

# JRR-1 の臨界前試験

研究報告 No. 3-B

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 | まとまっ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てください

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 の臨界前試験

## 要 旨

この報告は JRR-1 の臨界実験に先立って行われた同炉の一次系に関する諸試験について述べたものである。一次系とは、燃料溶液、および分裂生成物を、外界からへだてている、いわゆる一次の気密構造の内部にある諸機器の総称であって、炉心、ガス再結合器、燃料ドレイン・タンク、12 コの弁、およびそれらをつなぐ配管系とからなっている。この系の組み立て、溶接などの工事の検査は、昭和 32 年 5 月 11 日から始まり、以後、臨界前試験と呼ばれる一連の試験によって、機器の特性が調べられ、8 月 27 日、始めて臨界に達した。この報告には、その間の諸試験の手順と結果の詳細が記されている。

昭和 33 年 4 月

JRR-1 管 理 室<sup>\*)</sup>

## Pre-critical Tests for JRR-1

### Abstract

This report describes the various tests on the primary system of JRR-1 before its critical experiment.

"The primary system" means the various equipments and instruments inside the primary enclosure which isolate the fuel solution and fission products from outside, including the core, the gas recombining, the fuel drain tank, 12 valves and tubings that combine above mentioned components.

Checks of installation, welding, etc and measurements of characteristics of the system started on May 11, 1957 and finally the reactor reached to criticality on Aug. 27, 1957. This report concerns about the results of these tests including detailed procedures.

April, 1958

JRR-1 Operation Group<sup>\*\*)</sup>

Japan Atomic Energy Research Institute

<sup>\*)</sup> 神原豊三, 柿原幸二, 松本元一, 庄司 務, 吉米地願, 古橋 晃, 佐藤一男, 飯島 勉, 富井隆三, 平田実徳, 古田 悠, 高橋嘉右, 平田 横, 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)  
<sup>\*\*)</sup> TOYOZO KAMBARA, KOHJI KAKIHARA, GANICHI MATSUMOTO, TSUTOMU SHOJI, KEN TOMABECHI, AKIRA FURUHASI, KAZUO SATOH, TSUTOMU HIJIMA, KAKUZO TOMII, MITSUO HIRATA, YUTAKA FURUTA, KASUKE TAKAHASHI, YUTAKA HIRATA, YUICHI OGAWA, TADAHIKO EGASHIRA, MUNEMARO IMAI (Hitachi Central Research Laboratory), YÖME KATÖ (Hitachi Research Laboratory)

## 目 次

第 I 章 炉体および一次系概説 .....	1
第 II 章 漏洩試験 .....	1
§ II-1 試験の方法 .....	1
§ II-2 測定器 .....	2
§ II-3 測定結果 .....	2
§ II-4 結 論 .....	3
第 III 章 一次系の設計変更に伴う工事 .....	3
第 IV 章 臨界前試験 .....	4
§ IV-1 気体による体積の測定 .....	4
§ IV-2 ホールド・アップの測定 .....	4
§ IV-3 ガス流量計の校正 .....	5
§ IV-4 ガス再結合器内の水の動作体積, およびウエアレベルの測定 .....	5
§ IV-5 炉心の体積圧力校正 .....	6
§ IV-6 洗 滌 .....	6
§ IV-7 模擬運転 .....	6
§ IV-8 模擬燃料注入 .....	6
文 献 .....	7

## 表 目 次

TABLE IV-1 ガス流量計の校正測定値 .....	8
TABLE IV-2 水の動作体積測定値 .....	8
TABLE IV-3 炉心体積-圧力校正測定値 .....	8
TABLE IV-4 模擬運転時の特性 .....	9

## 図 目 次

Fig. I-1 一次系模式図 .....	10
Fig. I-2 ガス再結合器および配管系の一部 .....	11
Fig. I-3 ガス再結合器ポンプおよび配管系の一部 .....	11
Fig. II-1 圧力法による測定原理 .....	11
Fig. II-2 真空法による測定原理 .....	12
Fig. III-1 設計変更の工事中の配管系 .....	12
Fig. IV-1 気体による体積測定の装置 .....	13
Fig. IV-2 ガス流量計の校正装置 .....	14
Fig. IV-3 ガス流量計の校正-I .....	15
Fig. IV-4 ガス流量計の校正-II .....	16
Fig. IV-5 炉心の体積圧力校正 .....	17
Fig. IV-6 模擬運転装置 .....	18
Fig. IV-7 模擬運転 .....	19
Fig. IV-8 臨界試験装置 .....	20

## CONTENTS

Ch. I	Description of reactor and primary system .....	1
Ch. II	Leak test .....	1
§ II-1	Method of test .....	1
§ II-2	Leak detector .....	2
§ II-3	Results .....	2
§ II-4	Conclusion .....	3
Ch. III	Installation for design change of primary system .....	3
Ch. IV	Pre-critical tests .....	4
§ IV-1	Volume determination with gas .....	4
§ IV-2	Hold up measurement .....	4
§ IV-3	Gas flow meter calibration .....	5
§ IV-4	Water working volume and weir level determination in gas recombiner .....	5
§ IV-5	Volume-pressure calibration of core .....	6
§ IV-6	Flushing .....	6
§ IV-7	Simulated reactor operation .....	6
§ IV-8	Simulated fuel loading .....	6
	Reference .....	7

### TABLE Contents

TABLE IV-1	Gas flow meter calibration .....	8
TABLE IV-2	Water working volume measurement .....	8
TABLE IV-3	Volume-pressure calibration of core .....	8
TABLE IV-4	Simulated reactor operation .....	9

### Figure contents

Fig. I-1	Schematic diagram of primary system .....	10
Fig. I-2	Gas recombiner and tubings .....	11
Fig. I-3	Gas recombiner pump and tubings .....	11
Fig. II-1	Principle of leak detection with sniffer method .....	11
Fig. II-2	Principle of leak detection with vacuum method .....	12
Fig. III-1	Newly mounted U-tube under construction .....	12
Fig. IV-1	Equipments for volume determination with gas .....	13
Fig. IV-2	Equipments for gas flow meter calibration .....	14
Fig. IV-3	Gas flow meter calibration I .....	15
Fig. IV-4	Gas flow meter calibration II .....	16
Fig. IV-5	Volume-pressure calibration of core .....	17
Fig. IV-6	Equipments for simulated reactor operation .....	18
Fig. IV-7	Simulated reactor operation .....	19
Fig. IV-8	Equipments for critical experiment .....	20

