cm離れた点で計算した。ANISN-JRとDOT 3.5で同一の点で直接比較できないのは、メッシュ点が一致してないためである。図9.18およ

び図9.19に中性子および $\gamma$ 線の線量率分布を示す。中性子に関しては、キャスクの外側でDOT 3.5よりもANISN-JRの方が大きめに算出されている。 $\gamma$ 線についてもANISN-JRの方が大きめに算出されているが、鉛部のメッシュを細かくすることによりDOT 3.5の計算値も大きくなる。線量率分布の詳細な評価をする際には、空間メッシュの与え方に注意しなければならない。

図9.20と図9.21に中性子と $\gamma$ 線のスペクトルを示す。ANISN-JRによる計算のスペクトルはキャスク表面であるが、DOT 3.5によるスペクトルはキャスク表面から12.5 cm離れた点であり、直接の比較はできないが、1例としてここに示す。

Table 9.1 ( $n,f$ ) reaction rates at measurement position in cask  
(b/cm<sup>2</sup>·sec)

$^{237}\text{Np}$		$^{235}\text{U}$		$^{232}\text{Th}$	
ANISN	DOT	ANISN	DOT	ANISN	DOT
$2.5332 \times 10^4$	$2.6224 \times 10^4$	$5.3451 \times 10^7$	$4.3847 \times 10^7$	$1.0373 \times 10^3$	$1.0804 \times 10^3$

Table 9.2

ANISN

	Distance from the cask surface (cm)			
	0	19	39	79
Neutron dose rate (rem/hr)	$1.7682 \times 10^{-3}$	$1.1240 \times 10^{-3}$	$8.6110 \times 10^{-4}$	$5.9329 \times 10^{-4}$
Thermal neutron flux (n/cm <sup>2</sup> ·sec)	4.28087	2.50640	1.90790	1.31161
Gamma-ray dose rate (rem/hr)	$3.0138 \times 10^{-2}$	$2.0990 \times 10^{-2}$	$1.6332 \times 10^{-2}$	$1.1364 \times 10^{-2}$

DOT

	Distance from the cask surface (cm)			
	12.5	37.5	62.5	87.5
Neutron dose rate (rem/hr)	$9.1792 \times 10^{-4}$	$6.3733 \times 10^{-4}$	$4.7567 \times 10^{-4}$	$3.6955 \times 10^{-4}$
Thermal neutron flux (n/cm <sup>2</sup> ·sec)	1.86273	1.26201	$9.20921 \times 10^{-1}$	$6.94546 \times 10^{-1}$
Gamma-ray dose rate (rem/hr)	$1.5381 \times 10^{-2}$	$1.0924 \times 10^{-2}$	$8.1977 \times 10^{-3}$	$6.3322 \times 10^{-3}$

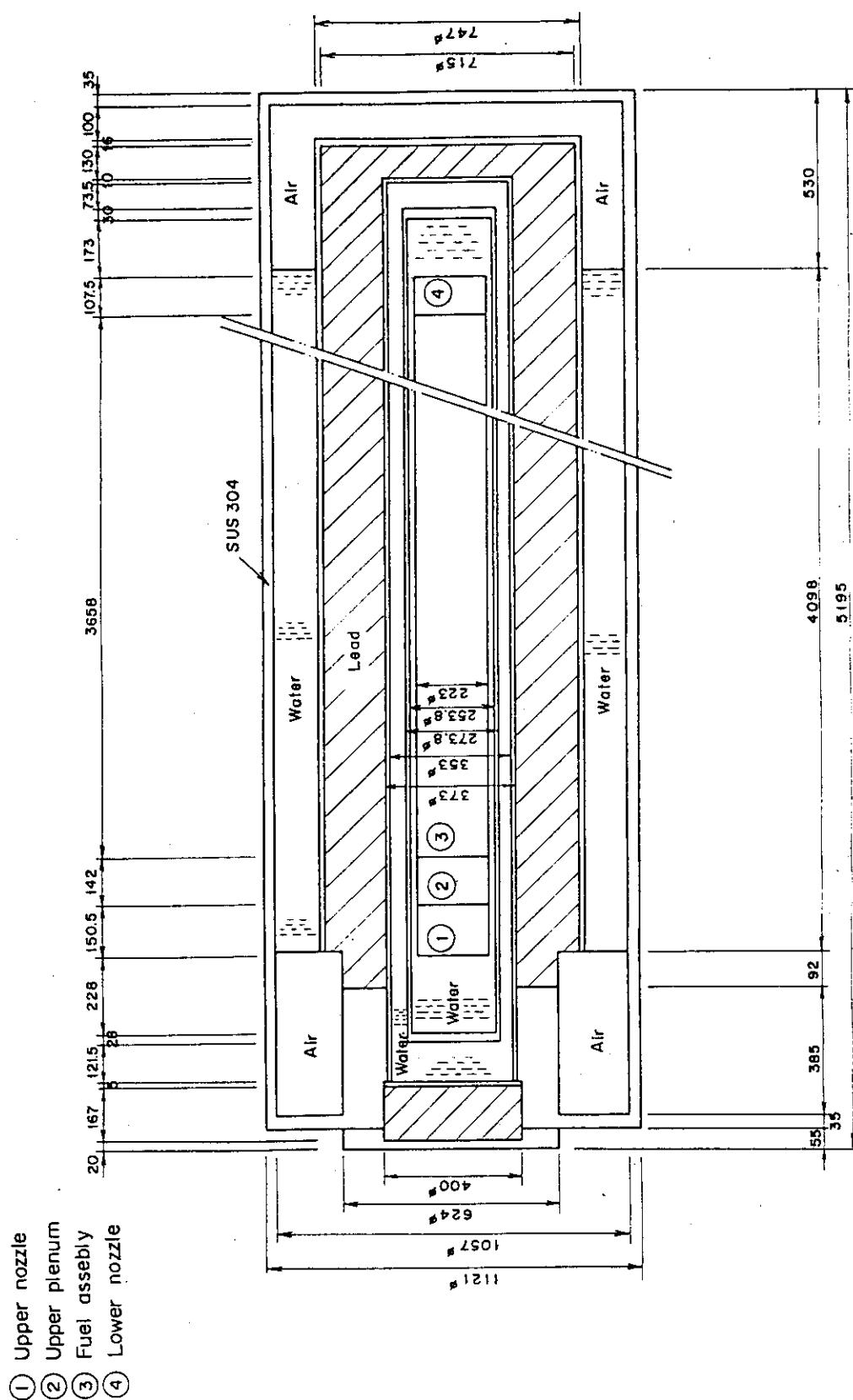


Fig. 9.1 Calculational model for fuel assembly in transport cask.

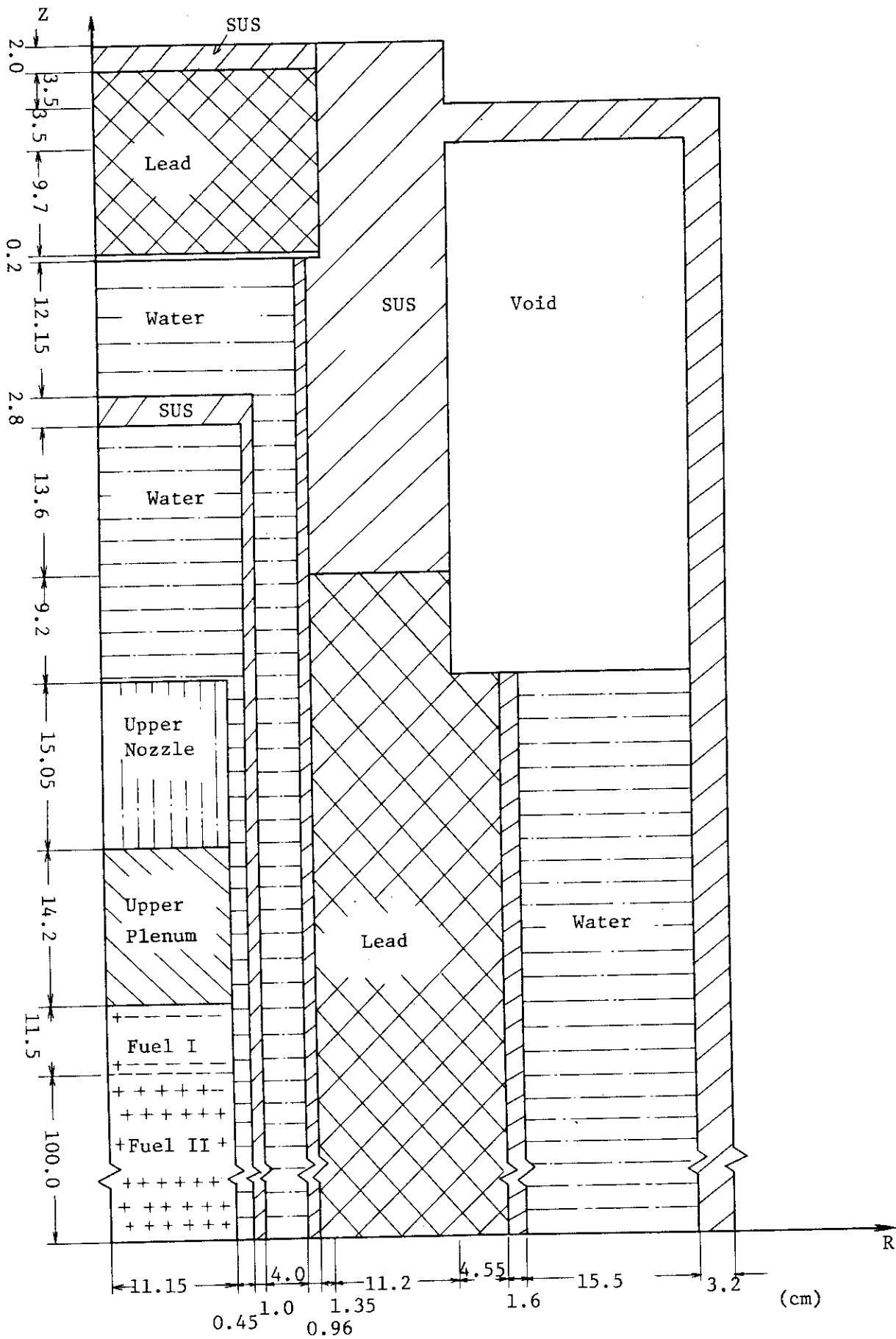


Fig. 9.2 Calculational model for upper part of transport cask.

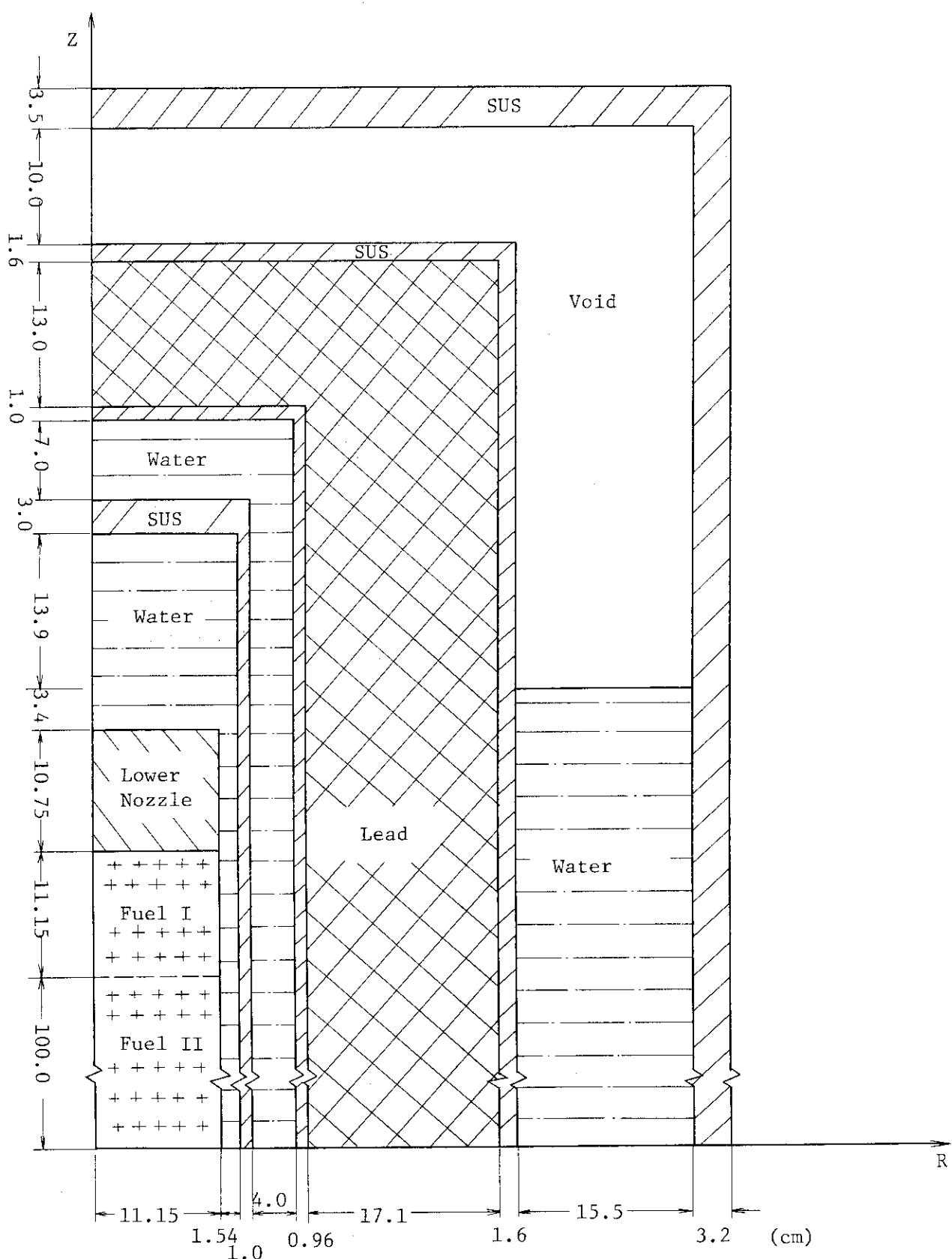


Fig. 9.3 Calculational model for lower part of transport cask.

