

JRR-1 の臨界実験

研究報告 No. 3-D

1958年4月

日本原子力研究所

日本原子力研究所は、研究成果、調査結果の報告のためつぎの3種の刊行物を、それぞれの通しナンバーを付して、不定期に発行しております。

- | | | |
|---------|----------------------------------|-----------------|
| 1. 研究報告 | まとまった研究の成果あるいはその1部における重要な結果の報告 | JAERI 1001-3999 |
| 2. 調査報告 | 総説、展望、紹介などを含め、研究の成果、調査の結果をまとめたもの | JAERI 4001-5999 |
| 3. 資料 | 研究成果の普及、開発状況の紹介、施設共同利用の手引など | JAERI 6001-6999 |

これらの刊行物に関する著作権、複写のお問合せは、日本原子力研究所図書館あてお申し越してください。

なお、上記3種の報告は、日本原子力研究所共済会（茨城県那珂郡東海村）で実費頒布をいたしております。

Japan Atomic Energy Research Institute publishes the non-periodical reports with the following classification number.

1. JAERI 1001-3999 Research Reports.
2. JAERI 4001-5999 Survey Reports and Reviews.
3. JAERI 6001-6999 Information and Guiding Booklets.

Any inquiries concerning copyright and reprint of the above mentioned reports should be addressed to the TECHNICAL LIBRARY of the Institute. (Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan)

JRR-1 の 臨 界 実 験

要 旨

この報告書は我国最初の原子炉 JRR-1 の臨界実験について記したものである。JRR-1 は通称ウォーター・ボイラー型と呼ばれる均質溶液型熱中性子炉で、最大出力は 50 kW である。核燃料としては約 20 % の濃縮ウランが硫酸ウラニル水溶液の形で 6 回に分けて炉心に注入され、炉は 1957 年 8 月 27 日に臨界に達した。臨界質量はウラン 235 にして約 1170 グラムであった。

炉はその後 種々の特性試験を受けた後、各種の実験に利用されているが、良好な動作を示している。

昭和 33 年 4 月

JRR-1 管 理 室^{*)}

Critical Experiment for JRR-1

Abstract

Nuclear fuel, in the form of uranyl sulfate solution, enriched to 20% in ^{235}U , was added to the core of JRR-1 (Japan Research Reactor No.1), a 50 kW homogeneous solution type reactor fabricated by Atomics International and installed at Tokai Laboratory of JAERI, 70 miles northeast of Tokyo. Critical mass was found to be about 1170 grams of ^{235}U , and the reactor attained its criticality on Aug. 27, 1957. JRR-1 showed almost satisfactory operating characteristics and utilization of it for various experiment is in process.

April, 1958

JRR-1 Operation Group^{**)}

Japan Atomic Energy Research Institute

^{*)} 神原義三、柿原幸二、松本元一、庄司 務、吉米地顕、古橋 晃、佐藤一男、飯島 勉、富井格三、平田典雄、吉田 悠、高橋嘉右、平田 稔、小川雄一、江頭忠彦(以上原研) 今井崇九(日立中研) 加藤洋明(日立研)。

^{**)} TOYOZO KAMBARA, KOHJI KAKIHARA, GENICHI MATSUMOTO, TSUTOMU SHOJI, KEN TOMABECHI, AKIRA FURUHASHI, KAZUO SATO, TSUTOMU IJIMA, KAKUZO TOMII, MITSUHO HIRATA, YUTAKA FURUTA, KASUKE TAKAHASHI, YUTAKA HIRATA, YUICHI OGAWA, TADAHICO EGASHIRA
MUNEMARO IMAI (Hitachi Research Laboratory), YÔME KATÔ (Hitachi Research Laboratory)

目 次

緒 言	1
オ I 章 使用した核燃料溶液について	1
オ II 章 核燃料溶液の注入	3
オ III 章 中性子増倍度の測定	4
§ III-1 BF ₃ 計数チャンネル	4
§ III-2 フィッション・チェンバー計数チャンネル	4
§ III-3 測定	4
オ IV 章 放射線管理	5
§ IV-1 空間線量のモニタリング	5
§ IV-2 個人被曝線量のモニタリング	6
§ IV-3 サブパイル室内空気の放射性汚染に対するモニタリング	6
§ IV-4 排気タンク内ガスの放射性濃度の測定および処理	6
§ IV-5 床面器具等の表面汚染の測定	6
付 余剰反応度の注入	7

表 目 次

TABLE I-1 燃料注入記録	8
TABLE I-2 核燃料溶液の最終組成	9
TABLE III-1 各計数チャンネルの詳細	10
TABLE III-2 中性子源の詳細	10
TABLE III-3 中性子計数記録 (BF ₃ 計数管#1)	10
TABLE III-4 中性子計数記録 (BF ₃ 計数管#2)	11
TABLE III-5 中性子計数記録 (フィッション・チェンバー#1: 対数計数率計チャンネル)	12
TABLE III-6 中性子計数記録 (フィッション・チェンバー#2: 線型計数率計チャンネル)	13
TABLE III-7 中性子増倍度	13
TABLE IV-1 放射線管理に使用した測定器	14
TABLE IV-2 排気タンク内の核分裂生成ガスの放射性濃度	15
TABLE V-1 燃料追加時の計数記録	15

図 目 次

Fig. I-1 ウラン注入量と溶液体積	17
Fig. II-1 核燃料溶液注入系統図	18
Fig. III-1 中性子源および各測定器配置図	19
Fig. III-2 各計数チャンネルブロックダイヤグラム	20
Fig. III-3 中性子増倍度の変化 [I]	21
Fig. III-4 中性子増倍度の変化 [I']	21
Fig. III-5 中性子増倍度の変化 [II]	22
Fig. III-6 中性子増倍度の変化 [III]	22
Fig. III-7 中性子増倍度の変化 [IV]	23
Fig. III-8 中性子増倍度の変化 [V]	23

Contents

Introduction.....	1
Ch. I. Nuclear Fuel	1
Ch. II. Loading of Fuel Solution	3
Ch. III. Measurement of Neutron Multiplication.....	4
§ III-1 BF ₃ Counting Channels.....	4
§ III-2 Fission Chamber Counting Channels.....	4
§ III-3 Measurements	4
Ch. IV. Health Physics Control	5
§ IV-1 Area Monitoring	5
§ IV-2 Personnel Monitoring	6
§ IV-3 Monitoring of Sub-pile Air Contamination.....	6
§ IV-4 Activity Concentration Measurement and Disposal of Gaseous Fission Products	6
§ IV-5 Measurements of Surface Contamination	6
Appendix Excess Reactivity Loading	7

TABLE Contents

TABLE I-1 Fuel Loading Record	8
TABLE I-2 Final Composition of Fuel Solution.....	9
TABLE III-1 Details of Counting Channels.....	10
TABLE III-2 Details of Neutron Source	10
TABLE III-3 Counting Record by BF ₃ Counter #1.....	10
TABLE III-4 Counting Record by BF ₃ Counter #2.....	11
TABLE III-5 Counting Record by Fission Chamber #1 (Log Counting-Rate Meter Channel) 12	
TABLE III-6 Counting Record by Fission Chamber #2 (Linear Counting-Rate Meter Channel) 13	
TABLE III-7 Neutron Multiplication.....	13
TABLE IV-1 Instruments used for Health Physics Control.....	14
TABLE IV-2 Radio-activity of Gaseous Fission Products in Evacuated Tanks	15
TABLE V-1 Counting Record at Excess Reactivity Loading	15

Figure Contents

Fig. I-1 Fuel Loading and Solution Volume.....	17
Fig. II-1 Fuel Handling System	18
Fig. III-1 Location of Neutron Source and Detectors	19
Fig. III-2 Block Diagram of Counting Channels	20
Fig. III-3 Neutron Multiplication Curve [I]	21
Fig. III-4 Neutron Multiplication Curve [I']	21
Fig. III-5 Neutron Multiplication Curve [II]	22
Fig. III-6 Neutron Multiplication Curve [III]	22
Fig. III-7 Neutron Multiplication Curve [IV]	23
Fig. III-8 Neutron Multiplication Curve [V]	23

緒

言

わが国のオ1号原子炉である日本原子力研究所のウォーターボイラー型原子炉JRR-1の臨界実験、すなわち燃料の注入とそれに伴う炉の最初の起動の実験は1957年8月26日から27日早朝にかけて行われた。この報告書はこの臨界実験に関するものである。

JRR-1の炉体は米国のNAA社アトミックス・インターナショナルの製作にかかるものである。この炉の建設経過については別の報告^{*)}にくわしく述べられるが、1956年3月、炉の購入契約が結ばれ、同年9月より建物の基礎工事がはじめられた。つづいて同年12月アトミックス・インターナショナルよりオ1回の炉部品が到着し、つづいて1月および3月にオ2回、オ3回の炉部品が到着した。その後組立調整試験に約6カ月を費し8月26日臨界実験を行える状態に整備された。

この炉に用いる核燃料は、日米両国間の原子力平和利用に関する双務協定に基いて、わが国政府が米国原子力委員会から貸與された濃縮度約20%の濃縮ウラン

で、米国マリンクロット化学会社において硫酸ウランの結晶の形に作られたものである。

燃料は硫酸ウランの硫酸酸性水溶液の形で6回に分けて炉に注入され、その都度中性子密度を計数管によって測定し、臨界状態への接近を観察した。こうして1957年8月27日5時23分、最初の自続核分裂連鎖反応を開始し、JRR-1は世界における同型式炉のオ11番目のものとして誕生した。当初、臨界質量はウラン235にして1450~1650gr程度と予想されていたが、実測値はかなりこれを下まわって約1170grであった。

その後9月3日に、余剰反応度に対応する燃料の追加注入が行われ、ウラン235の全注入量は1296grとなった。その後種々の特性試験が炉について行われているが、9月上旬には40kW以上の運転に成功し11月26日には最大出力50kWの運転を行い、さらに短時間ではあるが60kWの運転を行った。昭和32年年末までにすでに500kWh以上の運転を行っているが非常に良好な結果を示している。

第1章 使用した核燃料溶液について

JRR-1に用いられた核燃料については、別の報告^{**)}にくわしくのべられているので、この報告では簡単にのべることにする。

注入のために準備された硫酸ウランの溶液は、ウランの濃度にして約500gr/l(ウラン235にして約100gr/l)のものである。当初、臨界質量は最大に見積って1650grで、3%の余剰反応度に相当する150grを加えて、最終注入量は1800grと測定されていた。一方炉の動作に適する最終溶液量は26.5lとされていたので、臨界までに溶液量25lの注入が目標とされた。したがって上述の濃度の燃料溶液以外に約8lの水を加える必要があった。このうち1lは燃料溶液の各注入後のすすぎ水として加えられるため、当初に7lの水を注入することになった。

この最初の7lの蒸溜水の注入のさい炉の運転中に生じる過酸化水素によるウランの酸化沈澱を防止する

ために、添加物として鉄および銅のイオンが、また燃料溶液中の弗素イオンによる腐食作用を防止するために添加物としてアルミニウムイオンが同時に加えられることになった。添加物は溶液の全重量に対して鉄は20ppm、銅は30ppm、アルミニウムは数ppmと予定され、それぞれ硫酸塩の形で加えられることとなった。また最終溶液において0.4mol/l程度の硫酸酸性を持たせる必要があるので、以上のようにして準備された硫酸ウランの溶液中12lを約0.72mol/lの硫酸酸性にし、この注入後、すなわちウラン235の注入量にして約1200grの注入以降は硫酸を含まぬものを加える予定であった。

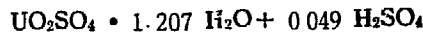
用いた硫酸ウランの結晶は、純粋の UO_2SO_4 ではなく結晶水および遊離の硫酸を含んでおり、製造元であるマリンクロット化学会社の分析によれば

