

JAERI - M

86-155

JRR-3 改造炉における反射体からの
光中性子による炉心出力分布の評価

1986年11月

伊勢 武治・丸尾 肇・宮坂 靖彦・成田 秀雄*

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

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）
あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城
県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1986

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 山田軽印刷所

JRR-3 改造炉における反射体からの
光中性子に因る炉心出力分布の評価

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

伊勢 武治・丸尾 ⁺毅・宮坂 ⁺⁺靖彦・成田 ^{*}秀雄

(1986年10月2日受理)

JRR-3 改造炉において原子炉再起動時の中性子源となり得る光中性子に因る炉心出力分布を評価した。原子炉停止時のガンマ線強度はORIGENコードを用いて、炉心周りのガンマ線分布はDOTコードを用いて求めた。このガンマ線が反射体のベリリウム及び重水に衝突するときに発生する光中性子に因る炉心出力分布は、CITATIONを用いて求めた。

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

+ 研究炉管理部

++ 安全管理室

* センチュリーリサーチセンタ㈱

Evaluation of Power Distributions Caused by Photoneutrons
Born in the Reflectors of the Upgraded JRR-3 Research Reactor

Takeharu ISE, Takeshi MARUO⁺, Yasuhiko MIYASAKA⁺⁺
and Hideo NARITA*

Department of Reactor Engineering,
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 2, 1986)

Description is about an evaluation of power distributions caused by the photoneutrons born in the reflectors, beryllium and heavy water, of the upgraded JRR-3 research reactor, which photoneutrons become a neutron source at restarting of the reactor.

The intensity of gamma-rays after reactor shutdown is calculated by the ORIGEN, the gamma-ray distribution by the DOT, and the power distribution due to photoneutrons by the CITATION.

Keywords: Photoneutron, Power, Evaluation, Beryllium, Heavy Water, Research Reactor, ORIGEN, DOT, CITATION, Upgraded JRR-3 Research Reactor

+ Department of Research Reactor Operation

++ Office of Safety and Control

* Century Research Center Corp.

目 次

1. はじめに	1
2. 計算方法	5
2.1 ガンマ線線源強度の計算	5
2.2 ガンマ線分布の計算	5
2.3 光中性子反応断面積及び光中性子線源強度の計算	5
2.4 光中性子に因る炉心出力分布の計算	7
3. 計算結果	17
4. あとがき	34
謝 辞	34
文 献	35

Contents

1. Introduction	1
2. Calculational Procedures	5
2.1 Calculation of the source intensity of gamma-rays	5
2.2 Calculation of the gamma-ray distributions	5
2.3 Calculation of the cross sections and source intensities of photoneutrons	5
2.4 Calculation of the power distributions due to the photoneutrons	7
3. Calculated Results	17
4. Conclusions	34
Acknowledgements	34
References	35

1. はじめに

中性子と物質との結合エネルギーを超すような高エネルギーをもつガンマ光子（以下、ガンマ線と呼ぶ）は、光中性子反応 ((γ, n) 反応) を起すことが知られている（例として Fig. 1.1 参照）。

原子炉関係では、ガンマ線エネルギーがあまり高くないので、光中性子物質は多くはないが幾つか存在する（Table 1.1 参照）。特に、重水減速炉やベリリウム減速炉では、低出力レベル時にこの光中性子の寄与が問題になるときがある。

この中性子源 S はガンマ線のエネルギー分布 $\phi_\gamma(E)$ がわかれば、次式で求めることができる。¹⁾

$$S = \int_{E_t}^{E_{\max}} \sigma_m(E) \phi_\gamma(E) dE \quad (1.1)$$

こゝに、 E_{\max} はガンマ線の最大エネルギー； E_t は光中性子反応におけるしきい値（threshold : $-Q$ ）； $\sigma_m(E)$ は光中性子物質の (γ, n) 反応断面積で、普通は Fig. 1.1 等から読みとる。

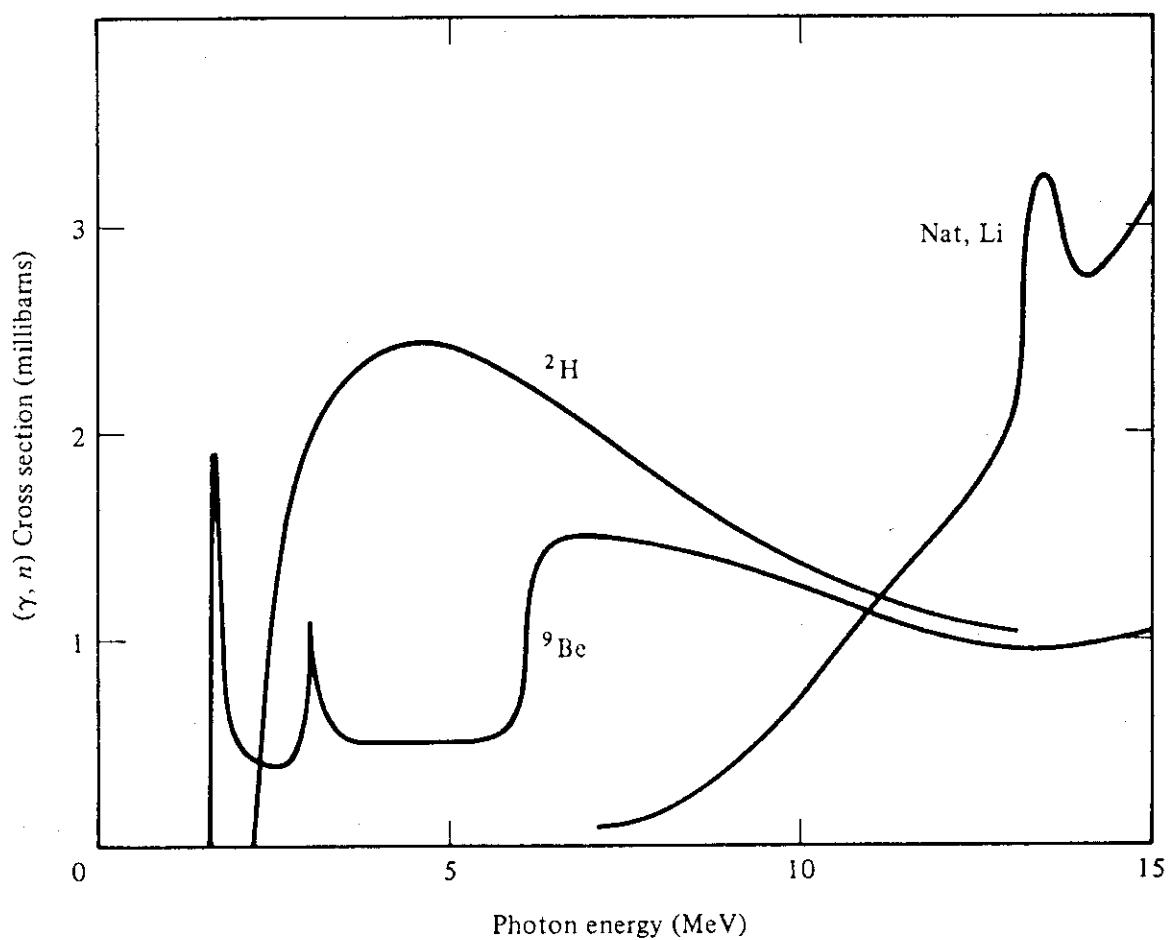
JRR-3 改造炉は、ベリリウムと重水双方共反射体として用いられている（Fig. 1.2 及び Fig. 1.3 参照）。したがって、炉停止時での炉出力を、安全評価上からも（炉停止状態からの上昇反応度評価における評価条件として）、また原子炉再出力上昇のときの中性子源としても（原子炉停止後あまり長く冷却時間が経過してなければ）、評価しておく必要がある。

この報告書では、この光中性子による原子炉炉出力の計算手法に力点を置いて記述する。また、この炉出力は、原子炉停止後の時間（冷却時間）の関数として示してある。

Table 1.1 Important nuclides for photoneutron production¹⁾

Important Nuclides for Photoneutron Production

Nuclide	Threshold (MeV) ($-Q$ value)	Reaction
^2H	2.225	$^2\text{H}(\gamma, n)^1\text{H}$
^6Li	3.698	$^6\text{Li}(\gamma, n + p)^4\text{He}$
^6Li	5.67	$^6\text{Li}(\gamma, n)^5\text{Li}$
^7Li	7.251	$^7\text{Li}(\gamma, n)^6\text{Li}$
^9Be	1.665	$^9\text{Be}(\gamma, n)^8\text{Be}$
^{13}C	4.946	$^{13}\text{C}(\gamma, n)^{12}\text{C}$



Energy dependence of the cross section for photoneutron production for three important materials. (Data from Refs. 3 and 11.)

Fig. 1.1 Cross section for photoneutron production for
1)
important nuclides

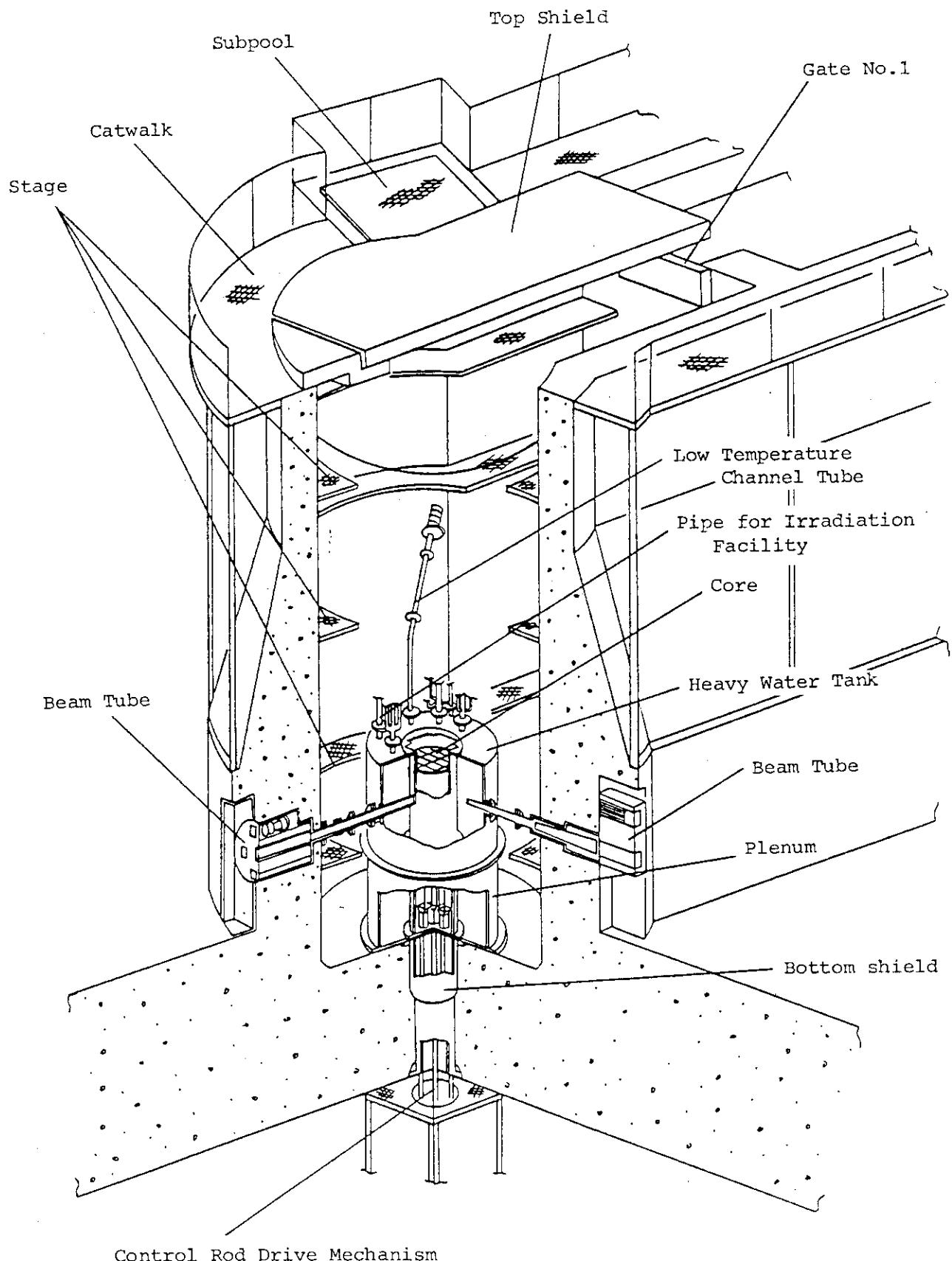
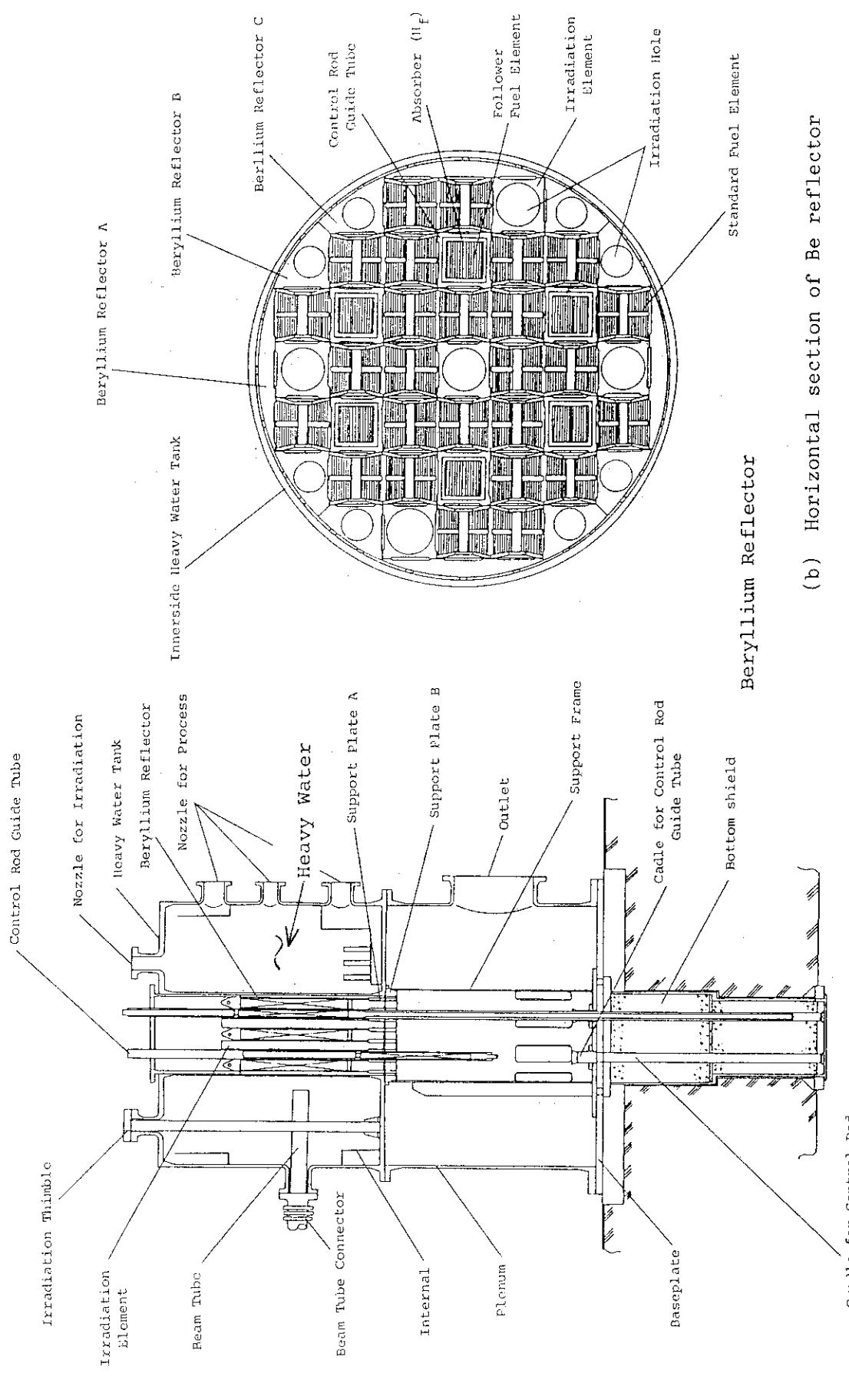