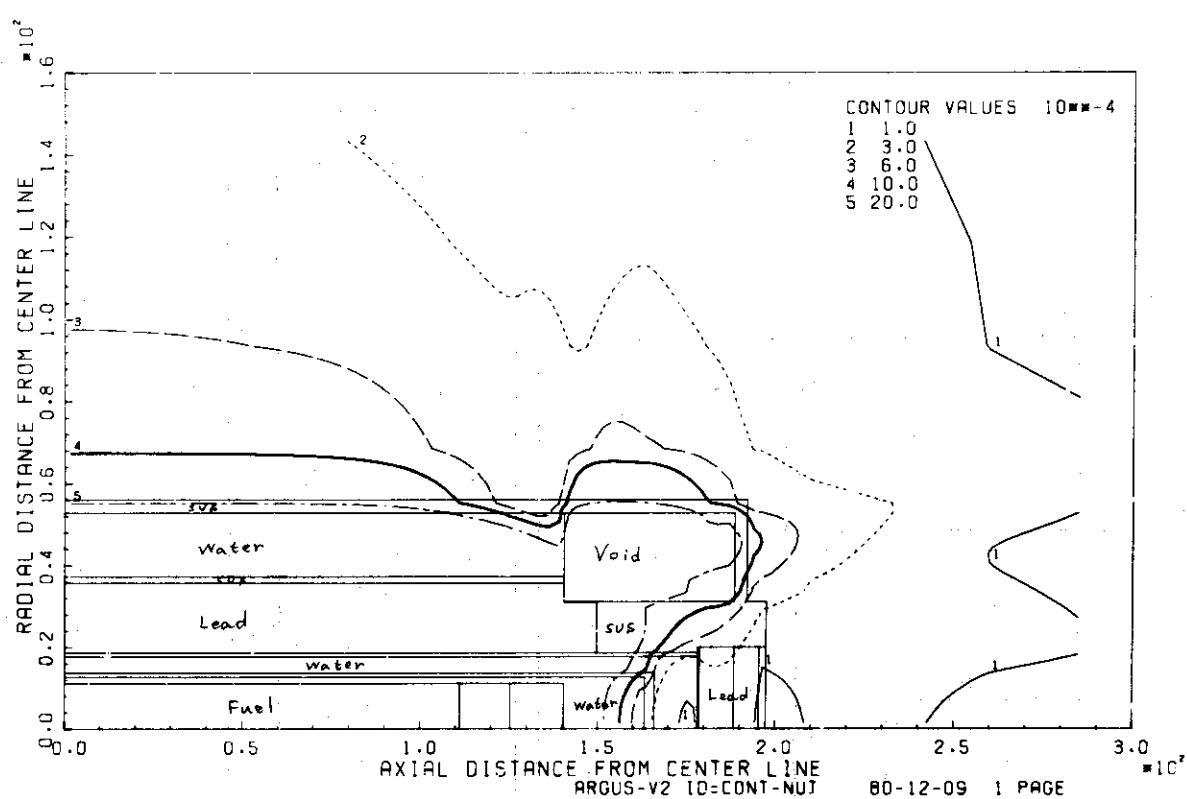


Fig. 9.4 Contour figure of neutron dose rate distribution for upper part of cask. P<sub>3</sub>, S<sub>8</sub>

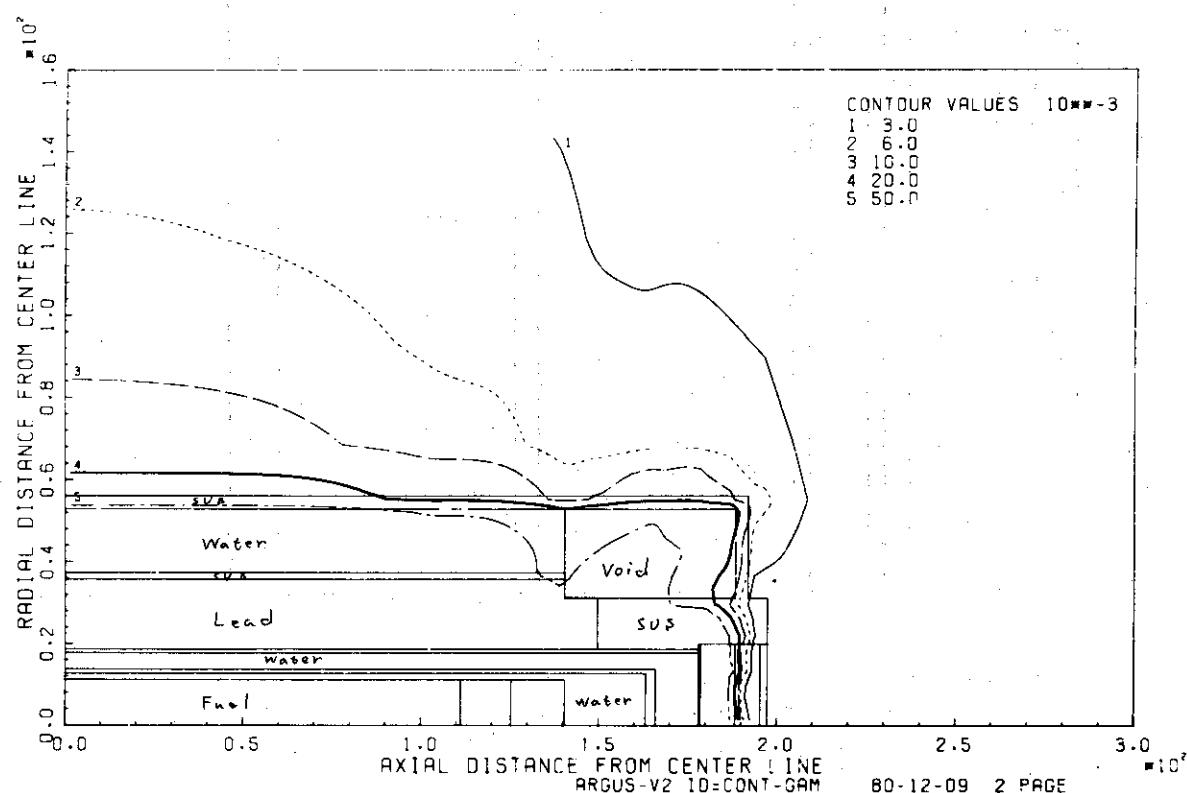


Fig. 9.5 Contour figure of  $\gamma$ -ray dose rate distribution for upper part of the cask. P<sub>3</sub>, S<sub>8</sub>

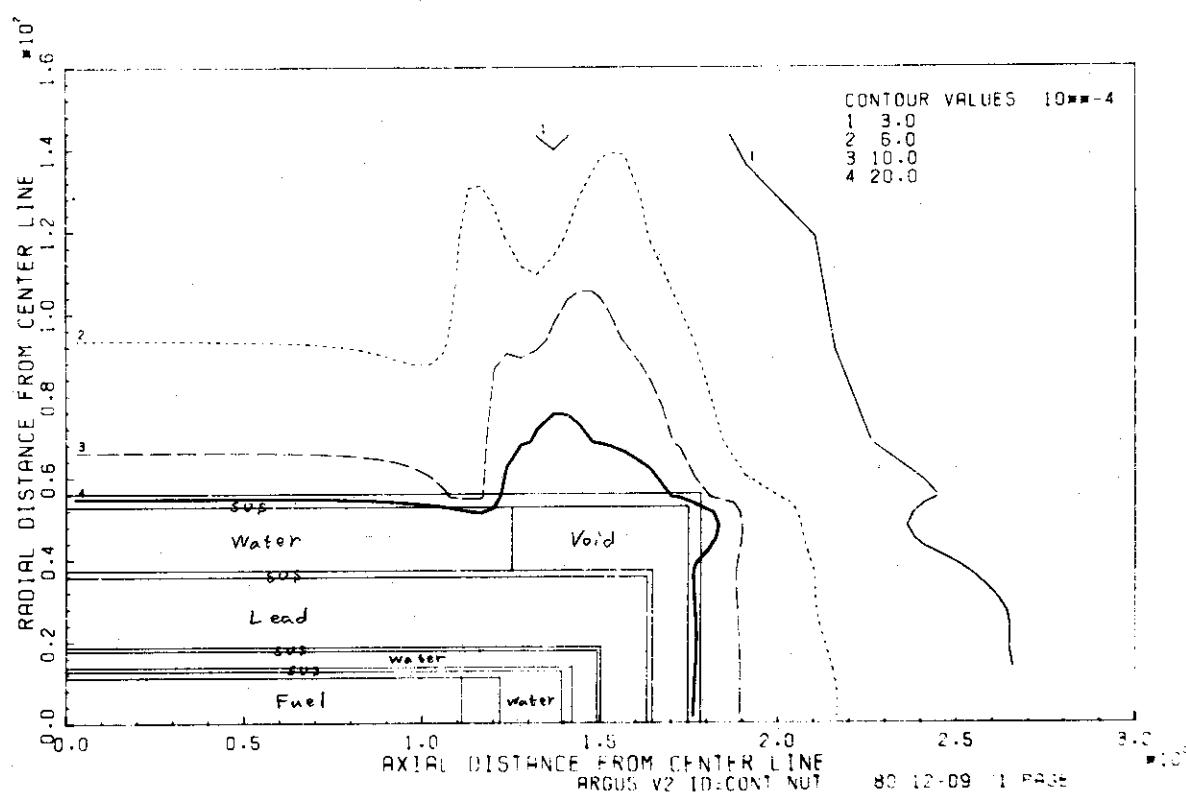


Fig. 9.6 Contour figure of neutron dose rate distribution for lower part of the cask. P<sub>3</sub>, S<sub>8</sub>

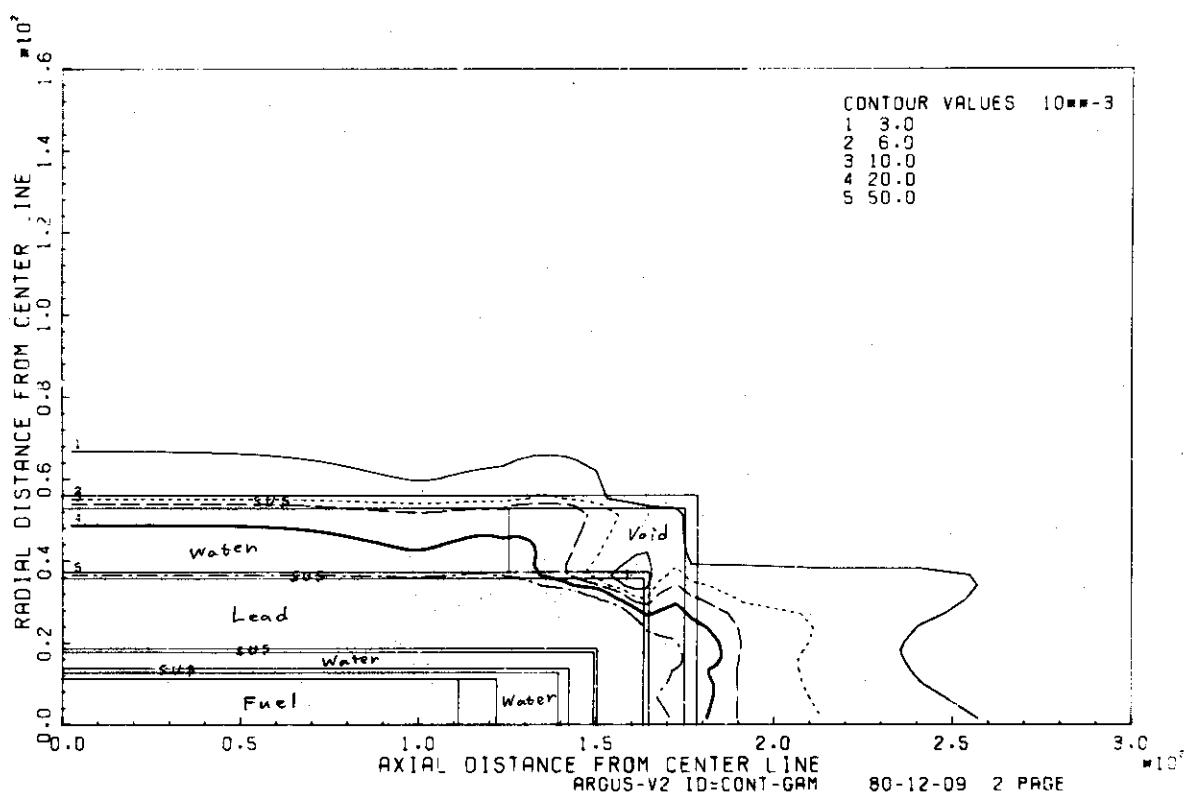


Fig. 9.7 Contour figure of  $\gamma$ -ray dose rate distribution for lower part of the cask. P<sub>3</sub>, S<sub>8</sub>

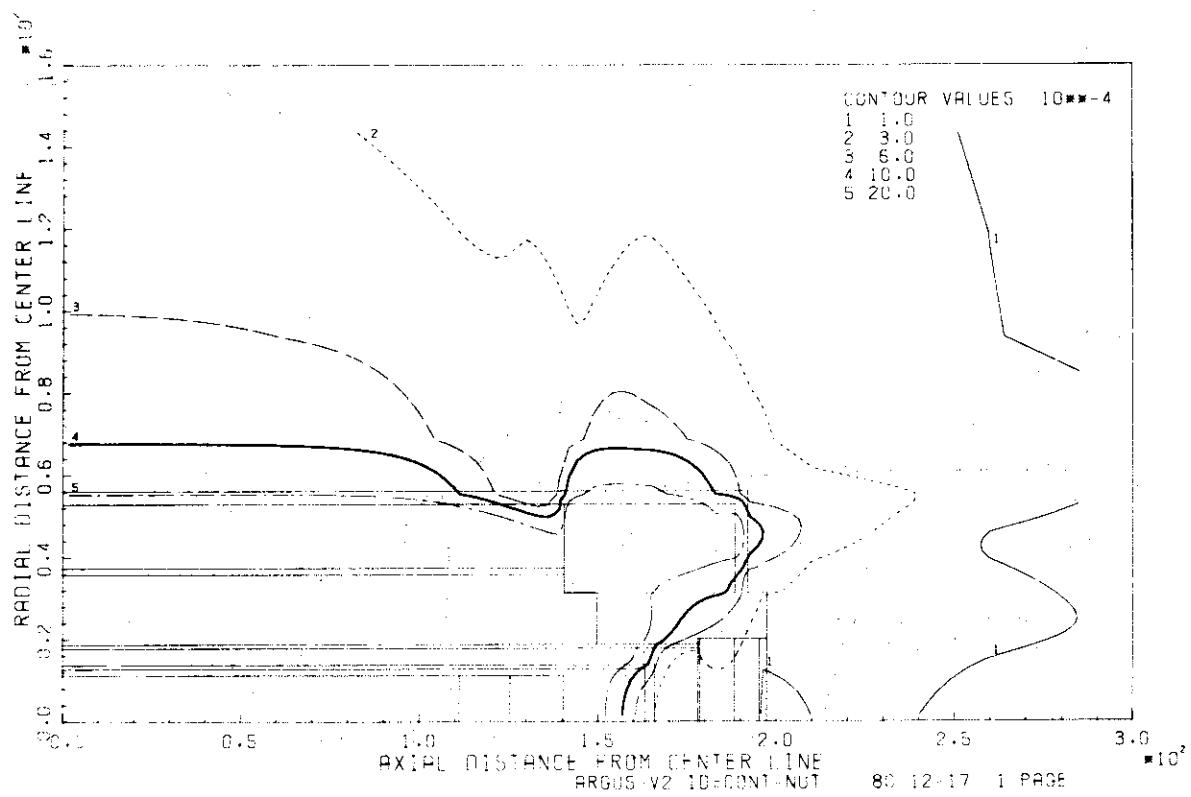


Fig. 9.8 Contour figure of neutron dose rate distribution for upper part of the cask. P<sub>3</sub>, S<sub>12</sub>