*) 原研 研究報告 No.3-A「JRR-1の建設」参照

**) 原研 研究報告 No.3-C「JRR-1の燃料」参照

ウラン含有率	60.57%
硫酸根含有率	25.7%

で、平均組成としては



である。またウランの濃縮度は米国オークリッジ国立研究所の分析によれば、ウラン 235 の重量比にして 19.91%であり、したがってウラン 235 の含有量は硫酸ウラニル結晶の 12.06%である。

また用いた硫酸は、三菱化成株式会社研究室において特級硫酸を蒸溜して作られた特製品で、 H_2SO_4 濃度 24.2%にうすめて使用した。添加物はアトミックス・インターナショナルより入手したものである。蒸溜水は 2 回蒸溜した後イオン交換樹脂で処理したもので国産品である。

さて臨界実験は8月26日午前10時頃より開始された。最初に、前述のように添加物を含む蒸溜水を注入した。その全容は約 7 l でその組成を次にあげる。

蒸溜水	 6953.5gr
添 加 物	$\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$ 35.6gr
	$\text{CuSO}_4 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$ 4.6gr
	$\text{Al}_2(\text{SO}_4)_3 \cdot 18\text{H}_2\text{O}$... 2.6gr
計	 6996.3gr

※2 回以後の注入はウラン濃度 500gr/l, 0.72mol/l 硫酸酸性 (すなわち硫酸ウラニル塩濃度約 825gr/l, 24.2%硫酸濃度約 292gr/l) の溶液で、各回の注入量は次のとおりである。

※2 回 注入...	溶液約 4.5 l (ウラン 235, 445.3gr)	蒸溜水約 0.1 l
※3 回 注入...	溶液約 3.0 l (ウラン 235, 299.9gr)	蒸溜水約 0.1 l
※4 回 注入...	溶液約 1.4 l (ウラン 235, 142.1gr)	蒸溜水約 1.3 l
※5 回 注入...	溶液約 1.6 l (ウラン 235, 155.8gr)	蒸溜水約 1.3 l
※6 回 注入...	溶液約 1.0 l (ウラン 235, 100.0gr)	蒸溜水約 2.3 l
※7 回 注入...	溶液約 0.5 l (ウラン 235, 50.9gr)	蒸溜水約 0.9 l

注入が進むにつれて中性子計数の結果から推定される臨界質量が予想よりもかなり少ないことがわかった。このため、かなり少い燃料量で同じ 25 l の溶液体積に

なるように、※4 回以降の注入では蒸溜水をすすぎ水としての必要量以上に増量して加えた。こうして上記の注入を行った後、すなわちウラン 235 を 1194.0 gr 注入した後、反応度にして約 0.6% の臨界超過となった。したがって、これまでの段階では準備した硫酸酸性の溶液の丁度全量を注入したわけで、硫酸を含みぬ溶液の方は用いられなかった。

燃料注入の詳細な記録は TABLE I-1 および Fig. I-1 に記した通りである。各回注入の前後に溶液容器の重量を測定し容器に付着した溶液量の補正を行い、正味の注入溶液重量を求めた。なお、注入後の溶液体積は次式によって求められた。このとき溶液中の硫酸の全重量を求めるには硫酸ウラニル結晶中に存在する遊離の硫酸の量をも考慮に入れた。

$$V = M - 1.335 Mu - 0.625 Ma$$

V: 溶液体積 (cc)

M: 添加物の重量 (結晶水を除く) を除いた溶液の全重量 (gr)

Mu: 溶液中のウランの全重量 (gr)

Ma: 溶液中の硫酸の全重量 (gr)

これは硫酸酸性の硫酸ウラニル水溶液の密度に関してのアトミックス・インターナショナルにおける実験結果によったものである。

臨界実験のさいに注入された 1194.0gr のウラン 235 は約 0.6% の余剰反応度をもつことを述べたが、出力 50 kW 定常運転に必要な余剰反応度を得るためさらに燃料の追加注入が9月3日に行われた。*) このときは硫酸を含みぬ燃料溶液が用いられ、次の3回の追加注入

※1 回追加注入...	溶液約 0.5 l (ウラン 235, 53.3gr), 蒸溜水 0.1 l
※2 回追加注入...	溶液約 0.5 l (ウラン 235, 49.0gr),

※3 回追加注入... 蒸溜水のみ約 0.2 l

によって 102.3 gr のウラン 235 が追加された。この記録も TABLE I-1 および Fig. I-1 に示してある。こうして得られた燃料溶液の最終組成はウラン 235 にして 1296.3gr, 溶液体積 26.23 l で詳細は TABLE I-2 に示す通りとなった。ただし溶液中の水の量はこの注入量のまま一定しているわけではなく、炉の動作にともなうガス再結合器と炉心間に水蒸気およびその分解ガスの往来があるので詳細に言えば常に変化しているものである。

*) 詳細は 附「余剰反応度の注入」参照

第 II 章 核燃料溶液の注入

化学部のメンバーによって準備された燃料溶液はポリエチレン製の瓶にいれられており、その容積は 0.5 l, 1 l, 2 l の三種類で約 1650 gr のウラン 235 に相当する量が 17 本の瓶に分れていた。^{*} この保存には 1 箇所にウラン 235 にして 400gr 以上が集まらぬよう室の四隅におき封印をするなど厳重に管理した。

これらの燃料溶液の貯蔵瓶は、燃料の注入の直前に再び秤量され、貯蔵中の重量変化が確かめられた。多くの場合、重量変化は ± 0.1 gr の範囲にあった。

炉心および燃料系統の配管の略図は、Fig. II-1 に示す通りで、炉室地下のガンマ線照射室の壁面に外部への接続口があるので、ここに燃料注入用のミクシングボウル、真空タンク、圧力計その他を臨時に接続して燃料注入の準備をととのえた。^{**}

燃料注入の実際の手順は次にのべるように、最初に炉心が空である才 1 回の注入のときと、炉心内にすでにある量の溶液のはいっている才 2 回以後の注入のときとでは若干手順が異なる。

第 1 回注入

- i) すべての弁が閉じてあることを確認する
- ii) #3, #4, #5, #6, #7, #13 および X 弁を開き真空ポンプによって X 弁より空気を抜き、真空近くにまで引く。この上で X, #4, #6, #7 弁を閉じる。
- iii) ポリエチレンの瓶よりミクシングボウルに所定量の燃料溶液を移す。ミクシングボウルは Fig. II-1 に示すような容積約 3 l の不銹鋼製の容器で、その頭部はとりはずしができこれに燃料溶液が移された後、頭部の蓋は漏洩がないよう、ネオプレンガスケットとでボルト固くとめられる。ミクシングボウルへ燃料溶液を移すときは 1 回に最大限 2 l とし、注入量の多いときは数回にわけて移した。なおこのときガラス棒を伝わせて注意して溶液を移し、飛沫のたつのを極力防いだ。
- iv) Q, S 弁を開いて中の空気を酸素で置換する。ついて Q 弁を閉じ、S 弁を調節して適当に酸素で加圧しながら P および #7 弁を開いてドレ

ンタンクに溶液を移す。溶液の移動の終了は圧力計 P_8 の指示が急に変化することによって知られる。そこで P, S 弁を閉じる。

- v) #1, #6 弁を開き、ついて M 弁を開いて酸素で加圧し溶液をドレンタンクから炉心に移す。溶液の移動の終了は圧力計 P_8 の指示が急に変化することによって知られるから、移動終了後数秒間待ってすべての弁を閉じる。

第 2 回以後の注入

- i) #3, #4, #5, #6, #13 および Q 弁を開き系を減圧する、ついて Q 弁を閉じ、ミクシングボウルの蓋をとり、所定量の燃料溶液をミクシングボウルに入れる。
- ii) ミクシングボウルの蓋をしめ、才 1 回注入の iv) の手順と同様にして溶液をドレンタンクに移す。必要ある際は P, #5, #7 弁を閉じ、Z 弁を開き真空タンクによって炉心部を減圧する。
- iii) 必要ある際はさらに燃料溶液を i), ii) の手順をくり返してドレンタンクに入れる。その後すぎ水として、蒸溜水を同様の手順で注ぎこんでミクシングボウルおよびパイプの洗滌を行う。
- iv) #1 弁を開き、重力によって炉心に入っている溶液をドレンタンクに移す。この溶液の移動の終了を正確に知る方法はないので臨界前試験^{**}で行った時間測定値に適当な安全率を乗じた時間だけ待つ必要がある。
- v) Z 弁を開き真空槽によって系を減圧する。必要あるさいは、真空ポンプで充分減圧した別のものにとりかえる。#4 弁を閉じる。
- vi) 才 1 回注入の v) の手続と同様にして溶液をドレンタンクより炉心に移し、最後にすべての弁を閉じる。

以上の手順を進めるさいに、とくに次の点に注意を払った。

- i) 弁の操作に誤まりがないように弁の開閉状況の一覧表を作り、たえず現状の確認を行った。

^{*} 核燃料溶液の調製・秤量についての詳細は原研 研究報告 3-C「JRR-1の燃料」参照

^{**} 燃料系統をも含めて炉の一次系の説明およびその臨界前試験については原研 研究報告 3-B「JRR-1の臨界前試験」参照

- ii) 真空タンクは容積約 50 l のもの 3 個を用い使用済のものは保健物理部員によって内部ガスの放射能が測定された後処理された。このタンク内に入るガスは気体の分裂生成物を含み放射性を有する危険があるので、外に漏洩することのないよう充分の注意が払われた。使用済のものを取りはずす場合には接続してあるユニオンの両端をクランプでとめ、さらにユニオン内のごく少量のガスも外に漏れぬ

ように余分に空気を吸いこませてクランプした。

- iii) 燃料溶液を入れたポリエチレン瓶を運ぶときはホーロー引きのバケツに入れ、必ず 2 名で運搬して万一の事故に備えた。

このようにして燃料の注入は、臨界実験において計 7 回、後に余剰反応度を注入した際に計 3 回（いずれも蒸留水や添加物の注入回数をも含む）行われたが、終始事故もなく円滑に行うことができた。

第 III 章 中性子増倍度の測定

燃料の注入に伴って臨界状態に接近するわけであるが、それは炉中に予め挿入された約 500mC のラジウム・ベリリウム中性子源より発生した中性子が燃料によって増倍される割合を測定することによって予測できる。中性子の検出には炉の計測系統として組み込まれているフィッション・チェンバーの 2 チャンネル（計数器のみ臨時に付加）のほか、臨時に設置された BF₃ 計数管 2 チャンネルが用いられた。このほかインジウムの箔を炉中に挿入してその誘導放射能によって測定する方法も準備したが時間がかかりすぎるためこれは途中で中止した。

中性子源は水平熱中性子柱の東端より抜き出すことのできるグラファイトブロック中に予め設けられた孔の中に收容されている（Fig. III-1 参照）。

§ III-1 BF₃ 計数チャンネル

臨界実験のために臨時に設置された 2 個の BF₃ 計数管はそれぞれ、遮蔽壁中南側の直径 4 インチの実験孔および直径 3 インチの実験孔に 1 個ずつ設置された。これら 2 個の BF₃ 計数管には性能の良くそろった、安定度の高いものを用いた。計数管からの信号は約 5m のケーブルを通じて、付近に設置した前置増巾器に送られる。この前置増巾器のカソード・フォロアーからの信号は約 16m のケーブルによって制御室内の主増巾器に送られる。高圧電源、主増巾器、計数器などはすべて、測定の便利のため制御室内に設置したが、炉室内におかれた前置増巾器などについては増巾器の増巾度がきわめて高いため、高圧電源のリークなどによる雑音を極力避けるよう十分の注意を払った。BF₃ 計数管を入れた実験孔は遮蔽栓を抜き去り、代りにその出口には鉛とパラフィンのブロックによる遮蔽壁を臨

時に設けた。ここに用いた器材の名称、番号、配置図および系統図は TABLE III-1, TABLE III-2 および Fig. III-1, Fig. III-2 に示してある