## 第 I 章 炉体および一次系概説<sup>1)</sup>

JRR-1 は、日本原子力研究所が、東海研究所にわが国における最初の原子炉として建設した実験用原子炉である。この炉は、均質溶液型、通称ウォーター・ポイラーと呼ばれるもので、最大出力 50 kW の性能を有し、この型の炉としては、今日の所、世界最大のものである。

炉の概要は、図式的に、Fig. I-1 に示してある。炉心は直径 40 cm、厚さ 1.8 mm の球型のもので、この中に燃料溶液（硫酸ウラニル水溶液）26.23 l、<sup>235</sup>U にして、1296.3 gr が入れられている。炉心上部には溢流器があって、急激な出力上昇の際、炉心から噴出する溶液を収容する。核分裂反応が起ると、減速材の水が、酸素と水素とに解離する。この爆鳴気が、炉心に蓄積されると、爆発的な再結合が起り、きわめて危険なので、水素の体積比が、常に安全な値以下に保たれ、かつまた、酸素と水素とが、爆発することなく再結合させられなければならない。このため、一次系内の、燃料溶液を除く部分は、すべて酸素で満され、これがガス再結合器内のジェットポンプによって、絶えず、ガス再結合器内の触媒と炉心との間を循環せしめられる。解離ガスは、この酸素によって稀釈され、触媒の所に送られ、再結合して水蒸気となって、再び炉心に送り返される。また、必要に応じて、炉心内の燃料溶液を、炉心から取り出すために、燃料ドレインタ

ンクがある。このタンクは、燃料溶液の全量を収容することができ、かつまたその場合でも、連鎖反応が起らないような形にしてある。

これらの諸機器の取付、配管の溶接は、1957 年 5 月上旬に完了した。この作業は、日立製作所が行ない、溶接箇所については、染色試験と、r 線写真による検査が、同じく日立製作所の手によってなされた。以後は、日本原子力研究所の手によって、ヘリウム・リーク試験など各種の検査、試験が行なわれたが、この報告書は、その際得られた検査成績、ならびに諸機器の性能、特性に関するデータをまとめたものである。試験の日程は次の通りである。

### 1. ヘリウム・リークデテクターによる漏洩試験

圧力法 32 年 5 月 11 日～5 月 27 日

真空法 32 年 5 月 31 日～6 月 29 日

圧力法 32 年 7 月 1 日～7 月 3 日

### 2. 一次系の設計変更に伴う工事

32 年 7 月 5 日～7 月 26 日

### 3. 臨界前試験

32 年 7 月 31 日～8 月 24 日

### 4. 臨界実験

32 年 8 月 26 日～8 月 27 日

以下に順を追って、経過と結果を示すことにする。

## 第 II 章 漏洩試験

### § II-1 試験の方法

全部で百数十カ所にのぼる一次系の溶接点は、日立製作所の手によって、溶接作業が行なわれ、r 線写真、染色法による試験が行なわれた<sup>2)</sup>。その後、5 月 11 日より、原研の手によってヘリウムガスを用いた漏洩試験が行なわれた。

この方法は、小さな漏洩点を通してもれて来るヘリウムガスを、質量分析計で検出しようというものである。

具体的な測定には、二通りの方法が用いられ、それぞれ、圧力法、真空法と呼ばれている。

#### i) 圧力法

測定しようとする系の中にヘリウムガスを 10~15

psig 程度の圧力でつめ、外にもれてくるヘリウムを検出する方法である。感度はつぎに述べる真空法の場合程良くはないが、被測定点にビニールの袋をかぶせるなどして、もれてくるヘリウムを積分してやると、感度を上げることができる。

#### ii) 真空法

測定しようとする系を真空にし、その系の一つの出口に検出器をつなぐ。測定しようとする点に外からヘリウムを吹きつけ、系の内部に入ってくるヘリウムを検出する方法である。圧力法に比して感度は高い。

我々の場合は、最初に圧力法、次いで真空法、さらに最後に念のため圧力法と、三回試験を反覆した。それぞれの方法、およびその結果についての詳細は、次

節以下に述べるが、結論からいうと、二次の気密構造の中に、水柱 10 cm のヘリウムをつめて、一次系全体で年間 10 数 cc 程度の漏洩であり、おのおのの測定点では検出できるほどの漏洩はなかった。また一次系は、最高出力時でも、14 psig 以下の圧力に保たれるので、たとえ漏洩がこの程度であっても、分裂生成ガスが外に出てくることはない。ただし、以下に述べる通り、各測定点によっていろいろ条件が異つたりするので、厳密に定量的な議論をすることは困難である。

### § II-2 測 定 器

ヘリウムの検出器には、Consolidated Engineering Corp. 製の Helium Leak Detector (Type 24-110) を使用した。この測定原理は、ヘリウムを含んだガスを取り入れ、その分子をイオン化して加速し、磁場でパスを曲げ、加速電圧を加減することによって、希望のヘリウムイオンを集電極に集め、その電流を計るものである。圧力法、真空法の測定原理を図解すると、Fig. II-1 および Fig. II-2 のようになる。

集電極に集まったイオン電流は、漏洩率計に示される。この指示は、 $0 \sim 3 \times 100$  まで測定範囲を切りかえることができる。ただし、この指示値は相対的なものであるから、別に標準漏洩で校正しなければならない。

標準漏洩は、ガラス容器にヘリウムをつめ、微小な孔を開けたもので、その漏洩率は  $2.49 \times 10^{-6}$  ATM cc/sec (at 72°F) で、その温度係数は 1.5%/°F である。これは換算すると年間 78.5 cc の漏洩になる。

検出し得る最小の漏洩は次のような要因で決まる。

(1) 標準漏洩に対する漏洩率計の指示値、すなわち感度、その時のバックグラウンド、フラクチュエーションなど。

(2) 圧力法の場合は、系の内圧、およびヘリウムの分圧、サンプリング・プローブの効率、すなわち実際漏洩しているヘリウムのうち、どれだけサンプリング・プローブから、検出器内に取り入れられるかということ。これは、プローブと被測定点からどの位離し、どの位の速さで動かすかで決まる。また、被測定点をビニールの袋で覆った時は、これでどの位有効に漏洩量を積分できるかで大体決まる。

