

JAERI-M
9562

RADHEAT-V3による使用済燃料
輸送容器の遮蔽解析

1981年7月

神谷 正征*・山野 直樹・下桶 敬則**

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

RADHEAT-V3による使用済燃料輸送容器の遮蔽解析

日本原子力研究所東海研究所安全解析部

神谷 正征^{*}・山野 直樹^{**}・下桶 敬則^{**}

(1981年6月16日受理)

使用済燃料輸送容器の遮蔽解析をRADHEAT-V3コードシステムを用いて行った。解析対象として典型的なPWR燃料輸送キャスクモデルを考慮し、容器上半分に対して解析を行った。本報告では線源評価より二次元輸送計算に至る計算手法について考察すると共に、二次ガンマ線生成、ストリーミング効果の影響を検討し、種々のパラメータ依存性について議論した。その結果、RADHEAT-V3コードシステムは、使用済燃料輸送キャスクの遮蔽安全解析に対し、十分な適用性を持つ事が明らかとなった。

*) 原子燃料工業株式会社

**)(財)原子力工学試験センター 原子力安全解析所

Shielding Analysis on Spent Fuel
Transport Cask by RADHEAT-V3 Code System

Masayuki KAMIYA^{*}, Naoki YAMANO and Takanori SHIMOOKE^{**}
Division of Reactor Safety Evaluation,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received June 16, 1981)

Shielding analysis on spent fuel transport cask has been performed by using RADHEAT-V3 code system. A typical model of PWR spent fuel transport cask is used in this study. Analyses are performed from the estimations of neutron and γ -ray sources to two-dimensional S_N -transport calculations so as to assess quantitatively the effects of various calculational parameters. Streaming and secondary gamma-ray effects in the spent fuel cask are also discussed. It is concluded that the RADHEAT-V3 code system is thoroughly applicable for shielding safety analysis on spent fuel transport cask.

Keywords: Shielding Analysis, Spent Fuel, Transport Cask, Streaming,
Secondary Gamma-ray, PWR Type Reactors

* Nuclear Fuel Industries, Ltd.

** Nuclear Power Engineering Test Center-Institute for Nuclear Safety, JAPAN

目 次

1. 緒 言	1
1.1 使用済燃料輸送キャスクの遮蔽安全解析	1
1.2 核データ及び群定数作成の現状	1
1.3 輸送計算法の現状	2
1.4 目 的	2
2. 遮蔽解析の概要	3
2.1 PWR使用済燃料輸送容器モデル	3
2.2 線源評価	3
2.3 群定数作成	4
2.4 一次元輸送計算	4
2.5 二次元輸送計算	4
3. 一次元輸送計算	13
3.1 一次元輸送計算モデル	13
3.2 線源条件	13
3.3 計算パラメータ	14
3.4 計算結果	14
4. 縮約群定数の検討	20
5. 二次元輸送計算	23
5.1 二次元計算モデル	23
5.2 線源条件	23
5.3 計算パラメータ	23
5.4 計算結果	23
6. 考 察	39
7. 結 言	40
謝 辞	40
参考文献	41
附録 A 線源評価における燃焼度及び冷却期間の影響	42

Contents

1. Introduction	1
1.1 Shielding Safety Analysis on Spent Fuel Transport Cask	1
1.2 Status of Nuclear Data and Processing of Group Cross Sections ...	1
1.3 Status of Transport Calculations	2
1.4 Purpose	2
2. Method of Shielding Analysis	3
2.1 PWR Model of Spent Fuel Transport Cask	3
2.2 Evaluation of Neutron and Gamma-ray Sources	3
2.3 Generation of Group Cross Sections	4
2.4 One-Dimensional Transport Calculation	4
2.5 Two-Dimensional Transport Calculation	4
3. Analysis of One-Dimensional Transport Calculation	13
3.1 Geometrical Model of Calculation	13
3.2 Source Conditions	13
3.3 Calculational Parameters	14
3.4 Results of Calculations	14
4. Examination of Few Group Cross Section	20
5. Analysis of Two-Dimensional Transport Calculation	23
5.1 Geometrical Model of Calculation	23
5.2 Source Conditions	23
5.3 Calculational Parameters	23
5.4 Results of Calculations	23
6. Discussions	39
7. Conclusion	40
Acknowledgement	40
References	41
Appendix A Effect of Burn-up and Cooling Time Conditions on Source Evaluation	42

1. 緒 言

1.1 使用済燃料輸送キャスクの遮蔽安全解析

使用済燃料の輸送キャスクにおける遮蔽安全解析は近年、その重要性が認識され、要求精度が高まりつつある。しかしながら、従来行なわれている簡易計算法では、使用済燃料輸送キャスクに特有な二次ガンマ線生成、及び中性子、ガンマ線ストリーミング解析を精度良く同定する事は容易でなく、より精度の高い計算手法を用いる事が必要である。また、高燃焼度を持つ使用済燃料では、中性子源として自発核分裂反応の他に、 (α, n) 反応による放出中性子が増加するため、線源評価法の改善が必要となる。

このような遮蔽解析を詳細に行なう為には、一般に、線源評価の為に燃焼計算コード、及び放射線の輸送計算コードを使用する必要がある。しかし、これらの多くは使用に際して種々のパラメータ値の撰択を使用者が行なわねばならず、不適当な値を与えて解析を行なっている例がしばしば見うけられる。このような場合の多くは、信頼度の極めて低い計算結果しか得られないのが普通である。また、これらの計算コードはそれぞれ独立した目的の為に開発されているため、線源評価から輸送計算に至る一連のシステムとしての精度評価がほとんどなされておらず、さらに解析手法の標準化が行なわれていないため、評価結果が解析手法の違いで大きく異なる問題も生じる。また放射線の輸送計算に用いられる群定数は対象とする問題に大きく依存する事が明らかにされており、これらの計算をシステム化して行なう事は手作業の際の人為的な誤りを最小限すると共に、解析手法の標準化を促し、かつシステム全体の精度評価を可能とするものである。

以上のように、使用済燃料の遮蔽安全解析には、解析手法のシステム化及び標準化が重要な課題である。

1.2 核データ及び群定数作成の現状

使用済燃料輸送キャスクの遮蔽解析に重要となる核データで問題となるものは二次ガンマ線生成断面積及び (α, n) 反応断面積である。前者については、評価済核データライブラリ ENDF/B-IV¹⁾及び POPOP4²⁾ライブラリーに収録されているが、捕獲ガンマ線について、全中性子エネルギー範囲にわたり同一データを用いているなど、信頼度の高い正確なものではないのが現状である。また POPOP4 ライブラリーでは同一核種に対して数種類のデータが収録されており、その中には明らかに不適当と思われるものも存在する。また、適当と考えられるデータであっても、ENDF/B-IV と比較すると明らかに傾向が異なるものもあり³⁾、二次ガンマ線評価は今後の課題である。

(α, n) 反応断面積が重要となるのは、高燃焼度の使用済燃料が線源の場合である。燃料が高燃焼度を持つと、Pu, Am, Cm などの α 崩壊核が増加する。これらは数 MeV の α 粒子を

放出して崩壊するが、その際に、燃料が酸化物の場合、酸素中の同位体 ^{17}O 、 ^{18}O と放出 α 粒子の核反応を生じ、結果として高エネルギー中性子を放出する。放出中性子源のエネルギースペクトルは、自発核分裂反応によるものに比して硬くなっているため、 (α, n) 中性子源を自発核分裂中性子源スペクトルで近似する事は、遮蔽解析の結果が危険側となる事を意味する。しかし、我が国では (α, n) 反応による中性子源が重要となる高燃焼度使用済燃料が存在していないため、あまり注意されていないのが現状である。しかし今後、高燃焼度化が進むにつれて、その重要性は増すものと考えられ、 (α, n) 中性子源の強度、及びエネルギースペクトルを評価する際に必要な (α, n) 反応断面積の評価も今後の課題である。

群定数は遮蔽解析の精度に大きく影響するものの一つである。輸送計算を行う際に、その計算時間及び費用の観点より、二次元、三次元計算を比較的少ないエネルギー群数で行なう事が多い。しかし、遮蔽解析は、体系内の放射線の流れを評価する事が目的であるから、群定数はそれぞれの問題の各領域について異なってくるため、あらかじめ特定の重み関数(エネルギースペクトル)でエネルギー群数を縮約した少数群の群定数では良好な精度が得られない。炉心解析では、比較的少数群の標準炉定数を使用する事で十分な精度が得られる事が経験より知られているが、遮蔽解析ではその概念が成立しないのが対照的である。日本ではオークリッジ研究所⁴⁾で作成された群定数セットDLC-23/CASKを用いて使用済燃料輸送キャスクの遮蔽解析を行なう事が多いが、この群定数セットの精度評価は国内ではほとんど行なわれていないのが現状である。

1.3 輸送計算法の現状

遮蔽解析で用いられる輸送計算は、一次元計算ではANISN⁵⁾、二次元計算ではDOT 3.5⁶⁾、三次元計算ではMORSE-CG⁷⁾他の計算コードの使用によるものが一般的である。これらの計算コードは汎用性を持っており、任意の問題に対して解を得る事が可能である。反面、その汎用性から、使用者が与えるべきパラメータが多く、かつ適切な値を入力する事が要求される。また、これら S_N 輸送計算コードでは散乱の異方性を P_ℓ 展開して $\ell=1\sim 5$ 程度まで採用して計算するのが一般的である。しかし S_N 法による計算では負の中性子束、Ray-effectの発生、解の振動などの問題点があるので、パラメータの選定、特に離散角度分点数、空間メッシュの与え方、エネルギー群数及び分割エネルギーなど解に対して要求される計算精度との関係を良く検討する必要がある。

1.4 目的

本解析では、遮蔽解析手法のシステム化の思想に基づいて、原研で開発された遮蔽詳細解析コードシステムRADHEAT-V3⁸⁾を用いて、使用済燃料輸送容器に対する本コードシステムの適用性を把握すると共に、上述した種々の計算パラメータの影響を調べ、使用済燃料輸送キャスクの遮蔽安全解析システムの標準化に資する事を目的とした。

2. 遮蔽解析の概要

本解析ではPWR使用済燃料輸送容器の典型的なモデルを作成し、線源評価から容器上半分の二次元輸送計算までを行っている。使用した計算モジュールはRADHEAT-V3コードシステムのうち、線源評価にORIGEN-JR⁹⁾、群定数作成にMACS-step 2, 3、一次元S_N輸送計算及び群定数縮約にANISN-JR¹⁰⁾、二次元S_N輸送計算にDOT 3.5を用いた。

2.1 PWR使用済燃料輸送容器モデル

使用済燃料輸送キャスクをモデル化した軸断面図及び横断面図をFig. 2.1.1及びFig. 2.1.2に示した。キャスク内に格納される燃料の主要仕様をTable 2.1.1に示す。このモデルでは、ガンマ線遮蔽材として側面には内筒と中間内筒の間に、上部方向には蓋部に、底部には内筒底板と外筒底板の間にそれぞれ鑄込まれた鉛を考慮する。中性子遮蔽材として中間内筒と外筒間の軽水、上部方向及び底部方向には内筒内の冷却水を考えている。これらの体系内の各領域における物質組成と原子数密度をTable 2.1.2及びTable 2.1.3に示す。また燃料集合体の照射冷却期間などの履歴をTable 2.1.4に示すように考慮した。これらの条件は線源強度、スペクトルの評価及び群定数作成データとして使用する。

2.2 線源評価

使用済燃料より放出される中性子及びガンマ線強度及びスペクトルの計算はORIGEN-JRによって行った。なお燃料集合体の個数密度等については燃料ペレットを除く他の構造材に関して詳細なデータを与えずに、ORIGEN¹¹⁾コードマニュアル中のサンプル入力値(PWR燃料)を採用した。なお、ORIGEN-JRでは中性子源スペクトルを自発核分裂及び(α , n)反応について、おのおの独立に計算可能であり、ガンマ線源については後述する20群(14MeV~20keV)で計算される。

自発核分裂及び(α , n)反応による中性子源については、下記の自発核分裂核種及び α 崩壊核種からの寄与を考慮した。なお(α , n)反応の標的核として、UO₂ペレット中の¹⁷O(同位体存在率0.039%)、¹⁸O(同0.205%)を考慮した。

(α , n)反応

α 崩壊核 ²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu, ²⁴²Pu, ²⁴¹Am, ²⁴²Cm, ²⁴⁴Cm

自発核分裂反応

²³⁸Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴²Pu, ²⁴⁴Pu, ²⁴²Cm, ²⁴⁴Cm, ²⁴⁶Cm, ²⁴⁸Cm, ²⁵⁰Cm, ²⁵⁰Cf, ²⁵²Cf, ²⁵⁴Cf

これよりTable 2.1.4に示した条件下で計算された中性子及びガンマ線源スペクトルをFig. 2.2.1及びFig. 2.2.2に示す。中性子源では、燃焼度が37000MWD/tUと高いため、自発核分裂源よりも(α , n)反応による中性子源が高くなっており、かつスペクトルのピークエネルギー

ギーも自発核分裂源スペクトルのそれよりも高エネルギー側に移動している事が理解出来る。ガンマ線源においては、FPより放出されるものが主な寄与となっており、中性子源より、はるかに強い線源となっている。

さらに、本解析では用いなかったが、燃焼度、及び冷却期間を変化させた時のガンマ線、中性子源強度の変化をパラメトリックに調べた。その詳細は附録Aに述べたが、結論としてガンマ線源強度は冷却期間が増加するに従い、取出燃焼度の違いが結果に差異をもたらす、中性子線源強度は冷却期間の影響は少なく、燃焼度に強く依存する事が示された。これはガンマ線源の場合、FP核種からの寄与が主であり、燃焼度が比較的低い場合には、短寿命核種の寄与が大きい事を示し、中性子源においては、比較的に長寿命核種が中性子を放出するためである。

なお、ここで計算された線源強度を輸送計算の線源として与える場合には、中性子の増倍効果として $k_{eff} = 0.9$ を仮定し、 $1/(1 - k_{eff}) = 10$ 倍した値を中性子源強度として与えた。

2.3 群定数作成

Table 2.1.2 及び Table 2.1.3 に示した核種における群定数作成をMACS-step 2, 3 モジュールを用いて行った。無限希釈断面積については、MACS-step 1 を用いて既に作成されている JSD100 ライブラリー¹²⁾ を使用した。作成した群定数は中性子100群、ガンマ線20群の計120群構造であり、その分割エネルギーを Table 2.3.1 に示した。なお表中には二次元輸送計算に用いた縮約群構造も合わせて示した。この縮約群構造の検討は2.5章で行なう。なお、この群定数には二次ガンマ線生成断面積を前述したPOPOP4 ライブラリーより作成し結合している。散乱の異方性は中性子、ガンマ線ともP5まで考慮した。但し、中性子不弾性散乱 (non-elastic reaction) については、MACS モジュールが SUPERTOG-JR¹³⁾ を用いているため、散乱の非等方性を正確に取扱っていない。二次ガンマ線生成断面積については実験室系等方として近似している。空間線量率を求めるための線束-線量率換算係数は Table 2.3.2 に示した値を用いた。なおこの値はANSI-N666に与えられている換算係数を Table 2.3.1 に示す群構造で平均化したものである。

2.4 一次元輸送計算

一次元輸送計算はANISN-JRを用いて行った。その際に体系を円筒モデル及び球モデルの二種類を計算し、モデルの妥当性を検討した。また計算パラメータとして、 P_3S_{12} を使用し、鉛部分の空間メッシュ幅を変化させた時の線量率分布の変化を調べた。

2.5 二次元輸送計算

二次元輸送計算はDOT3.5を用いて行った。計算に使用した群定数は一次元輸送計算で計算されたスペクトルを重み函数として縮約した中性子8群、ガンマ線7群構造を用いている。縮約群定数の縮約効果についても検討を行った。二次元輸送計算のパラメータとして P_L 及び S_N の次数、及び空間メッシュ幅についても考察した。

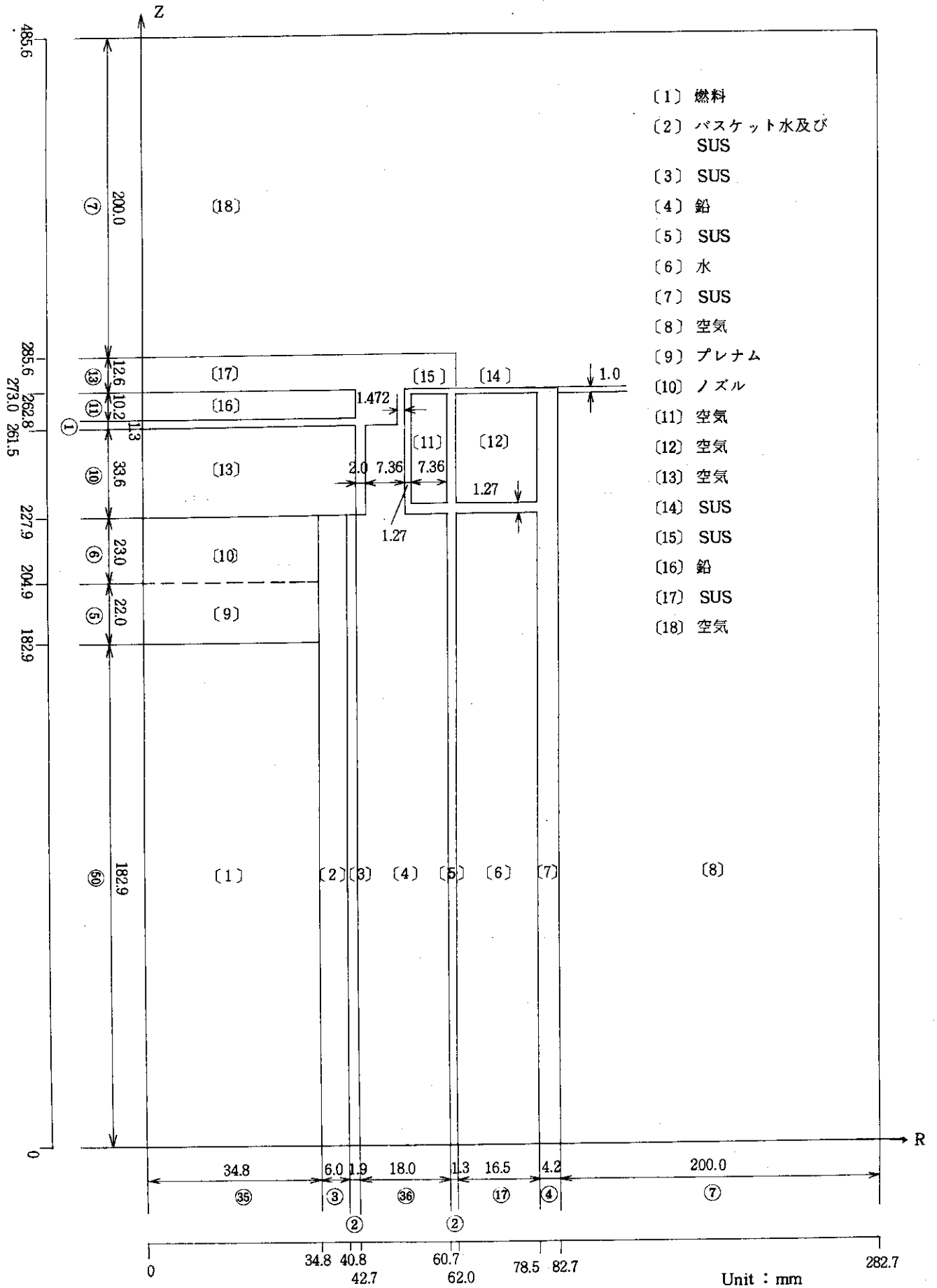


Fig. 2.1.1 モデル化した使用済燃料輸送キャスクの軸断面

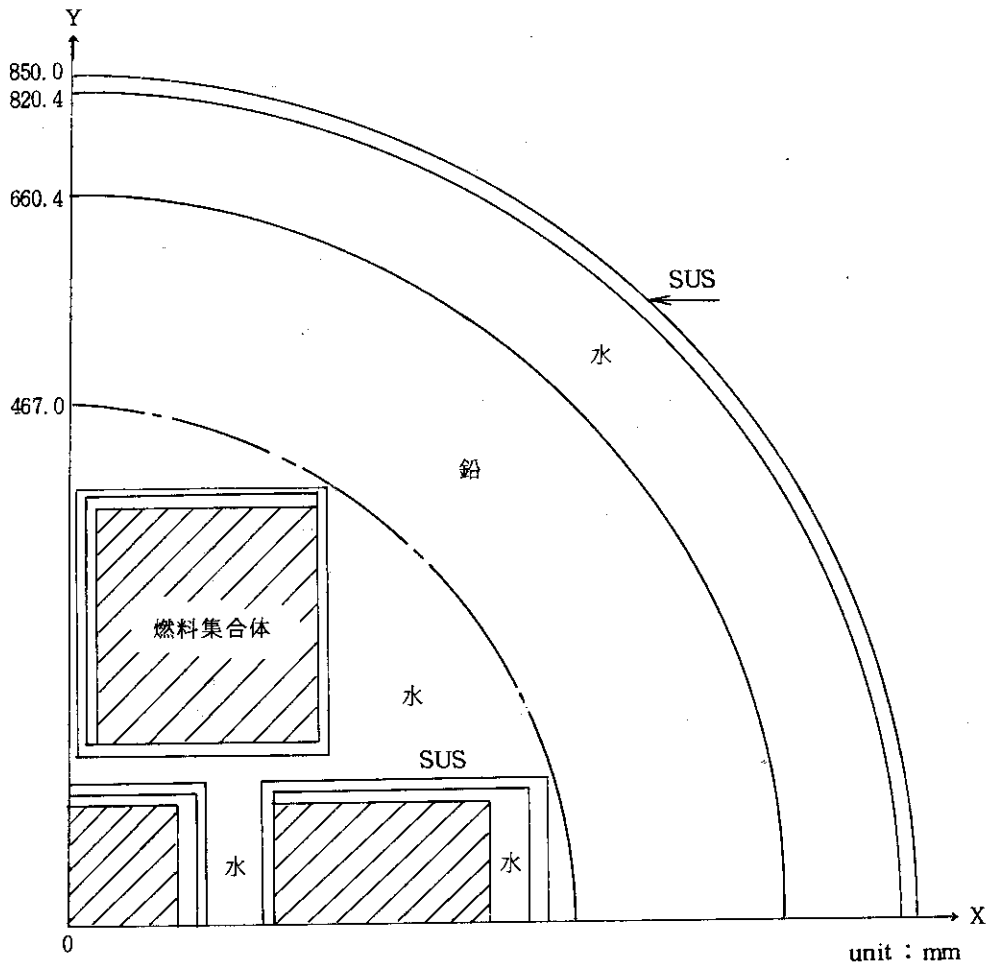


Fig. 2.1.2 モデル化した使用済燃料輸送キャスクの横断面

Table 2.1.1 燃料集合体主要仕様

	PWR	BWR
燃料ペレット外径 (mm)	9.319	10.57
被覆材厚さ (mm)	0.617	0.86
被覆材外径 (mm)	10.72	12.52
有効燃料長さ (mm)	3658	3708
燃料材料	UO ₂	UO ₂
被覆材材料	ジルカロイ-4	ジルカロイ-4
燃料棒配列	15 × 15	8 × 8
集合体当りの燃料棒数	204	64
燃料棒ピッチ (mm)	14.30	16.26
集合体寸法 (mm)	214.4 × 214.4	134 × 134
集合体当りのウラン重量(kg)	450.0	197
燃料濃縮度 (照射前) (重量%)	3.4	2.8

