

JRR-1 の特性試験

研究報告 No. 3-E

1962 年 3 月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

JRR-1 の 特 性 試 験

要 旨

この報告は 1957 年 8 月 27 日に JRR-1 が臨界に達してから、同年 12 月末に至る間に行われた同炉の特性試験に関するものである。JRR-1 はこれまでに建設された同型式の炉中では最高の性能を持つように設計されていたが、特性試験の結果、仕様性能は満たされていることがわかった。特性試験の内容は、制御棒較正、反応度の質量ならびに温度係数の測定、中性子束およびガンマ線強度分布の測定、出力較正と高出力試験などである。JRR-1 は 1957 年 12 月末までに約 580 kWh 運転され、炉自身の動作状況は大体において満足すべき結果を示している。

1958 年 4 月

JRR-1 管 理 室^{*}

Operating Characteristics of JRR-1

Abstract

Japan Research Reactor No. 1, a 50 kW homogeneous solution type reactor, reached its criticality on 27th of August, 1957 and has been operated approximately 580 kilowatt hours by the end of the year. The operating characteristics of the reactor observed are reported in this paper. Informations are also included on control rods calibration, mass and temperature coefficient of reactivity, neutron and gamma ray intensity distribution, power calibration test and high power operation etc.

The data meet with the substantial items of its specification satisfactorily.

April 1958

JRR-1 Operation Group^{**}

Japan Atomic Energy Research Institute

^{*} 神原豊三、柿原幸二、松本元一、庄司務、吉米地順、古橋晃、佐藤一男、飯島勉、富井昭三、平田実徳、古田悠、高橋嘉右、平田穰、小川雄一、江頭忠彦（以上原研）、今井宗丸（日立中研）、加藤洋明（日立研）

^{**} TOYOZO KAMBARA, KOHJI KAKIHARA, TSUTOMU SHOJI, GENICHI MATSUMOTO, KEN TOMA-BECHI, AKIRA FURUHASHI, KAZUO SATO, TSUTOMU IJIMA, KAKUZO TOMII, MITSUHO HIRATA, YUTAKA FURUTA, KASUKE TAKAHASHI, YUTAKA HIRATA, YUICHI OGAWA, TADAHIKO EGASHIRA (Japan Atomic Energy Research Institute), MUNEMARO IMAI (Hitachi Central Research Laboratory), YOME KATŌ (Hitachi Research Laboratory)

目 次

	緒 言	1
第 I 章	制御棒校正	1
第 II 章	反応度の質量および温度係数	3
第 III 章	各実験孔内中性子束分布	4
第 IV 章	実験孔の遮蔽壁内部分における中性子束の減衰	5
第 V 章	ガンマ線強度とその時間変化	6
第 VI 章	出力校正および高出力試験	7
	結 語	11
	文 献	11

表 目 次

TABLE I-1	制御棒相互間の影響に関するデータ	12
TABLE III-1	主な実験孔内部における最大熱中性子束	12
TABLE IV-1	実験孔外に取り出し得る熱中性子束	12
TABLE VI-1	高出力運転時のデータ	13

図 目 次

Fig. I-1	制御棒の校正曲線 (I) (余剰反応度注入以前)	14
Fig. I-2	制御棒の校正曲線 (II)	15
Fig. II-1	燃料除去量と反応度減少量との関係	16
Fig. II-2	臨界実験の際の ^{235}U 質量と反応度との関係	17
Fig. II-3	臨界実験の際の燃料溶液量と反応度との関係	18
Fig. II-4	反応度-温度特性 (I)	18
Fig. II-5	反応度-温度特性 (II)	19
Fig. III-1	JRR-1 実験孔配置図	20
Fig. III-2	箔容器およびルーサイト製支持棒	20
Fig. III-3	実験孔内でのインジウム箔の配置	21
Fig. III-4	炉心貫通実験孔 (No. 1) 中性子束分布	21
Fig. III-5	2 吋貫通実験孔 (No. 2) 中性子束分布	22
Fig. III-6	南側 4 吋水平実験孔 (No. 3) 中性子束分布	23
Fig. III-7	西側 6 吋 - 4 吋水平実験孔 (No. 4) 中性子束分布	24
Fig. III-8	北側 4 吋水平実験孔 (No. 5) 中性子束分布	25
Fig. III-9	北側 3 吋水平実験孔 (No. 6) 中性子束分布	26
Fig. III-10	南側 3 吋水平実験孔 (No. 9) 中性子束分布	27
Fig. III-11	水平熱中性子柱 (No. 11) 中性束分布	28
Fig. III-12	南側 4 吋垂直実験孔 (No. 12) 中性子束分布	29
Fig. III-13	北側 4 吋垂直実験孔 (No. 13) 中性子束分布	30
Fig. III-14	北側 4 吋垂直実験孔 (No. 14) 中性子束分布	31

Fig. III-15	南側4吋垂直実験孔 (No. 15) 中性子束分布	32
Fig. IV-1	小型 BF ₃ 計数管略図	33
Fig. IV-2	熱中性子束減衰曲線 (No. 3 実験孔)	33
Fig. IV-3	熱中性子束減衰曲線 (No. 7 実験孔)	34
Fig. IV-4	熱中性子束減衰曲線 (No. 1 実験孔)	35
Fig. IV-5	熱中性子束減衰曲線 (No. 4 実験孔)	36
Fig. V-1	サブバイル室およびガンマ線照射室配置図	37
Fig. V-2	ガス再結合器とガンマ線照射実験孔	37
Fig. V-3	ガンマ線レベルの時間変化	38
Fig. V-4	ガンマ線レベルの減衰曲線	38
Fig. VI-1	冷却水流量計の原理図	39

Contents

Introduction	1
Ch. I. Control Rods Calibration	1
Ch. II. Mass and Temperature Coefficient of Reactivity	3
Ch. III. Neutron Flux Distribution in Each Beam Hole	4
Ch. IV. Attenuation of Neutron Flux in the Concrete Shield Region of Beam Holes	5
Ch. V. Gamma Ray Intensities and Time Dependent Variation	6
Ch. VI. Power Calibration Test and High Power Operation	7
References	11
Conclusion	11

TABLE Contents

TABLE I-1 Data on Mutual Interference of Control Rods	12
TABLE III-I Maximum Thermal Neutron Flux in Beam Holes	12
TABLE IV-1 Thermal Neutron Flux Available outside of Beam Hole at Reactor Surface	12
TABLE VI-1 Data on High Power Operation	13

Figure Contents

Fig. I-1 Control Rods Calibration Curve (I) (Before Loading of Excess Reactivity)	14
Fig. I-2 Control Rods Calibration Curve (II)	15
Fig. II-1 Removed Fuel vs. Reactivity Decrease	16
Fig. II-2 Loaded ²³⁵ U vs. Reactivity (Data on Critical Experiment)	17
Fig. II-3 Fuel Solution Amount vs. Reactivity (Data on Critical Experiment)	18
Fig. II-4 Reactivity vs. Temperature (I)	18
Fig. II-5 Reactivity vs. Temperature (II)	19
Fig. III-1 Beam Holes of JRR-1	20
Fig. III-2 Foil Container and Lucite Holder	20
Fig. III-3 Location of In Foils in Central Exposure Tube	21

Fig. III-4	Neutron Flux Distribution in Central Exposure Tube (No. 1)	21
Fig. III-5	Neutron Flux Distribution in 2" ϕ Through Tube (No. 2)	22
Fig. III-6	Neutron Flux Distribution in (South) 4" ϕ Horizontal Hole (No. 3)	23
Fig. III-7	Neutron Flux Distribution in (West) 6"-4" ϕ Horizontal Hole (No. 4)	24
Fig. III-8	Neutron Flux Distribution in (North) 4" ϕ Horizontal Hole (No. 5)	25
Fig. III-9	Neutron Flux Distribution in (North) 3" ϕ Horizontal Hole (No. 6)	26
Fig. III-10	Neutron Flux Distribution in (South) 3" ϕ Horizontal Hole (No. 9)	27
Fig. III-11	Neutron Flux Distribution in Horizontal Thermal Column (No. 11)	28
Fig. III-12	Neutron Flux Distribution in (South) 4" ϕ Vertical Beam Hole (No. 12)	29
Fig. III-13	Neutron Flux Distribution in (North) 4" ϕ Vertical Beam Hole (No. 13)	30
Fig. III-14	Neutron Flux Distribution in (North) 4" ϕ Vertical Beam Hole (No. 14)	31
Fig. III-15	Neutron Flux Distribution in (South) 4" ϕ Vertical Beam Hole (No. 15)	32
Fig. IV-1	BF ₃ Microcounter	33
Fig. IV-2	Thermal Neutron Attenuation Curve in (South) 4" ϕ Horizontal Hole (No. 3)	33
Fig. IV-3	Thermal Neutron Attenuation Curve in (North) 6" ϕ Thermal Column Access Port (No. 7)	34
Fig. IV-4	Thermal Neutron Attenuation Curve in Central Exposure Tube (No. 1)	35
Fig. IV-5	Thermal Neutron Attenuation Curve in (West) 6"-4" ϕ Horizontal Hole (No. 4)	36
Fig. V-1	Sub-pile Room and Gamma Exposure Room	37
Fig. V-2	Gas Recombiner and Gamma Ports	37
Fig. V-3	Time Dependent Variation of Gamma Ray Intensity	38
Fig. V-4	Decay Curve of Gamma Ray Intensity	38
Fig. VI-1	Schematic Drawing of Coolant Flow Meter	39

緒 言

JRR-1 は、20% の濃縮ウランを燃料に用い、最高出力 50 kW の原子炉として設計された。これは、濃縮の低度であるのに対して、出力が同型炉のうち最高であるという点で、世界でも最初の試みであった。したがって、わが国最初の原子炉としての運転経験の面から、またこの炉を用いる実験計画の上からの期待とともに、その動作特性に関して設計上の観点からも大きな興味を持たれていた。

JRR-1 管理室は、この炉の臨界到達後、直ちに特性試験を開始し、1957 年末までに、この報告書に記した実験のほか、ラジオアイソトープの生産など若干の応用実験を行った。この間原子炉完工式および炉建物の追加工事などで延べ約 1 ヶ月半にわたって実験が中断されたため、必ずしも満足すべき成果をおさめ得た

わけではないが、炉の基本的な性能、特性を明らかにすることができた。

特性試験のうち、第 I 章および第 II 章に記された実験、ならびに第三章、第四章中の実験の一部は炉のメーカーたる米国 NAA 社アトミックス・インターナショナルの技師 D. J. COCKERAM および W. G. RODEBACK の指導の下に行われた。また全期間を通じて JRR-1 管理室員のほかに、原子力工学部計測制御研究室の高橋嘉右、日立製作所の今井宗丸、加藤洋明の 3 名が実験に参加した。実験結果のうち、炉と間接的に関係するものについては、別に計測制御研究室から報告される。また運転経験の詳細に関しては後に別の報告書が出される予定である。

第 I 章 制御棒校正

JRR-1 の制御棒機構については別の報告*) に詳しいが、ここではその吸収する等価反応度を測定した結果を記す。制御棒は 4 本あり、いずれも不銹鋼のパイプをかぶせた直径 $\frac{5}{8}$ 、長さ 16" のボロンカーバイドの棒で炉心タンク内に挿入される。その吸収する等価反応度はどの制御棒についてもほぼ等しいが、Fig. 1-2 にみられる通り No. 1 から No. 4 まで番号を付して区別し、普通 No. 1 と No. 2 を安全棒、No. 3 を粗調整棒、No. 4 を自動制御の機構を伴う微調整棒として用いる。当初アトミックス・インターナショナルの仕様書では、各制御棒の等価反応度は約 1.2% ずつで 4 本全体では相互の影響が加わって約 5% と予想してあった。実験結果は以下に示す通り 1 本当たり 2% 近くであり、各制御棒間の相互影響は殆んど認められなかった。

§ I-1 臨界以下における中性子増倍度から求める方法

臨界未満の炉あるいは制御棒によって臨界以下の状態にされた炉においては、炉内の中性子束の強さは一定に止まっており、その値は核燃料物質の存在のため、これら物質の存在しない場合に予想される値に比して一定の倍数を有している。この倍数、すなわち中

性子増倍度 M は、系の中性子増倍係数 k によって定まり、炉内に設置された適当な計数管によって測定するとき、その計数率 X に比例するものとしてあらわれてくる。これらの数値の間の関係式は

$$M = AX = \frac{1}{1-k}$$

で示される。ただし A は幾何学的条係と計数管の効率によってきまる定数である。したがって $\rho = (k-1)/k$ で定義される炉の反応度 ρ は、 A のわかっている計数管による計数率 X を測定すれば

$$\rho = \frac{k-1}{k} = \frac{1}{1-AX}$$

によって計算することができる。

定数 A を決定するには逆に反応度のわかっているときの計数率を知ればよい。そのために次のような方法がとられた。

No. 1, No. 2 および No. 4 の各制御棒を拔出し**) No. 3 制御棒によって炉を臨界状態とする。このとき No. 3 の制御棒の臨界位置 A (このときは 7" 抜き出した所で臨界となった) よりこれを 1" 引きぬき B 位置で止めて臨界超過の状態にし、そのとき炉付属の線

*) 原研 研究報告 No 3-F「JRR-1 の制御系について」参照

**) この測定が行われたのは余剰反応度の注入以前であったので臨界状態するには制御棒は 3 本まで完全に拔出す必要があった

型出力計*)の目盛の上で出力が2倍になるに要する時間 t を測ったところ、24.0 sec であった。これからそのときの炉のペリオド T が

$$T = \frac{t}{\ln 2}$$

によって計算され、 $T=34.6$ sec となった。これから反応度 ρ は

$$\rho = \frac{l}{Tk} + \sum_{i=1}^m \frac{\lambda_i \beta_i}{\lambda_i + T}$$

なる式*)によって計算される。

ただし

l : 炉内での即発中性子の平均寿命

k : 系の中性子増倍係数

λ_i : 遅発中性子の i 番目の組の平均寿命

β_i : 遅発中性子の i 番目の組の実効的平均収率

である。これらの具体的な数値に関しわれわれは D. J. COCKERAM の指示した式

$$\rho = 10^{-6} \left\{ \frac{100}{T} + 1.2 \left(\frac{19250}{T+78} + \frac{46056}{T+31.2} + \frac{11383}{T+8.43} + \frac{9007}{T+3.13} + \frac{627}{T+0.66} + \frac{23.7}{T+0.187} \right) \right\}$$

を用いた。これから 34.6 sec のペリオドに対応する反応度は 0.168% と見積られた。ついで No. 3 の制御棒をB位置に保ち、他の3本の制御棒を適当に挿入して炉を再び臨界状態にする。ここでNo. 3制御棒をA位置まで挿入して炉を臨界以下の状態にする。このとき各制御棒間の相互影響を無視できるものとすれば、炉の反応度は-0.168%である。したがってここで計数率 X を測定すれば

$$A = \frac{\rho - 1}{\rho X}, \quad \rho = -0.00168$$

によって定数が求められる。

われわれは臨界実験にさいして用いた BF₃ 計数管、フィッシュン・チェンバー各2チャンネル**)をそのまま利用し上のようにして定数 A を次のように決定した。

チャンネル	A
BF ₃ 計数管 # 1	0.0234
BF ₃ 計数管 # 2	0.0203
フィッシュン・チェンバー # 1	0.0249
フィッシュン・チェンバー # 2	0.0244

これから臨界以下の状態において制御棒の位置を種々変化させ、その時々計数率を測定して反応度を求め、これにより制御棒の較正曲線を求めてみると Fig. I-1 のようになった。また各制御棒の吸収等価反応度は次の通りである。

制御棒	吸収等価反応度
No. 1	1.69%
No. 2	1.69%
No. 3	1.84%
No. 4	1.86%

§ I-2 標準吸収体による方法

§ I-1 で行われた方法は、余剰反応度の注入以前にその注入量を決定するための資料の一つとして測定されたものである。余剰反応度の注入が終って炉内の核燃料溶液量が最終的にきまってから***)再び制御棒の較正が行われた。このときは前に比べて核燃料溶液量が増加しているの、制御棒の効き方も変わっているだろうと予想された。

このときは標準吸収体として面積 14.76 cm²、厚さ 0.5 mm のカドミウム板を用い、これを炉心中央に貫通実験孔を通じて挿入し、制御棒を操作して炉を臨界状態とした。ついでこの吸収体を抜き出して炉を臨界超過の状態にし、§ I-1 で述べたと同じ方法によってペリオドを、さらにそれからこのカドミウム吸収体の炉心中央位置における吸収等価反応度を求めた。その結果は 0.105% である。

この 0.105% の標準吸収体を用いて制御棒 No. 4 の較正曲線が次のようにして求められた。まず No. 4 の制御棒を挿入位置におき、他の3本の制御棒を用いて炉を臨界状態にする。この炉心中央に標準吸収体を挿入し、No. 4 制御棒をその効果を打消すだけ抜出させる。こうすればこのとき No. 4 制御棒の移動範囲は 0.105% の反応度に相当するわけである。次に吸収体を抜出して No. 4 以外の制御棒を使って再び炉を臨界状態にひきもどす。ここでさらにもう一度吸収体を挿入し、No. 4 制御棒を動かして臨界状態を保つ。こうすると No. 4 制御棒の位置はさらに 0.105% の反応度に相当するだけ抜出されたことになる。以下この操作をくり返して 0.105% ごとに点をとって No. 4 制御棒の較正曲線を求めた結果、Fig. I-2 に示すようになった。

No. 3 制御棒の較正曲線および No. 1, No. 2 各制御棒の吸収等価反応度は No. 4 制御棒の較正曲線を基準にして求められた。すなわち他の制御棒を動かしたときそれを補償する No. 4 制御棒の臨界位置の変化から較正する方法をとった。こうして決定された各制御棒の吸収等価反応度は次の通りである。

制御棒	吸収等価反応度
No. 1	1.98%
No. 2	1.97%

*) 詳細は原研 研究報告 No. 3-F「JRR-1の制御系について」参照

**) 詳細については原研 研究報告 No. 3-D「JRR-1の臨界実験」参照

***) 核燃料溶液の注入量とその組成に関しては原研 研究報告 No. 3-D「JRR-1の臨界実験」参照

No. 3	1.94%
No. 4	1.95%

これによってわかる通り、§I-1 に示す余剰反応度の注入前のデータに比して吸収量が増しているが、これは追加した燃料によって炉心タンク内の溶液面が上り、液面下に入る制御棒の体積が増加したためと思われる。

§I-3 制御棒相互間の影響

制御棒の効き方は、近くにある他の制御棒の位置によって多少変わることが考えられる。そこで種々

の制御棒位置において、一本の制御棒の同一部分の吸収等価反応度がどのように変るかを測定してみた。この結果は TABLE I-1 に示す通りで、他の制御棒を抜き出すことが正負いずれの影響を持つのかよくわからないが、どちらにしてもたいしたことはない模様である。また同表中に記してある通り 2 本の制御棒の効き方はおのおの単独のときの効き方の和とみてよいようである。結局いずれにしても制御棒相互間の影響は顕著には現われていない。

第 II 章 反応度の質量および温度係数

JRR-1 のような溶液均質型の原子炉では核燃料の挿入量は連続値をとり得るので、反応度の質量係数が重要な量となり、またその測定も比較的容易である。またこの型式の炉では減速材である水の熱による膨張に伴って核燃料物質の濃度も低下するので、顕著な負の温度係数が現われる。これらの両係数には設計上、理論上の興味があるとともに、とくに温度係数は炉の安全運転上重要な因子となるので慎重な測定が行われた。