(3) 真空法の場合は、とくに一次系のように複雑なものでは、被測定点の位置、吹きつけるヘリウムの圧力、等々。

実際に測定してみると、この測定器は、感度が割合不安定で、とくに真空法の場合それが甚しい。そのため、しばしば標準漏洩で感度をチェックする必要がある。

また、高湿度の影響を受け易く、高湿度では、故障、指示不安定などの現象が起り易い。

### § II-3 測 定 結 果

#### i) 圧 力 法

圧力法の場合、感度は比較的低い、バックグラウンド、フラクチュエーションともに低く、感度も割に安定である。この感度の低さを補い、同時に前述したようなプローブの操作による感度の狂いを少なくするために、被測定点にビニールの袋をかぶせ、一晚放置してもらってくるヘリウムを積分して測定する方法をとった。もちろん、ビニールの袋でヘリウムが全部たぐわえられるはずはないので、これでどの位感度が上がったか、正確に見積ることはできないが、幾分か感度の低さを補っているといえよう。

最初、ヘリウム圧力 10 psig で測定したところ、熔接点二カ所、再結合器ポンプフランジ、ガス再結合器圧力伝送装置の計四カ所に漏洩が発見され、熔接点は熔接をやり直し、他はボルトをしめ直すなどして再検査したところ、いずれもこの方法では漏洩は検出できなくなった。ついで 15 psig の圧力で試験したが漏洩は発見されなかった。測定の結果を一々示す繁を避けて、二、三の例を示す。いずれも、ヘリウム圧力 15 psig、ビニールの袋をかぶせて約 15 時間放置した後測定した結果である。

#### # 5 弁

漏洩率計指示	$0.3 \times 1$
標準漏洩に対する指示	$0.43 \times 10$
バックグラウンド	$0.3 \times 1$

#### # 4 弁

漏洩率計指示	$0.2 \times 1$
標準漏洩に対する指示	$0.43 \times 10$
バックグラウンド	$0.15 \times 1$
フラクチュエーション	$\pm 0.1 \times 1$

検出し得る最小の漏洩率は、大体フラクチュエーションの 2 倍位と見て良いであろう。こうすると、 $4 \sim 8$  cc/年 程度の漏洩は検出できることになる。上記の 2 例は、少くともこれよりは小さな漏洩であるとはいえる。ただし、年間  $4 \sim 8$  cc というのは、サンプリング・プローブから検出器に入ってくる量のことであって、実際の漏洩量とこれがどんな関係にあるかは簡単にはわからない。

#### ii) 真 空 法

真空法の場合は、標準漏洩に対しては大きな指示を与えるが、バックグラウンド、フラクチュエーションともに大で、そのため検出し得る最小のヘリウムの量はそれほど大きいとはいえない。バックグラウンドが

大きい一つの原因は、圧力法で測定する際、系内にヘリウムをつめているので、それが再結合器内の触媒などに残存して、少しずつ出てくるためと思われる。試験の際の系の真空度は、 $10^{-2}$  mmHg 程度であった。この方法では圧力法の場合と違って、漏洩してくるヘリウムは、すべて検出器に入ってくる。したがって検出器に入ってくるヘリウムの最小の識別可能な量は圧力法とさほどの違いはないが、圧力法よりも、もっと小さな漏洩でも実際には検出できるはずである。ただし、一次系は非常に複雑な構造で、その容積は 100 l 以上もあり、それを外径 1/4 吋の相当長い管を通して、その一端に検出器をつないで測定するのであるから、場所によっては、ヘリウムが検出器に入ってくる前に内部で拡散してしまっ、正しい漏洩率を示さないこともあるであろう。すなわち、場所によって漏洩率の指示が異なる可能性がある。そこでこの可能性をへらすため、被測定点のまわりにビニールの袋をかぶせ、そこに、ある時間ヘリウムをためておいて、系の内部で、ヘリウムの定常的な流れができるようにする方法がとられた。

測定のをあげると

# 5 弁 漏洩率	$0.56 \times 10$
# 1 弁 "	$0.26 \times 100$ (漏洩)
標準漏洩に対する指示	$0.92 \times 100$
バックグラウンド	$0.3 \times 10$
フラクチュエーション	$\pm 0.1 \sim 0.2 \times 10$

前述した通り真空法の場合は感度が不安定なので、いつでもそうだとはいえないが、この場合には識別し得る最小の漏洩は、大体  $2 \sim 3$  cc/年 程度である。# 1 弁については、明らかに漏洩を認めることができるの

で、この部分については溶接をやり直した(なお、後に設計変更があって、この部分は新しいものととりかえられた)。# 5 弁については、識別できるかどうかのさかい目であるので、漏洩はあるとも、ないともはっきり断定することはできないが、かりにあったとしても、年間  $2 \sim 3$  cc 程度である。# 1 弁の修理後は、すべての溶接点で、漏洩が検出できない範囲に入るので、念のため二次の気密構造の中に水柱 10 cm 程度の圧力でヘリウムをつめ、一次系全体の漏洩を調べたところ

漏洩率	$1.55 \times 1$
標準漏洩に対する指示	$0.18 \times 100$

であった。バックグラウンドは、二次の気密構造の中にヘリウムをつめる時に洩れて、検出器付近の大気のヘリウム含量が時間とともに変るのではっきりしないが一次系全体で、10 数 cc/年 以下であると推定される。

#### § II-4 結 論

以上の測定結果から、漏洩は非常に小さい範囲に止めることができたと判断される。このことは、臨界試験以後、六カ月間の一次系の圧力変動、二次の気密構造内の空気汚染などからも裏書きされるところである。二次の気密構造内の空気汚染は、高出力時には、 $10^{-6} \sim 10^{-5}$   $\mu\text{C}/\text{cc}$  程度になるが、その半減期を測定すると、 $108 \pm 1$  min という値が得られる。これは、空気中のアルゴンが誘起されて生成される  $^{40}\text{A}$  によるものと思われ、分裂生成ガスが、二次の気密構造の中に存在する形跡は皆無であるといつて良い<sup>3)</sup>。このことは、漏洩試験の目的が十分果されたことを示しているものである。

### 第 III 章 一次系の一部設計変更に伴う工事<sup>3)</sup>

漏洩試験が終わってから、炉の製作者であるアトミックス・インターナショナルから、配管の一部設計変更の申し入れがあり、協議した結果、この申し入れを受け入れることにした。Fig. I-1 から判る通り、炉心内の燃料溶液は、# 1 弁で止まっているのであるが、この弁の接触部およびペロー部が、腐蝕によって損傷を受けるのを防ぐために、途中に U 字管を入れ、弁と燃料溶液が直接接触するのを防ごうとするものである。原研側と、施工に当たった日立製作所側との間で協議した結果、次のような日程で作業を進めることにした。