§ III-2 フィッション・チェンバー計数チャンネル

フィッション・チェンバー計数チャンネルとしては炉の計測系統として組み込まれているフィッション・チェンバー、前置増巾器、主増巾器各 2 台ならびに線型および対数型計数率計各 1 台の他に臨時に高速 2 進法計数器を使用した。2 個のフィッション・チェンバーはともにウラン 235 濃縮度 18.5% のものを使用し、グラファイト反射材の下空間に置かれている。前置増巾器は地下の弁操作室の前置増巾器ボックス内に置かれ、チェンバーからの信号は約 2.5m のケーブルによってこれに送られ、さらに制御台中の主増巾器に送られる（Fig. III-3 および Fig. III-4 参照）。フィッション・チェンバーの印加電圧は +300V である。

以上各チャンネルの BF₃ 計数管ならびにフィッション・チェンバーの位置は、燃料注入開始前に毎分当りのカウント数が、約 200 となるように選ばれ、増倍度が大きくなった後も計数器の数え落しがないよう、またあまり計数率が低くて測定誤差が大きくなることもないよう考慮が払われた。毎回の測定のさいに、いずれの計数チャンネルにおいてもカウント数は最少 2500、したがって計数の統計的誤差は 2% 以下に抑えられた。

§ III-3 測定

測定は燃料注入の各段階について制御棒の位置を次の 5 種類順次にとって行われた。

- i) 制御棒全部挿入
- ii) No. 1 抜出, No. 2 ~ 4 挿入

iii) No. 1 ~ 2 拔出, No. 3 ~ 4 挿入

iv) No. 1 ~ 3 拔出, No. 4 挿入

v) 制御棒全部拔出

ただし時間のかかりすぎるのを恐れて、初期の計数率の低い間は、制御棒が全部拔出の位置の場合以外は、フィッシュン・チェンバー・チャンネルに組込まれた計数率計によってモニターするだけにとどめた。(TABLE III-3 ~ TABLE III-4 にみられる通り初期の段階でも制御棒が全部挿入位置の場合に計数した記録も若干あるが、これは非公式に短時間で測定したものである。) なお各測定にあたっては計数率計の読みで計数率が落ちつくのをみてから計数するよう考慮した。

このようにして測定された各段階における中性子計数率と燃料注入前における計数率との比、すなわち中性子増倍度が注入燃料量とともにどう変化していったかを Fig. III-3 ~ Fig. III-8 に示した。ただし縦軸はこの増倍度の逆数をとってあるから、これらの曲線を外挿して横軸と交わる点が増倍度無限大の点、すなわち臨界状態を示すものである。

図から読みとることができるように、各制御棒位置に対する外挿臨界質量はほぼ次のようになる。

各制御棒位置に対する外挿臨界質量

i) 制御棒が全部拔出の場合

ウラン 235 ~ 1170gr

ii) No. 1 ~ 3 拔出, No. 4 挿入の場合

ウラン 235 ~ 1245gr

iii) No. 1 ~ 2 拔出, No. 3 ~ 4 挿入の場合

ウラン 235 ~ 1320gr

iv) No. 1 拔出, No. 2 ~ 4 挿入の場合

(正確な外挿困難)

v) 制御棒が全部挿入の場合

ウラン 235 ~ 1470gr

これによってわかる通り、制御棒1本当りの吸収はウラン 235 にして大体 75gr に相当する。

実際のカウント数などのデータは TABLE III-3 ~ TABLE III-6 に示した通りで、TABLE III-7 に結果が要約してある。なお実験期間中の炉心温度は 23.6°C ~ 25.3°C の範囲内で変動したが、計数率に問題となるほどの変化を与えるものでなかった。また自然計数と分解時間による数え落し数は無視し得る程度であった。

このようにして6回目、すなわち燃料量 1143.1gr における測定の後、全制御棒拔出位置における臨界質量は大体 1170 gr と見られ、7 回目に 50.9gr のウラン 235 を注入したところ、予想どおり No. 4 の制御棒を半分近く引抜いたところで炉は臨界状態に達した。この直前各計数チャンネルにおける計数率は毎分数万カウントから十数万カウントに急増して臨界への接近を知ることができた。しかしながら臨界到達の最終的判定は線型出力計チャンネルの自動記録計によってなされた。この前の 1143.1gr 注入時においての全制御棒拔出位置での測定の際から、上記出力計に信号が乗っていることが認められていたが、この臨界状態に伴い制御棒を停止させてなお引続いて出力の上昇が記録された。時刻は 1957 年 8 月 27 日 5 時 23 分であった。おぼろげの間臨界状態のまま概略のみつもりで 60mW の出力を保って運転され、その後手動スクラムによって停止されて臨界実験を終了した。

第 IV 章 放 射 線 管 理

JRR-1 の臨界実験前後の放射線管理については別の報告*) に詳しいが、ここでは臨界実験中の放射線管理について大要を述べる。この実験中職員が過度の放射線を受けることのないよう、原子炉室、サブパイル室内各点の空間線量率を測定した。また各個人の放射線被曝量を決定するために実験従事者は個人監視用測定器を着用した。燃料注入のさいに避けることのできない若干の放射性汚染を検知して、これを最小限度に

局限するため、汚染の可能性の最も大きいサブパイル室内の空中塵埃・ガスの放射能濃度を測定した。さらに注入場所付近の床面や、器具の放射性表面汚染を測定した。また燃料注入のさいに排気タンクに捕集される炉心およびドレンタンクの排気ガスの放射性濃度を測定しこれを安全に処理した。

以下これらの各項目について測定法ならびにその結果を述べる。なお使用した測定器を TABLE IV-1 にま

*) 原研 研究報告 3-G 「JRR-1 臨界実験および出力試験時・放射線モニター」参照

とめておいた。

§ IV-1 空間線量のモニタリング

β, γ 線用サーベイ・メータ、中性子線用サーベイ・メータを使用して各実験段階毎に原子炉各部の遮蔽からの γ 線、中性子線の洩れを測定した。臨界時の原子炉の最大出力が 60mW 程度であったので、全実験段階を通じてバックグラウンド (γ 線では $0.01 \sim 0.02 \text{mr/hr}$, 中性子線では $0 \sim 1 \text{cpm}$ ($0 \sim 0.3 \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)) 以上の放射線の増加は認められなかった。

§ IV-2 個人被曝線量のモニタリング

個人被曝線量を調べるため、TABLE IV-1 (a) に表記した個人監視用測定器を各人が着用し、その線量を求めた。その結果、職員全員について余分の放射線被曝は認められなかった。

§ IV-3 サブパイル室内空気の放射性汚染に対するモニタリング

空気中放射性塵埃の濃度を測定するため沪紙 (東洋沪紙 No 5 A) を通して空気を引き、このサンプルを 4π ガスフローカウンターで測定した。この結果は $1.2 \times 10^{-12} \sim 3.1 \times 10^{-11} \mu\text{C/cc}^*$ で、同実験中一階実験室内で並行して採ったサンプルのものと差異が、認められなかった。したがってこの程度の放射性塵埃は天然に存在するラドンやトリウムによるものと推定される。放射性ガスの濃度測定は予め真空にした電離槽 (1500cc) にサブパイル室内の空気を採取し、この放射能を振動容量型電位計で測定した。8 月 27 日 2 時 27 分、5 時 30 分の 2 回の測定で $10^{-9} \mu\text{C/cc}$ 以下であることが確かめられた。**)

§ IV-4 排気タンクガスの放射性濃度の測定および処理

燃料注入時に排気タンクに捕集されるガスは核分裂生成物を含むので、空気中に放出する前に、その放射性濃度を測定し、安全に処理しなければならない。ガスの放射性濃度の測定には § IV-3 に記述した電離槽と振動容量型電位計を共用し、安全であることを確かめたうえで真空ポンプを使ってセミホットラボのエアダクトを通して大気中に除々に放出させた。ガスの放射性濃度は排出回数が進むにつれて大となった。この測定結果を TABLE IV-2 に示す。

§ IV-5 床面器具等の表面汚染の測定

燃料注入作業場所には、アスチル床面が直接汚染されないようビニールシートを敷いた。注入に使用したバルブ、パイプ類は注入ならびに排気の都度 α サーベイ・メータ、 β, γ サーベイ・メータで測定したが強い汚染は認められなかった。床面の表面汚染は燃料の飛沫によるもの以外は考えられないので α サーベイ・メータおよびスミヤ法***) により測定した。3 回目の燃料注入後ビニールシート上に $79 \text{dpm}/100 \text{cm}^2 \sim 220 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$ の α 放射性汚染が検出されたので、新しいビニールシートを重ねて汚染の拡がりを防いだ。最終回の燃料注入後 (27 日 5 時 30 分) の測定では同じくビニールシート上で $22 \text{dpm}/100 \text{cm}^2 \sim 37 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$ の値となった。この汚染は数日後、燃料追加をまって完全に除去した。

以上から明らかなように臨界実験中は放射線レベルはきわめて低く、空気も汚染されなかった。また床面器具の表面汚染も最小限にとどめられたので安全に実験を完了することができた。

*) 天然ウラン (可溶) の場合の空気中最大許容濃度は $3 \times 10^{-11} \mu\text{C/cc}$ である。

**) 測定器の感度をこれ以上上げることはできなかった。計算は核分裂生成ガス (注としてタリウム、アセノン) によるものとし、 β 線の平均エネルギーを 2 MeV にとった。135Xe の場合の空気中の最大許容濃度は $4 \times 10^{-9} \mu\text{C/l}$ である。

***) 被測定面 100cm^2 を 25.4cm の円形濾紙でこすつてスミヤサンプルを採り、この放射能を適当な測定器で測定する。

附 余 剰 反 応 度 の 注 入

1957年8月27日、臨界実験に成功したときJRR-1の炉心に注入されていた燃料の量はウラン 235にして1194.0gr、燃料溶液の体積には約24.94ℓで、これに見合う余剰反応度はその後の測定により約0.6%であることがわかった。50kWの定常運転に必要な余剰反応度は約3%と決定され、これを注入するための燃料追加の作業が9月3日に行われた。

燃料追加に伴う反応度の増加量は、制御棒によって臨界以下の状態にされた炉において中性子計数率の変化を測定してしらべることになり、臨界実験に用いられたBF₃計数管およびフィッション・チェンバーそれぞれ2チャンネルが再び利用された。このさい測定された中性子計数率から炉の反応度を求めるには、制御棒校正の時にとられた方法が、そのまま用いられた。^{*}

この追加燃料の注入では臨界実験におけるときとは異なり、すでに注入した燃料溶液を一々炉心からドレンタンクに戻して混合することをせず、新しい燃料溶液をドレンタンクを経てすぐに炉心に送り込むという簡便法をとった。実際に注入された燃料の量はTABLE I-1中に、またこれに伴う中性子計数率の測定結果はTABLE V-1に示す通りである。追加燃料溶液はウランの濃度にして約500gr/ℓの硫酸ウラニル水溶液で、臨界実験のときとは異なり硫酸酸性とはしないものが用いられた。最初に制御棒の臨界位置(No.1～No.3 拔出, No.4 00665^{**})より決定した余剰反応度は0.64%で、これに対して臨界以下の状態における中性子計数率より求められた余剰反応度は0.64%または0.54%で、制御棒位置によって僅かなく違いが存

在した。これは計数率より反応度を求めるさいの計数効率に関する定数が制御棒位置の変化によって変えることを無視した誤差^{***}と制御棒の吸収反応度の見積りに含まれる誤差のためである。(このときNo.4 制御棒の吸収反応度は1.86%, No.3制御棒は1.85%として計算した。)

こうして2回にわけて102.3grのウラン 235が追加されたが、このさいに求められた追加燃料の反応度に及ぼした量は

最初の 53.3gr のウラン 235 が 1.250%
(0.0235%/gr of ²³⁵U)
つぎの 49.0gr のウラン 235 が 1.065%
(0.0217%/gr of ²³⁵U)
計 102.3gr のウラン 235 が 2.315%
(0.0226%/gr of ²³⁵U)