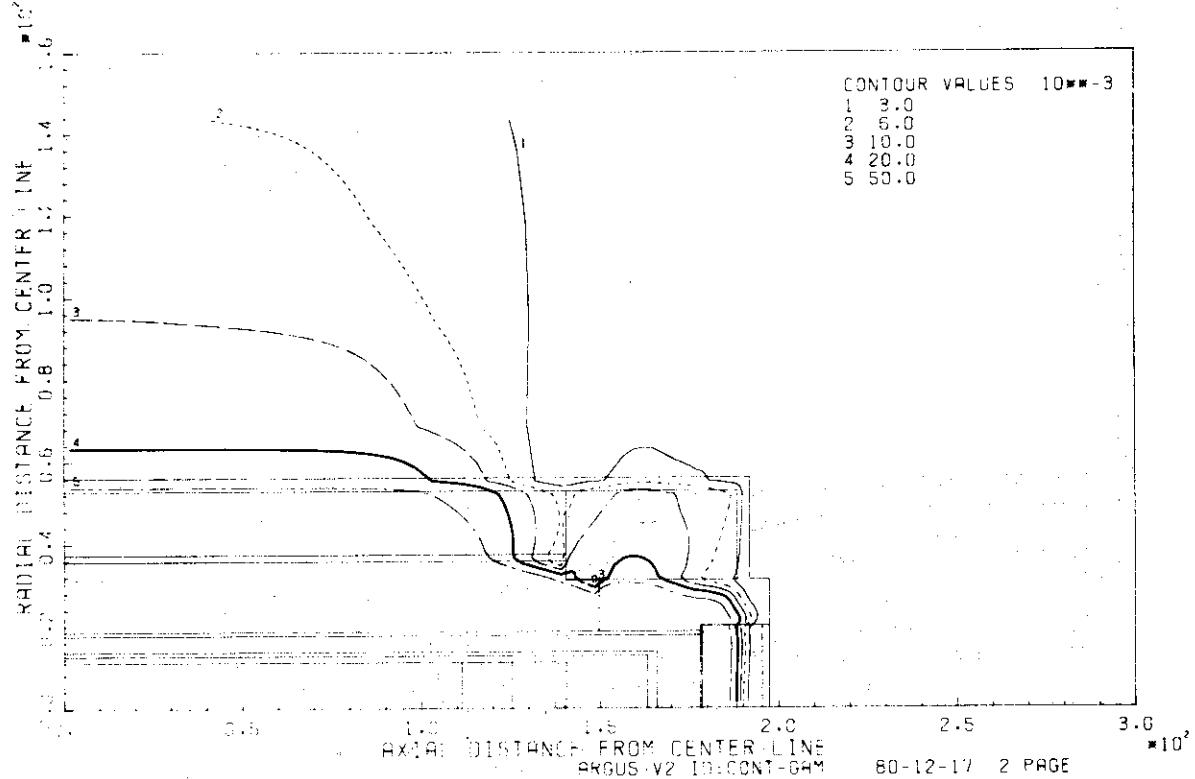


Fig. 9.9 Contour figure of  $\gamma$ -ray dose rate distribution for upper part of the cask. P<sub>3</sub>, S<sub>12</sub>

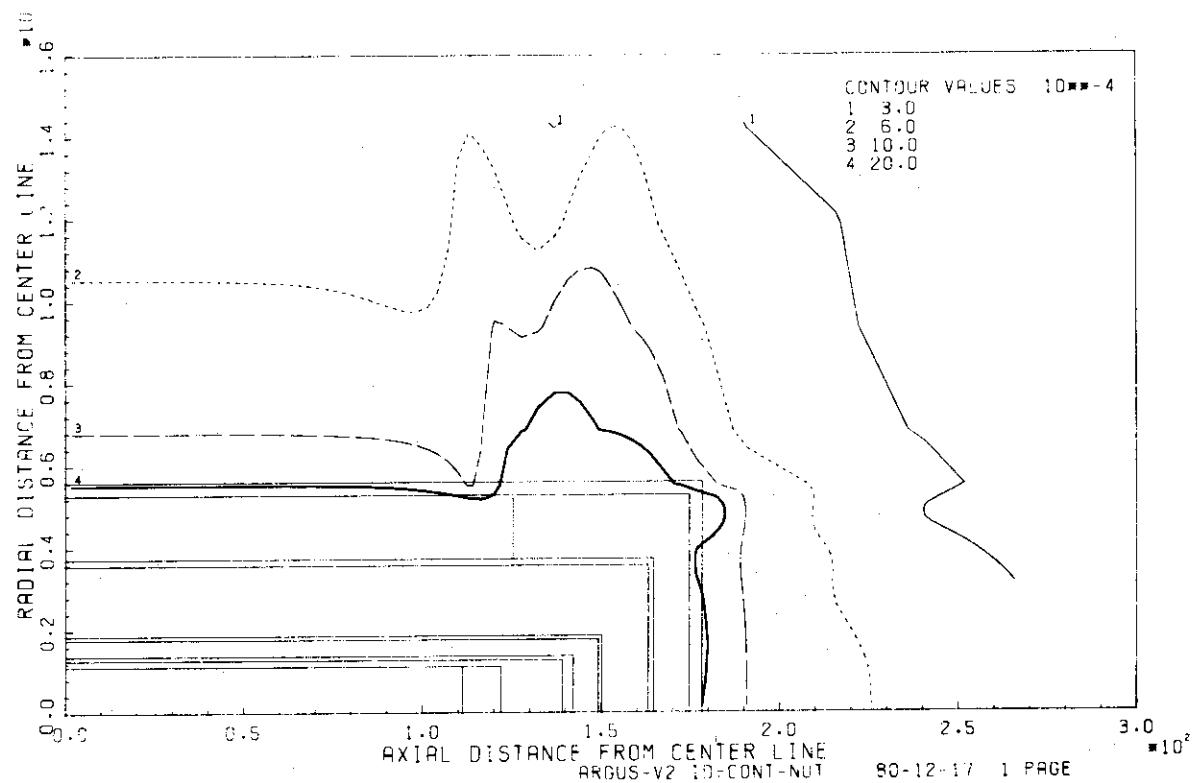


Fig. 9.10 Contour figure of neutron dose rate distribution for lower part of the cask. P<sub>3</sub>, S<sub>12</sub>

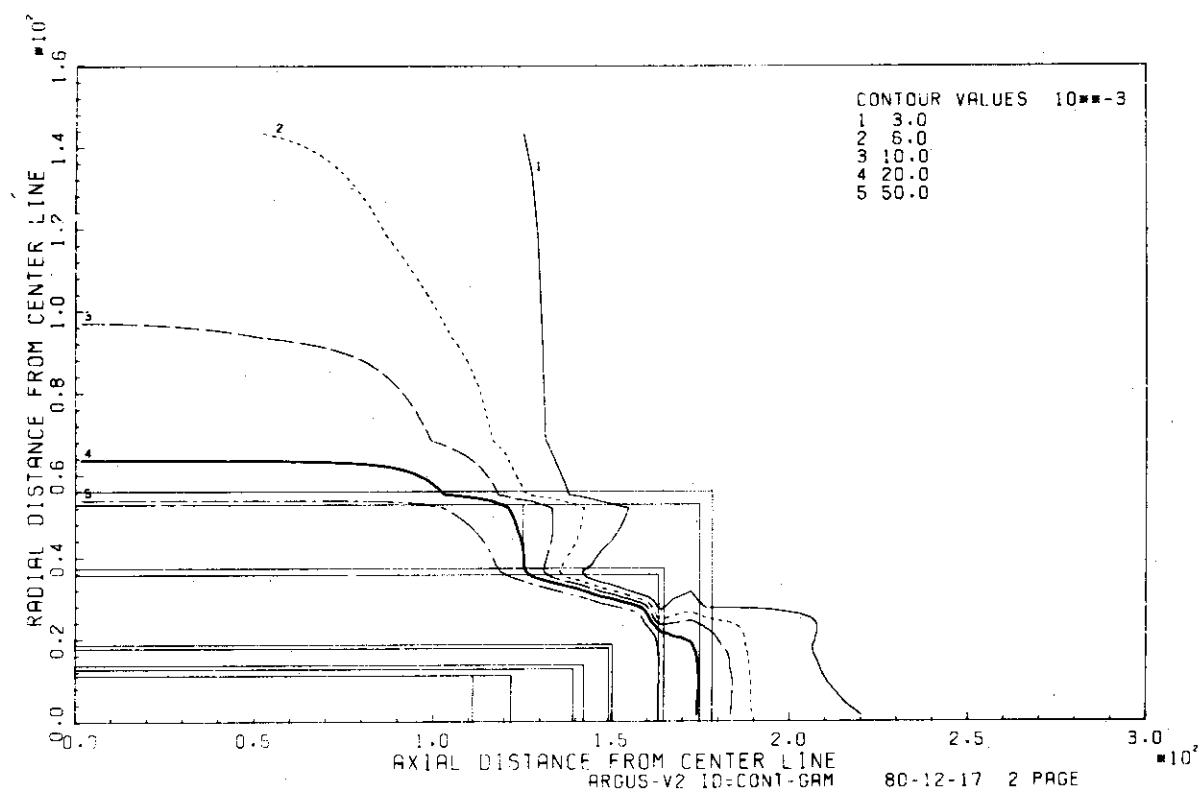


Fig. 9.11 Contour figure of  $\gamma$ -ray dose rate distribution for lower part of the cask. P<sub>3</sub>, S<sub>12</sub>

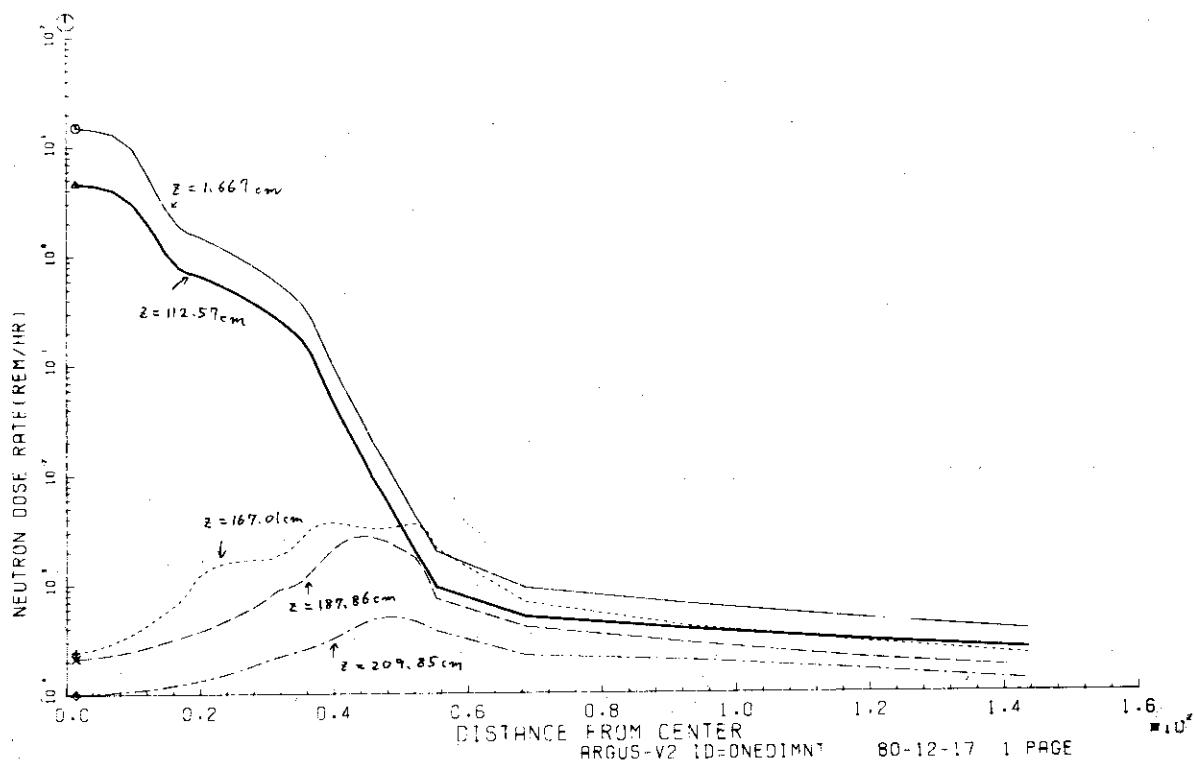


Fig. 9.12 Neutron dose rate distribution in radial direction for upper part of the cask. Z is a axial distance from the center in Fig. 9.4.