§II-1 反応度の質量係数

i) 燃料溶液を抜きとる方法による測定

制御棒を用いて炉を臨界以下の状態にしておき、さらに炉心から燃料溶液を燃料ドレンタンクに少しづつ抜きとり^{*}、それに伴う反応度の減少を §I-1 で述べた方法によって炉に設置した計数管の計数率から求めていった。このとき炉心内燃料溶液量の変化は炉心内の溶液上面の空間にあるガスの圧力の変化をマンメーターで測定して求めた。すなわちこの空間のガスは閉鎖系中にあるから近似的にボイルの法則が成立する。最初のこの系のガスの圧力を P_0 、体積を V_0 、燃料溶液抜きとり後の圧力を P 、体積を V 、体積変化を $\Delta V = V - V_0$ とすれば

$$P_0 V_0 = PV = P(V_0 + \Delta V)$$

$$\therefore \Delta V = \frac{V_0(P_0 - P)}{P}$$

によって ΔV が求まる^{**}。これは同時に燃料溶液の体積変化量であるからウラン 235 の液中濃度 47.88 gr/l

^{***}) を用いれば除去したウラン 235 の量が求められる。

このようにして 3 回にわたって 0.1 l 位づつの燃料溶液を抜きとり、Fig. II-1 に示すような結果を得た。これにより均質溶液の量を変化させたときの反応度の質量係数は

$$\sim 0.023/\text{gr of } ^{235}\text{U}$$

もしくは

$$\sim 1.1\%/ \text{ of fuel solution}$$

である。この結果は余剰反応度の注入時に得たデータ^{****}) 0.0226%/gr of ^{235}U とよい一致を示している。

ii) 臨界実験のデータからの質量係数の算出

臨界実験のさいの中性子計数率のデータ^{****}) から §I-1 で述べた方法で、燃料注入の各段階における炉の反応度を算出してみると Fig. II-2 および Fig. II-3 に示したようになる。これから燃料注入の最後の段階における反応度の質量係数は

$$\sim 0.030\%/ \text{ gr of } ^{235}\text{U}$$

もしくは

$$\sim 1.1\%/ \text{ of fuel solution}$$

となる。これは本節 i) における結果と若干相違するが、燃料溶液の濃度が両者で違う^{*****}) ののでむしろ当然のことと思われる。

§II-2 反応度の温度係数

炉を高出力で運転し、炉心の温度の上昇を炉心中央部に挿入してある鉄・コンスタンタン熱電対の起電力を電位差計で測ることによってしらべ、一方制御棒の臨界位置の変化から温度の上昇による余剰反応度の減少をしらべた。こうして反応度の温度による変化をと

^{*}) 燃料溶液系統の詳細は原研資料 No. 1「JRR-1 の概要とその安全対策」、研究報告 No. 3-B「JRR-1 の臨界前試験」等参照

^{**}) この計算において水蒸気の分圧は除いて計算する。それは燃料溶液からの蒸発によって測定時間中常に飽和して一定であると考えられるからである。

^{***}) 余剰反応度注入以前の燃料溶液についての値である。原研 研究報告 No. 3-D「JRR-1 の臨界実験」参照

^{****}) 原研 研究報告 No. 3-D「JRR-1 の臨界実験」参照

^{*****}) 臨界実験の最終段階に注入した燃料溶液濃度は一緒に加えた蒸留水を含めて考えると 36.6 gr of $^{235}\text{U/l}$ である。

ると Fig. II-4 のようになった。(炉の出力は 1.6 kW)
図から求められた反応度の温度係数は大体
 $\sim -0.035\%/^{\circ}\text{C}$

である。

次に運転停止後の炉心の自然冷却を利用して出力

0.5 W で臨界状態を続けてしらべた結果は Fig. II-5
に示したとおりで

$$\sim -0.034\%/^{\circ}\text{C}$$

程度の結果を得た、測定時の状況から考えて後者の方が信頼度が高いものと思われる。

第 III 章 各実験孔中性子束分布

JRR-1 の主な目的である中性子源としての特性をしらべるために、この炉に設けられた各実験孔についてその中性子束分布を測定した。JRR-1 には水平 10 本、垂直 4 本の各種実験孔のほか、水平および垂直熱中性子柱がおのおのの一つずつあり、その配置は Fig. III-1 に示す通りである。これらの実験孔の形や大きさなどについては他の適当な資料*) にゆずることとし、ここではこれらの実験孔のグラファイト反射材内に位置する部分における中性子束の相対的な分布状況を測定した結果について述べる。

§ III-1 測定方法と手順

測定方法としてはインジウム箔による誘導放射能の方法を用い、その放射能を通常の端窓型 GM 計数管および計数装置によって測定した。使用したインジウム箔は純度の高い (99.8% 以上) ものをえらび、その大きさは 10 mm×10 mm、厚さは $(100.0 \pm 0.2) \text{ mg/cm}^2$ である。これらの箔をその目的に応じて、Fig. III-2 に示すような厚さ 0.5 mm のアルミニウムまたはカドミウムの板で作られた箔容器 (Foil Container) 内におさめ、さらに直径 25 mm、長さ 130 cm のルーサイト (Lucite) 製の支持棒に固定して実験孔内の所定の位置に挿入した。このときインジウム箔はそれぞれお互いの影響が無視できるよう適当な間隔をあけて配列するよう考慮し、最少間隔を 5 cm とした。インジウム箔の配列の一例として炉心貫通実験孔の場合を Fig. III-3 に示す。

測定は出力が約 0.5 W または約 1.0 W の低出力時において行われ、箔の中性子束による照射時間は 3～10 分の間である。いずれの実験孔においても出力のモニターを兼ねて炉心中央の測定をも同時に行ない、これによって熱中性子束の相対的分布を炉心中央の値に対して規準化した。

§ III-2 測定結果

こうして測定された結果を Fig. III-4～Fig. III-15

に示す。図からわかるように大方の実験孔ではその内端付近において炉心中央の値に対して 40～50% の熱中性子束が得られ、グラファイト部分の外端付近では炉心中央の値の 5% 程度あるいはそれ以下である。カドミウム比は内端付近で 5 ないし 6、外端付近では 15 前後となる。ただし垂直実験孔と当然のことながら熱中性子柱においてはカドミウム比がかなり高い。またグラファイト部分の外端付近、またさらにその外側のコンクリートの部分に至るとカドミウム比が反って低下する傾向があることが認められる。

ここで図において共鳴中性子束の相対値と記したものは、インジウムの共鳴中性子束による誘導放射能の強さを熱中性子束によるそれと比較して求めたものであって、中性子束の次元 ($\text{n/cm}^2 \text{ sec}$) に換算して比較したものではない。したがってここに示すカドミウム比も同様な意味での共鳴中性子束を用いて、熱中性子束と共鳴中性子束の和と共鳴中性子束のみとの相対比をとったものである。なおこの場合カドミウムによる共鳴中性子の吸収に対する補正を行うため TITTLE²⁾に従って、カドミウムでおおった箔の得た誘導放射能に係数 1.06 を乗じて共鳴中性子による誘導放射能とした。したがってカドミウム比においてもそれを考慮してある。カドミウム比の測定においては通常厚さが 0.5 mm～0.8 mm 程度のカドミウム板が使用される³⁾が、われわれの場合も 0.5 mm であり、これに対する熱中性子の透過量はきわめて少ないので、ここではこれを無視した。

Fig. III-4 および Fig. III-5 において、中性子束分布が炉心中央に対して多少の非対称を示しているが、これは出力レベルが低いために粗調整棒 (制御棒 No. 3)**) が挿入位置にあり、この吸収のために中性子束分布に歪みが生じて非対称となったものと考えられる。

なお、この章での測定と、第 VI 章の結果とを組合わせると各実験孔で得られる熱中性子束最大値は TABLE III-1 に示したようになる。

*) たとえば原研資料 No. 1「JRR-1 の概要とその安全対策」参照

**) この位置については Fig. I-2 参照。なお他の制御棒位置は No. 1～No. 2 とともに 01000、No. 4 は 00500 前後である。

第 IV 章 実験孔の遮蔽壁内部分における

中性子束の減衰

すでに第 III 章に記したように炉のグラフィット反射材内部分における中性子の分布の様子はインジウム箔を用いて各実験孔について測定された。しかし、中性子を利用する各種の物理実験においては、しばしばこれらの実験孔からとり出し得る中性子束の値を知ることが必要となる。他方原子炉の設計上の見地から実験孔の形状、大きさなどを考える場合、実験孔の重コンクリート遮蔽壁内部分における中性子束の減衰の様子が問題となる。たとえばこの減衰の様子が、半径 r の実験孔の出口の面積 $S=\pi r^2$ が実験孔内部の中性子源に対して張る立体角の大きさによってきまるものとすれば、その変化は距離に対して逆自乗の法則に従うものと考えられる。しかし実際は実験孔の持つ複雑な幾何学的形状によって必ずしもそのような近似が妥当でない場合もあるかもしれない。

このような観点からわれわれは実験孔の遮蔽壁内部分における中性子束が炉内部からの距離に関してどのような減衰を示すかについて測定を試みた。

§ IV-1 測定装置および実験法

測定は主として熱中性子を対象として行ない、中性子検出器としては小型の BF₃ 計数管 (BF₃ Micro-counter) を用いた。小型の検出器を用いることは幾何学的位置の決定の精度をあげるためにも、検出器自身の遮蔽効果を少なくする上からもきわめて重要である。しかしながら、この場合箔を用いることは種々の観点から適当でなく、結局小型の計数管を用いることとした。

しかしその反面、実験の操作に当っては、計数管に印加する高圧電源のリークや機械的な破壊に対して特別の注意を払う必要があった。用いた小型 BF₃ 計数管の略図を Fig. IV-1 に示す。これを実験孔の中心線上に沿って移動させるために直径 30 mm のアルミニウムパイプを実験孔内に固定した。そのほかの計数管用高圧電源、AID 型前置増巾器および主増巾器、高速計数器、シンクロスコープなどは通常の装置である。

小型 BF₃ 計数管の計数は同時に照射された金箔の誘導放射能の強さを絶対測定した結果から校正され、その結果得られた効率 ϵ_0 は $\epsilon_0=2.0 \text{ n/cm}^2\cdot\text{sec/cpm}$ であった。この結果はインジウム箔による中性子束相

対分布の測定から推定された値と大体よく一致した。なお測定の際の炉の出力レベルはそのときの中性子の計数率に応じて 0.5 W, 5 W および 50 W のいずれかとした。

§ IV-2 結果とその考察

測定は水平熱中性子実験孔の主なもの (No. 1, No. 3, No. 4, No. 8 および No. 9 の各実験孔) について行ったが、その結果はいずれの実験孔も大体同じような傾向を示した。ここではその二、三の例を Fig. IV-2 および Fig. IV-3 に示す。実験孔の中途からその太さの変る所の位置が測定結果の曲線の上にもはっきり現われている。また Fig. IV-2 によれば実験孔の外にとり出し得る中性子束の値は、その出口に施す遮蔽の形状、コリメーション (Collimation) の仕方で相当の巾がでることが分る。

Fig. IV-4 および Fig. IV-5 はそれぞれ炉心貫通実験孔 (No. 1) および西側 6 吋水平実験孔 (No. 4) の場合を対数的にあらわしたもので、これから中性子束の減衰の距離に対する依存性を調べることができる。実験孔の内側の細い部分 (領域 I) の直径を D_1 、その長さを L_1 、外側の太い部分 (領域 II) の直径を D_2 、その長さを L_2 (Fig. IV-4 参照) とするとき、 $R_1=D_1/L_1$ および $R_2=D_2/(L_1+L_2)$ の値が重要で、この R_1 および R_2 のかなり小さい (すなわち細い) 実験孔では一般に使われている立体角による近似⁹⁾が成立するが、 R_1, R_2 の比較的大きいもの ($R_1, R_2 \geq \frac{1}{20}$, すなわち太いもの) では、中性子束の変化は領域 I では a/x^2 よりも a/x^3 、領域 II では a/x^2 よりも a/x に近い傾向を示している。(ただし a は定数、 x は実験孔内においてグラフィット反射材の端から測った距離)。これらの数個の例から一般的な依存性を決定することはできないが、 $R_1, R_2 < 1/30$ になると a/x^2 に比例した減衰を示すものと予想される。しかし全体の傾向としては実験孔の出口における中性子束はごく粗い近似としては $1/x^2$ に比例するものと考えてよいようである。こうして測定された各実験孔の外にとり出し得る中性子束を表示すれば TABLE IV-1 のようになる。

なお、同様な実験を速中性子計数管を用いても行ってみたが、その結果は上と同じような傾向を示した。

第 V 章 ガンマ線強度とその時間変化

JRR-1 は中性子源としてだけでなく、同時にまた強力なガンマ線源として各種の照射実験に利用することができる。一般にガンマ線の照射は中性子束の混在を避けるため、通常の実験孔によらず、サブパイル室に設けられたガンマ線実験孔^{*)}を用いて行うのが便利である。これはガス再結合器^{*)}にたまる気体状の核分裂生成物より放射されるガンマ線を利用するものであるため、その強度とともに時間的な変化が問題となる。ここではこのガンマ線実験孔の一つについてその中におけるガンマ線レベルの時間的な変化を求め、またそのレベルからガス再結合タンクを中心としたガンマ線源の有効強度をも求めてみた結果を記す。

§ V-1 測定方法

測定器としてはドイツの Siemens 社製の Universal Dosimeter を用いた。これは電離箱方式のものであり電離箱をガンマ線照射室^{*)}の 4 吋ガンマ線実験孔 (No. 1) 内の内端に近い点 A、または中間の B 点 (Fig. V-1 参照) において測定した。これらの実験孔のガス再結合器に対する位置関係は Fig. V-2 に示したとおりである。

測定は高出力時に行い、4 kW、8 kW、15 kW、20 kW および 30 kW とした。

§ V-2 測定結果

Fig. V-3 に出力 30 kW で運転したさいのガンマ線強度の立上り、および飽和の様子を示す。また Fig. V-4 は 20 kW の出力での運転後炉をスクラムし、その後におけるガンマ線強度の減衰の模様を測定した結果を示している。この減衰曲線を解析して崩壊定数の異なるいくつかの成分に分けてみた結果、一応 ⁸⁸Kr (半減期 2.8 hr)、⁸⁷Kr (半減期 78 min)、^{135m}Xe (半減期 15.6 min)、¹³⁵Xe (半減期 17 min) などの存在を知ることができたが、完全な対応をつけるにはこの実験だけではデータが十分でなかった。また Fig. V-4 の結果からみられるようにガンマ線のレベルが炉の停止

直後のレベルの 1/10 程度に低下するまでには 1 時間半程度を要する。したがって逆に炉の運転を始めた場合ガンマ線レベルが飽和値の 90% 位に達するには 1 時間半位かかるわけである。しかし飽和値の 50% に達するには 10 分位しか要しない。

ガンマ線レベルと炉の出力との関係は炉の運転履歴が大きく影響してくるから、特に低出力領域では比例性がよくない。高出力領域では最近に高出力の運転履歴がない場合はほぼ比例的であると考えられる。実測によれば 20 kW 出力時 A 点における飽和レベルは 10 kr/hr であり、30 kW 出力時 B 点においては 3.8 kr/hr であった。A 点と B 点におけるガンマ線レベルの相対比 $R_{A/B}$ は出力 20 kW および 4 kW で測定した結果

$$R_{A/B} = 3.7 \pm 0.1$$

であった。そこでガンマ線強度が出力に比例するものとして最高出力 50 kW で運転した際の A 点におけるガンマ線強度の飽和値 I を計算すると

$$I \approx 25 \text{ kr/hr}$$

程度になると思われる。この値からガス再結合器を中心とするガンマ線源強度は、ラジウム換算約 10^4 キュリーと見積られ、大体予想された値と一致した。

§ V-3 炉の周囲におけるガンマ線レベル

炉室内における炉のまわりのガンマ線レベルは炉の運転中放射線管理員によって絶えずモニターされ、このレベルが常に許容値以下であることがたしかめられた^{**)}。実験孔の遮蔽栓の外側と通常の遮蔽壁の外側とでは、ガンマ線レベルにとくに差は認められなかった。50 kW 出力時の炉心貫通実験孔^{***)} (No. 1) 北側出口の点で 0.15 mr/hr 程度である。これに対して同一の点で遮蔽栓を抜いて開孔した状態ではすでに 5 W 出力時において 6.0 mr/hr にも達した。これは各種の実験を行う場合非常に注意を払う必要があることを示すものである。

^{*)} 原研資料 No. 1「JRR-1 の概要とその安全対策」参照

^{**)} 詳しくは原研研究報告 No. 3-G「JRR-1 臨界実験および出力試験における放射線モニター」参照

^{***)} Fig. III-1 参照

第 VI 章 出力校正および高出力試験

JRR-1 はこの型式の炉としては 50 kW という最高の出力を予定しているため、その出力値に関しては多大の関心が集まっている。したがってその出力を校正するに当たっても特に慎重を期する要があった。

JRR-1 の中性子検出器*) は臨界実験の当初は非常に高感度を得られるような位置に設置され、その後 D. J. COCKERAM の指導により出力計の目盛**) になるべく直読目盛に近くなるよう、炉の停止時の微小な出力レベル (約 0.5 mW) を基準にとって予想された出力値をもとにして中性子検出器の位置が仮りにきめられていた。

出力校正には二つの方法がとられた。すなわち数 W 程度の出力領域においては炉中に挿入された金箔の誘導放射能を測定して中性子束の値を求め、これから出力を計算する方法が行われ、10 kW 以上の高出力領域では冷却水の流量と温度差から熱出力を求める方法がとられた。出力計の出力に対する応答の直線性を仮定して、前者の結果を後者の領域に延長した結果両者は良い一致を示した。この結果に基づいて出力計の指示が直読目盛となるように、中性子検出器の設置位置が適当に変更された。こうして校正された出力計において 11 月 26 日予定出力を上回る最高 60 kW の出力が記録されたのである。

§ VI-1 金箔の誘導放射能による出力校正

i) 測定方法

10 mm × 10 mm, 厚さ (39.0 ± 0.1) mg/cm² (≈ 0.002 cm), 純度 99.9% 以上の金箔が用いられ、厚さ 0.5 mm のアルミニウムまたはカドミウム製の容器におさめた上、直径 25 mm, 長さ 130 cm のルーサイト製支持棒に固定されて炉心貫通実験孔に挿入・照射された***). 既知の中性子束によって箔および計数装置を標準化することはできなかったため、照射された箔の放射能強度を同時計数法および 4π 計数管によって絶対測定し****), その後は計算によって処理することとした。直径 40 cm の炉心内に 5 cm 間隔に 9 枚、両外側にさらに 1 枚ずつ計 11 枚の箔がおかれた。炉心

内中性子束の相対的分布は箔を端窓型 GM 計数管で計数して求められ、絶対測定は簡便化をはかって炉心中央に位置した箔など少数のものに限って行われた。

ii) 箔の標準化計算

箔が中性子束のすいこみとなるために起る中性子束の低下量を示す係数は、単位時間に箔の単位面積当りに外部から入射する中性子の数で比較したとき BOTHE の式⁹⁾

$$f_1 = \frac{1}{1 + \frac{\alpha}{2} \left[\frac{3R}{2\lambda_{tr}} \cdot \frac{L}{R+L} - 1 \right]}$$