7 月 6~9 日 拡管工具作製

9~10 日	拡管作業
11~13 日	溶接試験
13 日	ビーム・キャッチャー取り外し
14 日	切斷、曲げ、拡管作業
15~19 日	工場組立、X線試験
20 日	ヘリウム試験(工場)
21~22 日	現場溶接、 $\gamma$ 線写真、染色法検査
23~24 日	ヘリウム試験

この際、# 1 弁は、前にも小亀裂があって溶接をやり直したばかりであり、今回もまた、溶接をやり直すので、熱応力によって損傷する恐れがあるとの理由で、新しい弁と取り換えられた。新しい弁を検査した



ところ、この弁は、十分固く締めないと、弁部を通して僅かに漏洩があることが判った。現場溶接を終わってから、r 線写真で検査したところ、少々疑問と思われ

る点が発見されたので、この部分を修理し、圧力法で試験したが、外部への漏洩は発見されなかった。

## 第 IV 章 臨界前試験

臨界前試験とは、臨界実験に先立って、炉の各部の必要なデータを得るために行う一連の実験をいう。この中には、次のような諸実験が含まれている。

- (1) 気体による体積の測定
- (2) 水のホールド・アップの測定
- (3) 水による体積の測定
- (4) ガス流量計の校正
- (5) ガス再結合の水の動作体積の測定、同ウエイアレベルの測定
- (6) 炉心の体積—圧力校正
- (7) 洗 滌
- (8) 模擬運転
- (9) 模擬燃料注入

### § IV-1 気体による体積の測定

この実験は、一次系の体積を、酸素ガスがボイルの法則に従うとして、求めるものである。実験装置は Fig. IV-1 に示す通りである。ここにいう真空槽とは、ステンレス・スチール製のもので、真空に耐え得るように作られている。まず測定せらるべき系は、大気圧より僅かに低い圧で、酸素で満され、次に真空槽は、殆んど真空に近い圧にしておく。この両者を結合し、弁を開けて酸素を流通させた圧力変化から、系の体積を見積ることができる。

いま、

$V_S$ : 炉心およびガス再結合器系の体積

$V_M$ : 燃料ドレインタンク系の体積

$V_R$ : 真空槽の体積

$P_S$ :  $V_S$  のみの圧力

$P_R$ :  $V_R$  のみの圧力

$P_S$ :  $V_S$  と  $V_R$  とを結合させた際の圧力

$v_S, v_R, v_F$ : それぞれ、配管等の補正項

とすると、

$$V_S = (V_R + v_R) \left( \frac{P_S - P_R}{P_S - P_S} \right) - v_S$$

$$V_F = (V_M + v_M) \left( \frac{P_S - P_R}{P_F - P_S} \right) - v_F$$

となって、 $V_S, V_F$  を求めることができる。真空槽の体積は、水をもって測定したところ、52.526 l であっ

たがチューブの結合部等を補正して、52.76 l をもって  $V_R$  とした。  $v_R$  は 0.30 l と見積った。

#### 1. 炉心および再結合器系

$$P_S = 60.6 \text{ cm Hg}$$

$$P_R = 1.6 \text{ cm Hg}$$

$$P_S = 35.1 \text{ cm Hg}$$

$$v_S = 2.05 \text{ l}$$

$$\therefore V_S = 71.15 \text{ l}$$

#### 2. 燃料ドレインタンク系

$$P_F = 59.9 \text{ cm Hg}$$

$$P_R = 2.5 \text{ cm Hg}$$

$$P_S = 24.3 \text{ cm Hg}$$

$$v_F = 0.07 \text{ l}$$

$$\therefore V_F = 32.48 \text{ l}$$

#### 3. 全 系

$$P_{S+F} = 61.7 \text{ cm Hg}$$

$$P_R = 1.6 \text{ cm Hg}$$

$$P_S = 41.4 \text{ cm Hg}$$

$$v_{S+F} = 0.10 \text{ l}$$

$$\therefore V_{S+F} = 104.10 \text{ l}$$

試みに 1 と 2 の測定結果を合計すると、103.63 l となって、良い一致を示している。

### § IV-2 ホールド・アップの測定

一次系内を、燃料が移動する時、管の内壁、弁、タンク等に付着したり、残ったりする部分があるため、そのすべての量を移動させることはできない。このように、移動されずに残る量を、ホールド・アップと呼んでいる（一般に使われているホールド・アップとは意味が異なる）。ここでは、燃料溶液を使うことはできないから、その代りに水を用いて測定を行う。勿論、ホールド・アップの量は、その液の比重、粘性などによって異なる訳であるから、水のホールド・アップの量と、燃料溶液のそれとは、当然違った値になるはずである。しかし、この測定では、概略の値さえ判れば良いので、水と燃料溶液との差異は、別に考慮していない。測定の方法はきわめて簡単で、ある一定量の水を、測定すべき系に入れ、次にこれを系から取り出し

て、体積を測定し、その差をホールド・アップとみなすのである。測定の結果は次の通りである。

#### 1. 燃料ドレイン・タンク

注入水量	1.8 l
排出水量	1.737 l
ホールド・アップ	63 cc

#### 2. 炉心

注入水量	0.9 l
排出水量	約 0.9 l
ホールド・アップ	1 cc 以下

### § IV-3 ガス流量計の校正

ガス流量計は、炉心と、ガス再結合器との間を循環するガスの流量を示すもので、ガス再結合器内部から、出口の 1/2 吋の管をつなぐバイパス上にある。ガスが触媒床を通過するとき、抵抗によって圧力差を生じ、それによってバイパス内の水面は上下する。ここに磁性材料を封入した浮子を入れて、水面の上下と共に動くようにし、外側にコイルを巻いて、浮子の位置を電流の変化で検出されるようにしてある。ある量のガスが流れている時、どれだけの圧力差が生じ、従ってどれだけ浮子が上昇するかを観測することは、一次系を組み立ててから後はできない。この点に関しては、製作者のアトミックス・インターナショナルにおいて、すでに校正済みであるので、我々が行ったのは、浮子の位置と、電気出力との校正である。その実験装置は Fig. IV-2 に示してある。すなわち、出口 "B" から再結合器系に注水してやると、浮力は、その時の水面まで上昇する。水面の位置は、水位計に示される。これと、制御台の流量計（マイクロアンメータ）の指示値とを比較すれば良い。実際には、水位計と、被測定系を結ぶ管は極めて細く、かつ長いので、小さな気泡等によって、容易に遮断され得る。そのため水位計の読みが、実際的水位を示してはいないと思われるふしがあった。この原因は、おそらく、系内の圧力を下げて水を吸入しながら測定したため、水から気泡が生じたり、あるいは途中で気泡が混入したりして、途中の管をふさぐためと思われた。そこで、まず系に水を満してから、加圧排水する方法を取り、ほぼ合理的と思われるデータを得た。TABLE IV-1 にそのデータを示す。また、これをまとめると Fig. IV-3 になり、さらにアトミックス・インターナショナルの資料と合せると、Fig. IV-4 になる。