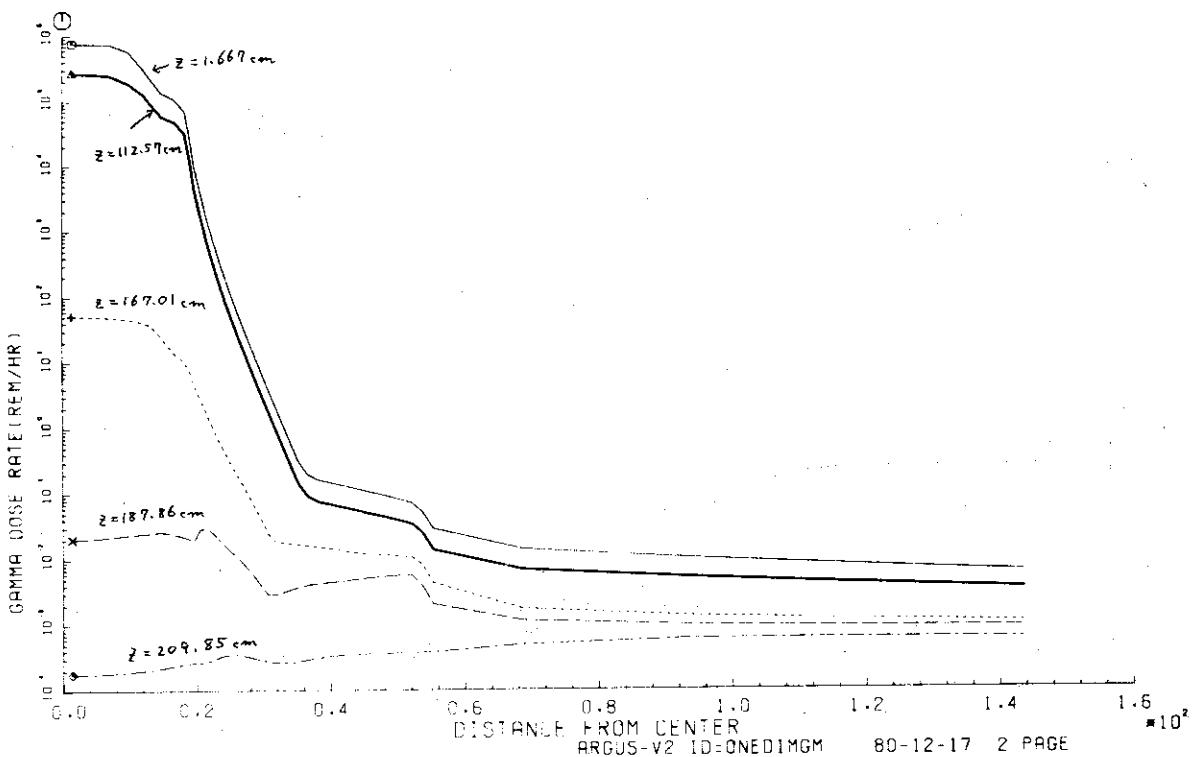


Fig. 9.13  $\gamma$ -ray dose rate distribution in radial direction for upper part of the cask. Notation is the same in Fig. 9.12.

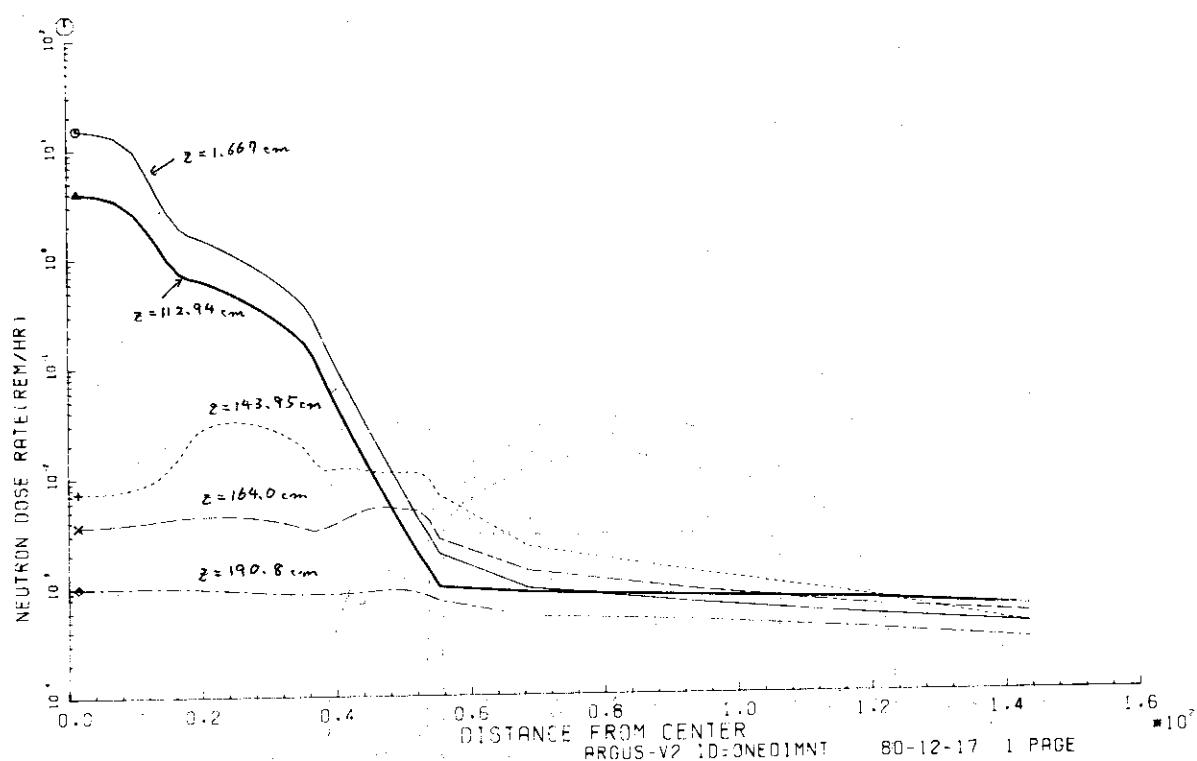


Fig. 9.14 Neutron dose rate distribution in radial direction for lower part of the cask. Z is a axial distance from the center in Fig. 9.6.

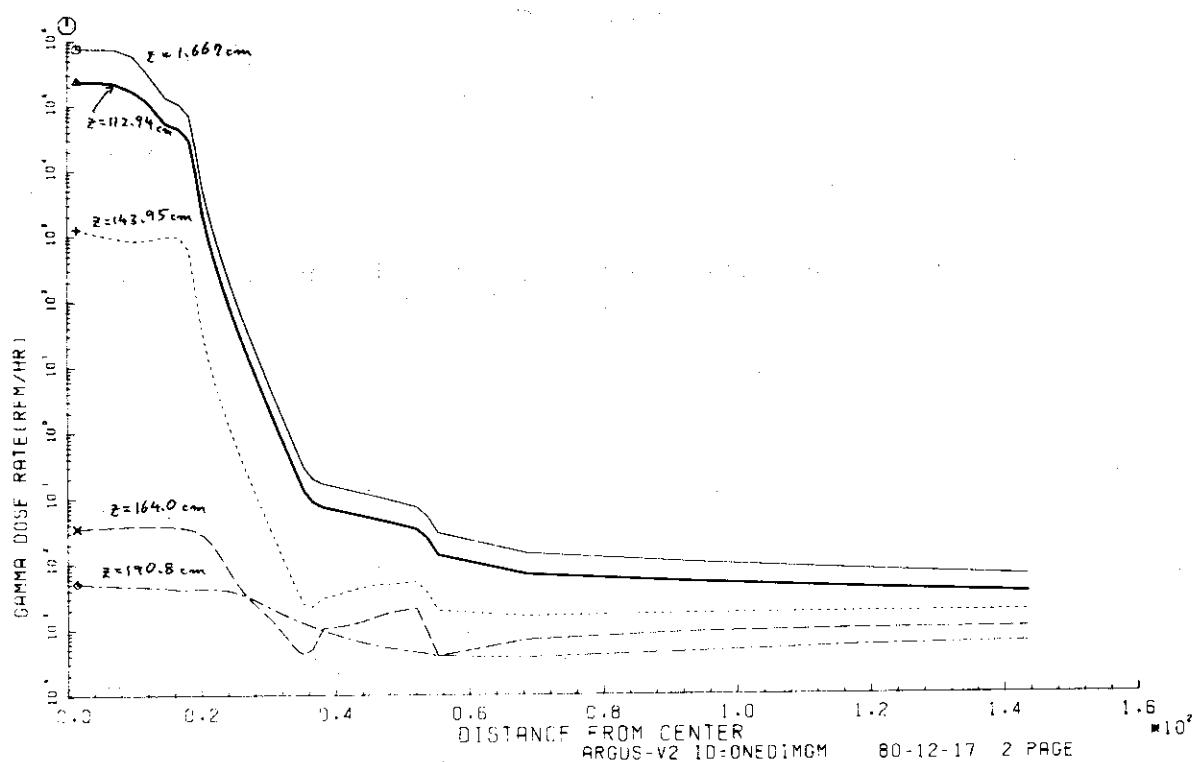


Fig. 9.15  $\gamma$ -ray dose rate distribution in radial direction for lower part of the cask. Notation is the same in Fig. 9.14.

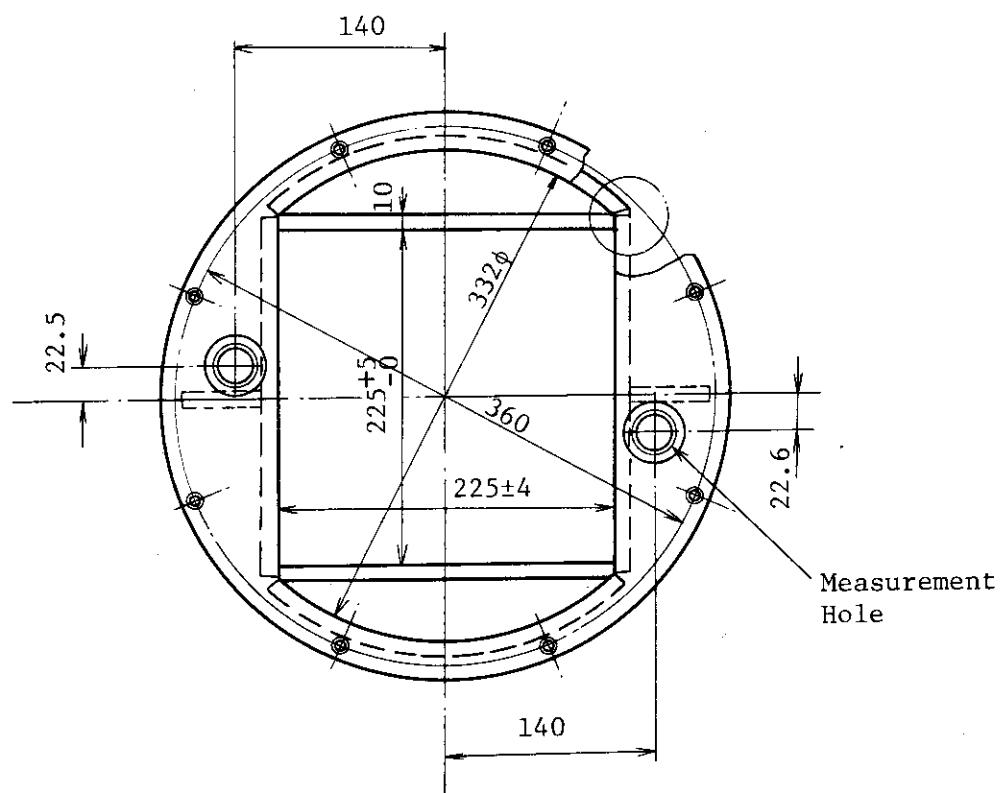


Fig. 9.16 Cross section of assembly basket.

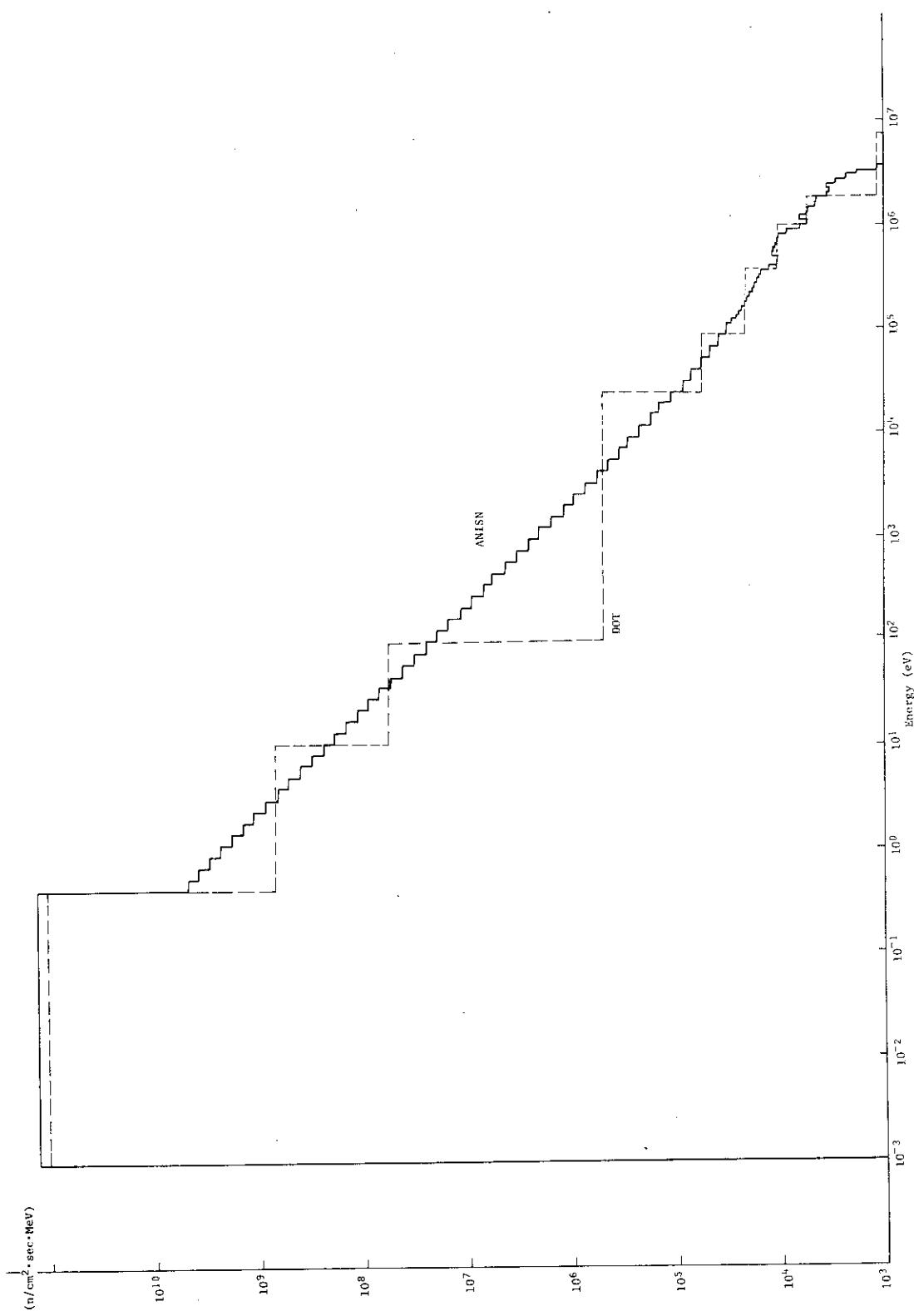


Fig. 9.17 Neutron spectrum at measurement hole in cask. Solid line is a spectrum calculated with ANISN-JR. Dotted line is a spectrum calculated with DOT-3.5.