Table 2.1.2 領域の組成体積比

領域 物質	燃料 領域	上部プレ ナム領域	上部ノズ ル領域	下部ノズ ル領域	ステンレ ス、水領 域	エチレン グリコー ル水領域	鉛遮蔽体 領域	ステンレ ス鋼板領 域
UO ₂	0.177							
ジルカロイ	0.060	0.099		0.070				
ステンレス 鋼	0.186	0.061	0.178	0.109	0.085			1.0
水	0.550	0.666	0.822	0.821	0.915	1.0		
ボラル	0.017							
インコネル	2.36×10^{-4}							
空気		0.174						
鉛							1.0	
エチレン グリコール								

Table 2.1.4 線源評価条件

燃焼度	37000	MWD/ton
比出力	38.5	MW/ton
照射期間	961	日
冷却期間	120	日

Table 2.1.3 遮蔽計算で用いた物質の原子数密度

(n/barn · cm)

	均一化 燃料領域	燃料 バスケット	水	上部プレナ ム領域	上部ノズル 領域	下部ノズル 領域	ステンレス+ 水領域	ステンレス 領域	鉛	エチレンコ グリコール水	空 気
H	4.176×10^3		5.933×10^{-2}	4.445×10^{-2}	5.486×10^{-2}	5.479×10^{-2}	6.107×10^{-2}			6.354×10^{-2}	
^{10}B	1.268×10^5	3.318×10^{-3}									
C	1.610×10^4	1.107×10^{-3}		1.936×10^{-5}	5.648×10^{-5}	3.459×10^{-5}	2.697×10^{-5}	3.173×10^{-4}			
N	1.348×10^6			6.803×10^{-6}							4.30×10^{-5}
O	1.139×10^2		2.967×10^{-2}	2.223×10^{-2}	2.743×10^{-2}	2.740×10^{-2}	3.053×10^{-2}			3.177×10^{-2}	1.08×10^{-5}
Al	7.930×10^4	5.008×10^{-2}									
Si	2.066×10^4	1.483×10^{-3}		1.104×10^{-4}	3.222×10^{-4}	1.973×10^{-4}	1.539×10^{-4}	1.696×10^{-3}			
Cr	2.044×10^2	1.442×10^{-2}		1.069×10^{-3}	3.099×10^{-3}	1.903×10^{-3}	1.480×10^{-3}	1.741×10^{-2}			
Mn	2.085×10^4	1.517×10^{-3}		1.058×10^{-4}	3.087×10^{-4}	1.890×10^{-4}	1.474×10^{-4}	1.734×10^{-3}			
Fe	7.289×10^3	5.286×10^{-2}		3.545×10^{-3}	1.030×10^{-2}	6.318×10^{-3}	4.919×10^{-3}	5.787×10^{-2}			
Ni	8.345×10^4			4.948×10^{-4}	1.444×10^{-3}	8.842×10^{-4}	6.895×10^{-4}	8.112×10^{-3}			
Zr	2.535×10^3			4.255×10^{-3}		3.009×10^{-3}					
Pb	1.481×10^7								3.2960×10^{-2}		
^{235}U	1.613×10^4										
^{238}U	4.391×10^3										

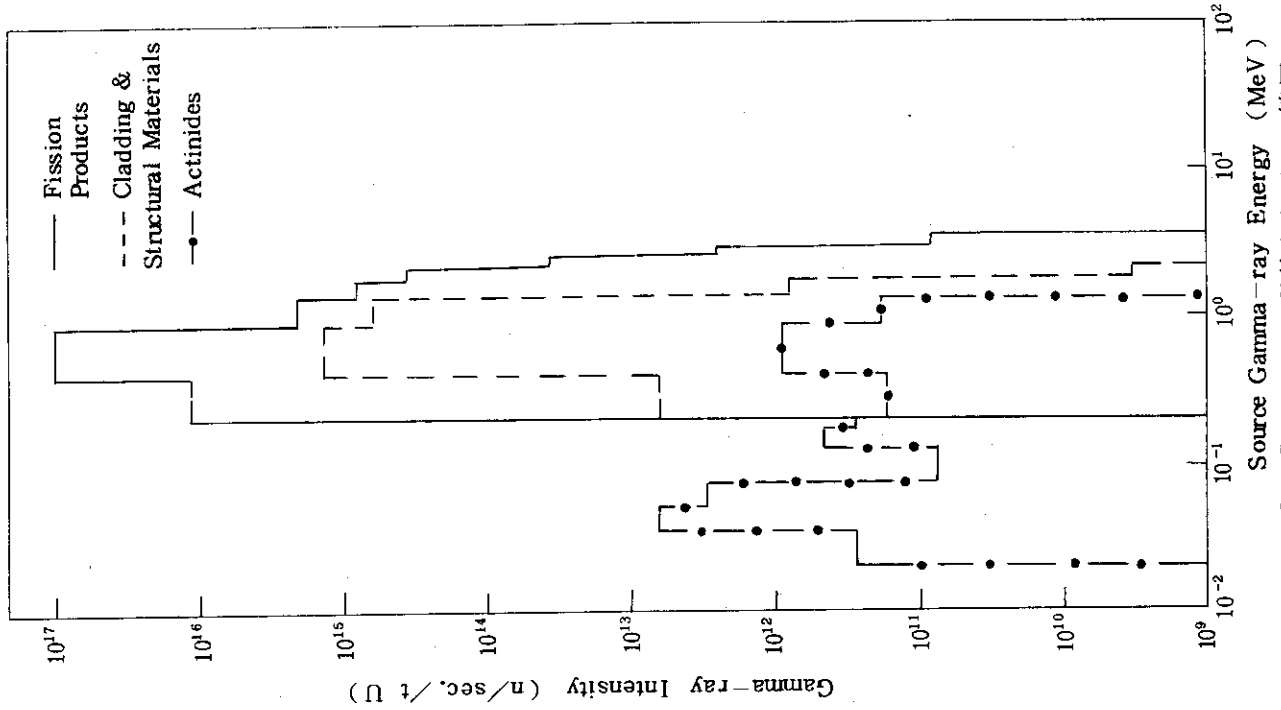


Fig. 2.2.2 ORIGEN-JR で計算したガンマ線源スペクトル

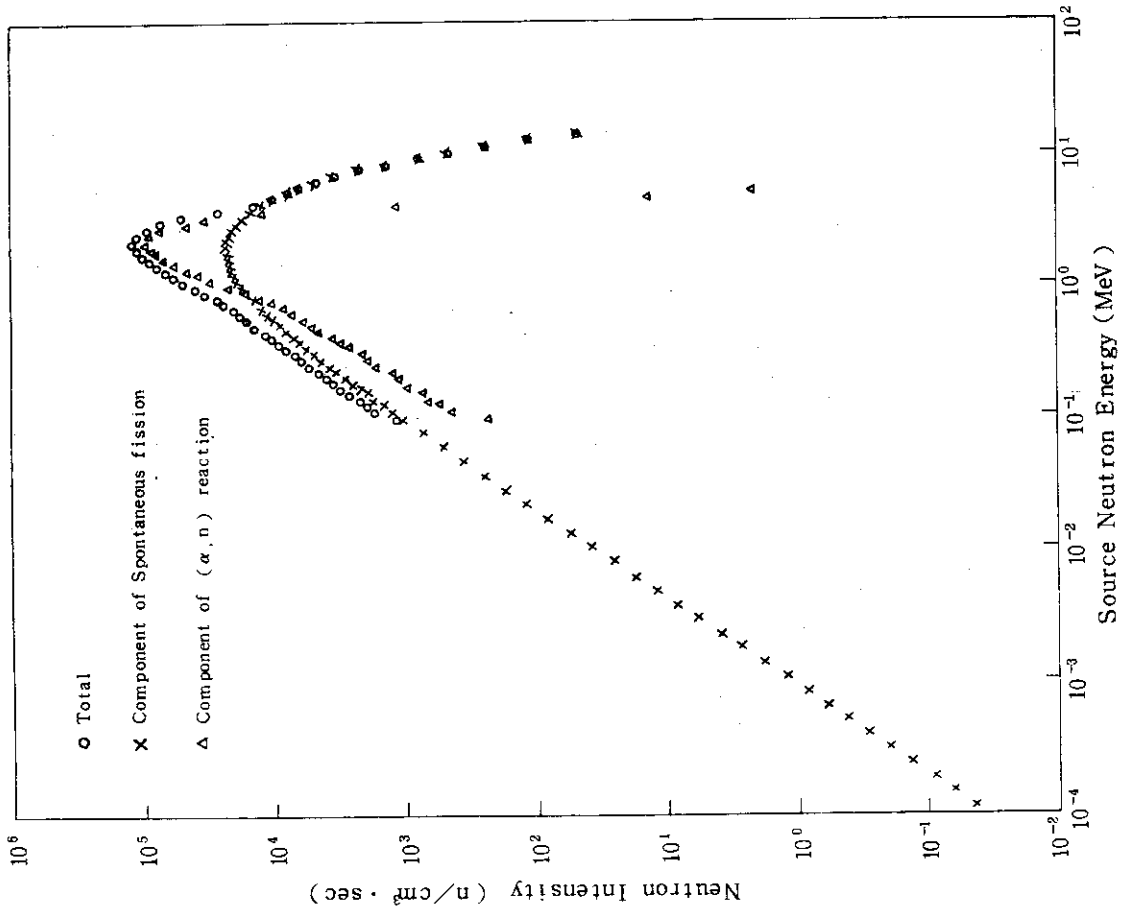


Fig. 2.2.1 ORIGEN-JR で計算した中性子源スペクトル

Table 2.3.1 エネルギー群構造

(units in eV)

..... NEUTRON GROUP

少数群	GROUP	ENERGY RANGE		少数群	GROUP	ENERGY RANGE	
1	1	1.4918E+07	1.3499E+07	4	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
2	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		
3	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	9.0718E+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	1.2277E+05	98	6.8256E-01	5.3153E-01		
49	1.2277E+05	1.1109E+05	99	5.3153E-01	4.1399E-01		
50	1.1109E+05	8.6617E+04	100	4.1399E-01	3.0000E-01		

Table 2.3.1 (Continued)

..... GAMMA GROUP

少数群	GROUP	ENERGY RANGE	
1	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
2	5	6.5000E+06	5.0000E+06
	6	5.0000E+06	4.0000E+06
	7	4.0000E+06	3.0000E+06
3	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
4	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
5	18	2.0000E+05	1.0000E+05
6	19	1.0000E+05	5.0000E+04
7	20	5.0000E+04	2.0000E+04

Table 2.3.2 線量率変換係数

1DOSE REM/HR	0.19020-3	0.17160-3	0.15480-3	0.14700-3	0.14700-3
0.20870-3	0.14730-3	0.14950-3	0.15210-3	0.15480-3	0.15320-3
0.14700-3	0.14370-3	0.13920-3	0.13480-3	0.13060-3	0.12650-3
0.14840-3	0.12620-3	0.12700-3	0.12770-3	0.12850-3	0.12930-3
0.12550-3	0.13080-3	0.13160-3	0.12890-3	0.12240-3	0.11630-3
0.13000-3	0.10500-3	0.99760-4	0.94790-4	0.88180-4	0.80580-4
0.11050-3	0.67280-4	0.61480-4	0.56180-4	0.51330-4	0.46910-4
0.73630-4	0.39180-4	0.35800-4	0.32710-4	0.29900-4	0.27320-4
0.42870-4	0.21370-4	0.17560-4	0.14430-4	0.11860-4	0.97450-5
0.24960-4	0.65800-5	0.54090-5	0.44440-5	0.36530-5	0.35780-5
0.80070-5	0.36210-5	0.36430-5	0.36640-5	0.36860-5	0.37080-5
0.36000-5	0.37520-5	0.37890-5	0.38320-5	0.38770-5	0.39220-5
0.37300-5	0.40130-5	0.40590-5	0.41060-5	0.41540-5	0.41970-5
0.39670-5	0.42730-5	0.43110-5	0.43500-5	0.43890-5	0.44290-5
0.42350-5	0.45070-5	0.45380-5	0.45290-5	0.45200-5	0.45130-5
0.44710-5	0.44900-5	0.44850-5	0.44770-5	0.44510-5	0.44140-5
0.45020-5	0.42920-5	0.41900-5	0.36700-5		
0.43850-5					
2GAMMA DOSE REM/HR					
0.11770-4	0.10270-4	0.87300-5	0.74500-5	0.63440-5	0.53960-5
0.45930-5	0.39520-5	0.34570-5	0.30150-5	0.26160-5	0.21890-5
0.18240-5	0.15090-5	0.11520-5	0.87780-6	0.61780-6	0.36330-6
0.25870-6					

3. 一次元輸送計算

一次元輸送計算は2.3章で述べた群定数と2.2章で述べた線源条件を用いて、 S_N 輸送計算コードANISN-JRを使用して行った。ANISN-JRで計算した中性子、ガンマ線エネルギースペクトルは二次元計算の為に縮約群定数作成の際の重み函数となるため、種々のパラメトリックサーベイを行った。エネルギー群数は中性子100群、ガンマ線20群の計120群である。縮約群定数の評価の為に同一体系で一次元計算と二次元計算を行い、少数群群定数を用いる事による誤差評価を行った。その結果については次章に述べる。

3.1 一次元輸送計算モデル

a) 円筒座標系モデル

輸送容器側面方向の解析に対するモデルであり、線源部を等価体積の円筒で近似し、その周囲に燃料バスケット、水、内筒等の各領域を実寸法で厚さが等価となるように取り囲んだものである。Fig. 3.1.1に本モデルの寸法を示す。なお体系は一次元近似であるため、その軸方向は燃料有効長をBucklingで近似した。

b) 球座標系モデル

線源部を体積等価な球として近似し、その周囲に順次、各領域を実寸法と厚さ等価となるように考慮したモデルである。輸送容器側面方向モデルをFig. 3.1.2及び上部方向モデルとしてFig. 3.1.3にそれぞれ示した。

なお、後述する検討を行なった後に、二次元輸送計算の為に縮約群定数は、側面、軸方向上部共に本モデルでの結果を用いて作成した。

3.2 線源条件

2.2章で述べたように、濃縮度3.4 w/o、燃焼度37000MWD/tで冷却期間120日での使用済燃料7体のORIGEN-JRによる線源強度は次の通りである。

ガンマ線源

軽元素・構造材	1.88×10^{15}	(n/sec./t of U)
FP 核種	1.09×10^{17}	(ibid.)
アクチノイド核種	1.16×10^{13}	(ibid.)
合計	1.1088×10^{17}	(n/sec./t of U)
または	3.493×10^{17}	(n/sec./7 Ass'ly)

中性子線源

	7.059×10^8	(n/sec./t of U)
または	2.224×10^9	(n/sec./7 Ass'ly)

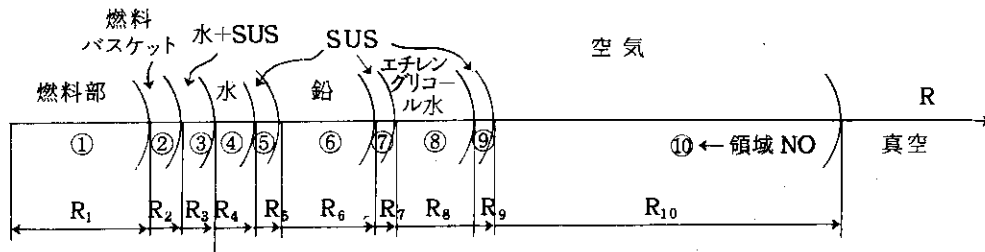
但し、中性子増倍効果として、 $k_{\text{eff}}=0.9$ を仮定しているため、上記の10倍の値を中性子線源の強度とした。

3.3 計算パラメータ

空間メッシュ幅を中性子計算の収束性を考慮して2 cmとした場合と、ガンマ線の減衰を考慮して0.5 cmとした場合の比較を行なった。但し $R_3 S_{12}$ の条件は一定としている。

3.4 計算結果

中性子線量率空間分布をFig. 3.4.1に、ガンマ線線量率空間分布をFig. 3.4.2に示す。また、各領域でのガンマ線エネルギースペクトルをFig. 3.4.3に示した。これより二次ガンマ線の寄与は水領域で最も顕著であり、約7 MeVの高エネルギーガンマ線のピークがスペクトルに生じている事が理解出来る。二次ガンマ線の詳細な議論は二次元計算の解析で述べる。Fig. 3.4.2には鉛部分の空間メッシュ幅を変化させた場合の比較も合わせて示した。円筒モデルと球モデルの差異はあるが、鉛部分メッシュ幅によってキャスク表面の線量率が4倍程度異なってくる事が良く理解出来る。これはガンマ線の減衰が鉛部分で非常に大きく、 S_N 輸送計算法で採られる差分近似の誤差によるものである。二次元計算との比較を後で述べるが、この場合、空間メッシュ幅0.5 cmの結果が信頼出来る値であり、空間メッシュ幅2 cmでは安全側に評価するが、4倍の差異はあまりにも過大評価である。このように空間メッシュ幅は結果を大きく左右させる重要な要因となる事が理解出来る。



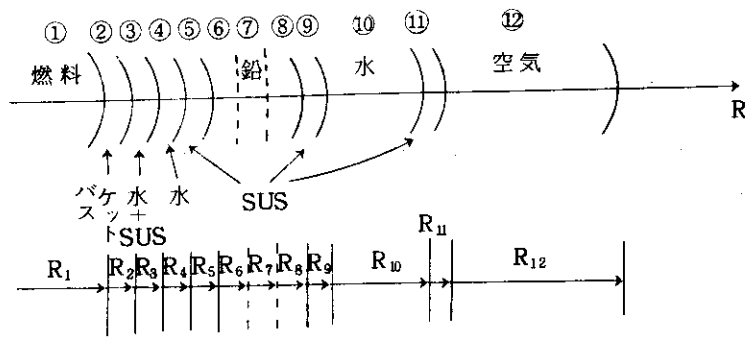
○ 径方向領域と寸法

領域 No(i)	R_i (cm)	$R_i - R_{i-1}$ (cm)	メッシュ巾(cm) (メッシュ巾数)	備考
1	34.79	—	0.79, 1.0 (35)	・バスケット内燃料と水の均質化領域 ・断面積等価な円形近似
2	35.90	1.11	1.11 (1)	・厚さ保存 (燃料バスケット平均肉厚)
3	38.44	2.54	1.27 (2)	・厚さ保存
4	40.79	2.35	2.35 (1)	・厚さ保存 (対称軸上の最小ギャップ水巾)
5	42.70	1.91	0.96 (2)	・厚さ保存
6	60.69	17.99	0.5 (36)	・厚さ保存
7	61.96	1.27	1.27 (1)	・厚さ保存
8	78.50	16.54	2.27 (8)	・厚さ保存
9	82.70	4.2	2.1 (2)	・厚さ保存
10	3082.70	3000	50.0 (60)	・真空境界の適用できる空気層を 30 mとする。

○ 軸方向寸法 ; 365.8 cm (燃料実効長)

Fig. 3.1.1 輸送容器側面解析モデル (ANISN-JR)

(円筒座標モデル)



$$R_1 = \sqrt[3]{\frac{3(34.79^2) \cdot 365.8}{4}} = 69.25 \text{ (cm)}$$

$$R_2 = 69.25 + 1.11 = 70.36$$

$$R_3 = 70.36 + 2.54 = 72.9$$

$$R_4 = 72.9 + 2.35 = 75.25$$

$$R_5 = 75.25 + 1.91 = 77.16 \quad \left\{ \begin{array}{l} R_6 = 83.16 \\ R_7 = 89.16 \end{array} \right.$$

$$R_8 = 77.16 + 17.99 = 95.15$$

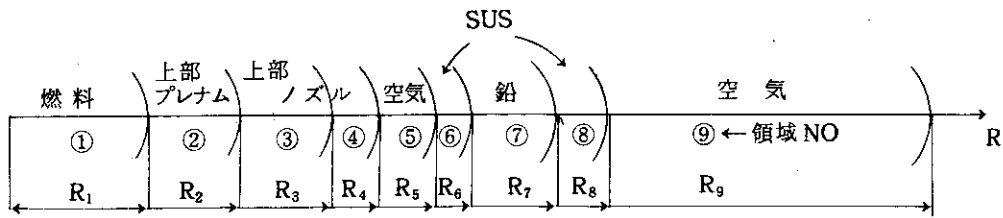
$$R_9 = 95.15 + 1.27 = 96.42$$

$$R_{10} = 96.42 + 16.54 = 112.96$$

$$R_{11} = 112.96 + 4.2 = 117.16$$

$$R_{12} = 117.16 + 500 = 617.16$$

Fig. 3.1.2 輸送容器側面解析モデル (ANISN-JR)
(球面座標モデル)



○ 径方向領域寸法

領域 No(i)	R_i (cm)	$R_i - R_{i-1}$ (cm)	メッシュ巾(cm) (メッシュ巾数)	備 考
1	34.79	-	0.79, 1.0 (35)	○バスケット内の燃料と水の均質領域 ○投影断面積が等価な球にモデル化
2	58.09	23.3	2 (12)	○厚さ保存
3	77.74	21.65	2.0 (11)	○厚さ保存
4	79.74	2.0	2.0 (1)	○厚さ保存
5	110.34	30.6	30.0 (3)	○厚さ保存 (平均空気層厚さ)
6	111.61	1.27	1.27 (2)	○厚さ保存
7	121.85	10.24	0.5 (2)	○厚さ保存
8	134.47	12.62	1.0 (10)	○厚さ保存
9	334.47	200	10 (20)	○真空境界の適用できる空気層厚さを2mとする。

Fig. 3.1.3 輸送容器軸方向上部解析モデル (ANISN-JR)
(球面座標モデル)

