

JAERI - M
84-144

FCA XI-1 集合体におけるガンマ線
発熱分布の測定と解析

1984年8月

岡嶋成晃・大杉俊隆・川瀬幸男*

大野秋男・三田敏男**

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。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。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, 1984

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 協高野高速印刷

FCA XI-1 集合体におけるガンマ線発熱分布
の測定と解析

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

岡嶋成晃・大杉俊隆・川瀬幸男^{*}

大野秋男・三田敏男^{**}

(1984年7月19日受理)

5種類のTLDを用いて、FCA XI-1 集合体（大型高速炉のモックアップ炉心）におけるガンマ線発熱分布を測定した。測定精度は、テスト領域で25～40%、ドライバー領域で20%、ブランケット領域で10%であった。発熱分布は、径方向ではドライバー領域の方がテスト領域より高く、ブランケット領域では単調に減少している。軸方向では、炉心からブランケットにかけて単調に減少していることが観測された。

計算は、遮蔽材料の群定数JSD1000を用いた中性子100群・ γ 線20群での1次元S₀P₃輸送計算を行った。計算結果は、発熱分布の傾向を良く捉え、テスト領域では実験値と比較的良好一致を示した。しかし、ドライバー領域では若干過小評価であり、ブランケット領域では逆に過大評価であった。

* 外来研究員：アイエスエル

** 外来研究員：株式会社日立製作所エネルギー研究所

Measurement and Analysis of Gamma-ray Heating in the
FCA Assembly XI-1

Shigeaki OKAJIMA, Toshitaka OSUGI, Yukio KAWASE*
Akio OHNO and Toshio SANDA**

Department of Reactor Engineering
Tokai Research Establishment, JAERI
(Received July 19, 1984)

Spatial distribution of gamma-ray heating has been measured using five different types of TLD's at the FCA assembly XI-1 (mock up core for an large LMFBR). The TLD's are ${}^7\text{LiF}$, Mg_2SiO_4 , $\text{CaSO}_4+{}^7\text{LiF}$, Sr_2SiO_4 and Ba_2SiO_4 . The gamma-ray heating are determined with an accuracy of 20 ~ 40 % in the test and driver regions and 10 % in the blanket. The radial distribution of gamma-ray heating is flat in the test region, increases from the boundary between the test and the driver regions to the middle of the driver region and rapidly decreases from the driver region to the end of blanket. The axial distribution gradually decreases from the core center to the end of blanket.

The multi-group cross section set for shielding materials, JSD 1000, which consists of 100-neutron and 20-photon group cross sections, was used for the calculation. The neutron and gamma-ray fluxes were calculated by the one-dimensional discrete ordinates code ANISN-JR with the S8-P3 approximation. The calculation well predicts the tendency of measured distribution and also agrees fairly well the measured value in the test region. However, it slightly underestimate in the driver region and overestimates in the blanket region.

Keywords: Gamma-ray Heating, TLD, FCA XI-1 Assembly, JSD 1000, Fast Reactor, Measurement, Analysis, Spatial Distribution

* On leave from ISL Co. Ltd.

** On leave from Energy Research Laboratory, Hitachi, Ltd.

目 次

1. 序	1
2. ガンマ線発熱分布の測定	2
2.1 熱蛍光線量計 (TLD)	2
2.2 測定体系とTLDのセット	3
2.3 測定結果	3
3. ガンマ線発熱分布の解析	12
3.1 計算方法	12
3.2 核分裂率分布	13
3.3 ガンマ線発熱分布	14
4. まとめ	27
謝 辞	27
参考文献	28
付録1. Sr_2SiO_4 , Ba_2SiO_4 TLDの基本特性	29
付録2. 中心セル内の吸収線量詳細分布	34

CONTENTS

1. Introduction	1
2. Measurements	2
2.1 Thermoluminescence Dosimetry (TLD)	2
2.2 FCA assembly XI-1 and TLD setting condition	3
2.3 Experimental results	3
3. Analysis	12
3.1 Calculation method	12
3.2 Fission rate distribution	13
3.3 Gamma-ray heating distribution	14
4. Conclusion	27
Acknowledgement	27
References	28
Appendix 1 Fundamental characteristics of Sr_2SiO_4 and Ba_2SiO_4 TLD's ..	29
Appendix 2 Absorbed dose distribution in the core center drawers	34

1. 序

大型高速炉の設計において、ガンマ線と物質との相互作用による発熱を評価することは、冷却材流量の決定や熱応力解析の重大な要素の一つである。とりわけ、非均質大型高速炉炉心の内部ブランケット中及び反射体中でのガンマ線発熱の精度良い評価が必要である。しかし、評価を行うに当って、ガンマ線の核データライブラリーの信頼性は低く、また評価のデータ&メソッドも未だ十分に確立されているとは言い難いのが現状である。従って、実験面からの評価が非常に大きなウェイトを占め、精度良い測定結果が必要となる。また、この測定結果が、計算手法の確立や核データの評価に反映されると考えられる。

このガンマ線発熱の測定には、物質の吸収エネルギーを測定することからカロリメータや熱蛍光線量計（以下TLDと略す）による測定が考えられる。特に小型で高感度であり、測定領域が幅広いことなどから、TLDによる測定が多く行なわれている。本測定では、実効原子番号の異なる数種類のTLDを用いて媒質中の吸収線量を原子番号の関数として求め、測定媒質の原子番号へ吸収線量を内挿あるいは外挿することによって、媒質中での吸収線量を推定する方法を用いた。この方法では、測定媒質中でのガンマ線スペクトルの情報を知る必要がないのが長所である。しかし、TLDの種類（特に実効原子番号の観点から）に限度があり、炉心などの大きな実効原子番号を有する物質に対しては吸収線量が外挿法によって評価されるために、その測定精度は、実効原子番号の小さい物質での吸収線量を評価する内挿法に比べて劣る。従って、実効原子番号の大きな媒質中での吸収線量を精度良く評価するには、できるだけ実効原子番号の大きなTLDの使用が、外挿精度の向上の点から必要不可欠であると考えられる。

本測定では ${}^7\text{LiF}$ （実効原子番号： $Z_{\text{eff}}=8.2$ ）、 Mg_2SiO_4 （ $Z_{\text{eff}}=11.1$ ）、 $\text{CaSO}_4+{}^7\text{LiF}$ （ $Z_{\text{eff}}=12.7$ ）、 Sr_2SiO_4 （ $Z_{\text{eff}}=32.5$ ）、 Ba_2SiO_4 （ $Z_{\text{eff}}=49.9$ ）の5種類のTLDを使用した。ここで前者の3種類のTLDは市販されており、放射線モニタリングや被曝線量測定に広く使用されている。一方、後者の2種類のTLDは本測定のために準備したTLDであり、その特性等は詳しくは調べられていないが、実効原子番号が大きく、炉心及びブランケット領域での吸収線量の評価に際して測定精度向上の点から非常に有望なTLDであると考えられる。

測定対象としたFCA XI-1集合体は、大型高速炉の内側炉心を模擬した体系であり、この炉心でのガンマ線発熱分布を知ること自体非常に興味がある。さらに、このXI-1集合体は、その後引き続き行われる軸方向非均質炉心実験との比較対象を行う基準均質炉心にあたることから、本集合体での測定結果は、今後測定される非均質炉心での結果と比較検討を行うためにも使用できる。

本報告では、第2章で5種類のTLDを用いたガンマ線発熱分布測定について述べた。また、第3章では遮蔽材料の群定数： $\text{JSD}1000$ を用いた1次元解析結果について述べた。付録では、本測定用に準備したTLDである Sr_2SiO_4 、 Ba_2SiO_4 について、その基本特性である1) グロー曲線、2) 線量直線性、3) フェーディング効果について述べた。また、 Mg_2SiO_4 を用いた炉心中心セル内の吸収線量分布についても記した。

2. ガンマ線発熱分布の測定

ガンマ線発熱測定には、数種類の原子番号の異なる熱蛍光線量計（以下TLDと略す）を用いて行い、それぞれの原子番号に対する吸収線量を測定した。

この章では、測定に使用したTLD、測定条件、測定結果について述べる。

2.1 熱蛍光線量計（TLD）

測定に使用したTLDは、 ${}^7\text{LiF}$ （TLD-700, Harshow社製）、 Mg_2SiO_4 （MSO-S, 化成オプトニクスK.K製）、 $\text{CaSO}_4+{}^7\text{LiF}$ （UD-137N, 松下電器K.K製）、 Sr_2SiO_4 （化成オプトニクスK.K製）、 Ba_2SiO_4 （化成オプトニクスK.K製）の5種類であり、これらのTLDの実効原子番号は、 ${}^7\text{LiF}$ の8.2から Ba_2SiO_4 の49.9までである。これらのTLDの実効原子番号、平均発光効率（吸収線量から熱蛍光量への変換係数）をTable 2.1に示す。ここで、前者の3種類は市販のTLDであり、被曝線量測定等に利用され、その特性等はよく知られている。一方、後者の2種類は本実験用に用意したTLDであり、市販のTLDと比べるとその特性等は明らかでない。そこで、本実験での使用に当って、これらTLDに対してその基本的特性である1) グロー曲線、2) 線量直線性、3) フェーディングについては測定を行った。これらの結果については付録に述べる。この5種類のTLDはすべて白色の粉体であり、使用に際しては $2\text{mm}\phi \times 12\text{mm}$ のガラスアンプルに封入することにした。

本測定に使用する前に、ガラスアンプルに封入されたTLDに対して標準照射線量とその発光量の読取値との換算係数を求めるために較正を行った。この較正は、またガラスアンプルに封入する際のTLD物質の量のバラツキなどに帰因する熱蛍光量読取値の平均値に対するバラツキを知り、その結果、平均値から大きくずれたものを除外する選別をも兼ねる。標準照射線量は、 ${}^{60}\text{Co}$ を用いて空気中においてガンマ線1Rとした。

${}^{60}\text{Co}$ ガンマ線源による較正を行う前に、TLDの照射履歴を消滅させる目的で熱処理を行った。この熱処理を十分に行なわないとその感度は見かけ上大きくなり、測定値の再現性は悪くなる。この熱処理の温度と処理時間はTLDの熱蛍光量読取り時のグローピークやTLDの特性に依存するが、本測定では温度 450°C 、処理時間20分間とし、空気中においてアニーリング処理を行った。 ${}^{60}\text{Co}$ による標準照射は、日本原子力研究所標準校正施設棟に於て ${}^{60}\text{Co}$ （約80Ci）ガンマ線線源を用いて、床上1mにTLDを置いて行った。照射後、初期フェーディングによる測定誤差を少なくする目的で熱処理を行う場合もあるが、本測定で用いたTLDの初期フェーディングは室温においても24時間以内に起り、その後の蛍光量のフェーディングは非常に小さい（付録参照）。そこで、照射後の熱処理は行わず、約24時間室温で放置した後に熱蛍光量を読取った。標準線量を照射し、その後熱蛍光量を読取った結果、それぞれのTLDの読取値に対する標本標準偏差は、 ${}^7\text{LiF}$ 8%、 Mg_2SiO_4 7%、 $\text{CaSO}_4+{}^7\text{LiF}$ 7%、 Sr_2SiO_4 9%、 Ba_2SiO_4 15%であった。この結果より、本実験に用意したTLDである Sr_2SiO_4 及び Ba_2SiO_4 は、他の3種類の市販のTLDよりもそのバラツキは幾分大きい。これは、これらのTLDが試作の段階であり、質のそろったTLD物質が多量に確保できなかったことなどに起因すると考えられる。このように、 Sr_2SiO_4 、 Ba_2SiO_4 の測定精度

は他のTLDに比べると幾分劣ると思われるが、実効原子番号が大きいことから、媒質の吸収線量への外挿に際しての誤差は小さくなると期待できる。

2.2 測定体系とTLDのセット

実験は、FCA XI-1⁵⁾集合体において径方向及び軸方向ガンマ線発熱分布を測定した。

XI-1集合体は大型高速炉の内側炉心を模擬した体系であり、その炉心はテスト領域（等価半径29cm、高さ91cm）と体系を臨界に維持するためのドライバー領域（径方向厚さ19cm、高さ91cm）とから成る。炉心上下方向には厚さ20cmのブランケット領域が存在する。このブランケット領域として、テスト領域には大型高速炉の組成を模擬したブランケットが、ドライバー領域には天然ウランブロックが用いられている。さらに、この炉心の外側に厚さ24cmの劣化ウランブランケット領域が存在する。このXI-1集合体の断面図をFig.2.1に、各領域の平均原子数密度及びこれを用いて計算した各領域の実効原子番号をTable 2.2に示す。