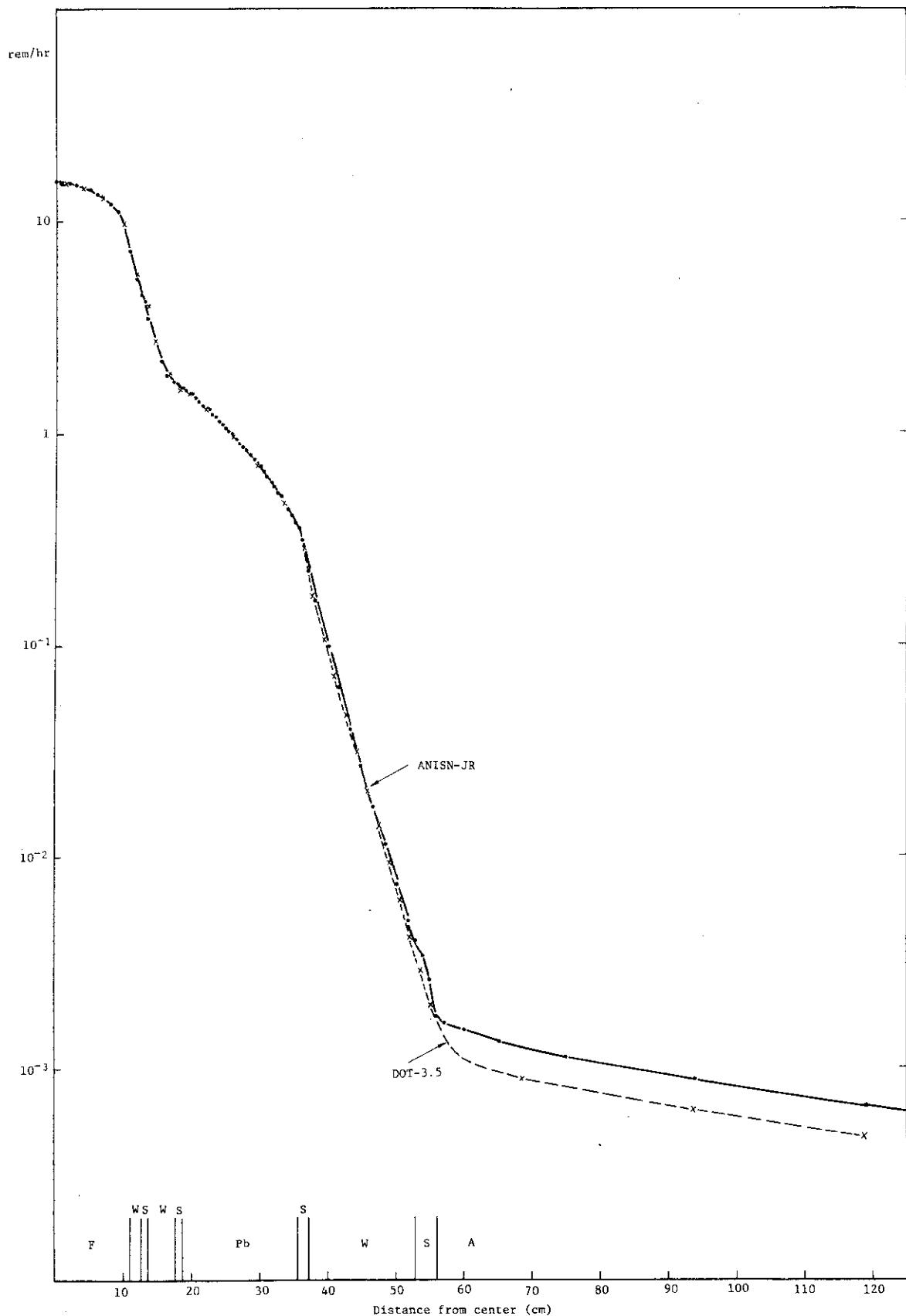


Fig. 9.18 Comparison of neutron dose rate distribution calculated by ANISN-JR and DOT-3.5.

F : Fuel, W : Water, S : SUS, Pb : Lead, A : Air

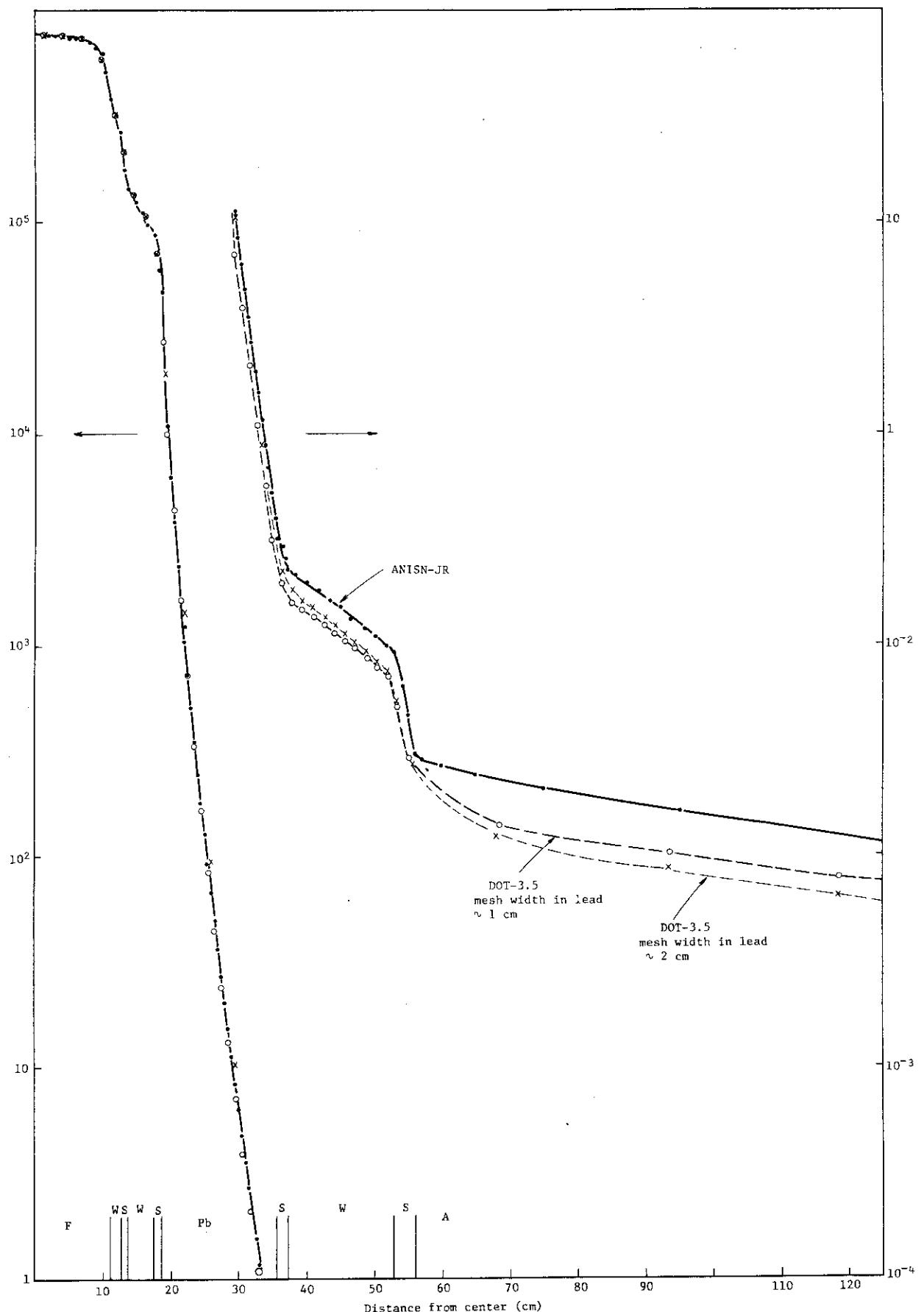
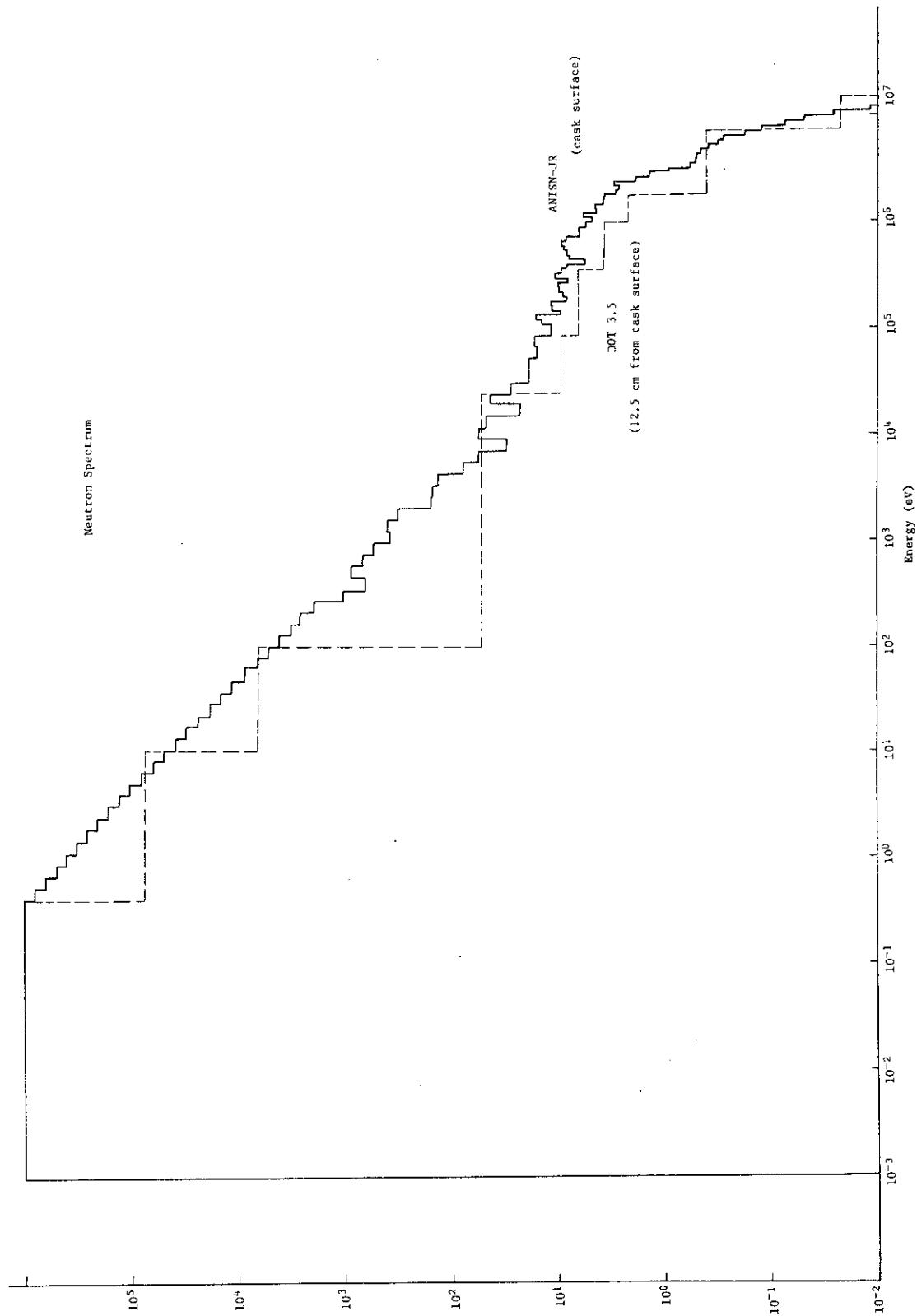


Fig. 9.19 Comparison of  $\gamma$ -ray dose rate distribution calculated by ANISN-JR and DOT-3.5. Calculation by DOT-3.5 was carried out with mesh width  $\sim 1\text{cm}$  and  $\sim 2\text{cm}$ .



**Fig. 9.20** Neutron spectrum at the outer region of the cask. Spectrum calculated by ANISN-JR is at the cask surface. Spectrum of DOT-3.5 is at 12.5cm from the cask surface.