Fig. 1.2 Isometric view of the upgraded JRR-3 research reactor



(a) Vertical section of D20 reflector

Fig. 1.3 Configuration of heavy water and beryllium reflectors in the upgraded JRR-3 research reactor

2. 計 算 方 法

この章では、まず原子炉停止後において燃焼中の核分裂生成物（F. P.）から発生しているガンマ線（光子）の強度を計算する。次に、このF. P. ガンマ線を線源として、炉心周辺のガンマ線分布を輸送計算で求める。このガンマ線と反射体中のベリリウム及び重水素との核反応により中性子が生まれるのでこれを求める。最後に、この中性子を線源として、拡散計算で中性子束分布を求める。Fig. 2.1に光中性子分布の計算フローを示す。

2.1 ガンマ線線源強度の計算

原子炉停止後の燃料F. P. からのガンマ線線度は、Fig. 2.2に示すように、この原子炉が燃料交換までの最大燃焼を考えて20 MWt 5サイクルのパターンで運転されるとして求める。計算コードは燃焼計算コードORIGEN-79⁵⁾を用いる。ORIGEN-79コードの入力データとして必要な中性子スペクトル・インデックスは、核計算の結果（Table 2.1参照）から以下のようにして求める。

$$\text{THERM} = \sqrt{\frac{\pi}{4}} \frac{291.16 (18^\circ\text{C})}{325.0 (51.84^\circ\text{C})} = 0.8417$$

$$\text{RES} = \frac{11.3232}{3.4065} \cdot \frac{1}{\ln (8.2085 \times 10^5 / 4.6912 \times 10^{-1})} \\ = 0.2312$$

$$\text{FAST} = 1.45 \times \frac{6.1485}{3.4065} = 2.617$$

2.2 ガンマ線分布の計算

炉心周りのガンマ線分布は、RZ体系で近似してDOT 3.5コード⁷⁾を用いて計算する。Fig. 2.3にその計算体系を示す。エネルギー群数は6群で、その群構造はTable 2.2に示す。このS_N輸送計算における角度分点数はS 48、散乱断面積のLegendre展開次数はP₃である。ガンマ線の炉心内空間分布は一様分布とする。ガンマ線断面積は、MUGコード⁶⁾を用いて計算する。

2.3 光中性子反応断面積及び光中性子線源強度の計算

ベリリウム中で生まれる光中性子は、次の（γ， n）反応式によって生成される。²⁾



また、生成された光中性子のエネルギー E (MeV) は、エネルギーと運動量の保存式から、次式で与えられる。

$$E = \frac{A-1}{A} \cdot \left\{ E_\gamma - Q - \frac{2 \cdot E_\gamma^2}{931(A-1)} \right\} \quad (2.2)^2)$$

こゝに、

A : 標的核の質量数 (^9Be) で中性子質量との比。

Q : 反応のしきい値エネルギー ($^9\text{Be} = 1.666 \text{ MeV}$; (2.1) 式参照)。

E_γ : ガンマ線のエネルギー (MeV)

ベリリウム中で発生する光中性子の数 S (neutrons / cm³ · sec) は、DOT 計算(計算体系は Fig. 2.3 参照) で求められたガンマ線線束と (γ , n) 反応断面積とから、以下のようにして求められる。

$$S_{ij} = N \cdot \sum_g \sigma_{\gamma n}^g \phi_{\gamma,ij}^g \quad (2.3)$$

こゝに、

S_{ij} : DOT 計算での体積要素メッシュ (i, j) において発生した光中性子の数 (neutrons / cm³ · sec)。

N : 光中性子反応を起す物質の原子数密度 (atoms / cm³) ($^9\text{Be} : 0.10352 \times 10^{24} \text{ atoms cm}^{-3} \cdot \text{sec}$)。

$\phi_{\gamma,ij}^g$: DOT 計算で得られた、体積要素メッシュ (i, j) でのエネルギー g のガンマ線線束 (photons / cm³ · sec)。

$\sigma_{\gamma n}^g$: エネルギー群 g での (γ , n) 反応断面積で、ベリリウムに対しては以下のようにして得られる。

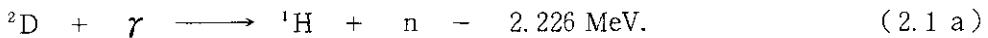
まず Fig. 2.4 の [a] から値を読みとり、Akima の内挿法⁹⁾ でフィッティングした後、重みを考慮しないで平均化して求める。この結果が Table 2.3 である。ベリリウムの第 5 群の断面積は 1.30 mb であり、また反応のしきい値が、(2.1) 式により 1.666 MeV であるので、そのエネルギー巾との対応を考慮して、

$$1.30 \times (1.8 - 1.666) / (1.8 - 1.35) = 0.38 \text{ mb}$$

のように修正したのが Table 2.3 に載せてある。

一方、(γ , n) 反応により生まれた光中性子のエネルギーは、(2.2) 式を用いて求められ、Table 2.4 に示してある。

重水中で生まれる光中性子についても、ベリリウムのときと全く同様に求めることができる。異なるところだけ述べると、重水素に対する (γ , n) 反応式は、(2.1) 式の替りに次式で与えられる。



光中性子のエネルギーE (MeV) は、(2.2)式で与えられるが、その際AとQは重水素のものにとて替る。すなわち、

A : 標的核が重水素²Dに対する質量数。

Q : 重水素²Dに対するしきい値エネルギー = 2.226 MeV。

(2.3)式の原子数密度N (atoms / cm³) に対しても、

$$N(^2D) : 0.066493 \times 10^{24}$$

となる。

さらに、(γ , n) 反応断面積の読みとりでは Fig. 2.4 の(b)に、その結果は Table 2.3 に、及び光中性子のエネルギーについては Table 2.4 に、それぞれ示してある。

2.4 光中性子に因る炉心出力分布の計算

第2.3章までの準備で、ベリリウム反射体及び重水反射体からの光中性子線源強度が求まった。次に、CITATIONコードを用いての3次元拡散計算を行い、炉心中性子束分布及び炉出力分布を求める。

CITATION計算の体系モデルを Fig. 2.5 (平面図) 及び Fig. 2.6 (断面図) に示す。XYZ 体系の8分の1対称炉心で計算を行う。エネルギー群数は3で、その群構造を Table 2.5 に示す。⁴⁾ 光中性子線源を除く群定数は、核計算で計算したものを借用した。この際光中性子線源は、DOT 計算のRZ 形状から CITATION 計算のXYZ 形状へと形状に関して等価な変換をする必要があるので、こゝでは [光中性子線源強度 × その体積] が保存されるよう等価変換を行った。すなわち、CITATION 計算のときの中性子線源強度を \tilde{S} (neutrons / cm³) とすると、その等価変換式は次式で与えられる。

$$\tilde{S} = \frac{\sum_{i,j} S_{ij} \cdot V_{ij}}{\sum_{i,j} V_{ij}} \quad (2.4)$$

こゝに、

S_{ij} : DOT 計算における反射体中体積要素メッシュ (i, j) の光中性子線源強度 (neutrons / cm³) で、(2.3)式で与えられるもの。

V_{ij} : DOT 計算における反射体中体積要素メッシュ (i, j)。

またこの線源領域 (ベリリウム反射体及び重水反射体) は、炉心に比べて径方向より軸方向に長いので (Fig. 1.3 (a)参照)，どちらの反射体領域も軸方向に2領域、径方向に1領域とした。

Table 2.1 Spectral indexes of ORIGEN calculations

	Energy range(eV)	Neutron fluxes# (arbitrary)	Spectral indexes
Fast group	10^7 ————— 8.2085×10^5	6.1485	2.617
Epithermal gr.	8.2085×10^5 ————— 4.6912×10^{-1}	11.3232	0.2312
Thermal gr.##	4.6912×10^{-1} ————— 1.0010×10^{-5}	3.4065	0.8417

These values are the results from the nuclear calculations using the SRAC and CITATION codes.⁴⁾

Thermal neutron temperature in the fuel is 325 K.

Table 2.2 Energy group structure of
gamm-ray transport calculations
(See also Table 3.1)

Group no.	Upper energy(MeV)
1	3.5
2	3.0
3	2.6
4	2.2
5	1.8
6#	1.35

Lower energy: 0.02 MeV.

Table 2.3 Photoneutron cross sections arranged for calculations

Group no.	Gamma-ray ener. range(MeV)	Berillium	Deuterium	(mb)
1	3.5 — 3.0	0.65	2.09	
2	3.0 — 2.6	0.52	1.60	
3	2.6 — 2.2	0.38	0.70	
4	2.2 — 1.8	0.67	---	
5	1.8 — 1.35	0.38(1.30) [#]	---	
6	1.35 — 0.02	---	---	

Although the result from direct arrangement is 1.30 mb, this value was corrected 0.38 mb considering the energy range corresponding to its threshold energy 1.666 MeV. That is, $1.30 \times (1.8 - 1.666) / (1.8 - 1.35) = 0.38$.

Table 2.4 Photoneutron energies arranged for calculations

Group no.	Gamma-ray ener. range(MeV)	Berillium	Deuterium	(MeV)
1	3.5 — 3.0	1.407	0.509	
2	3.0 — 2.6	1.008	0.285	
3	2.6 — 2.2	0.652	0.025	
4	2.2 — 1.8	0.297	0.085	
5	1.8 — 1.35	0.059	---	
6	1.35 — 0.02	---	---	

Table 2.5 Energy group structure
for CITATION calculations

Group no.	Upper energy(eV)
1	1.0×10^7
2	1.83156×10^5
3#	6.55216×10^1

Lower energy structure: 1.0×10^{-5} eV.

