

JRR-1 の制御系について

研究報告 No. 3-F

1962 年 3 月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

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 | まとめた研究の成果あるいはその一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版權、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ください。

なお、上記3種の報告は、日本原子力研究所生活協同組合（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.
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の制御系について

要 旨

JRR-1 の制御台は、昨年5月組立を開始してから8月下旬臨界実験を行うまで各機器の試験ならびに調整を行い、そのうち11月下旬出力運転を行うまでさらに調整が行われ、現在なお少数の問題を残しているけれども一応満足すべき動作をしている。

ここに JRR-1 制御系についての主要な機器、動作特性などをあげ現在までの運転状況についても一部報告する。なお制御系各機器の動作ないし特性は、もちろん原子炉の諸特性に応じて設計されているので初めにこの原子炉の諸特性について述べるべきであるが、これについては別に詳細な報告がなされるので、ここでは制御系だけについて述べることにする。

1958 年 4 月

JRR-1 管 理 室*)

Control System of JRR-1

Abstract

The tests and calibrations of JRR-1 control system had been performed during the period between the installation in May and the critical experiment in the end of August, 1957. After the critical experiment, the tests were continued until the power increase was performed in the end of November. Now, the control systems are in satisfactory condition, except some minor problems to be solved on the control console.

Some of the important instruments, operation characteristics of JRR-1 control system and also some results of the reactor operation to date were reported in this paper. The paper however concerns only with control system, and details of the reactor itself will be reported in another paper in the series of the reports.

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、苦米地顕、古橋晃、佐藤一男、飯島勉、平田実樹、富井格三、古田悠、高橋嘉石、平田操、小川雄一、江頭忠彦(以上原研)、今井宗九(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, MITSUHO HIRATA, KAKUZO TOMII, YUTAKA FURUTA, KASUKE TAKAHASHI, YUTAKA HIRATA, YUICHI OGAWA, TADAHIKO EGASHIRA, MUNEMARO IMAI (Hitachi Central Research Laboratory), YOMI KATO (Hitachi Research Laboratory)

目 次

第 I 章 制御系の概要	1
§ I-1 制 御 方 法	1
§ I-2 制御棒および駆動機構	1
§ I-3 制 御 回 路	2
第 II 章 中性子計測装置	4
§ II-1 起動用中性子計測装置	4
§ II-2 出力領域用中性子計測装置	5
§ II-3 高出力時安全用中性子計測装置	7
第 III 章 その他の計測装置	7
§ III-1 温 度 測 定 器	7
§ III-2 流 量 測 定 器	8
§ III-3 圧 力 測 定 器	9
§ III-4 放射線モニター	9
§ III-5 その他の測定器および警報装置	9
第 IV 章 運転について	9
§ IV-1 起動前の機器点検	10
§ IV-2 起動の方法と運転方法	10
§ IV-3 正常停止の方法と緊急停止	12

表 目 次

TABLE II-1 第3チャンネル出力緊急停止回路動作時間	14
TABLE III-1 温 度 測 定 器	14
TABLE IV-1 起動前点検により発見された機器不良	15
TABLE IV-2 運転中に起った緊急停止	15
TABLE IV-3 月別起動回数と緊急停止	15

図 目 次

Fig. I-1 原子炉垂直断面図	16
Fig. I-2 制御棒の駆動機構	17
Fig. I-3 駆動機構見取図	18
Fig. I-4 制御棒の特性	18
Fig. I-5 制御棒の応答時間	19
Fig. I-6 計 測 系 統 図	20
Fig. I-7 配 管 系 統 図	21
Fig. I-8 出力計の動作領域	21
Fig. I-9 制 御 台 正 面 図	22
Fig. I-10 電 気 系 統 図	巻末
Fig. II-1 起動用中性子計測回路図	23
Fig. II-2 第1チャンネル比例増巾器の特性	23

Fig. II-3	第2チャンネル比例増巾器の特性	24
Fig. II-4	第1チャンネル計数率計の特性	24
Fig. II-5	第2チャンネル計数率計の特性	25
Fig. II-6	第1チャンネルの α バック・グラウンド	26
Fig. II-7	第2チャンネルの α バック・グラウンド	26
Fig. II-8	第3チャンネル中性子計測回路図	27
Fig. II-9	第3チャンネル出力計の特性	27
Fig. II-10	ベリオド緊急停止回路の動作時間	28
Fig. II-11	第4チャンネル中性子計測回路図	28
Fig. II-12	第4チャンネル出力計の特性	29
Fig. II-13	第4チャンネル緊急停止回路の動作時間	30
Fig. II-14	第4チャンネル緊急停止回路の動作時間	30
Fig. II-15	第5チャンネル中性子計測回路図	31
Fig. II-16	第5チャンネル出力計の特性	31
Fig. II-17	第5チャンネル出力緊急停止回路の動作時間	32
Fig. III-1	温度測定回路	32
Fig. III-2	炉心温度記録計回路図	32
Fig. III-3	一次冷却水出口入口温度差記録計回路図	33
Fig. III-4	炉心温度記録計の特性	33
Fig. III-5	測温抵抗体(炉心入口用)の特性	33
Fig. III-6	測温抵抗体(炉心出口用)の特性	33
Fig. III-7	一次冷却水出口入口温度差記録計の特性	34
Fig. III-8	一次冷却水流量計原理図	34
Fig. III-9	炉心一次冷却水流量計の特性	34
Fig. III-10	ガス再結合器一次冷却水流量計の特性	35
Fig. III-11	搬送ガス流量計の原理図	35
Fig. III-12	搬送ガス流量計の特性	36
Fig. IV-1	制御棒落下時の反応吸収作用	36
Fig. IV-2	運転時の出力計の記録	37

Contents

Ch. I	Outline of the Control System	1
§ I-1	Control Method	1
§ I-2	Control Rods and Drive Mechanism	1
§ I-3	Circuits of Control System	2
Ch. II	Neutron Measuring Instruments	4
§ II-1	Neutron Measuring Instruments for Start Up	4
§ II-2	Neutron Measuring Instruments for Power Range	5
§ II-3	Neutron Measuring Instrument for High Power Safety	7
Ch. III	Miscellaneous Instruments	7
§ III-1	Temperature Measuring Instruments	7
§ III-2	Flow Meters	8
§ III-3	Pressure Meters	9
§ III-4	Radiation Monitors	9

§ III-5 Other Instruments and Alarm Circuits	9
Ch. IV Operation	9
§ IV-1 Preoperational Check	10
§ IV-2 Procedure of Start Up and Operation	10
§ IV-3 Procedure of Normal Shut Down and Emergency Shut Down	12

TABLE Contents

TABLE II-1 Response Time of No. 3 Channel Power Scram	14
TABLE III-1 Temperature Measuring Instruments	14
TABLE IV-1 Troubles Found by Pre-operational Check	15
TABLE IV-2 Scrams in Operation	15
TABLE IV-3 Times of Start Up and Scram	15

Figure Contents

Fig. I-1 Vertical Section of Reactor	16
Fig. I-2 Control Rod Drive Mechanism	17
Fig. I-3 Sketch of Rod Drive Mechanism	18
Fig. I-4 Characteristic of Control Rods	18
Fig. I-5 Response Time of Control Rods	19
Fig. I-6 Instrumentation Block Diagram	20
Fig. I-7 Flow Diagram	21
Fig. I-8 Range of Pile Power Meters	21
Fig. I-9 Front View of Control Console	22
Fig. I-10 Electrical Control Schematic	卷末
Fig. II-1 Block Diagrams of Neutron Measuring Instruments for Start Up	23
Fig. II-2 Characteristics of Linear Amplifier for No. 1 Channel	23
Fig. II-3 Characteristics of Linear Amplifier for No. 2 Channel	24
Fig. II-4 Characteristics of No. 1 Channel Count Rate Meter	24
Fig. II-5 Characteristics of No. 2 Channel Count Rate Meter	25
Fig. II-6 Alpha-Back Ground in No. 1 Channel	26
Fig. II-7 Alpha-Back Ground in No. 2 Channel	26
Fig. II-8 No. 3 Channel of Neutron Measuring Instrument	27
Fig. II-9 Characteristic of No. 3 Channel Power Meter	27
Fig. II-10 Response of Period Scram Circuit	28
Fig. II-11 No. 4 Channel of Neutron Measuring Instrument	28
Fig. II-12 Characteristics of No. 4 Channel Power Meter	29
Fig. II-13 Response of No. 4 Channel Scram Circuit	30
Fig. II-14 Response of No. 4 Channel Scram Circuit	30
Fig. II-15 No. 5 Channel of Neutron Measuring Instrument	31
Fig. II-16 Characteristic of No. 5 Channel Power Meter	31
Fig. II-17 Response of No. 5 Channel Power Scram Circuit	32
Fig. III-1 Temperature Measuring Circuit	32
Fig. III-2 Block Diagram of Core Temperature Recorder	32
Fig. III-3 Block Diagram of Primary Coolant Differential Temperature Recorder	33

Fig. III-4	Characteristic of Core Temperature Recorder	33
Fig. III-5	Characteristic of Resistance Bulb (inlet)	33
Fig. III-6	Characteristic of Resistance Bulb (outlet)	33
Fig. III-7	Characteristic of Primary Coolant Differential Temperature Recorder	34
Fig. III-8	Block Diagram of Primary Coolant Flow Meter	34
Fig. III-9	Characteristic of Primary Core Coolant Flow Meter	34
Fig. III-10	Characteristic of Recombiner Coolant Flow Meter	35
Fig. III-11	Principle of Sweep Gas Flow Meter	35
Fig. III-12	Characteristics of Sweep Gas Flow Meter	36
Fig. IV-1	Reactivity Change at Rod Falling	36
Fig. IV-2	Records of High Power Operation	37

第 I 章 制御系の概要

§ I-1 制御方法

JRR-1 の垂直断面図を巻末 Fig. I-1 に示す。すなわちこの原子炉における核反応の制御は、炉心上部から垂直に炉心に挿入された 4 本の炭化硼素の制御棒を上下することによって行われる。また出力の測定は、黒鉛反射体の下部に置かれた中性子計測用カウンターからのパルスおよび電離箱からの電流によって行われる。炉心タンクの外側には、起動のための中性子源として約 0.5C の Ra-Be が常時挿入されており、全制御棒を完全に挿入した場合の出力は約 0.3mW 程度である。したがって原子炉の起動は、炉が臨界を僅かに越えた状態に達するまで各制御棒を順次炉心から引抜くことによって行われる。炉が臨界以上になれば、周知のようにその出力は指数函数的に上昇するから、出力が希望の値に達したならば再び制御棒を僅かに挿入することによって、炉を臨界状態に保ち、出力を一定に維持することができる。しかしながら起動の際には、制御台の各機器が運転に必要な条件を完全に満足しない限り制御棒を拔出することができない。また原子炉の運転中に重大な事故などのあった場合には、炉は自動的に緊急停止されると同時に警報装置が動作して運転員に警告を与える。この緊急停止は引上げている各制御棒を重力により一斉に落下させて、短時間のうちに炉を臨界以下の状態にし、急速に出力を減少させるもので、手動ボタンの操作によっても行い得る。

§ I-2 制御棒および駆動機構

制御棒は、Fig. I-2 に示すように垂直方向に動く 4 本の炭化硼素棒から成り、各制御棒はともに約 1.95 % の反応度を吸収する。この炭化硼素棒の長さ 13 吋、直径は 5/8 吋で外被およびピストンなどはすべて不銹鋼である。各制御棒の移動距離は約 15 吋、駆動速度は 0.1 吋/秒一定で、駆動は Fig. I-2 に示すごとく電磁石で吸引懸垂された状態で行われる。故にこの電磁石の励磁電流を遮断すれば、制御棒は重力により落下し、原子炉を急停止させることになる。ただしこの場合最後の 2 吋位は空気のピストン作用によって落下速度が減少し、機械的な衝撃を少なくするように設計されている。しかしながら、このピストンが動作を始めるまでには、制御棒の反応吸収作用はすでに約 90 % 程度の働きをする。

Fig. I-2 に示されるマイクロスイッチ類は、制御棒および電磁石の動作の上限および下限をランプによ

って制御台に表示するためのもので、これらのマイクロスイッチが動作すれば、制御台に表示されると同時に駆動モーターが停止する。ラックと電磁石の結合には電磁石が制御棒上端に正しく接触するようにバネが用いられており、“Magnet in” のマイクロスイッチが動作して駆動モーターの電流が断たれてから、慣性によりわずかに電磁石が制御棒上端に押しつけられるようになっている。

Fig. I-3 に駆動機構の見取図を示す。制御棒の位置は、電磁石駆動歯車と連動になっている回転計に数字として表示される。この数字を制御台に表示するために、回転計と連動のセルシンモーターが取付けられており、制御台にある制御棒位置指示器のセルシンモーターを駆動する。制御台の位置指示器は全く同一のセルシンモーターおよび回転計から成る。この回転計は数字 1 が制御棒の移動距離 1/100 吋に対応する。したがって制御棒を完全に抜き出したときの指示器の読みは 01500 程度となる。数字の読取は 1 の桁まで可能であるから、制御棒の位置は 1/100 吋の精度で表示されているけれども、実際には歯車の工作精度などにより、5/100 吋程度の精度をもつものと考えられる。駆動モーターその他の規格などについて述べると

(1) 駆動モーター

G. E. Model 5 SMY 54 HB 3, Synchronous Inductor Motor, 75 oz. in., 75RPM, 115 V 50 cycle, 0.25 A, 1 phase,

(2) セルシンモーター

Electronic Indicator Co. Self-Synchronous Unit, Primary 115 V, Secondary 34 V, Type B-378, 50 cycle.

(3) 減速歯車

The Ohio Gear Co. Ratio 48 : 1, Cat. No. BHU-48C.

(4) 電磁石

保持力 120 lbs. 電圧 12 V (d.c.) 電流 0.3 A (d.c.) 直径 2 inch 高さ 1 5/8 inch

各制御棒の炉心に対する位置および制御棒の吸収特性を Fig. I-4 に示す。図は横軸に制御棒を拔出した高さ、縦軸に吸収反応度をとったもので、吸収特性は 4 本ともほとんど同一である。図から明らかなように制御作用の最も著しい位置は 2 ないし 8 吋の範囲で、10 吋以上の位置では制御作用が著しく減少する。この

ことは後述するごとく実際の運転に際しては重要なことである。全制御棒の吸収反応度は 7.83 % であるから、JRR-1 の余剰反応度約 3 % を吸収するには 2 本の制御棒を必要とする。

つぎに急停止の場合の制御棒の応答時間について述べる。制御棒の落下速度を正確に測定することは困難であったので、制御棒によって動作する "Rod in" および "Rod out" のマイクロスイッチを使用してその応答時間を測定した。前述のごとく、これらのマイクロスイッチは制御棒動作の上限および下限に近く固定されているので、電磁石の電流を遮断してからマイクロスイッチが動作するまでの時間を測定すれば、制御棒の動作状態をある程度推定することができる。ただしマイクロスイッチ自体の動作時間を測定していないので、もちろん正確な測定とは言えないが、一般のマイクロスイッチの動作時間は大体数 10ms 程度であるから、ここでは当然この程度の誤差が含まれていると考えねばならない。

i) 電磁石の電流を遮断してから "Rod out" のマイクロスイッチが動作するまでの時間

"Rod out" のマイクロスイッチは "Magnet out" のマイクロスイッチが動作する点より約 $2/100 \sim 5/100$ 時下の点で動作するように調整固定されている。したがって制御棒を完全に拔出しておいて、電磁石の電流を遮断してから "Rod out" のマイクロスイッチが動作するまでの時間を測定すれば、制御棒が落下し始める状態を推定することができる。測定はオシロスコープを使用して行った。その結果を次に示す。

制御棒	No. 1	No. 2	No. 3	No. 4
時間 (ms)	84	105	58	107

前述したように、この時間にはマイクロスイッチ自体の動作時間が含まれているので明確なことはいえないが、制御棒によっては約 2 倍の時間を必要とするものがある。

ii) 電磁石の電流を遮断してから "Rod in" のマイクロスイッチが動作するまでの時間

"Rod in" のマイクロスイッチは、"Magnet in" のマイクロスイッチが動作する点より約 $2/100 \sim 5/100$ 時上の点で動作するように調整固定されている。したがって、"Rod in" のマイクロスイッチの動作点は、制御棒を完全に挿入した点から 1/10 時以下の点にあり、このマイクロスイッチが動作したときにはすでに制御棒の作用が完全に行われているものと考えて差支えない。測定は種々の位置から制御棒を落下させて行い、観測にはオシロスコープを使用した。その結果を Fig.