TLDのセッティングはFig.2.2に示すように、直径20mm、厚さ6mmのステンレス製カプセル（SUS製カプセル）にガラスサンプルに封入されたTLDを入れ、このカプセルを各領域の組成模擬物質板中にセットした。このSUS製カプセルの使用は、炉心を構成するPu燃料から大量に放出される低エネルギー γ 線の測定値への影響を低減化するためである。測定精度の向上のために、1つのカプセル中に同一種類のTLDを3本（ガラスサンプルで数えて）セットした。SUS製カプセルをセットする模擬物質板は各引出しに於て引出しの中心に近いナトリウム板（Na板；2"×2"×1/4"）とし、ここでの測定値を引出しでの測定点とした。Na板を選んだのは、Na板はステンレスで被覆されており、Na板中でのNaの量が53.7%（重量百分率で32.4%）であるために、引出し中の模擬物質板中では比較的ステンレスカプセルと組成が似ていることによる。ただし、DUB引出しではNa板が存在しないので、DUブロック1パック分をDUO₂板（2"×2"×1/4"）8枚に置き換え、その中で引出し中心に近いDUO₂板中にカプセルをセットした。

測定位置は、径方向に炉心中心（Pos.0）からブランケット端（Pos.13）までの各引出しに於て測定し合計14点、また軸方向には炉心中心引出し中の第1パック（1 pack）からブランケット端（13 pack）まで各パック毎に合計13点である。

照射条件は、原子炉出力2wで30分間とした。照射中における炉出力の変動（雑音等による）や運転における出力上昇時及び下降時の照射毎の相違を測定値から取り除くために、測定した吸収エネルギーを径方向ブランケット中においた²³⁷Np核分裂計数管モニターの計数値で規格化した。また、測定終了後、後日零出力で同一時間TLDを照射し、それをバックグラウンドとして2w×30分間照射した測定値から差し引いた。

2.3 測定結果

各TLDを用いて測定したそれぞれの実効原子番号に対する吸収線量の軸方向分布及び径方向分布をTable 2.3、Table 2.4に示す。各TLDに対する測定誤差は、較正時の標本標準偏差をもとに評価した。また、これらの測定値から媒質の実効原子番号にまで外挿した媒質中での吸収線量すなわちガンマ線発熱量も併せて示した。ここで外挿は、測定点における5種類のTLDの測定値を、測定誤差

を重みとして関数（吸収線量） $\propto \exp(k \cdot Z_{\text{eff}})$ に最小2乗法でフィッティングを行い、測定媒質の原子番号に対応する吸収線量及び誤差を評価した。この外挿の様子を、テスト領域、ドライバー領域、ブランケット領域の代表的な測定点を例に、Fig. 2.3 に示す。外挿の結果、各領域中でのガンマ線発熱の誤差は、テスト領域で25～40%、ドライバー領域で20%、ブランケット領域で10%であった。ここで、軸方向分布測定では全TLDを用いて外挿を行ったが、径方向分布測定においては ^7LiF による吸収線量が他のTLDによる吸収線量よりも20～30%低い値であったために ^7LiF による測定値を外挿の際には含めなかった。しかし、 ^7LiF の測定値を含めて炉心あるいはブランケット領域に吸収線量を外挿した場合、その値と含めない時の値とを比較しても有為な差はなかった。

媒質中でのガンマ線発熱量を後述する計算値と比較するために、径方向ブランケット中に置かれた ^{237}Np 出力モニターの計数値を介して、炉心中心での ^{237}Np 原子1個当りの核分裂率（小型核分裂計数管を用いて炉出力8wで測定）で規格化した。さらに、発熱量単位を $[\text{erg g}^{-1}]$ から $[\text{J cm}^{-3}]$ へ各領域の密度を使って変換した。結果を後述する計算値とともにTable 3.9, 3.10及びFig. 3.6, 3.7に示す。図より、軸方向ではテスト領域からブランケット領域へ発熱分布は単調に減少している。一方、径方向ではテスト領域でのガンマ線発熱分布は平坦であり、ドライバー領域での発熱量はテスト領域でのそれより1.5～3倍近く多い。これは、体系を臨界に維持するためのドライバー領域の方が、テスト領域に較べて単位体積当りの核分裂数が多いことによる。ブランケット領域ではガンマ線源としての核分裂の寄与がほとんどなく炉心からのガンマ線の流入が大部分であるため、発熱分布はほぼ指数関数で減衰していくことがわかる。

Table 2.1 Specification of TLD's used in experiments

TLD material	Atomic No.	Mean Conversion Efficiency ($R^{60}\text{Co}$ equivalence/erg g^{-1})	Maker
^7LiF (TLD-700)	8.2	1.24×10^{-2}	Harshaw
Mg_2SiO_4 (MSO-S)	11.1	1.16×10^{-2}	Kasei optonics
$\text{CaSO}(\text{Tm})^{+7}\text{LiF}$ (UD-137N)	12.7	1.20×10^{-2}	Matsusita
Sr_2SiO_4	32.5	1.23×10^{-2}	Kasei optonics
Ba_2SiO_4	49.9	1.23×10^{-2}	Kasei optonics

effective atomic number in the region where photoelectric absorption is present, and pair creation absent or negligible.

Table 2.2 Homogeneous atomic number densities of drawers in FCA XI Assembly

unit: 10^{22} n/cm^3

	Test Region			Driver Region						Radial Blanket
	Core		Ax. Blanket	Core			Ax. Blanket		DUB [90.11]	
	T1 [76.99]	T2 [73.94]	DUP [76.13]	PD(92) [75.90]	PD(81) [76.00]	PUD [75.90]	EUD [75.42]	NUB [90.11]		
Pu-239	0.05228	0.10455	-	0.2091	0.2080	0.1568	-	-	-	-
Pu-240	0.00461	0.00922	-	0.01843	0.02597	0.01382	-	-	-	-
Pu-241	0.000433	0.000865	-	0.00173	0.00321	0.00130	-	-	-	-
U-235	0.00316	0.00140	0.00316	0.00140	0.00140	0.1144	0.2845	0.0289	0.0084	0.0084
U-238	0.9307	0.6869	0.9307	0.6869	0.6869	0.6954	0.6892	3.9889	4.0174	4.0174
O	1.5400	1.7038	1.7038	1.3762	1.3762	1.3762	1.3623	-	-	-
Na	0.7656	0.7656	0.7656	0.7656	0.7656	0.7656	0.7656	-	-	-
Al	0.1159	0.2319	0.2169	0.0300	0.0307	0.0225	0.9082	-	-	-
Cr	0.3213	0.3347	0.3079	0.3615	0.3624	0.3481	0.3079	0.1846	0.1846	0.1846
Fe	1.1827	1.2351	1.1304	1.3397	1.3431	1.2873	1.1304	0.6722	0.6722	0.6722
Ni	0.1436	0.1530	0.1396	0.1664	0.1666	0.1597	0.1396	0.0804	0.0804	0.0804
Gravity	3.751	3.409	3.622	3.666	3.684	3.666	3.847	10.08	10.07	10.07

The values in square blankets mean the effective atomic number of drawer

Table 2.3 Axial disitribution of absorbed dose in FCA assembly XI-1

unit: 10^{-3} erg g $^{-1}$ /Monitor count

Position	${}^7\text{LiF}$ [8.2]	Mg_2SiO_4 [11.1]	$\text{CaSO}_4+{}^7\text{LiF}$ [12.7]	Sr_2SiO_4 [32.5]	Ba_2SiO_4 [49.9]	Medium
1 pack	4.98 (± 0.14)	4.80 (± 0.20)	4.00 (± 0.51)	5.10 (± 0.47)	4.91 (± 0.37)	5.36 (± 0.99)
2 pack	5.03 (± 0.22)	4.67 (± 0.21)	4.00 (± 0.34)	4.61 (± 0.52)	5.81 (± 0.98)	5.08 (± 0.79)
3 pack	4.60 (± 1.11)	4.46 (± 0.20)	3.96 (± 0.16)	5.35 (± 0.64)	4.62 (± 0.84)	5.90 (± 0.98)
4 pack	4.29 (± 0.40)	4.32 (± 0.18)	3.50 (± 0.17)	4.26 (± 0.67)	3.50 (± 1.18)	3.28 (± 1.18)
5 pack	4.39 (± 0.19)	4.19 (± 0.33)	3.36 (± 0.14)	4.05 (± 0.72)	3.83 (± 1.19)	2.34 (± 1.12)
6 pack	3.78 (± 0.25)	3.59 (± 0.15)	3.16 (± 0.13)	3.01 (± 0.61)	4.08 (± 2.02)	1.97 (± 1.57)
7 pack	3.44 (± 0.27)	3.12 (± 0.13)	2.72 (± 0.16)	2.92 (± 0.58)	3.61 (± 1.25)	2.54 (± 1.30)
8 pack	2.99 (± 0.13)	2.75 (± 0.12)	2.37 (± 0.10)	3.05 (± 1.58)	1.74 (± 0.66)	0.709 (± 1.10 , -0.70)
9 pack	2.31 (± 0.17)	2.18 (± 0.10)	1.78 (± 0.16)	2.43 (± 0.38)	1.25 (± 0.60)	1.89 (± 1.39)
10 pack	1.14 (± 0.10)	1.02 (± 0.11)	0.837 (± 0.077)	0.890 (± 0.071)	0.696 (± 0.072)	0.578 (± 0.223)
11 pack	0.588 (± 0.072)	0.631 (± 0.036)	0.564 (± 0.049)	0.572 (± 0.030)	0.504 (± 0.044)	0.481 (± 0.107)
12 pack	0.465 (± 0.073)	0.443 (± 0.039)	0.357 (± 0.022)	0.399 (± 0.042)	0.309 (± 0.027)	0.277 (± 0.043)
13 pack	0.277 (± 0.013)	0.275 (± 0.011)	0.232 (± 0.014)	0.226 (± 0.022)	0.190 (± 0.016)	0.151 (± 0.013)

The values in square blakets mean the effective atomic number of ILD.

Experimental errors are presented in the parentheses.

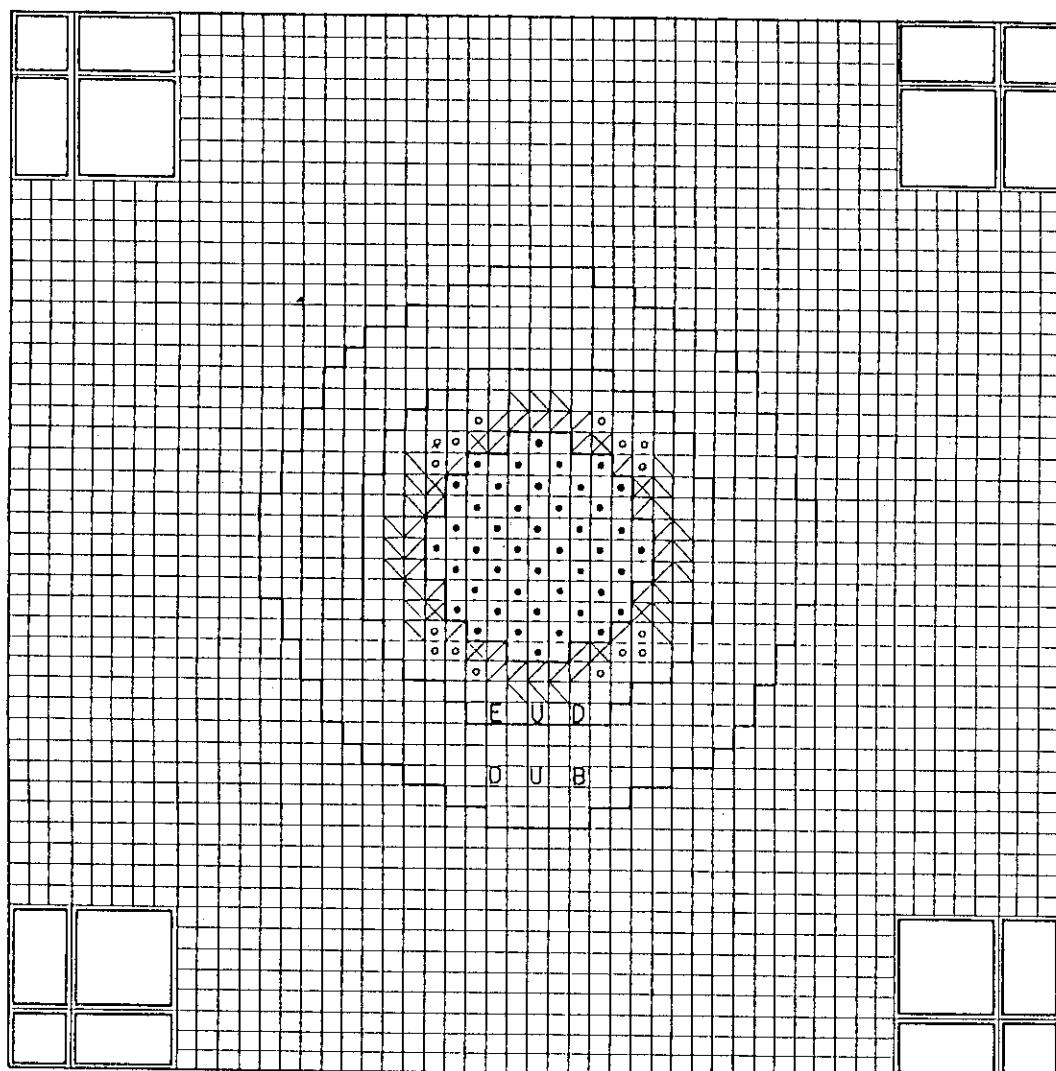
Table 2.4 Radial distribution of absorbed dose in FCA assembly XI-1