この測定中、問題となった点が二つある。一つは、浮子が次第に上昇して、+20  $\mu$ A の電気出力に達すると、突然 +4.2  $\mu$ A になってしまふ現象が見られたこ

とである。+20  $\mu$ A の電気出力は、通常の運転時のガス流量の測定範囲を越えているので、実際に炉を運転するに当っては、問題となることはないのであるが、それにしても、この現象の起る理由は、まだ完全には判っていない。おそらくこの現象は、測定のために、再結合器系を満水に近くするというような、実際の運転時とは異った条件のもとで起ることで、運転中に、仮に電気出力が +20  $\mu$ A を越えるほどのガスの流れがあっても、流量計の指示に異状が起るとは考えられないと思う。他の一の問題点は、流量計となっている管の壁と、その中に入っている浮力との間隔が相当せまいらしく、浮子が管壁にくっついて、液面とともに上下しないことがある。このため測定中に、屢々、流量計の外側を軽くたたいてやる必要があった。炉が実際に動いている時は、勿論こんなことはできないわけで、仮に、ポンプの振動等があるにしても、それがどの位事態を改善するものか、判っていない。

なお、この時、水による系の体積測定と、ガス再結合器のホールド・アップも測定されたので、そのデータを次に掲げておく。

・ガス再結合器のホールド・アップ	
注水量	29.42 l
排水量	29.08 l
∴ ホールド・アップ	0.34 l
・系の体積	
満水にした時の水量	70.43 l
炉心から排出した水量	35.20 l
∴ 再結合器系の体積	35.23 l

この値は、先に気体による測定値と、合理的一致を示している。

### § IV-4 ガス再結合器内の水の動作体積およびウエイアレベルの測定

ガス再結合器の水の動作体積とは、再結合器内に、運転中に入っているべき水の量である。炉心と、再結合器との間の循環気流を作るために、再結合器ポンプが、水の噴流を作り、そこに、エジェクターのはたらきで、ガスが取り入れられるようになっている。高出力時になると、炉心の温度が上り、この部分の蒸気圧が再結合器内のそれよりも高くなるので、炉心の水が、再結合器に入ってくることになる。放置すると、炉心の溶液体積はどんどん減り、再結合器の方は、水でいっぱいになってしまうので、再結合器の水面の高さを一定に保ち、余分の水は、炉心へ送り返さなければならぬ。このため、ウエイア (Weir) すなわち、堰という装置がある。水面が上り過ぎると、余分の水

はウエイアに落ち、そこから循環気流と共に炉心へ送り返される。この一定水面の高さをウエイア・レベル、その時の水の体積を動作体積(Working Volume)という。この測定法は、まず再結合器にやや過剰と思われる水を入れ、再結合器ポンプを動かすと、過剰の水は炉心に運ばれる。この水を炉心から引き出して、体積を測定し、注入した水量との差を取れば良い。測定の結果を TABLE IV-2 に示す。

この測定中、再結合器ポンプの温度上昇が問題となった。このポンプは、キャンド・モーター・ポンプと呼ばれている型のものであるが、数分も運転すると、手が触れられない位に温度が上昇する。熱電対で測定すると、約 70°C で飽和するが、この種のポンプが、あまりないため、この温度上昇が正常なものかどうか、判断することができなかった。ただ、現在までのところ、ポンプは、何の支障もなく、運転されている。

#### § IV-5 炉心の体積圧力校正

これは、炉心に、既知の体積の水を注入した時の圧力の変化を測定するものである。この測定は、のちに臨界に達してから、反応度の質量係数を測定する際重要である。測定結果を TABLE IV-3 および、Fig. IV-5 に示す。

#### § IV-6 洗 滌

以上述べてきた実験中にも、またその後にも、一次系は数度にわたって蒸留水で満され、そして排水された。一次系に注入する際使用された水は、すべて通常の蒸留水を作る過程を3回反復して作られた、特別なもので、特に腐蝕と重要な関係を持つ塩素の含量は、0.05 ppm 以下である。一次系から排出された水を分析したところ、塩素含量は、0.1 ppm 以下であることが証明された。そこで、アトミックス・インターナショナルの仕様には、5 回、ないしそれ以上洗滌する旨書いてあったが、2, 3 回の洗滌で中止した。最初、排出された水が、黄色に濁っていたが、これは、構造材料の錆と思われる。また、水と一緒に、黒色の微小片が出てきたが、これは、触媒(白金黒)の一部が、触媒床からはがれたか、さもなければ、炉心内壁を酸で前処理した際に生じたものの残渣であると思われる。もし、これが白金黒であって、しかも、炉心や、溢流器等について残っていると、運転中に解離ガスが部分的に再結合し、燃料溶液面が動揺して、出力が不安定になるおそれがある。しかし、実際に運転してみると、炉の出力は、きわめて安定であって、上のような懸念は、無用であることが判った。

#### § IV-7 模 擬 運 転

模擬運転とは、ガス再結合器の性能試験である。再結合器には、動作体積だけの水を入れ、また炉心には、予定された燃料の体積と等しい量の水が入れられる。そして、再結合器ポンプを動かしながら、ある量の水素を、炉心の底から入れてやり、ついで酸素も同じところから入れてやる。酸素の量を適当に加減して、炉心の圧力が一定値を保つようにし、この時の酸素の流量を読めば、逆に水素の流量が測定できる。この間、系内各処の温度、圧力等が測定される。この実験装置は Fig. IV-6 に、また実験の結果は TABLE IV-4 および Fig. IV-7 に示される。装置の操作および測定が、地下の  $\gamma$  線照射室と、制御室とに分れていて、データの数が少ないが、当初、アトミックス・インターナショナルで行なわれた実験データと、良く一致している。なお、流量計としては、“Precision Wet. Test Meter” が用いられ、実験に先立って校正したところ、精度は  $\pm 1\%$  以内である。

容易に想像されるように、この実験には、相当な危険が伴う。TABLE IV-4 の中で、事故と書いてあるのは実験中に、流量計の圧力が下り過ぎて、水素がこの中に逆流し、チューブ内、および流量計内で、小爆発を起したものである。