で、これは反応度の質量係数測定の実験結果0.023%/gr^{****}と良い一致を示した。(ただしこのとき温度係数は未測定だったのでその影響は考慮しなかったが大きなものではない。)

なお、最後の約0.2ℓの蒸溜水の注入がもたらした反応度の増加量は約0.06%であるが、これは燃料ドレンタンクや配管内に残存していた若干量の燃料を伴ってはいったものと思われるので純粋の水の効果を示すものではない。

この余剰反応度の注入後の燃料状態はウラン 235全量1296.3gr、溶液体積26.23ℓで、制御棒の臨界位置(No.1～No.2 拔出, No.3 挿入, No.4 00465)より求めた余剰反応度は炉心温度26.6°Cにおいて約2.93%であった。

^{*}) 原研 研究報告No.3-E「JRR-1の特性試験」参照

^{**}) 各制御棒とも移動範囲は15"で挿入位置が60000、拔出位置が1500と0.01"単位で位置が示されている。

^{***}) 計数率より反応度を求める方法については 原研 研究報告No.3-E「JRR-1の特性試験」オI章参照

^{****}) 原研 研究報告No.3-E「JRR-1の特性試験」オII章参照

TABLE I-1 Fuel Loading Record

	Solution Bottle Number	Time of Loading from to	Weight of Solution Bottle	Weight of Emptied Bottle	Net Weight of Added Solution	Added Uranyl Sulfate Salt	Added Total U	Cumulat- ive Total Weight of U (M_u)
No. 1 Loading	1 (Distilled Water & Chemical Additives)	8/26 1302 1303	12059.2 gr	5062.9 gr	6996.3 gr	0 gr	0 gr	0 gr
No. 2 "	2a	" 1425 1440	3601.1	240.7	3360.4	1804.4	971.8	
	2b	" " "	3665.0	245.4	3419.6	1858.6	1004.6	
	2c	" " "	1050.2	125.0	925.2	429.4	260.1	
	Distilled Water	" " "	172.3	73.1	99.2	0	0	2236.5
No. 3 "	3a	" 1558 1622	3660.3	230.2	3430.1	1664.6	1008.2	
	3b	" " "	1830.1	114.8	1715.3	822.7	498.3	
	Distilled Water	" " "	178.2	79.0	99.2	0	0	3743.0
No. 4 "	4a	" 1859 1931	3640.2	1205.6	2434.6	1178.3	713.7	
	Distilled Water	" " "	1554.1	227.7	1326.4	0	0	4456.7
No. 5 "	4a (Remainder)	" 2208 2231	1205.6	238.0	967.6	468.3	283.6	
	4b	" " "	1831.6	119.8	1711.8	823.2	498.6	
	Distilled Water	" " "	1573.6	227.6	1346.0	0	0	5238.9
No. 6 "	5a	8/27 0055 0122	1820.2	116.7	1703.5	829.1	502.2	
	Distilled Water	" " "	2613.7	327.4	2286.3	0	0	5741.1
No. 7 "	5b	" 0414 0445	975.6	116.7	858.9	422.2	255.7	
	Distilled Water	" " "	1120.3	227.6	892.7	0	0	5996.8
Criticality was reached after the above loading at 5:23 of Aug. 27, 1957. Rod configuration: No. 1 ~ No. 3 out.								
*) Weight of chemical additives except crystal water are excluded from M.								
Excess Loading No. 1	7 Distilled Water	9/3 1715 1723	932.7	77.8	854.9	441.8	267.6	6264.4
" No. 2	9	" 1836 1845	913.5	83.2	830.3	406.0	245.9	6510.3
" No. 3	Distilled Water	" 2018 2023	343.8	145.7	198.1	0	0	6510.3

After the above loading critical position of rods at about 0.6W (indication of power level recorder: 30×10^{-6} mV)

Added ^{235}U		Cumulative Total Weight of ^{235}U	Total Weight of Fuel Solution (M)	Weight of Acid in Salt	Added Free Sulfuric Acid	Cumulative Total of Free Acid	Total Weight of Acid (Ma)	Solution Volume* (Calculated Value) $M-1.335Mu-0.625Ma$
gr 0		gr 0	6996.3 gr	gr 0	gr 0	gr 0	gr 0	6.97 l
193.5 200.0 51.8 0	445.3	445.3	14800.7	45.2	141.4 141.4 35.4 0	318.2	363.4	11.56
200.7 99.2 0	299.9	745.2	20045.3	75.7	141.4 70.7 0	530.3	606.0	14.65
142.1 0	142.1	887.3	23806.3	90.2	101.2 0	631.5	721.7	17.38
56.5 99.3 0	155.8	1043.1	27831.7	106.0	40.2 70.7 0	742.4	848.4	20.28
100.0 0	100.0	1143.1	31821.5	116.1	70.7 0	813.1	920.2	23.55
50.9 0	50.9	1194.0	33573.1	121.3	35.4 0	843.5	969.8	24.94

No. 4 00693. Excess reactivity: about 0.58%.

53.3 0	53.3	1247.3	31527.8	126.3	0 0	848.5	975.2	25.53
49.0 0	49.0	1296.3	35358.1	131.7	0 0	848.5	980.2	26.03
0	0	1296.3	35556.2	131.7	0	848.5	980.2	26.23

are as follows. No. 1 ~ No. 2: out, No.3: in, No.4: 00465. Excess reactivity: about 2.95%

TABLE I-2 Final Composition of Fuel Solution

Added Materials		Chemical Composition		Elementary Composition		Fuel Solution Data
Uranyl Sulfate Crystal ($\text{UO}_2\text{SO}_4 \cdot 1.207\text{H}_2\text{O} + 0.049\text{H}_2\text{SO}_4$)	10748.6 gr	UO_2SO_4	10020.9 gr	O	25067.5 gr	Total Volume 26.23 l
24.2% Sulfuric Acid	3506.0	H_2SO_4	980.2	U	6510.3	Density 1.35 gr/cm ³
$\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$	35.6	FeSO_4	19.5	(^{235}U)	1296.3	Uranium Concentration 248 gr/l
$\text{CuSO}_4 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$	4.6	CuSO_4	2.9	(^{235}U)	5214.0	^{235}U Concentration 49.4 gr/l
$\text{Al}_2(\text{SO}_4)_3 \cdot 18\text{H}_2\text{O}$	2.6	$\text{Al}_2(\text{SO}_4)_3$	1.3	H	2765.2	H_2SO_4 Concentration 0.33 mol/l
Distilled Water	21258.8	H_2O	24531.4	S	1204.6	H: ^{235}U Atomic Ratio 497
				Fe	7.2	Average Heat Output per cc at 50kw 1.9w/cm
				Cu	1.2	
				Al	0.2	
Total	35556.2 gr		35556.2 gr		35556.2 gr	

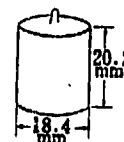
TABLE -III-1 Details of Counting Channels

	BF ₃ Counting Channel #1	BF ₃ Counting Channel #2	Fission Chamber Counting Channel #1	Fission Chamber Counting Channel #2
Counter	20th Century: BF ₃ Proportional Counter Type 31EB70 Serial No. ML-1021	20th Century: BF ₃ Proportional Counter Type 31EB70 Serial No. ML-1847	Westinghouse: Fission Chamber Type WL-6971	Westinghouse: Fission Chamber Type WL-6971
Pre-Amplifier	Atomic: AID Type Pre-Amplifier Model 219A Serial No. (Gain ≈ 25)	Atomic: AID Type Pre-Amplifier Model 219A Serial No. 566 (Gain ≈ 25)	A Part of Reactor Control System (Modified AID Type)	Same as left
Main Amplifier	Atomic: AID Type Linear Amplifier Model 218 Serial No. 8772 (Band width 0.5Mc Gain ≈ 6800 Discriminator 35V)	Atomic: AID Type Linear Amplifier Model 218 Serial No. 8790 (Band width 0.5Mc Gain ≈ 6800 Discriminator 25V)	A Part of Reactor Control System (Modified AID Type)	Same as left
Supply	I.D.L: High Voltage Supply Type E.H.T. 532A (2220V)	Ikegami: High Voltage Supply (2150V)	A Part of Reactor Control System (B* of above main Amp. $\sim 300V$)	Same as left
Scaler	Tracerlab: Superscaler 10 ⁴ decade	Atomic: Scale of 64 Type 101M Serial No. 8287 & 9585 (Connected in Series) Used with Register Atomic: Model 1290	Tōshiba High Speed Binary Scaler Type ST-1583A	Tōshiba High Speed Binary Scaler Type ST-1583A

*) At first another AID type pre-amplifier (Detecolab; Model DR9, Serial No. A-179) was used, but it was exchanged with above mentioned amplifier because of its bad stability.

TABLE III-2 Details of Neutron Source

Type	Compressed RaCO ₃ : Be Ratio 5:1
Ra	443.0mg
Neutron Yield	$\sim 6 \times 10^6$ n/sec
Container	Monel Capsule (Thickness 2mm)
Dimension	Refer to the sketch.
Fabricator	Atomic Energy of Canada, Limited
Date of Fabrication	July 18, 1956
Number	N-503-11

TABLE III-3 Counting Record by BF₃ Counter #1

Measurement Number	Counting Start Time	2387J Amount gr	Rod Configuration				Total Count	Counting Interval min.	Count /min	Inverse Multiplication	Remarks
			No. 1	No. 2	No. 3	No. 4					
M-0	Aug. 26 1008	0 (Empty Core)	out	out	out	out	3543	10	354.3		Bad stability
M-0'	1021	" "	"	"	"	"	2941	15	196.1		
M-1.5	1323	" After No. 1 Loading (Distilled Water & Chemical Additives)	"	"	"	"	3541	20	177.1	1.000	Pre-amplifier was Exchanged
M-2.1		445.3	in	in	in	in	222	1	222.0	0.798	
M-2.5	1453	"	out	out	out	out	3150	12	262.5	0.675	
M-3.1		745.2	in	in	in	in					No Data
M-3.5	1641	"	out	out	out	out	4045	10	404.5	0.438	
M-4.1		887.3	in	in	in	in	692	2	346.0	0.512	
M-4.5	1946	"	out	out	out	out	2734	5	546.8	0.324	

Measurement Number	Counting Start Time	²³⁵ U Amount gr	Rod Configuration				Total Count	Counting Interval min.	Count /min	Inverse Multiplication	Remarks
			No. 1	No. 2	No. 3	No. 4					
M-5.1	2231	1043.1	in	in	in	in	1831	4	457.8	0.387	
M-5.2	2238	"	out	"	"	"	1625	3	541.7	0.327	
M-5.3	2244	"	"	out	"	"	1251	2	625.5	0.283	
M-5.4	2248 1/2	"	"	"	out	"	1568	2	784.0	0.226	
M-5.5	2254	"	"	"	"	out	3394	3	Average 1163.2	Average 0.153	
"	2259	"	"	"	"	"	3585	3			
M-6.1	Aug.-27 0124	1143.1	in	in	in	in	2761	5	552.2	0.321	
M-6.2	0133	"	out	"	"	"	3596	5	719.2	0.246	
M-6.3	0141 1/2	"	"	out	"	"	4793	5	958.6	0.185	
M-6.4	0150	"	"	"	out	"	3161	2	1580.6	0.112	
M-6.5	0157	"	"	"	"	out	5068	1	Average 4934.3	Average 0.0359	
"	0159	"	"	"	"	"	4851	1			
"	0200	"	"	"	"	"	4897	1			
"	0204 1/2	"	"	"	"	"	4921	1			
M-7.1	0451	1194.0	in	in	in	in	3259	5	653.8	0.271	
M-7.2	0500	"	out	"	"	"	2675	3	891.7	0.199	
M-7.3	0506	"	"	out	"	"	2629	2	1314.5	0.135	
M-7.4	0511 1/2	"	"	"	out	"	6166	2	3083	0.0574	
M-7.5		"	"	"	"	out	(125081)	1	125081		Super-critical (Counting rate increased time to time.)