ただし

α : 箔に等方的に入射した熱中性子が箔に吸収される確率

R : 箔の等価直径

λ_{tr} : 媒質(燃料溶液)内の熱中性子の輸送平均自由行路

L : " 拡散距離

によって計算され、われわれの場合には熱中性子に対して 0.998 となった。ただし箔は等面積・等厚の円板でおきかえて考えた。

また箔の自己遮蔽の補正係数は、再び BOTHE⁹⁾ により中性子束を等方的とすると、

$$f_2 = \frac{\alpha}{2\mu d}$$

ただし

μ : 金の熱中性子平均吸収断面積

d : 金箔の厚さ

α : 上記のと同じで

$$\alpha = 1 - e^{-\mu d} (1 - \mu d) + \mu^2 d^2 E_1(-\mu d)$$

によって計算される。

であり、0.971 と計算された。

以上によりこの金箔が $\phi_{th} (n/cm^2 \cdot sec)$ なる等方的な熱中性子束に照射されたときに得る飽和放射能 (箔の内部で吸収されてしまって外に出ないものをも含めた全崩壊数) $A_{s, th} (dps)$ は

$$A_{s, th} = N \sigma_{act, g} \phi_{th} f_1 f_2$$

ただし

*) 詳しくは原研資料 No. 1「JRR-1 の概要とその安全対策」原研 研究報告 No. 3-F「JRR-1 の制御系について」等を参照

**) 袖筒型電離箱につながる線型出力計でスケールは 0~50, レンジは $10^{-10} A \sim 10^{-4} A$ の 7 段階切換である。これにおいて $25 \times 10^{-4} A$ を 50 kW に合わせようとした。

***) 第 II 章の測定に用いたのと同じものである。

****) 絶対測定の詳細に関しては計測制御研究室による別の報告書参照

N_0 : 金箔内の ^{197}Au の全原子数

$\sigma_{act, g}$: ^{197}Au の熱中性子による平均活性化断面積

与えられ、われわれの箔では $0.0102 \phi_{th}$ である。

iii) 共鳴中性子束による誘導放射能の分離

炉心内では共鳴中性子束が熱中性子束と共存するので、このために生ずる誘導放射能を求めて全放射能より引く必要があり、このためカドミウムでおおった箔の誘導放射能をも測定した。このとき実際測定される値と求める値との間に次の関係が存在する。

$$A_{th} = \frac{A_B - A_{cd} F_{cd}}{1 - X F_{cd}} = \frac{1 - \frac{F_{cd}}{R_{cd}}}{1 - X F_{cd}} A_B$$

ただし

A_{th} : 熱中性子による誘導放射能

A_B : カドミウムでおおわない箔の誘導放射能

A_{cd} : カドミウムでおおった箔の誘導放射能

R_{cd} : カドミウム比 $\left(= \frac{A_B}{A_{cd}} \right)$

F_{cd} : カドミウムによる共鳴中性子の吸収を補正する係数

X : 熱中性子のカドミウム透過量を補正する係数

であり、0.5 mm 厚のカドミウムと金箔の組合わせにおいては

$$F_{cd} \approx 1$$

$$X = 0.002$$

であるから、カドミウム比の低い炉心内の測定については

$$A_{th} = A_B - A_{cd} = \left(1 - \frac{1}{R_{cd}} \right) A_B$$

と近似して良い。アルミニウム製箔容器の吸収は熱中性子、共鳴中性子の両者に対して無視してよく、また、両放射能の箔内分布の相違によって生ずる恐れのあるカドミウム比の測定方法による差異は、実験誤差にくらべて全く無視してよい程度であることが見積られた。

iv) 測定結果

測定はおよその出力が 0.5 W と予想された出力計目盛が $25 \times 10^{-9} \text{ A}$ の点と、5 W と予想された $25 \times 10^{-8} \text{ A}$ の点との 2 点で行われた。箔の挿入・拔出は炉の運転中に、かつ手早く行ない、照射量をなるべく矩形波状にするよう努めた。照射時間は $25 \times 10^{-9} \text{ A}$ レベルにおいてはカドミウムでおおわぬとき 50 分、おおったとき 100 分、 $25 \times 10^{-8} \text{ A}$ レベルにおいてはそれぞれ 5 分、10 分とした。絶対測定は炉心中央においたカドミウムでおおわぬ箔についてのみ行ない、他に炉心より 10 cm 離れた点においた箔について参考データをとった。カドミウム比および炉心内中性子束の相対的分布の測定は端窓型 GM 計数管を用いて行われ、分布曲線を積分して熱中性子束の炉心内平均値と炉心中央の値との比が見積られた。結果の数値は以下の通りである。

	25×10 ⁻⁹ A レベル	25×10 ⁻⁸ A レベル
箔の炉より拔出しの時刻に換算した放射能強度	A_B 2060 dps	2108 dps
飽和放射能	$A_{s, B}$ 2.312×10^5 dps	2.355×10^6 dps
カドミウム比	R_{cd} 2.51	2.53
熱中性子による飽和放射能	$A_{s, th}$ 1.391×10^5 dps	1.424×10^6 dps
炉心中央における熱中性子束	ϕ_{th} $1.36 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-2}$	$1.40 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$
熱中性子の炉心内平均値の炉心中央値に対する比	$\frac{\bar{\phi}_{th}}{\phi_{th}}$ 0.806	0.788
炉心内平均熱中性子束	$\bar{\phi}_{th}$ $1.10 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$	$1.10 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$
炉出力値	P 0.59 W	5.9 W

ただし、炉の出力値を計算する際には次の式が用いられた。

$$P(\text{W}) = \frac{N_0 \sigma_{f, U} \bar{\phi}_{th}}{3.1 \times 10^{10}}$$

ただし

P : 炉の出力値 (W)

N_0 : 炉心内の ^{235}U の全原子数

$\sigma_{f, U}$: ^{235}U の熱中性子による平均分裂断面積

である。

V) 誤差の検討

箔の持つ放射能強度の測定は同時計数法および 4π 計数管によって行われ、この両測定より妥当な値が決定されたのであるが、この値の含む誤差は 5% 以下であると考えられる。ただし 4π 計数管による方が、放射能の箔による自己吸収の見積り精度が悪いので信頼度が低いものと考えられた*)。飽和放射能に換算する

*) 詳細は絶対測定に関する別の報告書参照

際に、照射時間の誤差を短時間照射の場合には2%程度見積る必要がある。また共鳴中性子束による放射能の分離の際に誤差が2%位はいる恐れがある。箔の標準化計算の誤差は比較的薄い箔を用いたので2%以下と思われる。大きい誤差を生ずる恐れのあるのは先の結果からも予想される通り、炉心内熱中性子の平均値を求める際の係数であって、3%位は覚悟せねばなるまい。そのほか核反応断面積の値に含まれる誤差が2%位あるものと考えられる。そのほか誤差の原因となるものを全部考慮に入れた結果、結局誤差は5~10%の間にあるものと予想される。

§ VI-2 熱出力の測定による出力校正

i) 測定の原理および方法

熱出力による出力の校正は原理的にはきわめて簡単で、炉を比較的高出力で運転して炉心の温度が定常状態に達してから、冷却水の流量とその入口・出口間の温度差を測定して炉の発熱量を求めようとするものである。

JRR-1の冷却系については他の資料*)に詳しいが、その要点を記すと、直接炉心を冷却する一次冷却系はいわゆる開路循環方式であって、冷却材には蒸留水を用いている。この蒸留水がポンプによって炉心内冷却コイルと熱交換器の間を循環する。この熱交換器の入口と出口における一次冷却材の温度差は制御台上に指示・記録され、流量も同時に制御台上に指示される。

温度差計は抵抗温度計型式のもので、熱交換器の入口と出口に測定用の抵抗がそなえてあり、この抵抗が制御台にあるブリッジの一辺となっていて、温度の変化によってブリッジの平衡が破れて流れる電流によって温度差が表示される方式のものである。このブリッジはそれ自身で一種の増巾器となる特殊な構造のものでマイクロゼンバランス (Microsen Balance) という名で呼ばれている**)、また流量計は Fig. VI-1 に示す様なものであって、冷却材の流速に応じて浮子の位置が上下するのをコイル内の磁性材料の上下運動に直してコイルに流れる電流の変化を制御台上で読みとる方式のものである。浮子の位置からも直接流量を知ることができ、この方はアトミックス・インターナショナルですでに校正済であった。

測定に当ってはある一定の出力値と冷却水流量を保ち、炉心温度および冷却水温度差が定常値になるのを待って行う。計算に際して問題となるのは冷却系の冷

却能率であって、炉心から伝導または輻射によって直接外部へ放射してしまう熱量を見積ることは非常に難しい。ここでは D. J. COCKERAM の指示に従ってこれを発生熱量の10%と見積った。

ii) 誤差の検討

予想される誤差の原因には測定計器類に関するものと炉心からの熱放散に関するものがある。計器類は臨界試験以前に校正調整されていたが、この実験に先立って念のため流量計と冷却水温度差計を再校正した。流量計は浮子の位置を直接読む校正済の流量計を信用してこれによって校正した。ただし両者の比較を単に一点で行い、両者の線型性を仮定して校正したので、若干の誤差がはいる恐れがある。もっとも一次冷却材の流量は常時はば一定に保たれるので、この誤差はそう大きい影響を持たない。温度差計は氷と水槽によって人為的に温度差を作り、水銀温度計によって校正した。しかしこの計器は小型の記録計に表示されるので読みとり精度が悪く、また個人差も大きく出るので、これが誤差の原因となる恐れがある。

炉心から直接外部へ放散される熱量は炉心の温度、グラフアイト反射材および重コンクリート遮蔽材内の温度分布によって変動し、したがって気温や運転履歴など多重の因子がきいてくるので簡単に見積ることはできない。発生熱量の10%という見積りは一般的にいつてかなり妥当なものと思われるが、誤差も相当含まれていよう。

以上を総合して全体としての誤差は10%程度ではないかと予想される。

iii) 測定結果と中性子検出器の設置位置変更

金箔による測定の結果では従来の出力計指示値が 25×10^{-9} A である点が 0.6 W であるというので、この結果が高出力領域にも直線的に外挿し得るものと仮定して出力計を仮りに目盛り、従来の運転記録をしらべて記録された数値から熱出力を計算してみると10 kW以上の数点においてかなりよく合うことがわかった。そこでこの結果を信用して金箔による測定の結果で0.6 Wの点に出力を固定したまま出力計の指示が 30×10^{-9} A となるように中性子検出器(補償型電離箱)を適当に移動した。この際出力を一定に保つには炉に所属の線型計数率計の回路に臨時に計数器をつないで出力の指示をさせた。

このように金箔での測定の結果の出力値と出力計の

*) 原研資料 No. 1「JRR-1の概要とその安全対策」、研究報告 No. 3-B「JRR-1の臨界前試験」等参照

**) 詳しくは原研研究報告 No. 3-F「JRR-1の制御系について」参照

目盛とが合うようにしておいてから流量計および冷却水温度差計の較正も行って改めて熱出力を測定してみた。その結果次のようによい一致をみる事ができた。

出力計目盛	出 力 (中性子束)	一次冷却水 流 量	一次冷却 水温度差	出力(熱)
25.0×10 ⁴ A	50.0kW	49.9 l/min	13.2°C	50.4 kW
27.5 "	55.0 "	50.3 "	14.6 "	56.2
30.0 "	60.0 "	50.3 "	15.8 "	60.9

両測定において予想される誤差からみて上記の一致は満足すべきものである。そこで中性子検出器の設置位置はこのまま固定することとした。したがってそれは金箔による中性子束の測定によった出力値に合わせであるわけであるが、熱出力の点からみても妥当なものとみられているわけである。

§ VI-3 高出力運転時の特性

i) 高出力運転の記録

JRR-1 の最初の高出力試験は 1957 年 9 月 13 日に行われたが、このときの最高出力は 43 kW に止まった。50 kW まで上げられなかった原因は、二次冷却水の温度が規定値 (18°C) よりも 5°C 程高かったために炉心温度が規定の 80°C に早く達してしまい、それ以上出力を上げることが控えねばならなかったことにある。その後低温の二次冷却水が得られるようになってから 11 月 21 日に 50 kW 運転に成功し、同 26 日には 10 分という短時間ながら定格を上廻る 60 kW の運転にも成功した。この間の記録のうち重要なものを TABLE VI-1 にまとめておいた。

ii) 炉心の温度について

高出力運転の際最も重要な因子として炉心部の温度があげられる。炉心部の温度があまり高くなると、燃料溶液中の泡の激しい発生によって炉の出力が安定を欠くようになると共に、炉心タンクの不銹鋼壁の腐蝕が問題となる。この腐蝕は燃料溶液の持つ硫酸性^{*}のために起るものであるが、運転中に減速材である水が放射線の下で解離して発生機の酸素を生ずるために促進され、また温度の上昇に伴って化学反応速度も増大するわけである。JRR-1 ではアトミックス・インターナショナルの指示により炉心部最高許容温度を 80°C に抑えている。炉の一次冷却系は通常、循環ポンプの能力できまる一定流量に固定されているから炉心部の温度を制御するものは二次冷却系の温度と流量である。TABLE VI-1 においてみられる通り、定格の最高出力 50 kW で運転するには二次冷却水は 18°C 程度以下の

ものであることが必要である。このときでも 11 月 26 日のデータにみられるように 60 kW で運転したときは炉心中央部の温度は僅かながら 80°C を超過してしまっている。この日 50 kW においては 77.2°C であったから、これによってみると二次冷却水の状態が現在と変わらない限りやはり 50 kW が出力の上限であるといえよう。

iii) ガス再結合器系統について

ガス再結合器は炉心部において減速材である水が解離してできた酸素と水素を安全に再結合させるためのもので、炉の安全性という見地から非常に重要なものである^{**}。解離ガスの発生率は数 cc/kW/sec 程度と推測されるがこのガスの発生および再結合の際の反応熱によってガス再結合器内のガス圧、触媒床温度等は出力とともに上昇する。ガスの再結合作用が安定かつ安全に行われるためには、これらの値が適当な値以下に保たれる必要がある。JRR-1 ではアトミックス・インターナショナルの指示により、ガス圧および触媒床下部の温度をそれぞれ 14.1 psia および 260°C に抑えることにしている。TABLE VI-1 においてみられるように 60 kW で運転したときは触媒床下部の温度がこの規定値を越え、ガス再結合器内のガス圧も規定値ぎりぎりまで上っている。

vi) 残存する余剰反応度について

この炉では零出力において約 3% の余剰反応度を持つように燃料が入れられている^{***}。出力を増すに従ってこの余剰反応度は反応度の負の温度係数の補償、および解離ガスによる気泡の発生に伴う反応度の低下の補償に費されて減少してくる。それでも TABLE VI-1 にみられる通り定格の最高出力 50 kW で運転するとき 0.8% 程度の余剰反応度が残されている。この炉の反応度は大きな負の温度係数を持っているから、この残存反応度は炉心温度、したがって冷却水の状態によって若干変ってくるわけであるが、冷却系が現在の状態を保つ限り 50 kW 出力時においても相当程度の実験・照射等が可能であることがわかる。

v) 高出力運転についての結論

以上を総合すると次のようなことが言える。

- (1) この炉は当初の設計最大出力 50 kW で運転することは十分可能で、その出力において相当程度の実験が可能である。この可能な実験の程度は冷却系統を改善すれば更に大となる可能性がある。

^{*}) 0.38 mol/l 程度である。詳しくは 原研 研究報告 No. 3-D「JRR-1 の臨界実験」参照

^{**}) 原研資料 No. 1「JRR-1 の概要とその安全対策」参照

^{***}) 原研 研究報告 No. 3-D「JRR-1 の臨界実験」参照

(2) 出力を 50 kW 以上に上げるということは冷却系統、ガス再結合系統の能力からいって不可能ではないが望ましいことではない。たとえ冷却水の状態が著しく改善されたとしてもガス再結合系統には顕著な変化をおよぼすとは考えられないから、やはり 50 kW が出力の上限であるといつてよい。

(3) 炉心タンク壁の腐蝕という面を考慮すると同じ照射量を要する実験でも高出力・短時間で行うよりは低出力・長時間で行う方が望ましい。これは一般に化学反応の速度は温度の上昇と共に急激に増大することを考えれば明らかなことである。

結

語

以上によりわが国最初の原子炉である JRR-1 の基本的な動作特性を明らかにすることができた。その結果この炉は当初の仕様性能を満たしており、現存する同型式の炉中では最高級に位するものであることがわかった。しかしながら問題は特性の経年変化という点にある。JRR-1 が果して長年月はわたってこの性能を維持できるか否かは残された若干の特性試験の結果

とともに次第に明らかにされてゆくであろう。同時にこの炉は実験炉として広く公開されるわけであるが、具体的な実験の個々についてはまた幾多の問題が提起されるものと思われる。炉を管理する側も使用する側も協力してこの炉を有効に利用し、成果をあげていきたいものである。

文

献

- 1) 例えば S. GLASSTONE & M. C. EDLUND: "The Elements of Nuclear Reactor Theory" D. Van Nostrand Co., Inc. New York (1952)
- 2) C. W. TITTLE: "Slow-Neutron Detection by Foils-II" *Nucleonics*, 9, No. 7 p. 60~67 (1951)
- 3) 例えば D. J. HUGHES: "Pile Neutron Research" p. 62, Addison-Wesley Pub. Co., Inc. Cambridge

- (1953)
- 4) D. H. MARTIN: "Correction Factors for Cd-Covered-Foil Measurements" *Nucleonics*, 13, No. 3 p. 52~53 (1955)
- 5) D. J. HUGHES: 前掲書 p. 60 および p. 70
- 6) W. BOTHE: "Zur Methodik der Neutronensonden" *Z. Phys.* 120, p. 437 (1943)

TABLE I-1 Data on Mutual Interference of Control Rods

	Position of No. 3 Rod : 3" Above from Fully Inserted Position	" " 6" "	Position of Other Rods ^{*)}			
			No.1	No.2	No.3	No.4
Reactivity Worth of No.3 Rod {	0.50 %	1.00 %	0"	0	—	0
	0.44 %	1.15 %	8	8	—	8
	—	1.10 %	15	15	—	15
" No. 4 "	0.38 %	1.08 %	15	15	6	—
" No. 3+No. 4 "	0.72 %	2.18 %	15	15	—	—

^{*)} Rods Position : in 0"
out 15"

TABLE III-1 Maximum Thermal Neutron Flux in Beam Holes
(at 50 kW)

Beam Hole	Maximum Thermal Neutron Flux (n/cm ² sec)
Central Exposure Tube	1.2×10^{12}
2" ϕ Through Tube (No. 2)	6.7×10^{11}
4" ϕ Horizontal Hole (No. 3)	6.0×10^{11}
3" ϕ Horizontal Hole (No. 9)	4.8×10^{11}
Horizontal Thermal Column (No. 11)	4.2×10^{11}
Vertical Beam Hole (No. 12)	4.8×10^{11}
Pneumatic Tube (No. 16)	6.4×10^{11}

TABLE IV-1
Thermal Neutron Flux Available outside of Beam Hole
at Reactor Surface (at 50 kW)

Beam Hole	Available Thermal Neutron Flux (n/cm ² sec) ^{*)}
Central Exposure Tube (No. 1)	2×10^6
4" ϕ Horizontal Hole (No. 3)	7×10^6
6"-4" ϕ Horizontal Hole (No. 4)	2×10^6
3" ϕ Horizontal Hole (No. 9)	4×10^5

^{*)} These values are those available when beam holes are open, so somewhat larger values will be gained when shielding wall or that sort of things is placed outside of the hole. (cf. § IV-2)