unit: 10^{-3} erg g $^{-1}$ /Monitor count

Position	${}^7\text{LiF}$ [8.2]	Mg_2SiO_4 [11.1]	$\text{CaSO}_4+{}^7\text{LiF}$ [12.7]	Sr_2SiO_4 [32.5]	Ba_2SiO_4 [49.9]	Medium
Pos. 0	2.81 (± 0.13)	4.58 (± 0.22)	4.06 (± 0.34)	5.16 (± 1.90)	4.28 (± 1.40)	4.23 (± 1.72)
Pos. 1	2.68 (± 0.12)	4.07 (± 0.49)	3.74 (± 0.21)	4.26 (± 0.34)	4.63 (± 1.03)	5.41 (± 1.02)
Pos. 2	2.93 (± 0.13)	4.49 (± 0.24)	4.12 (± 0.28)	4.26 (± 0.39)	4.32 (± 1.26)	3.93 (± 0.93)
Pos. 3	2.53 (± 0.18)	4.24 (± 0.21)	3.83 (± 0.22)	3.83 (± 0.41)	2.50 (± 0.91)	2.78 (± 1.06)
Pos. 4	2.98 (± 0.24)	4.27 (± 0.28)	4.12 (± 0.54)	4.73 (± 0.76)	3.26 (± 0.54)	3.25 (± 0.89)
Pos. 5	2.72 (± 0.12)	4.26 (± 0.31)	3.89 (± 0.22)	4.24 (± 0.42)	4.24 (± 1.09)	4.55 (± 1.05)
Pos. 6	3.07 (± 0.21)	5.40 (± 0.27)	5.13 (± 0.32)	6.33 (± 0.88)	5.21 (± 1.62)	7.09 (± 1.53)
Pos. 7	3.24 (± 0.09)	5.42 (± 0.26)	4.56 (± 0.32)	5.60 (± 0.50)	3.34 (± 1.38)	5.59 (± 1.12)
Pos. 8	2.73 (± 0.31)	4.45 (± 0.20)	4.22 (± 0.19)	5.04 (± 0.42)	4.05 (± 3.58)	6.62 (± 1.15)
Pos. 9	0.791 (± 0.090)	1.18 (± 0.047)	1.04 (± 0.083)	1.14 (± 0.056)	0.826 (± 0.071)	0.766 (± 0.375)
Pos. 10	0.379 (± 0.027)	0.579 (± 0.026)	0.418 (± 0.015)	0.519 (± 0.028)	0.436 (± 0.039)	0.471 (± 0.101)
Pos. 11	0.180 (± 0.012)	0.301 (± 0.014)	0.330 (± 0.014)	0.280 (± 0.016)	0.256 (± 0.023)	0.205 (± 0.023)
Pos. 12	0.101 (± 0.013)	0.156 (± 0.008)	0.154 (± 0.007)	0.143 (± 0.009)	0.135 (± 0.012)	0.116 (± 0.010)
Pos. 13	0.0486 (± 0.0059)	0.0724 (± 0.0045)	0.0724 (± 0.006)	0.0717 (± 0.0049)	0.0561 (± 0.006)	0.0514 (± 0.0043)

The values in square brackets mean the effective atomic number of TLD.

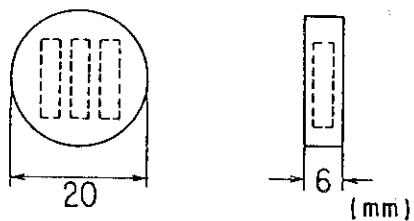
Experimental errors are presented in the parentheses.



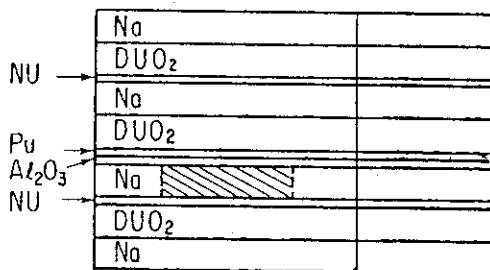
- | | | | | |
|---|---|-----------|---|-------------|
| ◻ | : | T1-Drawer | } | Test Region |
| ◻ | : | T2-Drawer | | |
- | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|-----------|--|---|---|-----------------------|
| ◻ | , | ◻ | , | ◻ | : | Pu-Driver | | ◻ | : | Safety/Control Drawer |
|---|---|---|---|---|---|-----------|--|---|---|-----------------------|
- | | | | | | | |
|-------|---|-------------------------|--|-------|---|----------------|
| E U D | : | Enriched Uranium Driver | | D U B | : | Radial Blanket |
|-------|---|-------------------------|--|-------|---|----------------|

Fig.2.1 Vertical cross section of FCA assembly XI-1

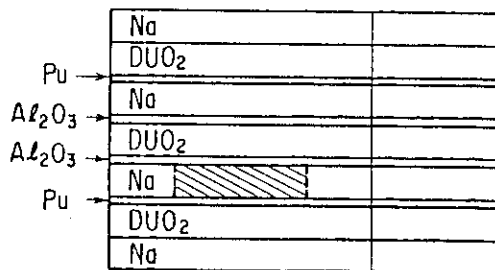
Stainless steel capsule for TLD



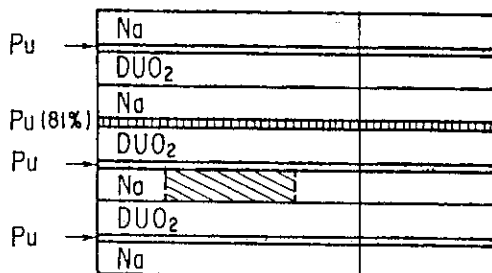
T1 drawer



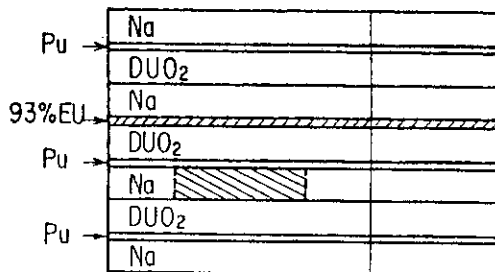
T2 drawer



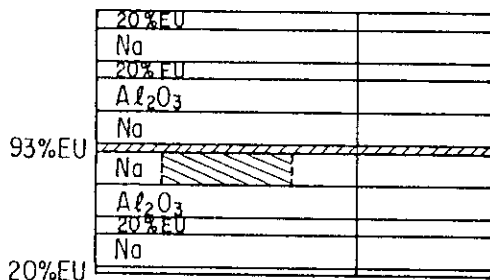
PD(81) drawer



PUD drawer



EUD drawer



DUB drawer

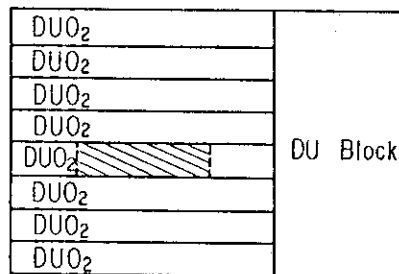


Fig.2.2 TLD setting position in the drawer

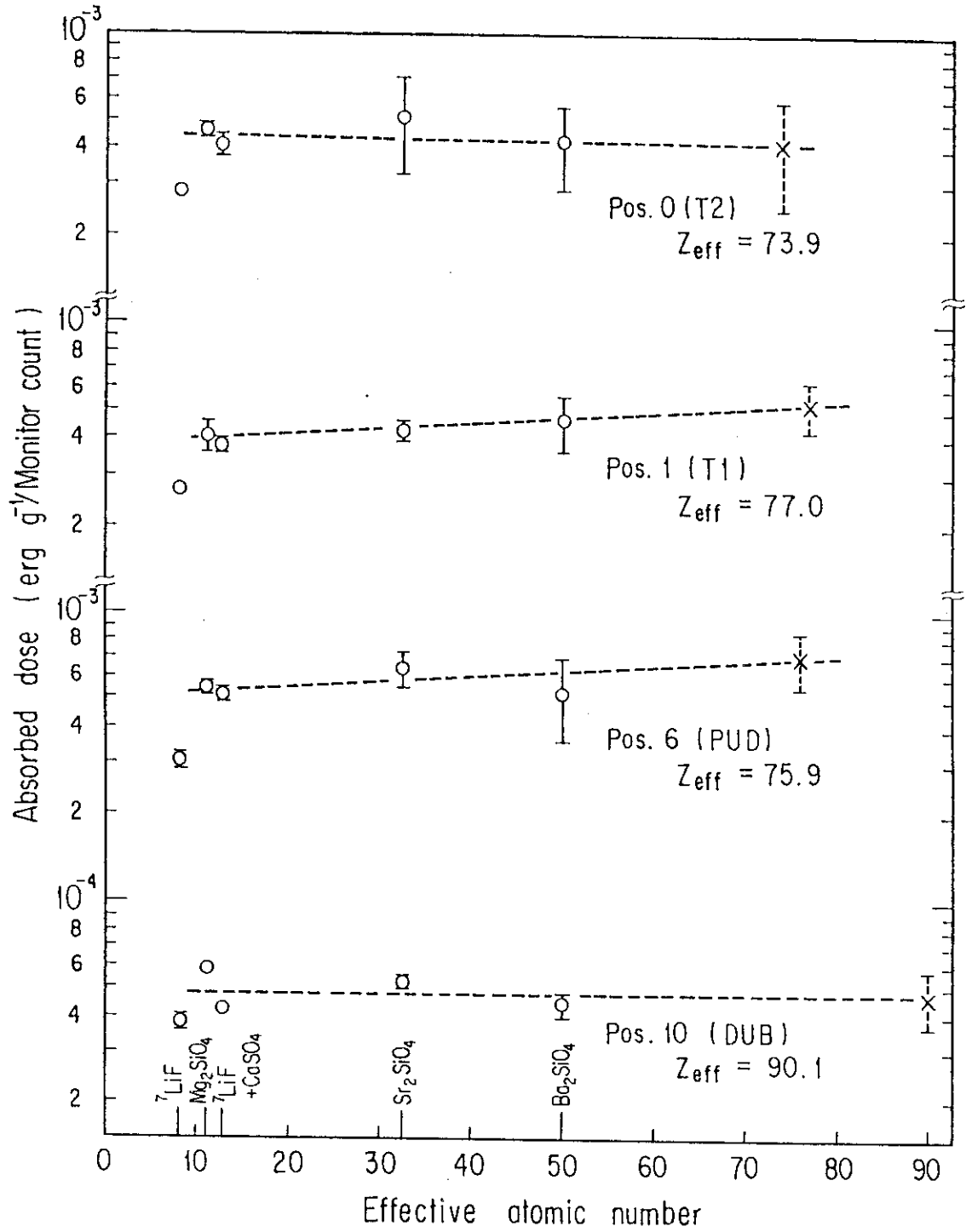


Fig.2.3 Relation between Absorbed dose and Effective atomic number of TLDs for obtaining the Absorbed dose in each position

3. ガンマ線発熱分布の解析

3.1 計算方法

FCA XI-1 集合体のガンマ線発熱分布を多群定数ライブラリー JSD1000⁸⁾ と一次元輸送計算コード ANISN-JR とを用いて計算した。JSD1000 ライブラリーは、代表的な遮蔽材料における超微細群定数（中性子 3824 群）、微細群定数と二次ガンマ線生成断面積（中性子 100 群、 γ 線 20 群）および典型的な遮蔽材の実効巨視的断面積より成り、データを評価済核データファイル ENDF/B-IV から採り作成されている。今回の解析では微細群定数と二次ガンマ線生成断面積を用いて、FCA XI-1 集合体における中性子 100 群、 γ 線 20 群のマクロ断面積を求めた。これらのエネルギー群構造を Table 3.1 および Table 3.2 に示す。

計算モデルとして、軸方向ガンマ線発熱分布の計算には一次元平板モデル (Fig.3.1) を、径方向分布の計算には一次元円柱モデル (Fig.3.2) を用いた。FCA XI-1 集合体のテスト燃料組成が異なる T1(1×Pu 板/バック) および T2(2×Pu 板/バック) の領域には、二種類の燃料引出がほぼ同数だけ交互に配置されている。一次元形状へのモデル化に際しては、一次元平板モデルの場合、集合体の中心引出が T2 引出であることを考慮して、テスト領域を T2 引出にて代表させ、軸方向ブランケットとの二領域モデルとした。一方、一次元円柱モデルでは、テスト領域・ドライバー領域共それぞれの燃料引出毎に一つの領域を定義し、ガンマ線発熱分布の測定点の中心からの距離を保存させた。このため、テスト領域・ドライバー領域共それらの領域の境界は、FCA XI-1 集合体の各領域の等価半径（テスト領域で 29.38 cm、ドライバー領域の外側で 47.94 cm）から若干ずれている。各領域の断面積の計算に際して燃料引出内の物質板の配列による非均質効果は無視した。この効果はガンマ線発熱の計算においては小さいと考えられる。