TABLE III-4 Counting Record by BF₃ Counter #2

Measurement Number	Counting Start Time	²³⁵ U Amount gr	Rod Configuration				Total Count	Counting Interval min.	Count /min	Inverse Multiplication	Remarks
			No. 1	No. 2	No. 3	No. 4					
M-0	Aug.-26 0955	0 (Empty Core)	out	out	out	out	3036	15	Average 206.6		
"	1013	"	"	"	"	"	3162	15			
M-1.5	1323	After No. 1 Loading (Distillate Water & Chemical Additives)	"	"	"	"	3640	20	182.0	1.000	
M-2.1		445.3	in	in	in	in	233	1	233.0	0.781	
M-2.5	1453	"	out	out	out	out	3222	12	268.5	0.678	
M-3.1		745.2	in	in	in	in					No data
M-3.5	1641	"	out	out	out	out	4177	10	417.7	0.436	
M-4.1		887.3	in	in	in	in	696	2	348.0	0.523	
M-4.5	1946	"	out	out	out	out	2939	5	587.8	0.310	
M-5.1	2031	1043.1	in	in	in	in	1910	4	477.5	0.331	
M-5.2	2038	"	out	"	"	"	1570	3	523.3	0.348	
M-5.3	2044	"	"	out	"	"	1385	2	692.5	0.263	
M-5.4	2048 1/2	"	"	"	out	"	1693	2	846.5	0.215	
M-5.5	2054	"	"	"	"	out	3732	3	Average 1228.8	Average 0.148	
"	2259	"	"	"	"	"	3541	3			
M-6.1	Aug.-27 0125	1143.1	in	in	in	in	3003	5	600.6	0.303	

Measurement Number	Counting Start Time	²³⁵ U Amount gr	Rod Configuration				Total Count	Counting Interval min.	Count /min.	Inverse Multiplication	Remarks
			No. 1	No. 2	No. 3	No. 4					
M-6.2	0133	1143.1	out	in	in	in	3662	5	732.4	0.248	
M-6.3	0141 ½	"	"	out	"	"	5176	5	1035.2	0.172	
M-6.4	0150	"	"	"	out	"	3342	2	1671.0	0.169	
M-6.5	0157	"	"	"	"	out	5334	1	Average 5242.3	Average 0.0347	
"	0159	"	"	"	"	"	5223	1			
"	0201	"	"	"	"	"	5179	1			
"	0204 ½	"	"	"	"	"	5233	1			
M-7.1	0451	1194.0	in	in	in	in	3343	5	668.6	0.272	
M-7.2	0500	"	out	"	"	"	2742	3	915.0	0.199	
M-7.3	0506	"	"	out	"	"	2745	2	1372.5	0.153	
M-7.4	0511 ½	"	"	"	out	"	6580	2	3290.0	0.0553	
M-7.5		"	"	"	"	out	(124845)	1	124845)		Super-critical

TABLE III-5 Counting Record by Fission Chamber #1 (Log Counting-rate Meter Channel)

Measurement Number	Counting Start Time	²³⁵ U Amount gr	Rod Configuration				Total Count	Counting Interval min.	Count /min.	Indication of Log Counting-rate Meter cps	Inverse Multiplication	Remarks
			No. 1	No. 2	No. 3	No. 4						
M-0	Aug.-26 0945	0 (Empty Core)	out	out	out	out	3002	15	Average 198.9	3.7		
"	1012	"	"	"	"	"	2966	15		3.6		
M-1.5	1323	After No.1 Loading (Distilled Water & Chemical Additives)	"	"	"	"	3063	20	153.2	3.0	1.000	
M-2.6	1453	445.3	"	"	"	"	3105	12	258.8	5.2	0.592	
M-3.5	1642	745.2	"	"	"	"	4234	10	423.4	7.2	0.362	
M-4.5	1945	887.3	"	"	"	"	2896	5	579.2	9.5	0.265	
M-5.1	2231 ½	1043.1	in	in	in	in	1813	4	453.2	7.5	0.338	
M-5.2	2238	"	out	"	"	"	1741	3	580.3	9.0	0.264	
M-5.3	2244	"	"	out	"	"	1276	2	638.0	10	0.240	
M-5.4	2249	"	"	"	out	"	1683	2	841.5	13	0.182	
M-5.5	2254	"	"	"	"	out	3701	3	Average 1222.5	20	Average 0.126	
"	2300	"	"	"	"	"	3634	3				
M-6.1	Aug.-27 0124	1143.1	in	in	in	in	2983	5	596.6	9.5	0.257	
M-6.2	0133	"	out	"	"	"	3547	5	709.4	12	0.216	
M-6.3	0142	"	"	out	"	"	5059	5	1011.8	17	0.151	
M-6.4	0150	"	"	"	out	"	3381	2	1690.5	27	0.0906	
M-6.5	0158	"	"	"	"	out	5135	1	Average 5135.7	75	Average 0.0298	
"	0200	"	"	"	"	"	5158	1				
"	0202	"	"	"	"	"	5114	1				
M-7.1	0451	1194.0	in	in	in	in	3323	5	664.6		0.231	
M-7.2	0500	"	out	"	"	"	2630	3	876.7		0.175	
M-7.3	0507	"	"	out	"	"	2734	2	1367.0		0.112	
M-7.4	0512	"	"	"	out	"	6334	2	3167.0		0.0484	
M-7.5		"	"	"	"	out	(~130000)	1	~130000)			Super-Critical

TABLE III-6 Counting Record by Fission Chamber #2 (Linear Counting-rate Meter Channel)

Measurement Number	Counting Start Time	²³⁵ U Amount gr	Rod Configuration				Total Count	Counting Interval min.	Count /min	Indication of Linear Counting-rate Meter	Inverse Multiplication	Remarks
			No. 1	No. 2	No. 3	No. 4						
M-0	Aug. 26 0954	0 (Empty Core)	out	out	out	out	3215	15	Average 224.9	3.0		
"	1012	"	"	"	"	"	3533	15		3.2		
M-1.5	1323	After No. 1 Loading (Distilled Water & Chemical Additives)	"	"	"	"	3469	20	173.5	2.2	1.000	
M-2.5	1453	445.3	"	"	"	"	3594	12	299.5	4.5	0.579	
M-3.5	1642	745.2	"	"	"	"	4547	10	454.7	7.2	0.382	
M-4.5	1945	887.3	"	"	"	"	3373	5	674.6	10.0	0.257	
M-5.1	2231 1/2	1043.1	in	in	in	in	1450	4	362.5	7.0	0.479	Amplifier operated unstably.
M-5.2	2233	"	out	"	"	"	1714	3	571.3	8.0	0.304	
M-5.3	2244	"	"	out	"	"	1360	2	680.0	10	0.255	
M-5.4	2249	"	"	"	out	"	1685	2	842.5	13	0.206	
M-5.5	2254	"	"	"	"	out	3185	3	Average 1176.5	20	Average 0.154	
"	2300	"	"	"	"	"	3874	3				
M-6.1	Aug. 27 0124	1143.1	in	in	in	in	3316	5	663.2	10	0.262	One vacuum tube of amplifier was exchanged.
M-6.2	0133	"	out	"	"	"	4461	5	892.2	13	0.194	
M-6.3	0142	"	"	out	"	"	5889	5	1177.8	18	0.147	
M-6.4	0150	"	"	"	out	"	4029	2	2014.5	30	0.0861	
M-6.5	0158	"	"	"	"	out	6248	1	Average 6232.0	100	Average 0.0278	
"	0200	"	"	"	"	"	6068	1				
"	0202	"	"	"	"	"	6380	1				
M-7.1	0451	1194.0	in	in	in	in	3935	5	787.0		0.220	
M-7.2	0500	"	out	"	"	"	3066	3	1022.0		0.170	
M-7.3	0507	"	"	out	"	"	3069	2	1534.5		0.113	
M-7.4	0512	"	"	"	out	"	7654	2	3827.0		0.0453	
M-7.5	0526	"	"	"	"	out	(147878)	1	147878)			Super-Critical

TABLE III-7 Neutron Multiplication

	Measurement Number	²³⁵ U Amount gr	Count/min				Inverse Multiplication				Remarks
			BF ₁ #1	BE ₁ #2	Fission #1	Fission #2	BE ₁ #1	BE ₁ #2	Fission #1	Fission #2	
Rods All Out	M-0	0 (Empty Core)	196.1	206.6	196.9	224.9					
	M-1.5	After No. 1 Loading (Distilled Water & Chemical Additives)	177.1	182.0	153.2	173.5	1.000	1.000	1.000	1.000	
	M-2.5	445.3	262.5	268.5	258.8	299.5	0.675	0.678	0.592	0.579	
	M-3.5	745.2	403.4	409.7	417.4	463.3	0.438	0.436	0.332	0.382	
	M-4.5	887.3	546.8	587.8	579.2	674.6	0.324	0.310	0.265	0.257	
	M-5.5	1043.1	1163.2	1228.8	1222.5	1176.5	0.153	0.148	0.125	(0.154)	() Indicates unreliable datum.
	M-6.5	1143.1	4934.3	5242.3	5135.7	6232.0	0.0359	0.0347	0.0298	0.0278	

	Measure- ment Nu- mber	²³⁵ U Amount gr	Count/min				Inverse Multiplication				Remarks
			BF ₁ #1	BF ₁ #2	Fiss- ion #1	Fiss- ion #2	BF ₁ #1	BF ₁ #2	Fiss- ion #1	Fiss- ion #2	
No.1 ~ No.3: Out No.4: In	M-5.4	1043.1	784.0	846.5	841.5	842.5	0.225	0.215	0.182	(0.206)	Normalized to co- unting-rate at M- 1.5.
	M-6.4	1143.1	1580.5	1671.0	1690.5	2014.5	0.112	0.109	0.0906	0.0861	
	M-7.4	1194.0	3083	3290.0	3167.0	3327.0	0.0574	0.0553	0.0484	0.0453	
No.1 ~ No.2: Out No.3 ~ No.4: In	M-5.3	1043.1	625.5	692.5	638.0	680.0	0.283	0.263	0.240	(0.255)	
	M-6.3	1143.1	958.6	1035.2	1011.8	1177.8	0.185	0.172	0.151	0.147	
	M-7.3	1194.0	1314.5	1372.5	1367.0	1534.5	0.135	0.133	0.112	0.113	
No.1: Out No.2~No.4: In	M-5.2	1043.1	541.7	523.3	580.3	571.3	0.327	0.348	(0.264)	(0.304)	
	M-6.2	1143.1	719.2	732.4	709.4	892.2	0.246	0.246	0.216	0.194	
	M-7.2	1194.0	891.7	915.0	876.7	1022.0	0.199	0.199	0.175	0.170	
Rods All In	M-2.1	445.3	222.0	235.0			0.798	0.781			
	M-3.1	745.2									
	M-4.1	837.3	346.0	348.0			0.512	0.523			
	M-5.1	1043.1	457.8	477.5	453.2	362.5	0.337	0.331	0.338	(0.479)	
	M-6.1	1143.1	552.2	600.6	596.6	663.2	0.321	0.303	0.257	0.262	
	M-7.1	1194.0	653.8	668.6	664.6	787.0	0.271	0.272	0.231	0.220	

TABLE IV-1 Instruments Used for Health Physics Control

(a) Instruments for Personnel Monitoring

Sort of Instrument	Maker	Range of Instrument	Remarks
γ -Ray Pocket Dosimeter	Kaken	200mr Full Scale	For All Person
Neutron Pocket Dosimeter	Bendix Model 609	2day Tolerance Full Scale	"
γ -Ray Film-Badge	Du. Pont #553		"
Neutron Film-Badge	Fuji Film		Used by Persons in Sub-pile Only