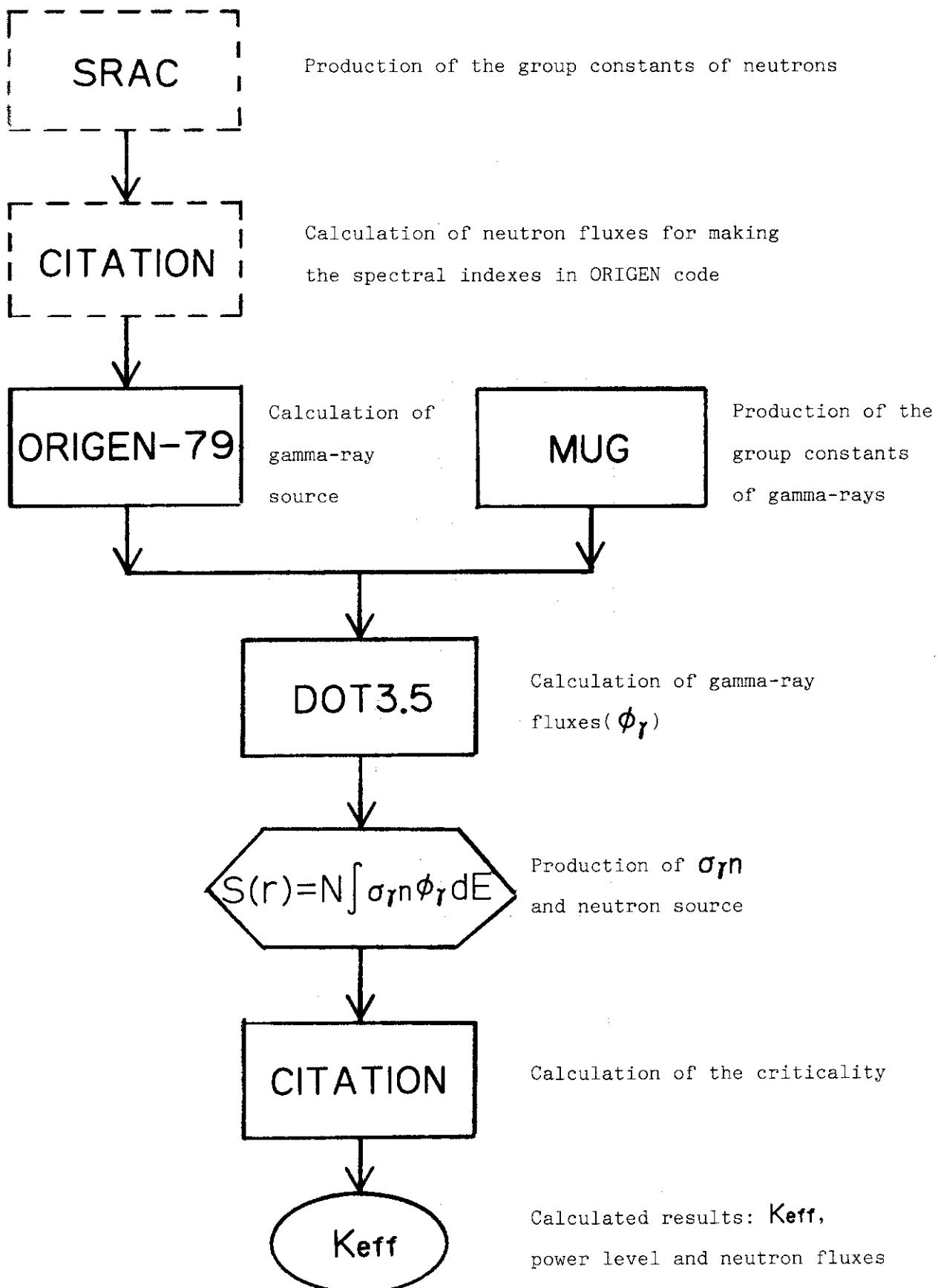


Fig. 2.1 Calculational flow of the criticality due to photoneutrons

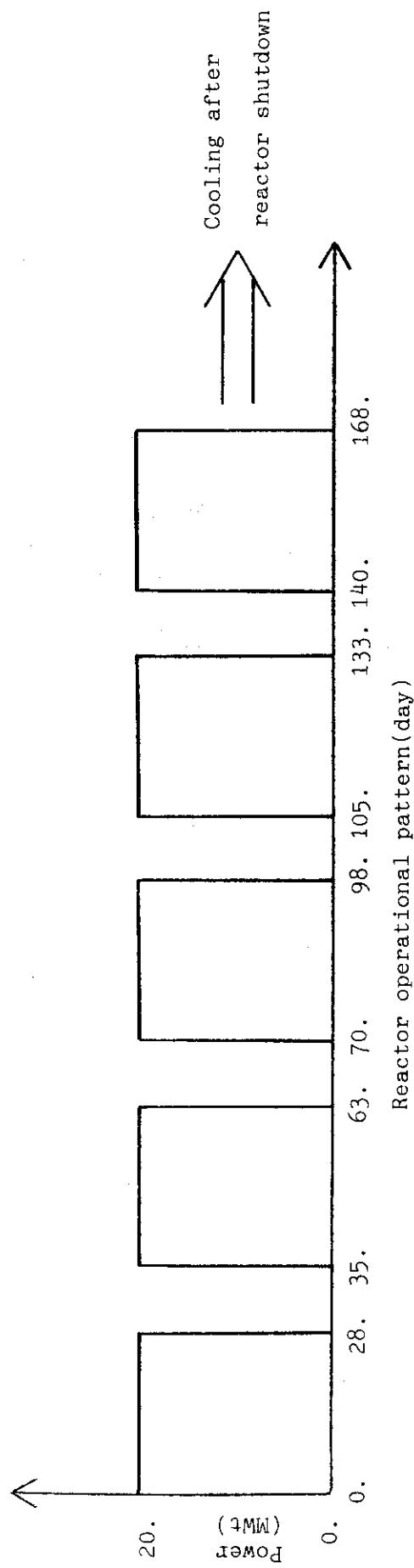


Fig. 2.2 Operational pattern before reactor shutdown in the upgraded JRR-3 reactor

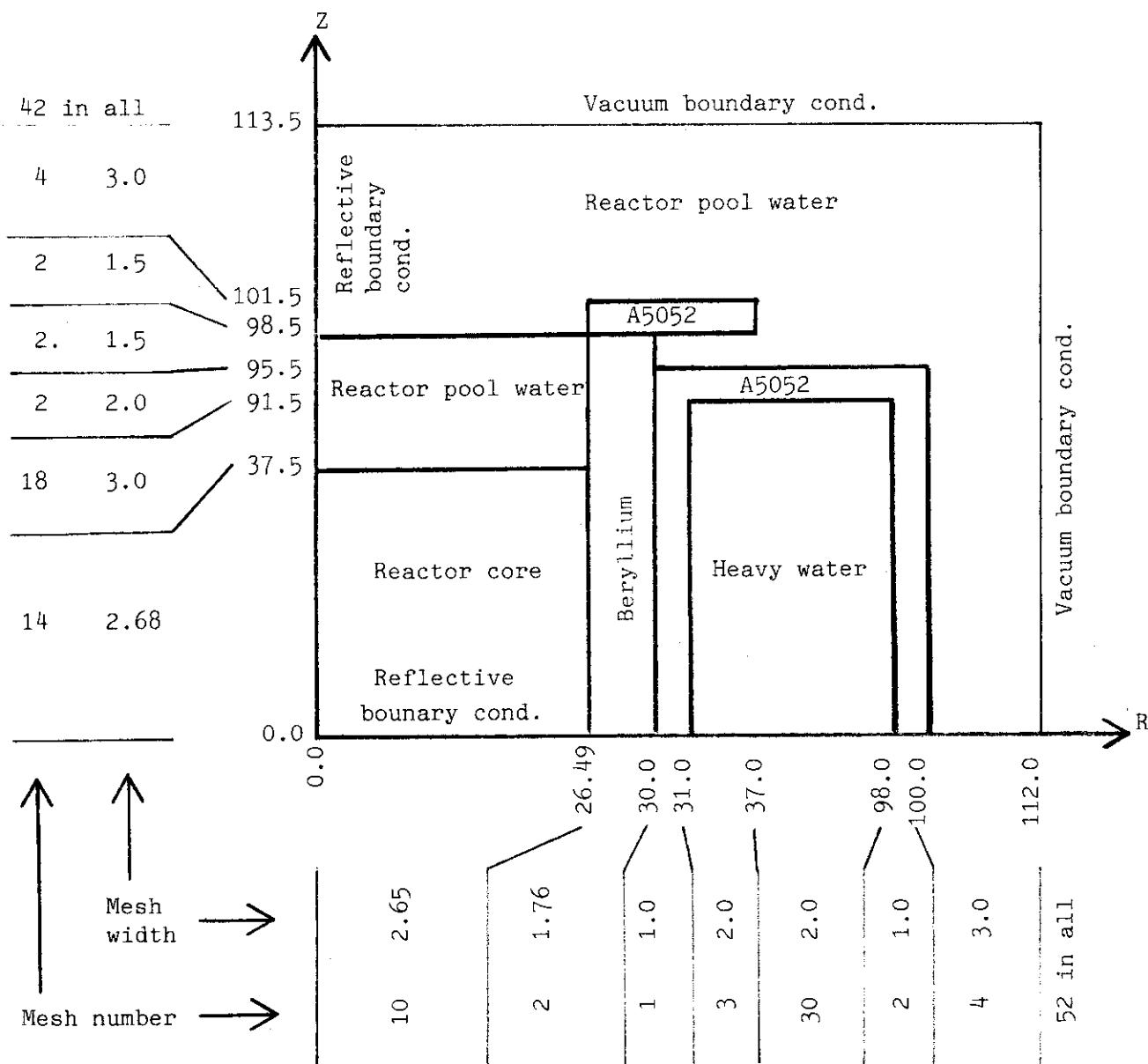


Fig. 2.3 DOT computational geometry (upper part of the reactor)