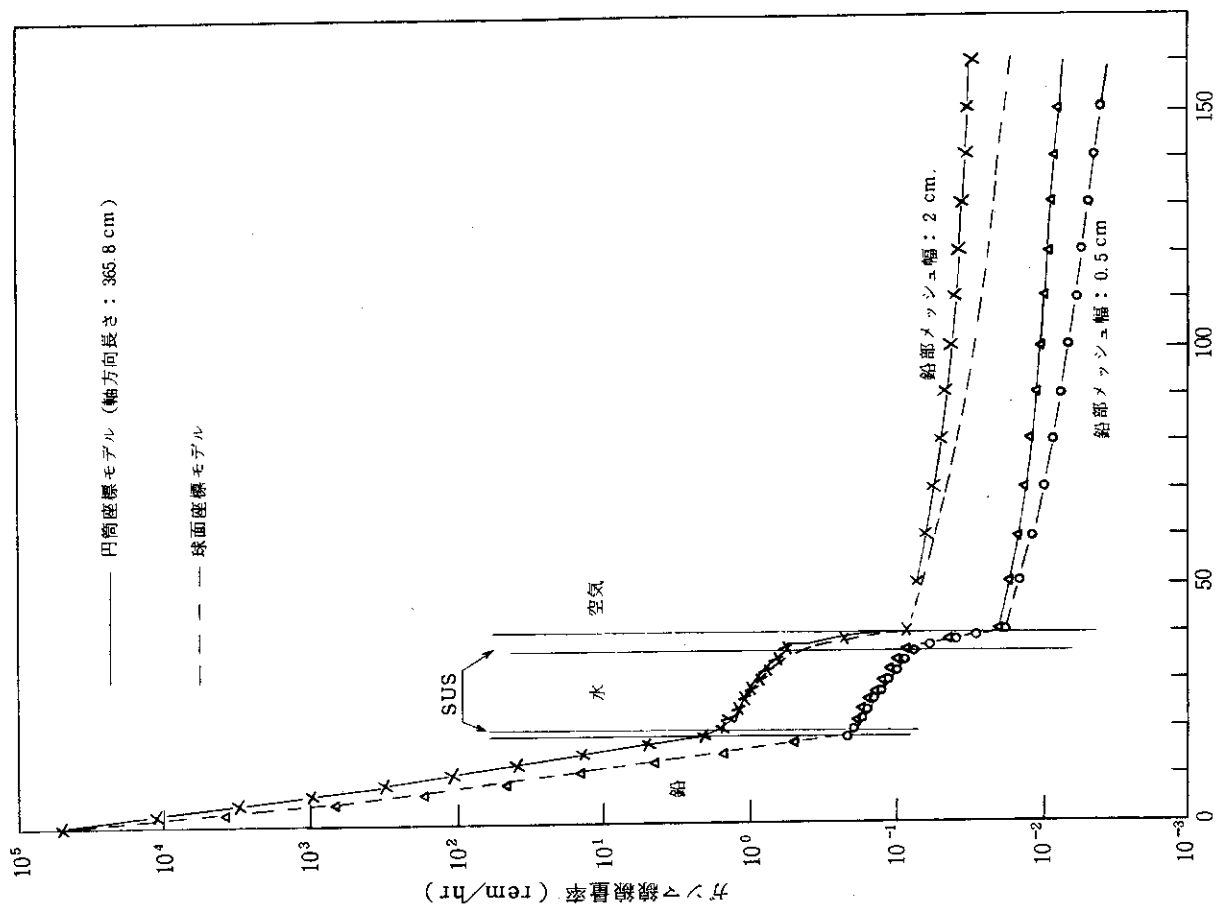


Fig. 3.4.2 ガンマ線量率空間分布 (ANISN-JR)
(輸送容器側面方向)

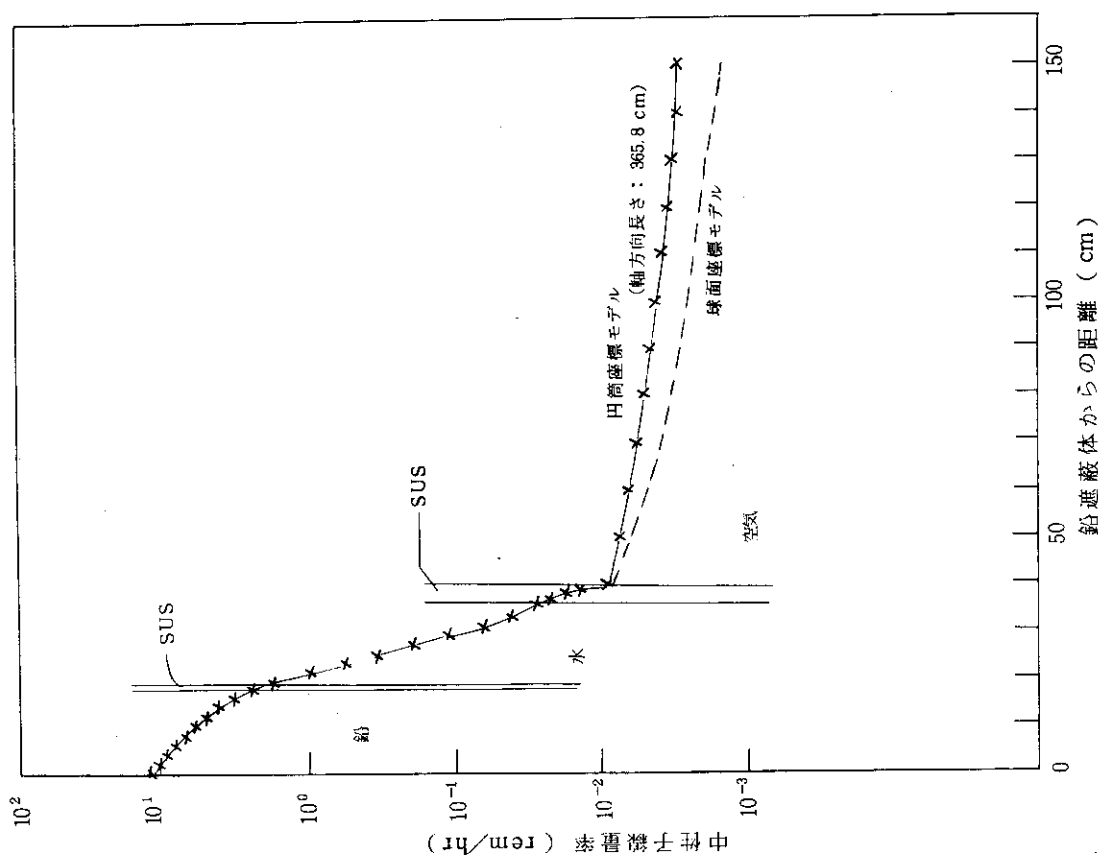


Fig. 3.4.1 中性子線量率空間分布 (ANISN-JR)
(輸送容器側面方向)

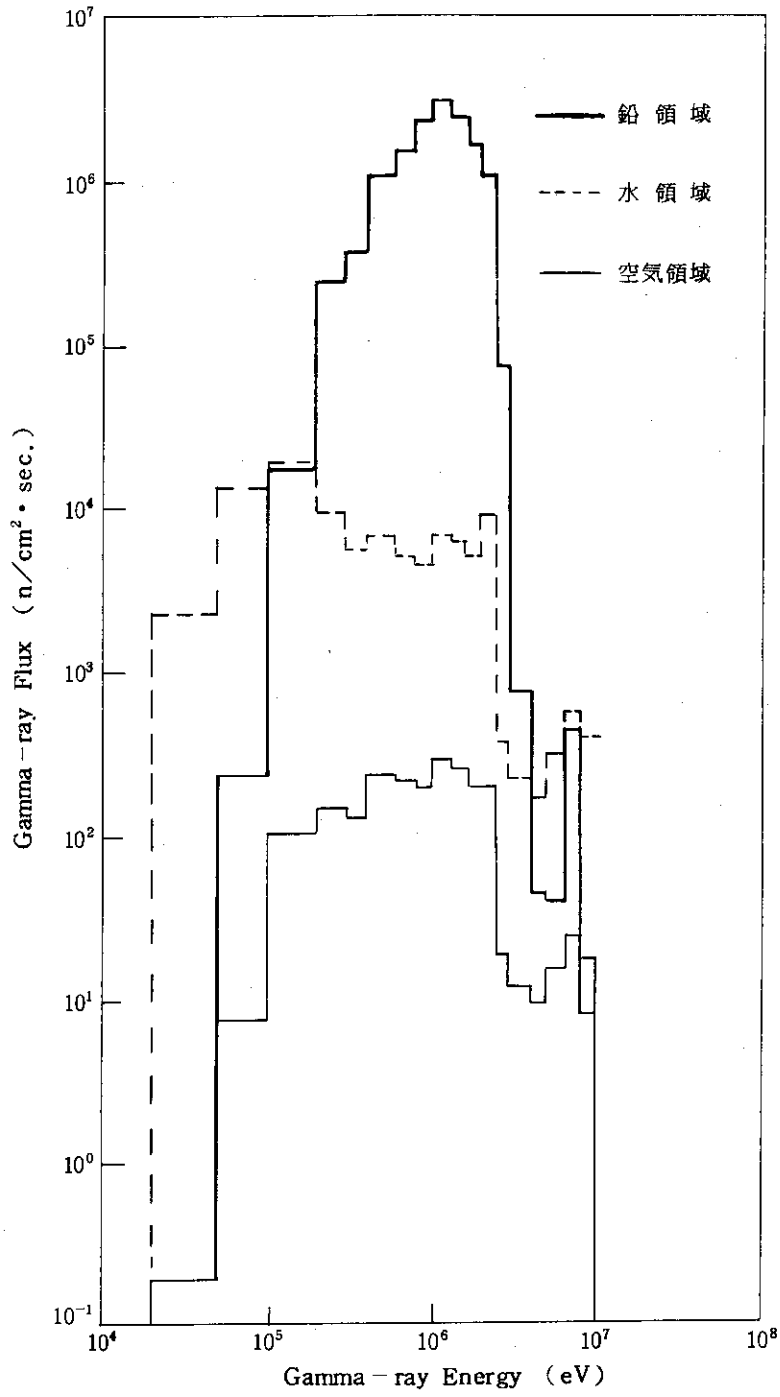


Fig. 3.4.3 領域毎のガンマ線エネルギー分布 (ANISN-JR)
(輸送容器径方向)

4. 縮約群定数の検討

二次元輸送計算を行う為に、一次元輸送計算によって得られたスペクトルを用いて120群群定数を15群群定数に縮約した。群構造は「むつ」の遮蔽モックアップ実験の解析に用いたものであり、群構造はTable 2.3.1に示してある。縮約群定数の評価を行うために、Fig. 4.1に示す輸送キャスク径方向を模擬した体系を用いてANISN-JRによる中性子100群計算とDOT 3.5による中性子8群計算で求められた空間線量率の比較をFig. 4.1に示す。これより中性子群数を8群とした結果の一致は良好であり、この群構造について問題はないものと考えられる。中性子の場合と同様にガンマ線の群構造についても検討した。計算体系は中性子輸送計算と同一であり、ANISN-JRとDOT3.5による計算結果の比較をFig. 4.2に示す。DOT3.5による二次元輸送計算結果は一次元のそれに比して多少過小評価となるが、その差は線量率で20%前後であるため、特に問題とはならない。参考例としてガンマ線の群数を3~7群と変化させた時のガンマ線線量率分布をFig. 4.3に示す。ガンマ線の群数が減少するに従い線量率分布を過小評価する事が理解出来る。

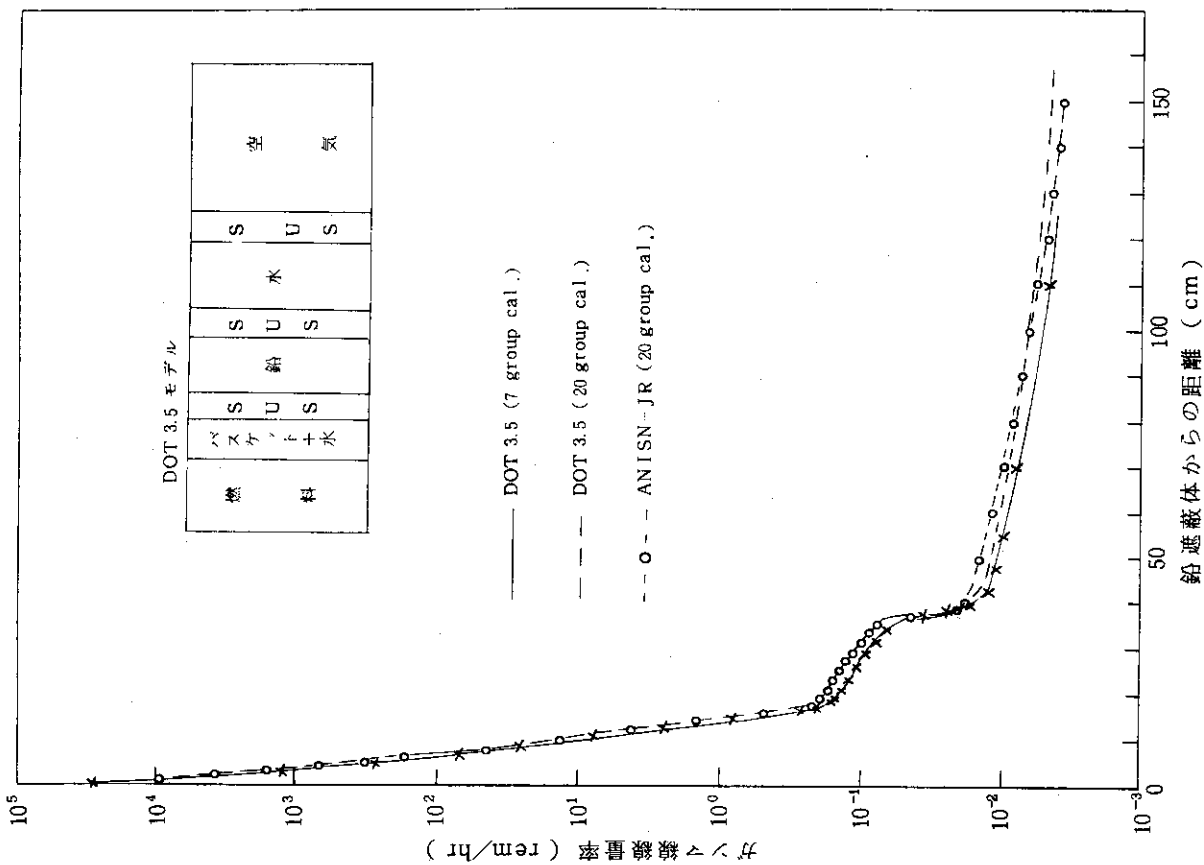


Fig. 4.2 ガンマ線縮約群定数の評価

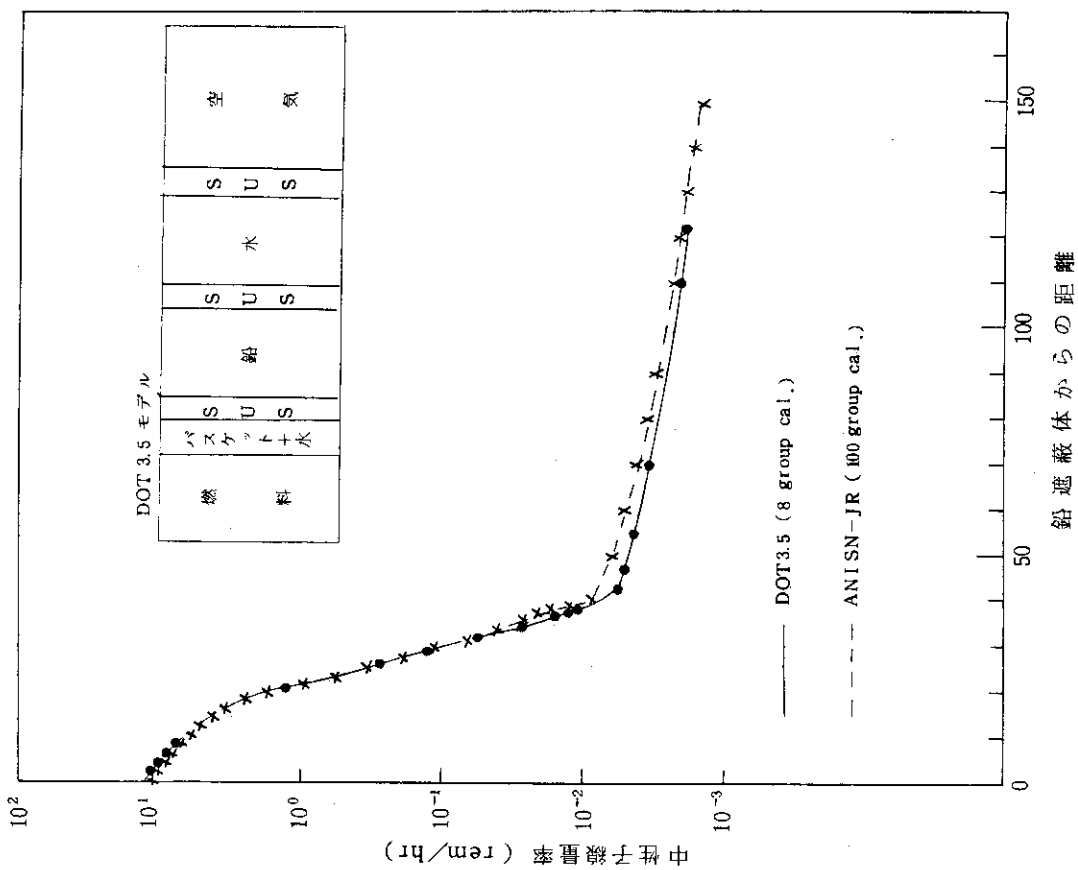


Fig. 4.1 中性子縮約群定数の評価

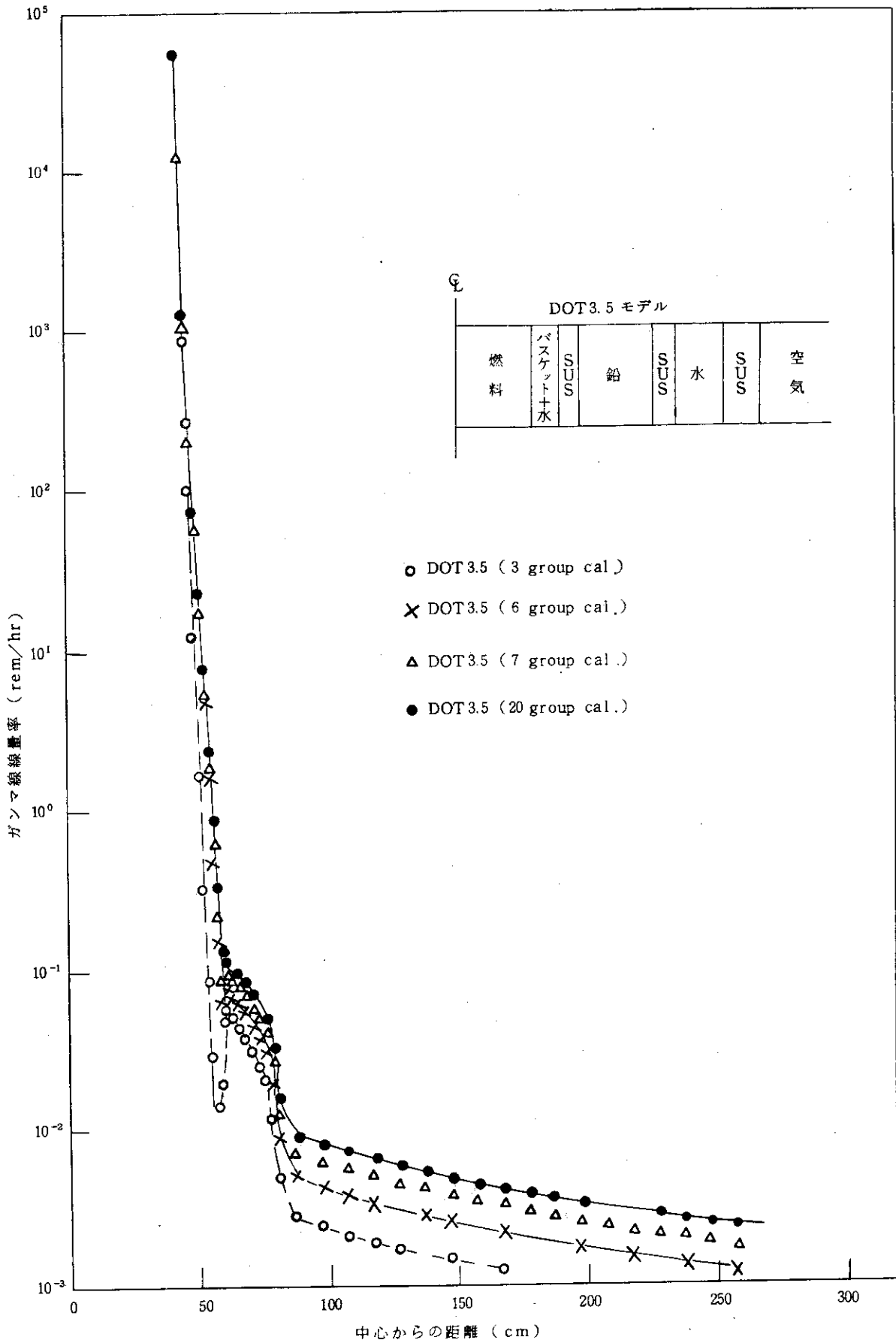


Fig. 4.3 ガンマ線縮約群数による線量率の変化

5. 二次元輸送計算

前章で述べた縮約群定数を用いて、二次元輸送計算をDOT3.5で行った。パラメータとしてのLegendre 函数展開次数及び S_N 角度分点数を変化させて、線量率分布及びRay-effect等の発生について検討した。また鉛部分の空間メッシュを変化させ、空間線量率分布の変化を検討し、空間メッシュ幅の最適値についての考察を行った。

また、二次元輸送計算において、空間メッシュ数を減少させるための反射境界条件の取扱いについても検討を行った。

5.1 二次元計算モデル

DOT3.5で用いた計算モデルをFig. 2.1.1に示す。体系はR-Zモデルで近似しており、図中の円で囲った数字は空間メッシュ数を示し、かっこで囲った数字は領域番号を示す。

5.2 線源条件

線源条件としては、3.2章に示した線源強度及びFig. 2.2.1及び2.2.2に示した線源スペクトルを用いた。線源空間分布は燃料集合体中で一定として近似した。また二次ガンマ線によるガンマ線線量率分布への寄与を検討するため、中性子線源のみを除いた計算も行った。

5.3 計算パラメータ

計算パラメータとしてLegendre 函数展開次数を1次から5次まで変化させ、 S_N 角度分点数についても $S_{48} \sim S_{160}$ と変化させている。また空間メッシュ幅についてもガンマ線の減衰が大きい鉛部分、及び燃料領域についてパラメトリックサーベイを行った。これらの検討によって、二次元 S_N 輸送計算で問題となるRay-effectについての考察が可能となる。