I-5 に示す。図において横軸は制御棒を上げた高さ、縦軸はマイクロスイッチが動作するまでの時間である。ただしこの測定もマイクロスイッチ自体の動作時間が含まれていることは上と同様である。図から明らかのように、制御棒の落下時間には 3~4 時付近に極大値が存在する。これはピストンの緩衝作用などによるものと考えられ、制御棒の動作は単純な自由落下ではない。しかしながら約 6 時以上拔出した点からの落下時間は、すべての制御棒について約 0.4 秒あるいはそれ以下である。いまかりに制御棒が自由落下をするものとし、またマイクロスイッチの動作時間が 100 ms であるとすれば、落下曲線は Fig. I-5 中破線のようになり、No. 1 の制御棒の動作と比較的一致した曲線となる。

以上が制御棒およびその駆動機構の概要であつて、これらの制御棒の制御機能は大体同一であると考えて差支えない。ただ No. 4 の制御棒のみは自動制御が可能となっており、そのため No. 4 の駆動機構には自動制御用の Helipot が連結されている。また安全のために、2 本以上の制御棒を同時に拔出することはできず、拔出は常にいずれか一本のみ可能である。制御棒を操作するスイッチは、拔出の場合のみスプリング反撥式となっており、運転員がスイッチから手を離れた場合には、直ちにスイッチが復旧し駆動モーターは停止する。挿入の場合にはスイッチが倒し切りとなって運転員が手で保持する必要はなく、また同時に任意の数の制御棒を挿入することができる。

§ I-3 制御回路

この原子炉の制御系統の略図を Fig. I-6 に示す。また Fig. I-7 に、これらの制御系機器のうち温度計、流量計、圧力計等の取付部位を表わす略図を示す。これらの図中スクラム回路とあるのは炉を緊急停止させる回路のことである。つぎに制御系の主要な部分の回路図を Fig. I-10 に示す。動作は図によって明らかであるがこの図に用いられた記号を示すと

- (1)  Normally open contact
- (2)  Normally close contact
- (3)  Relay のコイル (Relay はすべて電流を流さない状態を示している)
- (4)  スナップスイッチ
- (5)  マイクロスイッチ

中性子計測回路は、Fig. I-6 に示すように、第 1 チャンネルから第 5 チャンネルまで 5 系統あり、第 1、

第2チャンネルは原子炉の起動の際に用いられるもので、その動作領域は Fig. I-8 に示すごとく約0.1mW から1Wである。

前述のように、この原子炉の停止状態での出力は約0.3mW であるから、炉が停止している状態でもその出力は絶えずこの第1、第2チャンネルの中性子計測器に指示されていることになる。第3、第4チャンネルは、出力領域で使用される中性子計測回路で、その動作領域は同じく Fig. I-8 に示すように約0.1W から100 kW である。第5チャンネルは高出力時における安全専用回路で、計器は100 kW フルスケールの直線目盛型である。

原子炉を起動するさい、停止状態から約0.1W までの範囲はペリオドを表わす計器がないけれども、これ以上の出力では第3チャンネルに付属するペリオド計が動作する。また第3、第4、第5の各チャンネルには、所定値以上の出力を計器が感じた場合に、原子炉を緊急停止させる回路が付属しており、とくに第5チャンネルは他の計測器に比べて緊急停止の速度、信頼度が高く設計されている。

この原子炉の起動に際しては、つぎの各条件がすべて満足されない限り制御棒が動作しないよう起動連鎖回路がある。

- (1) キャンド・モーター・ポンプが所定の回転をし、ポンプの出口圧力が基準値以上であること(約53 PSIA)
- (2) 第1、第2チャンネルの切換スイッチが使用の位置にあること。
- (3) 第1チャンネルの出力が計器の最低感度よりも大であること(約0.1mW以上)。
- (4) いずれのスクラム回路も動作しておらず、各機器が正常の動作状態にあること。
- (5) 制御棒電磁石の電流を供給すること。

原子炉はつぎの場合には自動的に緊急停止される。

- (1) 第3チャンネルの中性子計測器出力が異常に増大し所定値を超えたとき。
- (2) 第4チャンネルの中性子計測器出力が異常に増大し所定値を超えたとき。
- (3) 第5チャンネルの中性子計測器の安全回路が動作したとき。
- (4) ペリオドが所定値以下になったとき。
- (5) H_2, O_2 ガスの再結合用触媒温度が異常に高くなり、所定値を超えたとき。
- (6) H_2, O_2 ガスの再結合用触媒温度が異常に低くなり、所定値以下になったとき。

(7) H_2, O_2 ガスの搬送量が異常に低下し、所定値以下になったとき。

(8) ガス再結合器内の圧力が異常に増大し、所定値を超えたとき。

(9) 第3、第4チャンネルの中性子計測用電離箱に供給する電源が事故を起したとき。

(10) 震度4以上の地震があったとき。

(11) 原子炉地下室の放射線量が異常に増大し、所定値を超えたとき。

(12) 停電のとき。

(13) 原子炉地下室の安全スイッチを“Safe”に倒したとき。

(14) 原子炉室の安全スイッチを“Safe”に倒したとき。

(15) 原子炉地下室の扉を開放したとき。

このほか手動スクラムボタンの操作によっても炉は緊急停止される。これらの場合には、制御棒を懸垂している電磁石の電流が遮断されて原子炉は急停止される。それと同時に警報器が鳴り、警報板上に事故のあった点を示すランプが点灯して運転者に警告する。また緊急停止の必要がなくとも、重大な異常現象が起った場合には同じように警報器が動作する。これにはつぎの場合がある。

- (1) キャンド・モーター・ポンプの圧力が異常に低下し所定値以下となったとき。
- (2) 一次冷却水のサージタンク内水位が異常に低下し所定値以下となったとき。
- (3) 一次冷却水のサージタンク内圧力が異常に高くなり所定値を超えたとき。
- (4) 二次冷却水の放射線量が異常に増大し所定値を超えたとき。

Fig. I-9 に制御台の正面図を示す。前に述べた中性子計測回路の他にこの制御台にはつぎにあげる各種の計器があり、その取付部位は Fig. I-7 に示してある。Fig. I-9 の各機器は

- (1) 再結合器圧力計用電源装置
- (2) キャンド・モーター・ポンプ圧力計用電源装置
- (3) キャンド・モーター・ポンプ圧力計
- (4) 再結合器圧力計
- (5) 搬送ガス流量計
- (6) 炉心一次冷却水流量計
- (7) 再結合器冷却水流量計
- (8) 炉心温度記録計
- (9) 一次冷却水炉心出入口温度差記録計
- (10) 炉心一次冷却水流量計用電源
- (11) 再結合器冷却水流量計電源
- (12) 炉心タンク下部温度指示計(切換によりその他

の種々の点の温度も測定することができる)

- (13) 触媒室下部の温度計
- (14) 触媒室中心部の温度計 (切換により他の点の温度も測定できる)
- (15) 温度計用切換スイッチ
- (16) 温度計用切換スイッチ
- (17) 一次冷却水電導度測定器
- (18) 第3チャンネル出力記録計
- (19) 第3チャンネル出力計
- (20) 第3チャンネル校正用切換スイッチ
- (21) ペリオド計
- (22) 第4チャンネル出力計
- (23) 第4チャンネル感度切換スイッチおよび校正用スイッチ
- (24) 第4チャンネル出力記録計
- (25) 自動制御装置
- (26) 第5チャンネル安全回路警報板
- (27) 第5チャンネル出力計
- (28) 第5チャンネル校正スイッチ
- (29) 警報板
- (30) 原子炉地下室放射線モニター
- (31) 原子炉地下室放射線モニター
- (32) 放射線モニターの切換スイッチ
- (33) 放射線モニターの校正装置

- (34) 第1チャンネル起動連錠用メーターリレー
- (35) 第1チャンネル出力計
- (36) 第2チャンネル出力計
- (37) 第2チャンネル出力計感度切換スイッチ
- (38) 第3チャンネル電離箱用電源装置
- (39) 第1チャンネル用比例増巾器
- (40) 第4チャンネル電離箱用電源装置
- (41) 第2チャンネル用比例増巾器
- (42) 搬送ガス流量計用電源
- (43) No.1 制御棒用位置指示計
- (44) No.2 制御棒用位置指示計
- (45) No.3 制御棒用位置指示計
- (46) No.4 制御棒用位置指示計
- (47) No.1 制御棒駆動スイッチ
- (48) No.2 制御棒駆動スイッチ
- (49) No.3 制御棒駆動スイッチ
- (50) No.4 制御棒駆動スイッチ
- (51) 手動スクラムボタン
- (52) 鍵スイッチ

Fig. I-9 に示すように制御合には鍵スイッチがあり、このスイッチを入れなければ原子炉の起動はもちろん不可能である。以上が制御系回路の概略であるが以下各機器別に述べることにする。

第 II 章 中性子計測装置

前章で述べたように、中性子の計測装置としては全部で5チャンネルあり、起動用、出力領域用、高出力時安全用の3種に大別することができる。以下この分類にしたがって記述する。

§ II-1 起動用中性子計測装置

起動用中性子計測装置は第1チャンネル、第2チャンネルともに同一の ^{235}U 核分裂計数箱を用いた中性子カウンターであって、その出力は計数率の形で計器に表示される。ただし第1チャンネルの計器は対数目盛であり、第2チャンネルの計器は普通の直線目盛であって、感度は4段切換である。Fig. II-1 に起動用中性子計測回路の略図を示す。この二つのチャンネルの回路構成はほとんど同一で単に計数率計のみが異なる。したがって前置増巾器、比例増巾器等は互に交換使用することもできる。

使用している ^{235}U 核分裂計数箱の規格はつぎの通りである。

Westinghouse. WL-6971, Body Aluminum
Neutron Sensitive Material: 2 mg/cm^2 , U_3O_8 ,
20% enriched in ^{235}U
Filling A- N_2 at one atmosphere
Maximum Rating Operating Voltage 800V

Operational

Thermal Neutron Flux
 $2.5 \times 10^{10}\text{ nv}$
Total Integrated Neutron
Flux $1 \times 10^{11}\text{ nvt}$
Operating Temperature
 80°C
Operating Voltage 300 V
Sensitivity
 $0.7\text{ count/neutron/cm}^2$
Neutron Flux Range 1.25
 $\sim 12.5 \times 10^6\text{ neutron/cm}^2/\text{sec}$
Operating Voltage Plateau
200~800 V
Out put 200 μv . Rise Time
0.2 μs .

第1チャンネルおよび第2チャンネルのA1D比例増巾器の特性を、それぞれFig. II-2およびFig. II-3に示す。

図の横軸はデスクリミネーターのダイヤルの読みを表わし、縦軸はこのデスクリミネーターの設定点において増巾器から出力が得られる最小入力電圧を表わす。すなわち縦軸は比例増巾器のデスクリミネーターの動作点を表わす。測定は増巾器の利得を最大に行なった。図から明らかなように、これらの比例増巾器

に必要な入力電圧はmV程度であり、前述の核分裂計数箱の出力パルスが約 $200\mu\text{V}$ であることから、利得の点のみでも前置増巾器を必要とすることになる。また入力パルスの幅が約 $1\mu\text{s}$ 以下になるとこの比例増巾器の動作特性は大きく変化する。しかしながら $1\mu\text{s}$ 以上の入力パルスに対しては良好に動作し、出力電圧は約 $+10\text{V}$ で一定である。

Fig. II-4 および Fig. II-5 には、各チャンネルの計数率計 (C. R. M.) の特性を示す。較正に用いたパルスは、パルス巾 $1.5\mu\text{s}$ 、パルス高 2V である。較正に使用したパルス発生器が 25 p.p.s. 以下のパルスを発生できないので、第2チャンネルの $\times 0.1$ の測定レンジは較正できず、したがってその詳細な特性は知られていない。しかしながら較正を行った範囲では、誤差は対数型計数率計約 20% 、線型計数率計約 5% 程度である。またつぎに述べる α バックグラウンドの測定の際に、スケーラーを用いて較正した結果では、第2チャンネルの $\times 0.1$ の測定レンジの動作は良好で、誤差は他の測定レンジと同程度であった。

核分裂計数箱の α バックグラウンドの測定結果を、Fig. II-6 および Fig. II-7 に示す。測定は Fig. II-1 の回路を用いて行い、Ra—Be 中性子源よりの中性子をパラフィンで減速して核分裂計数箱に照射した場合と、この中性子源を取除いた場合とについて行った。図の横軸は A1D 比例増巾器のデスクリミネーターのダイヤルの読みを表わし、縦軸はそのときの計数率計の読みを表わす。したがって、図中の二つの曲線の差に相当する計数率は中性子源の照射による計数率を表わすものと考えられる。中性子源のないときでもデスクリミネーターの設定値をある値以上にすると計数率は急激に増大する。これは主として計数箱内面に塗布されているUからの α 線によるものと、計数箱自体および増巾器から発生する雑音によるものである。この測定結果から、中性子束を測定するときにデスクリミネーターを設定すべき点がおのづから定まることになり、現在は多少の余裕をみて図中点線で示す点をデスクリミネーターの設定点としている。なおこの測定においては、各チャンネルの計数率計に並列にカウンタを接続して計数率計の較正も同時に行った。

これらの中性子計測回路の測定可能な領域は、核分裂計数箱の炉心に対する配置によって異なるけれども、現在は両チャンネルとも $10,000\text{ c.p.s.}$ が約 1.5W の出力に相当するように配置されている。故に制御棒を完全に挿入した状態の炉の出力 (約 0.3 mW) でも約 $2\sim 3\text{ c.p.s.}$ の計数率を与える。また Fig. I-6 に示

したごとく、第1チャンネルの中性子計数率が所定値 (約 1.5 c.p.s.) 以下を示している場合には、制御棒の電磁石を励磁することができないように連鎖回路が設けられている。これは原子炉が第1チャンネルでも計測不能な状態から起動されることのないようにするためのものである。

§ II-2 出力領域中性子計測装置

前節で述べた起動用中性子計測装置の動作領域の上限は約 1W 程度であるから、これ以上の出力領域では別の中性子計測装置、すなわち第3チャンネルおよび第4チャンネルの計測装置が使用される。この両チャンネルの動作は、起動用中性子計測回路の第1チャンネルと第2チャンネルの關係にやや似ており、第3チャンネルは原子炉の出力を対数目盛の計器に表示し、第4チャンネルは直線目盛の計器に表示する。また中性子計測用の電離箱としては両チャンネルとも全く同一の r 線補償型の電離箱が用いられており、電離箱用の高圧電源装置も全く同一のものである。補償型電離箱の規格はつぎの通りである。

Westinghouse WL-6377. Body 3%Al, 97%Mg.
Neutron Sensitive Material $1\text{mg}/\text{cm}^2\text{ B}^{10}\text{ 96\% enriched.}$

Operational	Maximum Ratings	Thermal Neutron Flux
		$2.5 \times 10^{10}\text{ n/v}$
		Operating Temperature
		80°C
		Operating Voltage $+1500\text{ V}$
		Operating Voltage
		$+300\sim +800\text{ V}$
		Typical Compensating
		Voltage -40 V
		Neutron Sensitivity
		$4 \times 10^{-14}\text{ A/n/cm}^2/\text{sec.}$
		Thermal Neutron Flux
		$2.5 \times 10^8 \sim 2.5 \times 10^{10}\text{ n/cm}^2/\text{sec.}$
		Output Impedance
		$160\text{ pf. } >10^{15}\text{ }\Omega$

電圧電源装置は $+300\text{ V} \sim +900\text{ V}$ を 50 V 間隔で変化することができ、また補償電極電圧は $-40\text{ V} \sim -10\text{ V}$ の範囲を任意に変化することができる。さらにこの電源装置には、高圧回路に事故検出リレー回路が付属しており、もし高圧回路に異常を生じて高電圧の供給が停止した場合にはこのリレー回路が動作して原子炉を急停止させる。すなわちこのリレー回路は、制御棒の電磁石励磁回路に接続されており、もし高圧回路に異常のあった場合には制御棒電磁石の電流が遮断され制御棒が落下する。しかしながらこの緊急停止回路は、原子炉の動作とは直接関係のない事故に対するもので

あるから、動作時間についてはそれ程厳密な要求はない。故に動作の確実性のみ試験し、動作時間の測定は行わなかった。以下第3、第4チャンネルについて別に述べることにする。

i) 第3チャンネル中性子計測装置

この中性子計測装置の略図を Fig. II-8 に示す。この計測装置の概略を述べると、まづ γ 線補償型電離箱から得られる原子炉の中性子束に比例した電流（したがって炉の出力に比例した電流） I を対数変換用2極管に通じ、この電流の対数に比例した電圧 e を得る。この電圧を直流増巾器で増巾し、対数型出力計に加え、同時に対数型出力記録計をも動作させる。また直流増巾器の出力の一部は緊急停止のためのリレー回路に加えられる。

したがってもしこの直流増巾器の出力が異常に増大してこのリレー回路の動作点を超えれば、リレー回路が動作し制御棒電磁石の励磁電流を遮断し、炉を急停止させる。同じ直流増巾器からの出力の一部を RC の微分回路を通してベリオド計に加える。このベリオド計にも出力計と同様な緊急停止用のリレー回路が付属しており、原子炉のベリオドが異常に小となりリレー回路の動作点に達すれば炉は急停止される。

Fig. II-9 に対数型出力計の校正曲線を示す。測定には微小電流源を使用し、既知の値の微小電流を対数変換用2極管に通じて出力計の読みを得たもので、図の横軸には微小入力電流、縦軸には出力計の読みがとってある。対数型出力計と出力記録計とはあらかじめ良く一致するように調整したので、Fig. II-9 の曲線は対数出力記録計でもほとんど同一である。図から明らかなように、入力電流と対数出力計の読みとは約 10^{-10} A 程度までは比較的良好な対数関係を与えるが、これ以上の入力電流に対しては次第に対数関係が悪くなり過大の読みを与える。これは6桁にわたる広範囲の対数変換を普通の簡単な2極管1コのみで行わせる点に原因するものと考えられる。したがって使用する2極管をよく選択すれば、さらによい結果が得られるのは当然であるが、元来この出力領域における出力の精密な計測は、後述する第4チャンネルの中性子計測回路で行うので、実用上はこの程度で差支えない。またこの中性子計測装置で最も問題を起し易いのはこの対数変換用2極管で、真空管の僅かの特性変化もこの場合には装置の特性を大巾に変化させることになり、機器の調整時にはこの点に留意しなければならない。

つぎにこの計測装置に付属する二つの緊急停止回路の動作について述べる。出力の異常上昇に対する緊急

停止回路はつぎの方法で測定した。すなわち、あらかじめある入力電流でリレー回路が動作するように調整しておき、その電流よりも大きな電流を突然入力に加え、リレー回路が動作して制御棒の電磁石回路を遮断するまでの時間を測定する。測定はこの原子炉の最大出力50kWに相当する付近で数点行った。測定結果を TABLE II-1 示す。

リレー回路の動作点は、通常の運転においては約70 kW の出力に相当する点に設定するので、もし原子炉が100 kW の出力を突然発生したとすれば、電磁石の電流を遮断するまでに要する時間は約160ms 程度となる。したがって制御棒が完全に挿入されるまでには約0.6 s の時間を必要とすることになる。ベリオド計は -400 s から +3 s までの目盛があるが、原子炉の正常運転は普通 +30 s ないし +20 s のベリオドで行われ、緊急停止用リレー回路の動作点は約5 s に設定される。いまリレー回路が5 s のベリオドで動作するように調整しておき、入力回路に突然100 kW の出力に相当する電流 (10^{-4} A) を加えた場合に、このリレー回路が動作し、制御棒電磁石回路を遮断するまでに要する時間は約52ms で、比較的短い。しかしながら約4 s のベリオドに相当する一定の波形の入力電流を加えた場合、その動作時間は Fig. II-10 のようになり、約0.3 s 以上を必要とする。図において横軸はリレー回路の動作点、縦軸は動作時間である。

ii) 第4チャンネル中性子計測装置

Fig. II-11 にこの中性子計測回路の略図を示す。この回路の動作は、 γ 線補償型電離箱から得られる炉の出力に比例した電流を直流増巾器で増巾し、直線型出力計に加えると同時に直線型出力記録計を動作させる。出力計には原子炉の自動制御を行わせるための回路が付属している。すなわち、あらかじめ設定した希望出力と、記録計に入る信号との差を誤差として取出し、この誤差信号を増巾して No. 4 制御棒駆動機構に加え、自動制御を行わせる。この場合手動、自動は切換スイッチにより切換えられる。

直流増巾器の出力の一部は炉の緊急停止用リレー回路に加えられる。したがってこの直流増巾器の出力が増大し、リレー回路の動作点を超えるとリレー回路が動作し、制御棒電磁石の励磁電流を遮断して炉を急停止させる。この直流増巾器の感度は 10^{-4} A ~ 10^{-10} A の範囲を7段に切換えられる。 1×10^{-4} A の入力電流が100kW の出力に相当するように調整されてあるので、 10^{-10} A の入力電流は0.1W の出力に相当する。較正は第3チャンネルの場合と同様微小電流源を用いて行