(b) Survey Meters Used for Measurement of Radiation Level

Sort of Instrument	Maker	Range of Instrument	Remarks
β - γ -Ray Survey Meter	Tracerlab SU-14(G.M.)	0.15, 1.5, 15mr/hr Full Scale	
"	Tracerlab SU-1H (Ion Chamber Type; Cutie Pie)		
Neutron Survey Meter	Nuclear Chicago Model Nemo 2715	10kn/cm ² -sec	for Fast & Slow Neutrons

(c) Instruments Used for Measurement of Surface Contamination

Sort of Instrument	Maker	Range of Instrument	Remarks
γ -Ray Survey Meter	Victreen Scintillac 645		
β - γ -Ray Survey Meter			Same as Mentioned Above
2 π Gas Flow Counter	Nuclear Chicago Ultrascaler		

(d) Instruments Used for Measurement of Radioactive Gas

Sort of Instrument	Maker	Range of Instrument	Remarks
Gas Sampler	Applied Physics		Ion Chamber (1500cc)
Vibrating Reed Electrometer	Applied Physics Model 31	1, 3, 10mV, ...1, ...30V	Used for Measuring the Activity of Gas

(e) Instrument Used for Measurement of Radioactive Dust

Sort of Instrument	Maker	Range of Instrument	Remarks
Filter Type Dust Sampler	Hand Made		Used with Filter Paper (Toyo Roshi; #5)
4 π Gas Flow Counter	Kobe Kogyo	Dust Mask	

(f) Instrument for Emergency

Sort of Instrument	Maker	Range of Instrument	Remarks
Air Line Mask, Oxygen Mask, Dust Mask			

TABLE IV-2 Radioactivity of Gaseous Fission Products in Evacuated Tanks

No. of Fuel Loading	No. of Evacuated Tank	Sampling Time	Measuring Time	Activity Concentration*
2	1	(8.26) 14. 22	14. 45	$4.4 \times 10^{-8} \mu\text{c/cc}$
2	2	—	15. 05	$4.8 \times 10^{-8} \mu\text{c/cc}$
3	3	15. 53	16. 00	$1.1 \times 10^{-8} \mu\text{c/cc}$
4	4	17. 41	17. 55	$4.3 \times 10^{-8} \mu\text{c/cc}$
5	5	—	19. 39	$8.9 \times 10^{-8} \mu\text{c/cc}$
5	6	20. 25	20. 40	$8.9 \times 10^{-8} \mu\text{c/cc}$
5	7	20. 30	21. 10	$6.6 \times 10^{-8} \mu\text{c/cc}$
6	8	23. 40	(8.27) 0. 10	$1.7 \times 10^{-7} \mu\text{c/cc}$
6	9	23. 40	0. 30	$1.8 \times 10^{-7} \mu\text{c/cc}$
7	10	(8.27) 2. 40	2. 50	$2.7 \times 10^{-7} \mu\text{c/cc}$
7	11	3. 00	3. 21	$2.7 \times 10^{-7} \mu\text{c/cc}$
7	12	4. 55	5. 00	$9 \times 10^{-7} \mu\text{c/cc}$

*) cf. Foot-note of Chap. IV.

TABLE V-1 Counting Record at Excess Reactivity Loading

²³⁵ U Amount 8f	Rods Configuration				Temperature at Core Center		Count/min			
	No. 1	No. 2	No. 3	No. 4	E.M.F. of Iron-constantan Thermo-couple	C°	BF ₃ Cou-nter #1	BF ₃ Cou-nter #2	Fission Chamber #1	Fission Chamber #2
1194.0 (After Critical Exp.)	out	out	out	in	1.275mV	24.9	3316.0	3305.0	3463.0	4240.0
"	"	"	in	"			1308.0	1318.5	1336.5	1735.0
1247.3	in	in	"	"	1.273	24.9	773.5	777.3	799.0	1025.3
"	out	"	"	"			1180.0	1107.3	1152.7	1535.7
"	"	out	"	"			2154.5	2172.0	2181.0	2804.0
1296.3	in	in	"	"	1.310	25.6	962.0	928.7	957.3	1231.7
"	out	"	"	"	1.322	25.8	1681.5	1552.5	1664.0	2076.5
"	"	out	"	"	1.325	25.9	4967.0	4844.0	4993.0	6024.0
" (After Adding of 0.2l Distilled Water)	in	in	"	"	1.355	26.5	985.0	941.7	955.7	1268.0
"	out	"	"	"	"	"	1719.5	1646.0	1635.0	2221.5
"	"	out	"	"	1.360	26.6	5242.0	5205.0	5243.0	6870.0

²³⁵ U Amount gr	Reactivity (Calculated) (%)					Reactivity Increase	Excess Reactivity (No Correction for Temperature)	
	BF ₃ Cou- nter #1	BF ₃ Cou- nter #2	Fission Cha- mber #1	Fission Cha- mber #2	Avera- ge			
1194.0 (After Critical Exp.)	-1.227	-1.258	-1.252	-1.177	-1.23			(0.64)
"	-3.172	-3.214	-3.309	-2.927	-3.16		0.54	
1247.3	-5.482	-5.577	-5.663	-5.056	-5.45			
"	-3.527	-3.852	-3.857	-3.319	-3.64			
"	-1.902	-1.927	-2.002	-1.791	-1.91	1.25	1.79	(1.89)
1296.3	-4.363	-4.627	-4.682	-4.172	-4.46			
"	-2.450	-2.717	-2.641	-2.434	-2.56			
"	-0.816	-0.855	-0.865	-0.826	-0.84	2.32	2.96	(2.96)
" (After Ad- ding of 0.2l Distilled Water	-4.255	-4.560	-4.688	-4.049	-4.39			
"	-2.395	-2.559	-2.689	-2.271	-2.48			
"	-0.773	-0.795	-0.823	-0.723	-0.78	2.38	2.92	(3.02)

After above loading excess reactivity estimated from critical position of control rods is 2.92%

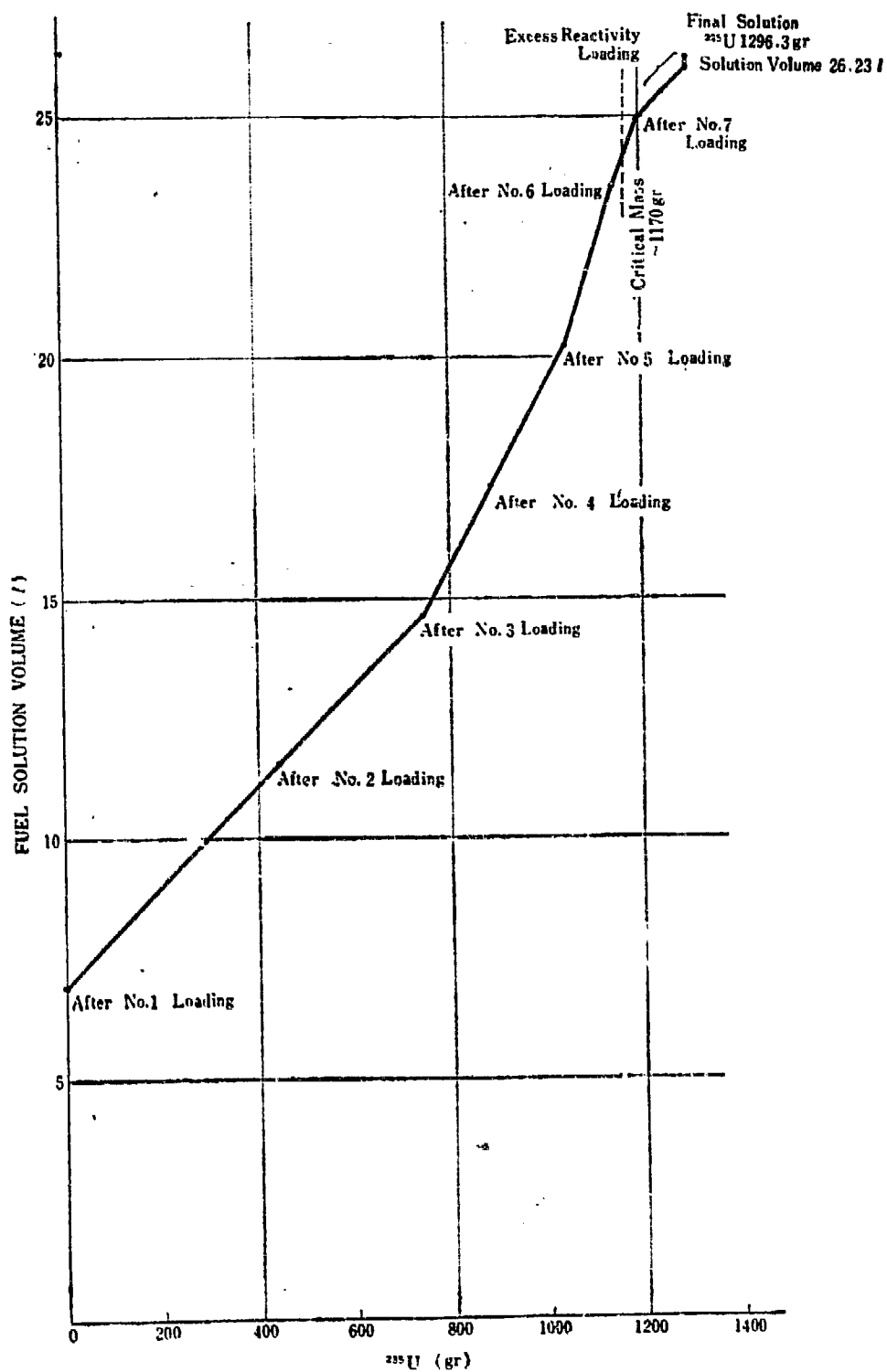


Fig. I-1 Fuel Loading and Fuel Solution Volume

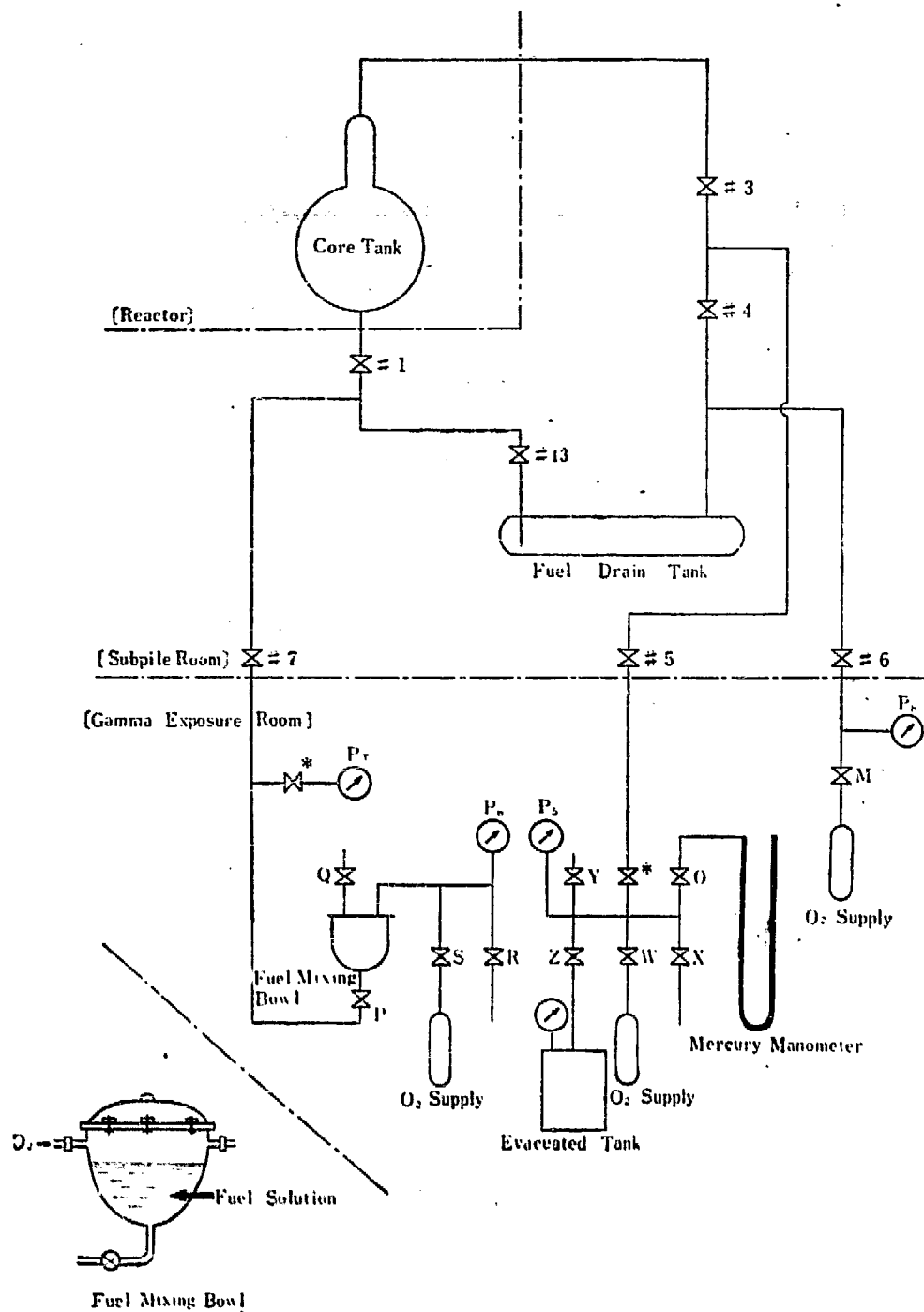


Fig. II-1 Fuel Handling System.