メッシュ巾は、平板モデルの場合 $\Delta Z = 1.27$ cm、円柱モデルの場合 $\Delta R = 1.38$ cm とした。Sn の次数は 8 次まで (S8)、散乱の異方性は 3 次まで (P3) 考慮した。また、両モデル共、系の実効増倍率が 1.0 になるようにバックリング補正を施した。これは、実効増倍率が 1.0 になるようなバックリング高さ H_B (cm) を求めたとき、次式にて表わされる擬似吸収項 Σ_{pa} を吸収断面積に加え補正することを意味する。

$$\Sigma_{pa} = \frac{\Sigma_{tr}}{3} \left(\frac{\pi}{H_B \cdot \Sigma_{tr} + 1.4209} \right)^2$$

Σ_{tr} : 輸送断面積

バックリング高さ H_B は平板モデル、円柱モデルに対してそれぞれ 138.0 cm、152.0 cm であった。

以下、3.2 節では、一次元モデルでの中性子場の記述の妥当性を検討するために FCA XI-1 集合体で測定された核分裂率分布を解析した結果について述べる。また、3.3 節では、ガンマ線発熱分布の計算値を測定値と比較検討する。

3.2 核分裂率分布

一次元モデルによる中性子場の記述の妥当性を検討するため、中心における核分裂率比について計算値と測定値とを比較してTable 3.3に示す。また、Table 3.3には二次元円柱モデル (Fig.3.3) による輸送計算 (TWOTRAN: S4-P0¹¹⁾ 近似) の結果をも併わせて示した。核分裂率の測定は4種類の小型核分裂計数管 (EU, NU, Np, Pu) を直径20mmφの実験孔に挿入し行なわれたものである⁶⁾。Table 3.3の測定値は、燃料引出内の燃料物質板によるセル内の微細分布を考慮し、セル平均値として求められたものである。一次元円柱モデルによる計算値は²³⁹Puに対する²³⁸Uの核分裂率比が6%程過大に評価している他は、²³⁷Np、²³⁵Uの核分裂率比共測定誤差内で測定値と一致している。また、一次元円柱モデルと二次元円柱モデルとのモデル間の計算値の相違も小さい。他方、一次元平板モデルによる計算値は、²³⁹Puに対する²³⁷Np、²³⁸Uの核分裂率比の測定値に対し、それぞれ20%、30%の過大評価となっており、²³⁵Uの核分裂率比に対しては4%の過小評価となっている。Fig. 3.1に示した一次元平板モデルでは、テスト領域の組成としてプルトニウム量の多いT2燃料引出のみを考慮しているため中性子スペクトルを硬く評価したものと思われる。しかしながら、後に検討するようにこれらの中性子スペクトルの評価の相違がガンマ線発熱の評価におよぼす影響は高々10%程度でありガンマ線発熱の測定誤差を考慮に入れば無視できる大きさである。

次に、²³⁹Puおよび²³⁷Npの核分裂率分布の計算値を測定値と比較してTable 3.4～Table 3.7に示す。それぞれの核分裂率分布は中心で1.0に規格化されている。この際には、比較している対象が相対分布であること、測定点は各燃料引出のほぼ中央に位置していることなどから、測定値に対する燃料引出内の微細分布はこれを無視した。軸方向核分裂率分布について計算値と測定値 (実験値) との比C/E値を (Fig.3.4) をみると、²³⁹Puの場合 (Table 3.4) 炉心部では1.0～0.95であるがブランケット部では0.9～0.7となり、計算値は測定値をかなり過小評価している。しかしながら、一次元モデルと二次元モデルとの計算値間の相違はせいぜいブランケット部で5%程度である。²³⁷Npの場合 (Table 3.5) も²³⁹Puと同様の傾向であるが、計算値と測定値、計算モデルの相違による計算値間の相違は²³⁹Puの場合より小さい。径方向核分裂率分布については、一次元円柱モデルによる計算値と測定値とを比較した。これはFig.3.2とFig.3.3との比較から明らかなように、一次元モデルと二次元モデルとで領域の定義の仕方が異なり、直接の比較が困難なためである。軸方向分布の場合と同様に、計算値と測定値との比C/E値 (Fig.3.5) はドライバー領域を含めて炉心部では1.0に近い値をとるが、径ブランケット部で0.95～0.56 (²³⁹Pu) あるいは0.94～0.70 (²³⁷Np) と小さくなる。²³⁷Npの炉心部でのC/E値の多少の変動 (0.97～1.03) は測定値に対して各燃料引出内の微細分布を考慮しなかったためと思われる。

以上、核分裂率の計算値と測定値との比較あるいは計算モデルの相異による計算値間の比較を通して、一次元モデルによる計算値の妥当性を検討してきた。一般に計算値はブランケット部にて測定値を過小評価しており、断面積の再評価を含めた計算手法の検討が必要である。しかしながら、今回の一次元モデルによる計算値は二次元モデルの計算値と良い一致を示しており、ガンマ線加熱の評価のための中性子場の記述としては充分であるといえる。

3.3 ガンマ線発熱分布

3.2節にて検討した如く一次元平板モデルと一次元円柱モデルとを用いて計算した炉心中心の中性子スペクトルには若干の相違が存在した。これらの相違がガンマ線発熱分布の計算値にどの程度の影響をおよぼすかを検討した。Table 3.8に各計算モデルにより計算された炉心中心でのガンマ線発熱を測定値と共に示す。測定値は、軸方向および径方向分布の測定の際に得られたものを平均したものである。また、ガンマ線発熱は ^{237}Np および ^{239}Pu の炉心中心の核分裂率でそれぞれ規格化し、その両者を示した。 ^{237}Np の核分裂率にて規格化した場合、一次元平板モデルあるいは一次元円柱モデルにて計算された中心のガンマ線発熱の相違は約5%、 ^{239}Pu の核分裂率にて規格化した場合の計算モデルによる中心のガンマ線発熱の相違は約10%である。ガンマ線発熱の測定誤差が中心で18~40%であることを考慮すると、計算モデル間の誤差は小さいと言える。また、規格化に用いる核種を選択に際しては、計算モデル間の差異の小さい ^{237}Np の核分裂反応率を用いることとした。

Table 3.9に軸方向ガンマ線発熱分布の計算値を測定値と共に示し、Fig.3.6に図示した。計算値は炉心中央部で30~40%程測定値を過小評価しているが、軸方向ブランケット内では20~50%程の過大評価となっている。Table 3.10, Fig.3.7に径方向ガンマ線発熱分布を示す。径方向分布の場合は炉心中央部のテスト領域では計算値と測定値は良い一致を示すが、C/E値はドライバー領域で0.6~0.9、径方向ブランケット部で1.20~1.60となる。軸方向・径方向分布共ブランケット内では計算値は測定値を過大評価する傾向にあると言える。

今回のガンマ線発熱の解析は、計算体系を単純化を単純化し一次元モデルにより計算したが、測定値の測定誤差を考慮に入れば十分な精度で計算値が得られた。また、中性子場の記述特に核分裂率分布に関しては、一次元平板モデルと一次元円柱モデルにより二次元モデルなみの精度が得られた。

Table 3.1 Neutron energy group structure

NEUTRON ENERGY GROUP (EV) (1 - 100 GROUPS)					
NO.	LOWER	UPPER	NO.	LOWER	UPPER
1	1.4550E+07	1.6487E+07	51	2.8088E+04	3.1828E+04
2	1.2840E+07	1.4550E+07	52	2.4788E+04	2.8088E+04
3	1.1331E+07	1.2840E+07	53	2.1875E+04	2.4788E+04
4	1.0000E+07	1.1331E+07	54	1.9305E+04	2.1875E+04
5	8.8250E+06	1.0000E+07	55	1.7036E+04	1.9305E+04
6	7.7880E+06	8.8250E+06	56	1.5034E+04	1.7036E+04
7	6.8729E+06	7.7880E+06	57	1.1709E+04	1.5034E+04
8	6.0653E+06	6.8729E+06	58	9.1188E+03	1.1709E+04
9	5.3526E+06	6.0653E+06	59	7.1017E+03	9.1188E+03
10	4.7237E+06	5.3526E+06	60	5.5308E+03	7.1017E+03
11	4.1686E+06	4.7237E+06	61	4.3074E+03	5.5308E+03
12	3.6788E+06	4.1686E+06	62	3.3546E+03	4.3074E+03
13	3.2465E+06	3.6788E+06	63	2.6126E+03	3.3546E+03
14	2.8650E+06	3.2465E+06	64	2.0347E+03	2.6126E+03
15	2.5284E+06	2.8650E+06	65	1.5846E+03	2.0347E+03
16	2.2313E+06	2.5284E+06	66	1.2341E+03	1.5846E+03
17	1.9691E+06	2.2313E+06	67	9.6112E+02	1.2341E+03
18	1.7377E+06	1.9691E+06	68	7.4852E+02	9.6112E+02
19	1.5335E+06	1.7377E+06	69	5.8295E+02	7.4852E+02
20	1.3534E+06	1.5335E+06	70	4.5400E+02	5.8295E+02
21	1.1943E+06	1.3534E+06	71	3.5357E+02	4.5400E+02
22	1.0540E+06	1.1943E+06	72	2.7536E+02	3.5357E+02
23	9.3014E+05	1.0540E+06	73	2.1445E+02	2.7536E+02
24	8.2085E+05	9.3014E+05	74	1.6702E+02	2.1445E+02
25	7.2440E+05	8.2085E+05	75	1.3007E+02	1.6702E+02
26	6.3928E+05	7.2440E+05	76	1.0130E+02	1.3007E+02
27	5.6416E+05	6.3928E+05	77	7.8893E+01	1.0130E+02
28	4.9787E+05	5.6416E+05	78	6.1442E+01	7.8893E+01
29	4.3937E+05	4.9787E+05	79	4.7851E+01	6.1442E+01
30	3.8774E+05	4.3937E+05	80	3.7267E+01	4.7851E+01
31	3.4218E+05	3.8774E+05	81	2.9023E+01	3.7267E+01
32	3.0197E+05	3.4218E+05	82	2.2603E+01	2.9023E+01
33	2.6649E+05	3.0197E+05	83	1.7603E+01	2.2603E+01
34	2.3518E+05	2.6649E+05	84	1.3710E+01	1.7603E+01
35	2.0754E+05	2.3518E+05	85	1.0677E+01	1.3710E+01
36	1.8316E+05	2.0754E+05	86	8.3153E+00	1.0677E+01
37	1.6163E+05	1.8316E+05	87	6.4760E+00	8.3153E+00
38	1.4264E+05	1.6163E+05	88	5.0435E+00	6.4760E+00
39	1.2588E+05	1.4264E+05	89	3.9279E+00	5.0435E+00
40	1.1109E+05	1.2588E+05	90	3.0590E+00	3.9279E+00
41	9.8037E+04	1.1109E+05	91	2.3824E+00	3.0590E+00
42	8.6517E+04	9.8037E+04	92	1.8554E+00	2.3824E+00
43	7.6351E+04	8.6517E+04	93	1.4450E+00	1.8554E+00
44	6.7379E+04	7.6351E+04	94	1.1254E+00	1.4450E+00
45	5.9462E+04	6.7379E+04	95	8.7642E-01	1.1254E+00
46	5.2475E+04	5.9462E+04	96	6.8256E-01	8.7642E-01
47	4.6309E+04	5.2475E+04	97	5.3158E-01	6.8256E-01
48	4.0868E+04	4.6309E+04	98	4.1399E-01	5.3158E-01
49	3.6066E+04	4.0868E+04	99	1.5183E-01	4.1399E-01
50	3.1828E+04	3.6066E+04	100	3.5238E-04	1.5183E-01

Table 3.2 Gamma-ray energy group structure

PHOTON ENERGY GROUP (EV)		
NO.	LOWER	UPPER
1	1.2000E+07	1.4000E+07
2	1.0000E+07	1.2000E+07
3	8.0000E+06	1.0000E+07
4	6.5000E+06	8.0000E+06
5	5.0000E+06	6.5000E+06
6	4.0000E+06	5.0000E+06
7	3.0000E+06	4.0000E+06
8	2.5000E+06	3.0000E+06
9	2.0000E+06	2.5000E+06
10	1.6600E+06	2.0000E+06
11	1.3300E+06	1.6600E+06
12	1.0000E+06	1.3300E+06
13	8.0000E+05	1.0000E+06
14	6.0000E+05	8.0000E+05
15	4.0000E+05	6.0000E+05
16	3.0000E+05	4.0000E+05
17	2.0000E+05	3.0000E+05
18	1.0000E+05	2.0000E+05
19	5.0000E+04	1.0000E+05
20	2.0000E+04	5.0000E+04

Table 3.3 Central fission rate ratios at FCA
Assembly X1-1

	Measurement	Calculation		
		One Dim Plate ANISN-JR S8-P3	One Dim Cylinder ANISN-JR S8-P3	Two Dim Cylinder TWOTRAN S4-P0
$^{237}\text{Np}/^{239}\text{Pu}$	0.1547 ±4.7%	0.1862	0.1594	0.1542
$^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$	0.01894±3.2%	0.02455	0.02010	0.02099
$^{235}\text{U}/^{239}\text{Pu}$	1.125 ±2.8%	1.086	1.111	1.132