5.4 計算結果

中性子、ガンマ線及び両者の合計である線量率分布をFig. 5.4.1～Fig. 5.4.15にそれぞれ示した。これらの結果より中性子及びガンマ線について、容器上部の空気層におけるストリーミングが存在する事が示されている。線量率として側面方向が最も強くなっているが、このモデルでは、輸送容器の基準値（容器表面で200mrem/hr, 1m離れた点で10mrem/hr）は十分満足している。ガンマ線線量率分布においてFig. 5.4.2に△印で示した盛り上がりは側面方向の鉛遮蔽体の欠損部分（図中の矢印）の影響によるものである。中性子の場合には、このような盛り上がりがない事がFig. 5.4.1より明らかである。Fig. 5.4.2に示す空気中のガンマ線の等高線にお

いて、やや深い落込み部分があるが、これはRay-effectによるものと考えられる。これは S_N 角度分点数を S_{96} より S_{160} に増加させた時にFig. 5. 4. 7に示すように消滅している事より理解出来る。

線量分布を一次元表示した図をFig. 5. 4. 16~Fig. 5. 4. 19に示す。Fig. 5. 4. 19には、中性子源を無視した場合の比較を合せて示しており、二次ガンマ線生成による寄与を検討出来る。これより水領域における二次ガンマ線の寄与が大きく、他の領域では大きな寄与とならない事が理解出来る。本解析モデルでは、二次ガンマ線による周辺環境ガンマ線量率への影響は約30%となる事が示された。

Legendre 函数展開次数と S_N 角度分点数のパラメトリックサーベイの結果はFig. 5. 4. 1~Fig. 5. 4. 15に示したが、これをまとめたものをTable 5. 4. 1~5. 4. 2に示す。これより $P_3 S_{96}$ の条件を標準とすると、容器側面方向では、中性子線量率で約20%、ガンマ線線量率で約40%の差異が生じる。但しTable 5. 4. 1に示す $P_3 S_{160}$ の条件での計算結果は他の条件時のものと比較して、明らかに低い線量率分布となっている。この原因は鉛部の空間メッシュ幅が他の計算時より粗くなっている事による。空間メッシュ幅についての議論は後述する。

容器蓋部分ではストリーミングが存在し、 S_N 角度分点数による変化が大きい。

空間メッシュ幅についてはガンマ線の減衰が顕しい鉛部分及び空間メッシュ総数を減少させる為に線源部分について、パラメトリックサーベイを行った。鉛部分の空間メッシュ幅は0.5cm, 1cm, 2cmとし、一次元体系についてANISN-JR及びDOT 3.5を用いて計算した。その結果をFig. 5. 4. 20に示す。ANISN-JR計算では鉛部分0.5cm, SUS 304部分2cm及び鉛部分0.25cm, SUS 304部分1cmの空間メッシュで計算している。ANISN-JRの計算では空間メッシュ幅が0.5cm, 0.25cmの両者とも、ガンマ線線量率の一致は良く、十分収束した結果となっている。しかしDOT 3.5では鉛部分の空間メッシュ幅が粗くなるにつれ、ANISN-JRの結果より過小評価となってくる事が示されている。

この結果より鉛部分の空間メッシュ幅は1cm以下としなければ、線量率を過小評価し、遮蔽安全解析では危険側となる事が理解出来る。

また、線源部分の空間メッシュ数をFig. 5. 1. 1に示す(35×50)より(10×25)に減少させた場合の空間線量率分布をFig. 5. 4. 21~Fig. 5. 4. 23に示す。これをFig. 5. 4. 1~Fig. 5. 4. 3と比較すると中性子線量率についてはほぼ等しい結果を与えるが、ガンマ線線量率については、ストリーミングの存在する部分で約50%程度の差異が生じた。

これは線源部分のメッシュ数によって側面方向の線量率分布が変化したためであり、非等方性の強いガンマ線が中性子よりも大きく影響された事を示している。

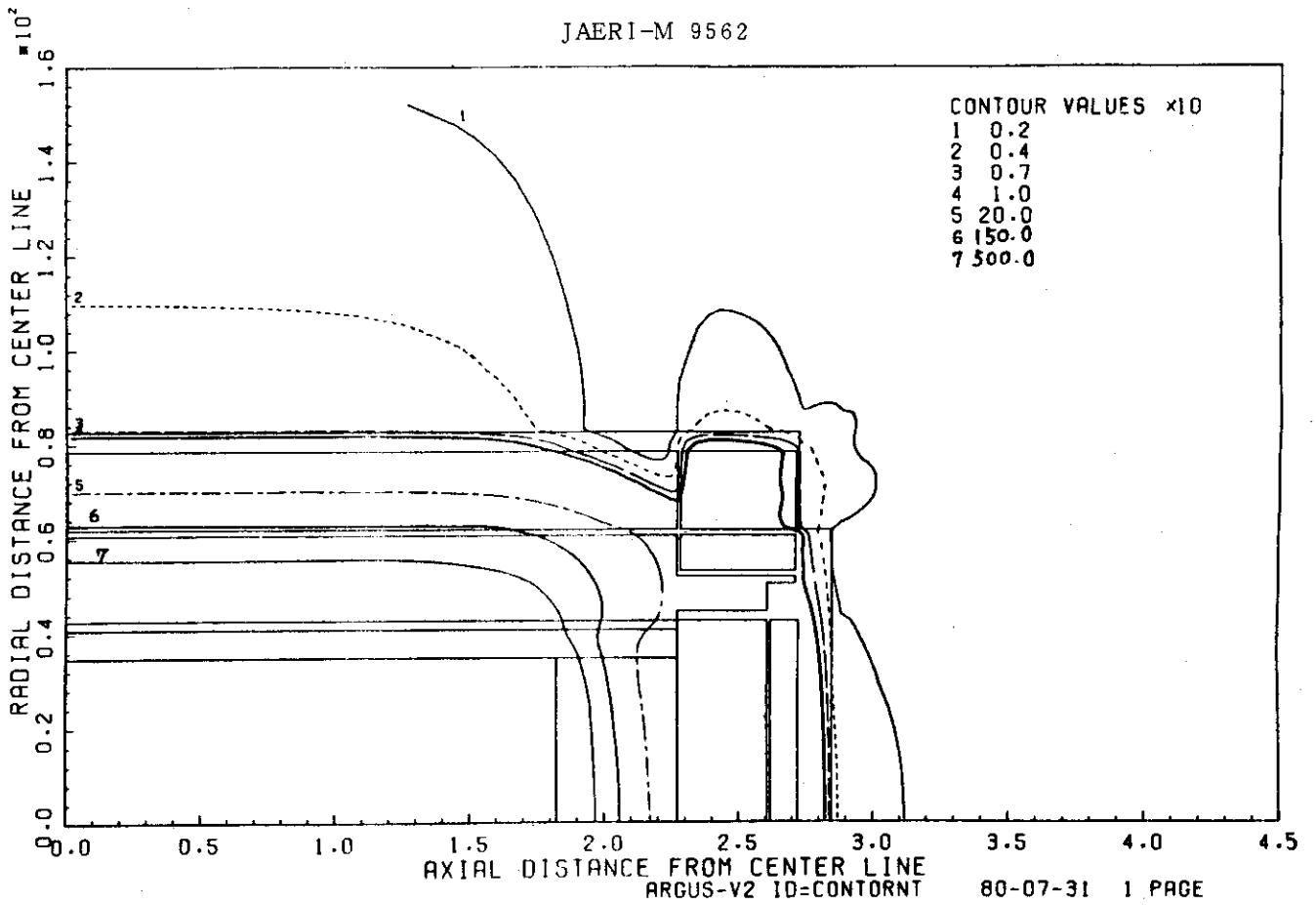


Fig.5.4.1 Distribution of Neutron Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\beta}=3$, $S_N=96$)

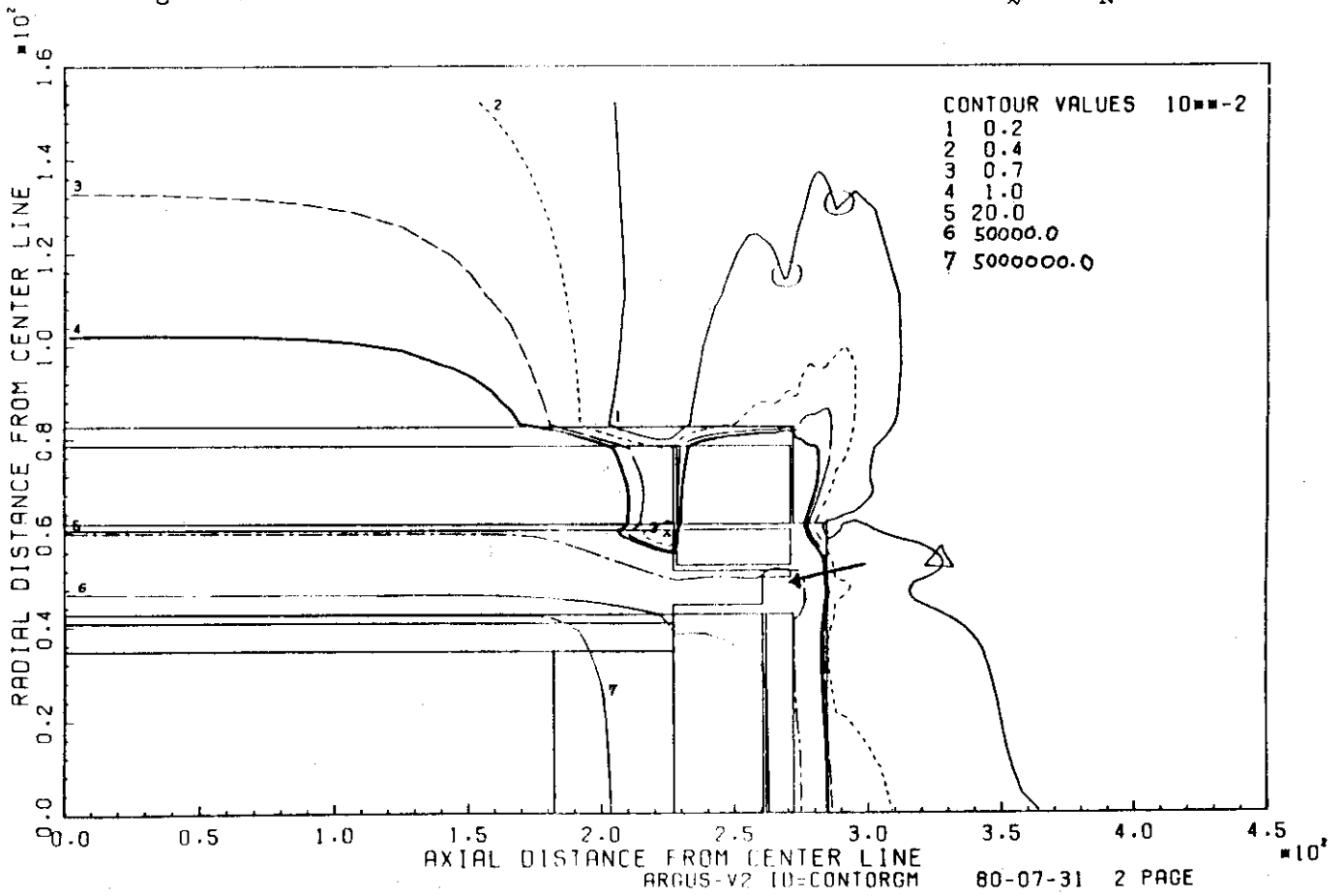


Fig.5.4.2 Distribution of Gamma Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\beta}=3$, $S_N=96$)

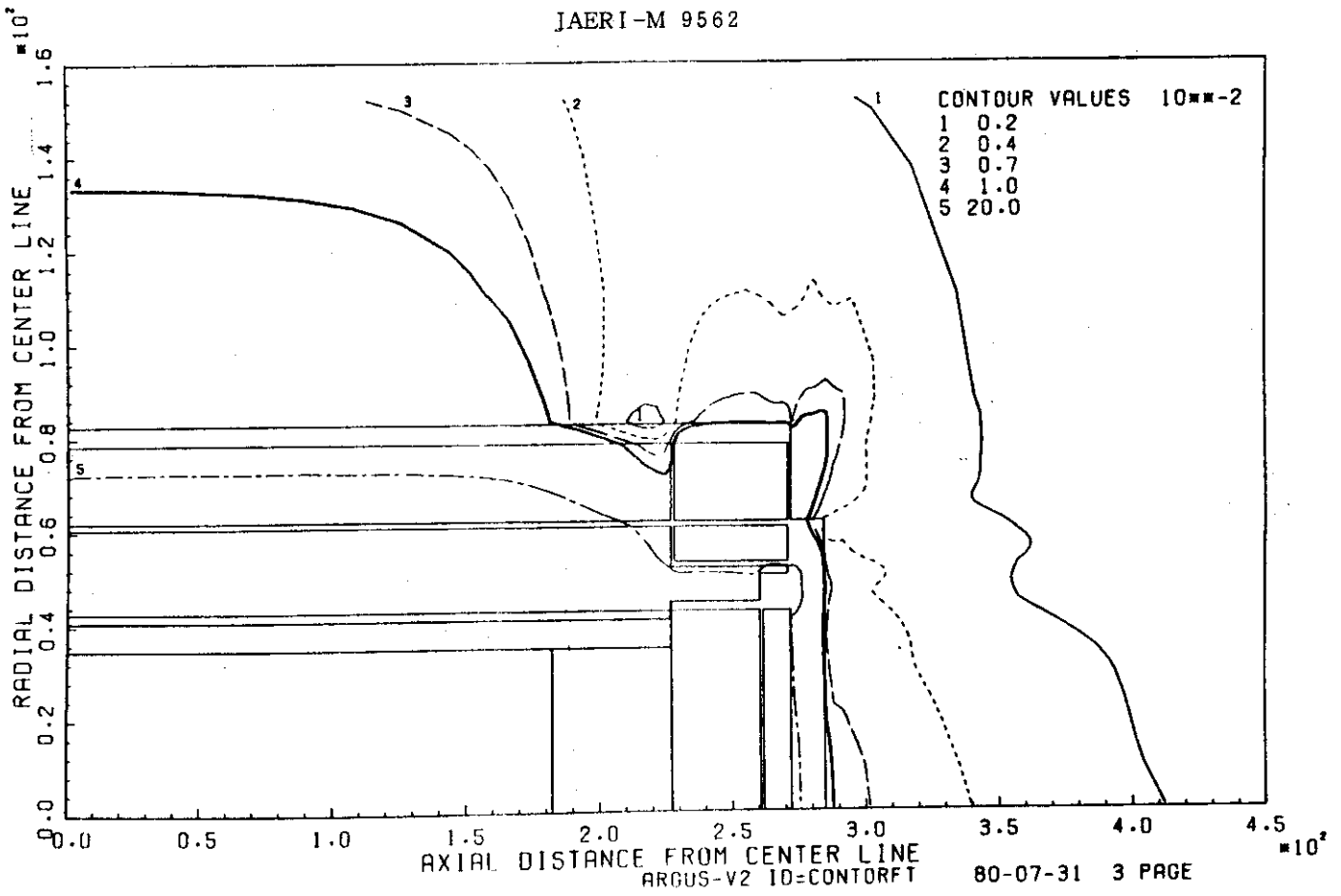


Fig.5.4.3 Distribution of Total Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\ell}=3, S_N=96$)

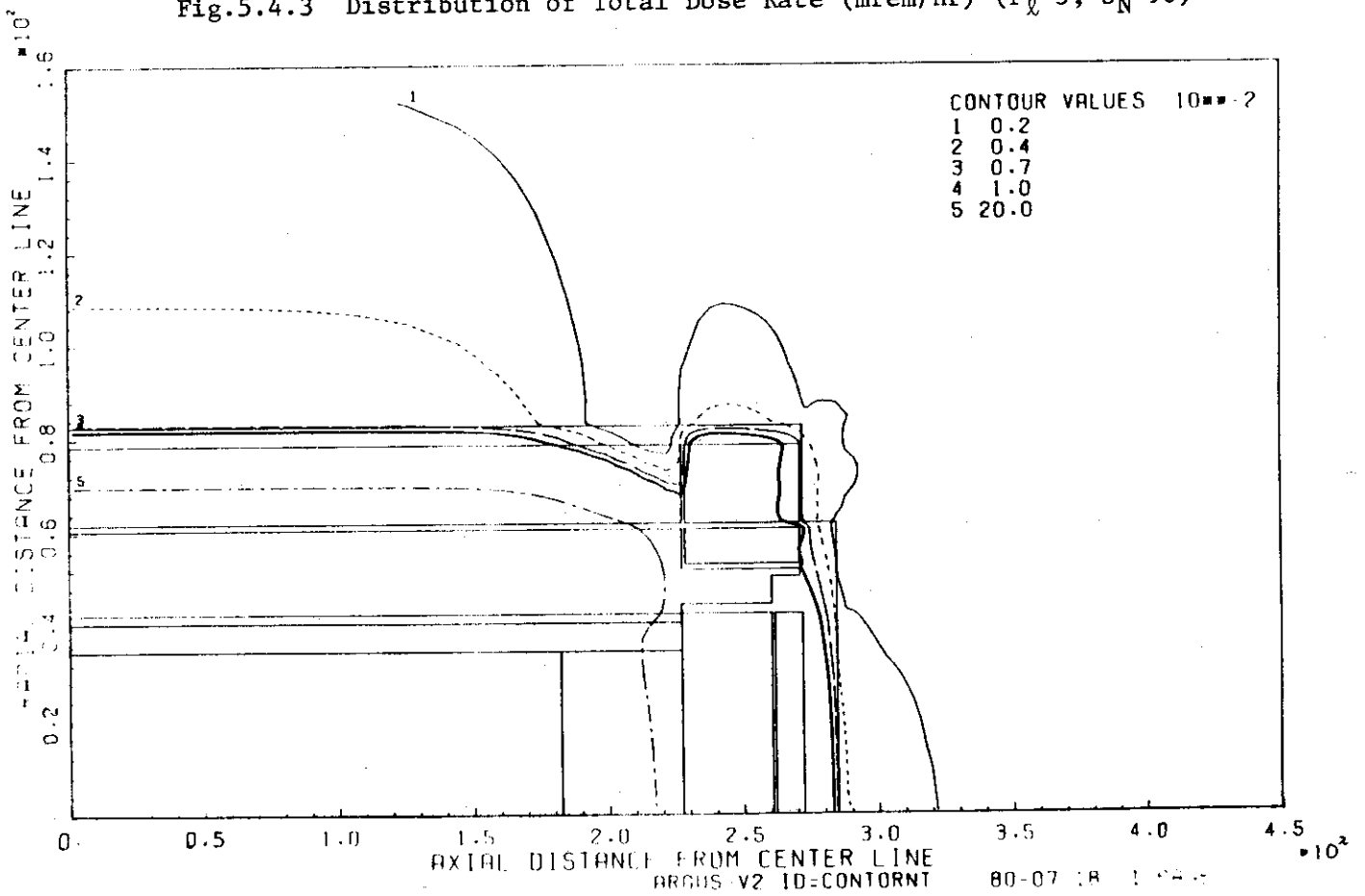


Fig.5.4.4 Distribution of Neutron Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\ell}=5, S_N=96$)

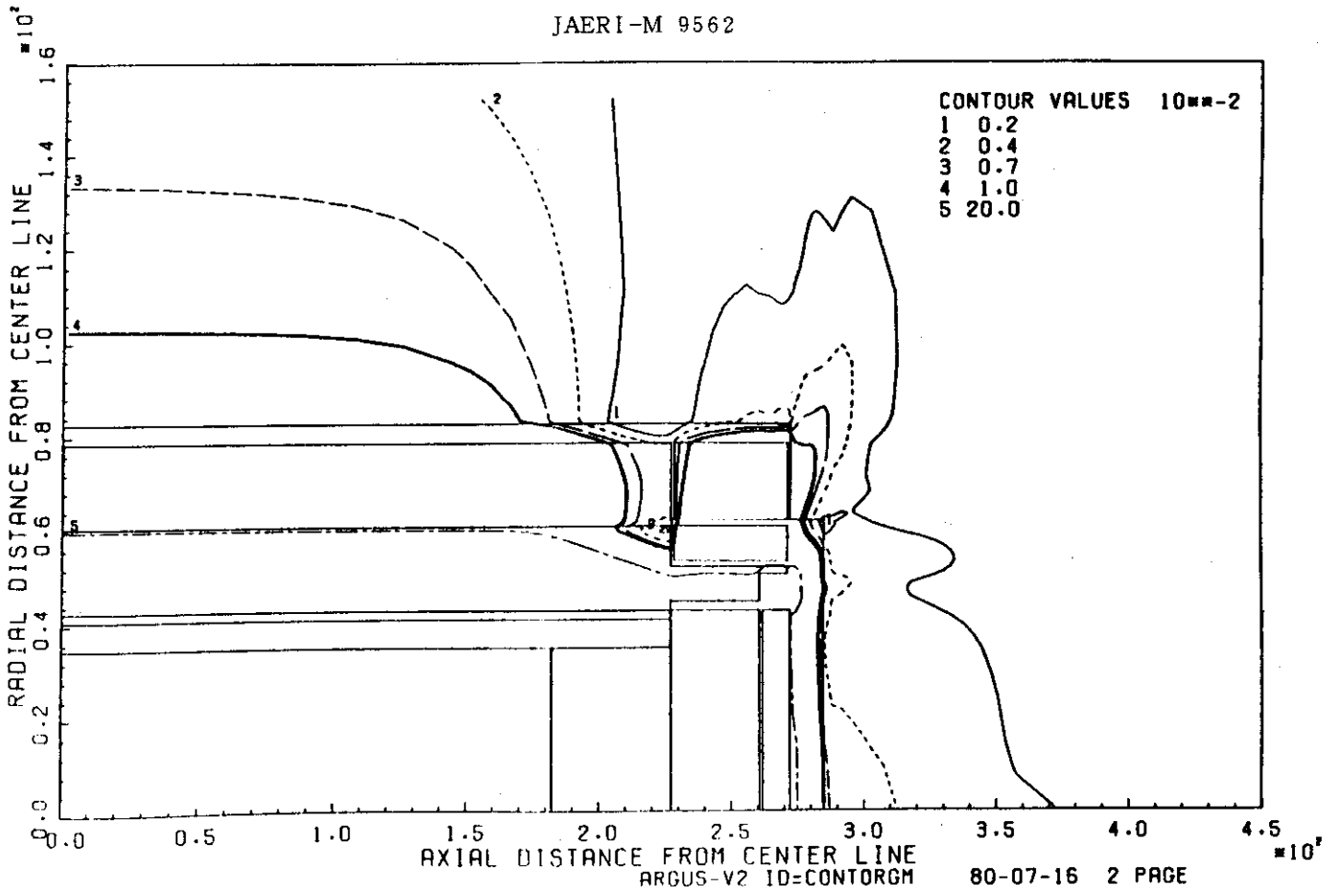


Fig.5.4.5 Distribution of Gamma Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\ell}=5, S_N=96$)