た。その結果を Fig. II-12 に示す。図の横軸は入力電流を表わし、縦軸は出力計の読みを表わす。測定は各測定レンジについて行った。図からわかるように、特性は測定レンジによって異なるけれども、指示誤差は約 2 % 以下である。

また出力計と出力記録計とは良く一致するようにあらかじめ調整したので、Fig. II-12 の特性は記録計についてもほとんど同一である。

つぎに緊急停止用リレー回路の動作について述べる。

前述したように、このリレー回路は、異常に大きな炉の出力（すなわち大きな入力電流）をこの中性子計測器が感じた場合に動作する。故に、測定はあらかじめこのリレー回路の動作点をある値に設定しておき、入力回路に突然大きな電流を加えて行った。測定結果の一例を Fig. II-13 に示す。図の横軸はリレー回路の動作点を表わし、縦軸は入力電流を加えてから電磁石回路が遮断されるまでの時間を表わす。このリレー回路の動作点は、通常の運転の場合出力計目盛の 95 % ~ 100 % の位置に設定する。Fig. II-13 に示したものは 10^{-4} A の測定レンジで行ったもので、加えた入力電流は 1×10^{-4} A である。測定結果の他の一例を Fig. II-14 に示す。これはリレー回路の動作点を出力計目盛の 95 % に固定し、各測定レンジにおいてフルスケールに相当する電流を突然入力回路に加えた場合の測定結果である。図から明らかなように、電流の小さな測定レンジでは、入力回路の時定数が大となるので動作時間は当然増加する。しかしながら電流の大なる測定レンジ、すなわち出力の大きな場合には約 0.1 s と一定である。

またこの中性子計測装置の零点変動は、実測によれば 48 時間で ± 2 % 以内であり、出力計の誤差とはほぼ同程度である。しかしながらこの零点変動は、周囲温度変化による要素が大きな割合を占めていることが推定され、現在改良を考慮中である。自動制御の特性については第四章で述べることにする。

§ II-3 高出力時安全用中性子計測装置

出力約 1 kW 以上の高出力運転時における安全専用のために第 5 チャンネル中性子計測装置がある。この装置の略図を Fig. II-15 に示す。図に示したように、この装置には緊急停止回路として、炉出力の異常増大で動作するリレー回路がある。また増巾器の故障、増巾器のバイアス点異常、電離箱接続ケーブル異常、電源回路の異常のいずれの信号でも動作する警報回路が付属しており、後述するごとくこの緊急停止回路の動作時間は他の計測装置に付属する回路に比して最も小さい。使用している電離箱は γ 線非補償型で、Atomics International 社製のものである。この中性子計測回路の動作は、電離箱からの電流を直流増巾し、100 kW フルスケールの直線目盛型計器に出力として表示すると同時に、出力の一部を緊急停止用リレー回路に加える。直流増巾器の入力に既知の電流を加えて校正した結果を Fig. II-16 に示す。図において横軸は入力電流、縦軸は計器の読みを表わす。計器の誤差は約 2 % 程度である。つぎに緊急停止用リレー回路の動作について述べる。まずあらかじめリレー回路の動作点を設定しておき、入力回路に突然大きな電流を加えた場合のリレー回路の動作時間を測定した。測定はリレー回路の動作点を、 0.2×10^{-4} A および 0.6×10^{-4} A の二つの場合について行い、その結果を Fig. II-17 に示す。図中曲線 (A) はリレー回路の動作点を 0.6×10^{-4} A に固定した場合の動作時間を表わし、曲線 (B) は 0.2×10^{-4} A に固定した場合の動作時間を示す。通常の運転におけるこの緊急停止回路の動作点は炉の最大出力が 50 kW であるから約 60 kW (0.6×10^{-4} A) の点に設定すべきである。図より明らかなごとく、このリレー回路の動作時間は他の中性子計測回路に付属する緊急停止回路の動作時間に比して小さい。

しかしながら増巾器、電源等の事故に対する警報回路の動作時間は、炉の出力とは直接関係のない事故であるから、その動作の確実性のみを試験し動作時間の測定は行わなかった。

第 III 章 その他の計測装置

この原子炉には前章で述べた中性子計測装置の他に炉心および他の付属機器の動作状態を知るために、温度測定器、圧力計、流量計など各種の計器が付属している。これらの計器の設置個所は Fig. I-7 に示した。以下これらの各計測器について機能別に述べることに

する。

§ III-1 温度測定器

温度測定器としては二種の方式が用いられており、一次冷却水入口出口温度差指示用としては抵抗温度計、その他の点の温度計としては、鉄-コンスタンタ

ンの熱電対が用いられている。これらの温度計を分類すれば TABLE III-1 のごとくなる。Lower Core 温度計, Lower Catalyst Bed 温度計, Upper Catalyst Bed 温度計の三種の温度計の指示誤差は約 2% 程度であって、このうち切換スイッチによって他の点の温度をも測定可能な温度計の回路を Fig. III-1 に示す。

Center Core 温度記録計は、熱電対の出力電圧を直流増巾器で増巾し、記録計を動作させるもので、その略図を Fig. III-2 に示す。この温度記録計の較正結果を Fig. III-4 に示す。較正は微小電圧源を使用し、熱電対と等価な電圧を入力回路に加えて行った。図中横軸はこの電圧に対する温度を表より求めて温度に換算した値を示し、縦軸は記録計の読みを表わす。この温度記録計の誤差も約 2% 程度である。

一次冷却水の入口出口温度差指示記録計は、熱交換器の出口入口に各 1 コブつの測温抵抗体をおき、この抵抗体の抵抗変化分の差のみが測定される回路によって温度差を計測するもので、その略図を Fig. III-3 に示す。すなわちこれら二つの測温体を用いて電橋を構成し、その出力を直流増巾して記録計を動作させるものである。測温抵抗体の温度特性を Fig. III-5 および Fig. III-6 に示す。また実際にこれらの測温抵抗体に温度差を与えて較正した結果を Fig. III-7 に示す。この温度測定器の指示誤差も約 2% 程度であり、この温度記録計に得られる温度差は、原子炉の熱出力のうち冷却水に持たれる出力を計算するのに用いられる。

§ III-2 流量測定器

流量計としては、搬送ガス流量計、炉心一次冷却水流量計、ガス再結合装置冷却水流量計および二次冷却水流量計の 4 種類があり、このうち前 3 者が制御台計器に表示される。二次冷却水流量計は、制御室の一隅を二次冷却水の配管が通っているために、そこに直接取付けられており、制御台には表示されない。また炉心一次冷却水流量計およびガス再結合器冷却水流量計は原子炉地下室に流量計があり、流量を指示すると同時に制御台にも電気的信号を送って流量を指示する。搬送ガス流量計は制御台のみに表示される。

i) 炉心一次冷却水流量計およびガス再結合器冷却水流量計

炉心一次冷却水およびガス再結合器冷却水は、ともに同一のポンプによって循環させられる蒸留水である。すなわちポンプの出口で二つに分流し、それぞれ炉心およびガス再結合器の熱交換器に送られるようになっており、この分岐点に近くそれぞれの流量を指示

する浮標式の機械的な流量計が取付けられている。電気的流量計はこれらの流量計の浮標に連結された磁心があり、この磁心が固定されたコイルの中を移動することにより、そのときの流量に相当した起電力を他のコイルに誘起させる方式の誘導型流量計で、その原理図を Fig. III-8 に示す。このコイルに誘起された起電力は制御台に送られ、真空管電圧計に流量として表示される。流量計の規格その他はつぎの通りである。

Brooks Rotameter CO. 製

炉心用; Model 23H, 20GPM, Type 1110

ガス再結合器用; Model 23H, 5GPM, Type 1110

これらの流量計の指示特性を Fig. III-9 および Fig. III-10 に示す。機械的流量計の指示誤差が約 2% といわれているので、電気的な流量計の指示誤差は全体として約 4% 程度となる。これらの流量計には緊急停止回路および警報回路は付属していない。

ii) 搬送ガス流量計

この流量計は炉心に発生する酸素、水素、および核分裂生成ガス等を、あらかじめ充填してある酸素ガスを媒体として炉心再結合器間を循環させる場合、これらの混合ガスの流量を表示するためのものである。これは循環ガスが再結合器を通過する際に生ずる圧力降下を測定して流量に換算するもので、圧力差の測定には浮標式の磁心とコイルが用いられている。その原理図を Fig. III-11 に示す。すなわち圧力差の大小によりこの浮標が上下し、コイルに誘導電圧を生じて制御台の計器を動作させる。しかしながらこの圧力差と搬送ガスの流量との関係は、ガスが循環している系自体の圧力の函数でもあるので、実際の流量は Fig. III-12 の曲線から求められる。図中横軸は系の圧力、縦軸は制御台計器の読みである。この流量計の精度は余り良好ではないが、原子炉の運転には循環ガスの精確な流量を知る必要がないので実用上は差支えがない。通常の運転状態におけるガス再結合器の内圧は約 10 ないし 13 PSIA の範囲であって、搬送ガスの流量は毎分約 7 立方呎である。なおこの搬送ガス流量計には、流量が異常に減少して設定値以下になった場合には原子炉を緊急停止させる回路が付属している。

iii) 二次冷却水の流量計

前述のごとく二次冷却水の配管は制御室の一隅を通って原子炉地下室の熱交換器に通じているので、二次冷却水の流量計は制御室内の配管に直接取付けられている。流量計は国産で 20l/min から 200l/min まで目盛られているが較正は行われていない。

§ III-3 圧力測定器

圧力測定器としては Fig. I-7 に示したように、ガス再結合器内圧指示用および搬送ガス循環用キャンド・モーター・ポンプ出口圧力指示用の二コがあり、ともに歪圧力計である。これらの圧力計は、歪抵抗体の抵抗値が、この抵抗体に加えられる圧力によって変化するのを電氣的に電橋を用いて検出指示する方式のもので、指示計器には高感度のメーター・リレーを用いている。ガス再結合器内圧計は 0~20 PSIA、ポンプ圧力計は 0~100 PSIA フルスケールであるが、歪抵抗体の感度不良のため実際の圧力よりも過小の読みを与え現在改良中である。またガス再結合器内圧計には圧力が異常に増大した場合に炉を緊急停止させるリレー回路が付属しているが、ポンプ圧力計にはポンプ圧が異常に減少した場合に警報を与えるリレー回路のみが付属している。なおこれらの圧力計は、燃料に直接接触している系の圧力を示すことから、この系全体の良好な漏洩指示器としても重要な意味を持つもので、常に正確な動作を特に要求される。

§ III-4 放射線モニター

放射線モニターとしては、原子炉地下室の空気の汚染監視用および二次冷却水汚染監視用がある。原子炉地下室の放射線モニターは、地下室の空気の一部を絶えず電離箱を通して循環させ、この電離箱の出力電流を増巾して計器を動作させるもので、制御台に取付けられている計器は 0.1mr/h~100mr/h に目盛りされている。この放射線測定器は、モーター駆動の ^{90}Sr の標準線源が電離箱に付属しており、任意の時刻に校正できるようにになっている。またこの計器には、地下室空気の放射線量が異常に増加した際に炉を緊急停止させるリレー回路が付属している。

二次冷却水出口の放射線モニターは、制御室の一隅に置かれ制御台には組込まれていない。すなわち制御室の一隅を二次冷却水の出口配管が通っているの、この配管の途中に浸漬型の計数管が取付けられ、二次冷却水の放射線量を監視する。制御台には放射線量が表示されないけれども、この放射線量が異常に増大して所定値を超えた場合には、警報器が動作するよう制御台に接続されている。ただし現在は、この放射線量の異常増加に対する警報装置は改良を考慮中で使用さ

れていない。

§ III-5 その他の測定器および警報装置

これまで述べた測定器以外で制御台に組込まれている測定器としては、一次冷却水の電導度の測定器がある。

これは冷却水パイプなどの腐蝕その他による冷却水の汚染を検出するために使用される。しかしながら電橋型の測定器で測定されるため、測定のたび毎にこの電橋の平衡を調整しなければならず、常時監視しているものではない。この測定器には警報回路等は付属していない。

警報装置としてはつぎにあげる三種がある。

- (1) 原子炉起動警報装置
- (2) 異常を運転者に警告する警報装置
- (3) 自動制御不能を警告する警報装置

原子炉の起動の際の警報装置は、制御棒の駆動機構と連動になっており、最初にいずれかの制御棒を拔出し始めると原子炉地下室、原子炉室、制御室の各部屋に設けられている警報ベルが鳴り出し、約 30 s 間継続して止む。これによって炉室内等で作業をする人に原子炉が起動されたことを警告する。またこのベルが鳴り出すと同時に、前述の各部屋および炉室の出入口等には、赤ランプが点灯し、原子炉の運転中であることを示す。ただし、この赤ランプはベルとは異り、原子炉を運転している間は常時点灯されている。

異常を運転者に警告する装置は、制御台に設けられた警報ベルおよび事故点を表示する赤ランプである。すなわち緊急停止回路等が動作した場合には、制御棒が挿入されると同時に制御台のベルが鳴り、警報板上に事故点を示す赤ランプが点灯し運転者に警告する。このほかに緊急停止はされないが同様な警報が行われるものに、前に述べた機器以外一次冷却水サージ・タンクの圧力過大、および水位低下がある。この警報装置は Fig. I-7 にその取付位置が示されている。

自動制御不能を警告する装置は、自動制御運転中に自動制御によって駆動される No. 4 の制御棒が、一方の端（例えば全部拔出の位置）に達した場合にブザーによって警告するもので、この場合には運転者は直ちに手動運転に切換えて各制御棒の位置を適当に調整しなければならない。

第 IV 章 運転について

この原子炉の起動、運転はすべて制御台で操作され、

平常の短時間の運転は監督者、運転員、および運転補

助員の3ないし4名の人員で行うことができる。原子炉の起動に際しては、もちろん原子炉のみならず周囲の状況もよく考慮して安全を期することが必要であるけれども、ここでは主として制御台に関することについて述べることにする。

§ IV-1 起動前の機器点検

起動の前には“Preoperational Check List”にしたがって原子炉各機器および付帯設備の状況を点検し安全を確認しなければならない。その点検の要領は現在つぎの順序で行われている。

- (1) 主電源スイッチを入れ電源電圧を点検する。ただしこれは常時入れ放しで、電源電圧のみ点検することが多い。
- (2) 第3、第4チャンネルの中性子計測器につながる出力記録計のスイッチを入れる。
- (3) 二次冷却水を流し熱交換器出口の放射線量を調べる。
- (4) 制御台の鍵スイッチを入れる。
- (5) 一次冷却水用ポンプを廻す。
- (6) 搬送ガス循環用ポンプを廻す。
- (7) 触媒加熱ヒーターのスイッチを入れる。
- (8) 原子炉地下室空気循環用ポンプを廻し、地下室の放射線量を調べる。
- (9) 一次冷却水の電導度を調べる。
- (10) 各記録計の動作状態を調べる。
- (11) “自動—手動”切換スイッチを手動にし、制御棒を全部挿入する。
- (12) 電磁石を励磁して各制御棒を No.1 から順次に約1吋だけ拔出し、制御棒の動作状態を調べる。
- (13) 原子炉の実験孔、燃料配管系の出口、燃料配管系の弁、原子炉地下室の扉、原子炉地下室内の安全スイッチ、炉室内の安全スイッチ等を点検し、安全を確認する。
- (14) 緊急停止回路の点検。これは緊急停止回路を有する各機器の動作を正しく調整すると同時に、緊急停止回路を手動で動作させて確実に制御棒電磁石の電流が遮断されることを確める。これを行う機器はつぎに述べるもので、点検後はもちろん正規の動作状態にする。

- i) 触媒室上部温度計
- ii) 炉心タンク下部温度計
- iii) 搬送ガス流量計
- iv) ガス再結合物圧力計
- v) 電離箱電源装置
- vi) 第3チャンネル中性子計測装置
- vii) ペリオド計

- viii) 第4チャンネル中性子計測装置
- ix) 第5チャンネル中性子計測装置
- x) 原子炉地下室空気放射線モニター
- xi) 地震計
- xii) 地下室扉開放
- xiii) 地下室および炉室の安全スイッチ
- xiv) 手動ボタン

(15) つぎの各機器の動作状態を点検する。

- i) 炉心温度記録計
- ii) 一次冷却水流量計
- iii) 搬送ガス循環用ポンプ圧力計
- iv) 搬送ガス流量計
- v) 再結合物圧力計
- vi) 各温度計
- vii) 第3チャンネル中性子計測回路
- viii) 第4チャンネル中性子計測回路
- ix) 第5チャンネル中性子計測回路
- x) 各出力記録計
- xi) 放射線モニター
- xii) 起動のための中性子源連錠回路
- xiii) 第1チャンネル計数率計
- xiv) 第2チャンネル計数率計
- xv) 各電離箱電源装置
- xvi) 各比例増巾器
- xvii) 制御棒の位置指示計

(16) 各制御棒が全部挿入されていることを確める。

(17) 警報板上のランプが全部消えていることを確める。

(18) 起動連錠回路の動作状態を点検する。

(19) 制御棒電磁石を励磁する。

上記の点検時に認めた異常または故障はすべて記録され、もちろん修理が完全に行われ安全が確められない限り原子炉は起動されることはない。

TABLE IV-1 に示すものは、昨年8月27日にこの原子炉が臨界実験に成功してから今年2月末日までの期間中、起動前機器点検によって発見された制御台関係機器の故障を分類したものである。この期間中点検は総数120回行われ、炉が起動された日は少なくとも1回の点検が行われている。この表によれば、約3回の点検に1カ所の割合で不良箇所が発見されているが、逐次改良されつつあり、この件数は漸次減少するものと期待されている。

§ IV-2 起動方法と運転方法

前節に述べた起動前点検を行えば、原子炉は何時でも起動可能な状態となる。炉の起動運転は“運転日記”に従って行われ、そのときの計器の読みなどはすべてこの日記に記入される。この原子炉の臨界点は、実験孔を全く使用しない場合には、No.1およびNo.2の制御棒を10吋拔出し、さらにNo.3の制御棒を約

5 吋程度拔出したところにある。しかしながら No. 4 の制御棒のみが自動制御可能であることから、No. 3 は挿入したまま No. 4 を約 5 吋程度拔出して起動するのが常である。運転は 0.5W に達したところで出力を一定に保ち、各計器の読みを運転日記に記録して以前の運転記録と比較し、原子炉の特性の変化を検討しつつ行う。原子炉の起動は、あらかじめよく検討された後に行われ、未知な条件で運転される場合には特に慎重に行われるが、ここでは最も普通の起動運転についてその概略を述べることにする。