Table 3.4 Calculated axial fission rate distributions*
for ^{239}Pu and C/E values

Region	Position** (cm)	One Dimensional Cal.*** by ANISN-JR		Two Dimensional Cal.**** by TOWTRAN	
			C/E		C/E
Core (Test Region)	2.54	1.0000	1.000	1.0000	1.000
	5.08	0.9936	1.000	0.9935	0.999
	7.62	0.9831	1.004	0.9828	1.004
	10.16	0.9683	1.001	0.9679	1.001
	12.70	0.9496	1.000	0.9488	0.999
	15.24	0.9268	1.002	0.9257	1.001
	17.78	0.9003	—	0.8987	—
	20.32	0.8700	0.999	0.8681	0.997
	22.86	0.8364	—	0.8339	—
	25.40	0.7993	0.998	0.7965	0.994
	27.94	0.7593	—	0.7561	—
	30.48	0.7166	0.993	0.7130	0.998
	33.02	0.6715	—	0.6675	—
	35.56	0.6245	0.980	0.6200	0.973
	38.10	0.5762	—	0.5712	—
Axial Blanket	40.64	0.5272	0.964	0.5216	0.954
	43.18	0.4784	0.959	0.4717	0.945
	45.72	0.4365	0.941	0.4224	0.910
	48.26	0.3955	0.935	0.3737	0.883
	50.80	0.3478	0.908	0.3254	0.850
	53.34	0.2991	0.885	0.2782	0.823
	55.88	0.2496	0.855	0.2322	0.795
	58.42	0.1993	—	0.1872	—
	60.96	0.1486	0.728	0.1429	0.700
	63.50	0.0970	—	0.0983	—

* Normalized at axial position of 2.54cm from core center

** Distance from core center

*** Plane model ; (S8-P3) approximation

**** Cylinder model ; (S4-P0) approximation

Table 3.5 Calculated axial fission rate distributions*
for ^{237}Np and C/E values

Region	Position**	One Dimensional Cal.***		Two Dimensional Cal.****	
	(cm)	by ANISN-JR		by TWOTRAN	
			C/E		C/E
Core (Test Region)	2.54	1.0000	1.000	1.0000	1.000
	5.08	0.9936	1.009	0.9934	1.009
	7.62	0.9829	1.003	0.9825	1.003
	10.16	0.9679	1.009	0.9673	1.009
	12.70	0.9489	1.000	0.9478	0.999
	15.24	0.9256	1.003	0.9242	1.001
	17.78	0.8985	—	0.8966	—
	20.32	0.8673	1.000	0.8649	0.998
	22.86	0.8322	—	0.8293	—
	25.40	0.7934	0.999	0.7901	0.995
	27.94	0.7508	—	0.7473	—
	30.48	0.7045	1.001	0.7004	0.995
	33.02	0.6546	—	0.6496	—
	35.56	0.6007	0.996	0.5953	0.987
	38.10	0.5427	—	0.5371	—
	(Axial Blanket)	40.64	0.4800	0.988	0.4740
43.18		0.4101	0.974	0.4032	0.958
45.72		0.3270	0.970	0.3258	0.967
48.26		0.2487	0.971	0.2531	0.989
50.80		0.1928	0.950	0.1959	0.965
53.34		0.1501	0.921	0.1527	0.937
55.88		0.1161	0.914	0.1187	0.935
58.42		0.0885	—	0.0908	—
60.96		0.0653	0.859	0.0673	0.886
63.50		0.0400	—	0.0472	—

* Normalized at axial position of 2.54cm from core center

** Distance from core center

*** Plane model ; (S8-P3) approximation

**** Cylinder model ; (S4-P0) approximation

Table 3.6 Calculated radial fission rate distributions*
for ^{239}Pu and C/E value

Region	Position**	One Dimensional Cal.***	
	(cm)	by ANISN-JR C/E	
Core (Test Region)	0.00	1.0000	1.000
	5.52	1.0002	0.996
	11.04	0.9947	1.006
	16.56	0.9808	1.001
	22.08	0.9588	1.002
	27.60	0.9185	0.999
Core (Drier Region)	33.12	0.8658	1.020
	38.64	0.7674	1.014
	44.16	0.6156	0.994
Radial Blanket	49.68	0.4019	0.954
	55.20	0.2339	0.911
	60.72	0.1303	0.875
	66.24	0.0668	0.798
	71.76	0.0256	0.563

* Normalized at center of the core

** Distance from core center

*** Cylinder model ; (S8-P3) approximation

Table 3.7 Calculated radial fission rate distributions*
for ^{237}Np and C/E value

Region	Position**	One Dimensional Cal.***	
	(cm)	by ANISN-JR	
			C/E
Core (Test Region)	0.00	1.0000	1.000
	5.52	0.9778	0.984
	11.04	1.0384	1.032
	16.56	1.0191	0.976
	22.08	1.1025	0.989
Core (Driver Region)	27.60	1.1443	0.968
	33.12	1.3435	1.018
	38.64	1.2896	1.021
Radial Blanket	44.16	0.9742	1.010
	49.68	0.4763	0.935
	55.20	0.2105	0.897
	60.72	0.0939	0.855
	66.24	0.0408	0.811
	71.76	0.0152	0.694

* Normalized at center of the core

** Distance from core center

*** Cylinder model ; (S8-P3) approximation

Table 3.8 Central gamma-ray heating at FCA Assembly
XI-1 (10^{10} Joule cm^{-3} /Monitor count)

Monitor	Measuremet	One Dim. Plate	One Dim. Cylinder	Plate/ Cylinder
^{227}Np fission	2.19 ± 0.45	1.69	1.79	0.94
^{239}Pu fission	3.39 ± 0.69	3.16	2.86	1.10

Table 3.9 Calculated and measured axial gamma absorbed dose distributions at FCA Assembly XI-1

Region	Position (cm)	Absorbed Dose (10^{10} Joule \cdot cm $^{-3}$ / Np fission)			Cal. / Mea.
		Measured	Calculated	Cal. - Mea.	
Core (Test Region)	2.54	2.45 \pm 0.45	1.69	-0.76 \pm 0.45	0.69
	7.62	2.32 \pm 0.36	1.66	-0.66 \pm 0.36	0.72
	12.70	2.69 \pm 0.45	1.61	-1.08 \pm 0.45	0.60
	17.78	1.50 \pm 0.55	1.52	0.02 \pm 0.55	1.01
	22.86	1.07 \pm 0.51	1.42	0.35 \pm 0.51	1.33
	27.94	0.900 \pm 0.716	1.29	0.390 \pm 0.716	1.43
	33.02	1.16 \pm 0.59	1.14	-0.02 \pm 0.59	0.98
	38.10	0.324 \pm 0.501	0.968	0.64 \pm 0.501	2.99
	43.18	0.862 \pm 0.634	0.765	-0.097 \pm 0.634	0.89
	48.26	0.280 \pm 0.108	0.424	0.144 \pm 0.108	1.51
Axial Blanket	53.34	0.233 \pm 0.052	0.275	0.042 \pm 0.052	1.18
	58.42	0.134 \pm 0.021	0.174	0.04 \pm 0.021	1.30
	63.50	0.0732 \pm 0.0062	0.0853	0.0121 \pm 0.0062	1.17

Table 3.10 Calculated and measured radial gamma absorbed dose distributions at FCA Assembly XI-1

Region	Drawer Type	Position (cm)	Absorbed Dose (10^{10} Joule \cdot cm $^{-3}$ / Np fission)			Cal. / Mea.
			Measured	Calculated	Cal. - Mea.	
Core (Test Region)	T 2	0.00	1.93 \pm 0.78	1.79	-0.14 \pm 0.78	0.93
	T 1	5.52	2.47 \pm 0.47	1.78	-0.69 \pm 0.47	0.72
	T 2	11.04	1.79 \pm 0.42	1.84	0.05 \pm 0.42	1.03
	T 1	16.56	1.40 \pm 0.53	1.76	0.36 \pm 0.53	1.26
	T 2	22.08	1.48 \pm 0.41	1.79	0.31 \pm 0.41	1.21
	T 1	27.60	2.28 \pm 0.53	1.77	-0.51 \pm 0.53	0.78
Core (Driver Region)	PD (81)	33.12	3.48 \pm 0.75	2.45	-1.03 \pm 0.75	0.70
	PUD	38.64	2.74 \pm 0.55	2.51	-0.23 \pm 0.55	0.92
	EUD	44.16	3.41 \pm 0.59	1.95	-1.46 \pm 0.59	0.57
Radial Blanket	DUB	49.68	1.04 \pm 0.51	1.65	0.61 \pm 0.51	1.59
	DUB	55.20	0.635 \pm 0.136	0.814	0.179 \pm 0.136	1.28
	DUB	60.72	0.276 \pm 0.031	0.429	0.153 \pm 0.031	1.55
	DUB	66.24	0.156 \pm 0.013	0.214	0.058 \pm 0.013	1.37
	DUB	71.76	0.0693 \pm 0.0058	0.0810	0.0117 \pm 0.0058	1.17

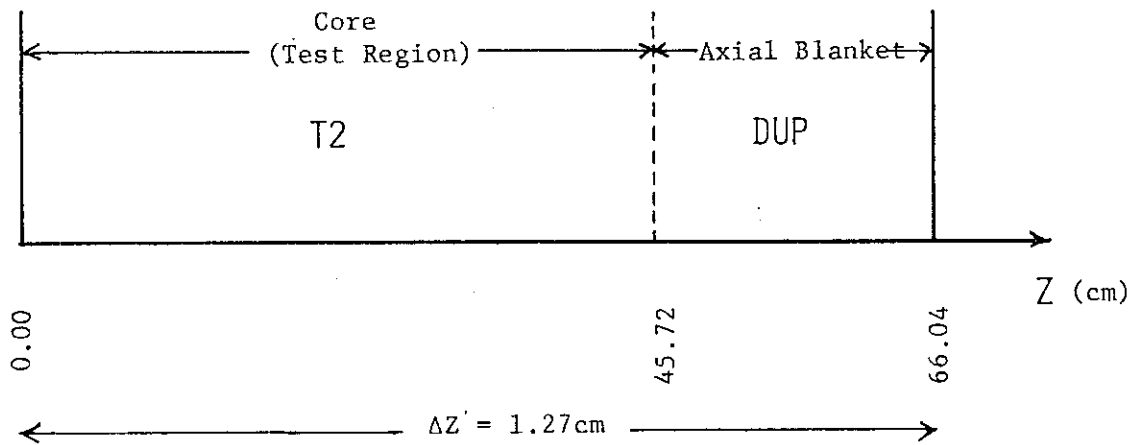


Fig.3.1 One dimensional plane model of FCA XI-1 assembly for the calculation of the axial γ -heating distribution

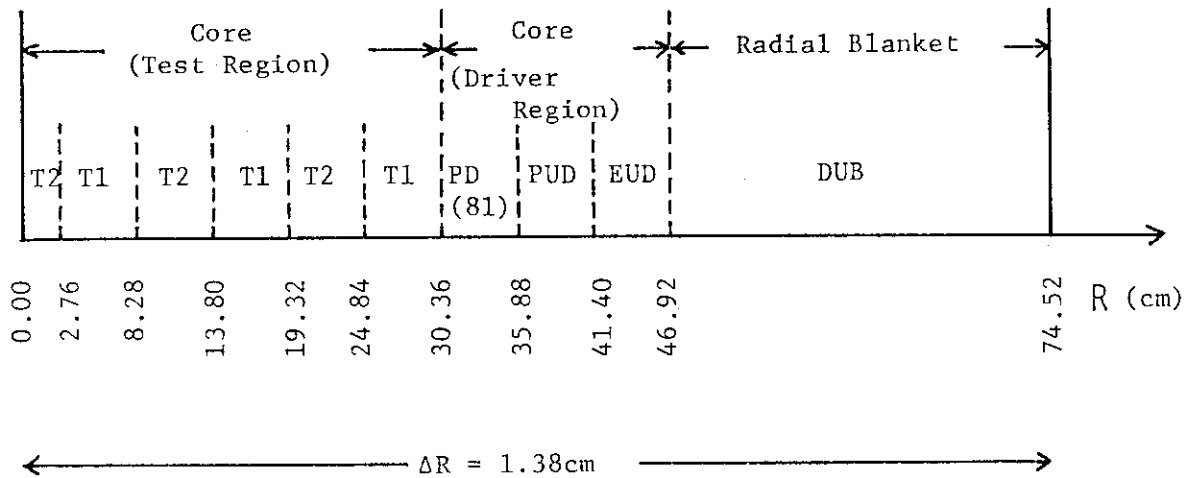
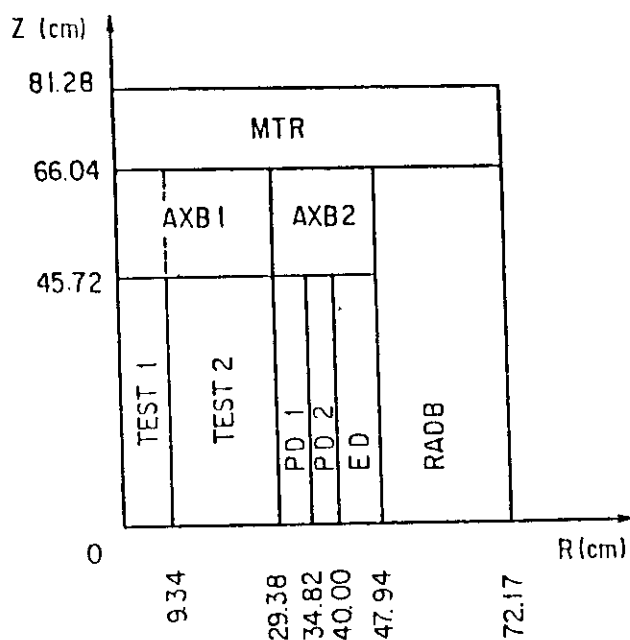