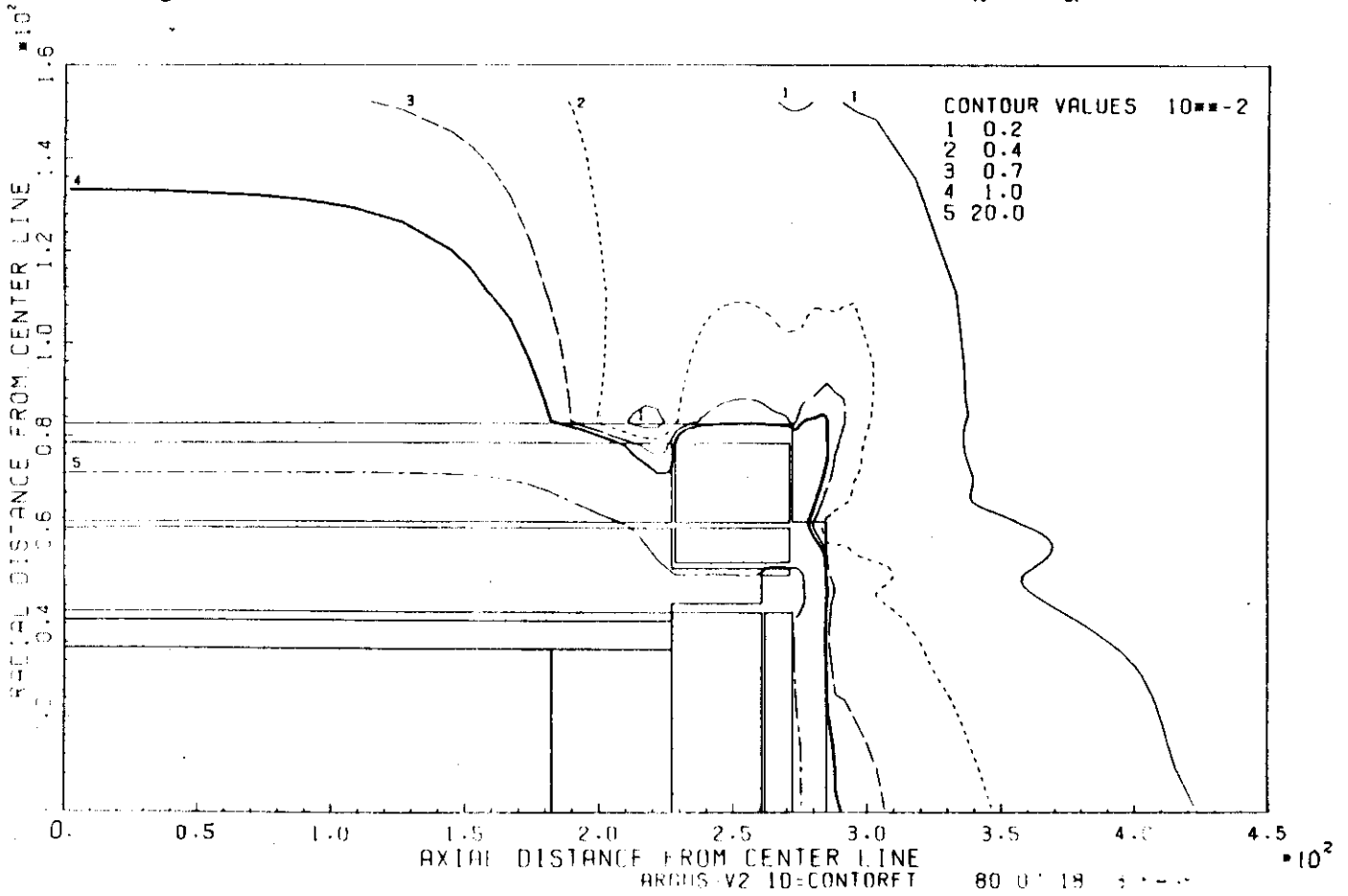


Fig.5.4.6 Distribution of Total Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\ell}=5, S_N=96$)

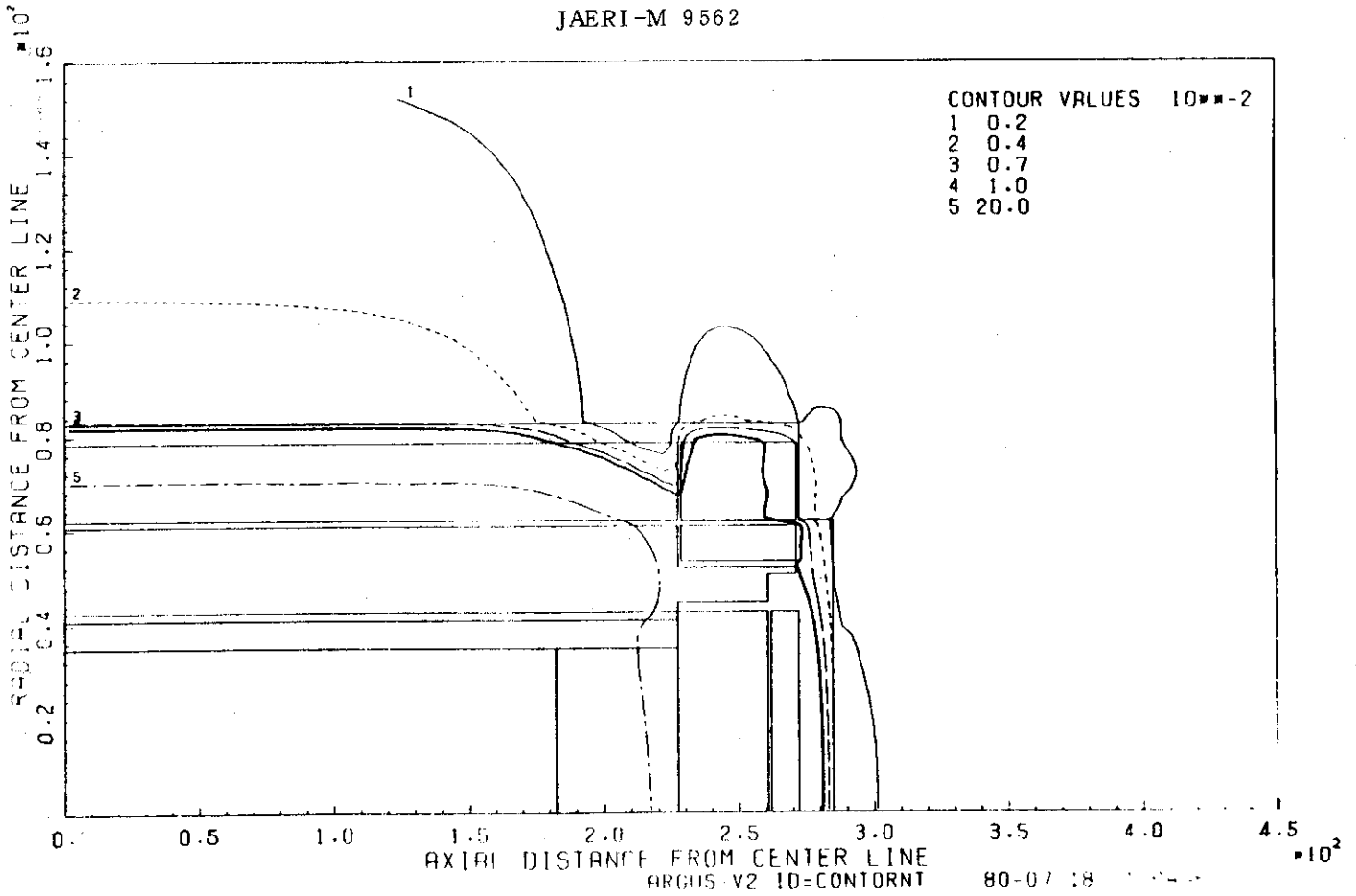


Fig.5.4.7 Distribution of Neutron Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\phi}=5$, $S_N=160$)

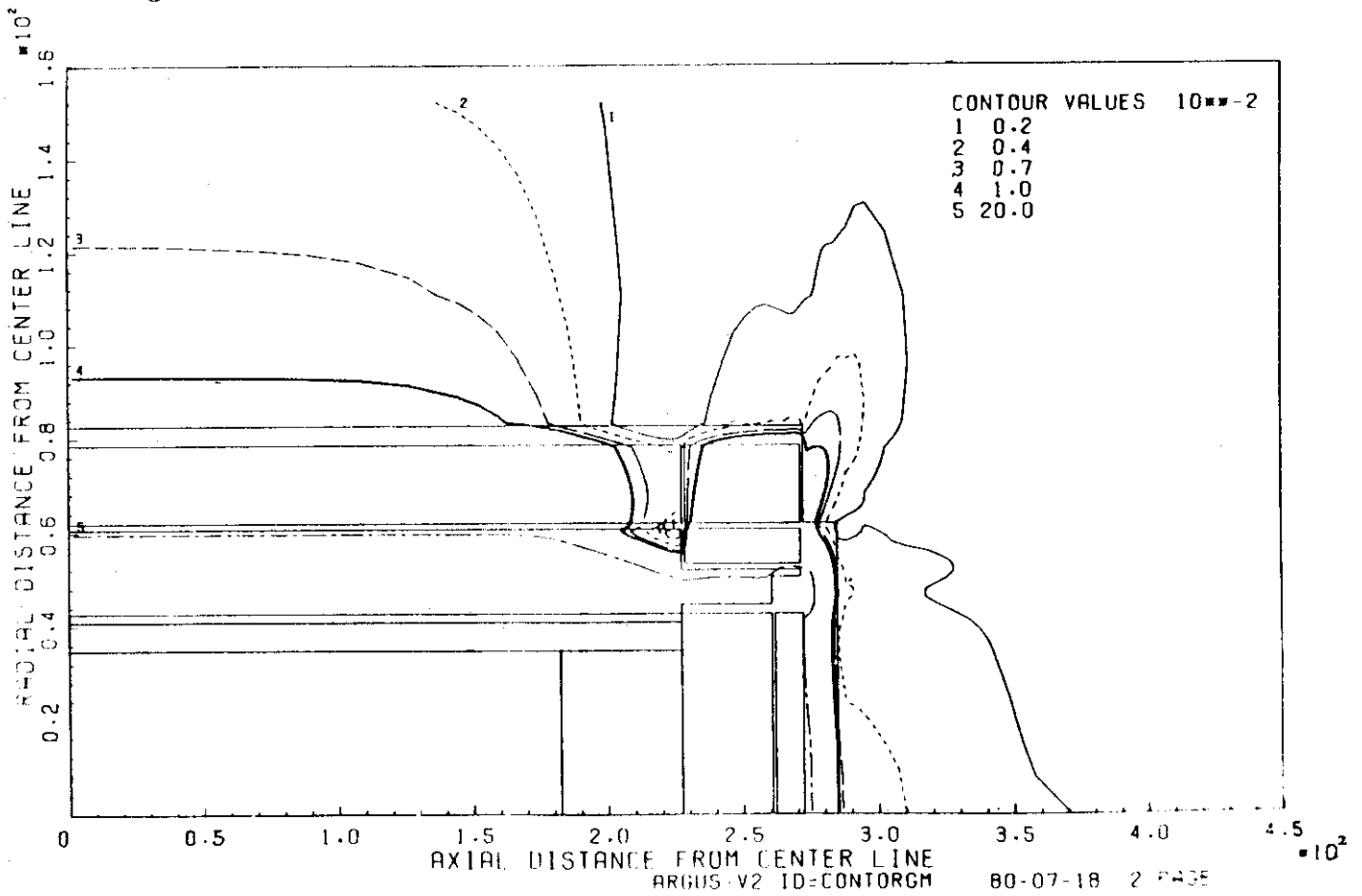


Fig.5.4.8 Distribution of Gamma Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\phi}=5$, $S_N=160$)

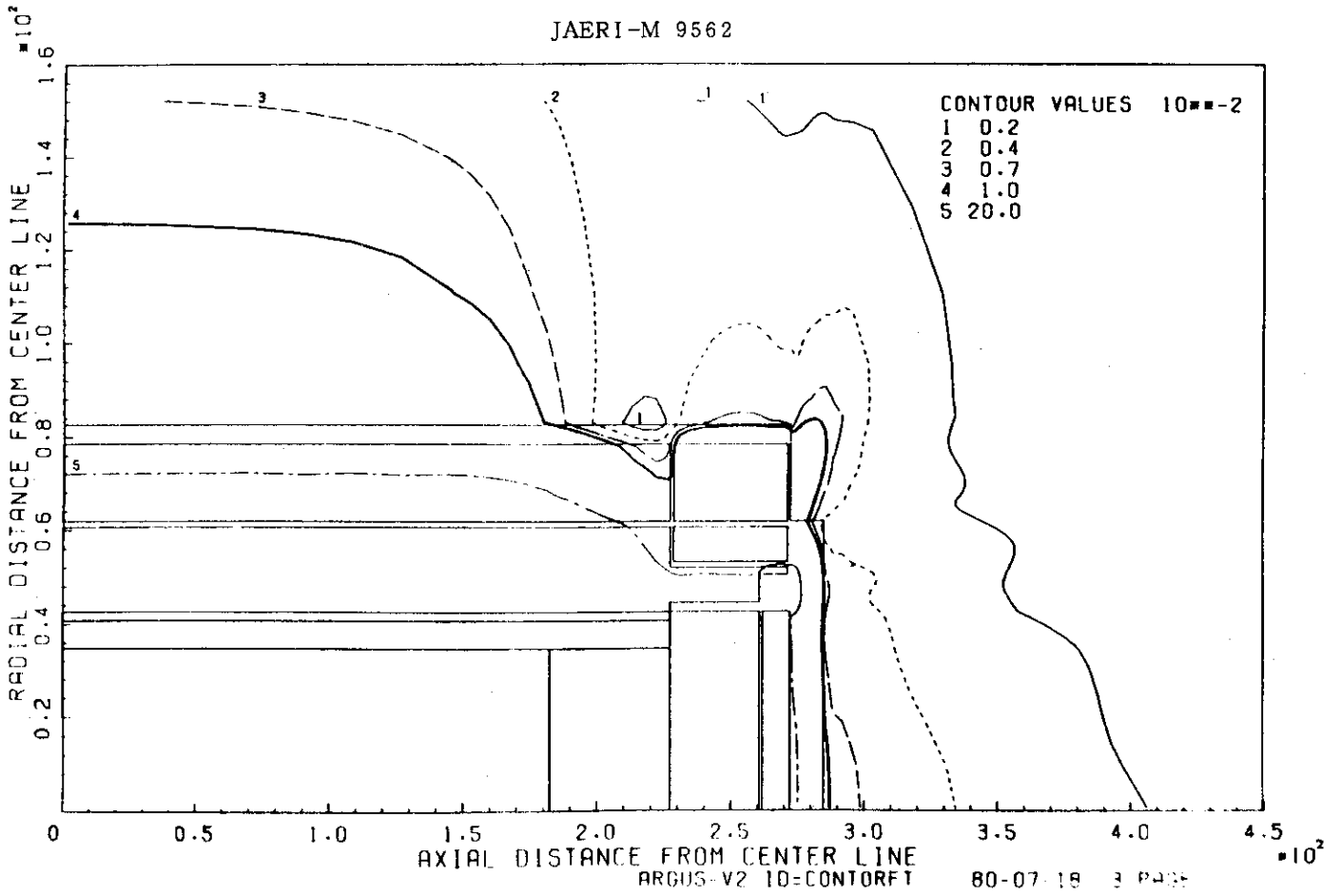


Fig.5.4.9 Distribution of Total Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\ell}=5, S_N=160$)

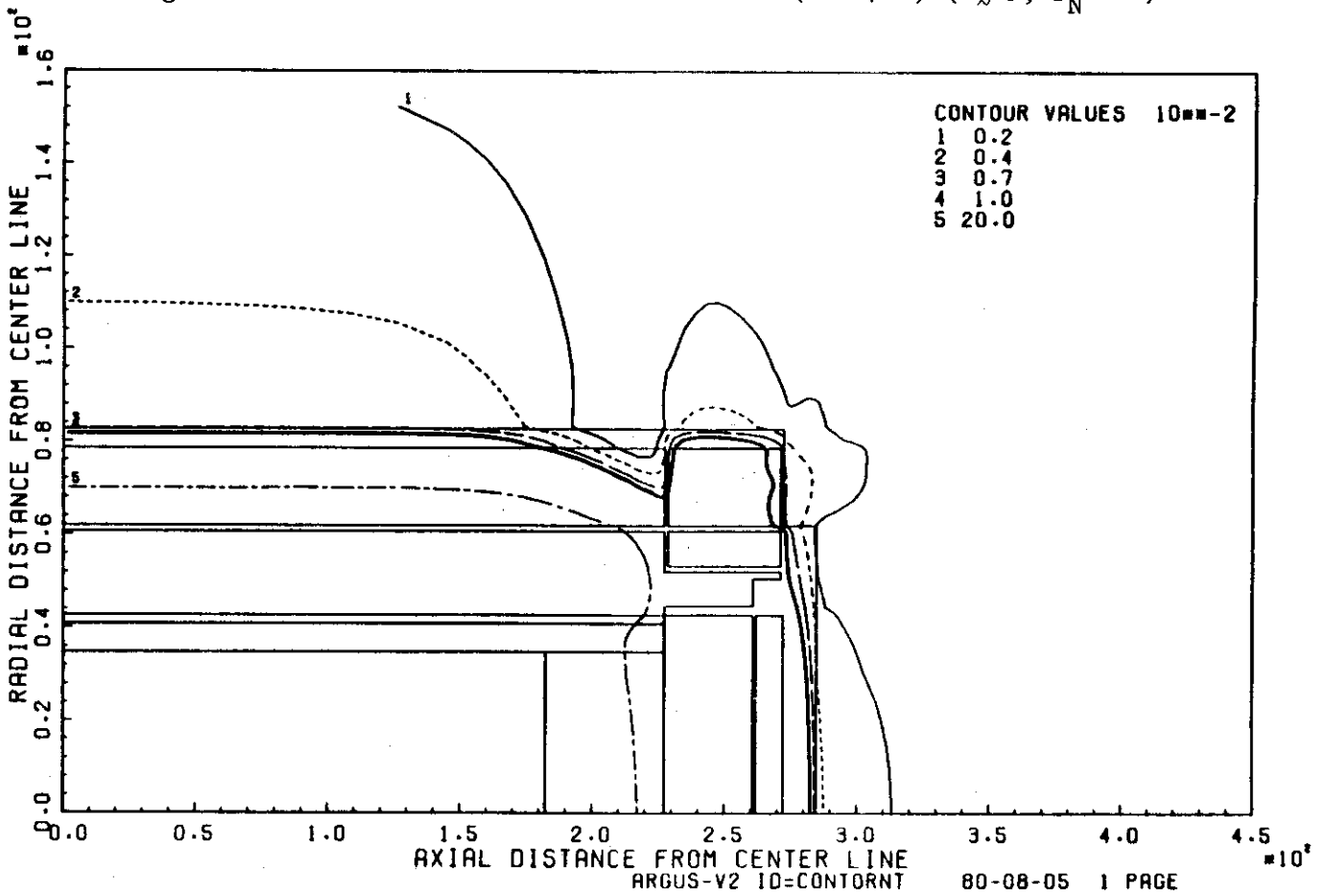


Fig.5.4.10 Distribution of Neutron Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\ell}=3, S_N=48$)

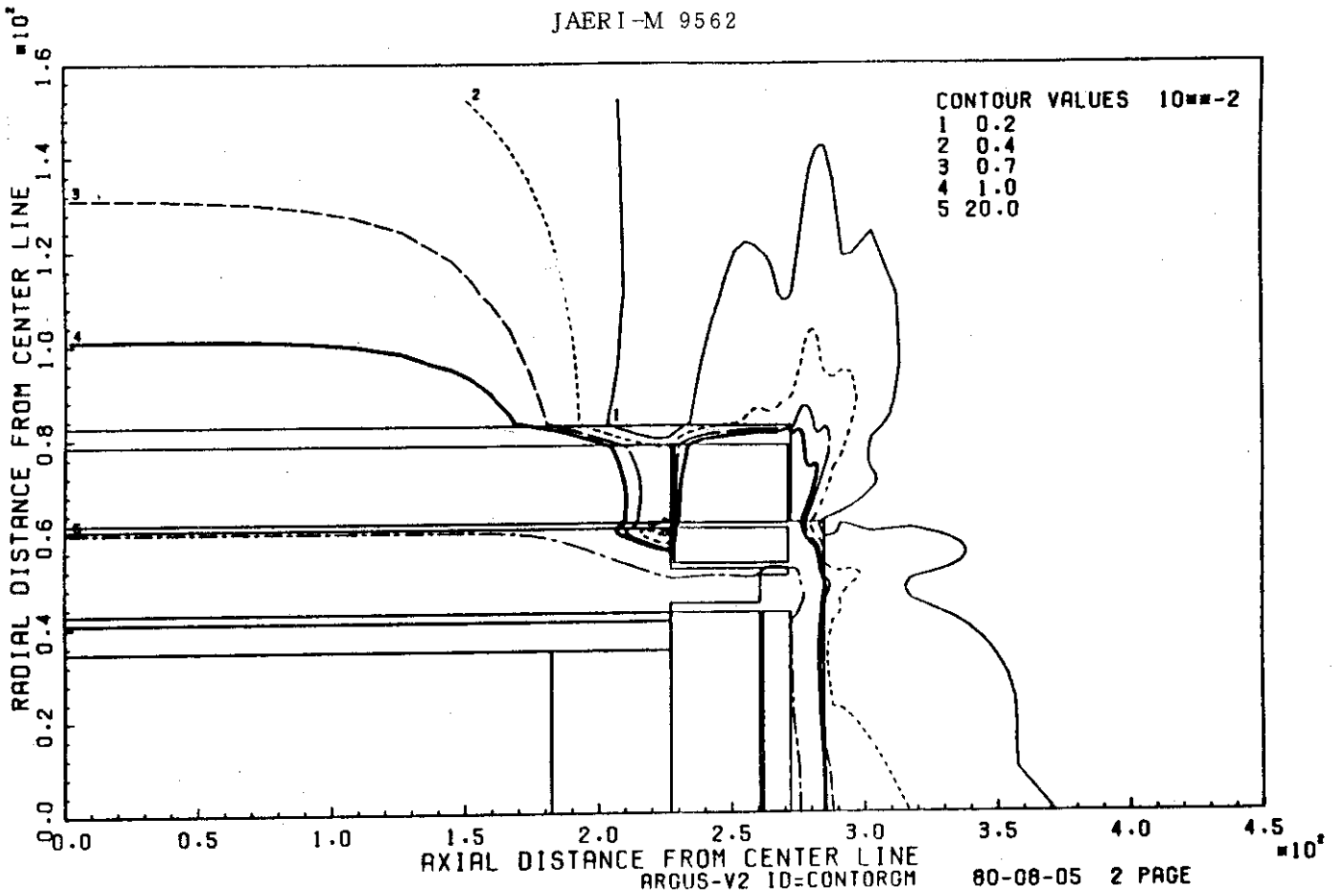


Fig.5.4.11 Distribution of Gamma Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\ell}=3$, $S_N=48$)