TABLE VI-1 Data on High Power Operation

date	Sept. 13	Nov. 21	Nov. 26
Maximum Power output (kW) (neutron flux)	43.2	50.4	60.0
(heat)	43.6	54.0	60.9
Power Level Recorder (mV)	$18 \times 10^{-4} *$	$21 \times 10^{-4} *$	30×10^{-4}
Log N Recorder (mV)	60	75	100
Upper Core Temp. (°C)	56.5	57.6	58.8
Center " (°C)	77.2	79.4	81.7
Lower " (°C)	70.6	70.6	70.6
Lower Catalyst Bed Temp. (°C)	213	250	266
Catalyst Bed Gas Outlet Temp. (°C)	152	175	180
Upper Catalyst Bed Temp. (°C)	239	278	303
Center " " (°C)	231	270	292
Recombiner Pressure (PSIA)	13.4	13.6	13.5
Primary Coolant Flow (l/m)	52.6	49.6	50.3
Primary Coolant Differential Temp. (°C)	10.8	14.2	15.9
Secondary Coolant Flow (l/m)	125	185	190
Secondary Coolant Temp. (Heat Exchanger Input) (°C)	23.5	17.6	18.2
" " (" Output) (°C)	27.1	20.0	21.2
Remaining Excess Reactivity (%)	0.96	0.34	0.74

* These values correspond readings before power calibration (before neutron detector is moved to present position- cf. § VI-2)

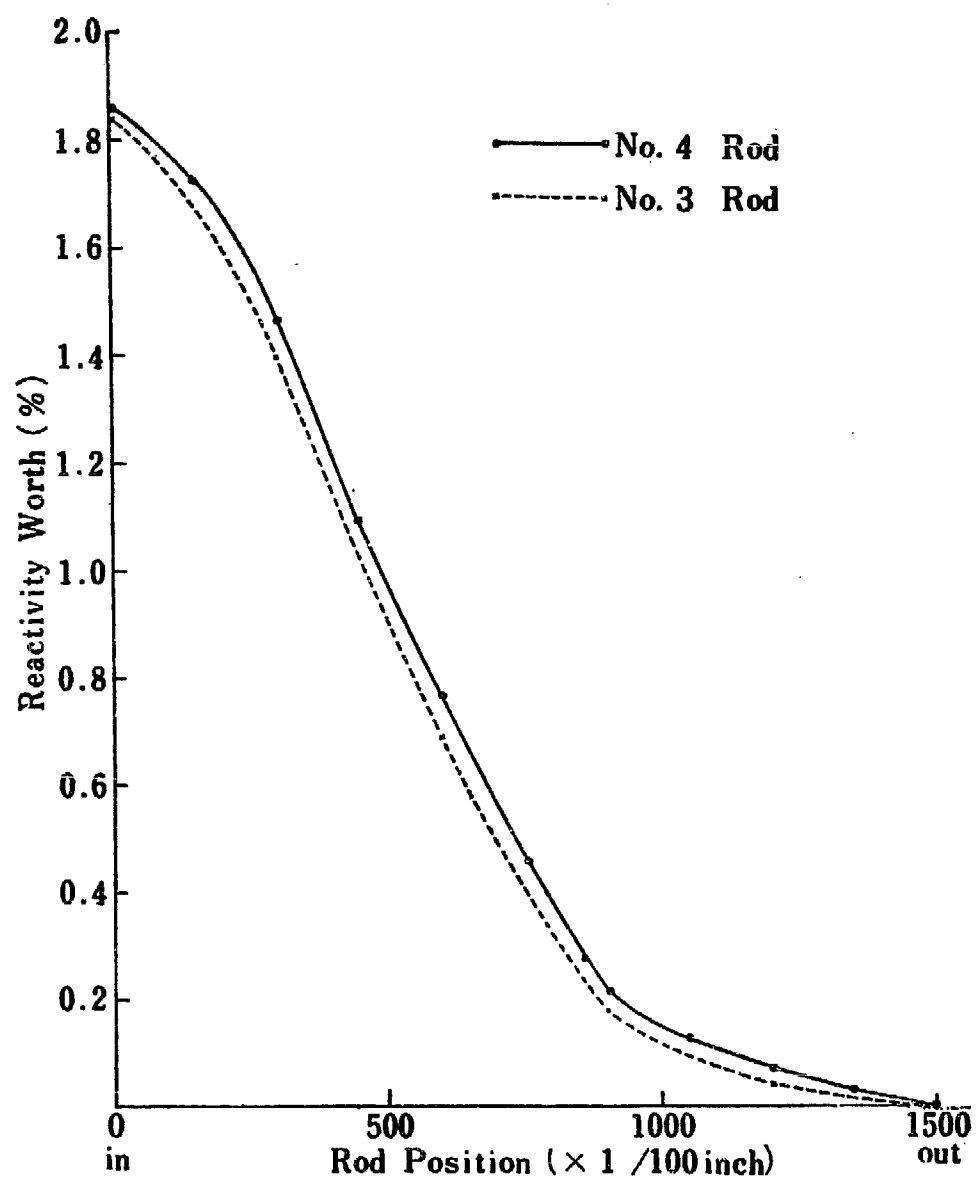


Fig. I-1 Control Rods Calibration Curve (I)
(Before Loading of Excess Reactivity)

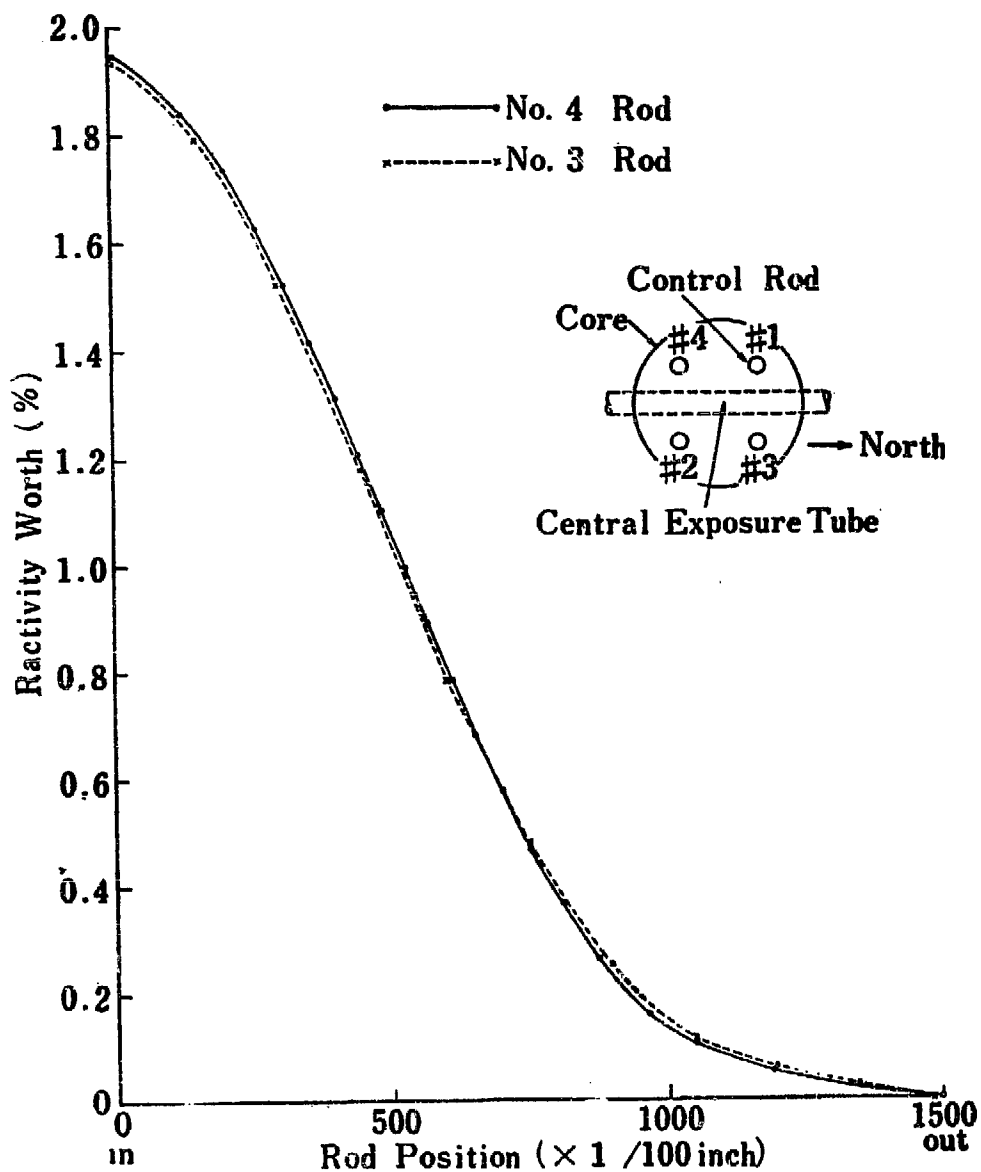


Fig. I-2 Control Rods Calibration Curve (II)

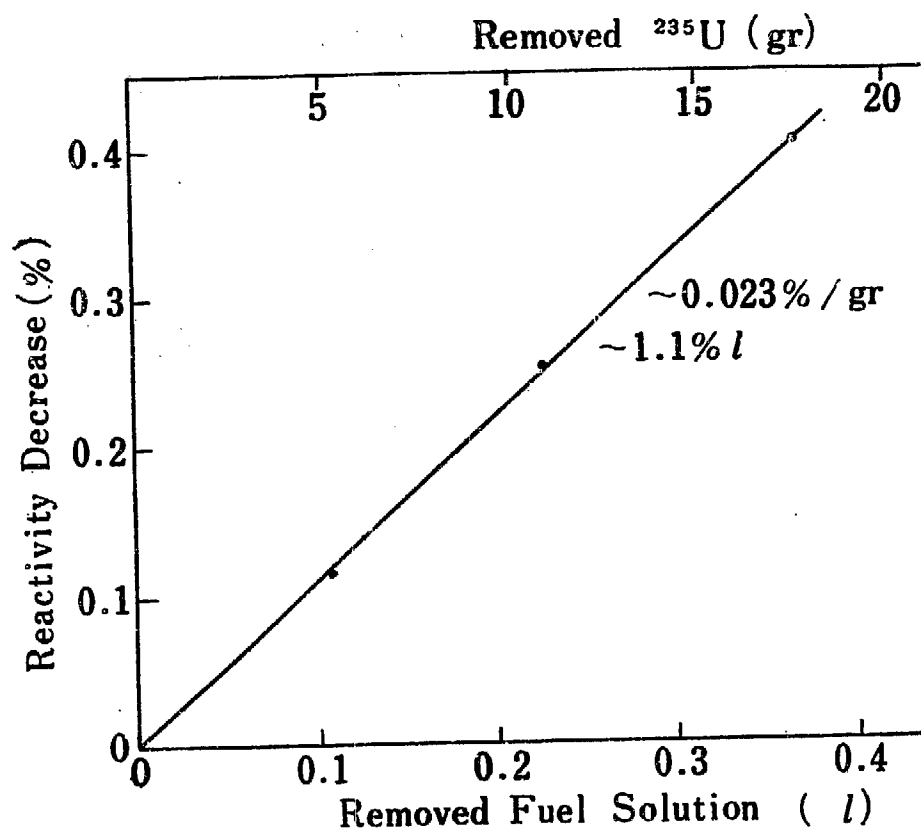


Fig. II-1 Removed Fuel vs. Reactivity Decrease

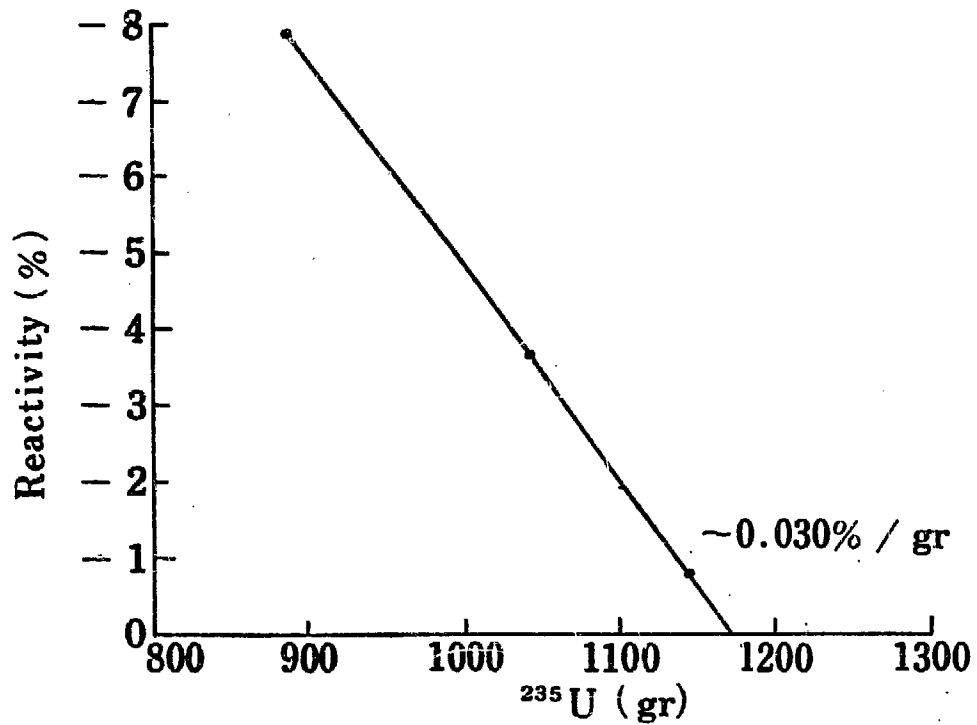
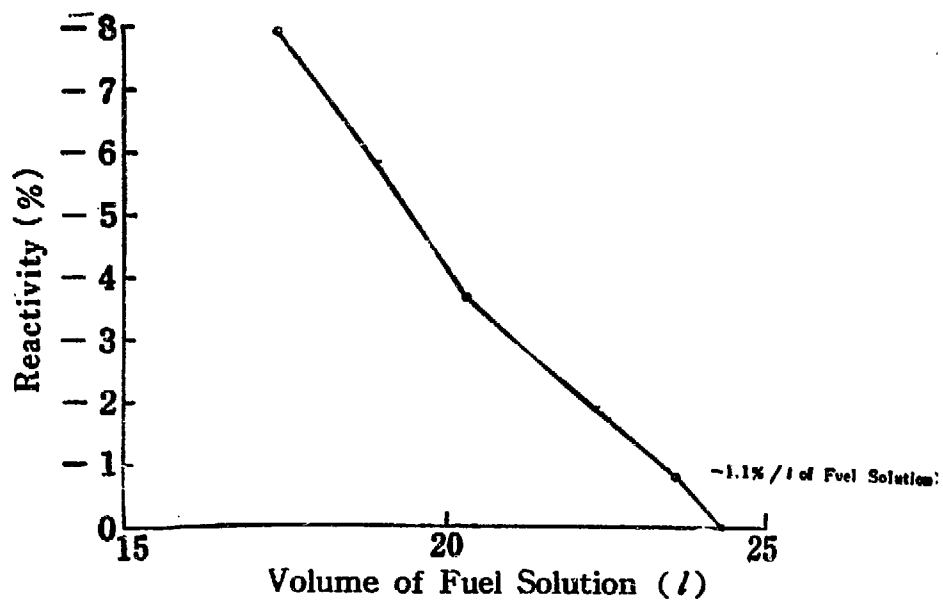
Fig. II-2 Loaded ^{235}U vs. Reactivity (Data on Critical Experiment)

Fig. II-3 Fuel Solution Amount vs. Reactivity (Data on Critical Experiment)

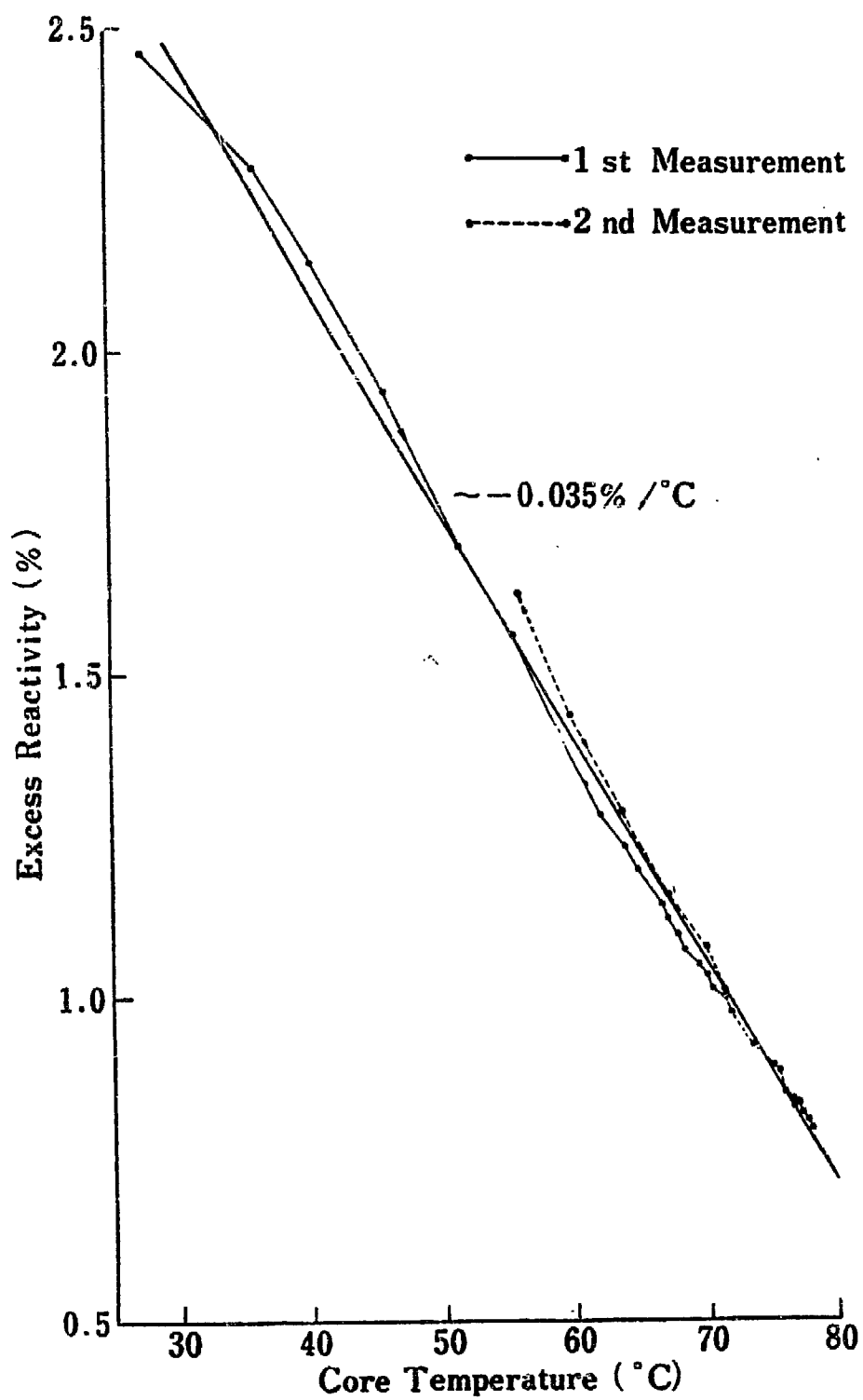


Fig. II-4 Reactivity vs. Temperature (I)