Fig.3.2 One dimensional cylinder model of FCA XI-1 assembly for the calculation of the radial γ -heating distribution



Region		Composition
Test Region	TEST 1 TEST 2	T1/T2 = 4/5 T1/T2 = 40/40
Pu Driver	PD 1 PD 2	SCR /PD(81) = 8/28 PD(92) / PUD = 16/24
EU Driver	ED	EUD = 72
Axial Blanket	AXB 1 AXB 2	DUP = 89 NUB = 148
Radial Blanket	RADB	DUB = 300
Matrix	MTR	

Fig.3.3 Calculational 2RZ model of FCA Assembly XI-1

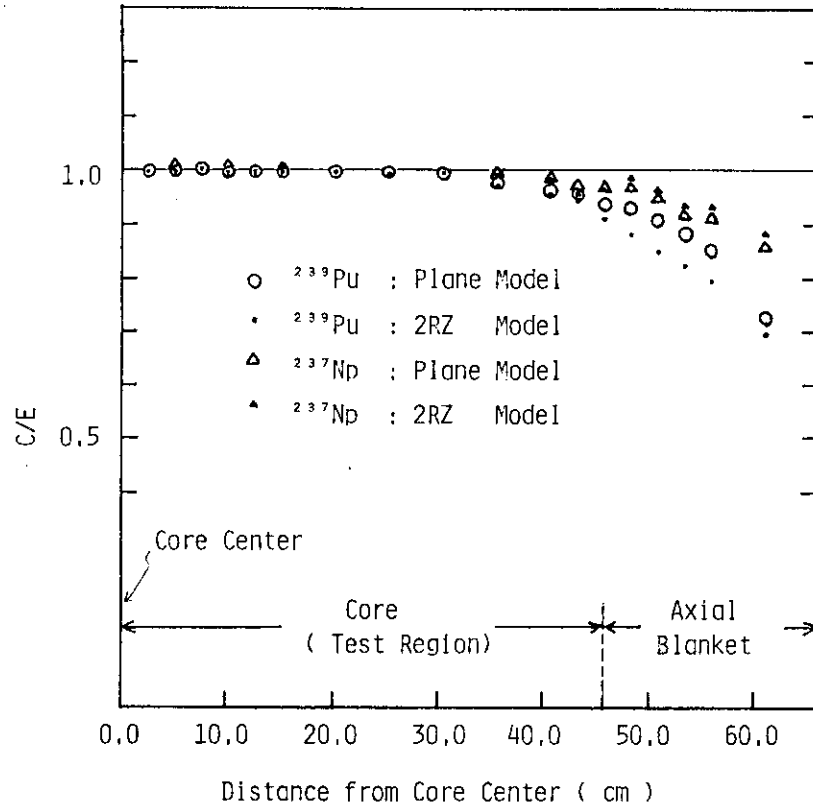


Fig.3.4 The C/E values of Axial fission rate distributions

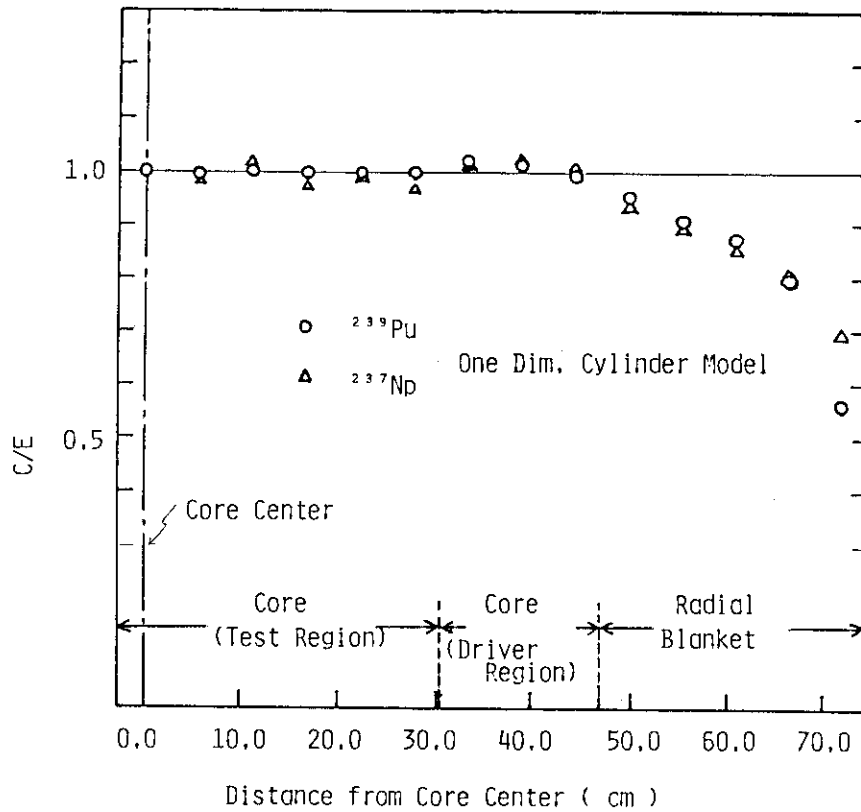


Fig.3.5 The C/E values of radial fission rate distribution

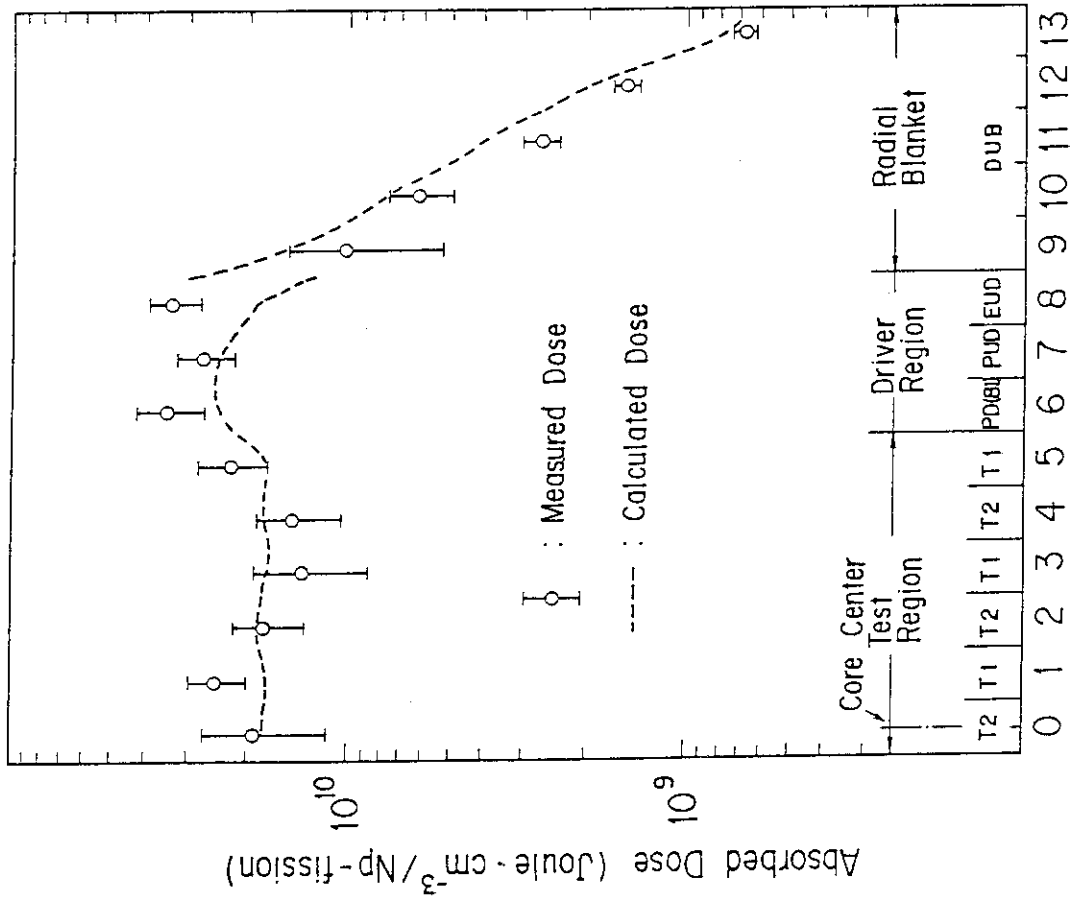


Fig.3.7 Radial distribution of gamma heating in the FCA assembly XI-1

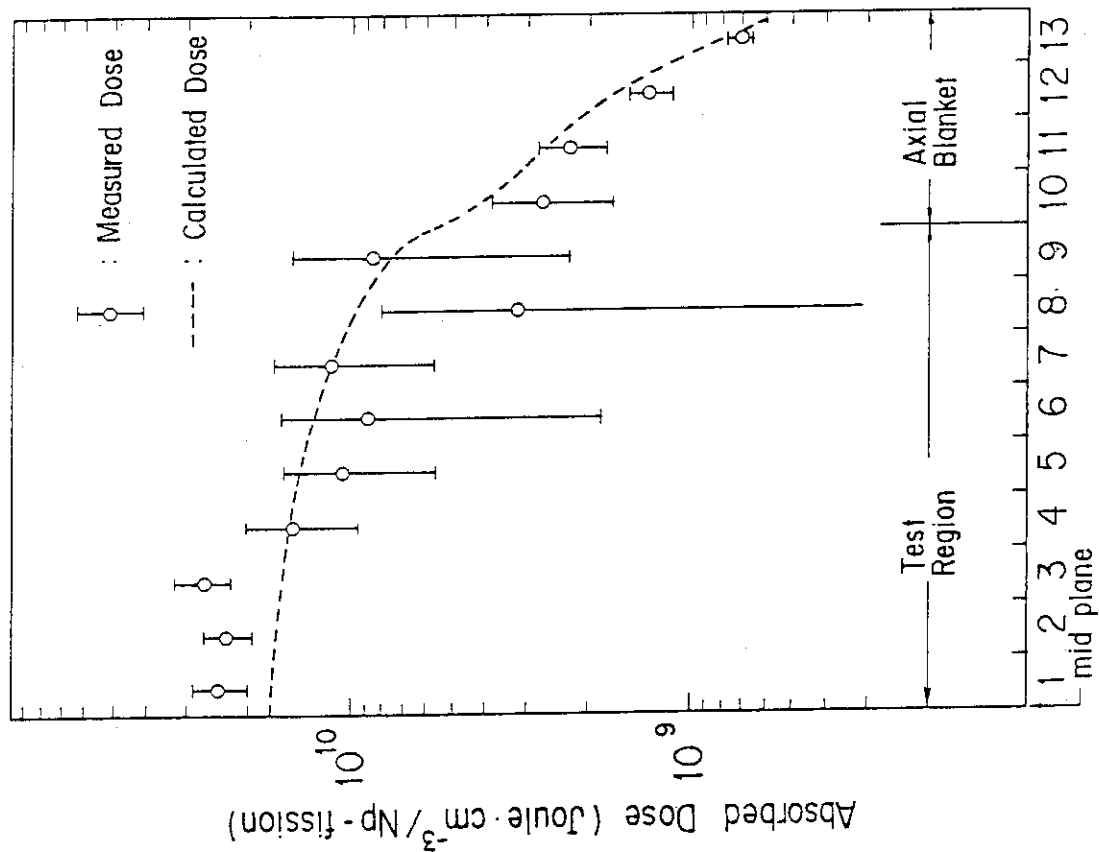


Fig.3.6 Axial distribution of gamma heating in the FCA assembly XI-1

4. ま と め

5種類のTLDを用いたガンマ線発熱分布測定およびその解析結果についてまとめる。測定において、 $\text{Sr}_2\text{SiO}_4 \cdot \text{Ba}_2\text{SiO}_4$ はその実効原子番号が大きく、炉心やブランケット領域でのガンマ線発熱を求めるには非常に有力なTLDであると言える。これらを含む5種類のTLDを用いたガンマ線発熱分布測定は、テスト領域で25～40%、ドライバー領域で20%、ブランケット領域で10%の精度で求まり、FCA X-2集合体⁹⁾での測定結果に比べて一段と精度が向上した。