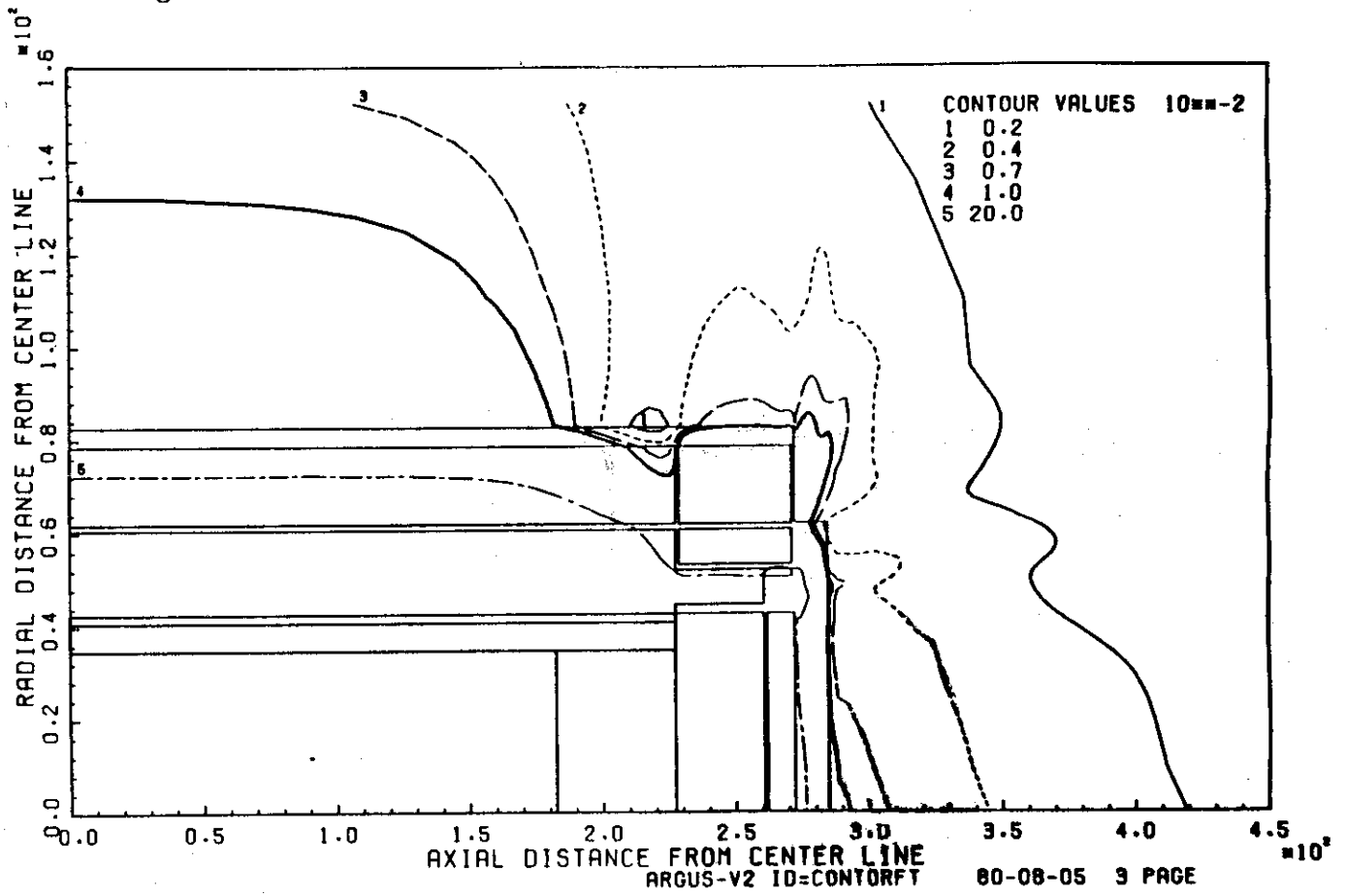


Fig.5.4.12 Distribution of Total Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\ell}=3$, $S_N=48$)

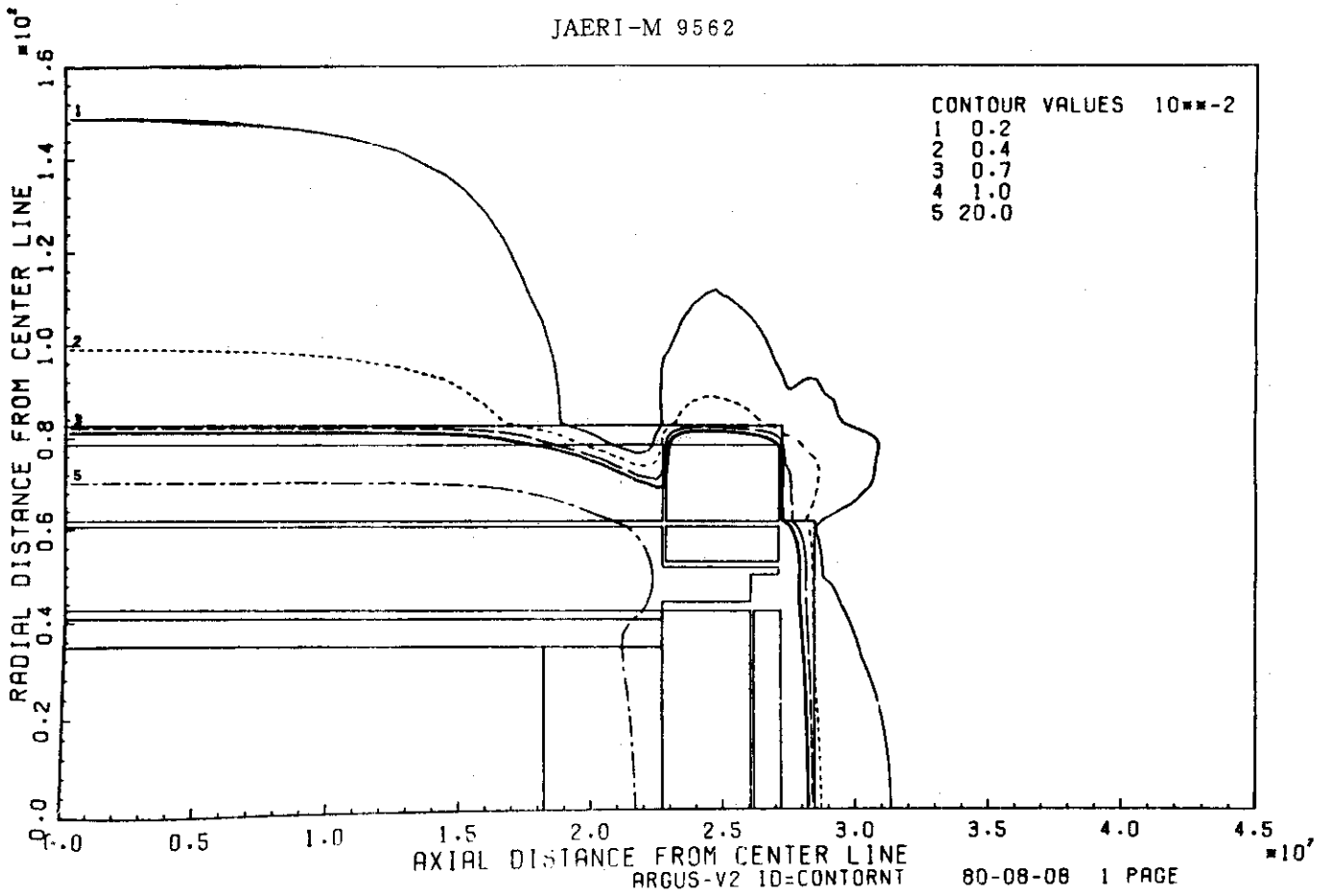


Fig.5.4.13 Distribution of Neutron Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\alpha}=1$, $S_N=48$)

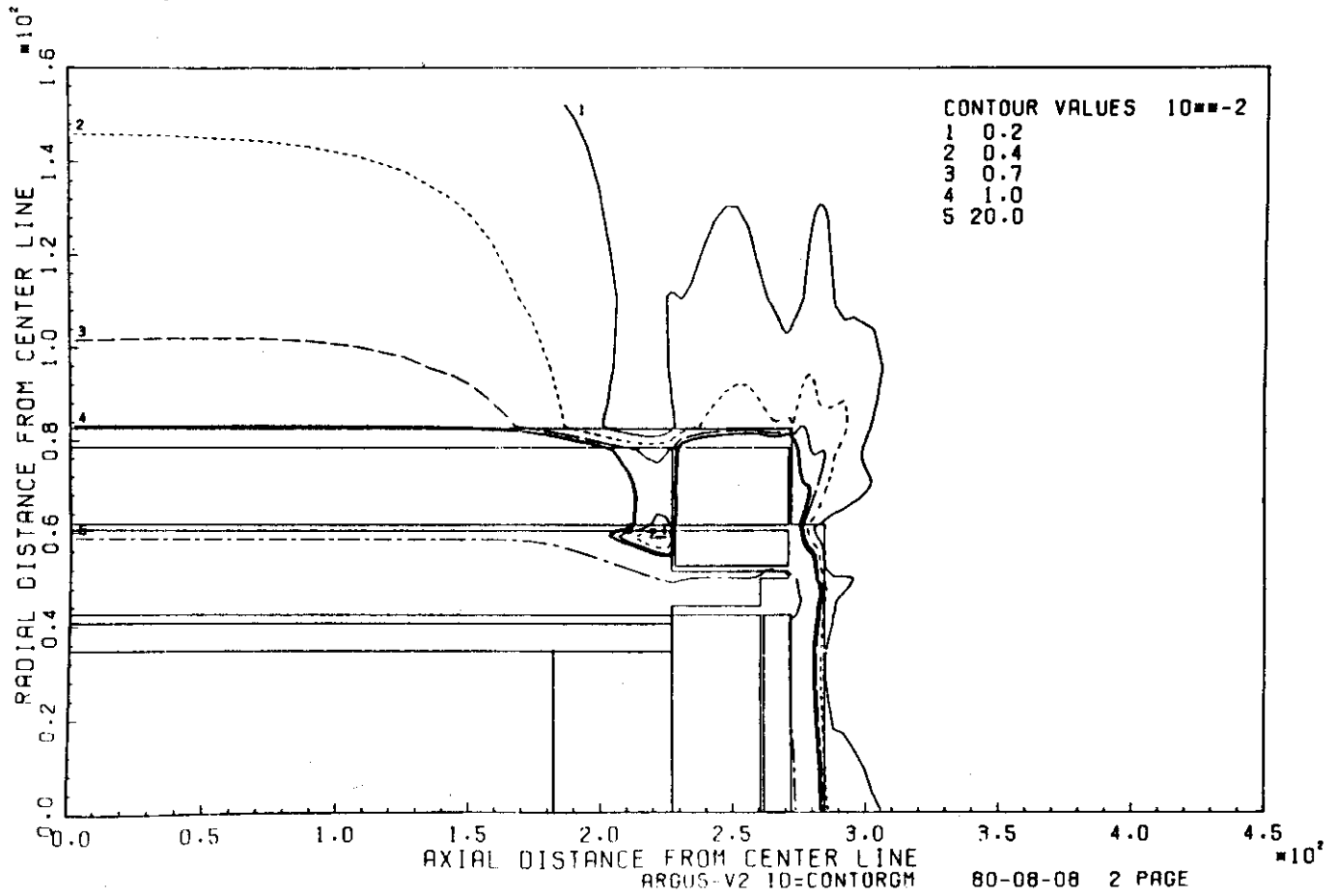


Fig.5.4.14 Distribution of Gamma Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\alpha}=1$, $S_N=48$)

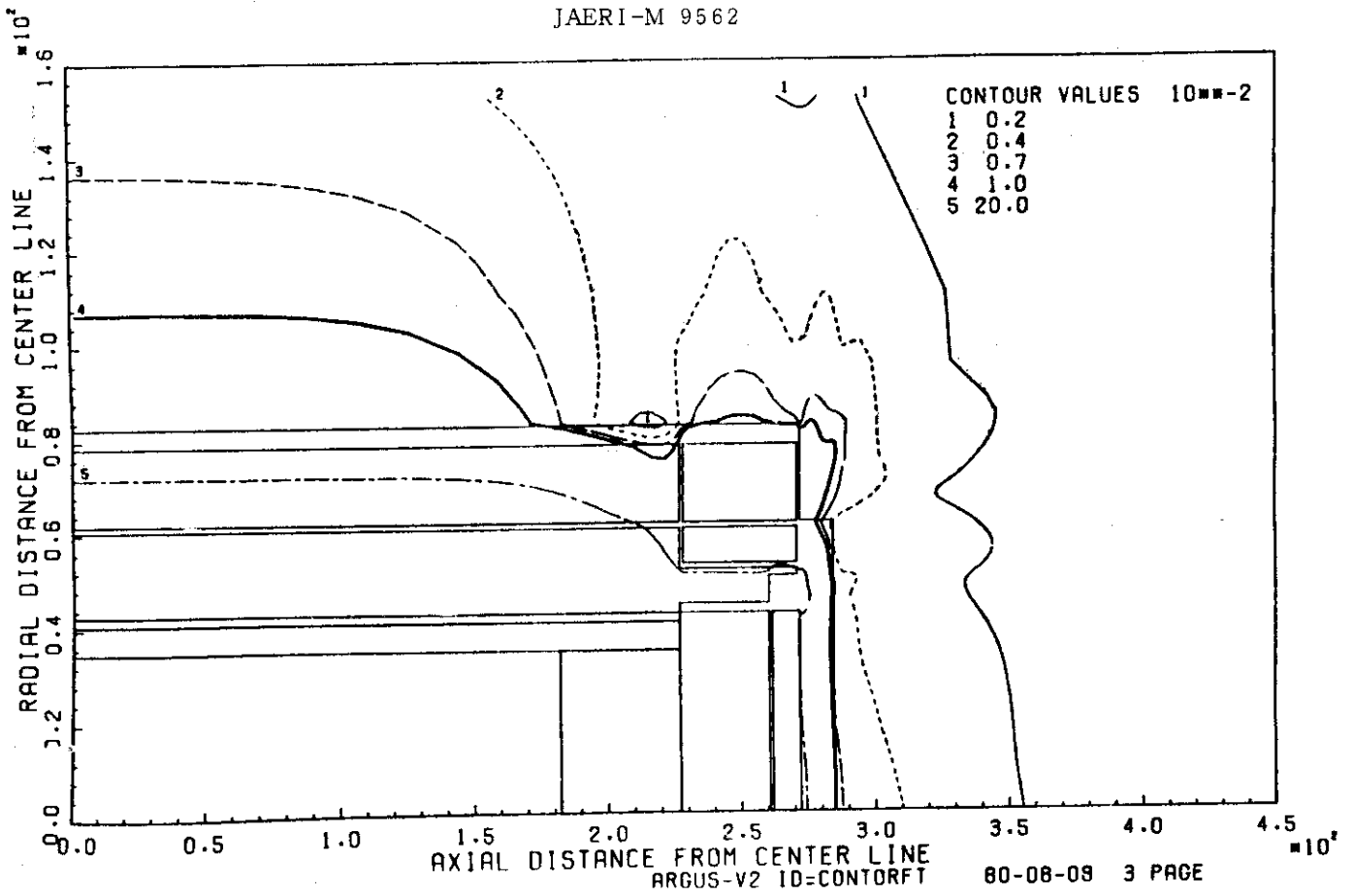


Fig.5.4.15 Distribution of Total Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\ell}=1, S_N=48$)