- (1) 以前の運転記録に必要な計器の読みを調査する。第 1 チャンネルおよび第 2 チャンネルの計数率を記録し、以前の記録と照合する。
- (2) 制御台の各機器が正常に動作していることを確認する。
- (3) 原子炉を起動することを建物内の人員に伝達したのち No. 1 の制御棒を抜始める。制御棒が動作し始めると炉室、原子炉地下室、制御室にあるベルが鳴り、同時に運転中を表わす赤ランプが点灯する。運転者は第 1、第 2 チャンネルの中性子計測器の計数率の変化に絶えず注意し、同時に制御棒の位置に注意する。また時々他の計器の変化を見る。
- (4) No. 1 制御棒が完全に引抜かれたら、第 1、第 2 チャンネルの読みが安定するのを待って記録し、以前の記録と比較検討する。
- (5) No. 2 制御棒を抜始める。第 1、第 2 チャンネルの監視を前と同様に行い、同時に制御棒の位置および“ペリオド”に注意する。他の計器の監視も時々行う。
- (6) No. 2 制御棒が完全に引抜かれたら(4)と同様のことを行う。
- (7) つぎに No. 1、No. 2 制御棒とともに 10 吋の位置まで挿入する。この理由は後述する。
- (8) No. 3 制御棒を挿入したままにしておき、No. 4 制御棒を注意深く抜始める。この際計数率の増加に特に注意し、約 1 吋引抜く毎に一旦制御棒を停止させて計器の変化をみる。計数率の増加が飽和的であるときにはさらに制御棒を引抜く。計数率が 200 c. p. s. を越える頃からペリオド計が動作を開始し、同時に第 4 チャンネルの出力計が動作し始める。ペリオド計が動作を開始したら、ペリオドが 30 s 程度になるように No. 4 制御棒の位置を調整する。
- (9) 計数率が 500 c. p. s. を越える頃から第 3 チャンネルの出力計が動作を開始し、第 1、第 2 チャンネルと第 3、第 4 チャンネルの動作領域が重複する。

ここで第 1、第 2 チャンネルの監視を第 3、第 4 チャンネルに切換え、第 1、第 2 チャンネルには時々注意する程度とし、第 4 チャンネル出力計、ペリオド計にとくに注意する。

- (10) 第 4 チャンネルの出力計がフルスケールに近くなったら測定レンジを一段切換える。
- (11) 0.5W の点に達したら No. 4 の制御棒を僅かに挿入し、出力を 0.5W 一定に保つように位置を調整する。
- (12) 出力がある程度落着いたら自動制御設定指針を 0.5W とし自動制御に切換える。
- (13) 必要な記録をする。

このあとさらに出力を増大するときにはつぎの操作をする。以下 5 W にする例について述べる。

- (1) 自動制御を手動に切換え設定点を最大にする。
- (2) ペリオド計に注意しながら、“ペリオド”が 30 s 程度になるまで No. 4 制御棒を引抜き、このペリオドを維持する。
- (3) 出力が増大し、第 1、第 2 チャンネルがフルスケールに近くなったら、これらの測定回路を“Off”とし、専ら第 3、第 4 チャンネルを監視する。第 4 チャンネルがフルスケールに近くなったら再び測定レンジを切換える。
- (4) 出力が 5 W に達したら No. 4 制御棒を僅かに挿入し出力を一定に保つよう調整する。
- (5) 自動制御の設定点を 5 W とし、自動制御に切換える。

5 W 以上の場合もこの操作に準じて行う。“ペリオド”を一定にして出力を増大した場合には、第 3 チャンネルの出力記録計上には直線が画かれることになる。なお起動の際に No. 1、No. 2 の制御棒を全部引抜いてから、再び 10 吋の点まで挿入して No. 4 の制御棒を操作する理由はつぎの二点にある。

- (i) 一旦全部拔出すことは、“Rod out”のランプにより、制御棒を完全に引抜いたという点検になる。
- (ii) 異常が起り、緊急停止する場合には短時間にできるだけ大きな反応度吸収を行わせることが望ましい。したがって、Fig. I-4 に示したごとく、制御棒の効果が大きく変化する点は約 10 吋のところであってそれ以上拔出してもあまり効果がなく、安全棒としては約 10 吋の点に留めておくことが望ましい。Fig. I-1 に示したように、制御棒の動作はもちろん自由落下とは考えにくいけれども、簡単のためにかりに自由落下するものとして計算した場合、緊急停止時の吸収反応度と時間の関係は Fig. IV-1 のごとくなる。図の横軸は

緊急停止回路が動作してから経過時間、縦軸は1本当りの吸収反応度である。図より明らかなごとく、10時の点から落下させた方が最初に与える負の反応度ははるかに大である。

つぎに昨年11月26日に行った出力運転時の記録をFig. IV-2に示す。これは第3、第4チャンネルの出力記録計に画かれた曲線の写真である。記録紙の巾は6吋、送り速度は毎時6吋で、5分毎に時間目盛が入っている。運転開始前は第4チャンネルに相当大きな雑音が認められる。0.5Wではこの雑音は大きく減少し、5W以上では無視することができる。この運転は出力を増大する時のみ手動で行い、一定出力の運転はすべて自動制御で行ったものである。写真より明らかなごとく、自動制御は良好に行われ、その変動は $\pm 1\%$ 以下である。しかしながら実際には第4チャンネル中性子計測回路に零点変動があり、これが48時間で $\pm 2\%$ 程度であるから、長時間の運転では、全体の変動は当然大きくなるものと考えられる。この点に関しては目下改良を考慮中である。

出力が25kWに達した直後に少し出力に変動が見られるのは、この点で制御棒の入れ替えを行ったためである。すなわちこれは、自動制御用のNo.4制御棒がほとんど全部拔出された位置にまで到達したので、No.3制御棒を拔出してNo.4制御棒がほぼ中間の位置で出力が一定に保たれるよう制御棒の入れ替えを行ったために、出力が少し変動したものである。この運転では、出力増大の際に“ベリオド”が一定になるようにして行ったので、第3チャンネルの出力上昇は直線となっている。またこの運転は、この原子炉の最大出力を試験する目的で行われたため、各計器の総合的な判断から出力が少しづつ高められ、60kWで約10分間運転が行われた。そののち再び50kWで運転が行われ停止されたが、停止後の出力の減少は第3チャンネルが示すごとく、50kWから0.1Wまで減少するのに約10分を必要とする。

この原子炉の経時特性変化を比較するために、0.5Wおよび5kWの点では各計器の読みをすべて記録することになっている。したがって出力運転に要する時間は大体つぎの通りである。

起動前機器点検	30分
起動から0.5Wまで	15分
0.5Wで記録のため	10分
5kWまで出力増大	10分
5kWで記録のため	15分
25kWまで出力増大	10分

計

90分

しかしながら上記の時間はもちろん概略値で、運転の条件により大きく変化する。

§ IV-3 正常停止の方法と緊急停止

手動による原子炉の停止は、すべて手動急停止ボタンで制御棒を落下させて行い、実験の終了等による正常停止はつぎの順序で行われ、必要な事項は記録される。

- (1) “自動-手動”スイッチを手動に切換える。
- (2) 手動急停止ボタンを押して制御棒を落下させる。
- (3) 制御棒電磁石を全部挿入する。
- (4) 炉心温度その他に注意し、原子炉の各部が正常の状態に復帰するのを待つ。この際とくに水素ガスの再結合が充分行われたことを確める。
- (5) つぎのスイッチを遮断する。
 - i) 触媒加熱用ヒーター
 - ii) 搬送ガス循環用ポンプ
 - iii) 一次冷却水用ポンプ
 - iv) 原子炉地下室空気循環用ポンプ
- (6) 出力記録計の電源を切る。
- (7) 鍵スイッチを切り鍵を抜く。
- (8) 二次冷却水を止める。

運転中の異常による原子炉の緊急停止は、§ I-3で述べたごとく種々のものがあるが、自動緊急停止回路が動作した場合には運転者はつぎの操作をする。

- (1) 事故点を確認し、警報ベル停止ボタンを押して警報ベルを止める。
- (2) 異常のあつた機器その他を調査して原因を確かめ矯正する。必要な事項を記録する。

もちろん事故の原因が取除かれ機器が正常に復帰されない限り原子炉を起動してはならないが、同時にもし急停止があつた場合には建物内の人員に停止の原因状況等の概略を伝達する。異常のあつた点が完全に矯正されたならば炉は再び起動され得るが、その方法は前節に述べた方法と全く同様である。

つぎに昨年8月27日より今年2月末日までの運転状況および緊急停止の状況について簡単に述べる。

原子炉を起動した回数	250 回	
総出力	1123 kWh	
運転状況	回数	総時間
1 W以下での定出力運転	211(回)	3058(分)
1 W～1 kWでの定出力運転	53	1810
1 kW以上での定出力運転	80	3677

またこの期間、運転中に起った緊急停止の概要を、TABLE IV-2に示す。表中原因不明のものは、電源

系統からの雑音、あるいは起動時における第3チャンネル動作開始時の雑音等が主たる原因と考えられるが明らかではない。“ベリオド”によるもののうち他の原因に属するものは、実験孔に急速にルサイト棒を挿入したため等によるもので、制御台機器とは関係のない実験上の誤操作によるものである。表中誤操作とあるのは、運転中計器の読取を行う場合不用意に設定点を変更したためとか、手動急停止ボタンに手を触れたとか、測定レンジ切換スイッチの誤操作等が大部分である。

また原子炉の起動回数および運転中に起った緊急停止を月別に分類すれば、TABLE IV-3 のごとくなる。この表において、10月の運転はほとんど高出力運転を行っておらず、0.5Wの運転が大多数である。11月は高出力の運転が多く、また2月は起動回数の割には高出力運転が多い。現在までのところ原子炉の起動の目的が多種多様であったため、この表のみでは明確にいうことはできないけれども、これら緊急停止の発生回数も運転員の熟練とともに漸減するものと期待されている。

あ と が き

以上 JRR-1 の制御系および運転の概要について述べたが、制御台機器に関しては改良を要する点も二、三ある。すなわち第4チャンネル中性子計測装置の零点変動、圧力計の指示不良および二次冷却水放射線監視装置等であるが、これらの点については今後改良を

加える予定である。しかしながらとも角も、昨年11月下旬には 60kWの高出力運転に成功し、現在に至るまでその運転状況は良好であって、手動、自動いずれの制御も一応満足すべき結果を得ている。

TABLE II-1 Response Time of No.3 Channel Power Scram

Input	Scram Set Point	Delay Time
10^{-6} (A) (1 kW)	3.4×10^{-7} (A) (0.34kW)	64.3 ms
10^{-4} (100 kW)	" (")	59.5
10^{-4} (100 kW)	0.725×10^{-4} (72.5kW)	159.7
1.4×10^{-4} (140 kW)	" (")	133

TABLE III-1 Temperature Measuring Instruments

Instrument	Range	Measurable points by switching	Notes
Lower Core	$-20^{\circ}\text{C} \sim +150^{\circ}\text{C}$	Upper Core Recombiner Water Recombiner Gas Regurgitator Gas Regurgitator Water Recombiner Heat Exchanger Inlet Recombiner Heat Exchanger Outlet Secondary Coolant Inlet Secondary Coolant Outlet	With scram at excessively high temperature
Lower Catalyst Bed	$0^{\circ}\text{C} \sim 520^{\circ}\text{C}$	non	With scram at excessively low temperature
Center Core	$-20^{\circ}\text{C} \sim 150^{\circ}\text{C}$	non	recording
Upper Cat. Bed	$0^{\circ}\text{C} \sim 520^{\circ}\text{C}$	Center Catalyst Bed Gas Outlet Sweep Gas	With scram at excessively high Temperature
Primary Coolant Differential Temperature(ΔT)	22°C	non	recording

TABLE IV-1 Troubles Found by Preoperational Check

Instrument	Time	Notes
Sub-pile Room Radiation Monitor	5	Relay.....3 Lamp.....1 Battery.....1
Control Rod Drive Mechanism	6	Magnet missed to raise up the rod
Log N and Period Amplifier	6	Tube.....3 Circuit.....3
Electrometer	7	Tube.....3 Circuit.....3 Battery.....1
Log Count Rate Meter	2	Tube.....2
Sweep Gas Flow Meter	2	Meter Relay.....2
Secondary Coolant Radiation Monitor	3	G-M counter.....3
Automatic Controller	2	Relay.....2
Linear Amplifier	Sometimes	for No.2 Channel

TABLE IV-2 Scrams in Operation (by the end of Feb, 1958)

Scram Cause									
Scram Type	Control Console				Others				Total
	Instrument		Operator		Others		Unknown		
	Start up	Running	Start up	Running	Start up	Running	Start up	Running	
Period	—	1	—	2	—	3	7	4	17
Power Level Log	—	—	—	1	—	—	—	1	2
Power Level Linear	5	4	1	—	—	—	—	—	10
Catalyst Bed Temp.	—	—	—	2	—	—	—	—	2
Sweep Gas Flow	—	—	—	1	—	—	—	—	1
Manual	—	1	—	1	—	—	—	—	2
Electric Power Failure	—	—	—	—	—	3	—	—	3
Total	5	6	1	7	—	6	7	5	37
	11		8		6		12		

TABLE IV-3 Monthly Times of Start up and Scram.

	Start Up	Scram	%
Sept. 1957	59	11	18.7
Oct.	34	4	11.8
Nov.	55	9	16.4
Dec.	59	7	11.9
Jan. 1958	12	2	16.7
Feb.	31	4	12.9