炉心内のガンマ線発熱は、テスト領域よりドライバー領域の方が多く、これは体系を臨界に維持するためのドライバー領域での核分裂数(単位体積・単位時間当り)がテスト領域より多いことによる。ブランケット領域では、発熱分布はほぼ指数関数で減衰する。

一方、遮蔽材料の群定数 $\text{JSD}1000$ ⁸⁾を用いた中性子100群、 γ 線20群での S_0P_0 輸送計算の結果、 γ 線源を計算するために必要な中性子場の記述は1次元モデルでも十分であることがわかり、ガンマ線発熱分布はその傾向を良く捉えることができた。計算値はテスト領域ではC/E値が0.8～1.3であり、ドライバー領域ではC/E値は0.6～0.9と若干過小評価であった。また、ブランケット領域では過大評価であった。

本測定においては、中性子による熱蛍光量への寄与の評価や核分裂生成物(FP)からの遅発ガンマ線による発熱量の評価を行っていない。中性子による熱蛍光量への寄与は一般に炉心領域で10～20%であると考えられ、XI-1集合体では特にドライバー領域でその影響が大きく、計算値が過小評価となる原因の一つと考えられる。また、FPによる遅発ガンマ線の寄与は、照射時間及び照射後TLDを炉心から取出すまでの時間(ここでは冷却時間と呼ぶ)に強く依存する。本測定における冷却時間は約20分で、これは無限照射或は無限冷却時に放出されるFPからの全ガンマエネルギーの約70%が放出された時間に対応する¹²⁾。一方、計算においては遅発ガンマ線による寄与を考慮しておらず、冷却時間をも含めた遅発ガンマ線の寄与を考慮すると、テスト及びドライバー領域では30%程度計算値は大きくなると思われる。

今後の検討課題として、測定精度向上のための実効原子番号の大きなTLDの開発や、上述の中性子による熱蛍光量への寄与の評価及び遅発ガンマ線による発熱量の評価がある。

謝 辞

本研究を進めるに当り、種々の御協力を頂いたFCA管理機関の諸氏に深く感謝いたします。また、TLDの較正に際して御協力を頂いた保健物理部線量計測課 上沢輝夫氏に深く感謝いたします。

4. ま と め

5種類のTLDを用いたガンマ線発熱分布測定およびその解析結果についてまとめる。測定において、 $\text{Sr}_2\text{SiO}_4 \cdot \text{Ba}_2\text{SiO}_4$ はその実効原子番号が大きく、炉心やブランケット領域でのガンマ線発熱を求めるには非常に有力なTLDであると言える。これらを含む5種類のTLDを用いたガンマ線発熱分布測定は、テスト領域で25～40%、ドライバー領域で20%、ブランケット領域で10%の精度で求まり、FCA X-2集合体⁹⁾での測定結果に比べて一段と精度が向上した。

炉心内のガンマ線発熱は、テスト領域よりドライバー領域の方が多く、これは体系を臨界に維持するためのドライバー領域での核分裂数(単位体積・単位時間当り)がテスト領域より多いことによる。ブランケット領域では、発熱分布はほぼ指数関数で減衰する。

一方、遮蔽材料の群定数 $\text{JSD}1000$ ⁸⁾を用いた中性子100群、 γ 線20群での S_0P_3 輸送計算の結果、 γ 線源を計算するために必要な中性子場の記述は1次元モデルでも十分であることがわかり、ガンマ線発熱分布はその傾向を良く捉えることができた。計算値はテスト領域ではC/E値が0.8～1.3であり、ドライバー領域ではC/E値は0.6～0.9と若干過小評価であった。また、ブランケット領域では過大評価であった。

本測定においては、中性子による熱蛍光量への寄与の評価や核分裂生成物(FP)からの遅発ガンマ線による発熱量の評価を行っていない。中性子による熱蛍光量への寄与は一般に炉心領域で10～20%であると考えられ、XI-1集合体では特にドライバー領域でその影響が大きく、計算値が過小評価となる原因の一つと考えられる。また、FPによる遅発ガンマ線の寄与は、照射時間及び照射後TLDを炉心から取出すまでの時間(ここでは冷却時間と呼ぶ)に強く依存する。本測定における冷却時間は約20分で、これは無限照射或は無限冷却時に放出されるFPからの全ガンマエネルギーの約70%が放出された時間に対応する¹²⁾。一方、計算においては遅発ガンマ線による寄与を考慮しておらず、冷却時間をも含めた遅発ガンマ線の寄与を考慮すると、テスト及びドライバー領域では30%程度計算値は大きくなると思われる。

今後の検討課題として、測定精度向上のための実効原子番号の大きなTLDの開発や、上述の中性子による熱蛍光量への寄与の評価及び遅発ガンマ線による発熱量の評価がある。

謝 辞

本研究を進めるに当り、種々の御協力を頂いたFCA管理機関の諸氏に深く感謝いたします。また、TLDの校正に際して御協力を頂いた保健物理部線量計測課 上沢輝夫氏に深く感謝いたします。

参 考 文 献

- 1) Simons, G.G. and Yule, T.J. : Nucl. Sci. Eng., 53, (1974) 162.
- 2) Knipe, A.D. : Proceeding of the 1st ASTM-EURATOMS Symposium on Reactor Dosimetry, Petten, (1975) 633.
- 3) Koyama K. et al. : NEACRP-A-296, Petten, (1977).
- 4) Tanaka S., Takeuchik, and Furuta Y. : Proceeding of the 1st ASTM-EURATOMS Symposium on Reactor Dosimetry, Petten, (1975) 599.
- 5) 大杉俊隆, 他 : `FCA XI-1 集合体の選定と特性試験` JAERI-M 83-211 (1983)
- 6) 大杉俊隆, 他 : `FCA XI-1 集合体による大型高速炉臨界実験` JAERI-M, 84-075 (1984)
- 7) 飯島進, 他 : `FCAによる大型軸方向非均質炉心の炉物理の研究(I)` JAERI-M 84-076 (1984)
- 8) Yamano N. : `JSD 1000 : Multi-Group cross section sets for shielding materials` JAERI-M 84-038
- 9) 岡嶋成晃, 大杉俊隆 : `熱蛍光線量計を用いたFCA X-2 集合体によるガンマ線発熱測定` (1983). (私信)
- 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) Lathrop K. et al. : `Theory and Use of the General Geometry TWOTRAN Program` LA-4432 (1970)
- 12) 飯島俊吾 : 私信

付録1. Sr_2SiO_4 , Ba_2SiO_4 TLDの基本特性

本測定で使用した新TLD Sr_2SiO_4 , Ba_2SiO_4 に対して, その基本特性であるグロー曲線, 照射線量対読取値の直線性, フェーディング効果について測定を行った。これらの特性を, 市販の珪酸塩TLDである Mg_2SiO_4 と比較した。

グロー曲線

Sr_2SiO_4 , Ba_2SiO_4 それぞれの ^{60}Co からのガンマ線を照射した時のグロー曲線をFig. A. 1.1及びFig. A.1.2に示す。 Sr_2SiO_4 のグロー曲線は, 150°C と 200°C 付近に小さなピークがあり, 350°C 付近には大きなピークが存在する。熱蛍光量の積算値は, この 350°C 付近の大ピークに依存することにより, 読取り時のTLDへの加熱は約 400°C までを必要とする。一方, Ba_2SiO_4 のグロー曲線は, 120°C 付近に小さいピークがあり, 220°C 付近に中くらいのピーク, そして 280°C 付近にもっとも大きいピークが存在する。熱蛍光量の積算値は最大の 280°C 付近のピークに依存するが, 280°C 以上の温度にもピークの存在が確認でき, 読取時のTLDへの加熱は約 350°C まで必要である。

直線性

一般に, TLD物質は, 高線量照射されると, その線量直線性がずれていくことが知られている。そこで, Sr_2SiO_4 , Ba_2SiO_4 についても 100R (^{60}Co)まで照射し, 線量と読取値との関係を調べた。また比較のために, Mg_2SiO_4 も同条件で照射した。結果をTable A.1.1とFig. A.1.3に示す。

読取値のバラツキが Ba_2SiO_4 は特に他に比べると大きい, これら3種類のTLDは 100R 程度までは直線性があると言える。

フェーディング効果

一般に, TLDは放射線を照射した後, 放置しておくとも熱蛍光量が減衰し, 真の吸収線量より小さな数値を示す傾向がある。そこで, Sr_2SiO_4 , Ba_2SiO_4 についても約 1.5R (^{60}Co)照射した後, 4日後までの間のフェーディング効果を観察した。その結果, Sr_2SiO_4 は照射後24時間以内に初期フェーディングが起り, その後は安定している。一方, Ba_2SiO_4 は照射後フェーディングが起り続ける傾向があり, 約100時間後には照射線量の1割程度が減少する。 Mg_2SiO_4 は4日間非常に安定していた。しかし, フェーディング効果の測定として十分な精度でなかったために, ここでは効果の度合を詳細に論ずることはできなかった。

以上の基本特性より, Sr_2SiO_4 , Ba_2SiO_4 , TLDは本測定には十分使用可能であることがわかった。また, 本測定において熱蛍光量を読取る際の読取り条件 (読取開始温度及び終了温度, TLDへの昇温条件)をTable A.1.2のように定めた。