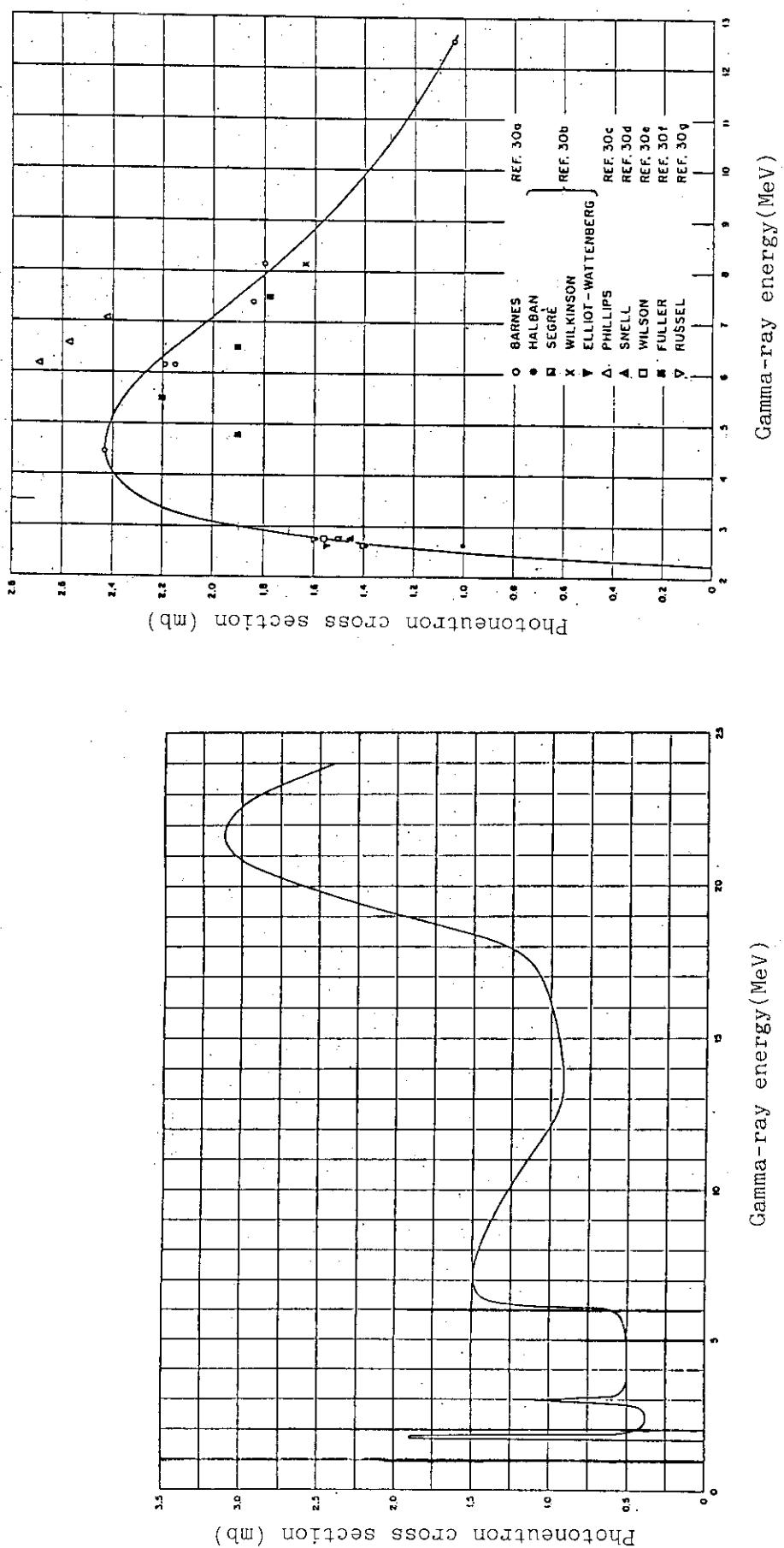


Fig. 2.4 Photoneutron cross sections of beryllium and deuterium³⁾

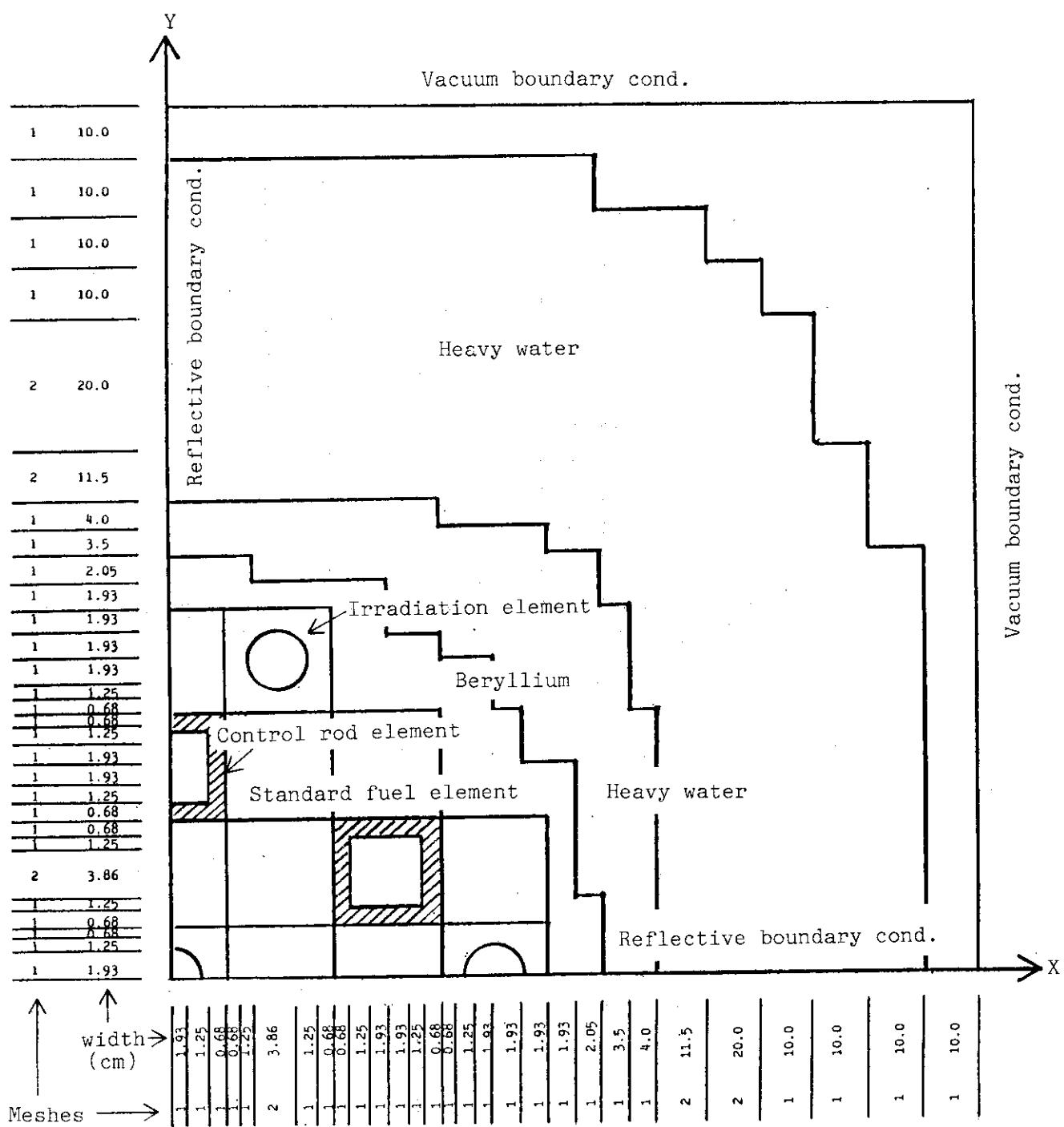


Fig. 2.5 XY section of CITATION computational geometry

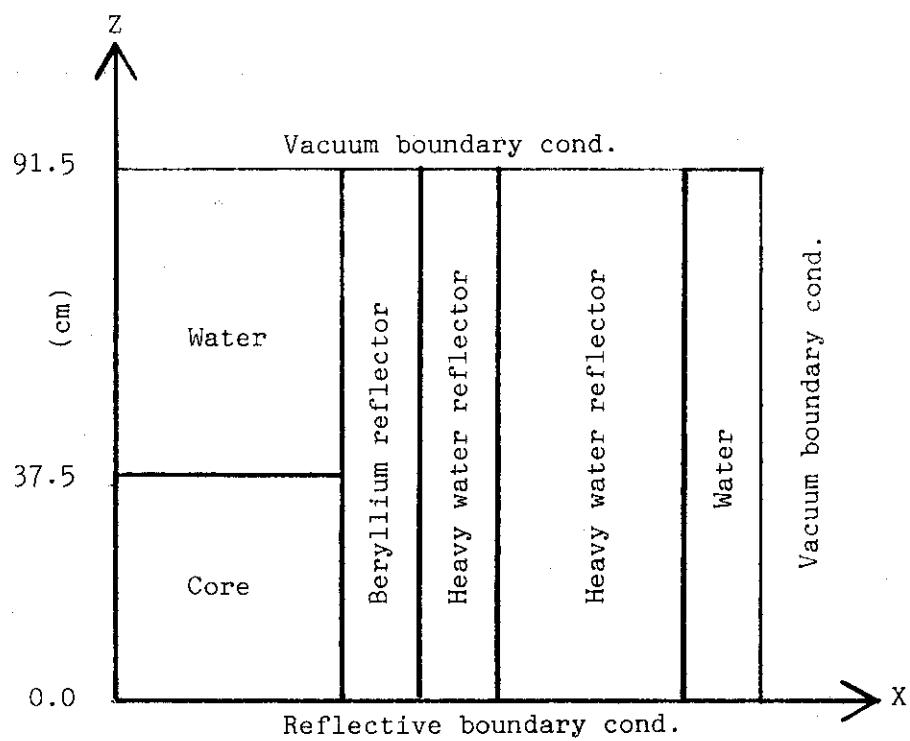


Fig. 2.6 Vertical section of CITATION computational geometry

3. 計 算 結 果

原子炉停止後の冷却時間 (cooling time)としては、1時間、1日、1週、1ヶ月及び6ヶ月を考えた。これらの冷却時間に対する炉心からのガンマ線強度 (photons / sec / core) をTable 3.1 に示す。表中にはDOT コードを用いてのガンマ線分布の計算のエネルギー群 (群構造についてはTable 2.2 参照) の群番号が①, ②, ③, ④, ⑤, 及び⑥と示される。このエネルギー群分けにおいては、高エネルギー側のガンマ線強度が、他のエネルギー領域に比べて非常に小さく (10^{-6} のオーダー以下), 光中性子反応への寄与も少ない (Fig. 2.4 参照; この図はリニヤスケールであることに注意) と推定されるので、無視する。

CITATION 計算に対する原子炉停止後 1 週間、1 ヶ月及び 6 ヶ月のときの光中性子線源強度を Fig. 3.1 に示す。これらの線源強度は、CITATION 計算におけるエネルギー群構造 (Table 2.5 参照) で、第 1 群に属する (光中性子反応断面積の図 Fig. 2.4 を参照すれば容易に理解できる)。

CITATION 計算における体系モデル図 (Fig. 2.5 及び Fig. 2.6 参照) に示された炉心中心上での X 軸方向 (実際は、Y 軸: 0.965 cm 上), 及び Y 軸方向 (実際は、X 軸: 0.965 cm 上) での、炉停止後 1 週間、1 ヶ月、及び 6 ヶ月に対する中性子束分布を Fig. 3.2 ~ Fig. 3.7 に示す。また、炉心出力分布を Fig. 3.8 ~ Fig. 3.13 に示す。これら図の対応を一覧にしたのが Table 3.2 である。

原子炉停止後の冷却時間、1 週間、1 ヶ月、及び 6 ヶ月に対する炉心出力を Table 3.3 に示す (表には、定格出力 20 MW に対する比も示してある)。通常の原子炉運転サイクルでは、原子炉停止後 1 週間で再起動することになっているので、このときの炉心出力は約 80 ワットとわかる (定格出力との比では 4×10^{-6})。なお、ここで用いた中性子束から炉心出力への変換に用いた数値を Table 3.4 に示す。尚、実効増倍率 K_{eff} は 0.84272 であった。

Table 3.1 Number of gamma-photons in burnup fuel at each cooling time
(photons/sec/core)

		Cooling time after reactor shutdown					
		Discharge	1 hour	1 day	7 days	30 days	180 days
Gamma ener.	MeV						
6	3.00E-02	5.82E+15	4.84E+15	4.21E+15	2.27E+15	2.14E+14	4.36E+08
	4.00E-02	8.21E+15	7.13E+15	5.20E+15	9.06E+14	1.24E+13	2.13E+10
	6.00E-02	1.15E+16	1.14E+16	9.32E+15	3.09E+15	2.07E+14	3.58E+09
	1.00E-01	1.13E+16	1.93E+15	2.59E+13	7.14E+12	3.91E+11	3.18E+08
	1.50E-01	5.41E+15	5.37E+15	4.09E+15	7.86E+14	1.29E+13	2.57E+08
	2.00E-01	6.75E+15	6.71E+15	5.50E+15	1.90E+15	1.33E+14	1.79E+08
	3.00E-01	4.99E+17	1.47E+17	3.20E+16	3.30E+16	7.42E+15	1.34E+15
	6.30E-01	9.76E+17	5.46E+17	2.42E+17	1.20E+17	6.78E+16	1.56E+16
	1.10E+00	3.99E+17	1.10E+17	2.24E+16	5.44E+15	1.10E+15	1.03E+14
	1.55E+00	4.02E+17	7.43E+16	3.86E+16	2.75E+16	7.74E+15	3.97E+13
5	4	1.92E+00	4.22E+16	1.55E+16	1.49E+15	3.94E+14	1.36E+14
	3	2.38E+00	5.11E+16	2.01E+16	1.14E+15	8.58E+14	2.50E+14
	2	2.75E+00	2.52E+16	3.91E+15	2.48E+14	4.02E+11	8.08E+10
	1	3.25E+00	1.87E+16	2.79E+15	5.33E+10	2.62E+09	2.45E+09
		Energy group number					
3	7.0E+00	2.93E+15	1.75E+14	3.49E+03	3.47E+03	3.33E+03	2.69E+03
4	2.2E+00	9.03E+15	4.73E+09	2.19E+03	2.19E+03	2.10E+03	1.70E+03
4	7.0E+00	4.24E+15	9.25E+08	1.04E+03	1.03E+03	9.94E+02	8.04E+02
5	2.5E+00	1.03E+15	5.68E+09	6.53E+02	6.51E+02	6.26E+02	5.06E+02

Table 3.2 List of figures on neutron flux distribution
and power distributions

		Cooling time after shutdown		
		one week	one month	six months
Neutron fluxes	X direc. (Y=0.965cm)	Fig. 3.2	Fig. 3.3	Fig. 3.4
	Y direc. (X=0.965cm)	Fig. 3.5	Fig. 3.6	Fig. 3.7
Power distribut.	X direc. (Y=0.965cm)	Fig. 3.8	Fig. 3.9	Fig. 3.10
	Y direc. (X=0.965cm)	Fig. 3.11	Fig. 3.12	fig. 3.13

Table 3.3 Reactor powers at three cooling times

Cooling time	Reactor power(W)	Reactor power/20MW
one week	78.28	3.9×10^{-6}
one month	22.24	1.1×10^{-6}
six months	0.3967	2.0×10^{-8}

Table 3.4 Flux-to-power conversion factors

Neutron group name	Conversion factor($\text{W}/\text{cm}^3/\text{flux}$)
Fast group	1.1774×10^{-14}
Epithermal group	1.3053×10^{-13}
Thermal group	1.8949×10^{-12}