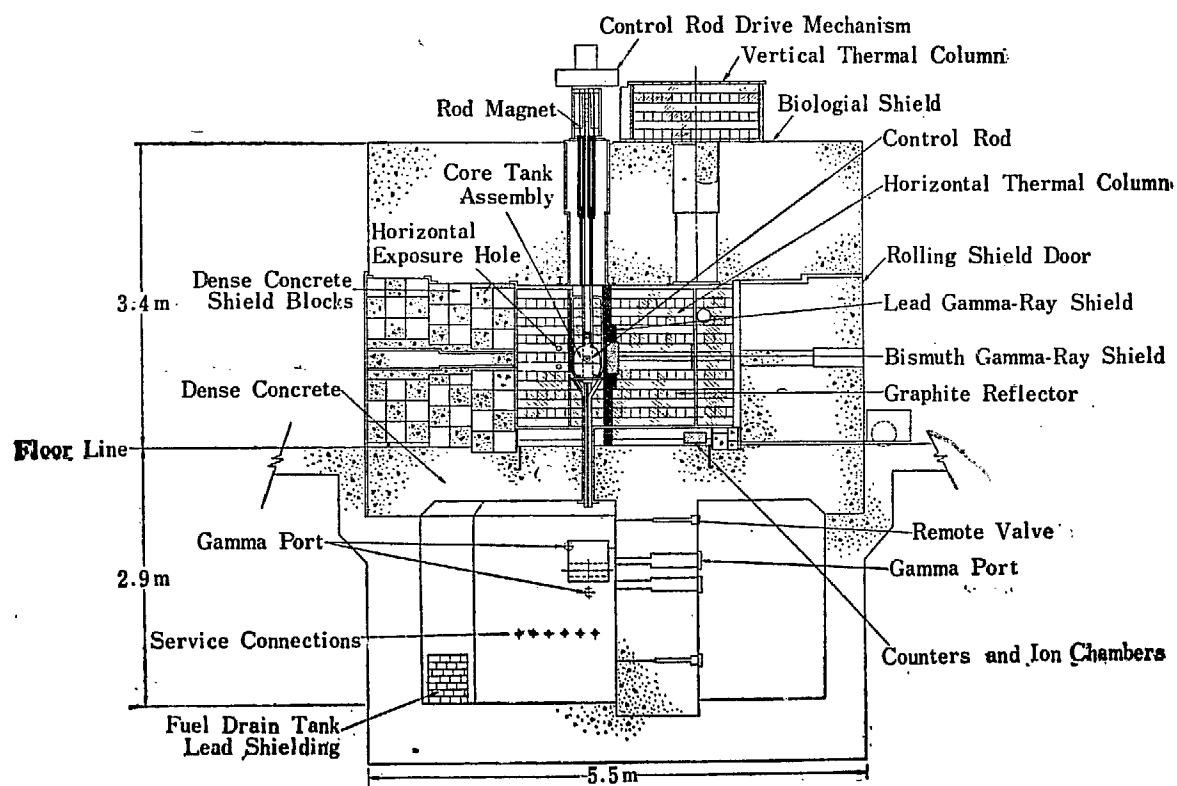


Fig. I-1 Vertical Section of Reactor

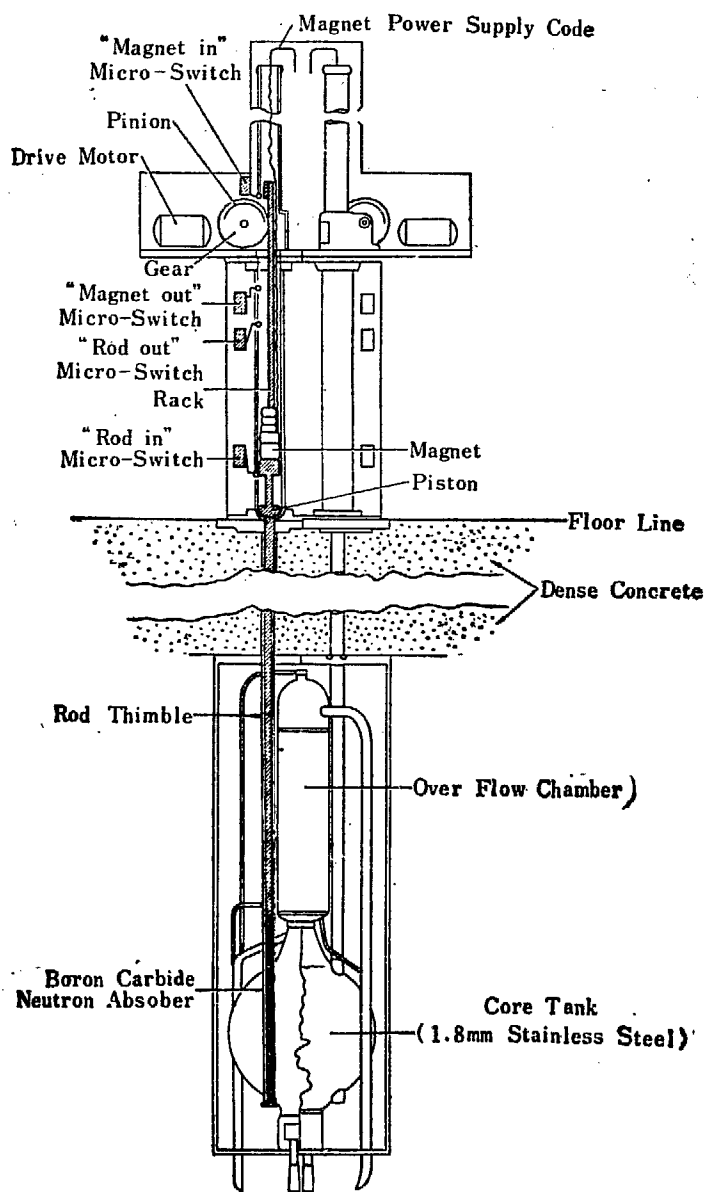


Fig. I-2 Control Rod Drive Mechanism

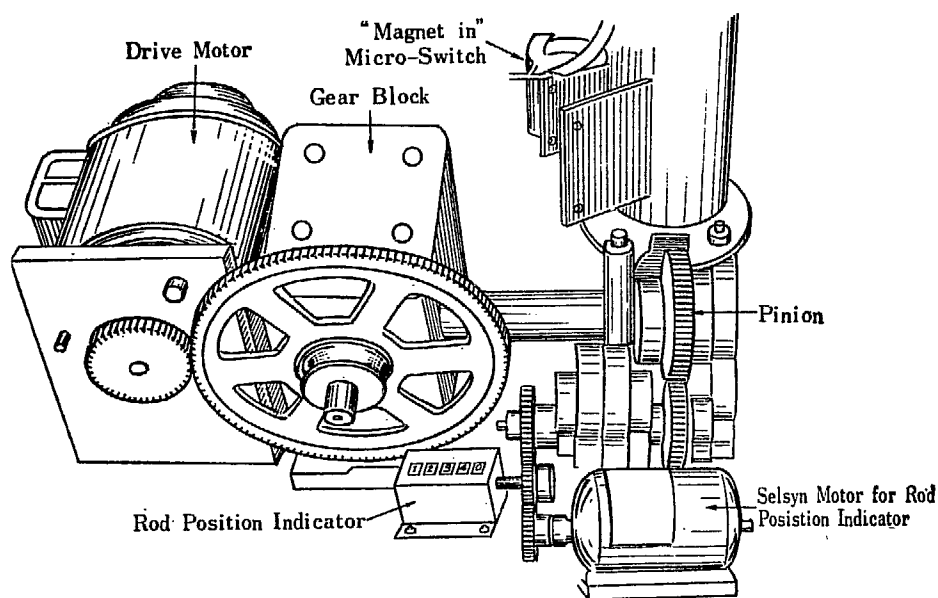


Fig. I-3 Sketch of Rod Drive Mechanism

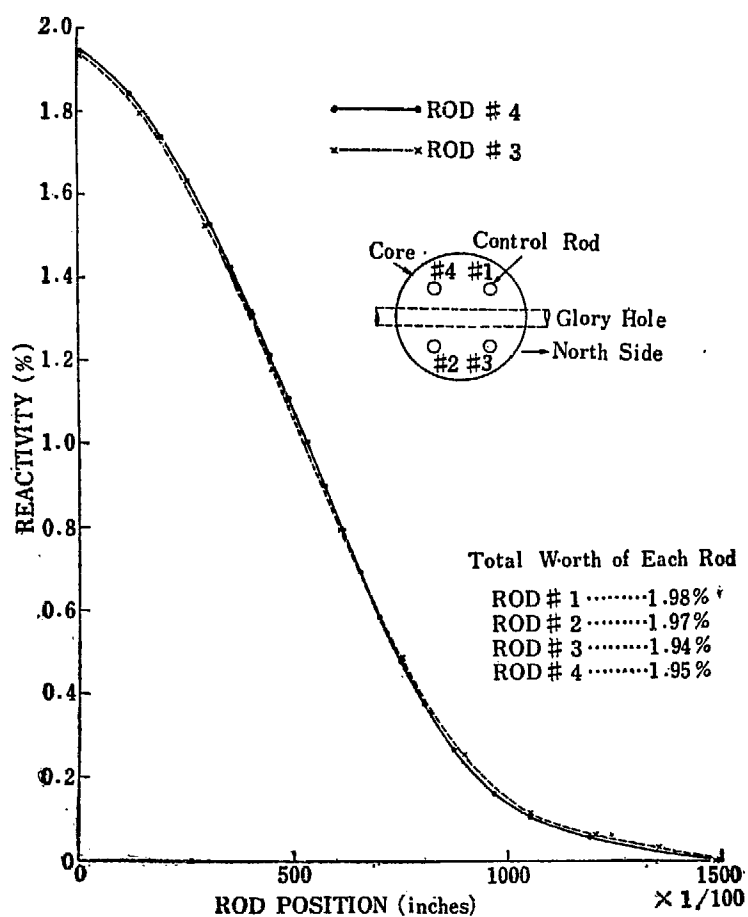


Fig. I-4 Characteristics of Control Rods

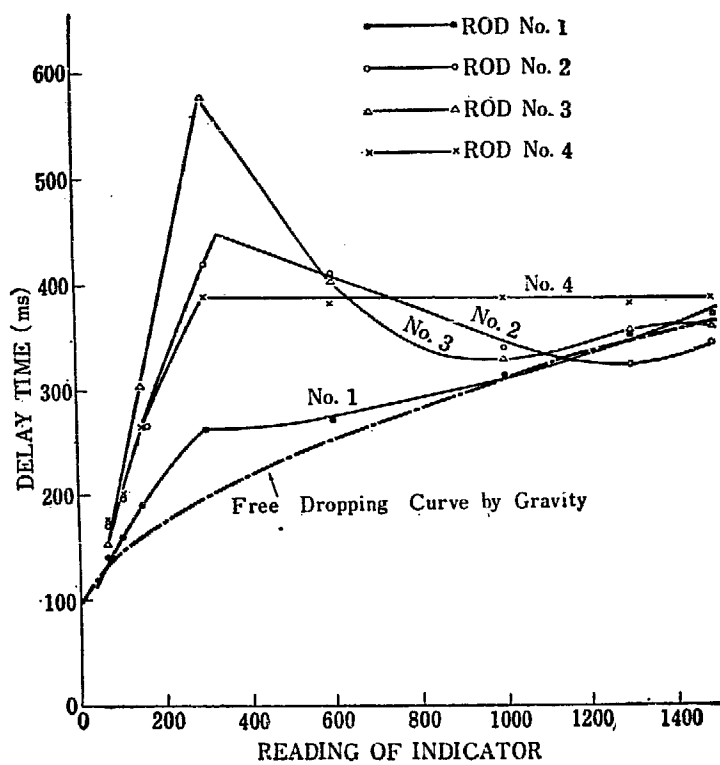


Fig. I-5 Response Time of Control Rods

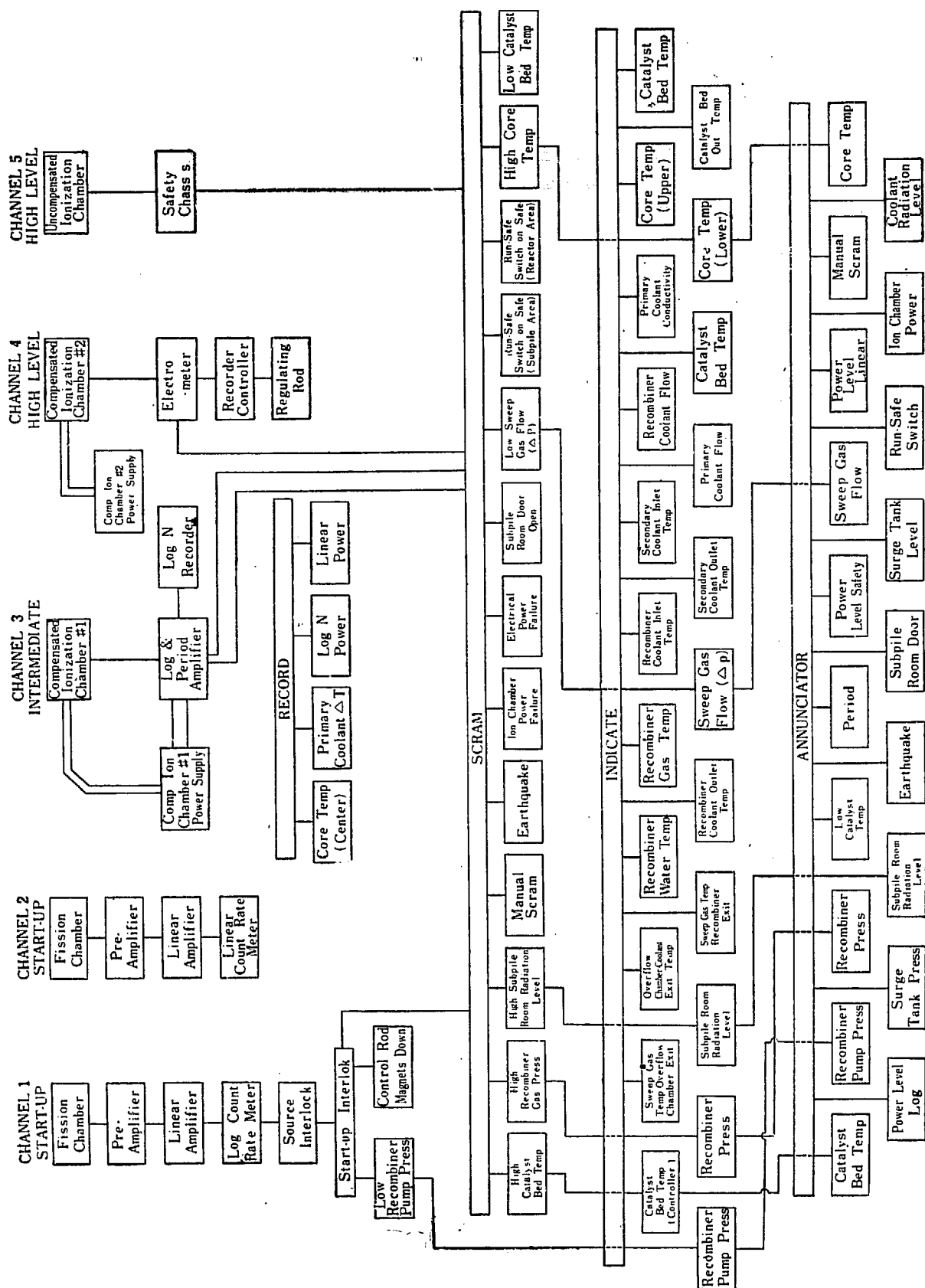


Fig. I-6 Instrumentation Block Diagram

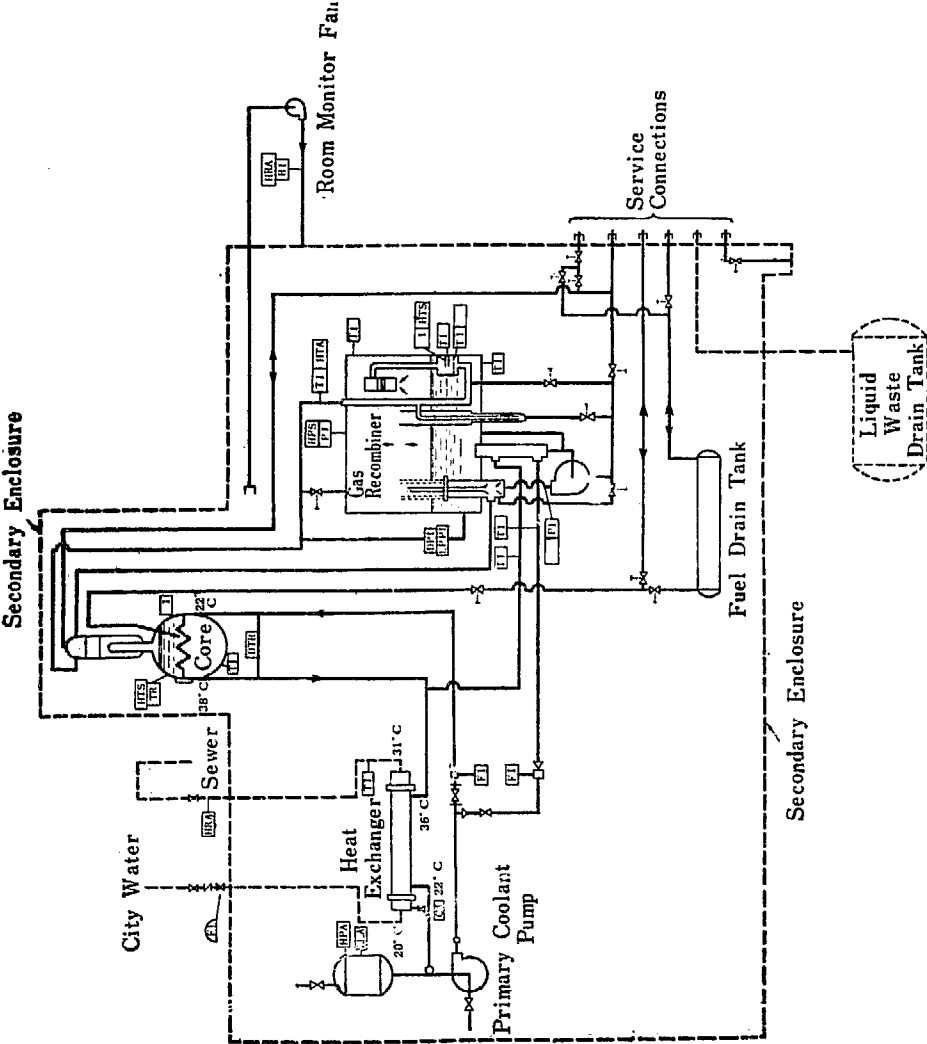


Fig. I-7 Flow Diagram

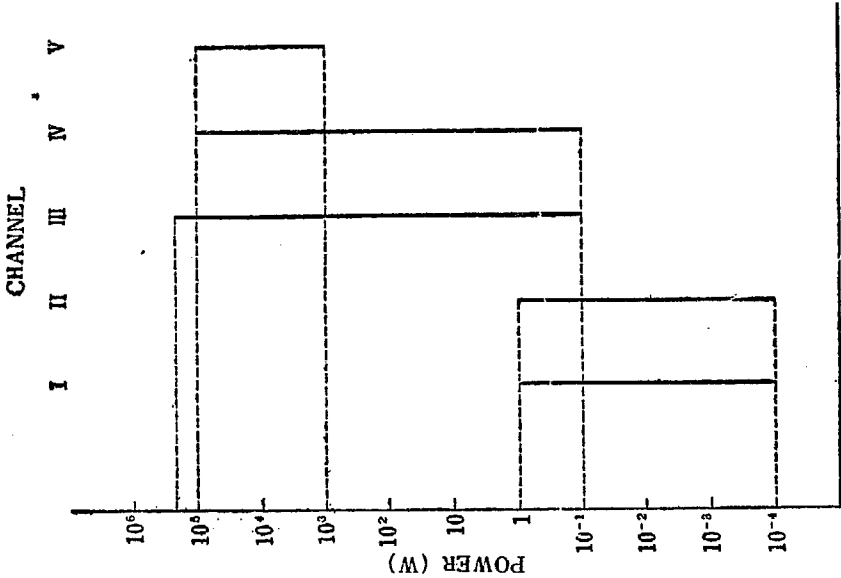


Fig. I-8 Range of Pile Power Meters

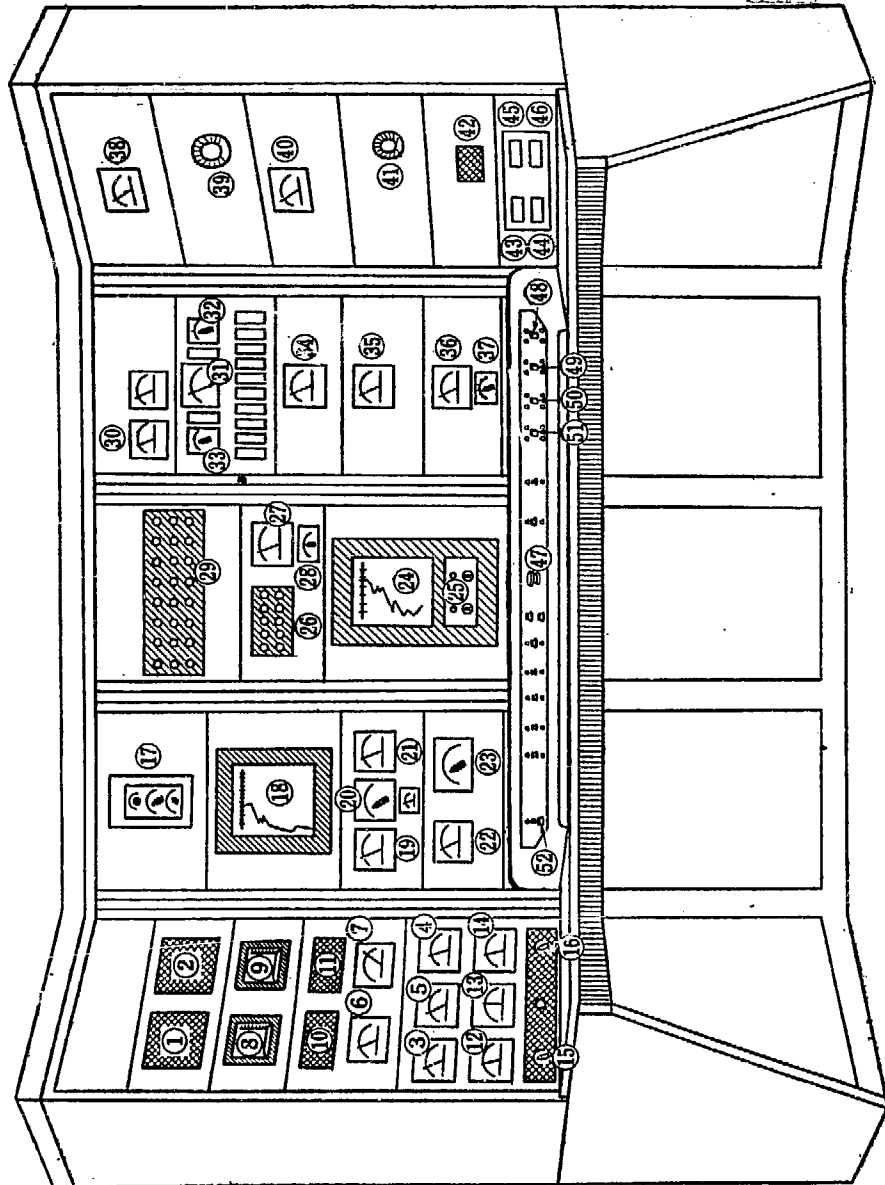


Fig. I-9 Front View of Control Console

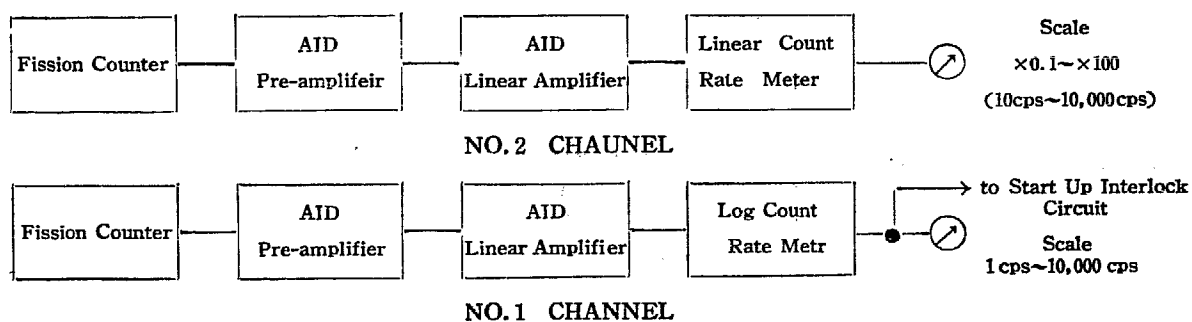


Fig. I-1 Block Diagram of Neutron Measuring Instruments for Start up.