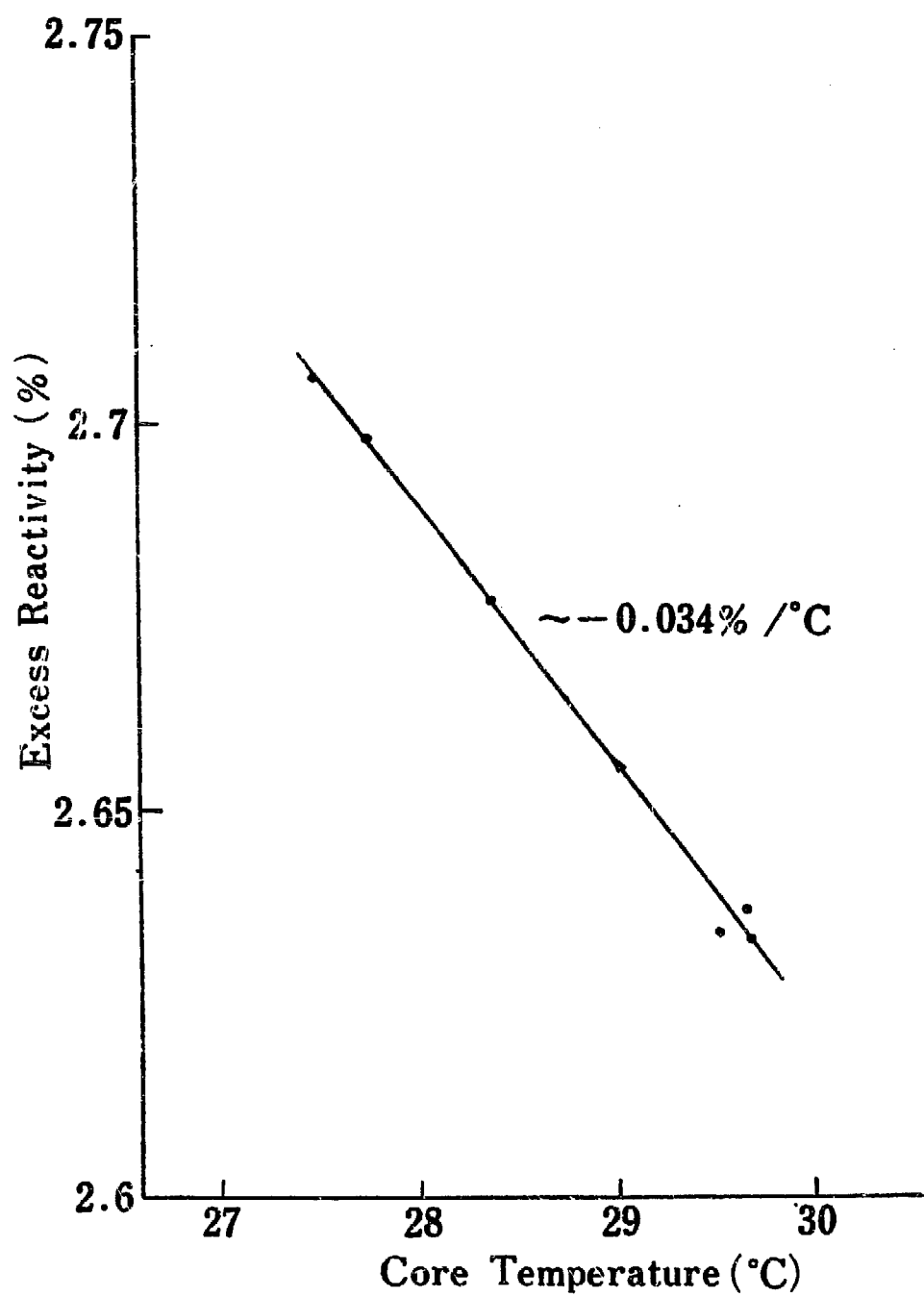


Fig. II-5 Reactivity vs. Temperature (II)

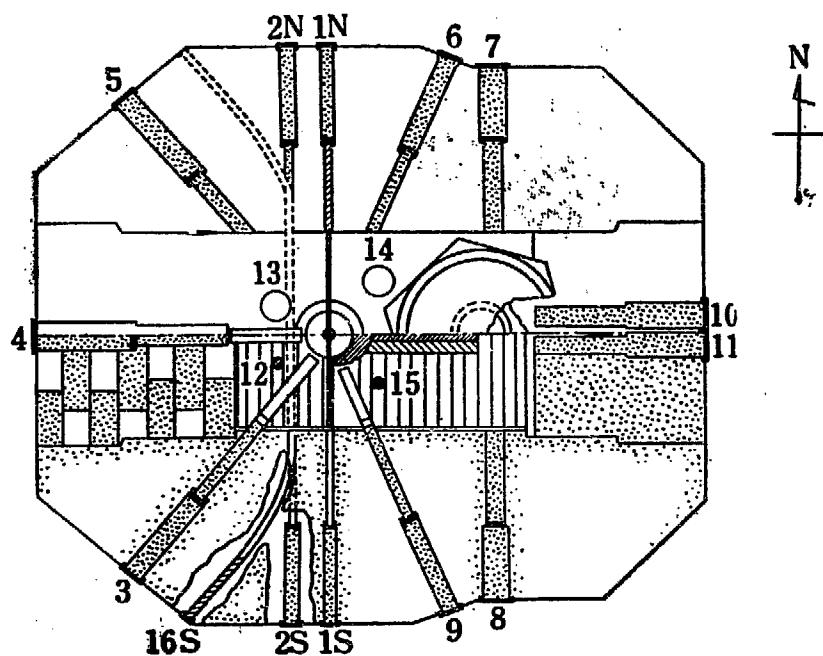


Fig. III-1 Beam Holes of JRR-1

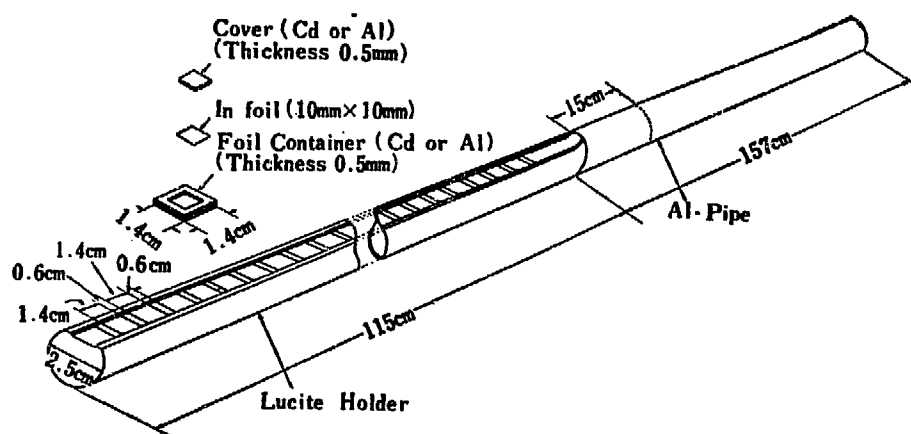


Fig. III-2 Foil Container and Lucite Holder

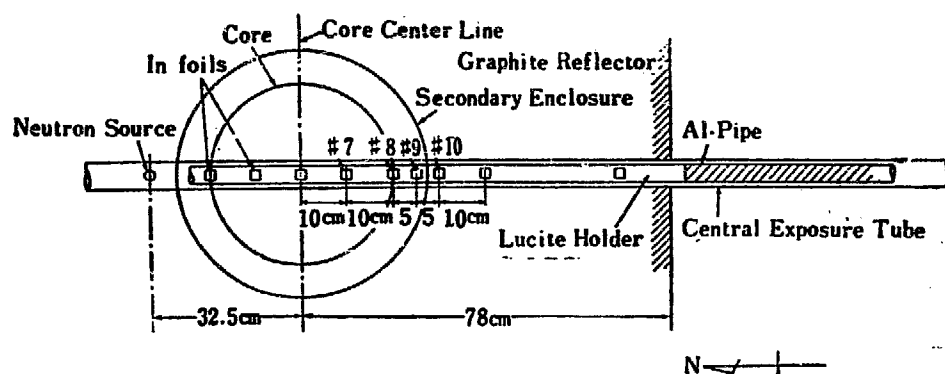
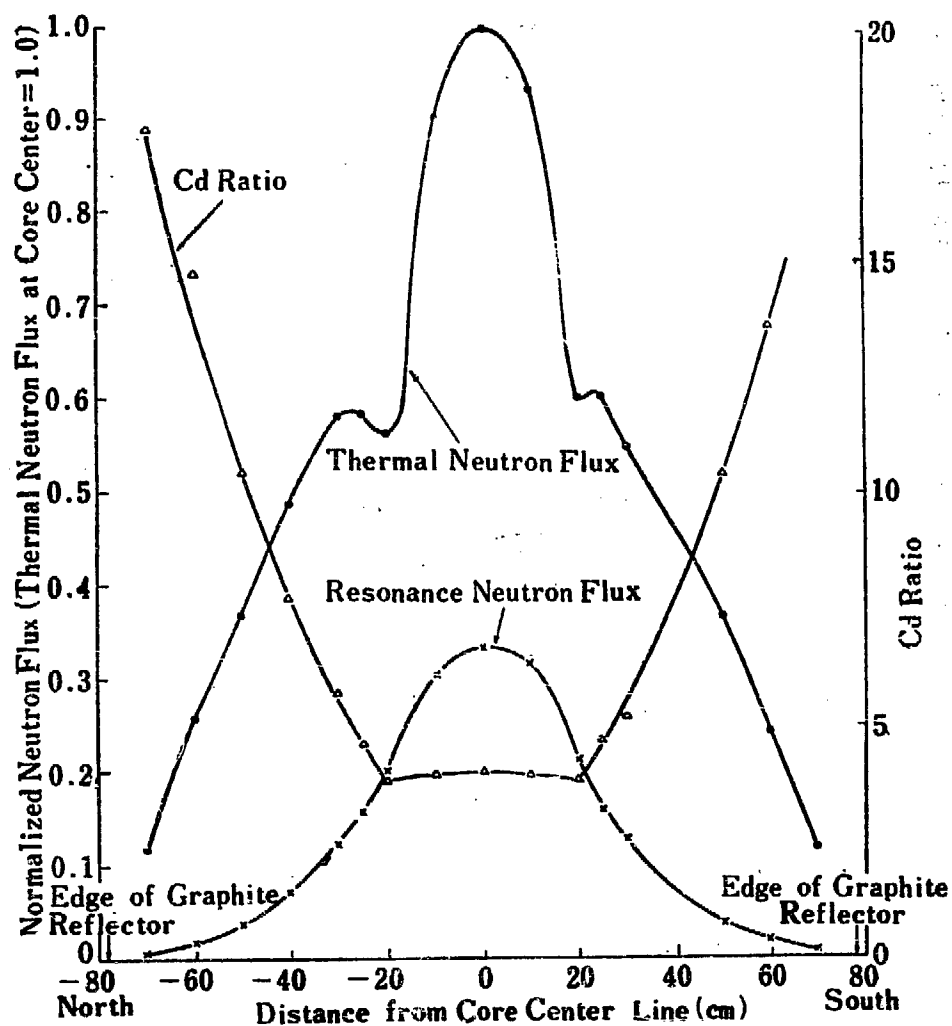
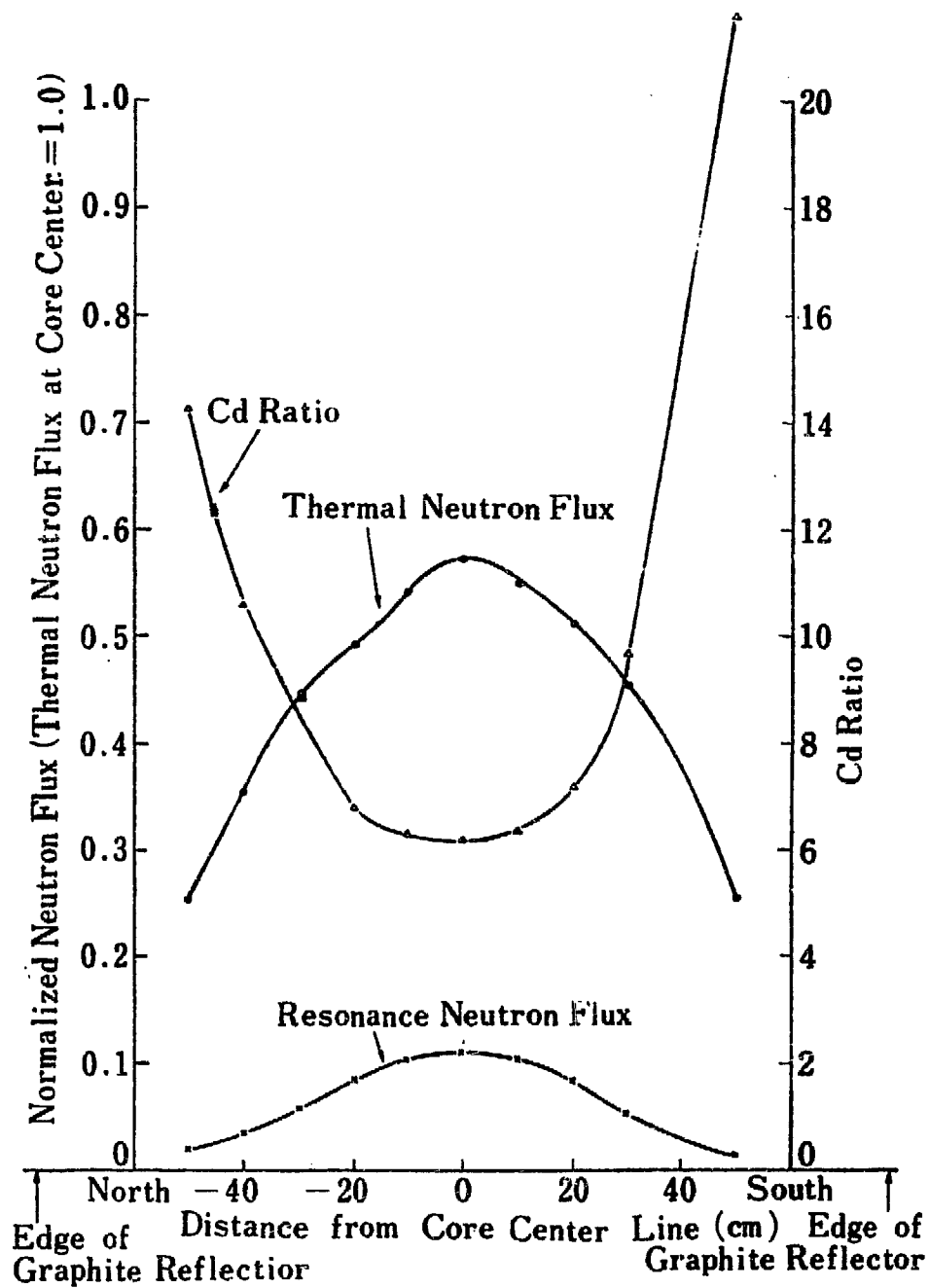


Fig. III-3 Location of In Foils in Central Exposure Tube

Fig. III-4 Neutron Flux Distribution in Central Exposure Tube (No. 1)
(at 0.5W)

Fig. III-5 Neutron Flux Distribution in 2" ϕ Through Tube No. 2 (at 0.5 W)

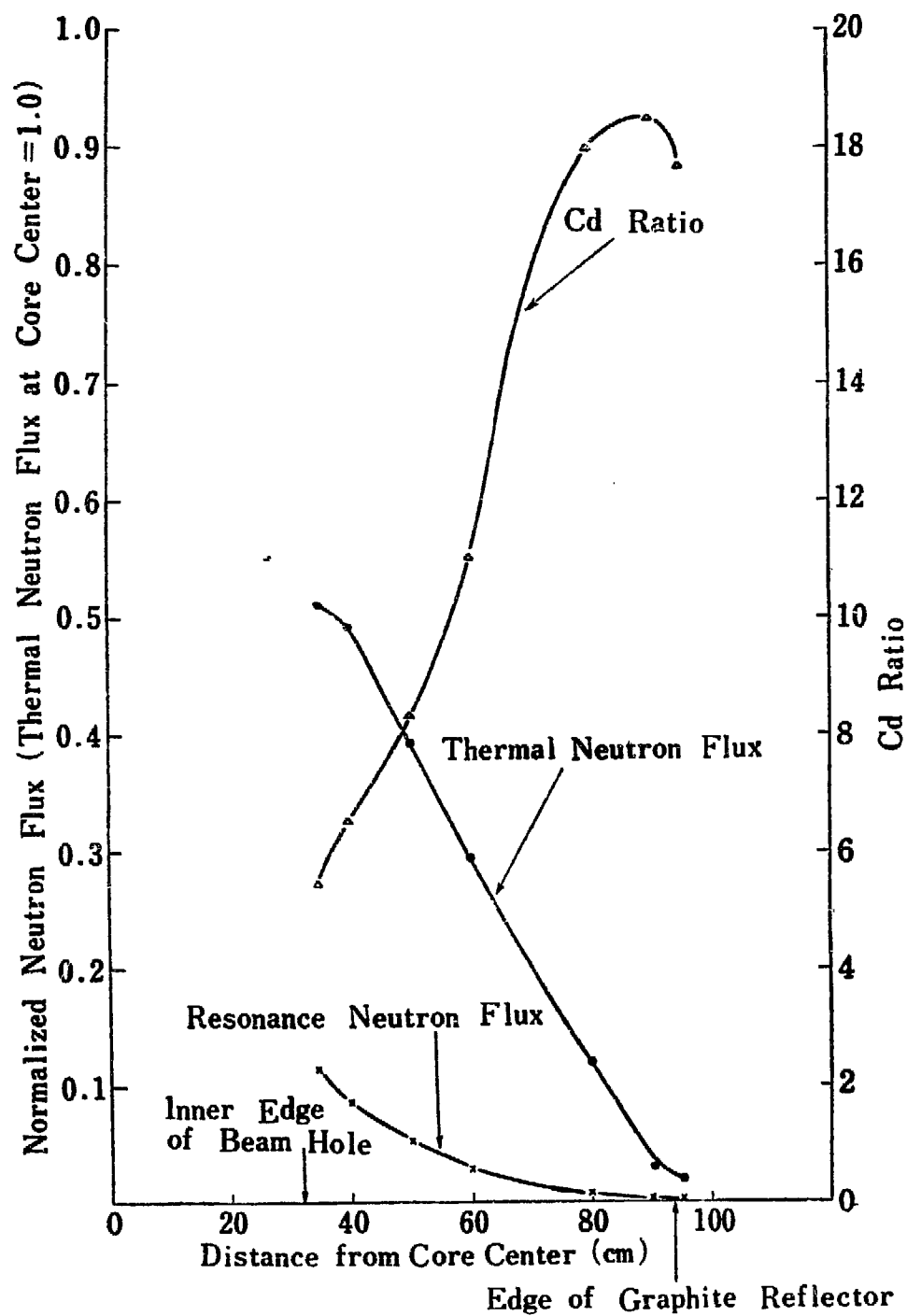


Fig. III-6 Neutron Flux Distribution in (South) 4'' ϕ Horizontal Hole (No. 3) (at 0.5 W)