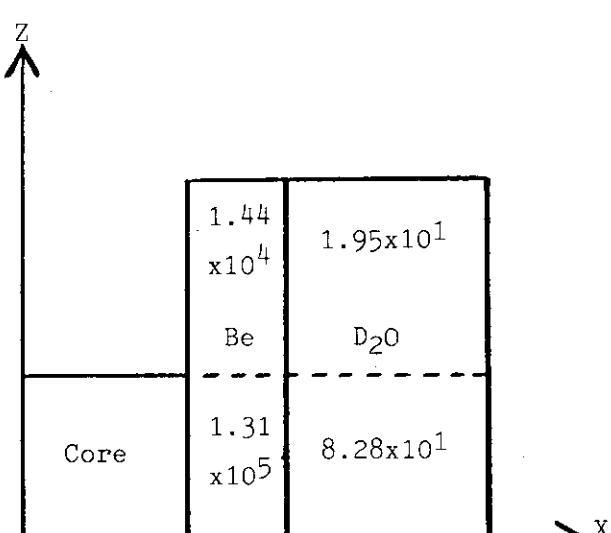
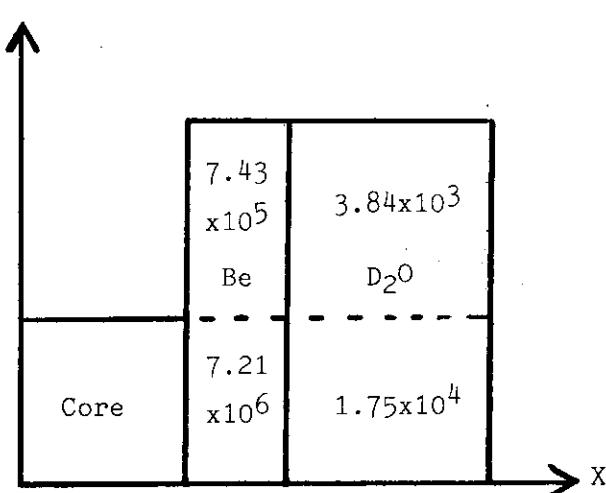
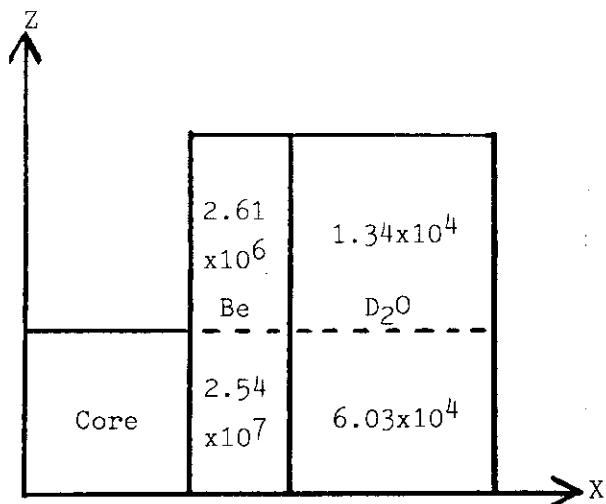


Fig. 3.1 Photoneutron source for CITATION calculations
(unit: neutrons/sec/cm³)

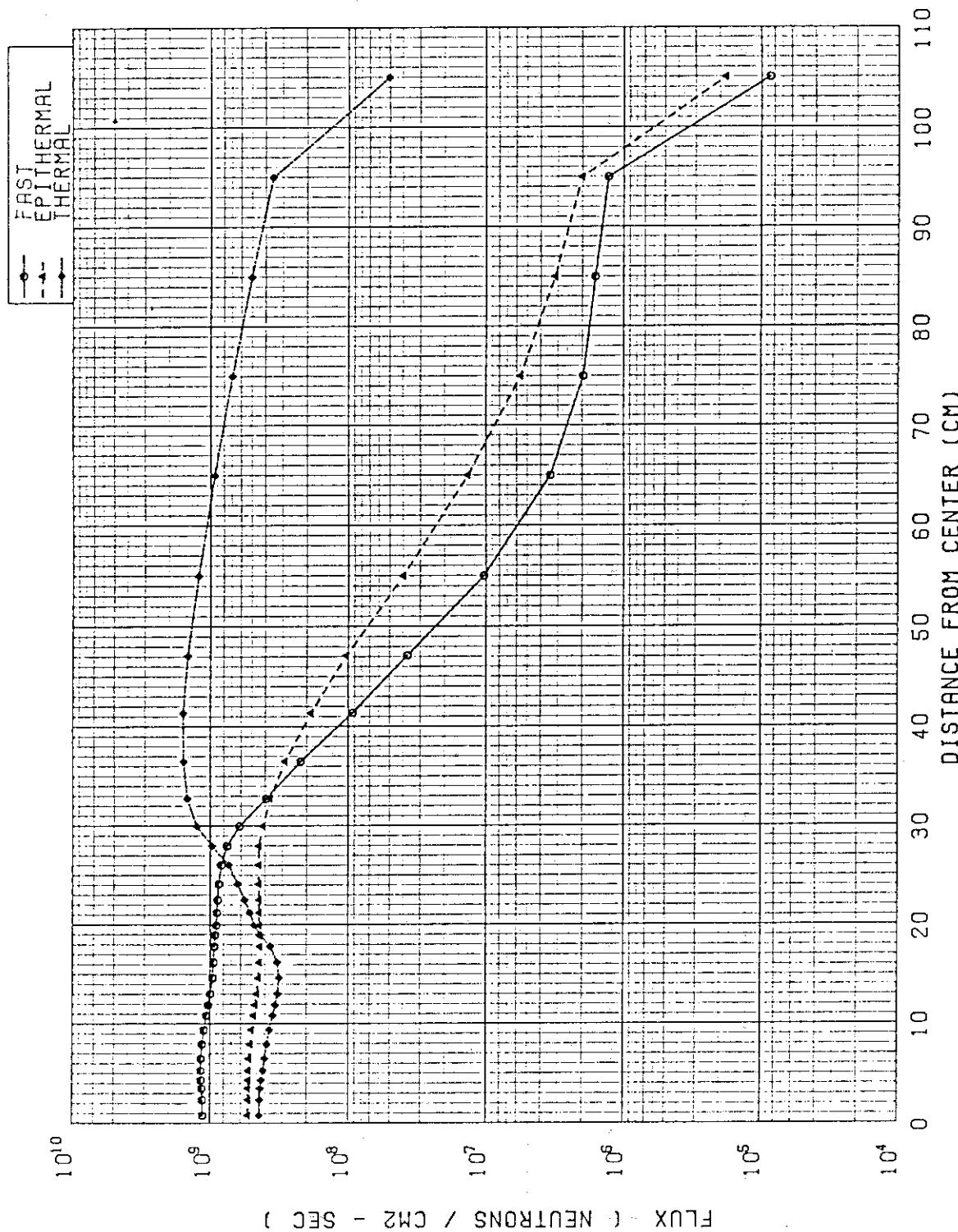


Fig. 3.2 Neutron flux distributions along X-axis at one week after reactor shutdown

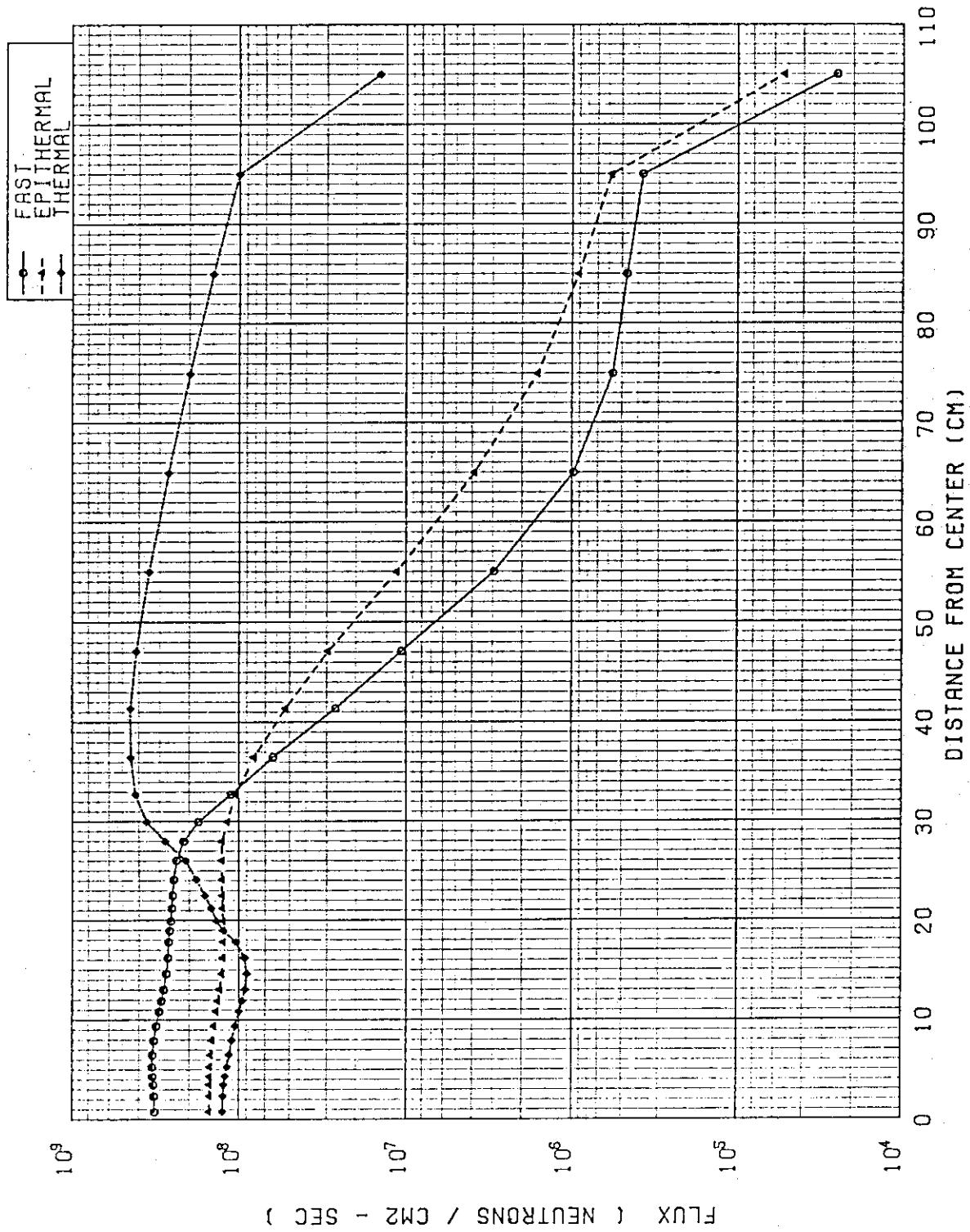


Fig. 3.3 Neutron flux distributions along X-axis at one month after reactor shutdown

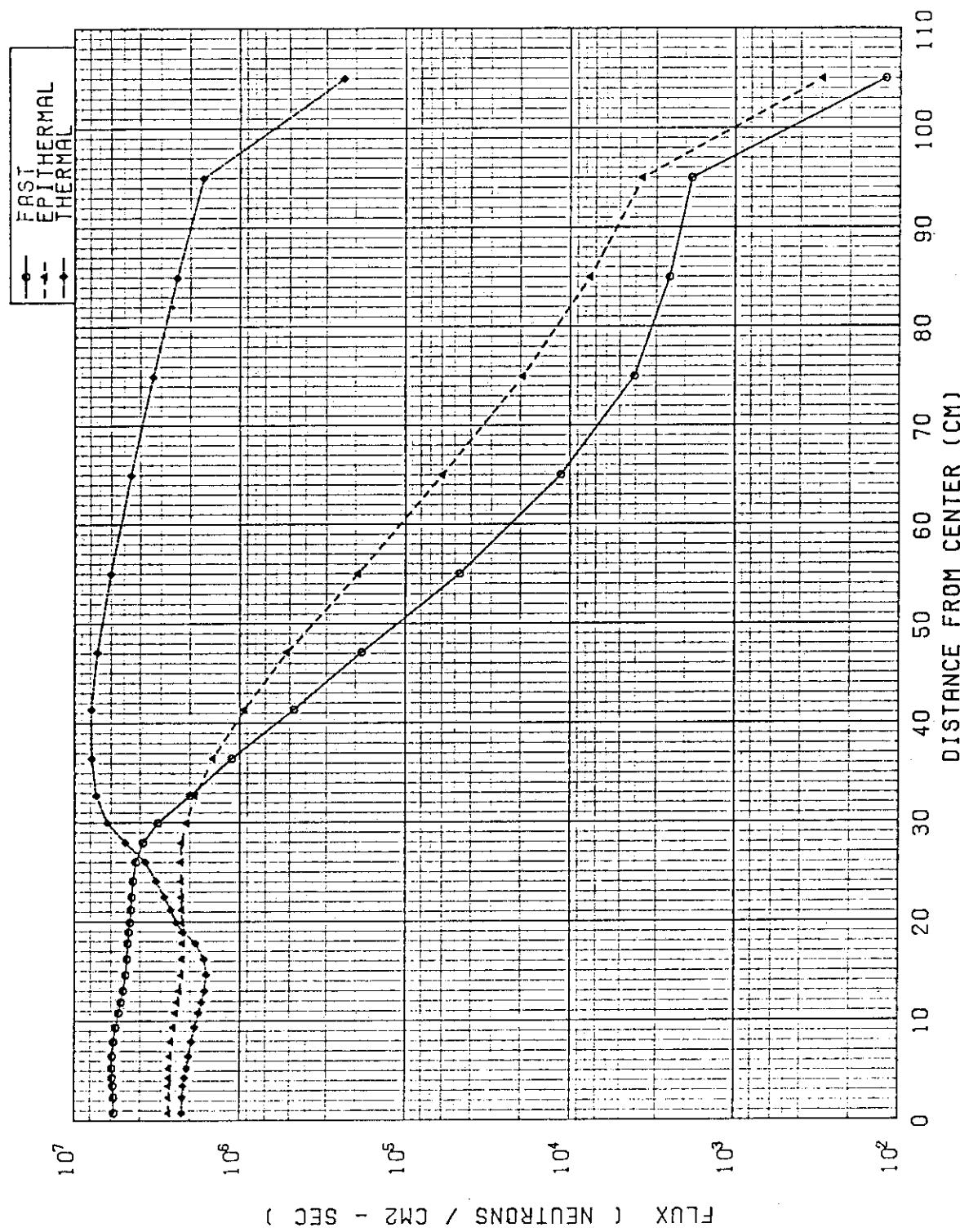


Fig. 3.4 Neutron flux distributions along X-axis at six months after reactor shutdown