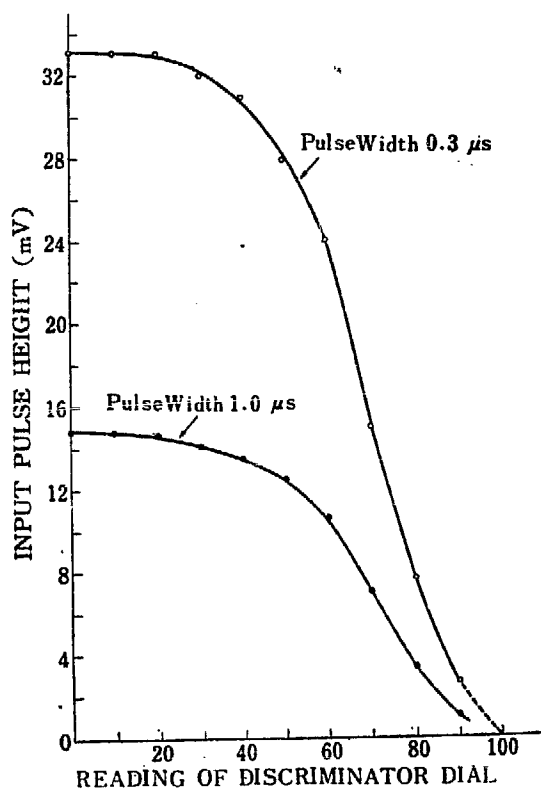


Fig. I-2 Characteristics of Linear Amplifier No. 1 Channel

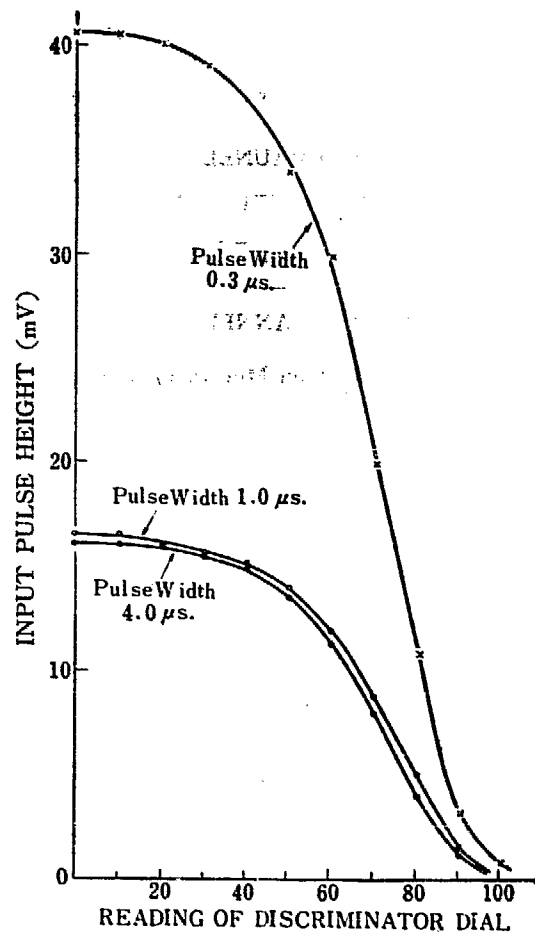


Fig. I-3 Characteristics of Linear Amplifier for No. 2 Channel

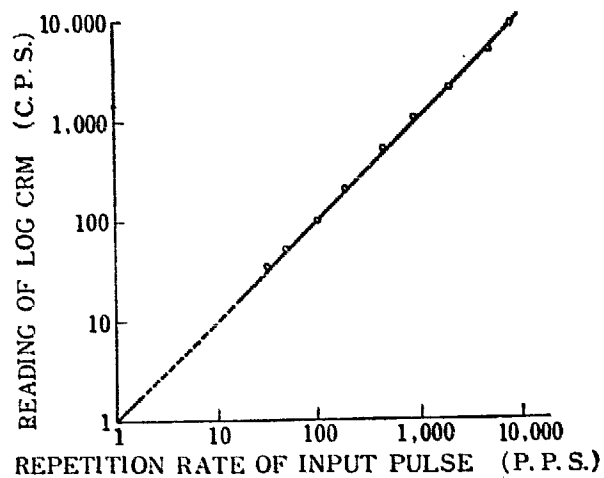


Fig. I-4 Characteristics of No. 1 Channel Count Rate Meter

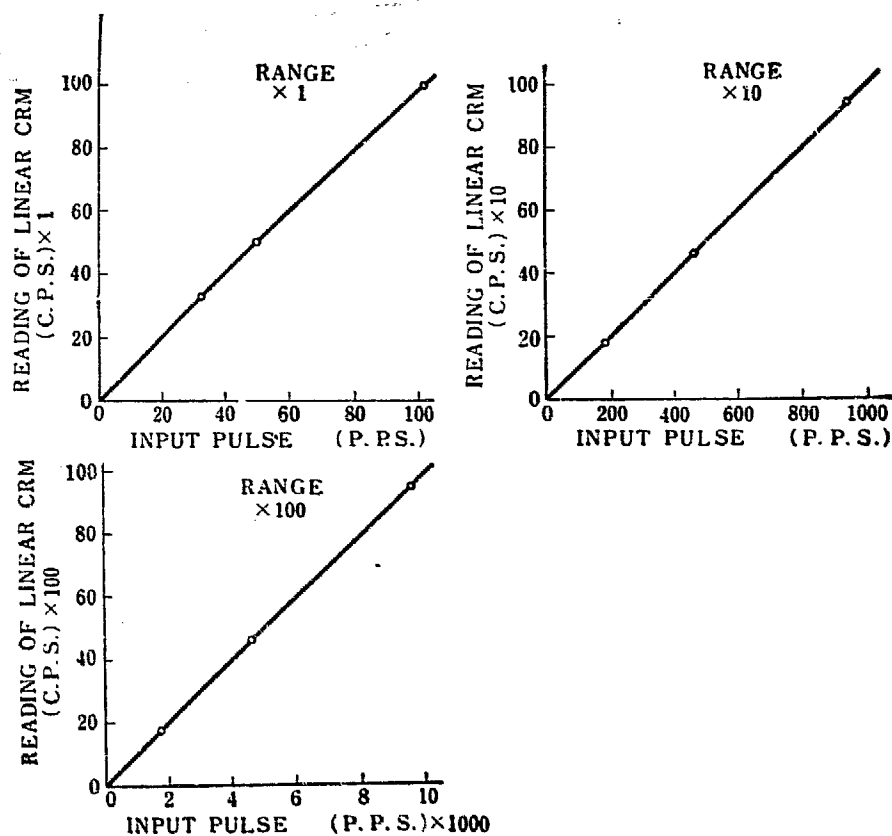
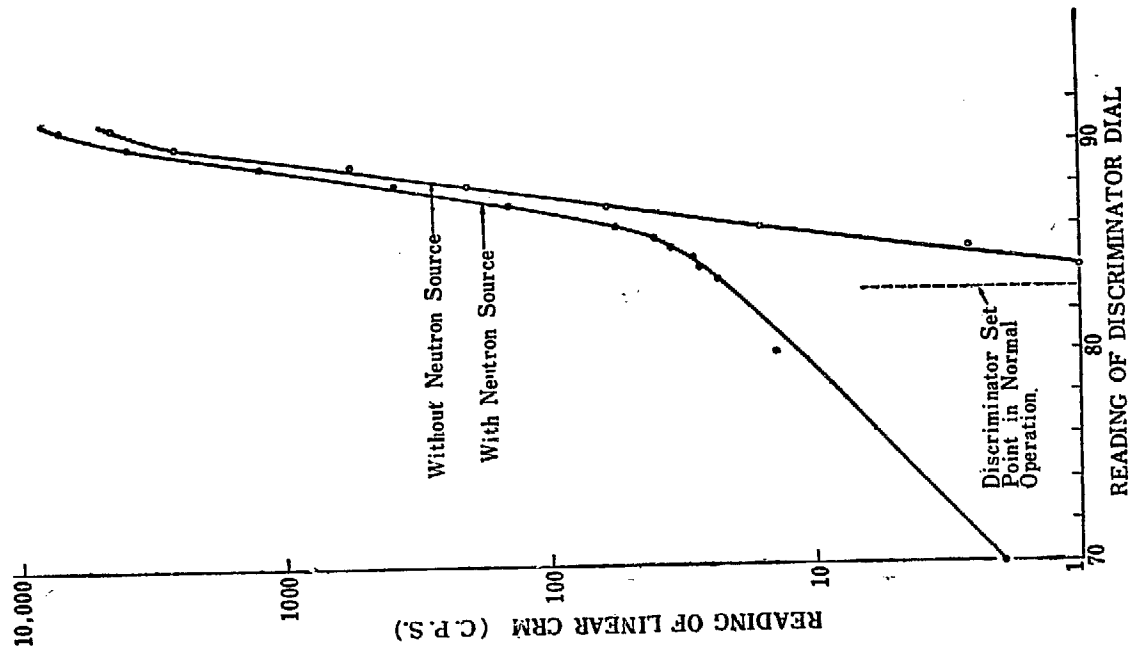
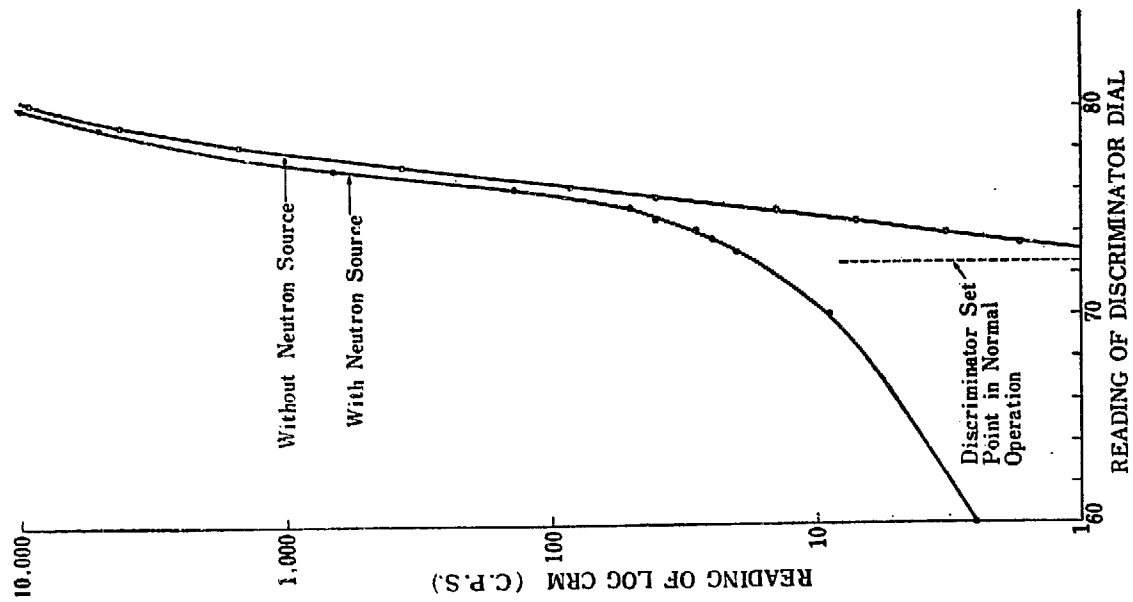