#### § IV-8 模 擬 燃 料 注 入

模擬燃料注入は、燃料注入の練習であるとともに、燃料溶液を移動させる時の時間を測定する目的も持っている。装置は Fig. IV-8 に示す通りで、実際の燃料注入の時と異なるのは、 $P_T$  が入っている点だけである。燃料溶液の移動は、すべて酸素によって行われる。たとえばドレイン・タンクに溶液を入れるには、真空槽で減圧しておいてから、燃料ミクシング・ボウルに燃料を入れて、加圧してやれば良い。燃料がタンクに入っていくに従って、次第にタンクの圧力は上昇するが、この上昇の割合が、急に変われば、その時が、溶液が全部入り終った時である。ドレイン・タンクから、炉心に燃料を移す場合も、同様である。それに反して、炉心から、ドレイン・タンクに燃料を移す場合には、このような方法では、移動終了の時を知ることができない。そこで、臨時に  $P_T$  をつけて、ドレイン・タンクの圧力と  $P_T$  の指示が、等しくなった時が、大体燃料移動終了の時とみなした。すなわち、#3, #4, #1, #13 の弁を開くと、ドレイン・タンクと、炉心の燃料溶液上面の酸素の圧は等しくなって、溶液は重力落下を始めるが、 $P_T$  で測定される圧力は、炉心溶液上部の圧力と、#1, #13 弁との中間から液面まで

の水柱による圧力と、加えられたものになる。溶液が落下するに従って、 $P_T$  の指示は、ドレイン・タンクの圧力に近ずき、溶液が、#1 弁と、#13 弁の間を通過し終った時に、両者は等しい圧になる。実際の機器の配置からいうと、#1, #13 弁の途中から出口“a”への分岐点は、ドレイン・タンクから、高々 1 m 位しか高さが違わないので、測定に際しては、この分岐点を通過し終る時が、ドレイン・タンクに入り終った時だとしても、後で適当な安全率を乗じさえす

れば、問題はないと思われる。

燃料移動に要する時間は、ほぼ次の通りである。

ミクシング・ボウル→燃料ドレイン・タンク

50~60 sec/l

燃料ドレイン・タンク→炉心 約 1 min/l

炉心→燃料ドレイン・タンク 約 1 min 15 sec/l

以上の諸試験の後 8 月 26 日から 27 日にかけて臨界実験が行われたわけであるが、同実験については別の報告にゆずることとする<sup>1)</sup>。

## 文 献

- 1) 原研資料 No. 1 「JRR-1 の概要と安全対策」
- 2) 原研研究報告 No. 3-A 「JRR-1 の建設」
- 3) 原研研究報告 No. 3-G 「JRR-1 の臨界実験および出力試験中における放射線モニター」
- 4) 原研研究報告 No. 3-D 「JRR-1 の臨界実験」

TABLE IV-1. Gas Flow Meter Calibration

Time	Drained Water	Water in System	Level Gauge	Flow Meter	Memo
8/8 16:55	0.012*	33.2	49.2 <sup>cm</sup>	19.7** <sup>μA</sup>	* spilt by accident ** tapped
17:04			47.0	17.6	
17:11	2.0	31.2	45.45	14.7	
17:15			43.8	9.4	
17:21	2.0	29.2	42.5	3.6	
18:39		29.2	42.55	3.4, 2.9*	* tapped
18:46			41.5	-0.1	
18:49	2.0	27.2	40.2	-1.4	
18:59	2.0	25.2	36.8	-2.7	
19:04			35.3	-4.6	
19:07	2.0	23.2	34.1	-7.5, -7.7*	* tapped
19:17			32.45	-13.4	
19:21			32.7	-15.7	
19:24			31.5	-16.0	
19:26	2	21.2	31.2	-16.1	*

TABLE IV-2. Water Working Volume in Gas Recombiner

Date	Initially Poured Water	Drained Water From Core	Working Volume	Pump Operation Time	System Pressure
8/8	15.0 l	3.733 l	11.27 l	2 min	
8/9~8/10	15.0	3.91	11.09	13	62.3
8/10~8/12	13.09	1.721		32	61.9
		0.048	11.225	30	61.7
8/15~8/16	13.00	1.870		30	62.1
		0.051		32	61.3
		0.046		33	61.7
		0.034		31	62.3
8/18~8/19	13.925	0.012	10.99	37	62.1
		2.9		62	61.9
		0.017		31	62.0
		0.019		33	61.9
		0.017		30	62.6
8/23~8/24	12	0.012	10.955	31	62.0
		0.8		50	62.0
		0.03	11.17	64	62.0

TABLE IV-3. Volume-Pressure Calibration of Core

Sucked Water	Water in System	Hg Manometer	Recombiner Pressure	Recombiner Water Temp.	Recombiner Gas Temp.
0 l	0 l	34.6 cmHg	6.72 psia	25.9 °C	25.9 °C
2.115	2	35.75	6.98	"	"
2	4	36.95	7.17		
2	6	38.25	7.39		
2	8	39.55	7.66		
2	10	41.1	7.96		
2	12	42.7	8.30		
2	14	44.4	8.65		
2	16	46.3	9.02		
2	18	48.45	9.41		
2	20	50.7	9.80		
2	22	53.25	10.27	25.3	25.3
2	24	56.1	10.66		
2	26	59.2	11.44		
2	28	62.8	12.15		
2	30	66.8	12.89	25.3	25.3