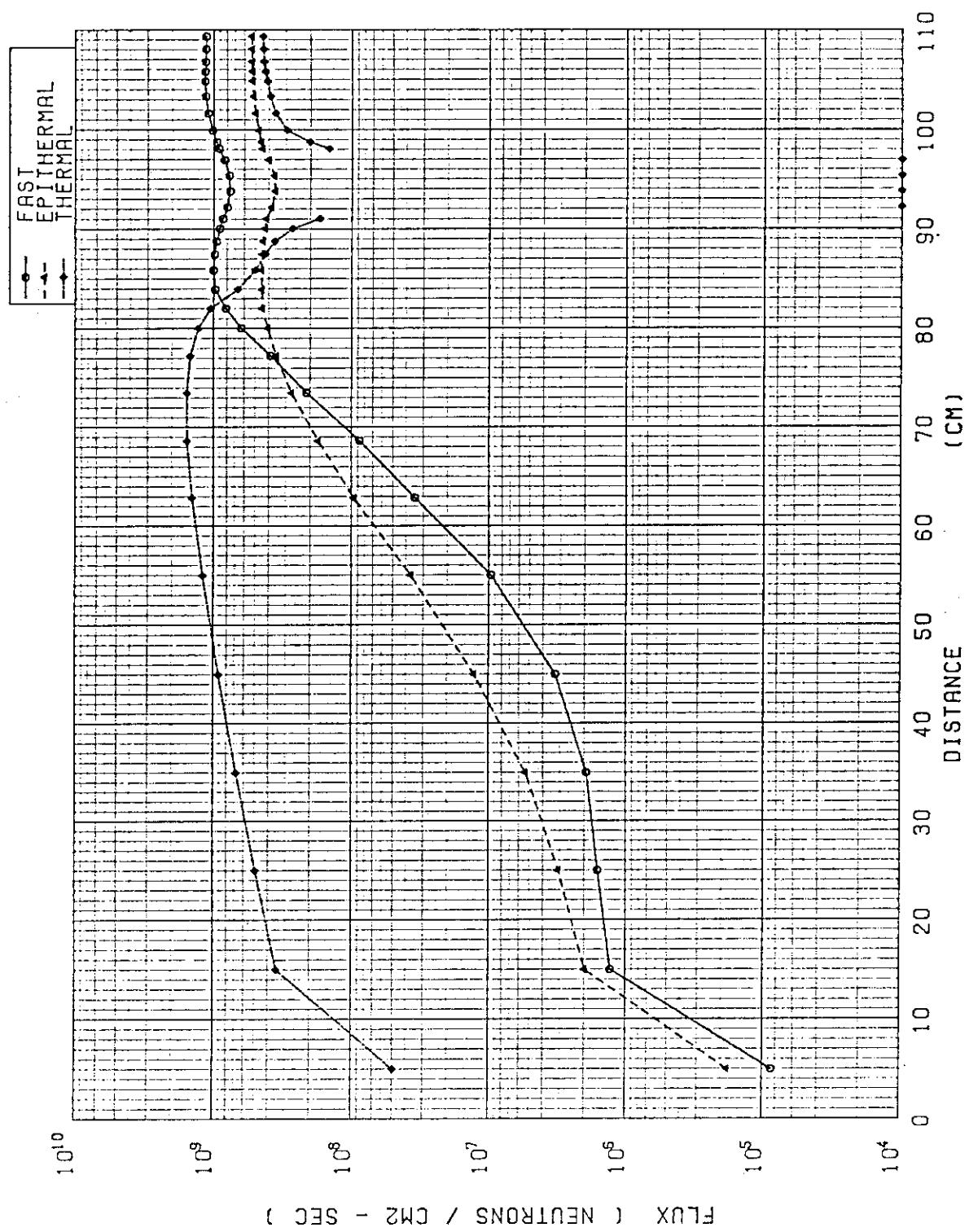


Fig. 3.5 Neutron flux distributions along Y-axis at one week after reactor shutdown

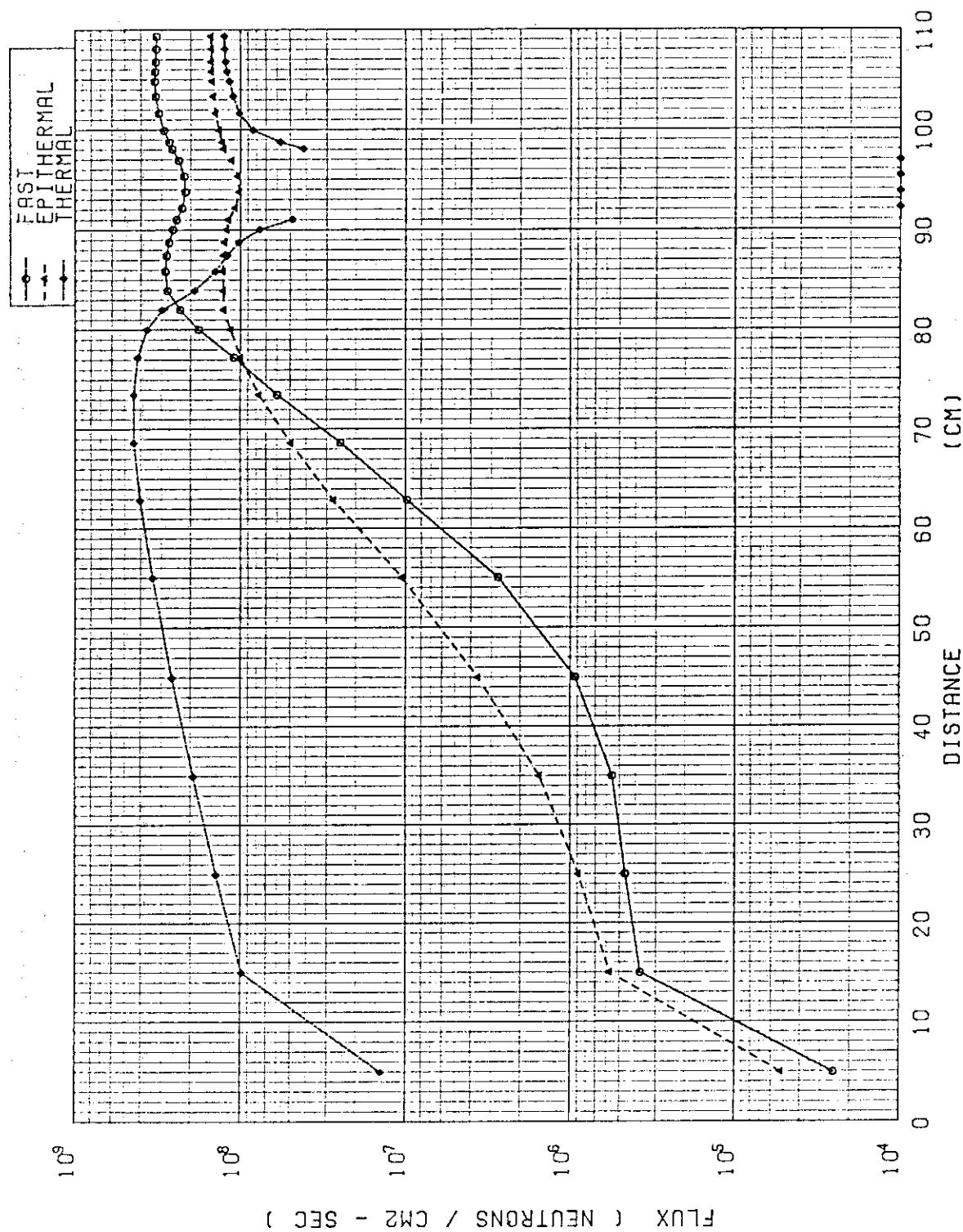


Fig. 3.6 Neutron flux distributions along Y-axis at one month after reactor shutdown

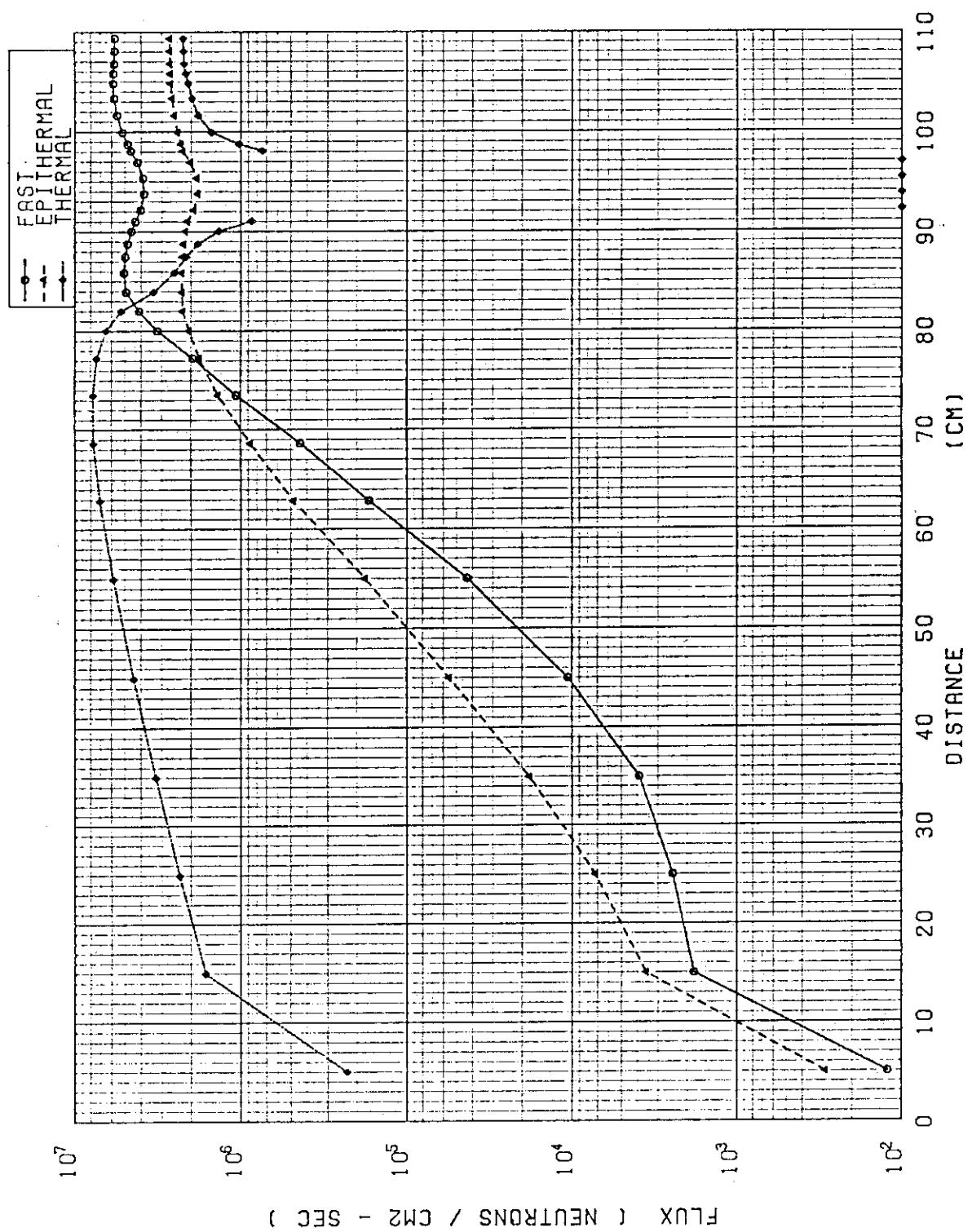


Fig. 3.7 Neutron flux distributions along Y-axis at six months after reactor shutdown