Fig. I-5 Characteristics of No. 2 Channel Count Rate Meter

Fig. I-7 α -Back Ground in No. 2 ChannelFig. I-6 α -Back Ground in No. 1 Channel

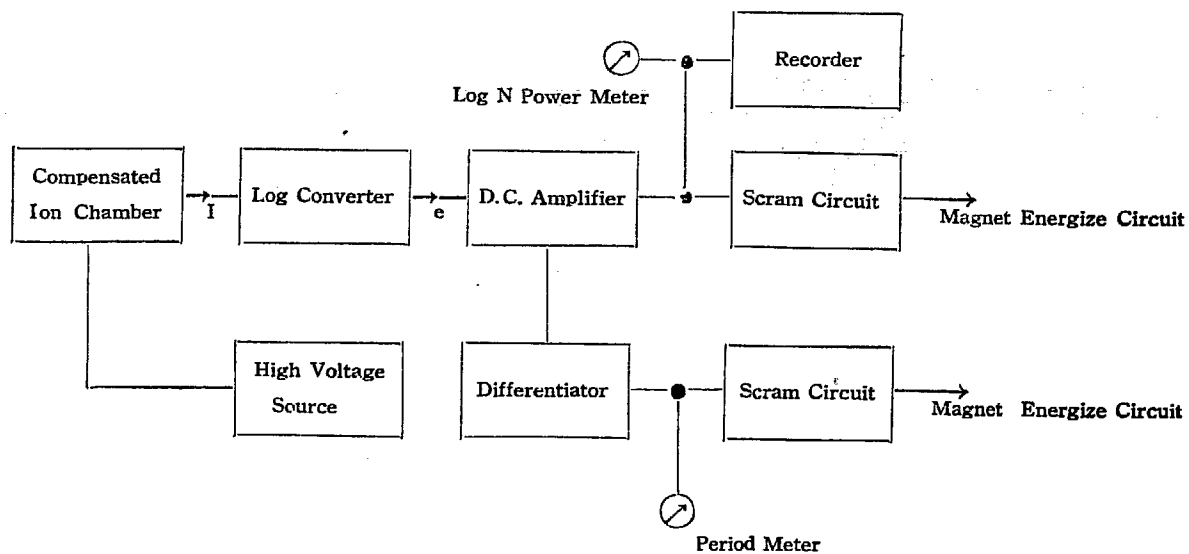


Fig. II-8 No.3 Channel of Neutron Measuring Instruments

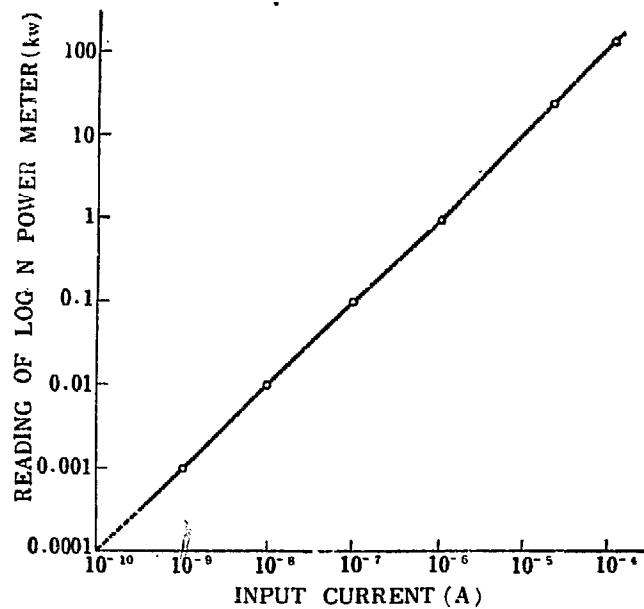


Fig. II-9 Characteristic of No.3 Channel Power Meter

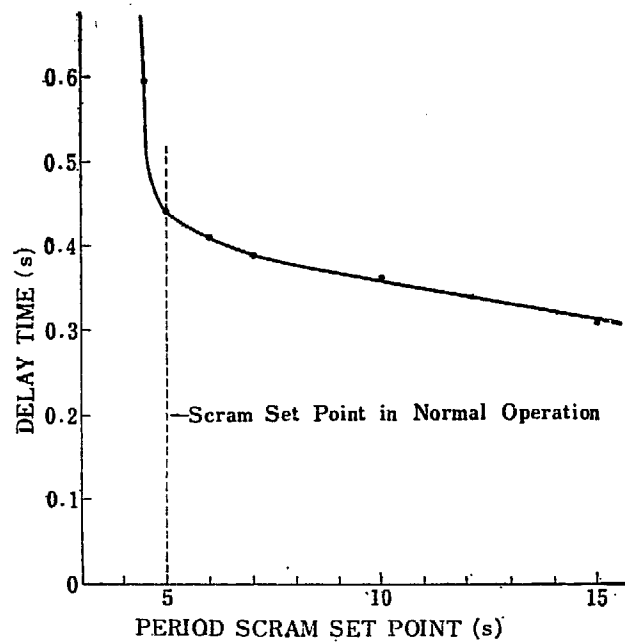


Fig. II-10 Response of Period Scram Circuit

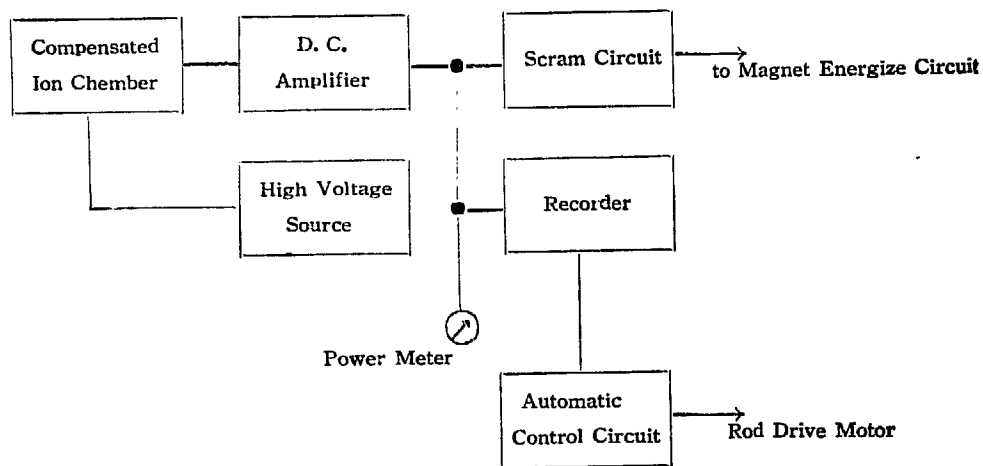


Fig. II-11 No. 4 Channel of Neutron Measuring Instruments

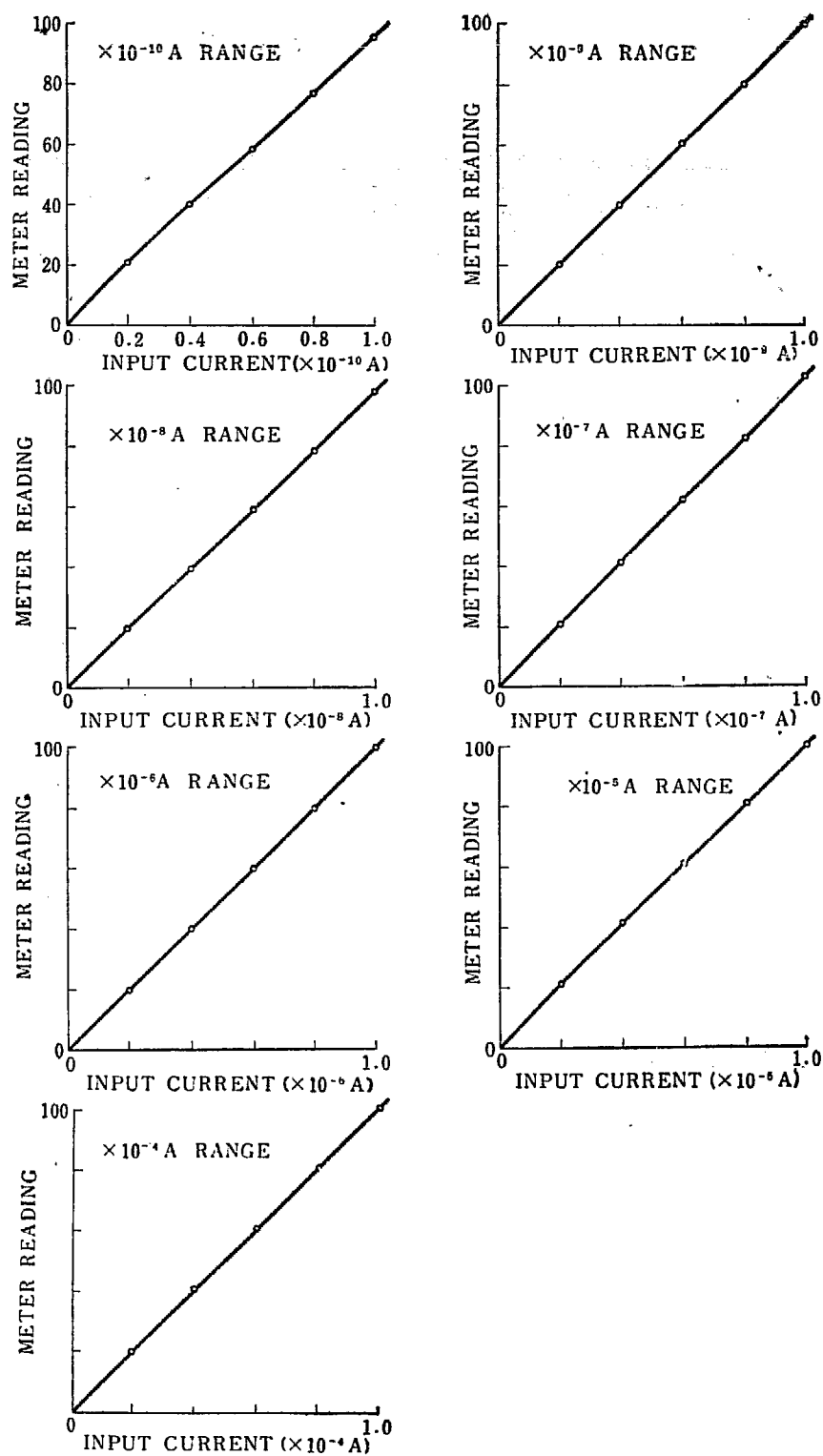


Fig. II-12 Characteristics of No. 4 Channel Power Meter

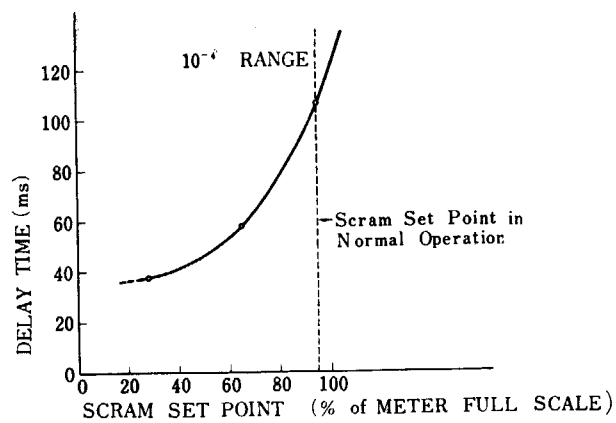


Fig. II-13 Response of No. 4 Channel Scram Circuit

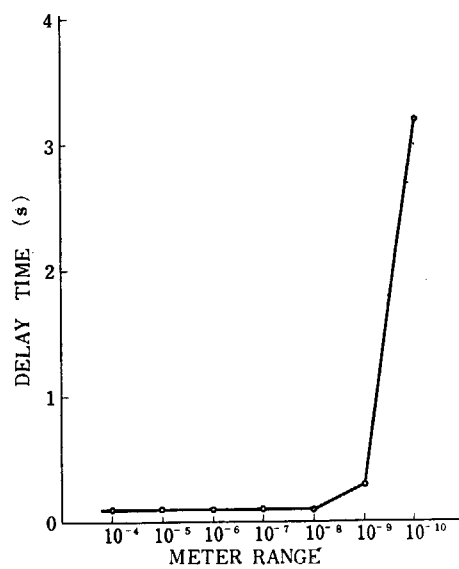


Fig. II-14 Response of No. 4 Channel Scram Circuit

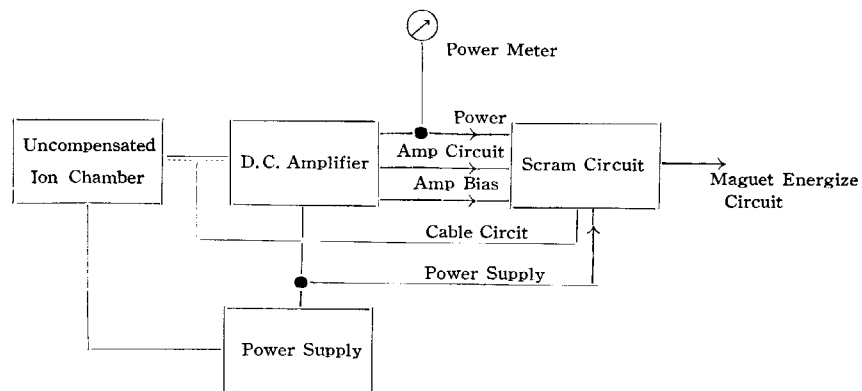


Fig. II-15 No.5 Channel of Neutron Measuring Instruments

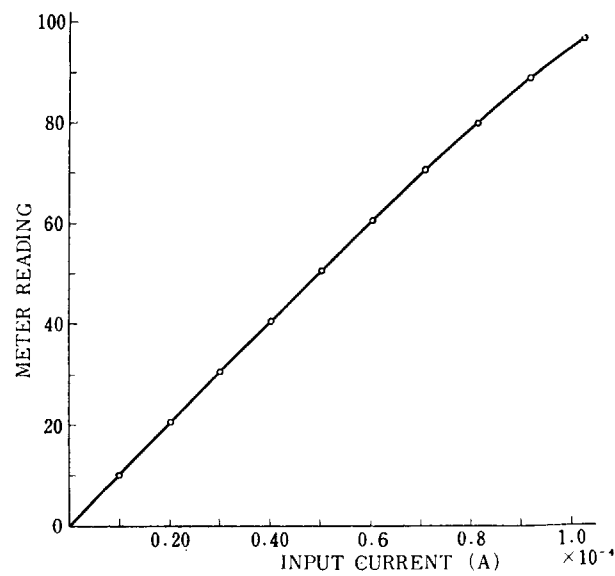


Fig. II-16 Characteristic of No.5 Channel Power Meter

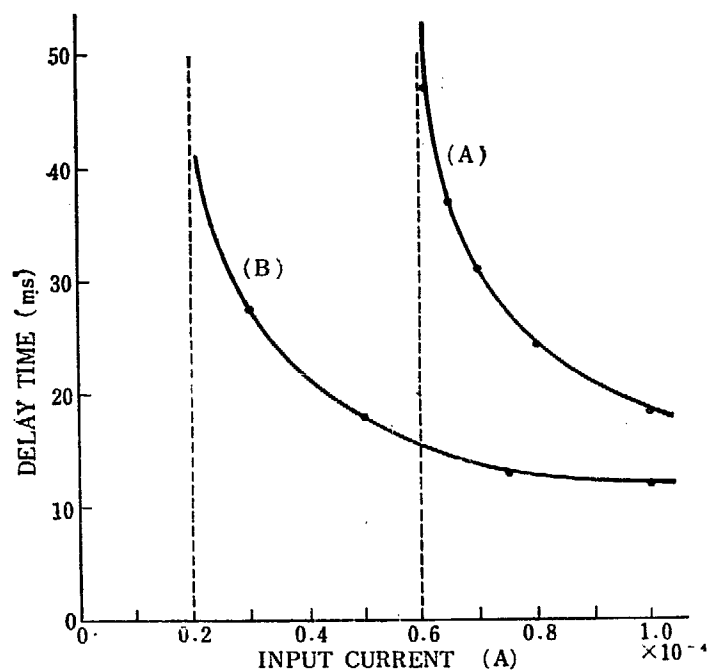


Fig. II-17 Response of No.5 Channel Power Scram Circuit

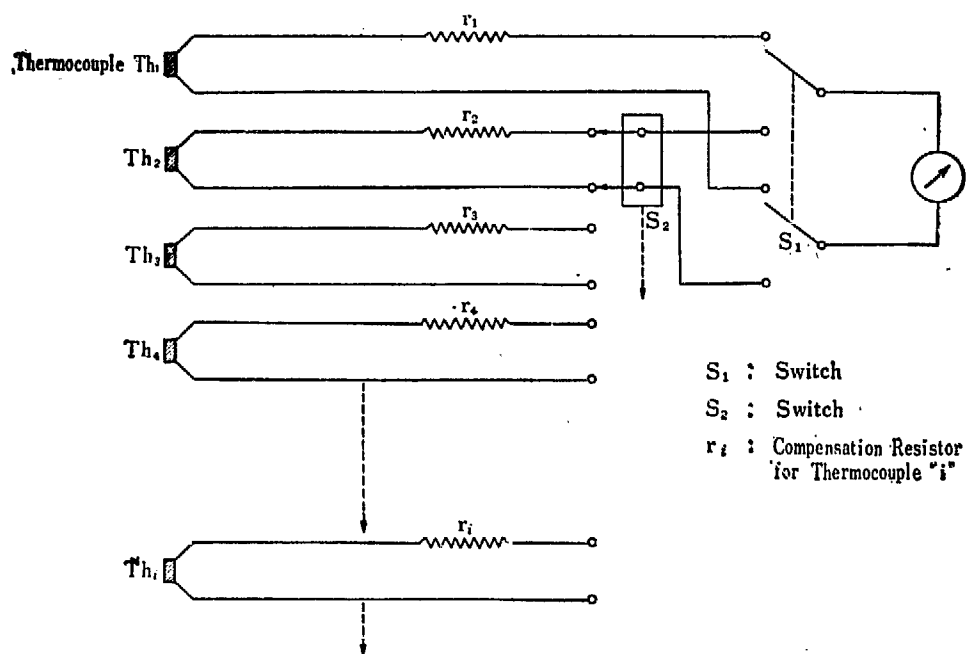


Fig. III-1 Temperature Measuring Circuit

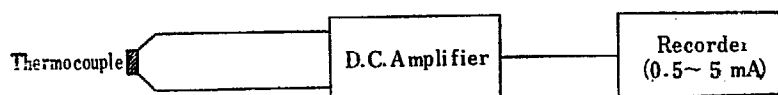


Fig. III-2 Block Diagram of Core Temperature Recorder

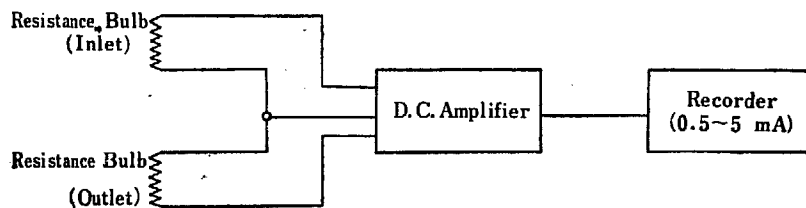


Fig. III-3 Block Diagram of Primary Coolant Differential Temperature Recorder

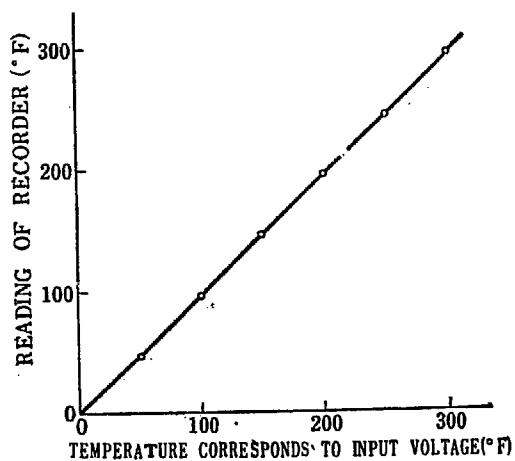


Fig. III-4 Characteristic of Core Temperature Recorder

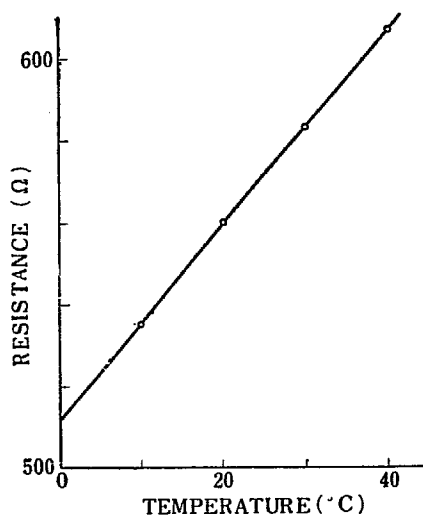


Fig. III-5 Characteristic of Resistance Bulb (Inlet)

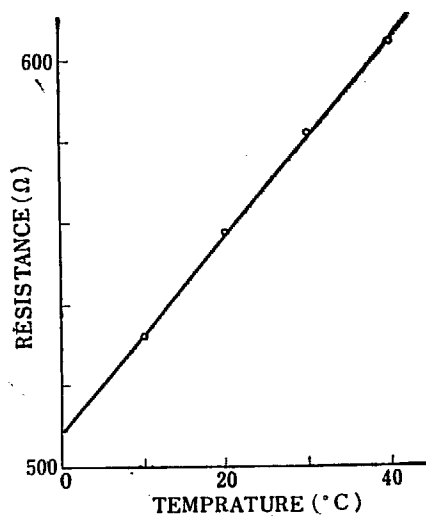


Fig. III-6 Characteristic of Resistance Bulb (Outlet)