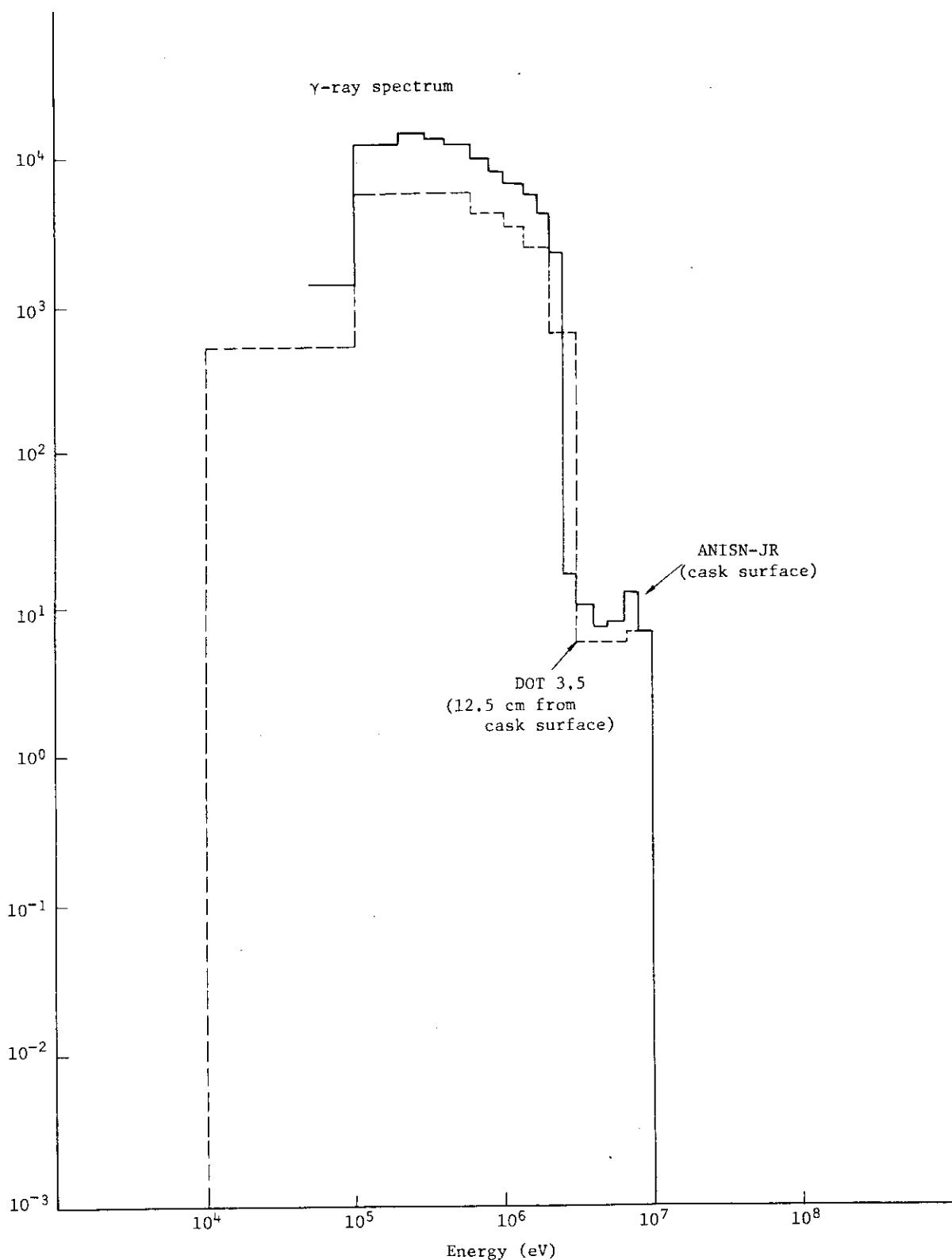


Fig. 9.21  $\gamma$ -ray spectrum at the outer region of the cask. Solid line is the spectrum calculated by ANISN-JR. Dotted line is the spectrum calculated by DOT-3.5.

## 10. キャスク蓋部の解析

### 10.1 計算モデル

キャスクの蓋部には遮蔽実験用の測定孔があるため、この測定孔の影響を調べるために蓋部の解析を行った。

蓋部の測定孔は図 10.1 に示す如く中心から離れた位置に設定されているが、解析では中心軸上にあるものと仮定し、R-Z 形状で計算を行った。測定孔には実験の時には測定器 (TLD) が置かれるが、解析では Void と見なした。図 10.2 に蓋部のモデル図を示す。計算はキャスク上部の R-Z 形状で蓋部の下部まで計算し、この蓋部下部の角度依存中性子束等を用い、boot strap 法による計算を行った。

計算条件は蓋部の Z 軸上では完全反射を仮定し、ルジャンドル展開次数は  $\ell = 3$  までとした。また、角度分点は  $S_{12}$  とした。ただし、チェック計算のため、上部方向にバイアスをかけた角度分点を採用した計算も行った。この場合には、角度分点の数として 100 および 166 の求積セットを用いた。

### 10.2 線量率分布

キャスク蓋部の線量率分布を  $P_3$ ,  $S_{12}$  で計算し、二次元の等高線図で表わしたものと図 10.3 および図 10.4 に示す。図 10.3 は中性子の線量率分布で図 10.4 が  $\gamma$  線の線量率分布である。中性子に関しては測定孔の効果は顕著には見られないが、 $\gamma$  線については測定孔の所で盛り上がりしているのが分かる。ただし、この図では測定孔の所より測定孔の回りの SUS 部での盛り上がりの方がより極めて見える。そこで、非対称で上部方向にバイアスをかけた求積セットでチェック計算を行った。図 10.5 ～図 10.8 がその結果である。図 10.5 と図 10.6 が角度分点 100 の場合の中性子と  $\gamma$  線の線量率分布で、図 10.7 と図 10.8 が角度分点 166 の場合の中性子と  $\gamma$  線の線量率分布である。中性子に関しては  $0.1 \text{ mrem/hr}$  のラインで少し変化が見られる程度であるが、 $\gamma$  線に関しては  $S_{12}$  の場合と比べると測定孔に沿っての  $\gamma$  線の洩れが、かなり顕著に現われている。角度分点 100 と 166 の間の相違は  $S_{12}$  の場合と比べるとそれほど大きな差ではない。

図 10.9 ～図 10.12 に  $S_{12}$  と 100 個の非対称求積セットを用いて、測定孔に沿った一次元の線量率分布を示す。横軸は蓋部の下端から外側に向かう距離であり、蓋部の表面は 19.5 cm の所である。図 10.9 および図 10.10 が  $S_{12}$  で計算した中性子および  $\gamma$  線の線量率分布である。蓋部表面で中性子の線量率は約  $0.33 \text{ mrem/hr}$  であり、 $\gamma$  線の線量率は約  $0.12 \text{ mrem/hr}$  である。一方、100 個の非対称求積セットを用いた方は、図 10.11 と図 10.12 に示す如く中性子の線量率で約  $0.33 \text{ mrem/hr}$  と  $S_{12}$  の場合と差はないが、 $\gamma$  線の線量率では約  $0.7 \text{ mrem/hr}$  と 3 倍強の差異が見られる。

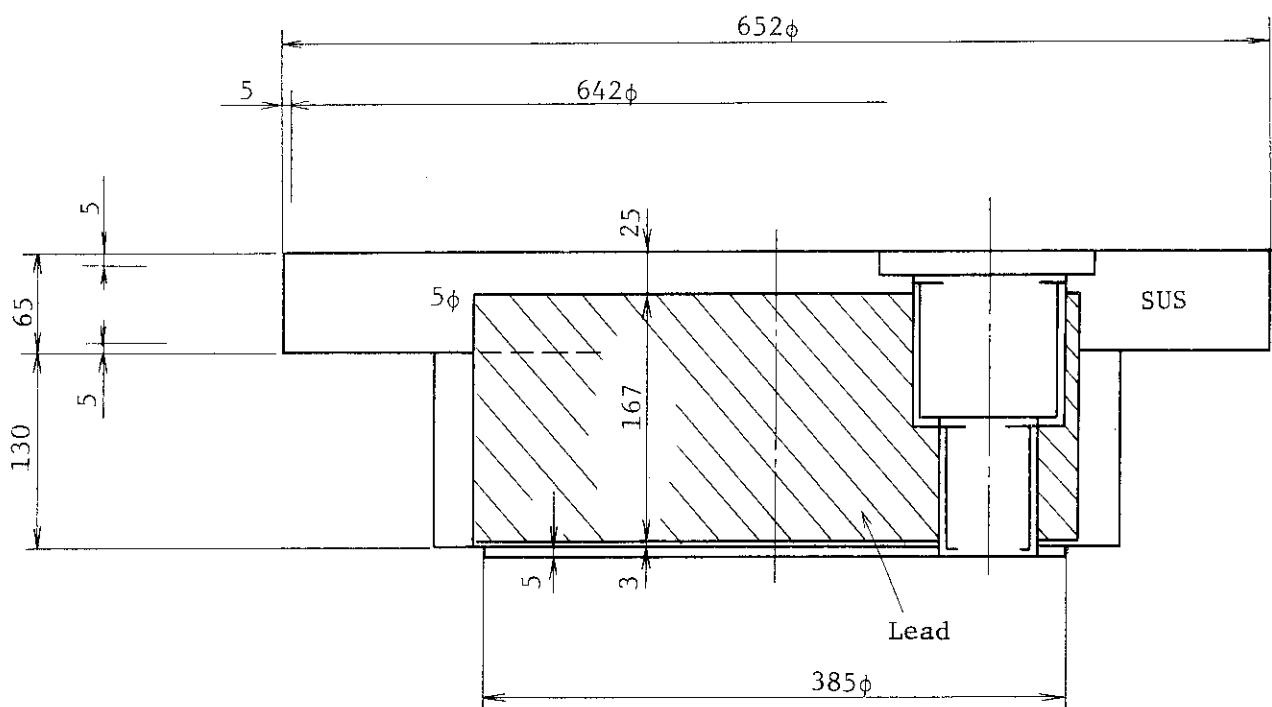


Fig. 10.1 Cap part of the transport cask for the experiment.

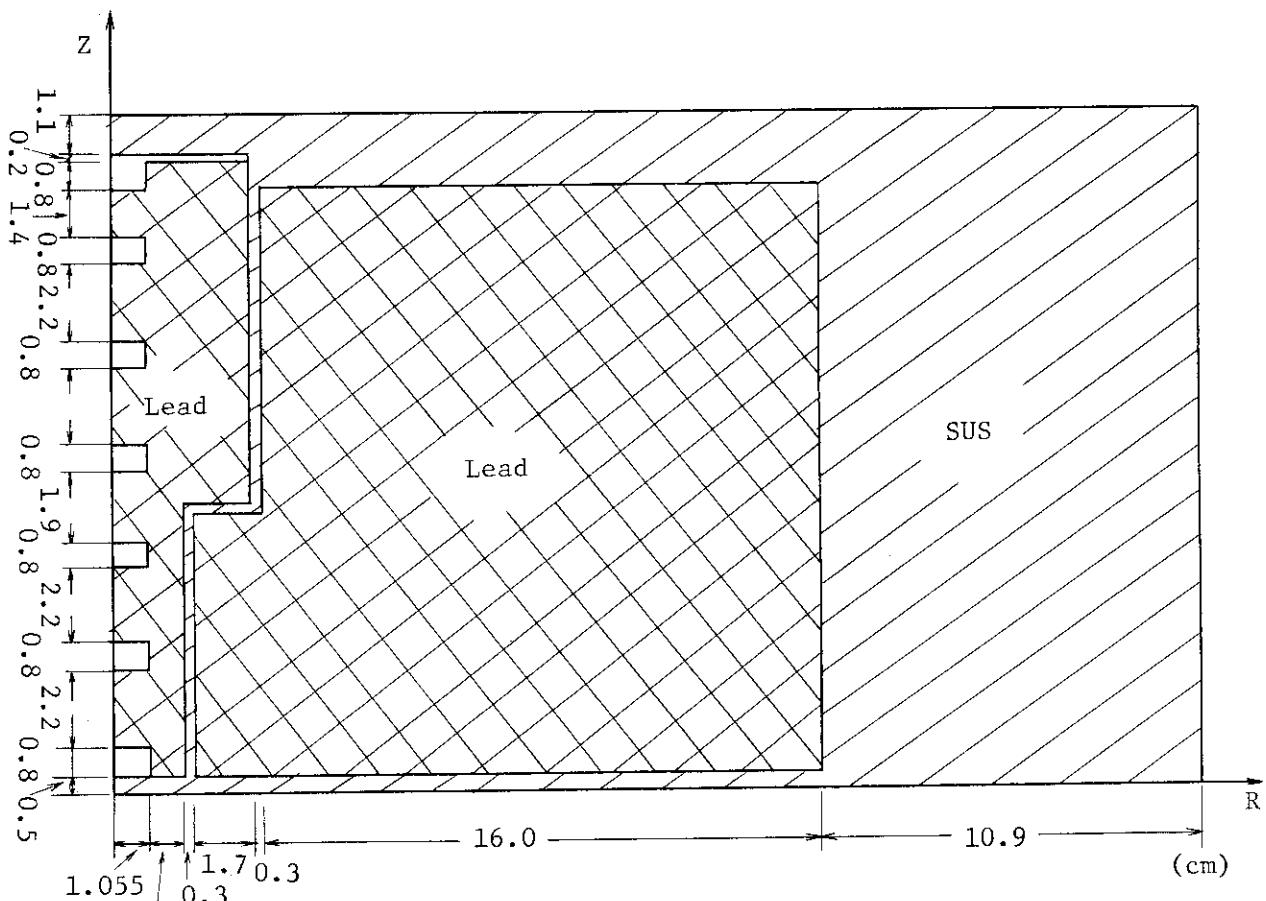


Fig. 10.2 Calculational model of the cap part.