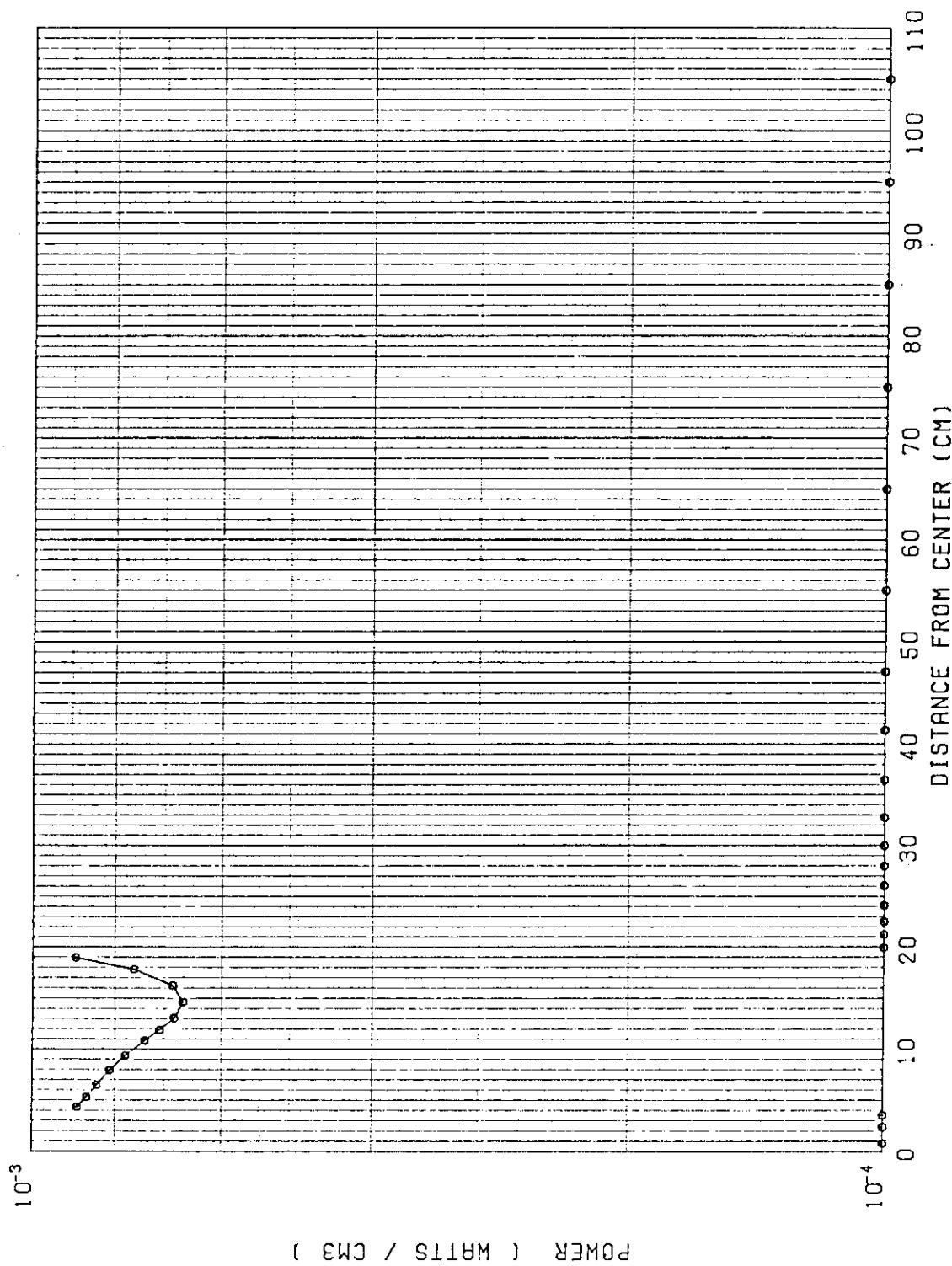


Fig. 3.8 Power distribution along X-axis at one week after reactor shutdown

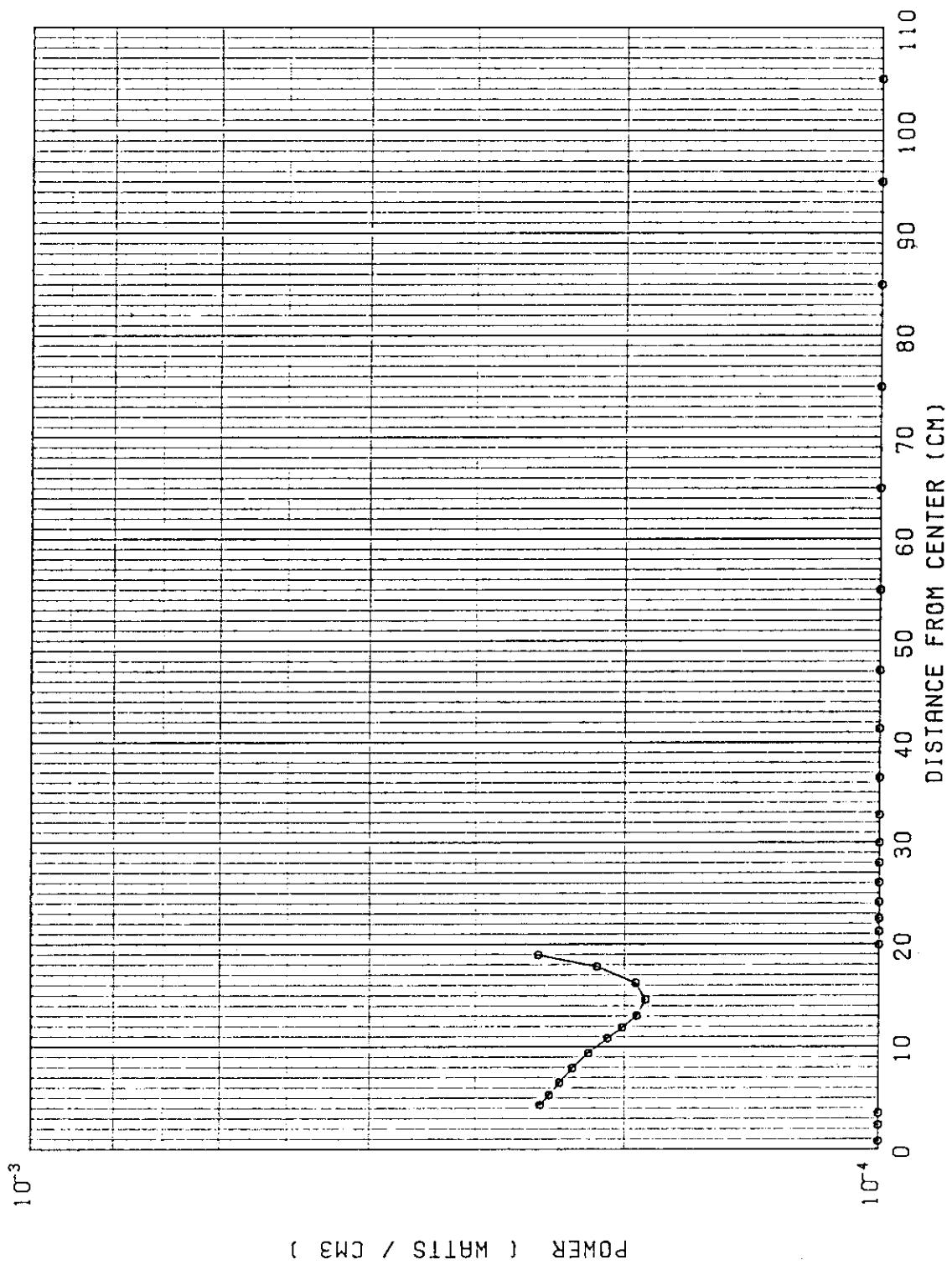


Fig. 3.9 Power distribution along X-axis at one month after reactor shutdown

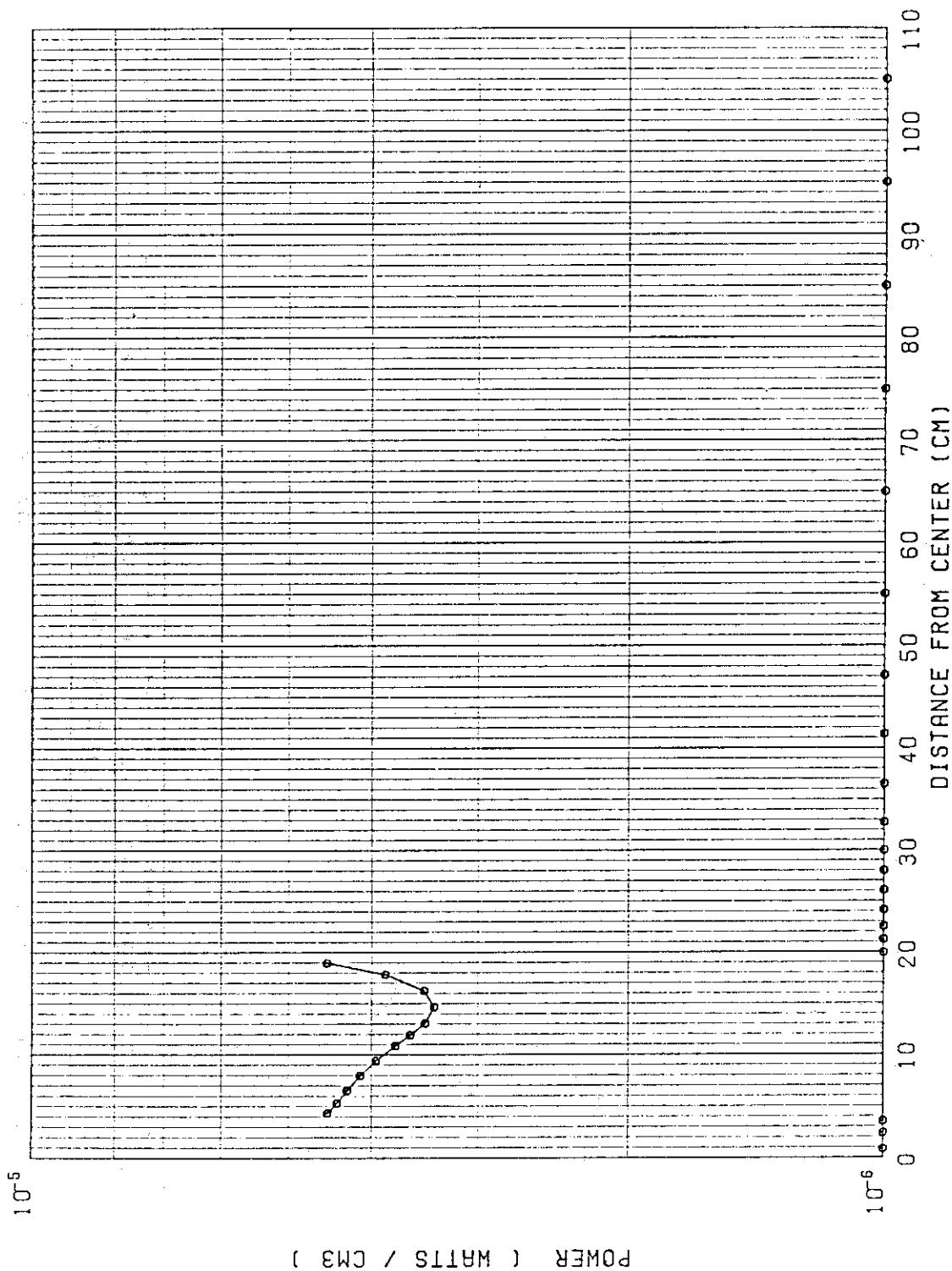


Fig. 3.10 Power distribution along X-axis at six months after reactor shutdown

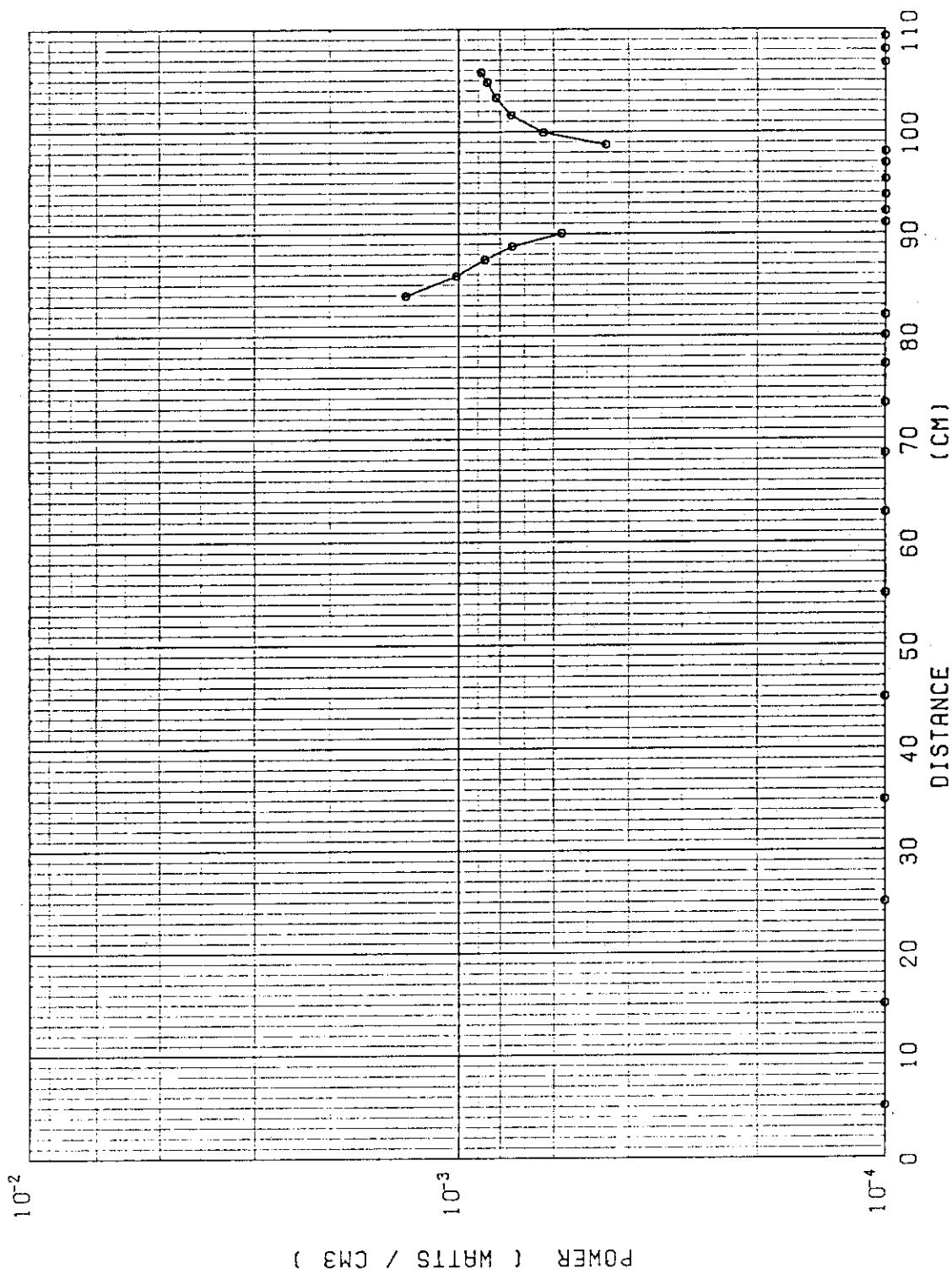


Fig. 3.11 Power distribution along Y-axis at one week after reactor shutdown

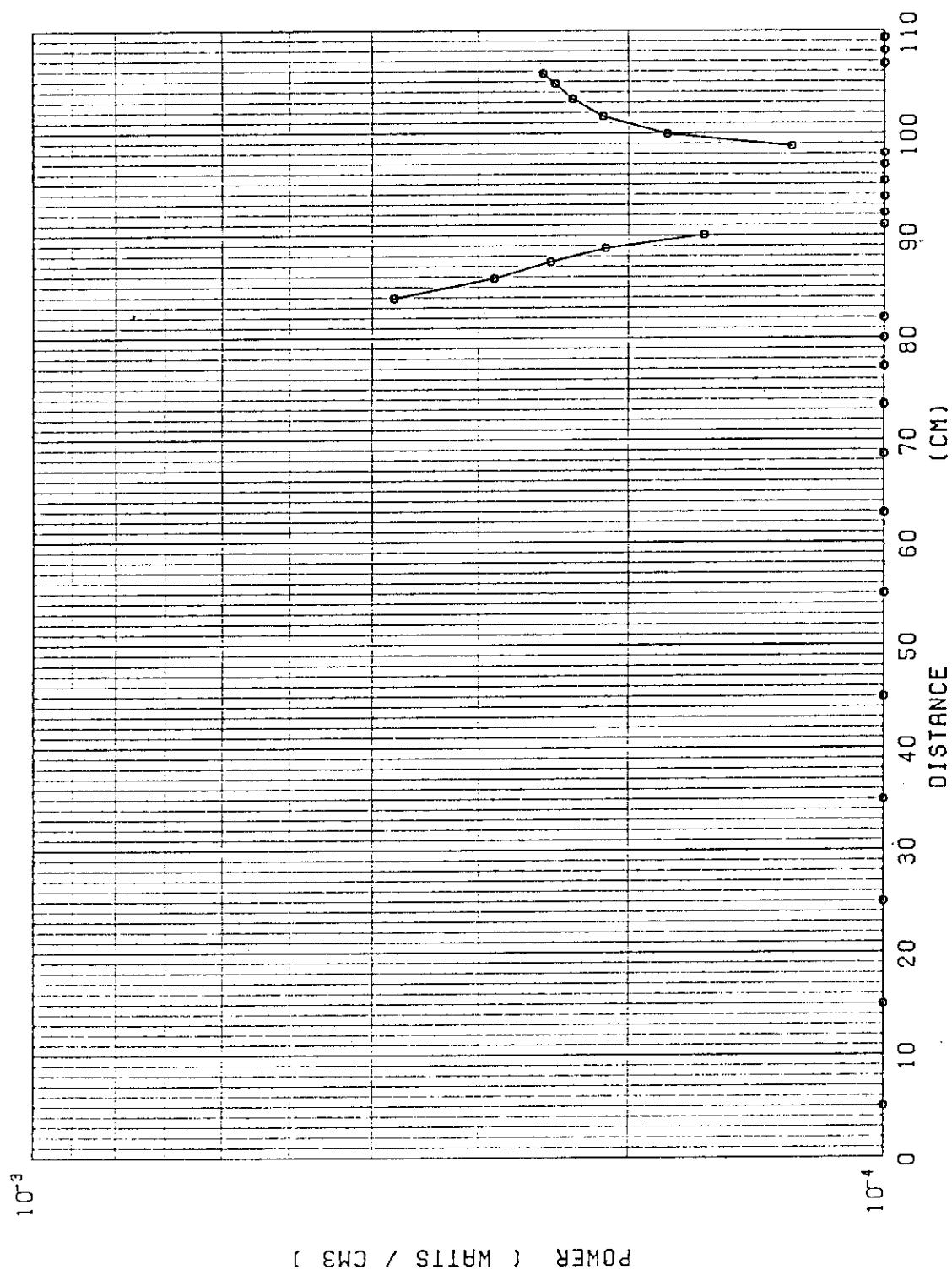


Fig. 3.12 Power distribution along Y-axis at one month after reactor shutdown

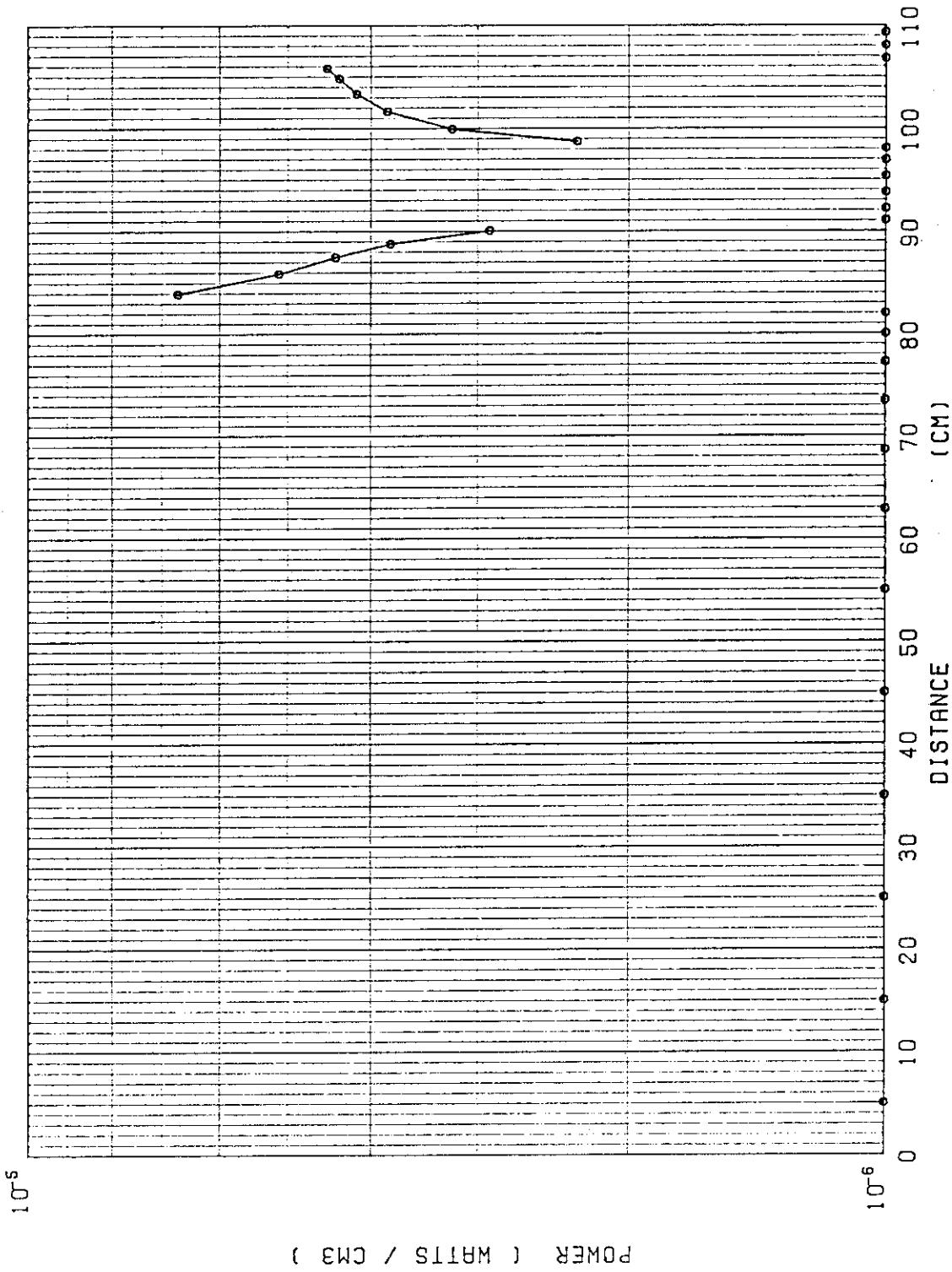


Fig. 3.13 Power distribution along Y-axis at six months after reactor shutdown

4. あとがき

原子炉停止後の炉心出力が定量的に求められた。これらの数値は、原子炉再起動時に光中性子がそのまま中性子源として用いられるかどうかの目安として用いられよう。

更に、事故解析の項目のひとつである冷態停止時からの反応度事故解析では、解析条件のひとつとして用いられよう。

反射体からの光中性子が炉心出力に与える影響について、その計算の詳細、定量的評価を記述した文献は我々の調査では見当らなかった（炉心内からの光中性子に与える影響についてはある¹⁰⁾）。研究炉等で反射体に光中性子生成物質が使われる場合、原子炉の安全評価及び運転で参考となると思われる。

謝 辞

CITATION計算の際、核設計で用いた群定数を提供された市川博喜氏（研究炉管理部研究炉開発室、現科学技術庁原子力安全局原子炉規制課）、及び草稿をレビューし適切なコメントを下された鈴木友雄氏（遮蔽研究室室長）に深遠なる謝意を表わします。

4. あとがき

原子炉停止後の炉心出力が定量的に求められた。これらの数値は、原子炉再起動時に光中性子がそのまま中性子源として用いられるかどうかの目安として用いられよう。

更に、事故解析の項目のひとつである冷態停止時からの反応度事故解析では、解析条件のひとつとして用いられよう。

反射体からの光中性子が炉心出力に与える影響について、その計算の詳細、定量的評価を記述した文献は我々の調査では見当らなかった（炉心内からの光中性子に与える影響についてはある¹⁰⁾）。研究炉等で反射体に光中性子生成物質が使われる場合、原子炉の安全評価及び運転で参考となると思われる。