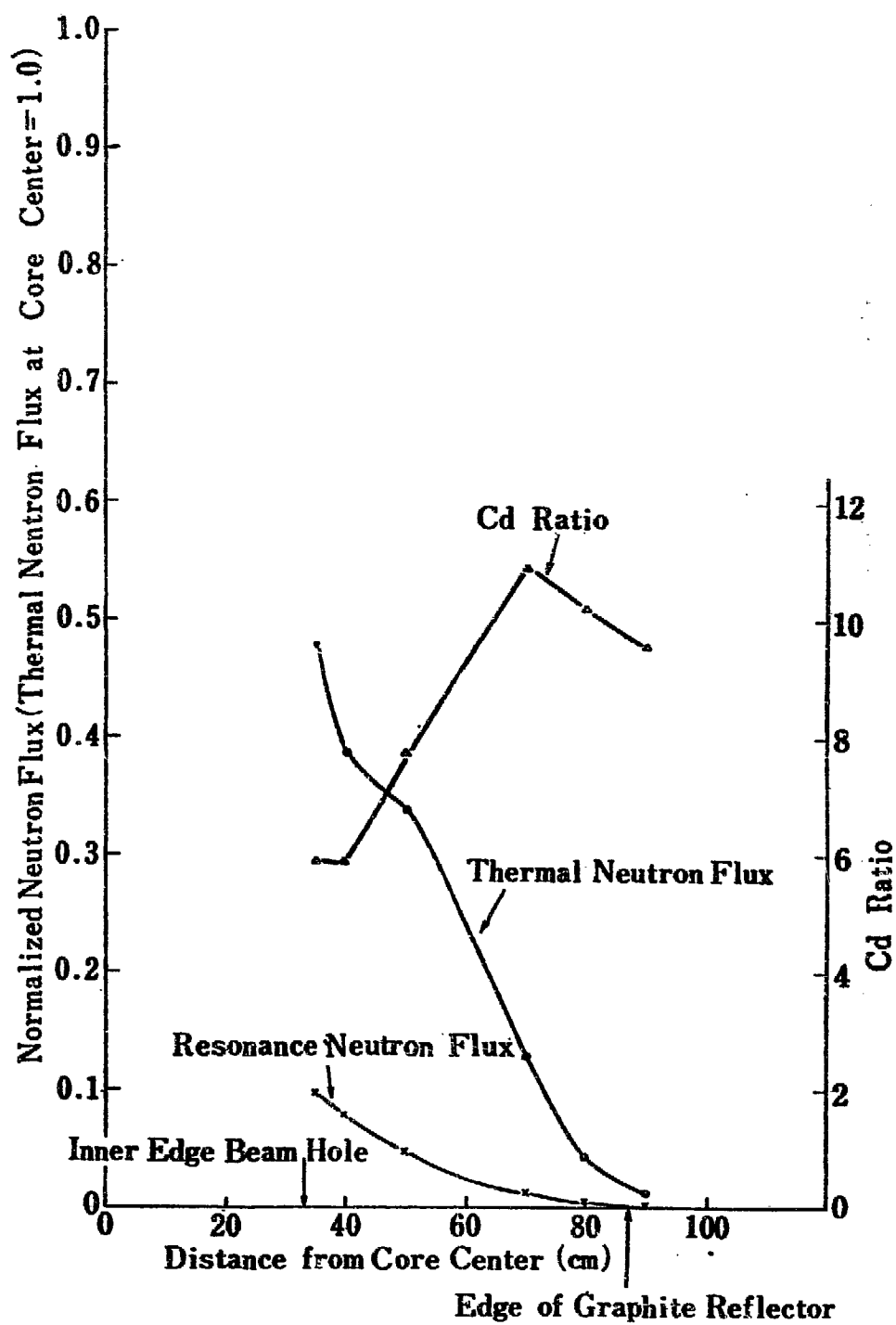


Fig. III-7 Neutron Flux Distribution in (West) 6''-4'' ϕ Horizontal Hole (No. 4) (at 0.5W)

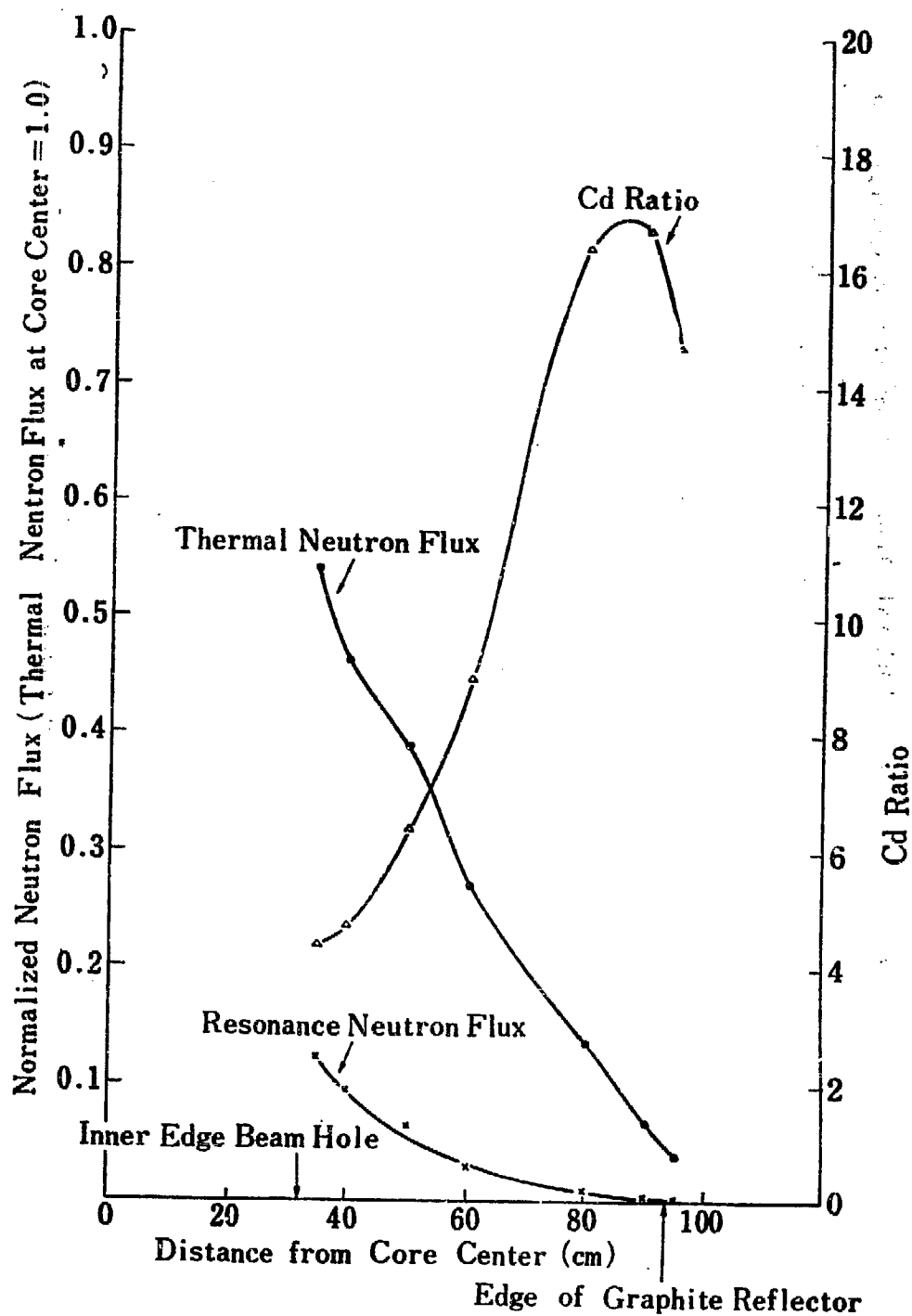


Fig. III-8 Neutron Flux Distribution in (North) 4'' ϕ Horizontal Hole (No. 5) (at 0.5 W)

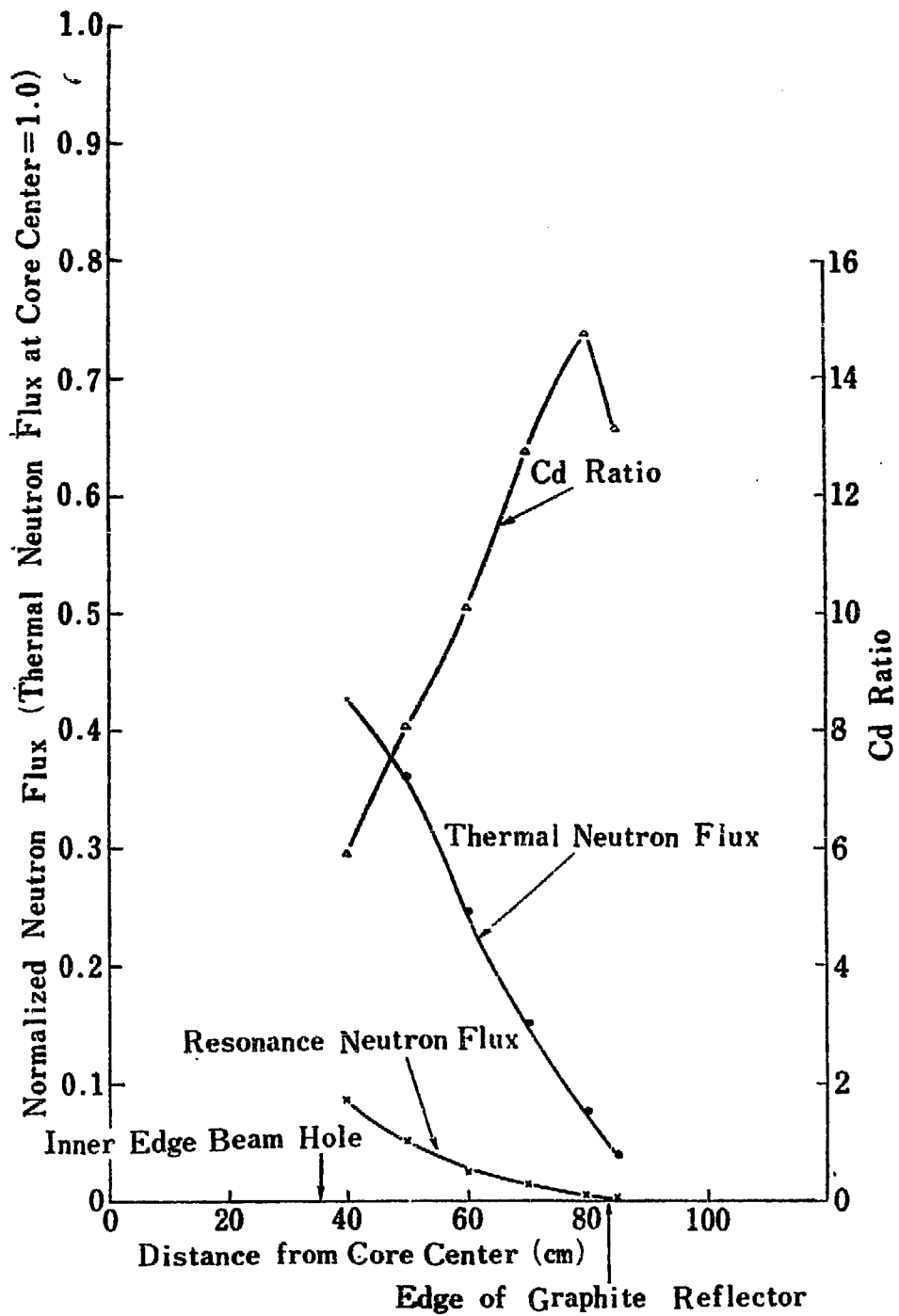
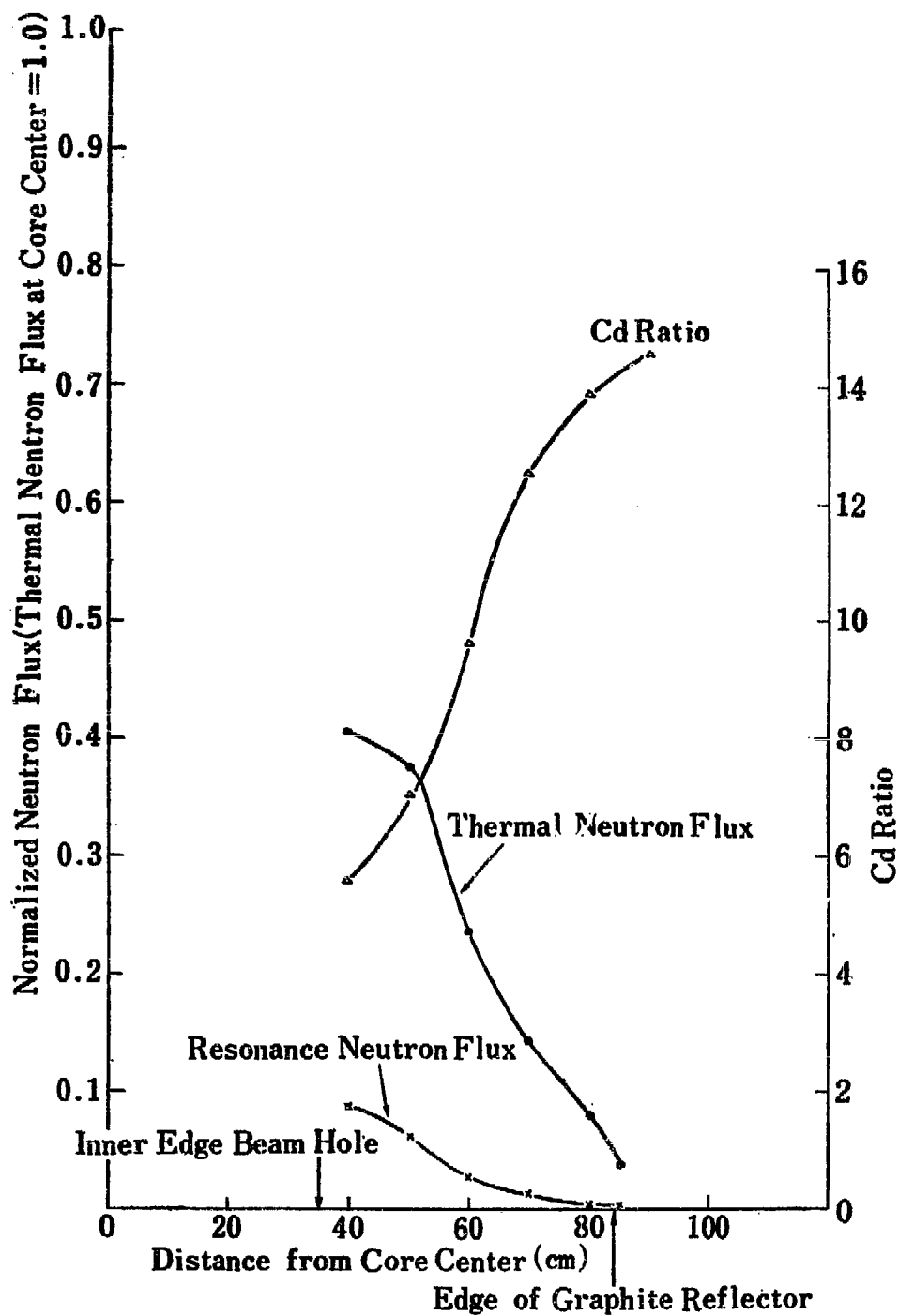


Fig. III-9 Neutron Flux Distribution in (North) 3'' ϕ Horizontal Hole (No. 6) (at 0.5 W)

Fig. III-10 Neutron Flux Distribution (South) 3" ϕ Horizontal Hole (No. 9) (at 0.5 W)

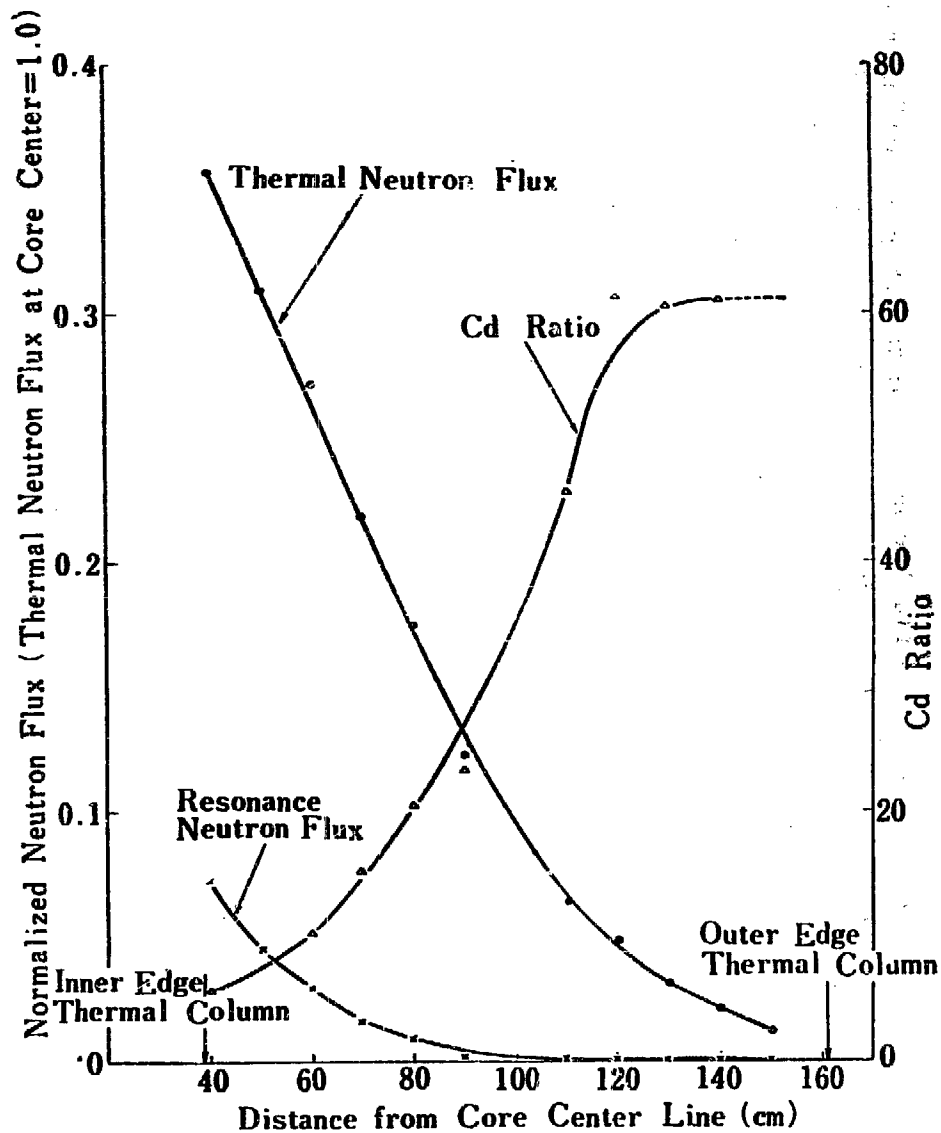


Fig. III-11 Neutron Flux Distribution in Horizontal Thermal Column (No. 11) (at 1W)