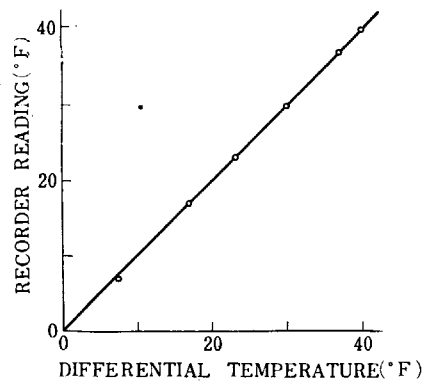


Fig. III-7 Characteristic of Primary Coolant Differential Temperature Recorder

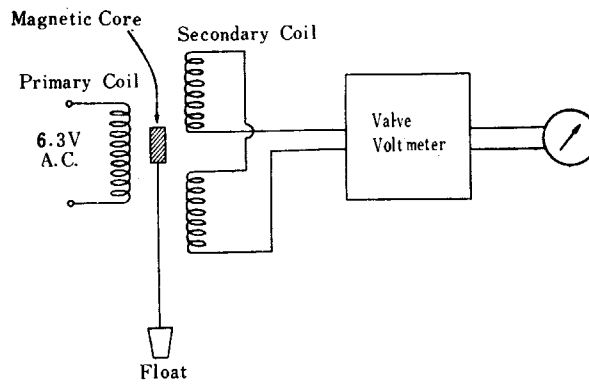


Fig. III-8 Block Diagram of Primary Coolant Flow Meter

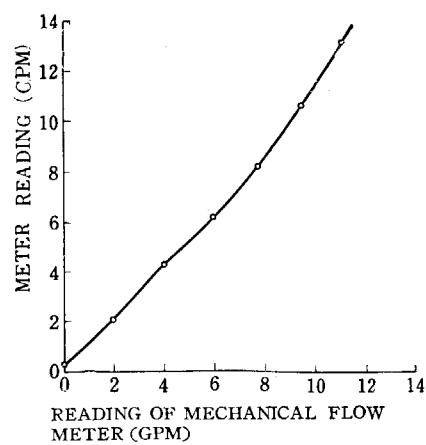


Fig. III-9 Characteristic of Primary Core Coolant Flow Meter

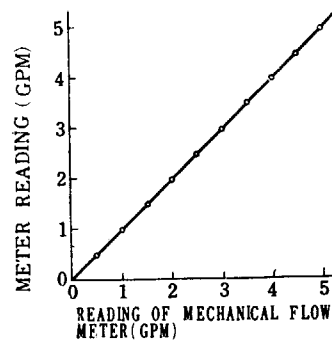


Fig. III-10 Characteristic of Primary Core Coolant Flow Meter

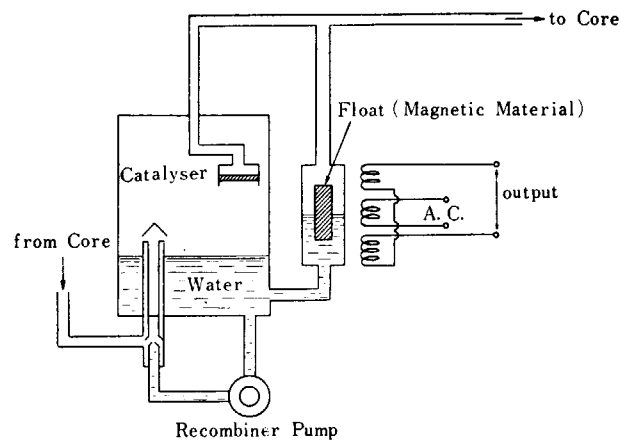


Fig. III-11 Principle of Sweep Gas Flow Meter

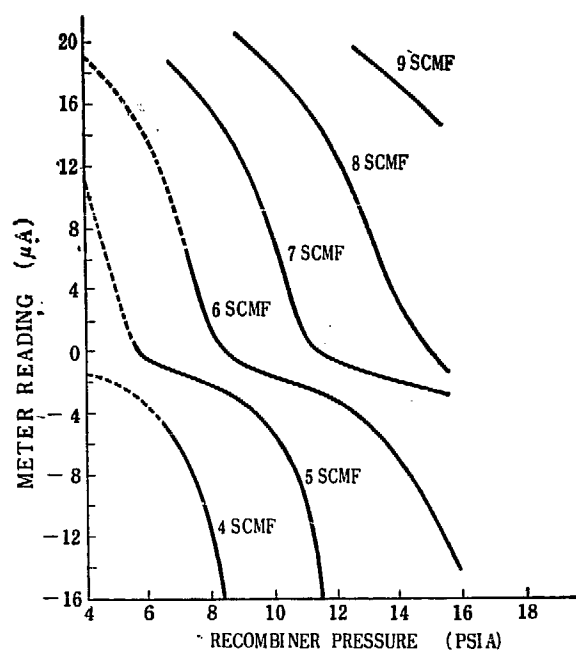


Fig. III-12 Characteristics of Sweep Gas Flow Meter

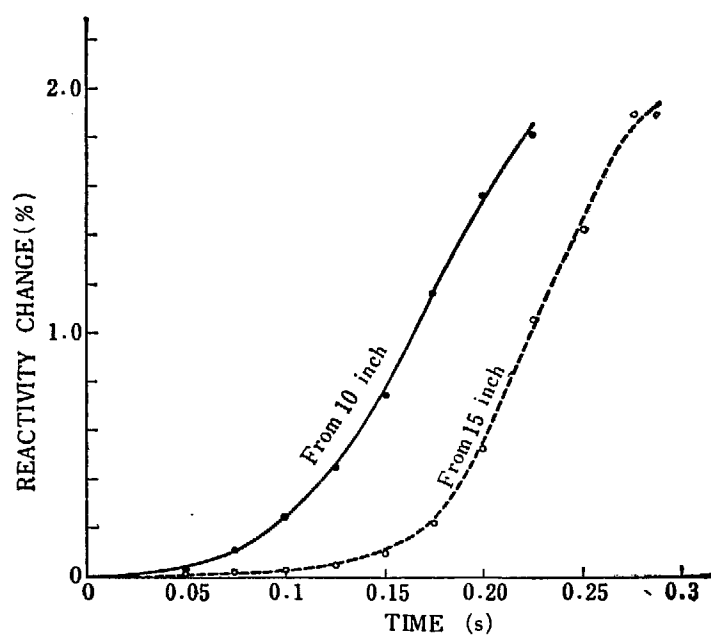
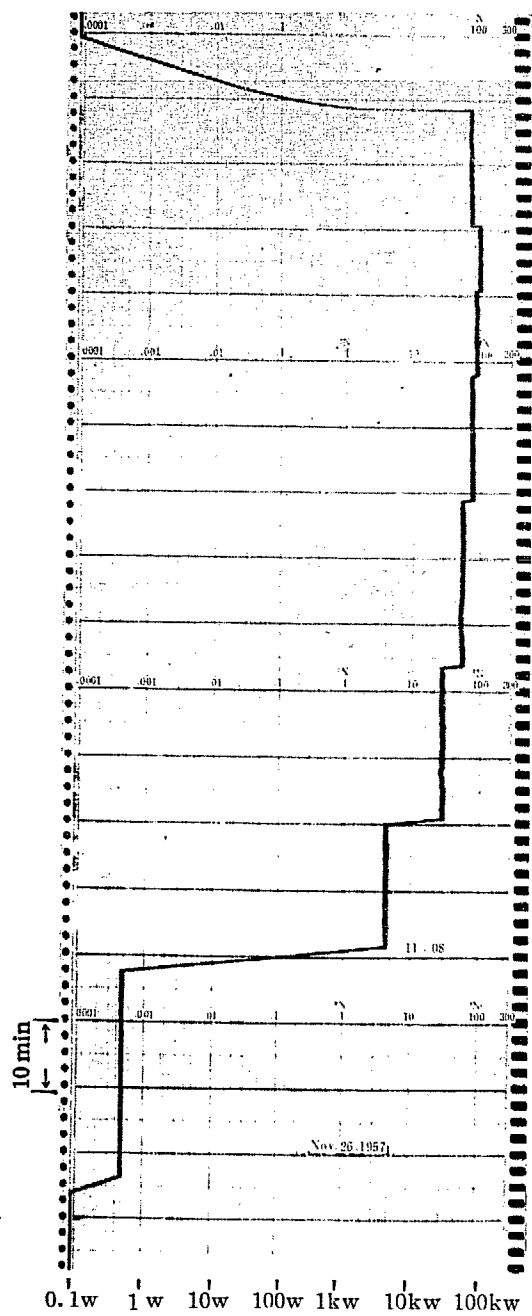
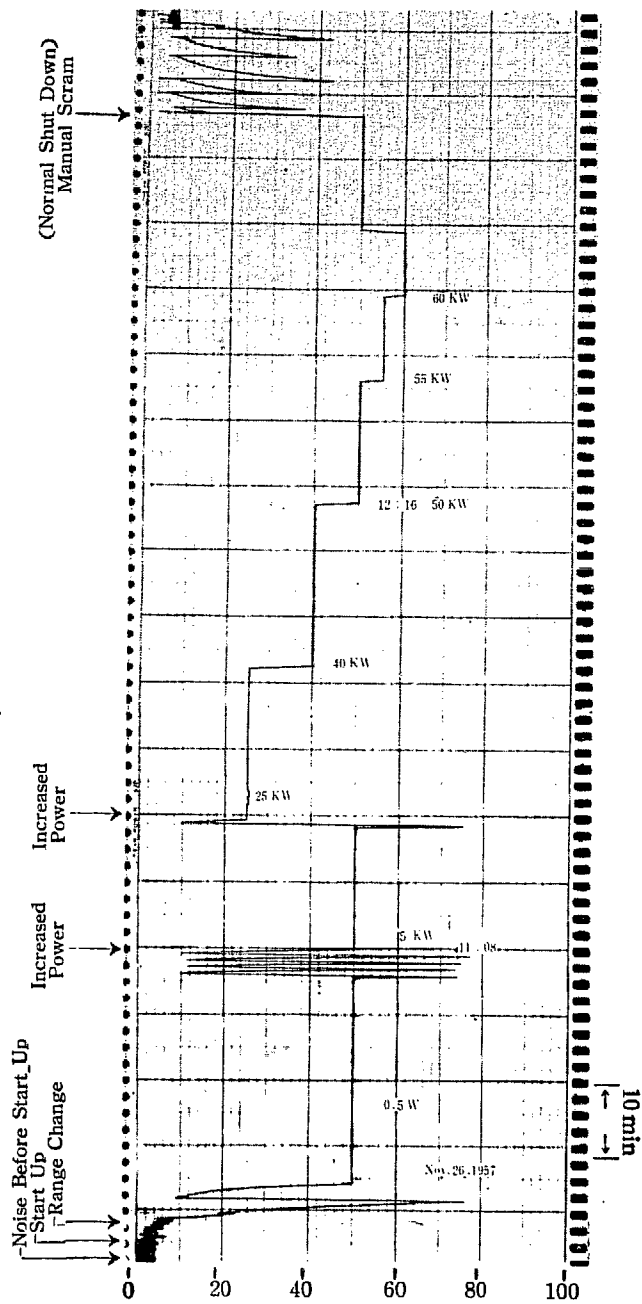


Fig. IV-1 Reactivity Change at Rod Falling



No. 3 CHANNEL POWER RECORDER



No. 4 CHANNEL POWER RECORDER

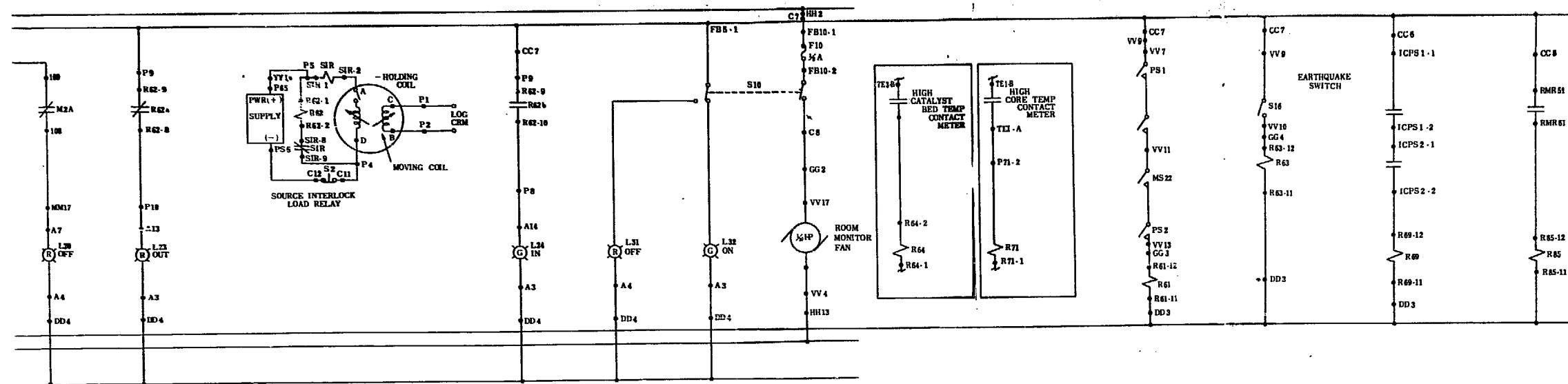
Fig. IV-2 Record of High Power Operation

既刊レポート一覧 (Publication List)

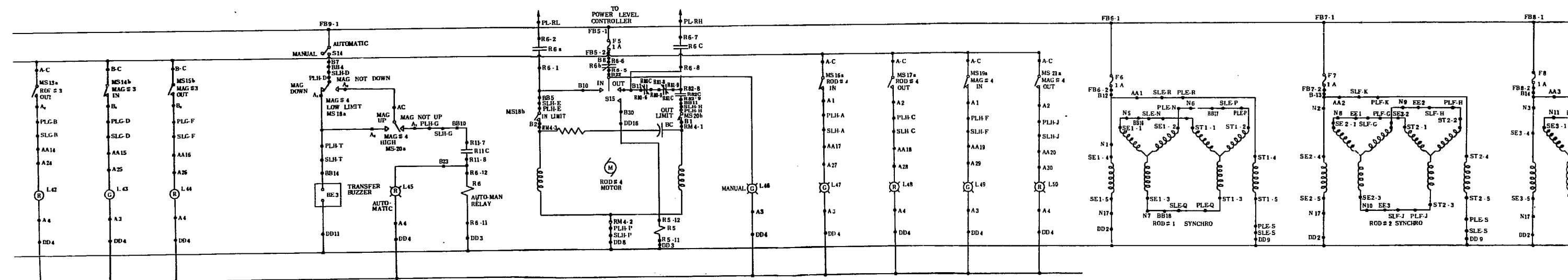
分類記号 classification number	標 題	Title
JAERI 1001	JRR-3 (国産1号炉) 設計計算 第1部 炉心部核計算	Design Calculation of JRR-3 Part 1 Core Calculations
JAERI 1002	JRR-3 (国産1号炉) 設計計算 第2部 制御棒および遮蔽計算	Design Calculation of JRR-3 Part 2 Control Rod and Shield Calculations
JAERI 1003-B	JRR-1 の臨界前試験	Pre-critical Test for JRR-1
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 1003-G	JRR-1 臨界実験 および 出力 試験中における放射線モニ タ	Radiation Monitoring JRR-1 during its Critical Experiment and Power Test
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 1005	Co-60 10 kc ケープの窓のシ ャヘイ用ガラスの性質につ いて	Optical Properties of the Shielding Windows of Co-60 Gamma Radiation Facility
JAERI 1006-A	コールダー型原子炉の反応度 の温度係数	Temperature Coefficient of Reactivity of Calder Hall Type Reactor
JAERI 1006-B	英国型ガス冷却原子炉の動特 性	Analysis of Dynamic Characteristics British Type Gas Cooled Reactor
JAERI 1006-C	Xe による中性子束の空間振 動	An Analysis of Neutron Flux Spatial Oscillation due to Xenon Build-up in the British Large Power Reactor Core
JAERI 1007	JRR-2 モックアップ試験装 置による開発試験	Experimental Studies of the Test Mock-up for JRR-3
JAERI 1008	光学ポテンシャルによる複合 核をつくる断面積の計算	Compound Nucleus Formation Cross Section Calculated by the Optical Potential
JAERI 1009	パイル・オシレーターによる 熱中性子吸収断面積の測定	Measurement of Thermal-Neutron Absorption Cross-Section with a Pile Oscillator
JAERI 1010	放射線シヤヘイ窓ガラスの放 射線に対する安定性	Radiation Stability of the Radiation Shielding Window Glasses
JAERI 1011	10 kc 用ホットケープの放射 線漏洩試験	Measurement of Radiation Level of the 10 kc Hot Cave
JAERI 1012	Membrane Dialyzer JAERI 300 B-II の放射性廃液処理 への応用	Treatment of Radioactive Wastes with Ion Exchange Membrane Electrodialyzer
JAERI 1013	リン-32 の製造研究	Studies of Preparation of Phosphorus -32
JAERI 1014	LiF 結晶の照射損傷	Radiation Effects in LiF Crystal
JAERI 1015	シンチレーションカウンターに おける中性子とガンマ線の識別	Discrimination of Neutrons from Gamma Rays in the Scintillation Counter
JAERI 1016	アナコンによる東海発電所原子炉 ダクト破損事故の解析	Analysis of the Duct Rupture Accident at the TOKAI ATOMIC POWER STATION, by an Analogue Computer
JAERI 1017	沸騰バーンアウトの水力学的研究	Hydrodynamic Study of Burn-out in Boiling
JAERI 1019	JRR-2 の臨界量計算について	On Critical Mass Analysis of the JRR-2
JAERI 4001	金属ウランの諸性質	Several Properties of Metallic Uranium
JAERI 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	On 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

分類記号 classification number	標 題	Title
JAERI 4006	熱中性子炉の過渡応答を求めるための図表	Useful Charts to Find Indicial Response of Thermal Reactors
JAERI 4007	第2回ジュネーブ会議総合報告・金属編	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 1 Metallurgy
JAERI 4008	第2回ジュネーブ会議総合報告・物理編	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 2 Physics
JAERI 4009	第2回ジュネーブ会議総合報告・化学編	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 3 Chemistry
JAERI 4010	第2回ジュネーブ会議総合報告・原子炉編	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 4 Reactor Physics
JAERI 4011	第2回ジュネーブ会議総合報告・原子力工学編	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 5 Nuclear Engineering
JAERI 4012	第2回ジュネーブ会議総合報告・保健物理編	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 6 Health Physics
JAERI 4013	ウランおよびトリウム中の各種元素の分析法文献抄録	Analysis of Uranium and Thorium A Bibliography
JAERI 4014	半均質磁界集合体とその安全解析	Description and Hazard Analysis of Semi-Homogeneous Experiment
JAERI 4015	核融合委員会研究報告書	Reports from the Symposium of Low Energy Nuclear Physics
JAERI 4016	低エネルギー原子核研究会報告	Analysis of Uranium and Thorium A Bibliography (II)
JAERI 4017	ウランおよびトリウム中の各種元素の分析法文献抄録(II)	Technical Aspects of Aqueous Homogeneous Reactors
JAERI 4018	水性均質炉の技術的問題点	Gamma-ray Spectra of Short Half-life Nuclides
JAERI 4019	天然元素から中性子照射により生ずる短寿命核種の γ 線スペクトル	Activities of the Health Physics Division " "
JAERI 5001	保健物理部の活動 No. 1	
JAERI 5002	保健物理部の活動 No. 2	
JAERI 5003	保健物理部の活動 No. 3	
JAERI 5004	昭和35年度 研究発表一覧	
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 放射線照射室の概要	Design and Construction of Cobalt-60 Gamma Irradiation Facility
JAERI 6003	JRR-2 の概要と安全対策	Description and Hazard Analysis of Japan Research Reactor-2
JAERI 6005	動力試験炉(JTR)の概要と安全対策	Description and Hazard Analysis of Japan Power Demonstration Reactor
JAERI 6006	アナログ計算機の概要と計算法	Outline of and Calculation Method using the Analog Computer
JAERI 6007	放射線安全取扱手引	Manual for Radiation Safety Handling
JAERI 6008	放射線安全取扱の基礎知識	Fundamental Knowledge on Radiation Safety Handling

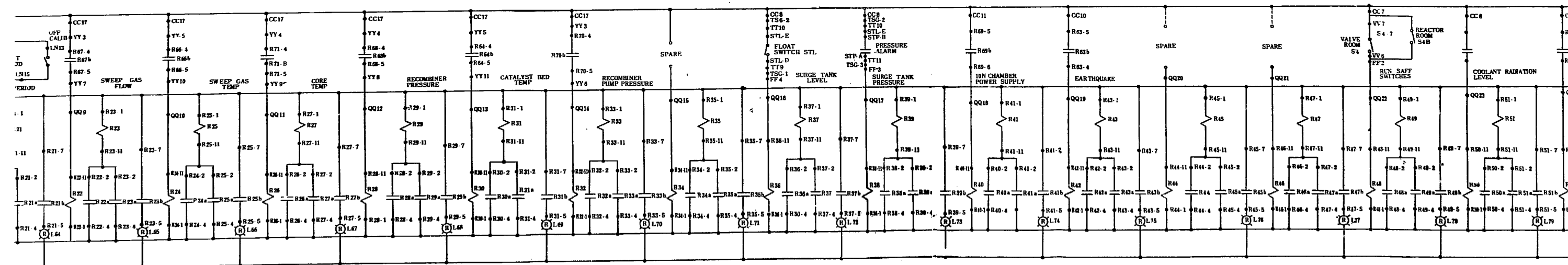
Fig. I-10 Electrical Control Schematic



ROD POSITION INDICATION CIRCUIT



ALARM CIRCUIT



IT