(Mark * indicates "Normally Open.")

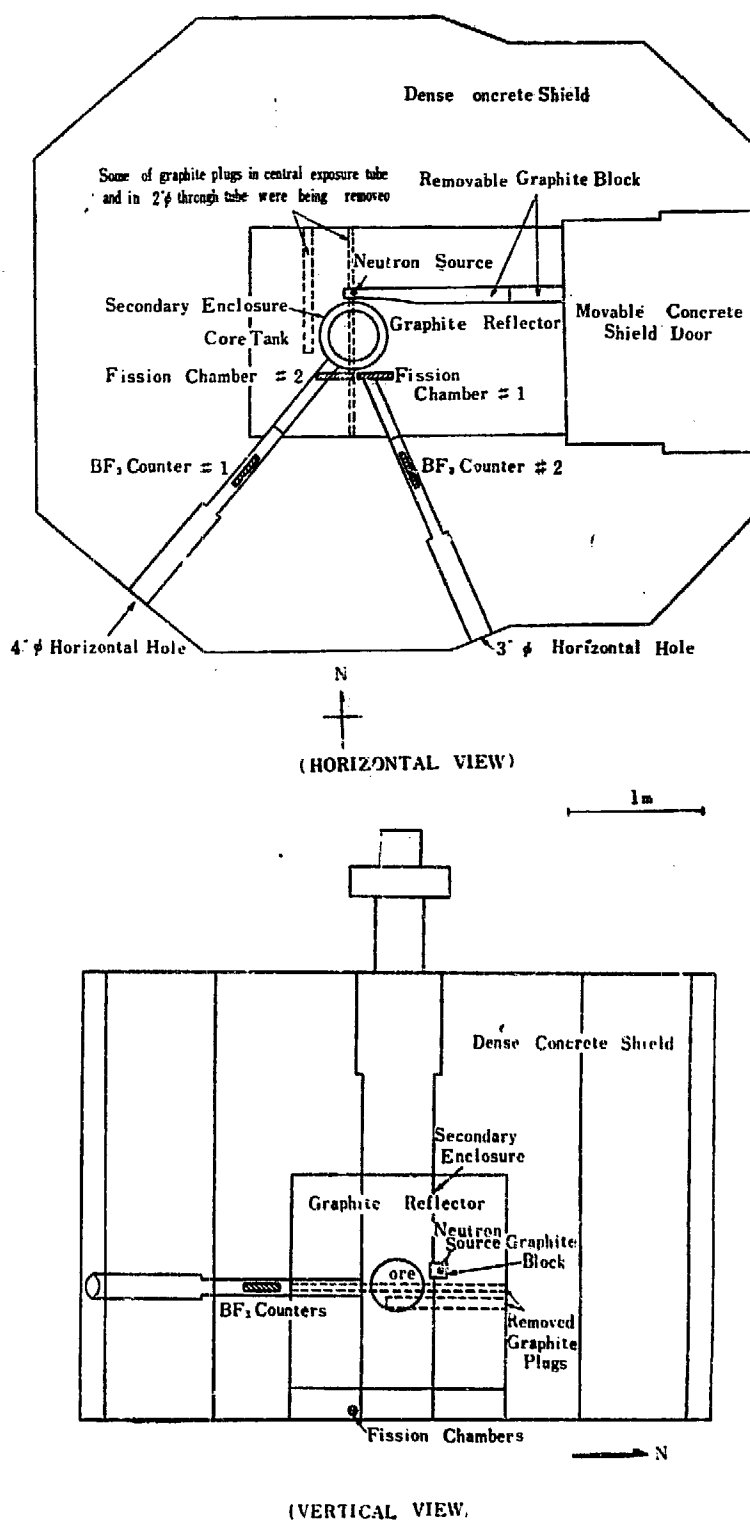


Fig. III-1 Location of Neutron Source and Detectors.

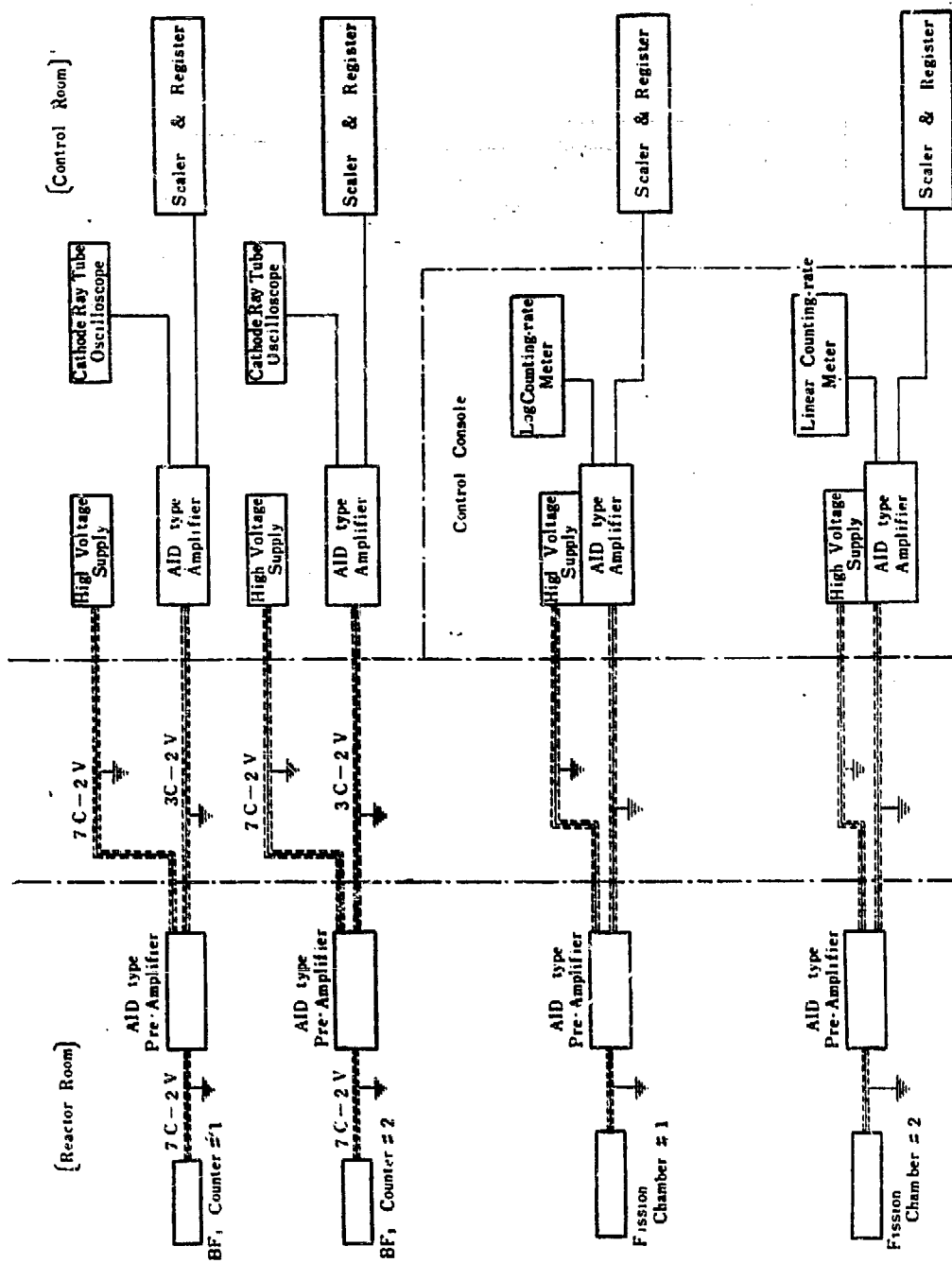


Fig. 7-2 Block Diagram of Counting Channels.

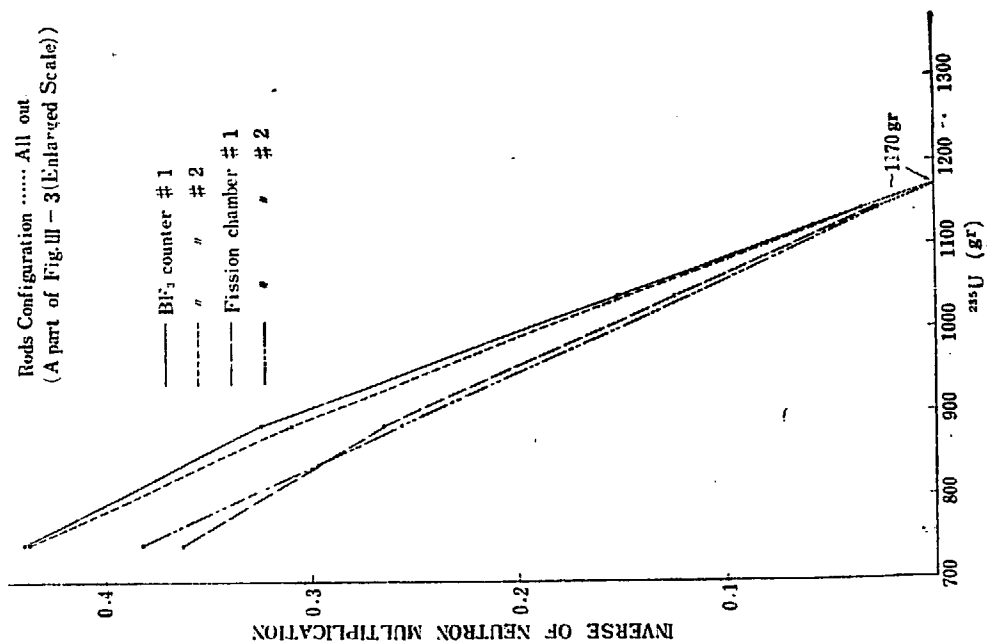


Fig. III-4 Neutron Multiplication Curve. (I')