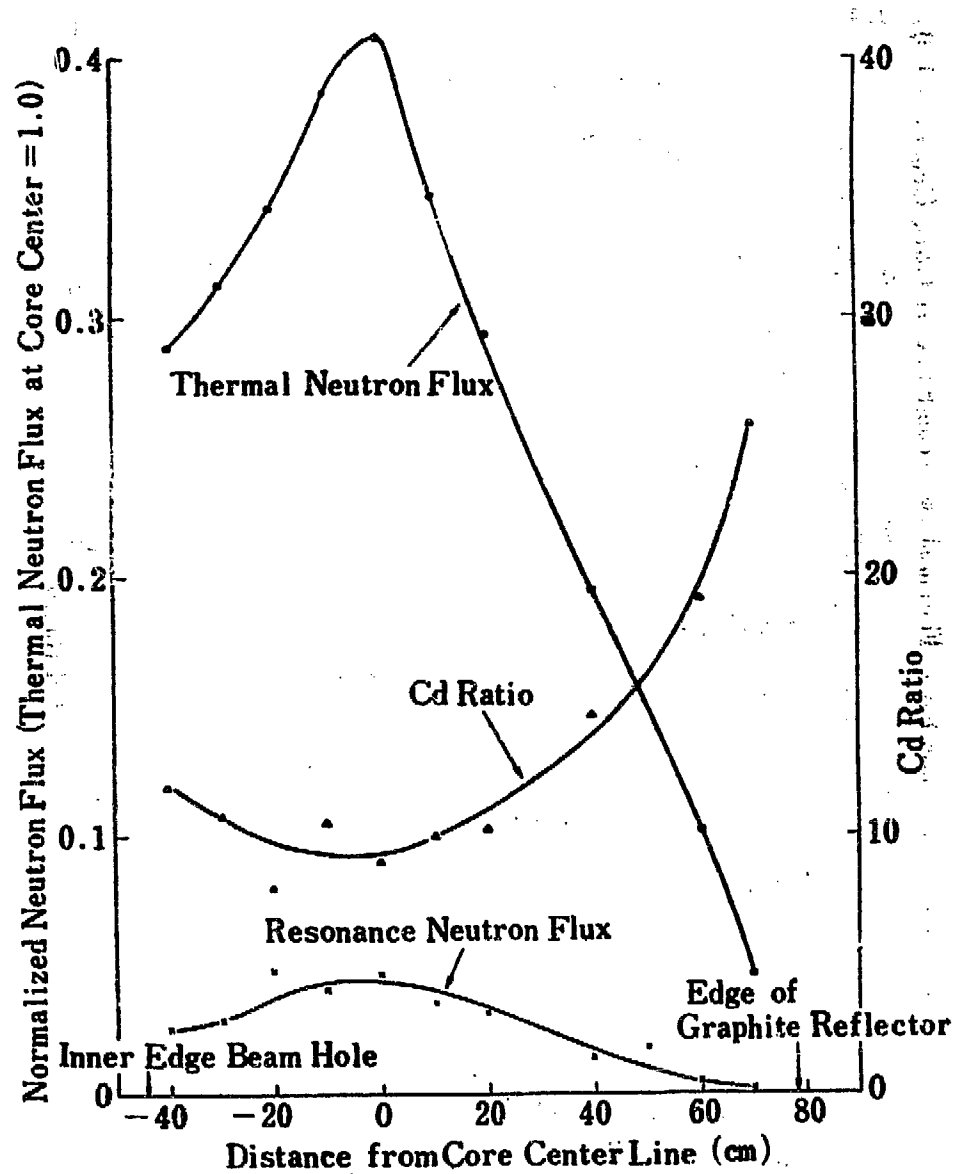


Fig. III-12 Neutron Flux Distribution in (South) 4" ϕ Vertical Beam Hole (No. 12) (at 0.5 W)

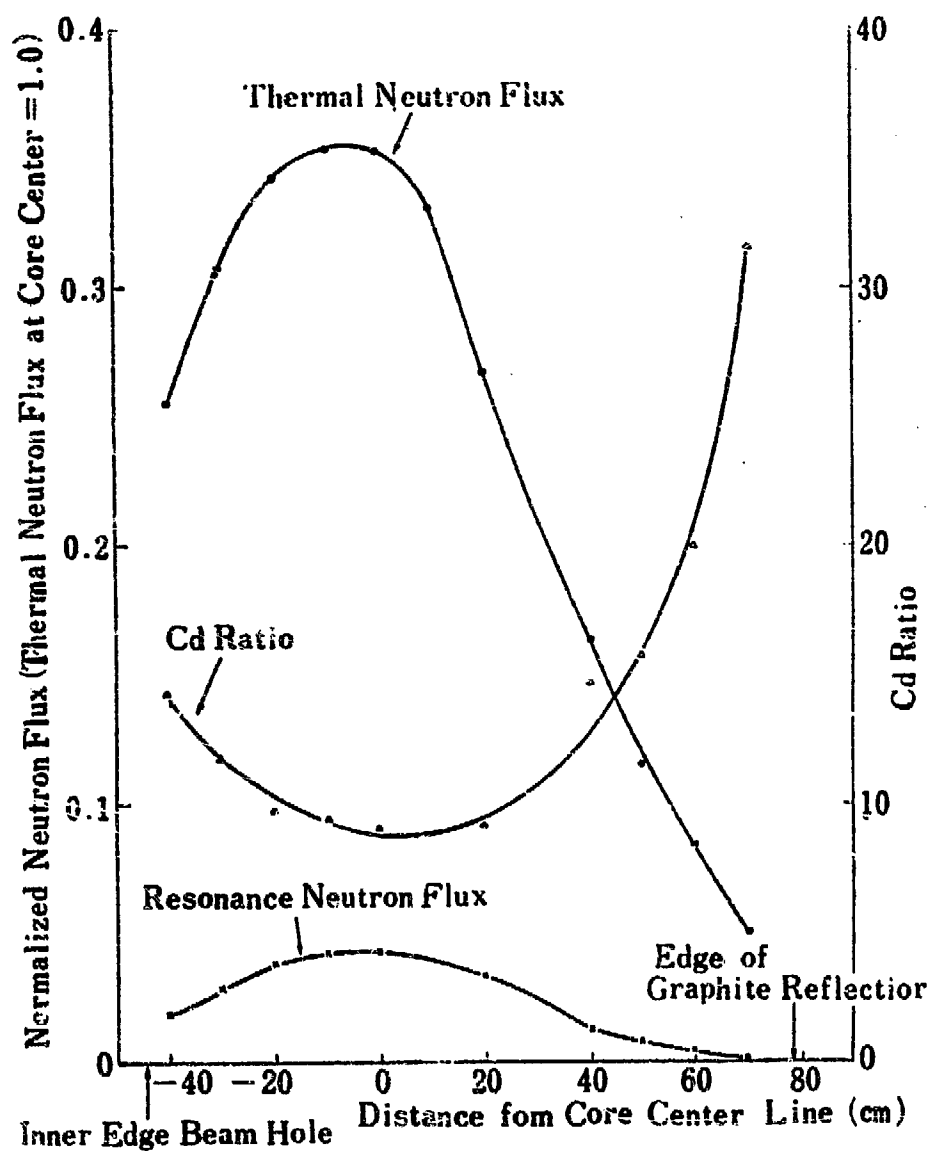


Fig. III-13 Neutron Flux Distribution in (North) 4'' Φ Vertical Beam Hole (No. 13) (at 0.5W)

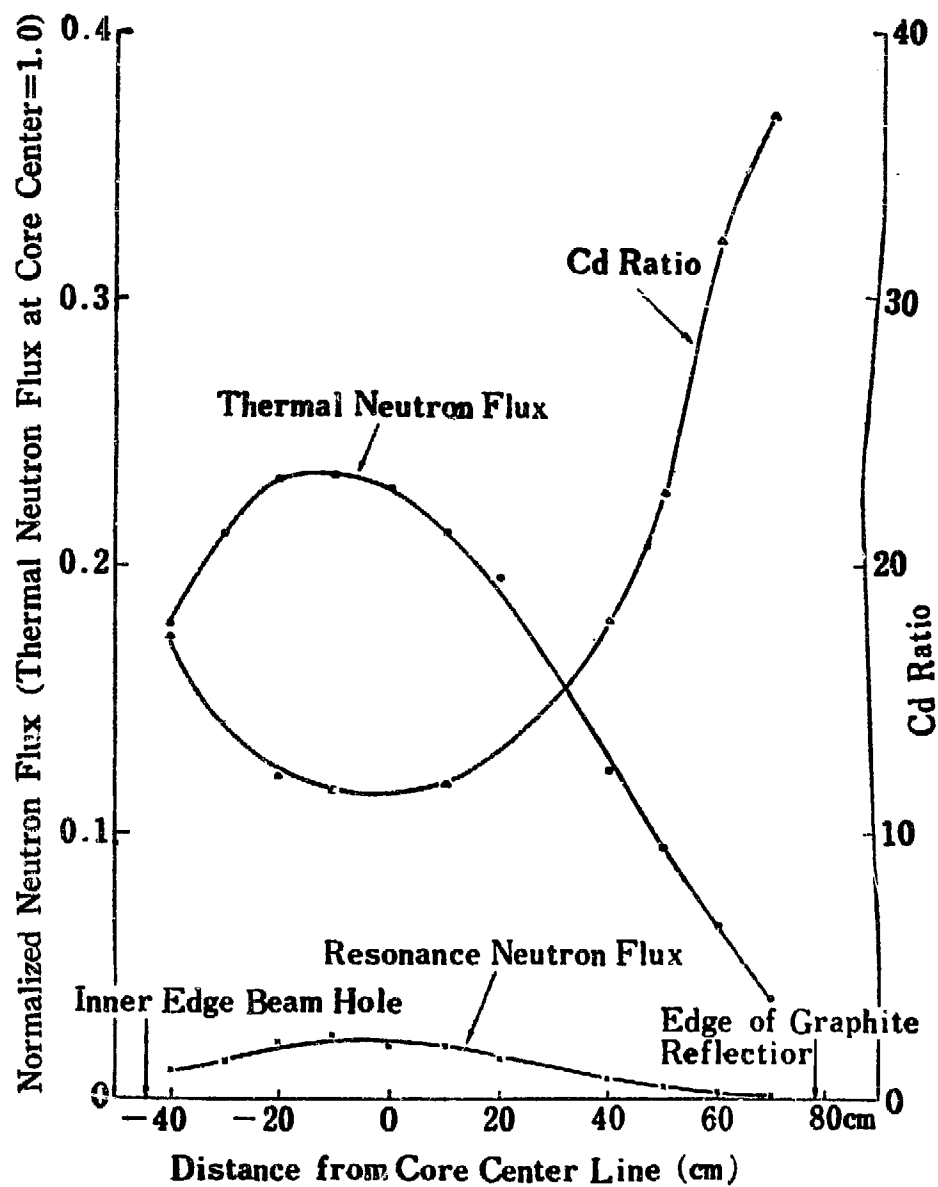


Fig. III-14 Neutron Flux Distribution in (North) 4" ϕ Vertical Beam Hole (No. 14) (at 0.5 W)

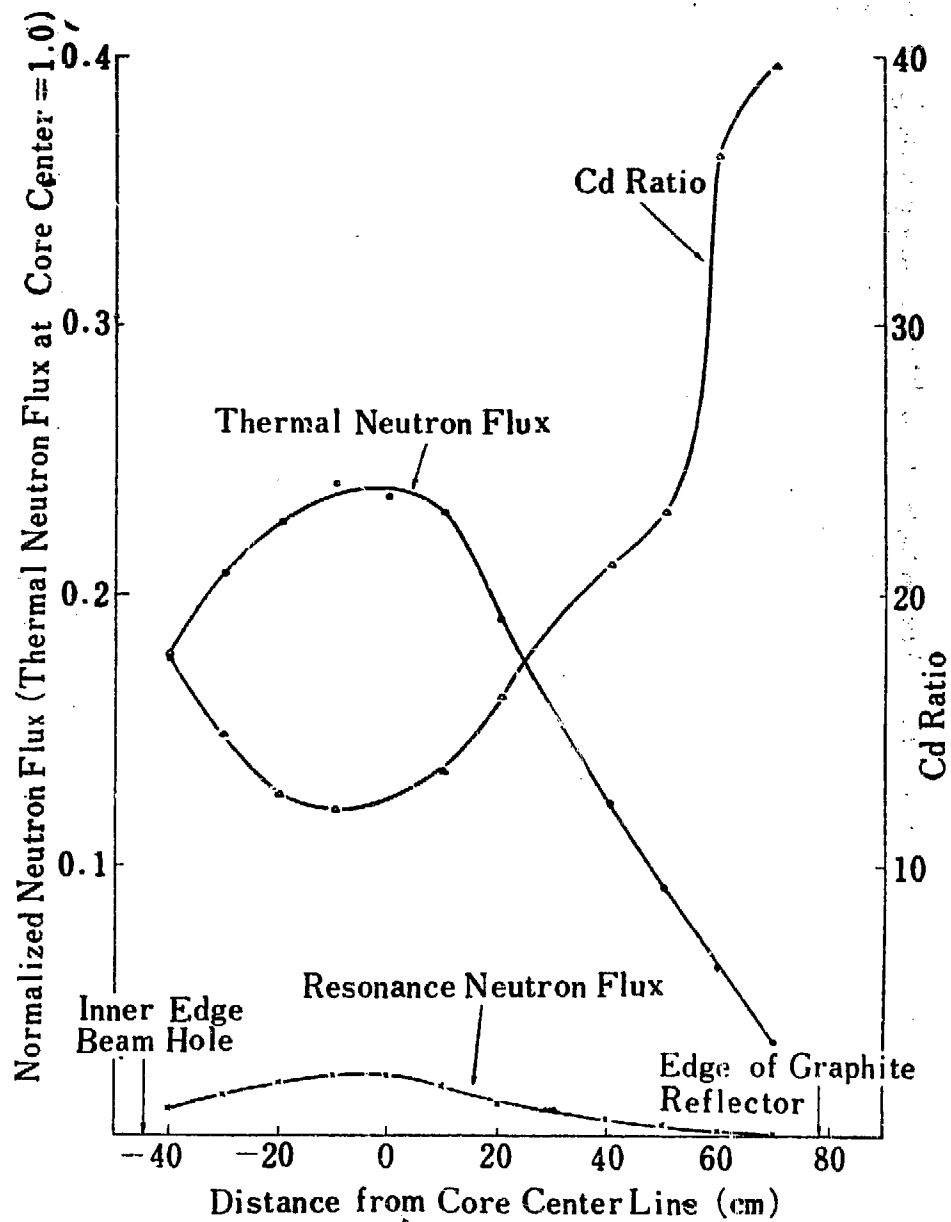
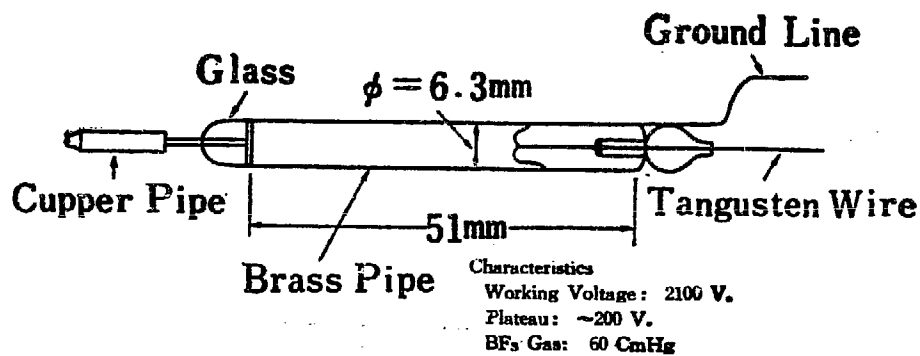
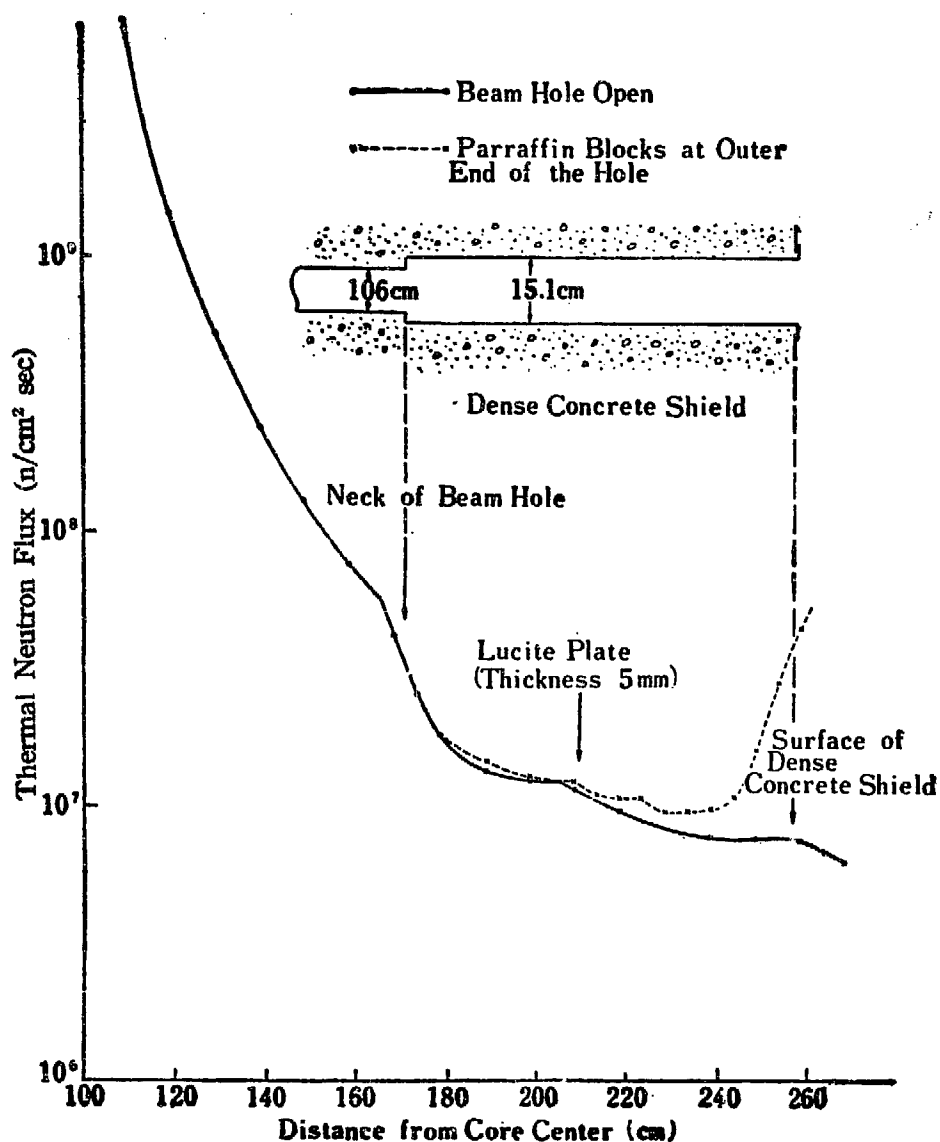


Fig. III-15 Neutron Flux Distribution in (South) 4'' Φ Vertical Beam Hole (No. 15) (at 0.5 W)

Fig. IV-1 · BF₃ MicrocounterFig. IV Thermal Neutron Attenuation Curve in South 4" Horizontal Hole (No. 3)
(at 50kW)