謝 辞

CITATION計算の際、核設計で用いた群定数を提供された市川博喜氏（研究炉管理部研究炉開発室、現科学技術庁原子力安全局原子炉規制課）、及び草稿をレビューし適切なコメントを下された鈴木友雄氏（遮蔽研究室室長）に深遠なる謝意を表わします。

文 献

- 1) Chilton, A.B., et al.: "Principles of radiation shielding," Prentice-Hall, Inc. (1984).
- 2) Soodak, H.(ed.): "Reactor Handbook, 2nd ed. Vol. III-A, Physics," Int. Publishers (1962).
- 3) Blizzard, E.P. and Abbot, L.S. (eds.): "Reactor Handbook, 2nd ed. Vol. III-B, Shielding," idem (1962).
- 4) 鶴田晴通, 市川博喜, 岩崎淳一: "JRR-3改造炉の核設計," JAERI-M 84-099 (1984).
- 5) Bell, M.J.: "ORIGEN-79 Isotope Generation and Depletion Code — Matrix Exponential Method," CCC-217, ORNL-4628 (1973).
- 6) Knight, J.R. and Mynatt, F.R.: "MUG, A program for generating multigroup photon cross sections," CTC-17 (1970).
- 7) Phodes, W.A.: "DOT3.5, Two-Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code," RSIC CCC-276 (1975).
- 8) Fowler, T.B., et al.: "Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION," ORNL-TM-2496, Rev. 2 (1969).
- 9) Akima, H." "New Method of Interpolation and Smooth Curve Fitting Based on Local Procedures," J. ACM, 17, 589 (1972); 伊勢武治, 筒井恒夫: 内挿法の数値解法プログラム(SSLの拡充とベンチマーク・テストNo.3),"JAERI-M 7419 (1977).
- 10) Aoki, K. and Kanda, K.: "Effect of (γ ,n) Reactions of Heavy Water Moderator on Beam Quality in Biomedical Irradiation Facility," J. Nucl. Sci. Technol., 20[10], 812~821 (1983).