TABLE IV-4. Simulated Reactor Operation

Date	8/21	"	"	8/22	"	"
Time	18:00	19:10	19:40	16:42	17:18~21	17:34~37
Hg Manometer cmHg		58.5	60.4	62.1	63.9	63.7
P <sub>y</sub> PSIG		0	0	0	0	0
Flowmeter Pressure cmHg		-1.3	-1	+1.2	2.5	2.5
Flowmeter Temp. °C		26	40	25.5	25.5	25.5
Flow l/m	0	*(2.44) 2.80		0.84	2.14 (2.13)	3.2
Upper Core Temp. °C	28.2	29.0	31.8	28.8	30.6	32.3
Center Core Temp. °F	77	71	73	78	80	72
Lower Core Temp. °C	25.2	23.5	23.5	27.6	28.8	28.8
Sweep Gas Flow μA	12.0	15.0	18.2	8.7	12.8	17.5
Sweep Gas Temp. °C	30.7	42.8	47.2	35.2	40.7	46.2
Regurgitator Gas Temp. °C	29.4	34.2	38.3	31.8	35.3	37.6
Regurgitator Gas Temp. °C	27.6	28.8	30.0	28.8	29.4	30.0
Lower Cat. Temp. °C	170	180	237	13.7	152	220
Cat. Bed Out Temp. °C	72	130	171	89	107	155
Upper Cat. Temp. °C	31	204	266	30	157	250
Center Cat. Temp. °C	57	198	258	48	160	243
Recombiner Water Temp °C	26.5	28.2	28.2	28.2	28.8	28.9
Recombiner Gas Temp °C	27	28.2	28.8	28.8	28.8	28.9
Recombiner Pressure PSIA	12.3	11.82	12.6	12.6	12.8	12.87
Recombiner Pump Pressure PSIA	54.8	53.7	54.6	52.6	52.3	54.6
Core Coolant Flow GPM	0	2.9	2.9	0	0	0
Recombiner Coolant Flow GPM	0.65	1.0	1.0	0.3	0.4	
Core ΔM °C	4.0	3.92	3.92	3.98	3.93	3.96
Rec. H.E. in °C	23.5	23.5	23.5	24.7	24.0	23.5
Rec. H.E. out °C	24.7	25.3	25.8	25.9	25.8	25.8
Sec. Coolant Temp. In °C	21.2	23.0	22.4	22.4	22.3	21.7
Sec. Coolant Temp. Out °C	22.3	23.5	23.5	23.5	23.5	23.5
Simulated Power kW	0	55	0			
		( ): standard state	(accident)			