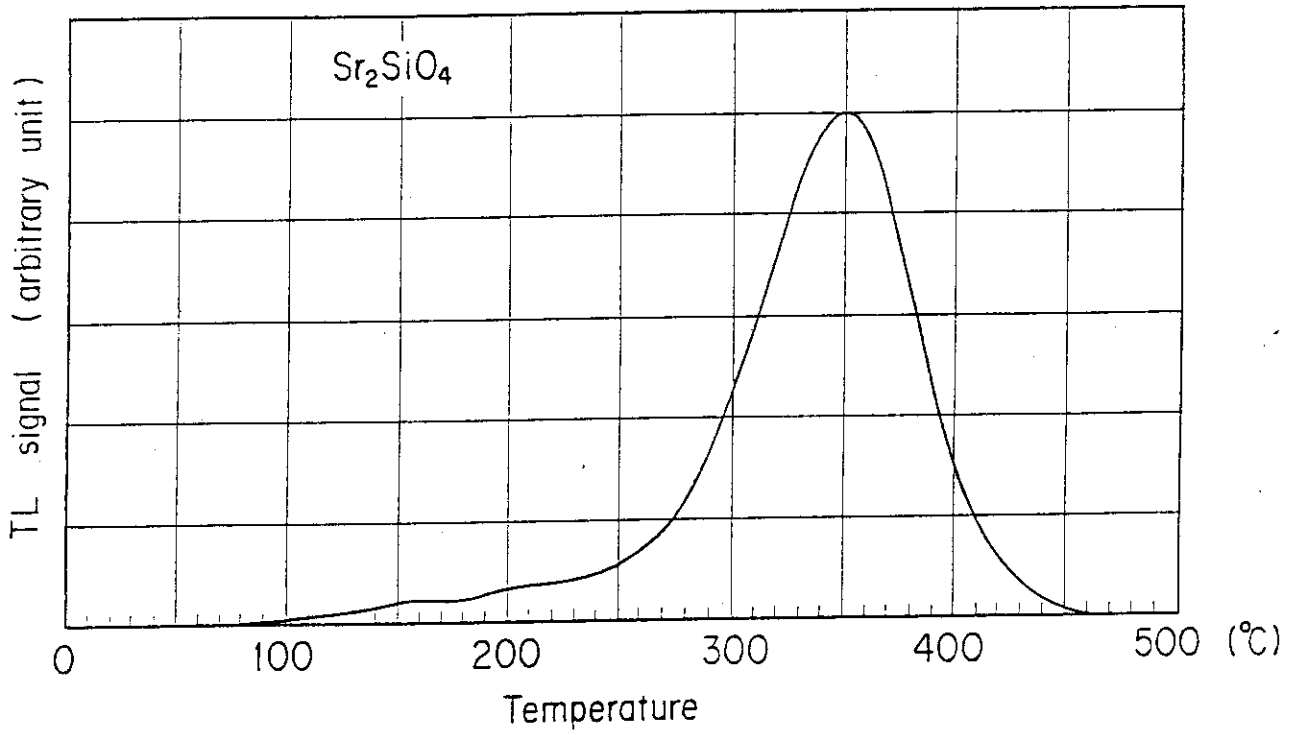


Fig.A.1.1 Glow curve of Sr_2SiO_4

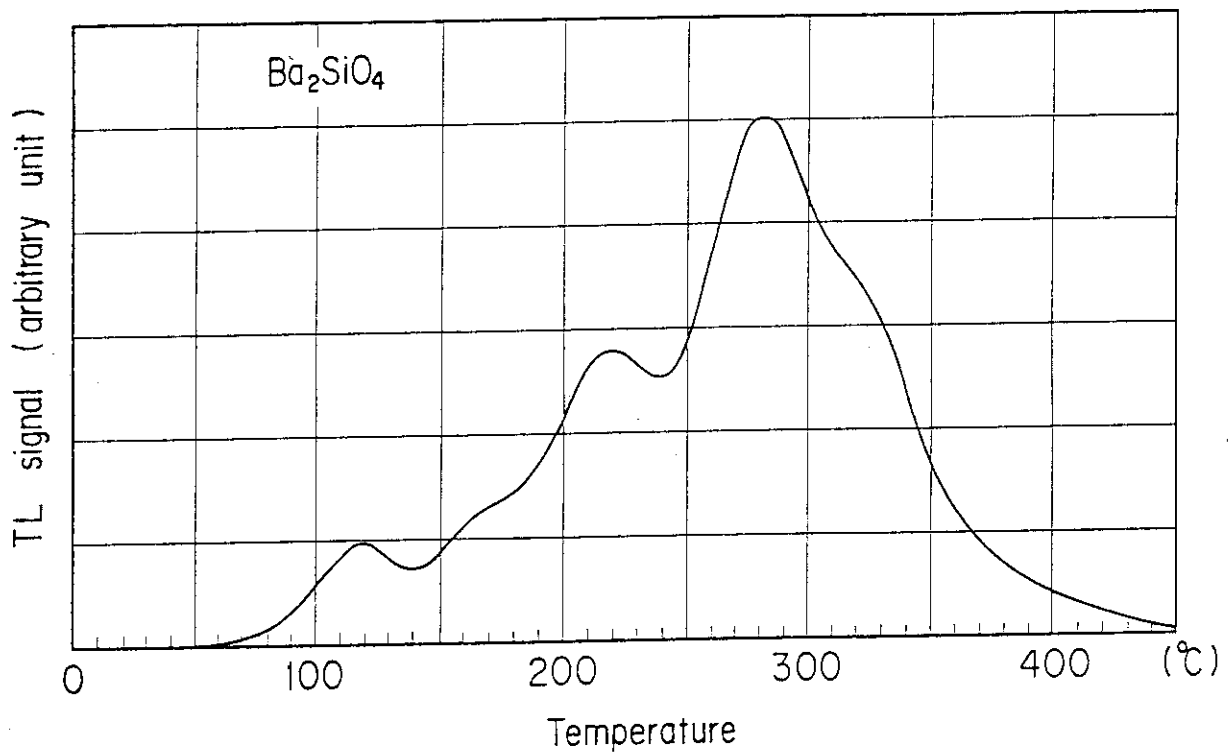


Fig.A.1.2 Glow curve of Ba_2SiO_4

Table A.1.1 Proportionality between the TL signal and the dose

Dose (R)	TLD read out		
	Mg ₂ SiO ₄	Sr ₂ SiO ₄	Ba ₂ SiO ₄
5	2.275	1.297	0.3422
	2.212	1.245	0.2835
	2.208	1.233	0.3053
	2.292	1.076	0.3304
	2.215	1.221	
	Av. 2.240	Av. 1.214	Av. 0.3154
10	4.543	2.436	0.5390
	4.477	2.507	0.6839
	4.528	2.513	0.5386
	4.477	2.304	0.6740
	4.692	2.192	0.6047
	Av. 4.543	Av. 2.390	Av. 0.6080
20	9.565	4.773	1.307
	9.199	4.685	1.281
	10.17	5.015	0.9480
	9.411	4.210	1.168
	8.971	4.839	1.249
	Av. 9.463	Av. 4.704	Av. 1.191
50	24.51	12.29	3.239
	22.29	11.71	2.646
	22.75	11.39	3.144
	22.47	10.45	2.495
	23.52	11.79	2.586
	Av. 23.11	Av. 11.53	Av. 2.822
100	46.98	23.41	5.923
	49.85	26.30	5.152
	48.89	25.51	5.190
	52.18	21.71	6.391
	51.47	20.36	4.785
	Av. 49.87	Av. 23.46	Av. 5.488

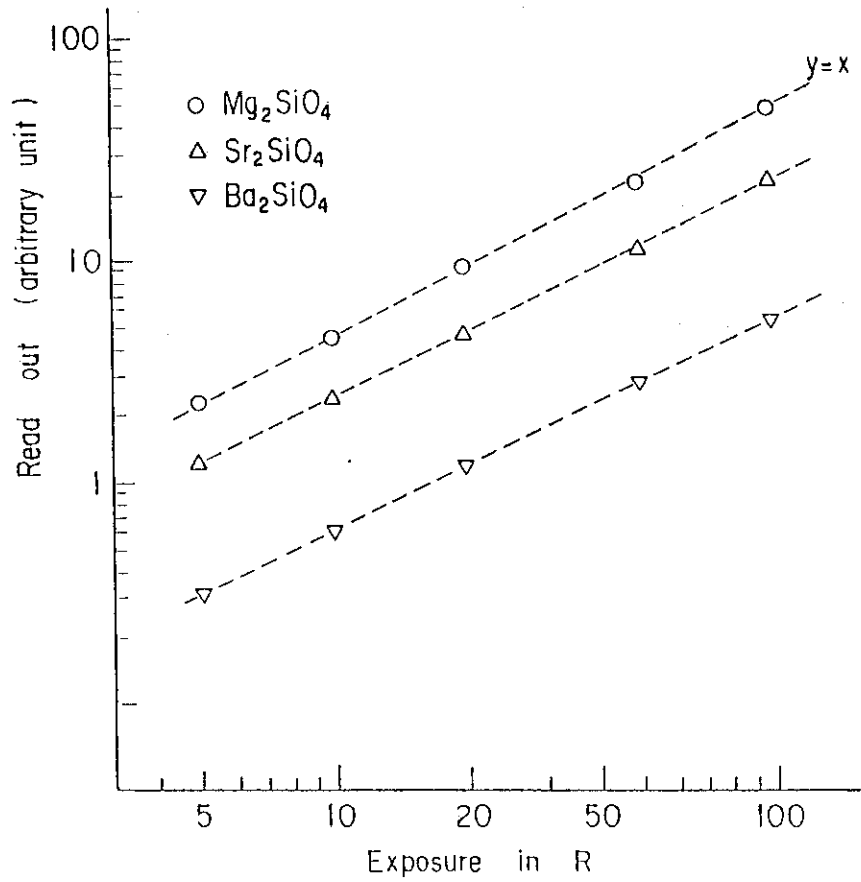


Fig.A.1.3 TL response plotted against ⁶⁰Co gamma ray exposure

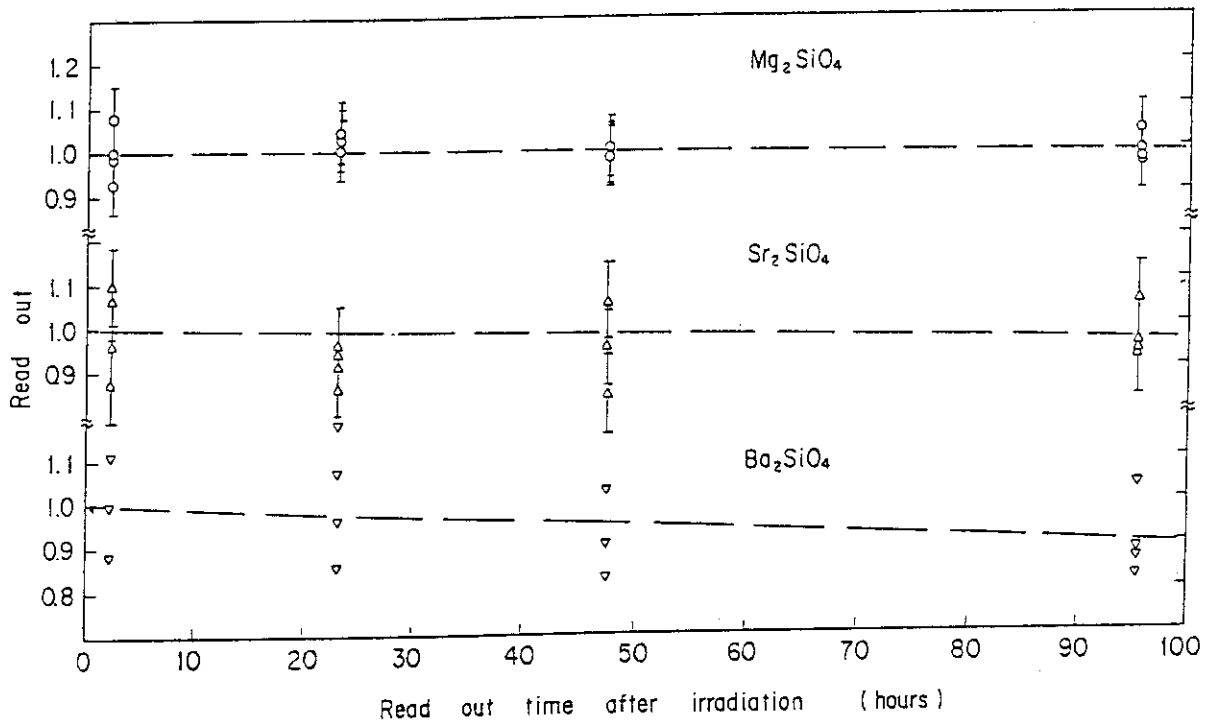


Fig.A.1.4 Fading characteristics for Mg₂SiO₄, Sr₂SiO₄ and Ba₂SiO₄

Table A.1.2 Reading condition for Sr_2SiO_4 and Ba_2SiO_4

T L D	Sr_2SiO_4	Ba_2SiO_4
H.T. (sec)	60	60
M T (°C)	500	450
S T (°C)	20	20
E T (°C)	420	370

H.T.:: Heating time

MT : Maximam temperature for heating TLD

ST : Starting temperature for reading

ET : Ending temperature for reading

付録2. 中心セル内の吸収線量詳細分布

TLD物質 Mg_2SiO_4 を用いて、炉心中心を含む3セル内の吸収線量詳細分布を測定した。Fig. A.2.1にその結果を示す。図より、Pu板に近接する DUO_2 板あるいはNa板における吸収線量は、他の模擬物質板での吸収線量よりも約40%程度多いことがわかり、セル内の吸収線量分布についての非均質性が観測できた。

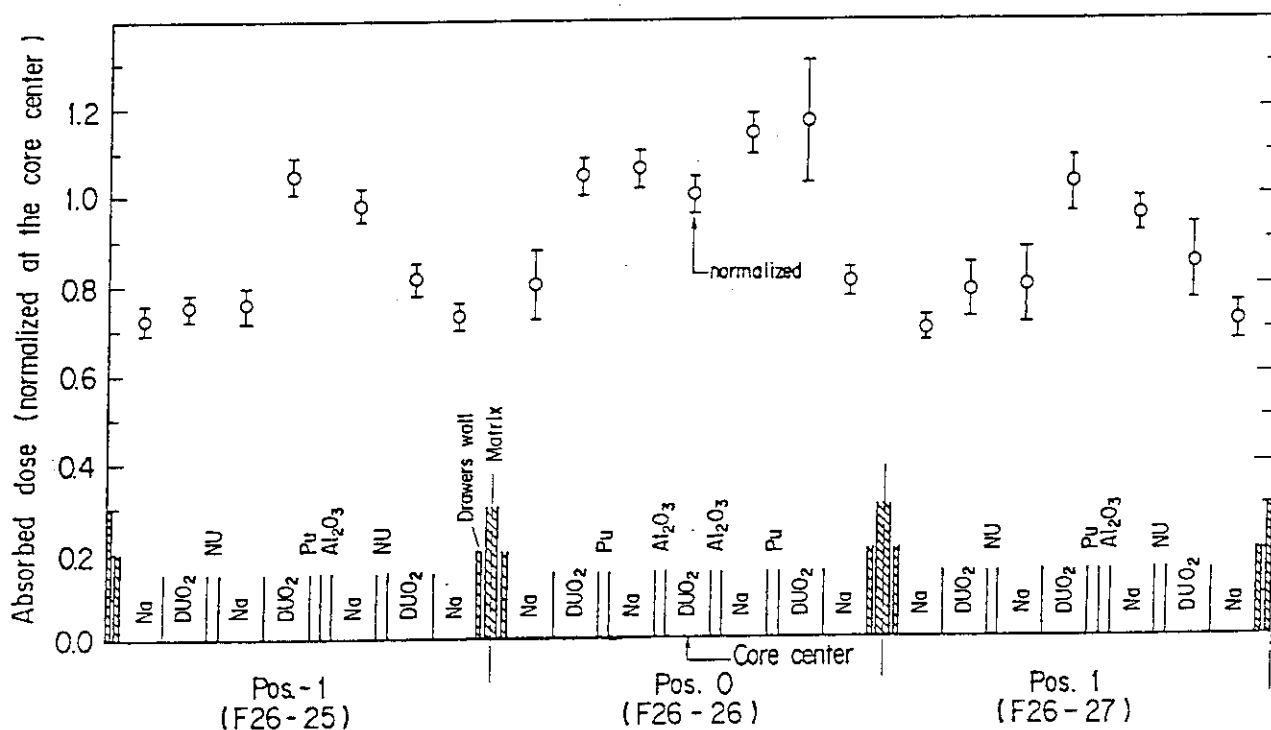


Fig.A.2.1 Absorbed dose distribution in drawers near core center (measured by the use of Mg_2SiO_4 TLD)