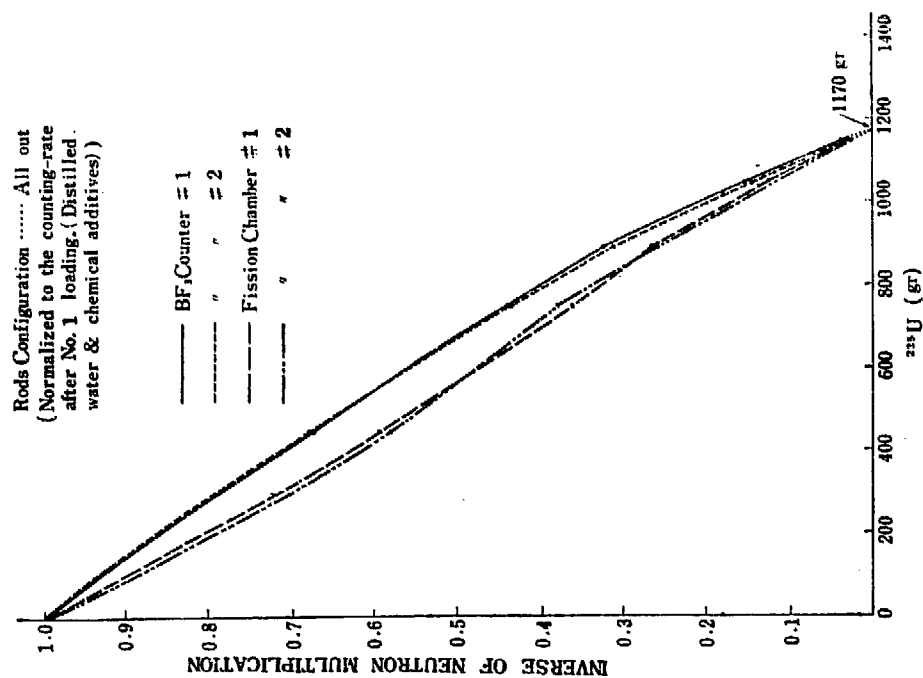


Fig. III-3 Neutron Multiplication Curve. (I)

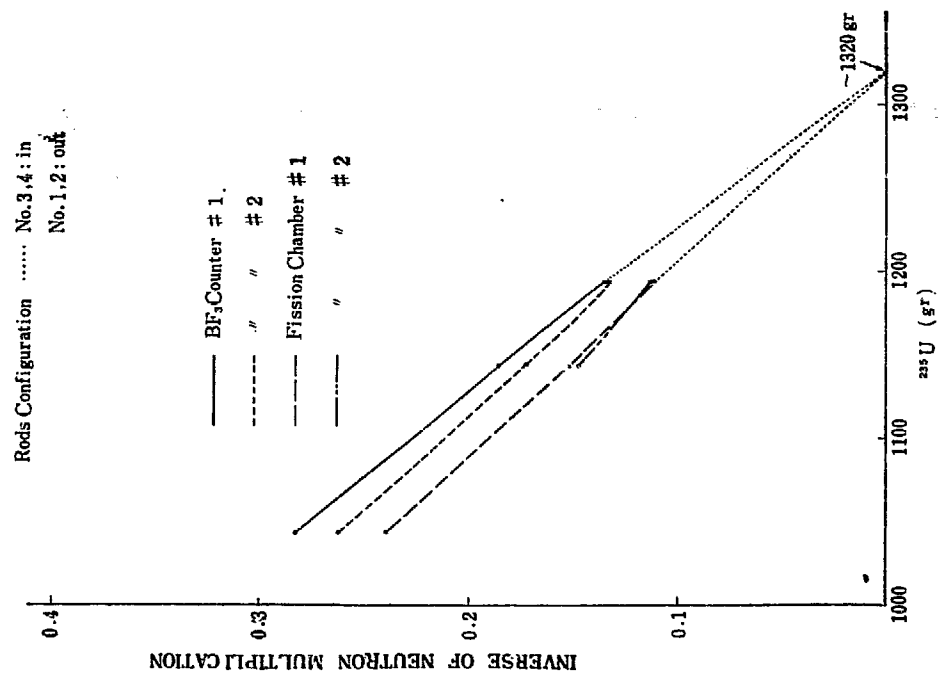


Fig. III-6 Neutron Multiplication Curve. (III)

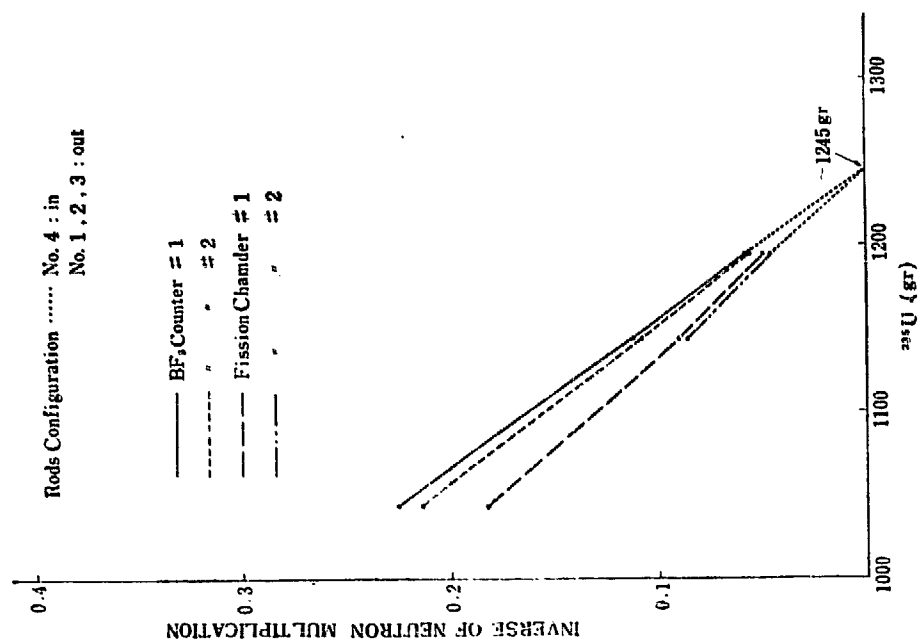


Fig. III-5 Neutron Multiplication Curve. (II)

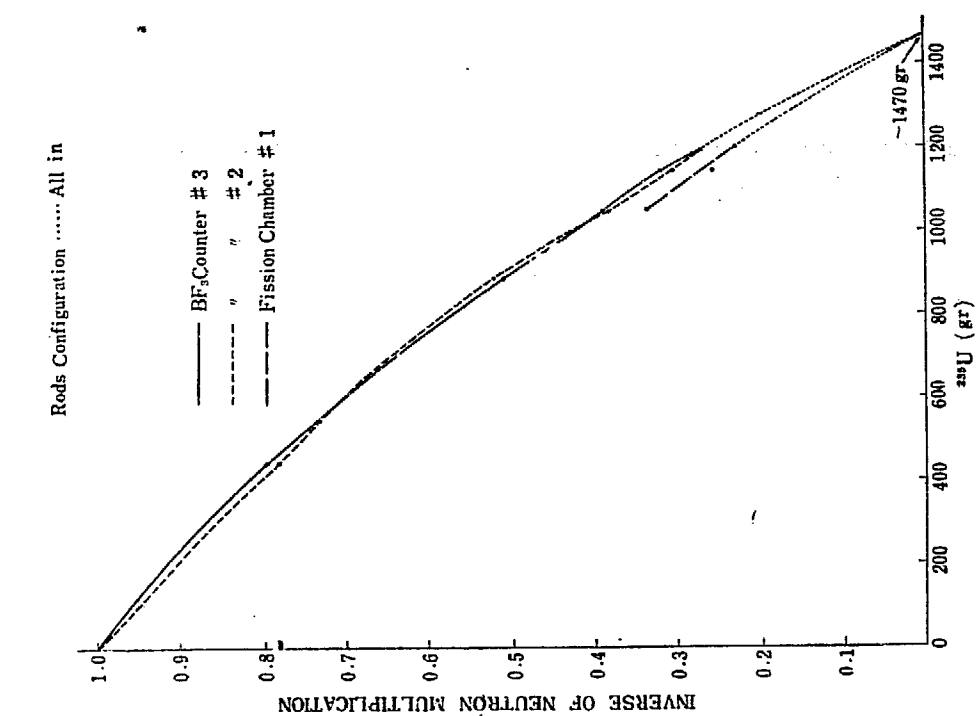


Fig. III-8 Neutron Multiplication Curve. (V)

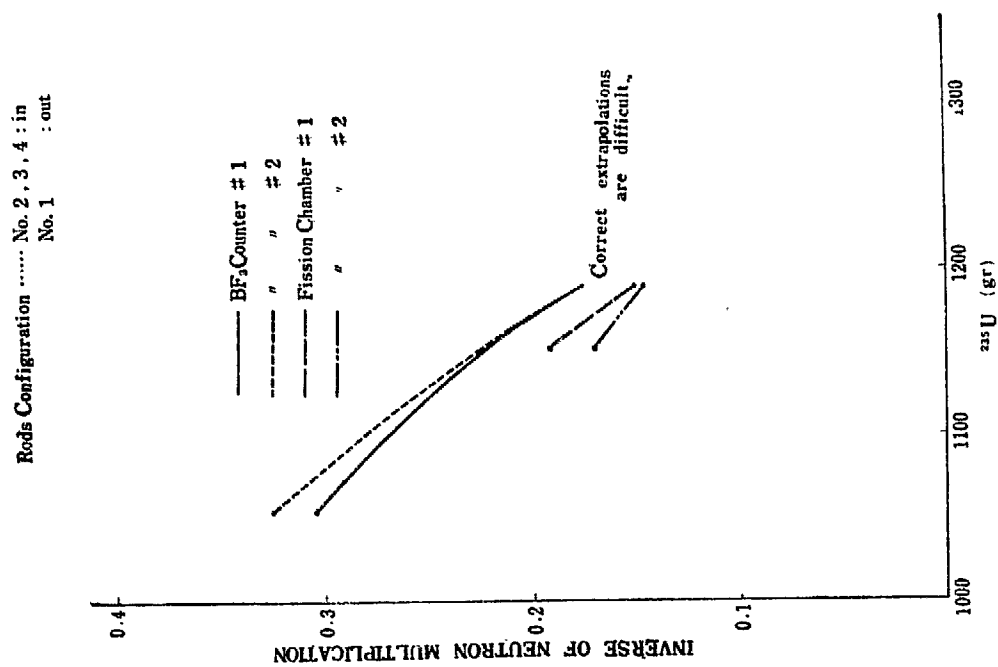


Fig. III-7 Neutron Multiplication Curve. (W)

既刊レポート一覧 (Publication List)

分類記号 classification number	標 題	Title
JAERI 1001	JRR-2(国産1号炉)設計計算 第1部 炉心部核計算	Design Calculation of JRR-3 Part 1 Core Calculations
JAERI 1003-B	JRR-1 の臨界前試験	Pre-critical Test for JRR-1
JAERI 1003-C	JRR-1 の核燃料溶解	Preparation of the Fuel Solution for JRR-1
JAERI 1003-D	JRR-1 の臨界実験	Critical Experiment for JRR-1
JAERI 1003-E	JRR-1 の特性試験	Operating Characteristics of JRR-1
JAERI 1003-F	JRR-1 の制御系について	Control System of JRR-1
JAERI 1004	JRR-1 における中性子束の 絶対測定	Absolute Measurements of Neutron Flux in JRR-1
JAERI 4001	金属ウランの諸性質	Several Properties of Metallic Uranium
JRERI 4002	海洋調査報告	Report of the Observation in the Sea off Tokai-Mura
JAERI 4003	東海村微気象調査報告	Local Micrometeorological Survey at the Site of Japan Atomic Energy Research Institute
JAERI 4004	軽水減速型原子炉の核的設計	Nuclear Calculation for Light Water Moderated Reactor
JAERI 4005	熱中性子炉の動特性に関する 数表および図表	Numerical Tables and Charts Useful for the Study of the Dynamic Behavior of Thermal Reactors
JAERI 4006	熱中性子炉の過渡応答を求め るための図表	Usefull Charts to Find Indicial Response of Thermal Reactors
JAERI 4007	第2回ジュネーブ会議総合 報告・金属篇	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 1 Metallurgy
JAERI 6001	JRR-1 の概要と安全対策	Description and Hazard Analysis of Japan Research Reactor-1
JAERI 6002	Co-60 照射室の概要	Design and Construction of Cobalt-60 Gamma Radiation Facility