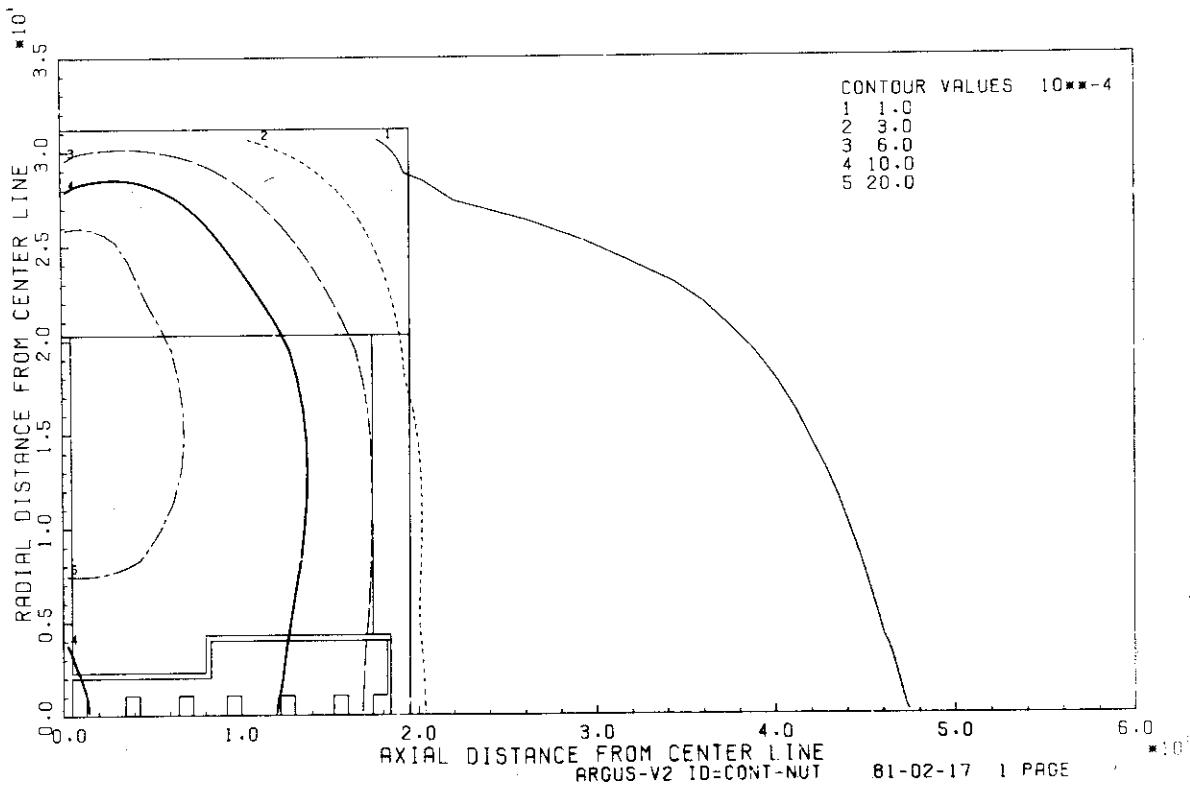


Fig. 10.5 Neutron dose rate distribution for the cap part.  
Calculation was carried out with 100 asymmetry quadrature set.

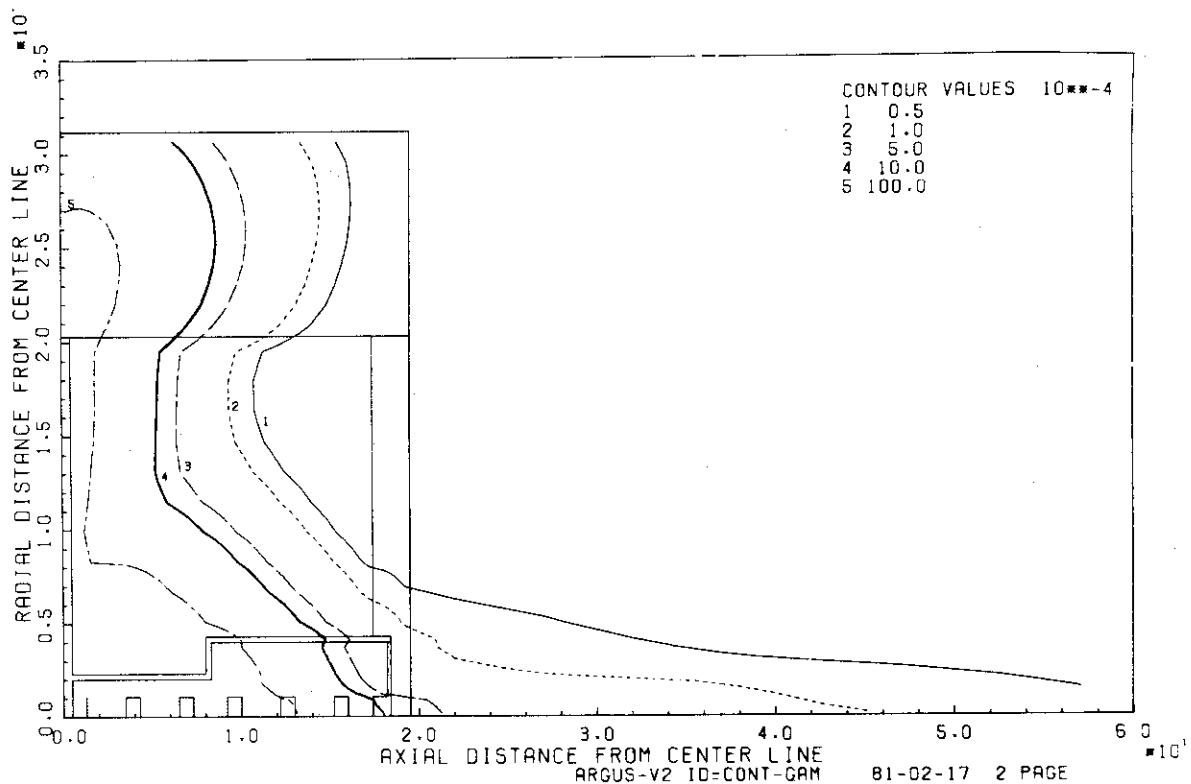


Fig. 10.6  $\gamma$ -ray dose rate distribution for the cap part.  
Calculation was carried out with 100 asymmetry quadrature set.

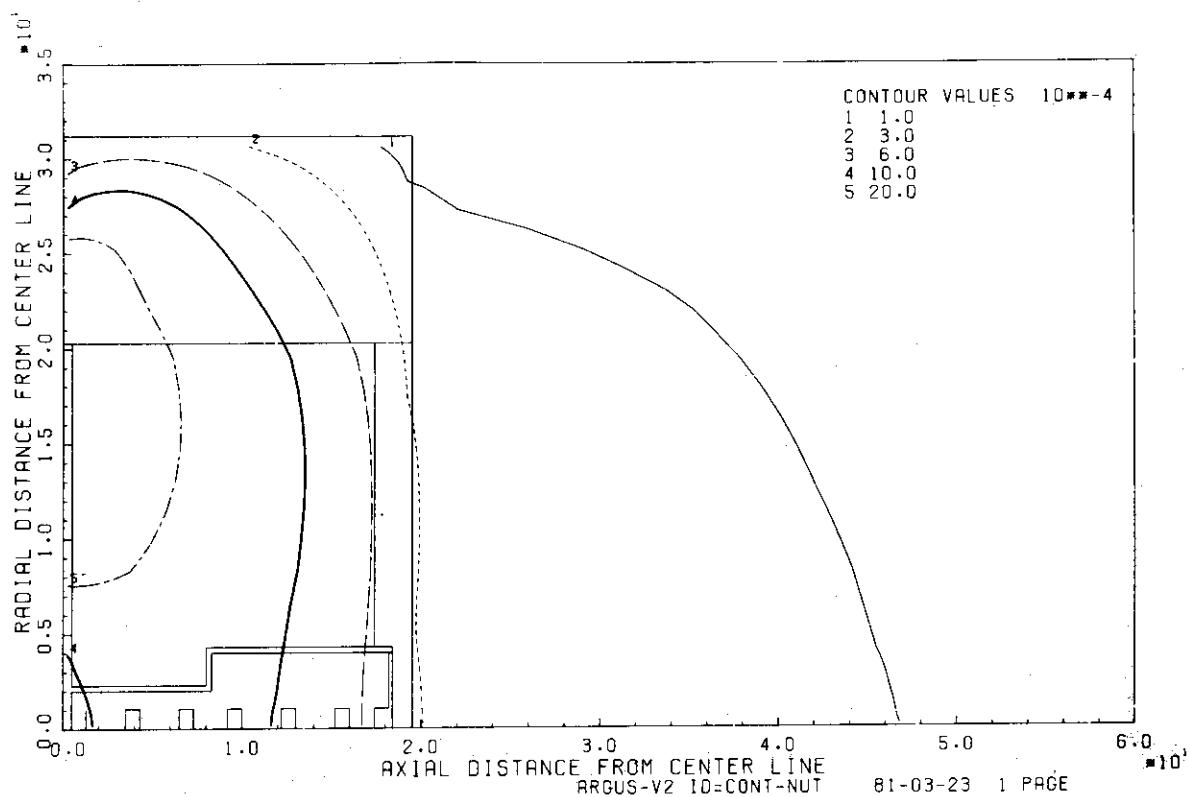


Fig. 10.7 Neutron dose rate distribution for the cap part.  
Calculation was carried out with 166 asymmetry  
quadrature set.

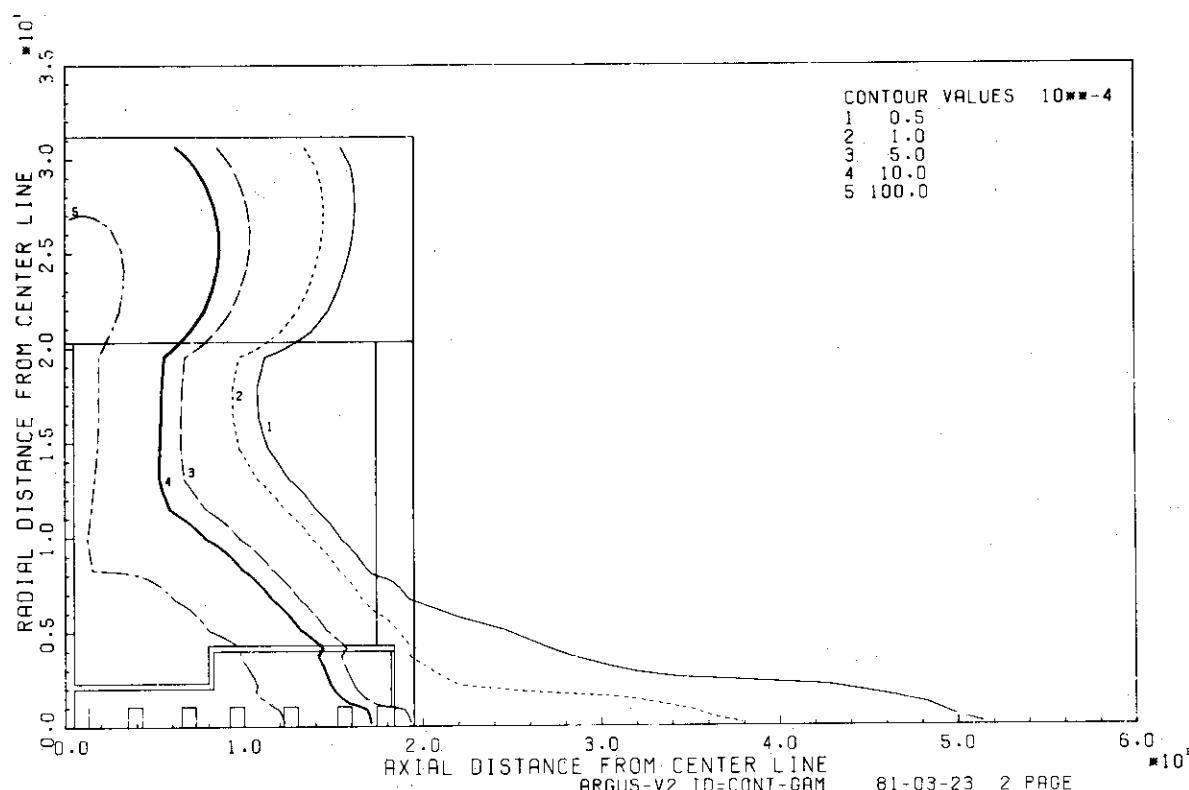


Fig. 10.8  $\gamma$ -ray dose rate distribution for the cap part.  
Calculation was carried out with 166 asymmetry  
quadrature set.

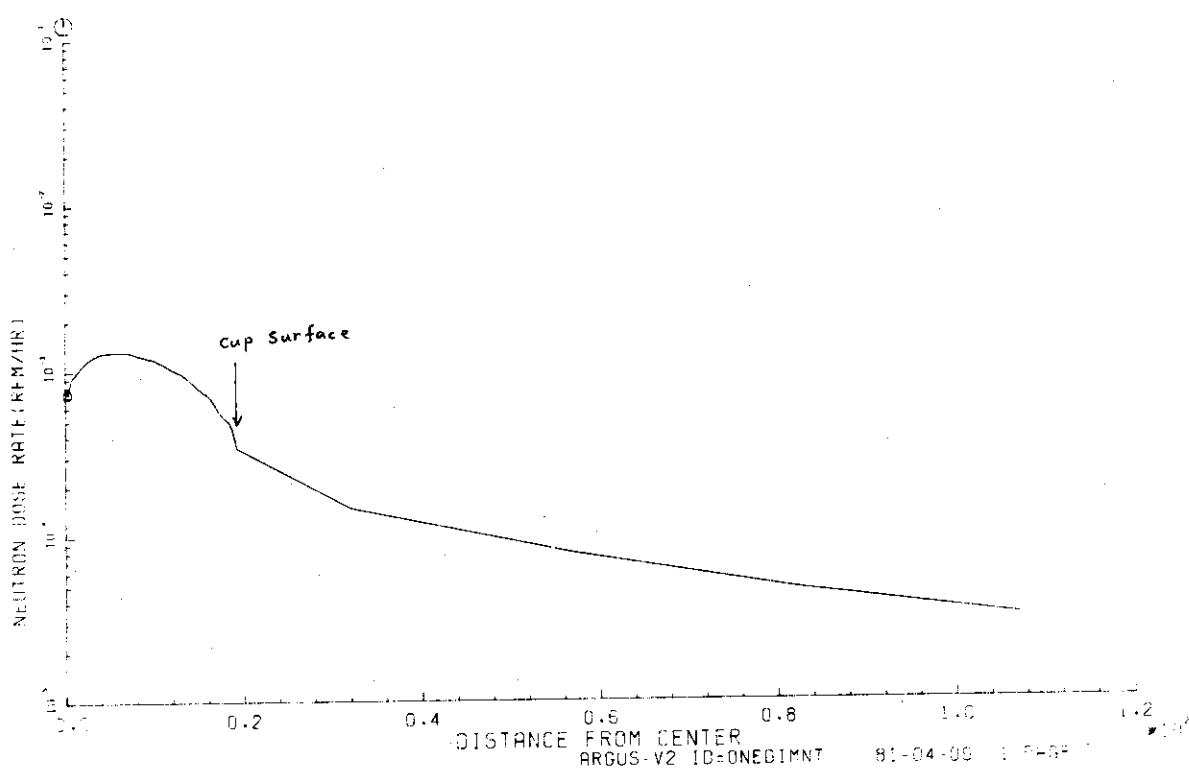


Fig. 10.9 Neutron dose rate distribution in axial direction through the center line in Fig. 10.3.  
S<sub>12</sub> quadrature set was used.