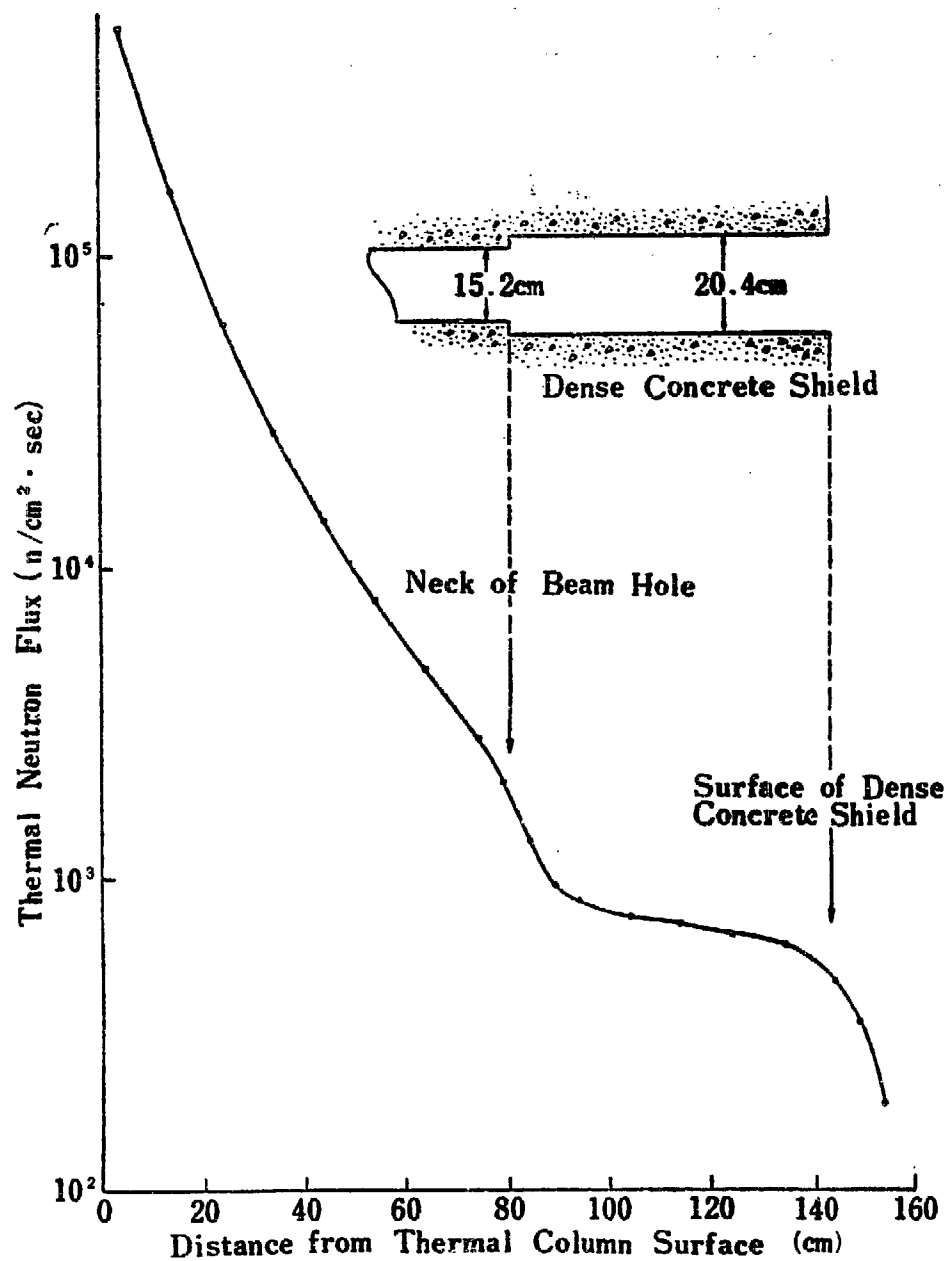


Fig. IV-3 Thermal Neutron Attenuation Curve in North 6" Thermal Column Access Port (No. 7) (at 50 kW)

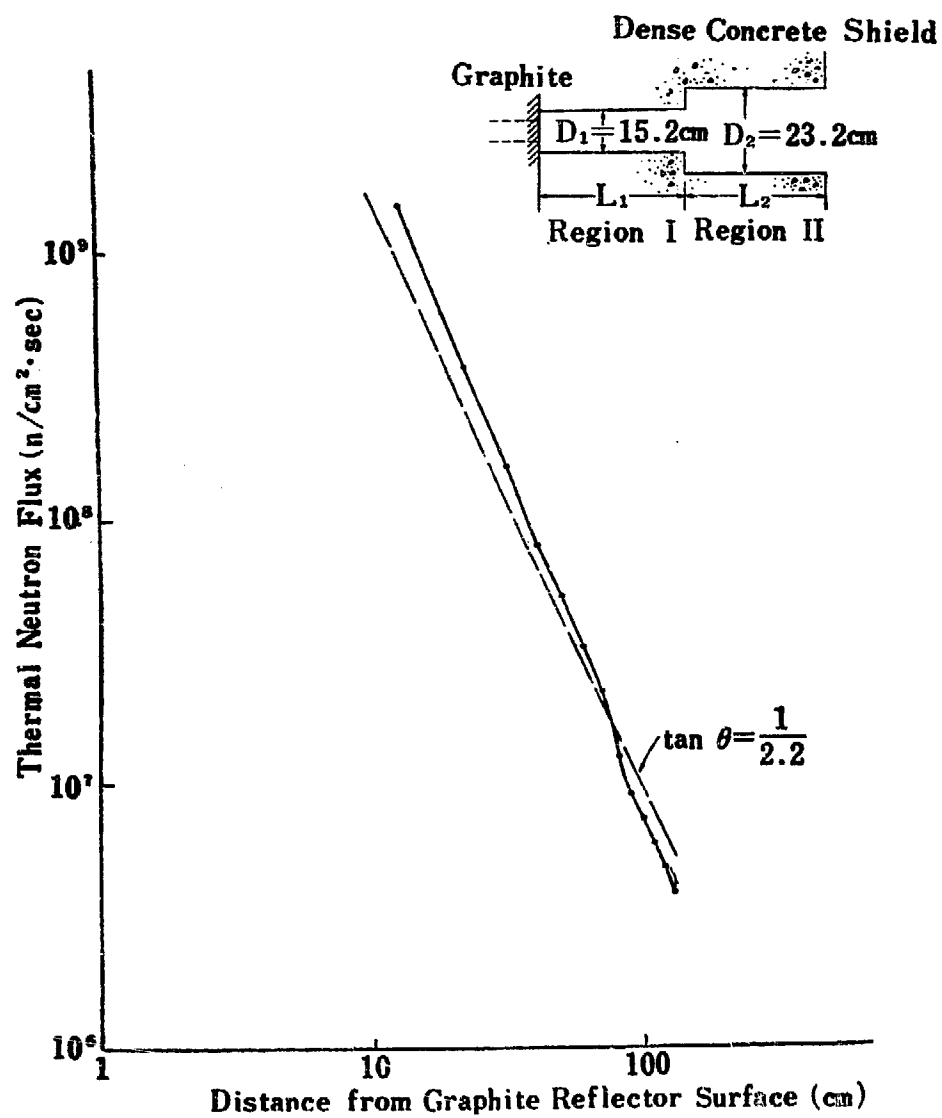


Fig. IV-4 Thermal Neutron Attenuation Curve in Central Exposure Tube (No. 1) (at 50 kW)

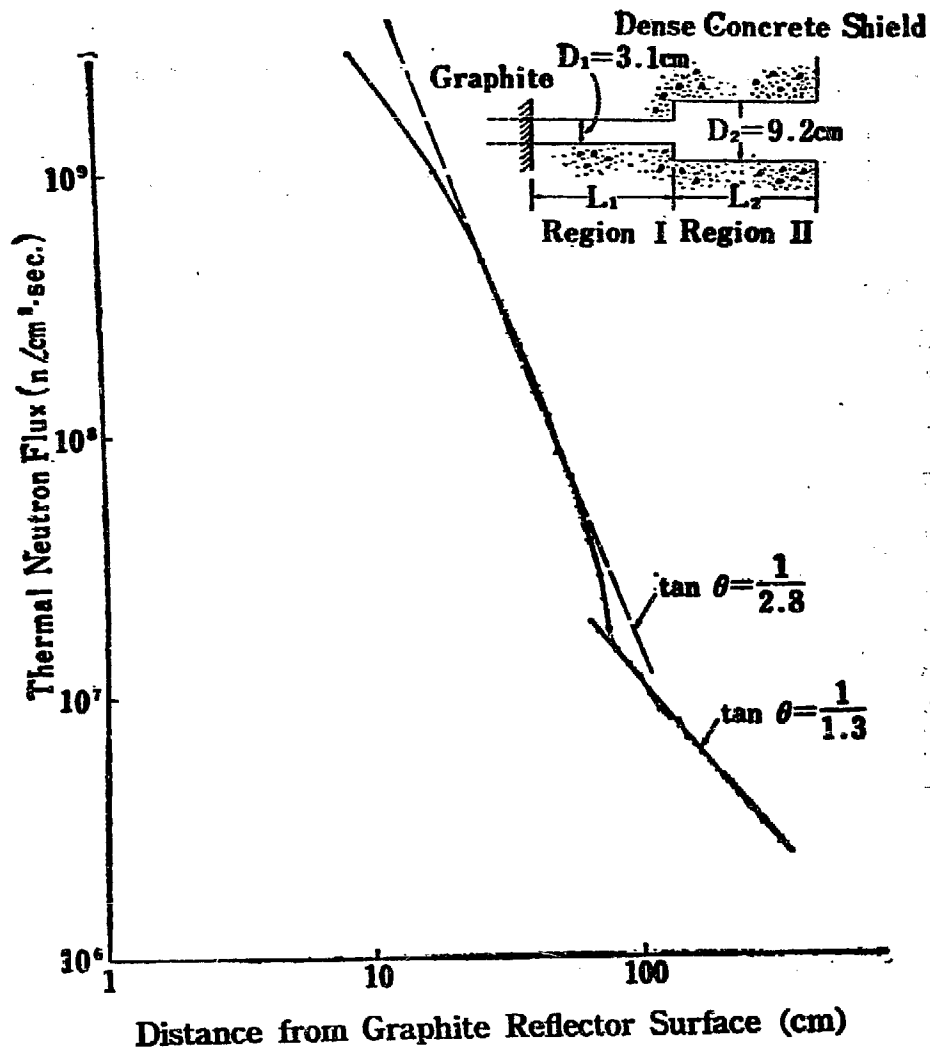


Fig. IV-5 Thermal Neutron Attenuation Curve in (West) 6'-4" ϕ Horizontal Hole (No. 4) (at 50kW)

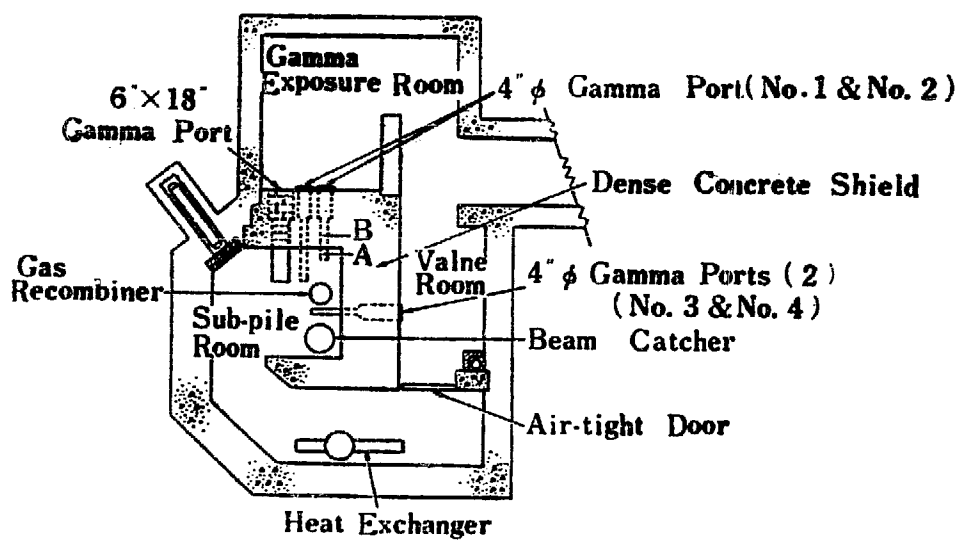


Fig. V-1 Sub-pile Room and Gamma Exposure Room

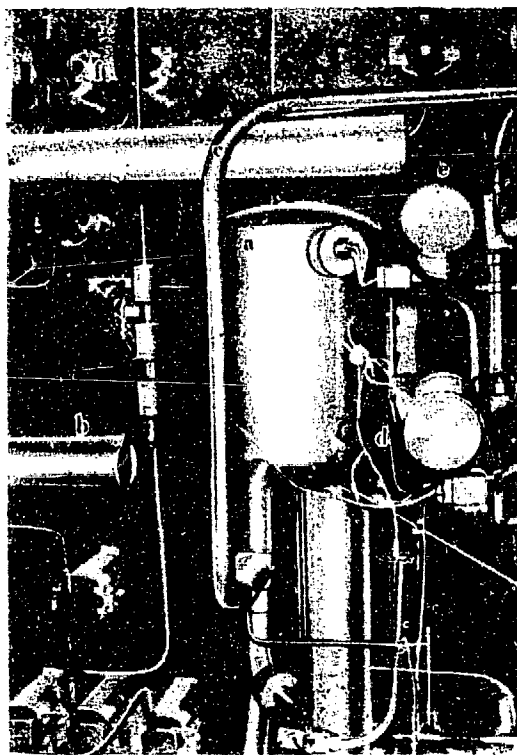


Fig. V-2 Gas Recombiner and Gamma Ports.

a: Gas Recombiner c: Gamma Port No. 2 e: Gamma Port No. 4
 b: Gamma Port No. 1 d: Gamma Port No. 3 f: Valve Stem

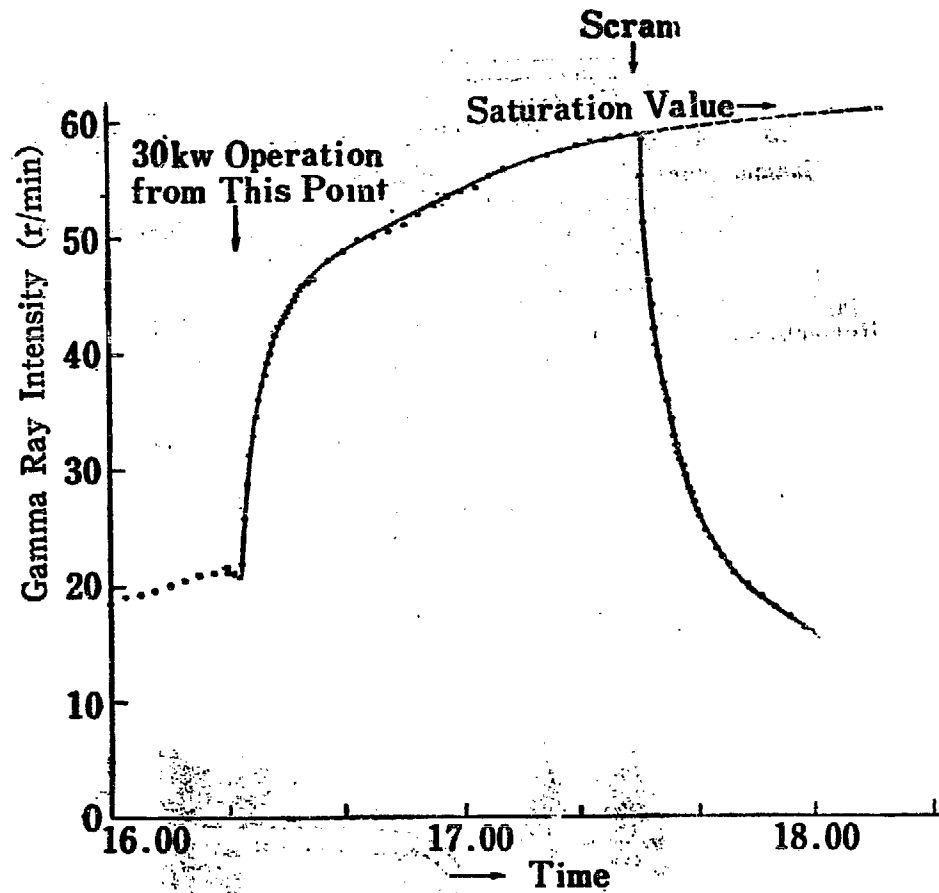


Fig. V-3 Time Dependent Variation of Gamma Ray Intensity at B Point in 4" ϕ Gamma Port (No. 1)

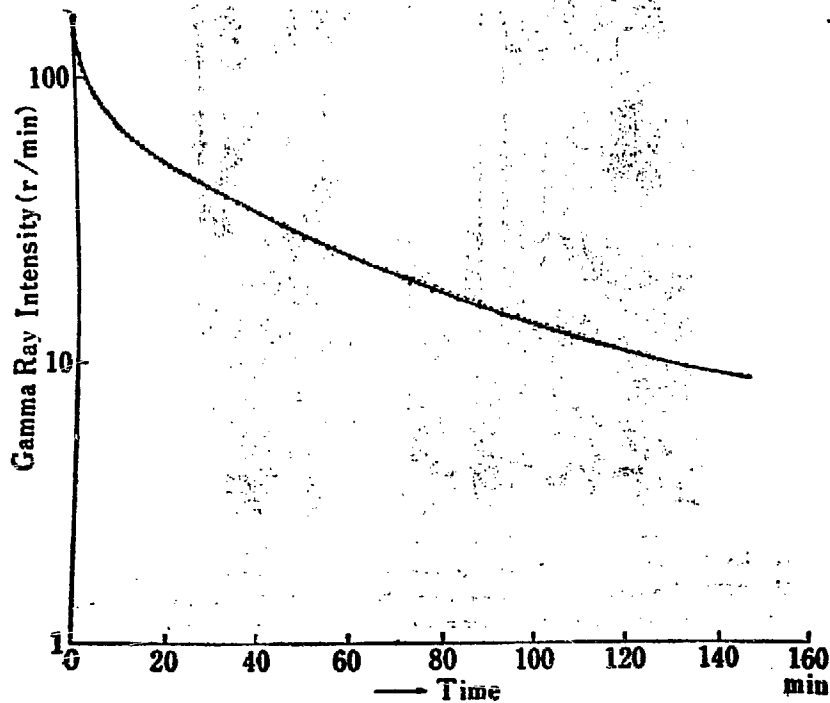


Fig. V-4 Decay Curve of Gamma Ray Intensity at A Point in 3" ϕ Gamma Port (No. 1) (after 20 kW Operation)

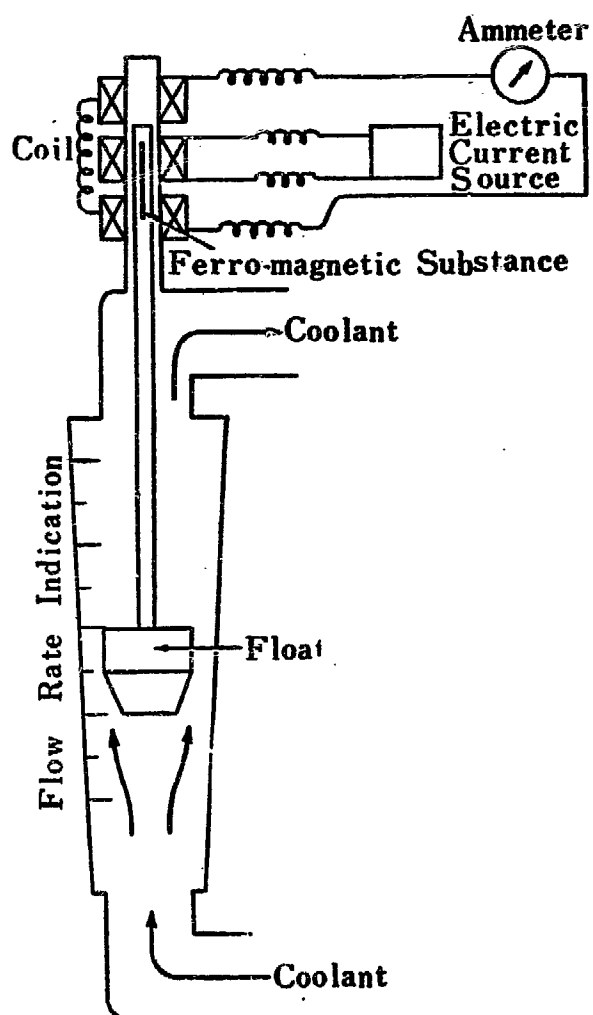


Fig. VI-1 Schematic Drawing of
Coolant Flow Meter