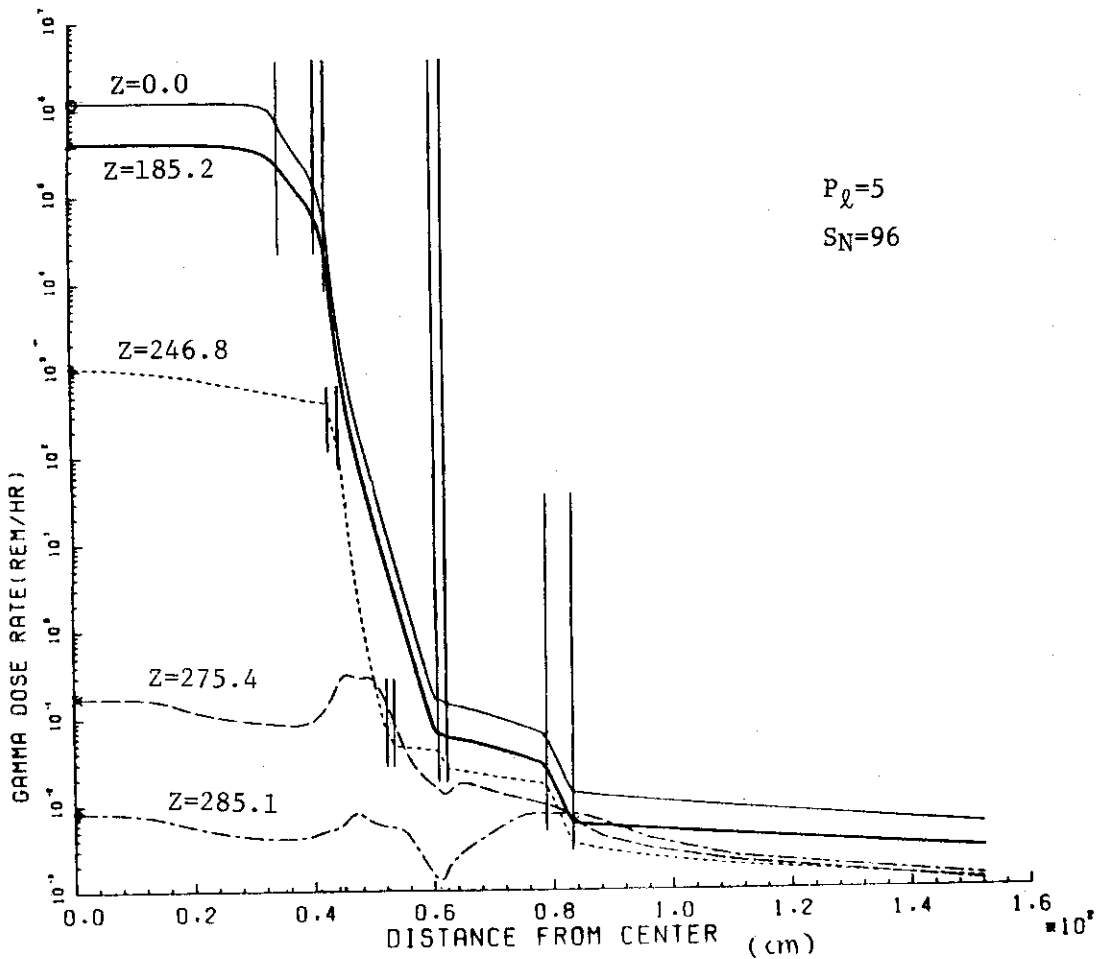


Fig. 5.4.16 ガンマ線量率空間分布

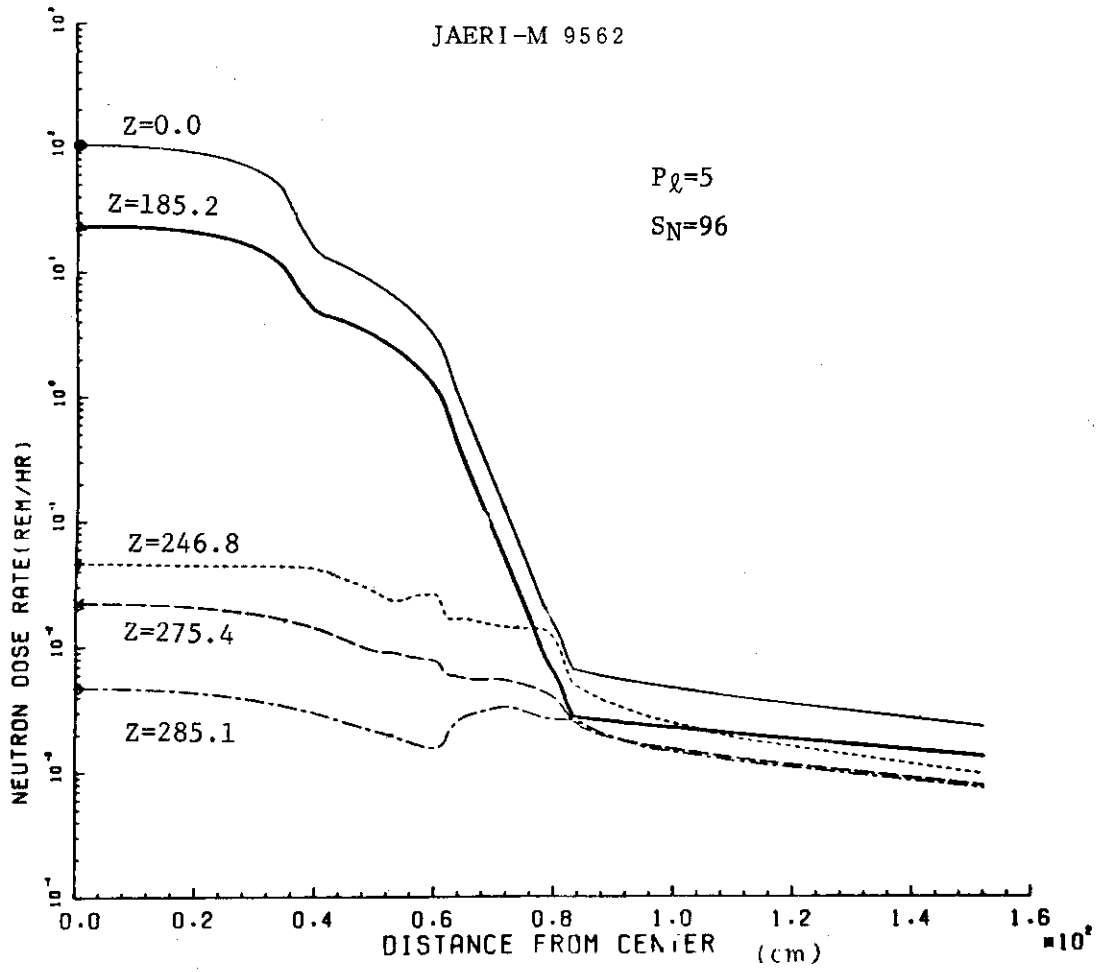


Fig. 5.4.17 中性子線線量率空間分布

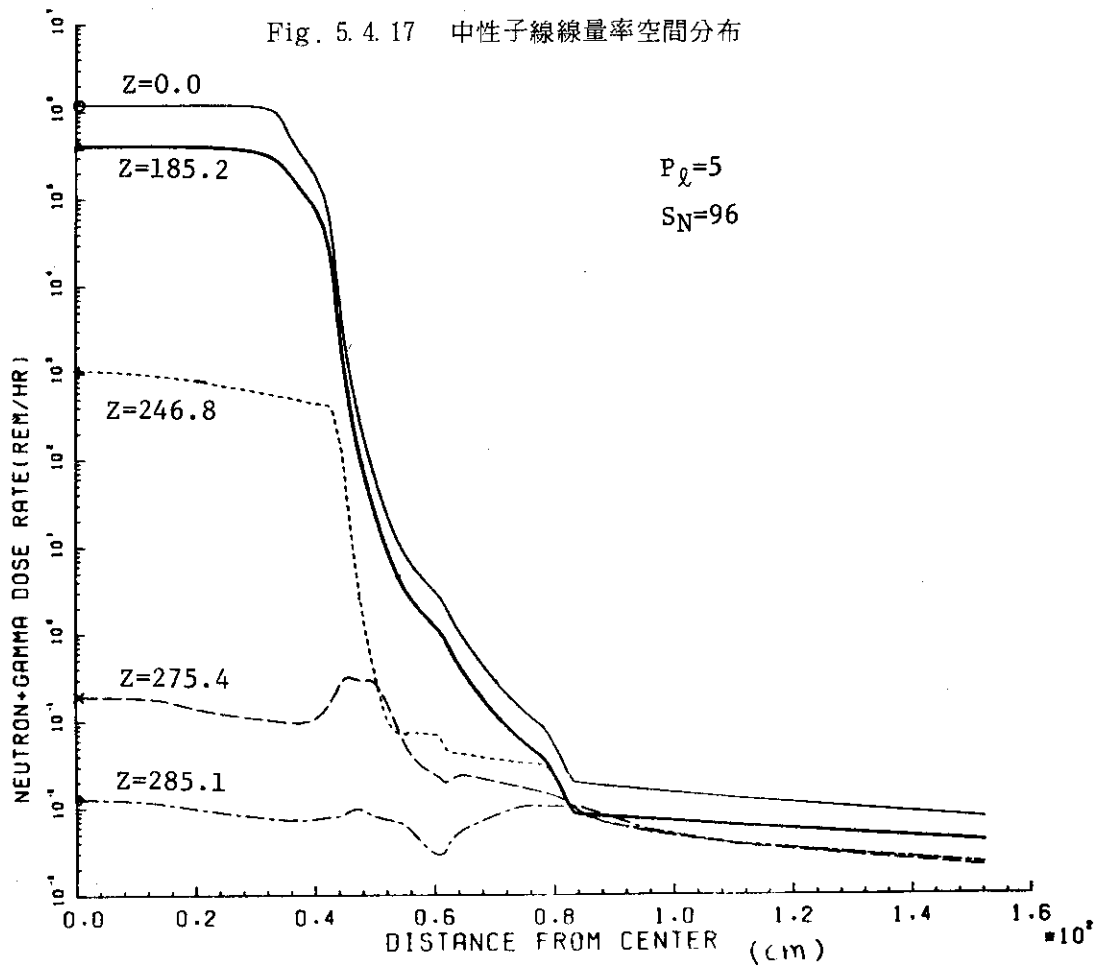


Fig. 5.4.18 全線量率空間分布

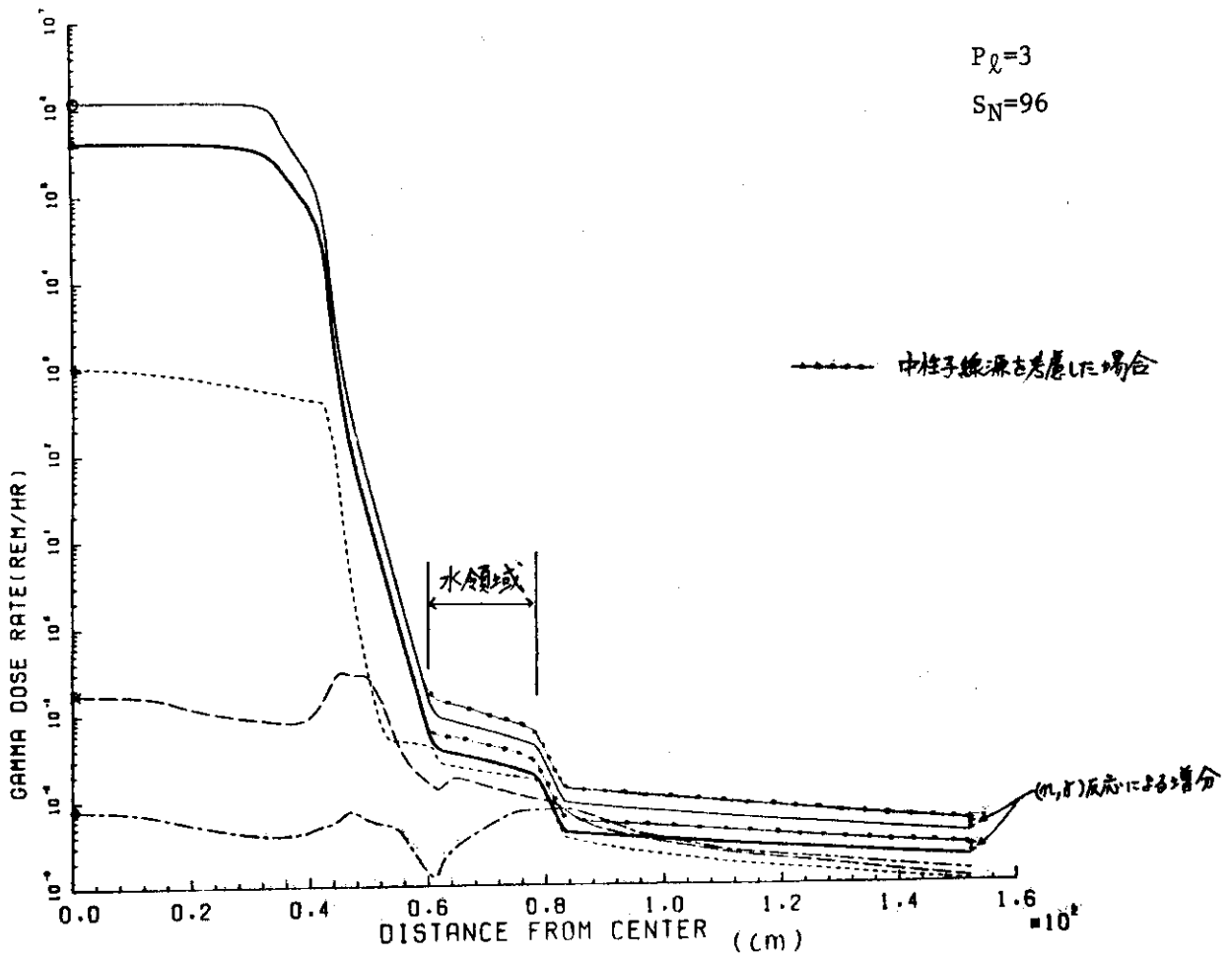


Fig. 5.4.19 中性子線源を無視した場合のγ線線量率分布

Table 5.4.1 P_L, S_N 次数の線量率に及ぼす効果 (容器側面方向, $Z=0$)

P_L	S_N	鉛遮蔽体		水遮蔽体		外筒管 表面	表面から 1 m 離れた点	
		内面	外面	内面	外面			
1	48	n	rem/hr 11.94	rem/hr 2.54	rem/hr 1.90	rem/hr 0.0181	rem/hr 0.00627	rem/hr 0.00157
		γ	2.991×10^4	0.1220	0.120	0.0457	0.0110	0.00303
3	48	n	11.96	2.38	1.78	0.0199	0.00737	0.00189
		γ	2.999×10^4	0.1587	0.146	0.0584	0.0150	0.00440
3	96	n	12.03	2.40	1.79	0.0201	0.00752	0.00191
		γ	3.005×10^4	0.1626	0.149	0.0594	0.0154	0.00453
5	96	n	12.23	2.318	1.74	0.0200	0.00742	0.00187
		γ	3.006×10^4	0.1623	0.149	0.0597	0.0156	0.00456
5*	160	n	12.19	2.41	1.79	0.0204	0.00754	0.00189
		γ	3.375×10^4	0.144	0.134	0.0531	0.0137	0.00399

*注) 鉛部メッシュ巾 = 1 cm, その他のケースは 0.5 cmメッシュ巾

Table 5.4.2 P_L, S_N 次数の線量率に及ぼす効果 (容器上部, $Z = 246.8$ cm)

P_L	S_N	空気層 1*1		空気層 2*1		外筒管 表面	表面から 1 m離れ た点	
		内面	外面	内面	外面			
1	48	n	0.0304	0.0303	0.0205	0.0165	0.00646	0.000706
		γ	0.0541	0.0441	0.0306	0.0199	0.00595	0.00105
3	48	n	0.0237	0.0245	0.0170	0.0136	0.00591	0.000735
		γ	0.0497	0.0381	0.0260	0.0147	0.00410	0.00108
3	96	n	0.0230	0.0236	0.0166	0.0131	0.00579	0.000781
		γ	0.0517	0.0399	0.0273	0.0155	0.00439	0.00117
5	96	n	0.0209	0.0225	0.0160	0.0131	0.00574	0.000783
		γ	0.0480	0.0379	0.0258	0.0149	0.00414	0.00110
5*2	160	n	0.0201	0.0201	0.0143	0.0112	0.00497	0.000739
		γ	0.0432	0.0347	0.0234	0.0139	0.00385	0.00103

注) *1, 図参照 *2 鉛部メッシュ巾 = 1 cm, その他のケースは 0.5 cmメッシュ巾

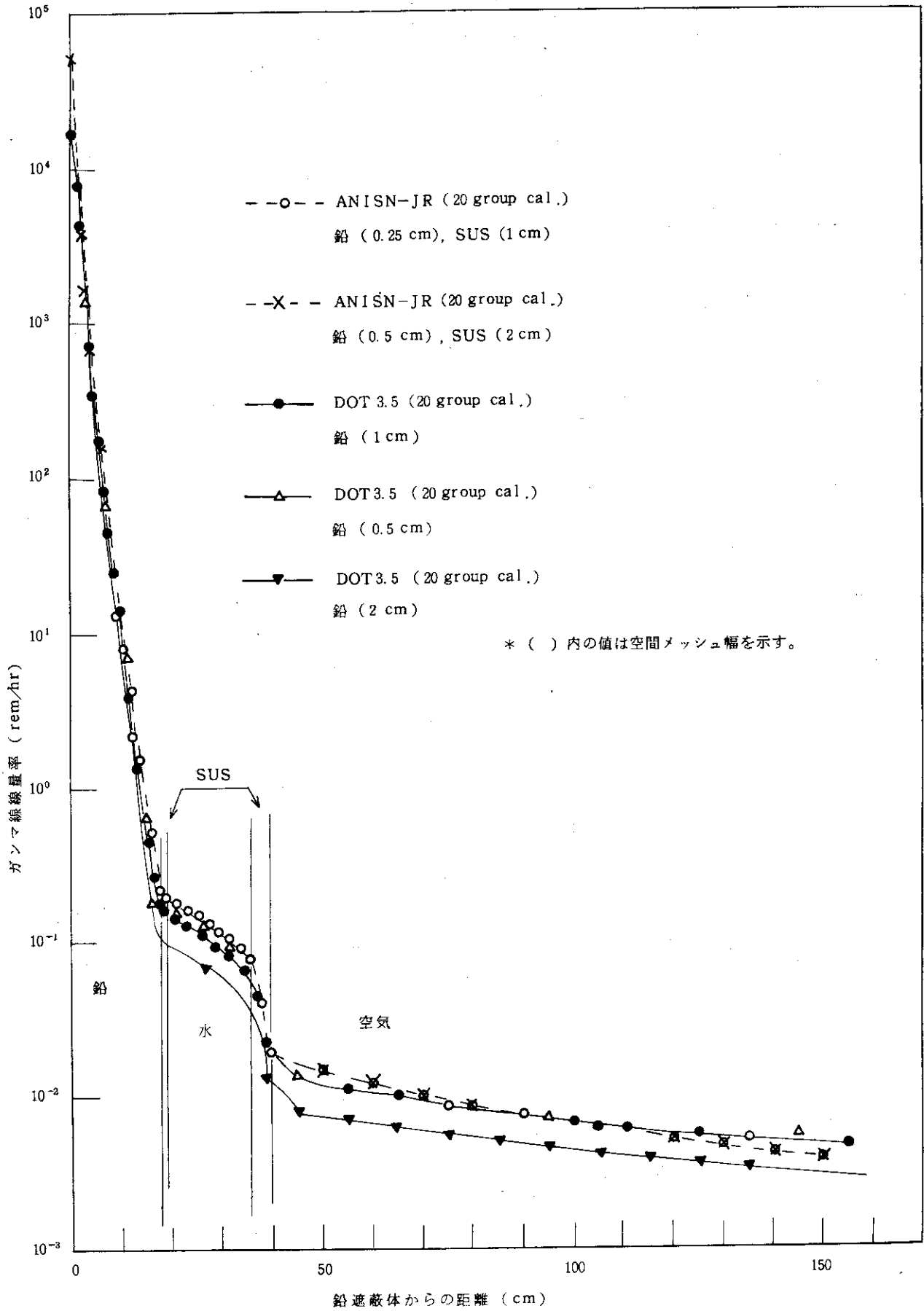


Fig. 5.4.20 ガンマ線線量率に対する鉛領域空間メッシュ幅の影響

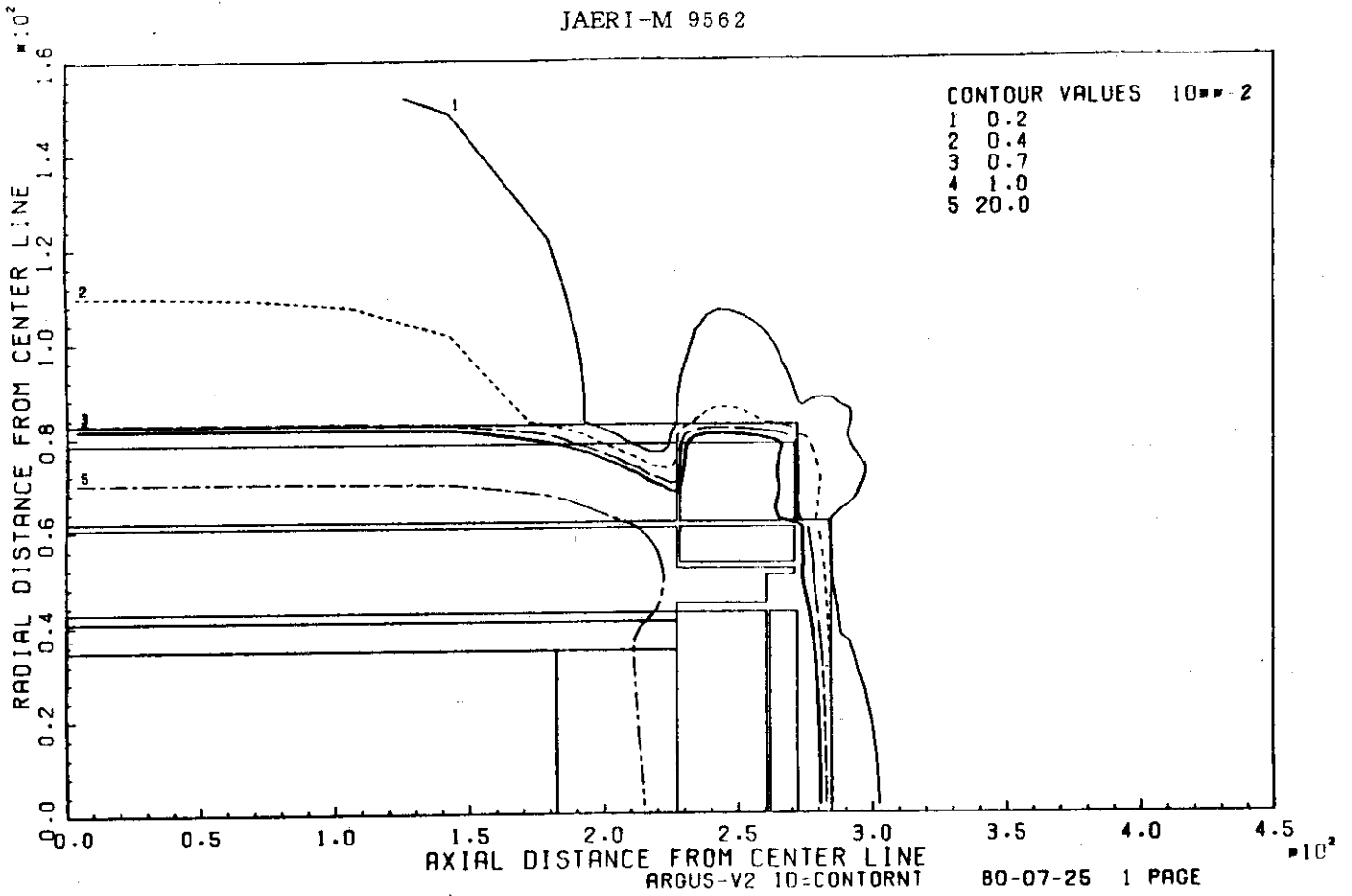


Fig.5.4.21 Distribution of Neutron Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\rho}=3$, $S_N=96$)

線源部メッシュ減(10 × 25)

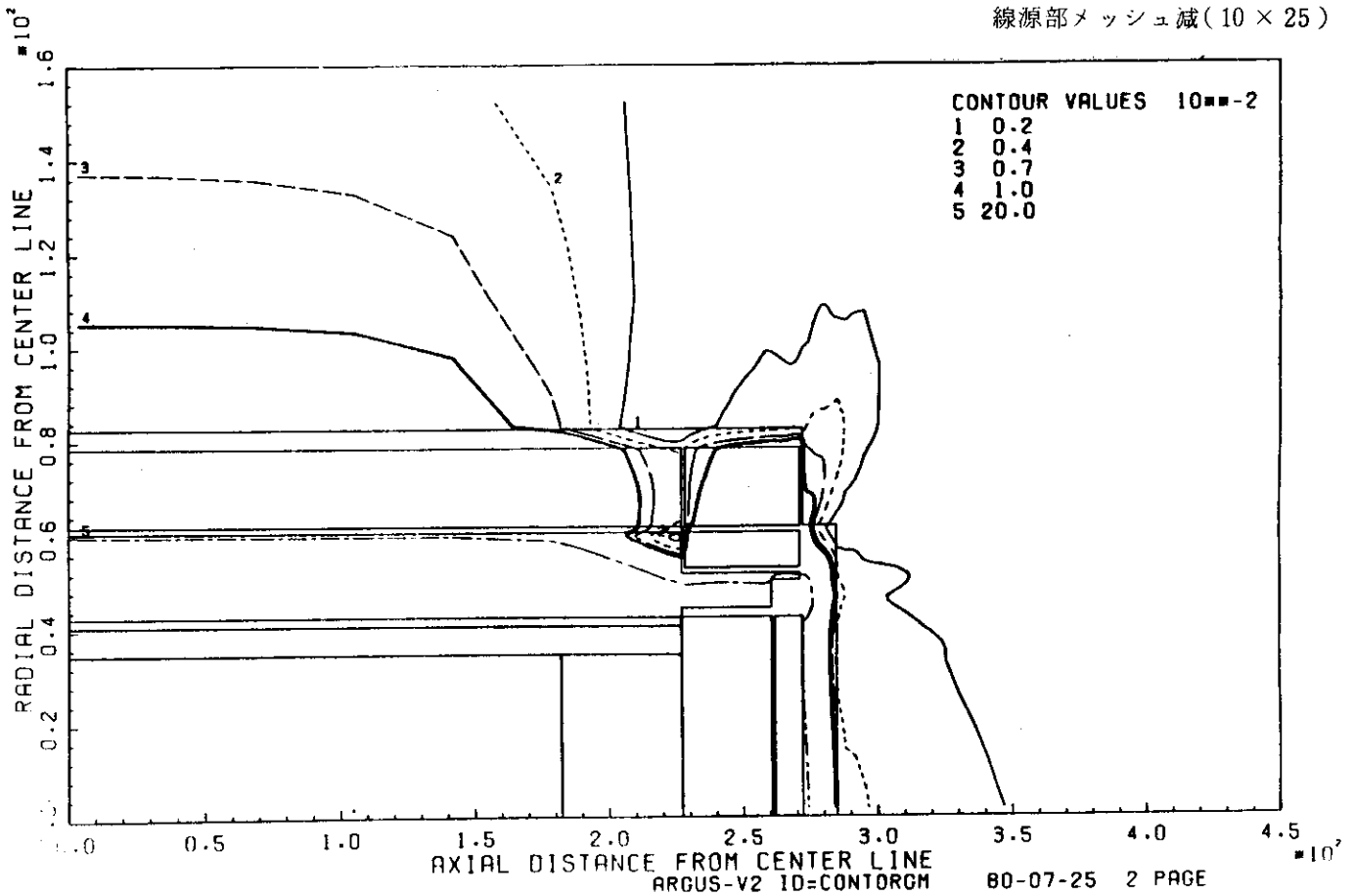


Fig.5.4.22 Distribution of Gamma Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\rho}=3$, $S_N=96$)

線源部メッシュ減(10 × 25)