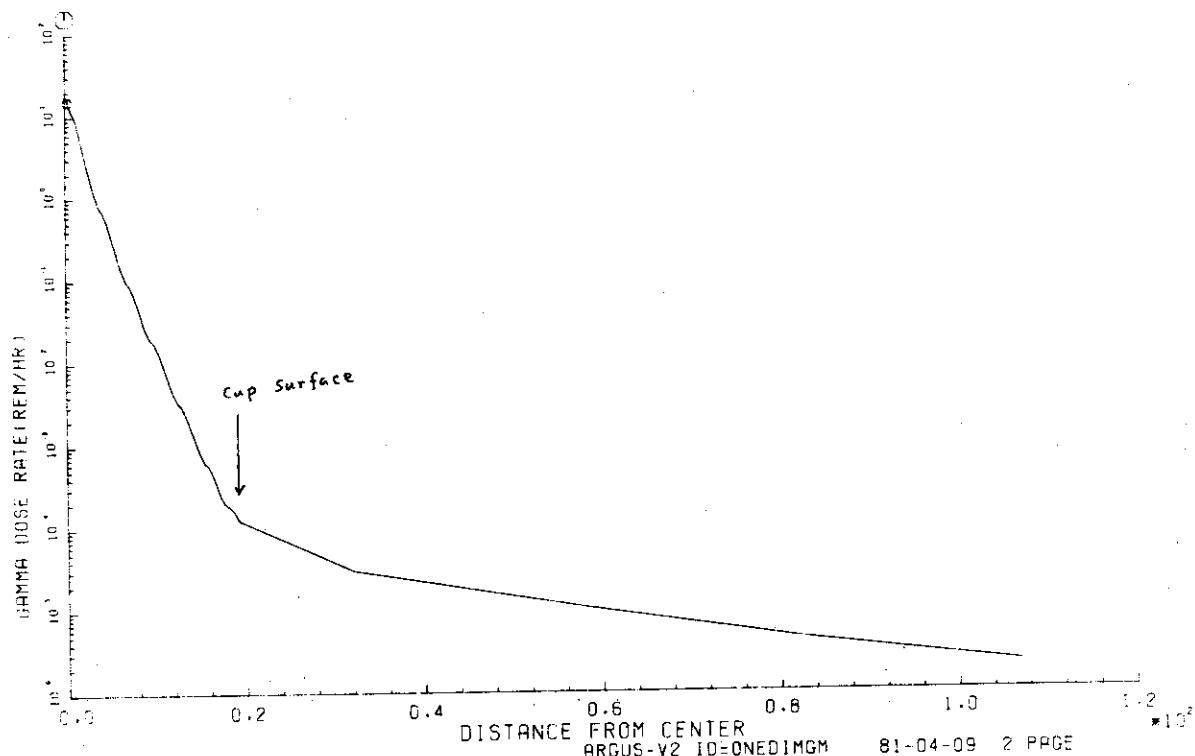


Fig. 10.10  $\gamma$ -ray dose rate distribution in axial direction through the center line in Fig. 10.4.  
S<sub>12</sub> quadrature set was used.

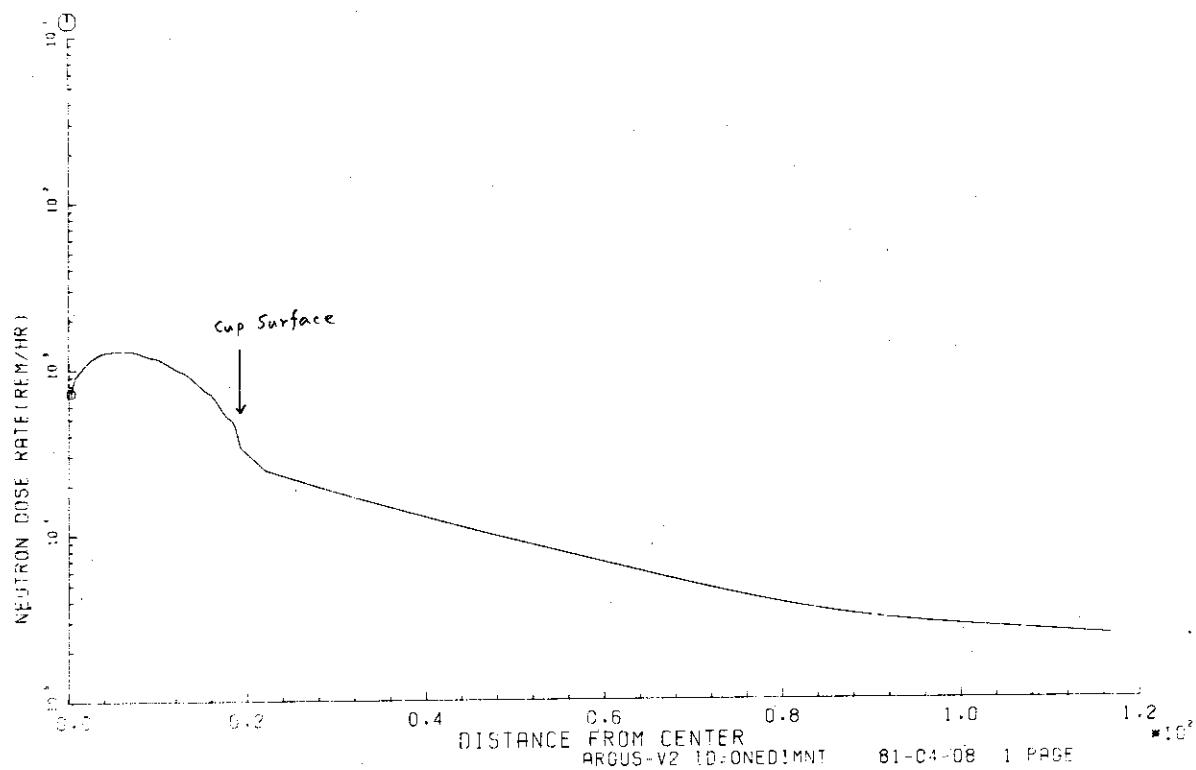


Fig. 10.11 Neutron dose rate distribution in axial direction through the center line in Fig. 10.5.  
100 asymmetry quadrature set was used.

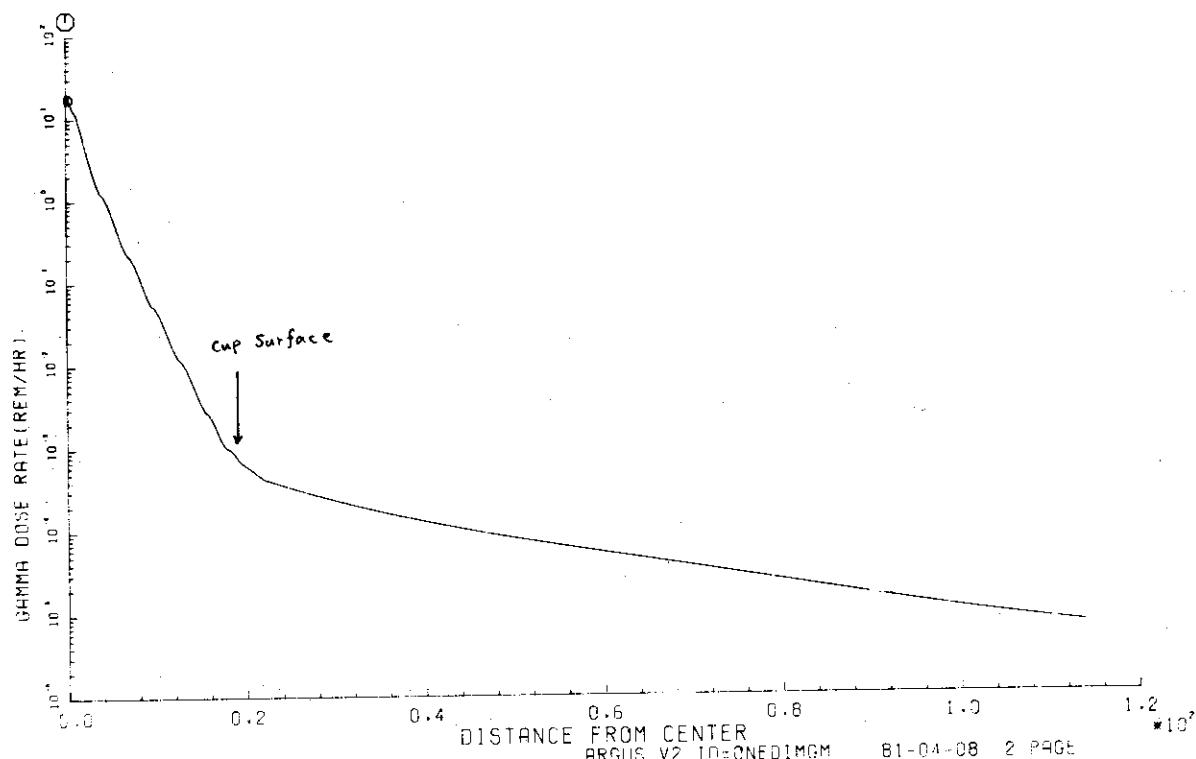


Fig. 10.12  $\gamma$ -ray dose rate distribution in axial direction through the center line in Fig. 10.6.  
100 asymmetry quadrature set was used.

## 11. ま　と　め

今回の予備解析は、解析を始めた段階では遮蔽安全実験に使用される燃料集合体等に関するデータが明白にされていなかったこともあり、実験の予測をするというよりも、燃料集合体の線源強度の評価からキャスクの解析までを一貫して行ない、遮蔽実験が始まった際に解析上の対応がすばやく行なえることを目的としている。その意味で今回の解析で得られた線量率分布等についての数値は必ずしも実験の予測値とはならない。したがって、この解析で得られた数値をそのまま実験値と比較することは困難である。しかしながら、線源強度について燃焼度、冷却期間をパラメータにとって行ったサーベイ計算や、キャスク及びキャスク蓋部の計算などは、実験に使用する燃料集合体が決まった際にある程度の目安を与えることになると思われる。また、キャスク及びキャスク蓋部の解析を通して空間メッシュの取り方や、角度分点の取り方により異なる解が得られた傾向は、本解析で実験値と比較する際の有益な情報となると考えられる。また、中性子と $\gamma$ 線の物質との相互作用が、いわば逆の関係（中性子は質量が小さい方が減速されやすく、 $\gamma$ 線は質量が大きい、すなわち、荷電数が大きいほど吸収を受ける）にあるため、中性子と $\gamma$ 線を同時に取り扱う際の空間メッシュの取り方には充分検討して、本解析を行なう必要がある。

## 謝　　辞

本解析を実施するに当り、センチュリ・リサーチ・センタ株の角谷浩亭氏には、エネルギー群構造の決定や、空間メッシュの設定で有益な助言をいただいたので感謝いたします。

## 11. ま　と　め

今回の予備解析は、解析を始めた段階では遮蔽安全実験に使用される燃料集合体等に関するデータが明白にされていなかったこともあり、実験の予測をするというよりも、燃料集合体の線源強度の評価からキャスクの解析までを一貫して行ない、遮蔽実験が始まった際に解析上の対応がすばやく行なえることを目的としている。その意味で今回の解析で得られた線量率分布等についての数値は必ずしも実験の予測値とはならない。したがって、この解析で得られた数値をそのまま実験値と比較することは困難である。しかしながら、線源強度について燃焼度、冷却期間をパラメータにとって行ったサーベイ計算や、キャスク及びキャスク蓋部の計算などは、実験に使用する燃料集合体が決まった際にある程度の目安を与えることになると思われる。また、キャスク及びキャスク蓋部の解析を通して空間メッシュの取り方や、角度分点の取り方により異なる解が得られた傾向は、本解析で実験値と比較する際の有益な情報となると考えられる。また、中性子と $\gamma$ 線の物質との相互作用が、いわば逆の関係（中性子は質量が小さい方が減速されやすく、 $\gamma$ 線は質量が大きい、すなわち、荷電数が大きいほど吸収を受ける）にあるため、中性子と $\gamma$ 線を同時に取り扱う際の空間メッシュの取り方には充分検討して、本解析を行なう必要がある。

## 謝　　辞

本解析を実施するに当り、センチュリ・リサーチ・センタ株の角谷浩亨氏には、エネルギー群構造の決定や、空間メッシュの設定で有益な助言をいただいたので感謝いたします。

## Reference

- 1) K. KOYAMA et al., "RADHEAT-V3, A Code System for Generating Coupled Neutron and Gamma-Ray Group Constants and Analyzing Radiation Transport", JAERI-M 7155, Japan Atomic Energy Research Institute (1977)
- 2) K. KOYAMA et al., "ORIGEN-JR, A Computer Code for Calculating Radiation Sources and Analyzing Nuclide Transmutations", JAERI-M 8229, Japan Atomic Energy Research Institute (1979)
- 3) K. KOYAMA et al., "ANISN-JR, A One-Dimensional Discrete Ordinates Code for Neutron and Gamma-Ray Transport Calculations", JAERI-M 6954, Japan Atomic Energy Research Institute (1977)
- 4) RADIATION SHIELDING INFORMATION CENTER, "DOT 3.5, Two Dimensional Discrete Ordinate Radiation Transport Code", CCC-276, Oak Ridge National Laboratory (1976)
- 5) L.M. Petrie and N.F. Cross, "KENO-IV, An Improved Monte Carlo Criticality Program", ORNL-4938, Oak Ridge National Laboratory (1975)
- 6) Y. NAITOH et al., to be published
- 7) Y. Taji et al., "SUPERTOG-JR, A Production Code of Transport Group Constants Energy Deposition Coefficients and Atomic Displacement Constants from ENDF/B", JAERI-M 6935, Japan Atomic Energy Research Institute (1977)
- 8) Y. NAITOH et al., to be published
- 9) Y. NAITOH et al., "MGCL-PROCESSOR: A Computer Code System for Processing Multigroup Constants Library MGCL", JAERI-M 9369, Japan Atomic Energy Research Institute (1981)
- 10) ENDF/B Summary Document BNL-NCS-17541 2nd ed. (1975)
- 11) 神谷正征, " RADHEAT-V3による使用済燃料輸送容器の遮蔽解析 ", JAERI -M 9562, Japan Atomic Energy Research Institute (1981)
- 12) M.J. Bell, "ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code", ORNL-4628, Oak Ridge National Laboratory (1973)