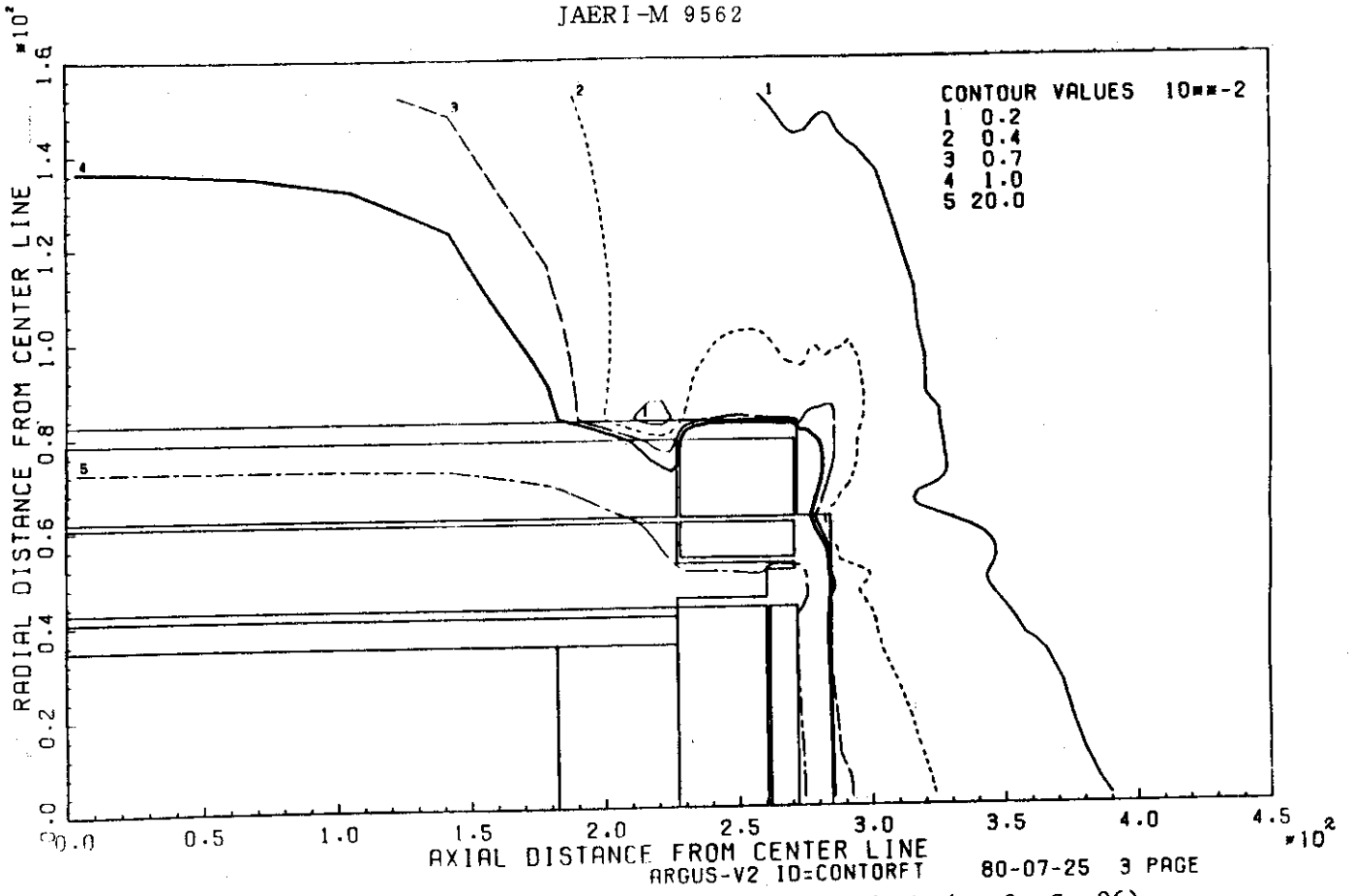


Fig.5.4.23 Distribution of Total Dose Rate (mrem/hr) ($P_{\ell}=3, S_N=96$)

線源部メッシュ減 (10 × 25)

6. 考 察

使用済燃料の輸送容器モデルに対する遮蔽解析を行なったが、前章までの計算結果の検討より問題点及びパラメータの選定について議論する。

容器の側面方向における解析結果より、Legendre 関数の展開次数は最低でも3次まで考慮する必要がある。S_N角度分点数は48分点以上であれば良い。むしろ空間メッシュ幅、縮約エネルギー群構造及び群数に対して注意する必要がある。今回の解析では、エネルギー群数は中性子8群、ガンマ線7群、計15群の二次元S_N計算を行ったため、縮約群構造の問題点は生じなかったが、より少数群で計算する際には、今回のように一次元体系を二次元S_N計算コードによって計算し、縮約による誤差をあらかじめ定量的に評価する必要がある。空間メッシュ幅については、特に鉛部分に注意する事が必要である。ガンマ線については0.5~1 cm程度が適当である事が、今回の解析で示された。しかしながら、この空間メッシュ幅では、中性子群の収束が悪い事が問題となる。これは鉛が中性子減衰に対して、ほとんど寄与しないためである。そのため中性子群とガンマ線群では異なる空間メッシュ幅を採用すべきであろう。但し2次ガンマ線の発生する物質内では、ほぼ同一の空間メッシュ幅を採用すべきである。

また、二次元S_N輸送計算による側面方向の線量率分布を見ると、軸方向に沿って線量率はほぼ一定となっている。このため、今回の計算モデルにおいてZ=100 cmの位置において反射境界条件が成立すると考えられるため、Z軸に関して縮小したモデルとする事により、空間メッシュ数の節約が可能と考えられる。

容器の蓋部分ではストリーミング現象が中性子、ガンマ線両者において顕著となっている。Ray-Effectはガンマ線線量率分布に生じており、S_N角度分点数を増加させると消滅する事より理解出来る。このような放射線の非等方的な流れが存在する場の解析では、Legendre 関数展開の次数を3次以上について考慮する必要がある。S_N角度分点数も96分点以上必要となっている。Ray-Effectによる線量率分布の振動を消滅させるためには、S160程度のS_N角度分点数が必要であるが、キャスク表面よりの線量率分布を詳しく解析する必要がなければ、実用上、S96程度で問題はないものと考えられる。Ray-Effectの消去には、むしろ非対称S_N角度分点の採用によって計算を行う事が望ましいと考えられる。

今回の解析における問題点は、計算の収束性が悪い事であり、inner iteration数を増加させても、振動が生じている。容器内上部の空気層においてSUS 304と接している領域の収束が特に悪く、空間メッシュ幅を変化させて、収束性を検討してみる必要があると考えられる。

今回の解析においては、線量率分布への寄与の大部分がガンマ線によるものであるため、ガンマ線の精度向上を考えて空間メッシュ幅を決定したため、中性子群の収束が悪化している。しかし収束の悪いエネルギー群は熱群であるため、線量率分布に与える寄与は少ない。その他の中性子群では $\epsilon = 0.1 \sim 10^{-3}$ の収束となっており、ガンマ線群ではすべて 10^{-3} 以下の収束性を示した。

7. 結 言

使用済燃料の輸送容器モデルの遮蔽解析をRADHEAT-V3コードシステムを用いて行なった。解析した対象はPWR模擬容器の上部分及び側面部分である。本解析より、RADHEAT-V3コードシステムは使用済燃料輸送キャスクの遮蔽解析に十分適用可能である事が示された。

また、計算の際に重要となる種々のパラメータ(エネルギー群構造, 空間メッシュ幅, Legendre 函数展開次数, S_N 角度分点数)に対して、有効な指針が得られた。

線源評価に対しても、燃焼度と冷却期間をパラメータとした線源強度の変化を検討した。二次ガンマ線による周辺環境に対するガンマ線線量率への寄与は、今回のモデルにおいて約30%となっており、無視出来ない事が示された。今後の課題としては、二次元 S_N 計算における収束性の問題がある。これは、ガンマ線に対する遮蔽性能と中性子に対する性能が大きく異なる鉛部分での空間メッシュ幅の最適値が与えにくく、中性子あるいはガンマ線のいずれかの収束性を犠牲にせざるを得ない。この問題に対しては、中性子群、ガンマ線群での空間メッシュ幅を互いに独立に指定する新たな計算コードの開発が必要となろう。

遮蔽解析では、計算に用いる群定数は、その遮蔽体系に大きく依存するため、縮約群定数をすべてのキャスク解析に統一して使用出来ない。そのため、解析方法が複雑になり易いが、RADHEAT-V3コードシステムを用いる事により、容易にデータの処理が行えるため、比較的容易に遮蔽解析が行なえる事が解った。

謝 辞

本解析を行うに当り、エネルギー群構造の決定など、議論していただいた(財)核物質管理センター宮坂駿一氏に感謝します。

7. 結 言

使用済燃料の輸送容器モデルの遮蔽解析をRADHEAT-V3コードシステムを用いて行なった。解析した対象はPWR模擬容器の上部分及び側面部分である。本解析より、RADHEAT-V3コードシステムは使用済燃料輸送キャスクの遮蔽解析に十分適用可能である事が示された。

また、計算の際に重要となる種々のパラメータ(エネルギー群構造、空間メッシュ幅、Legendre函数展開次数、 S_N 角度分点数)に対して、有効な指針が得られた。

線源評価に対しても、燃焼度と冷却期間をパラメータとした線源強度の変化を検討した。二次ガンマ線による周辺環境に対するガンマ線線量率への寄与は、今回のモデルにおいて約30%となっており、無視出来ない事が示された。今後の課題としては、二次元 S_N 計算における収束性の問題がある。これは、ガンマ線に対する遮蔽性能と中性子に対する性能が大きく異なる鉛部分での空間メッシュ幅の最適値が与えにくく、中性子あるいはガンマ線のいずれかの収束性を犠牲にせざるを得ない。この問題に対しては、中性子群、ガンマ線群での空間メッシュ幅を互いに独立に指定する新たな計算コードの開発が必要となろう。

遮蔽解析では、計算に用いる群定数は、その遮蔽体系に大きく依存するため、縮約群定数をすべてのキャスク解析に統一して使用出来ない。そのため、解析方法が複雑になり易いが、RADHEAT-V3コードシステムを用いる事により、容易にデータの処理が行えるため、比較的容易に遮蔽解析が行なえる事が解った。

謝 辞

本解析を行うに当り、エネルギー群構造の決定など、議論していただいた(財)核物質管理センター宮坂駿一氏に感謝します。

参 考 文 献

1. Garber, D., Dunford, C. and Pearlstein, S. : " ENDF102 Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF", BNL - NCS - 50496 (1975).
2. Ford III, W. E. : " The POPOP4 Library of Neutron - Induced Secondary Gamma-Ray Yield and Cross Section Data ", CTC-42 (1970).
3. 宮坂駿一 : " 遮蔽における二次ガンマ線データ ", 1980年核データ研究会報告集, JAERI-M 8163 (1979).
4. Marrison, G.W., et al. : " CASK 40 Group Coupled Neutron and Gamma-Ray Cross-Section Data, DLC-23 ", (1972).
5. Engle, W. W. Jr. : " A User Manual for ANISN : A One - Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering ", K-1963 (1976).
6. Rhoades, W. A., et al. : " DOT3.5 Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code ", CCC-276 (1977).
7. Straker, E. A., et al. : " The MORSE - Code with Combinatorial Geometry ", DNA - 2860 T (1972).
8. 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).
9. Koyama, K., Yamano, N., et al. : " ORIGEN-JR : A Computer Code for Calculating Radiation Sources and Analyzing Nuclide Transmutations", JAERI-M 8229 (1979).
10. Koyama, K., et al. : " ANISN-JR, A One - Dimensional Discrete Ordinates Code for Neutron and Gamma-Ray Transport Calculations", JAERI-M 6954 (1977).
11. Bell, M. J. : " ORIGEN, The ORNL Isotope Generation and Depletion Code", ORNL - 4628 (1973).
12. 小山他 : " 遮蔽材料の群定数 ", JAERI-M 6928 (1977).
13. Taji, Y., et al. : " SUPERTOG-JR, A Code Generating Transport Group Constants, Energy Deposition Coefficients and Atomic Displacement Constants with ENDF/B ", JAERI-M 6935 (1977).

附録A 線源評価における燃焼度及び 冷却期間の影響

ここでは、PWR 15×15 燃料について、その取出燃焼度及び冷却期間をパラメータとした計算をORIGEN-JRで行い、線源強度の変化について議論する。

ORIGEN-JRに入力したデータは、Table A.1 に示すように、ORNL-4628 に収録されているORIGENのサンプルインプットを用いた。

燃焼度は13800, 37000 MWD/ton Uの二種類を選び、冷却期間を30~1192日まで変化させている。その結果を、Table A.2, A.3及びFig. A.1, A.2に示す。

中性子線源強度については、冷却期間の差異による変化は少なく、取出燃焼度に大きく依存する。これは、主としてアクチニド核種の半減期が長く、かつその生成量は燃焼度に強く依存するためである。

ガンマ線源強度は、冷却期間と燃焼度との間に相関関係があり、冷却期間が短い時には、燃焼度による変化はほとんど無い。しかし、冷却期間が長くなるに従い、燃焼度による差異が増大する事が示された。

Table A.1 ORIGEN 計算に用いた入力データ

```

.....:
: INPUT DATA LIST :
:.....:

.....+.....1.....+.....2.....+.....3.....+.....4.....+.....5.....+.....6.....+.....7.....+.....8
1  NUCLEAR DATA LIBRARY FOR REFERENCE PWR                                     2
2  0.632  0.333  1.000  1.0E-25 32073 0 0 0
3  10  10  0  0  0  0  1  0  0  0
4  REFERENCE PWR EQUILIBRIUM FUEL CYCLE - 3.3 0/0 ENRICHED U
5  30.0  30.0  30.0  30.0  30.0  30.0  30.0  30.0  30.0  30.0
6  110.  220.  330.  440.  550.  660.  770.  880.  990.  1100.
7  MT OF HEAVY METAL CHARGED TO REACTOR  86400. D
8  1.0E-3  1.0E-3  1.0E-3  1.0E-3  1.0E-3  1.0E6  1.0E4
9  60120 1.5  130270 4.0  140280 .607  140290 .034  220460 .304  1
10 220470 .277  220480 2.771  220490 .204  220500 .200  240500 5.040  1
11 240520 57.423  240530 6.415  240540 1.574  250550 .327  260540 4.037  1
12 260560 61.018  260570 1.439  260580 .310  270590 .915  280580 111.862  1
13 280600 41.783  280610 1.869  280620 5.645  280640 1.609  400900 1421.122  1
14 400910 306.725  400920 462.239  400940 460.074  400960 72.50  410930 10.258  1
15 420920 .957  420940 .532  420950 .926  420960 .958  420970 .546  1
16 420980 1.357  421000 .540  501120 .321  501140 .218  501150 .113  1
17 501160 4.681  501170 2.470  501180 7.729  501190 2.739  501200 10.392  1
18 501220 1.467  501240 1.823  1
19 922350 1.404E 2922380 4.062E 3922340 1.13  2
20  ( Blank Card )
21  0  10  0  0  10  6  1  0  0  0
22  REFERENCE PWR EQUILIBRIUM FUEL CYCLE - FUEL DECAY TIMES
23  10.0  30.0  60.0  90.0  120.0  160.0  270.0  365.0  1096.0  3652.5
24  MT OF HEAVY METAL CHARGED TO REACTOR  86400. D
.....+.....1.....+.....2.....+.....3.....+.....4.....+.....5.....+.....6.....+.....7.....+.....8

```

Table A. 2 ガンマ線源強度 (ウラン重量 1 ton あたり)

ケース No.	1				2			
	0	120	1102	0	30	120	450	600
燃 焼 度 (MWd/t)	37000							
冷 却 期 間 (日)	13800							
軽 元 素	4.57×10^{15}	1.88×10^{15}	4.05×10^{14}	3.25×10^{15}	2.43×10^{15}	1.22×10^{15}	2.31×10^{14}	1.92×10^{14}
F P	4.32×10^{18}	1.09×10^{17}	1.72×10^{16}	4.49×10^{18}	2.10×10^{17}	7.85×10^{16}	1.14×10^{16}	8.12×10^{15}
ア ク チ ニ ド	1.51×10^{18}	1.16×10^{13}	1.74×10^{13}	1.15×10^{18}	9.85×10^{14}	2.40×10^{12}	2.72×10^{12}	2.90×10^{12}
合 計 (n/s)	5.83×10^{18}	1.11×10^{17}	1.76×10^{16}	5.67×10^{18}	2.13×10^{17}	7.97×10^{16}	1.16×10^{16}	8.31×10^{15}

Table A. 3 中性子線源強度 (ウラン重量 1 ton あたり)

ケース No.	1			2		
	0	120	1102	30	120	13800
燃 焼 度 (MWd/t)	37000					
冷 却 期 間 (日)	13800					
中 性 子 出 率 (n/s)	6.62×10^8	4.727×10^8	4.674×10^8	1.037×10^7		
自 発 核 分 率 (α, n) 反 応	4.39×10^7	9.998×10^6	1.034×10^7	2.438×10^6		
合 計	7.06×10^8	4.827×10^8	4.777×10^8	1.281×10^7		

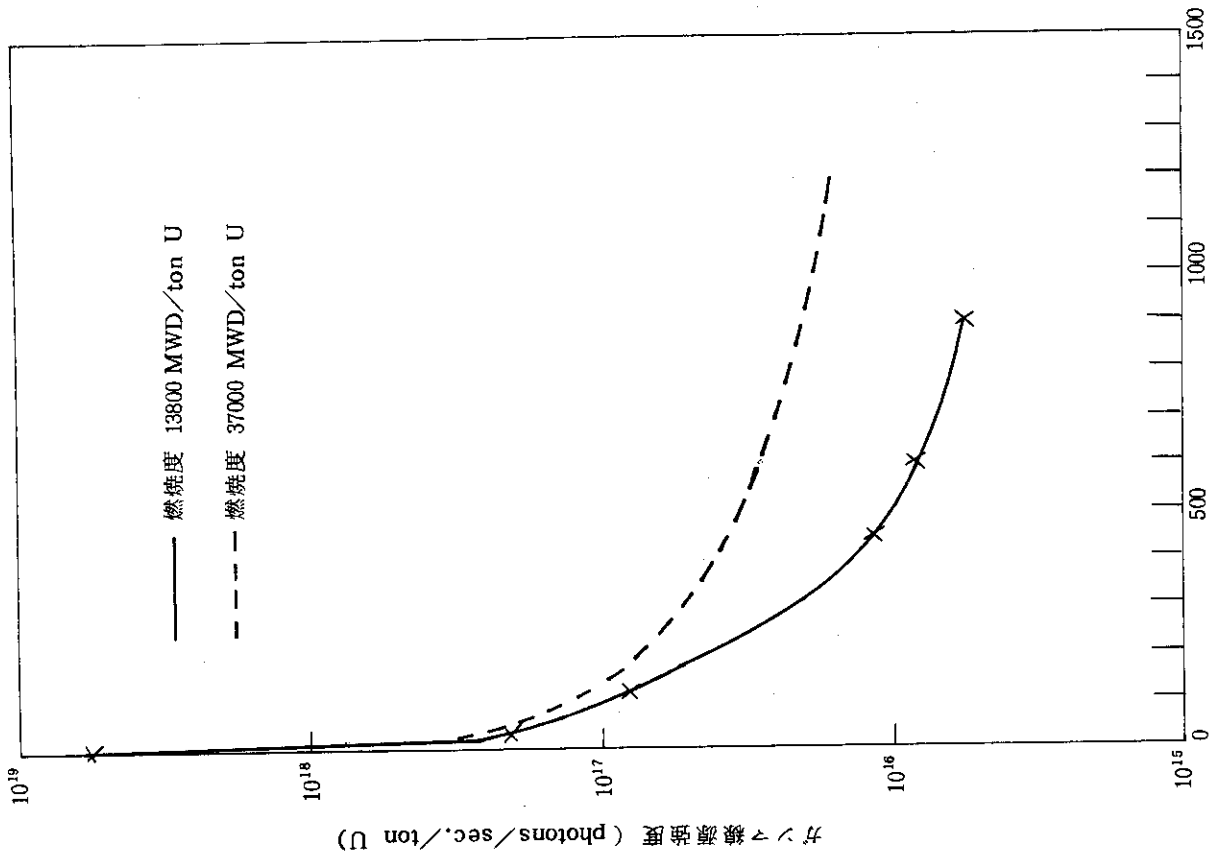


Fig. A.2 冷却期間中のガンマ線源強度

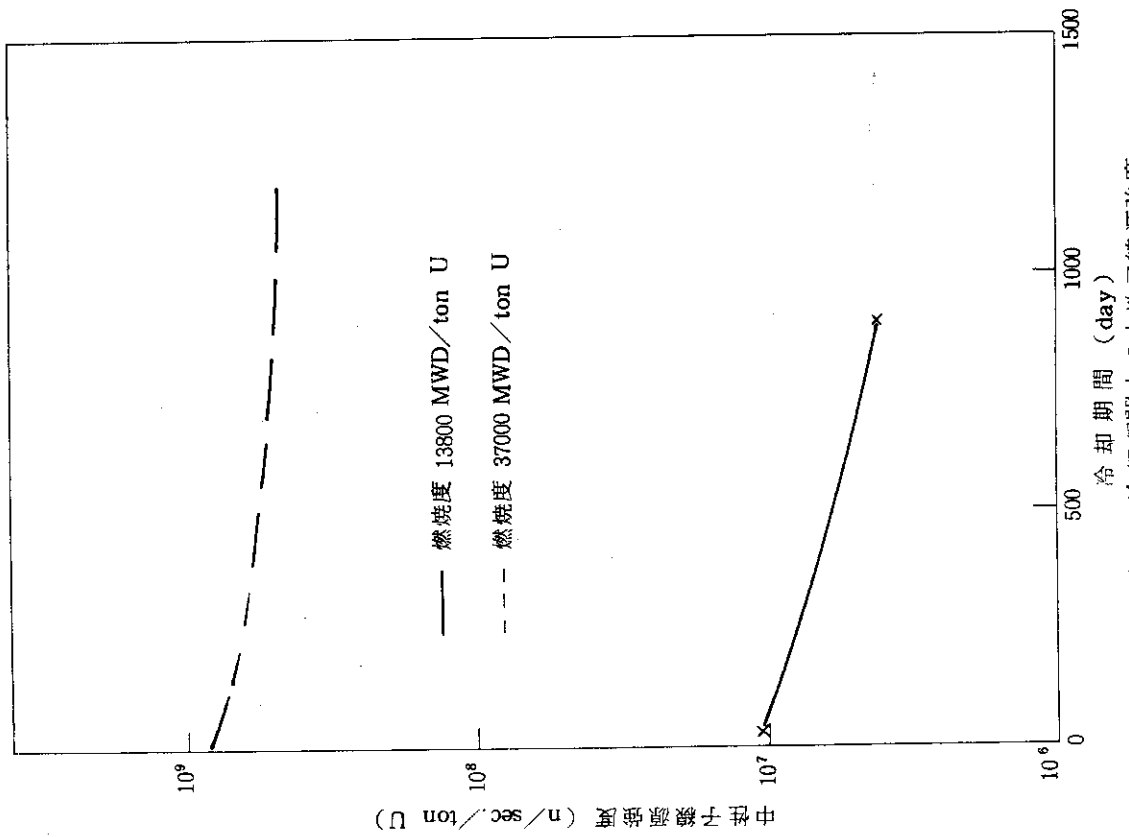


Fig. A.1 冷却期間中の中性子線源強度