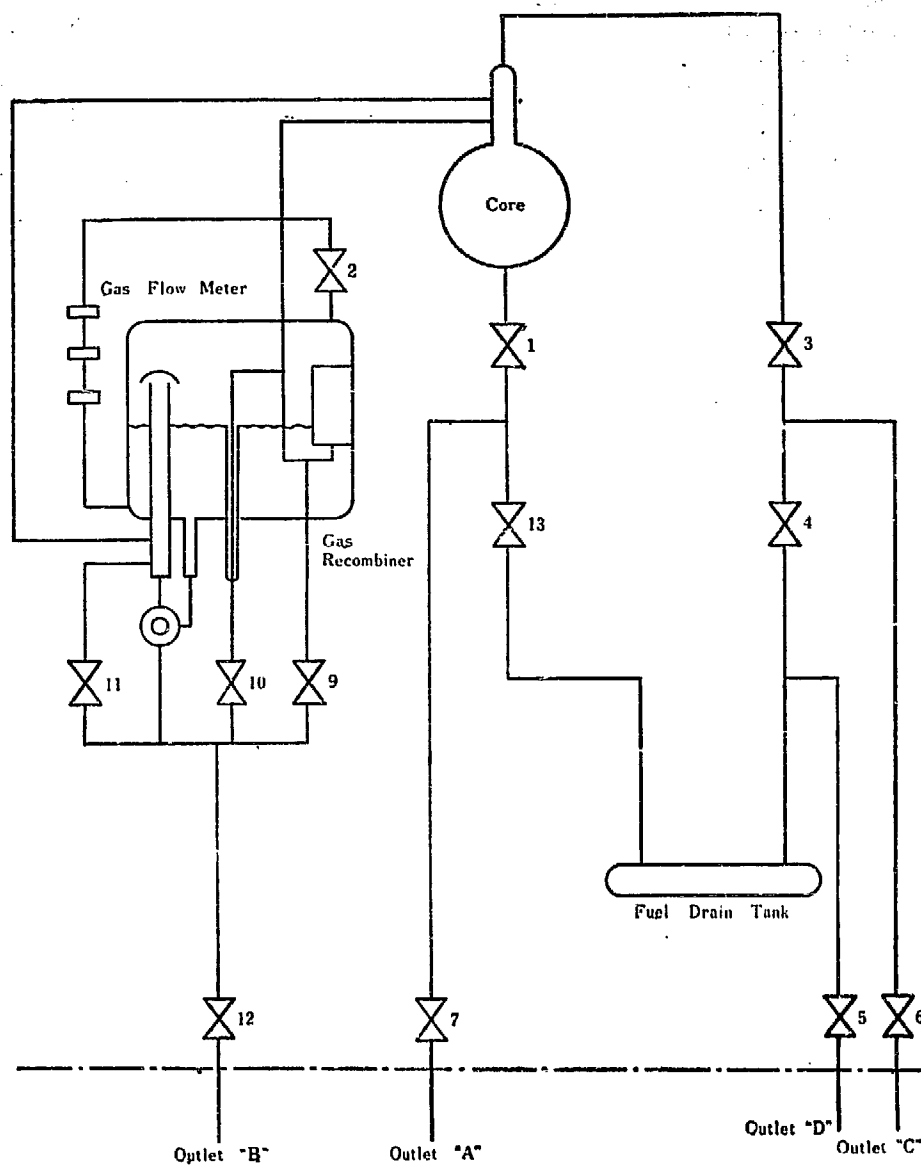


Fig.1-1 Schematic Diagram of Primary System

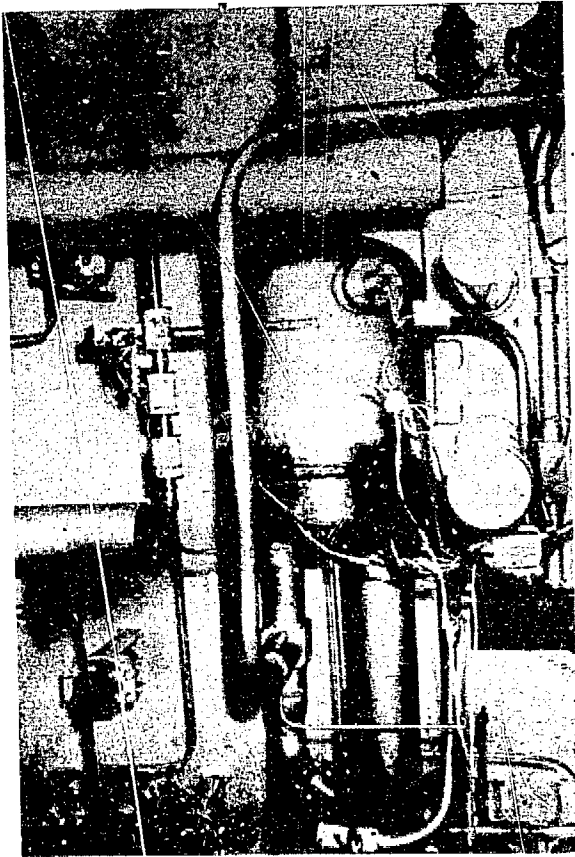


Fig. I-2 Gas Recombiner and Tubings

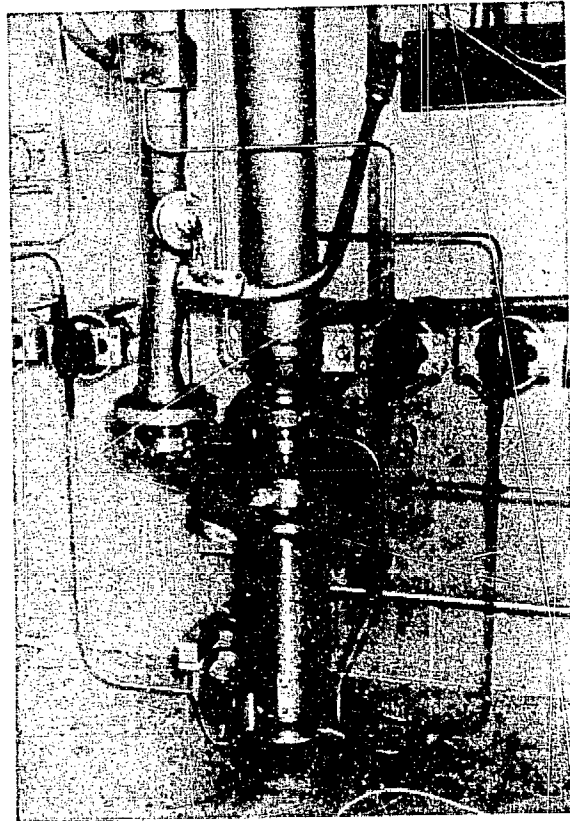


Fig. I-3 Gas Recombiner Pump and Tubings

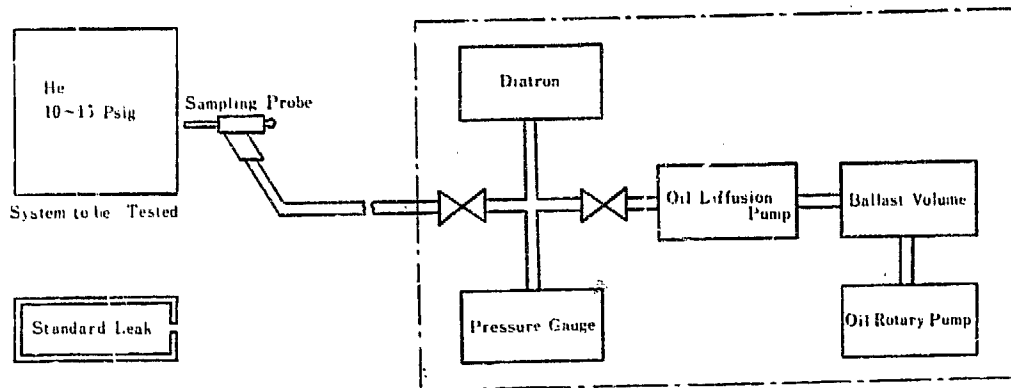


Fig. II-1 Principle of Leak Detection with Sniffer Method



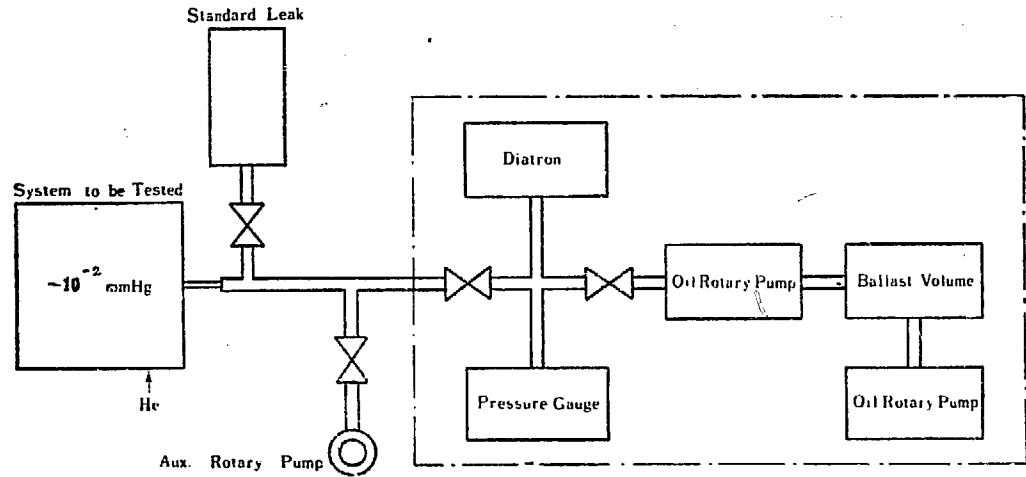


Fig. II-2 Principle of Leak Detection with Vacuum Method

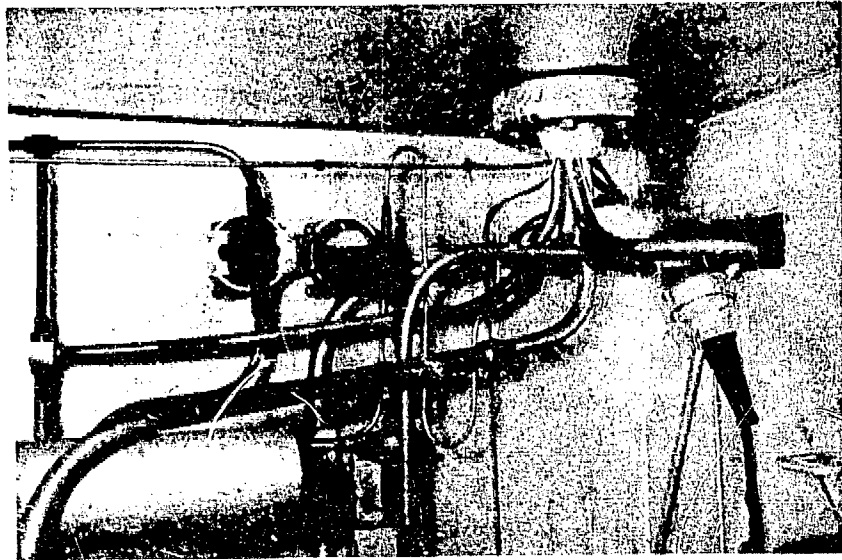


Fig. III-1 Newly Mounted U-tubing under Construction

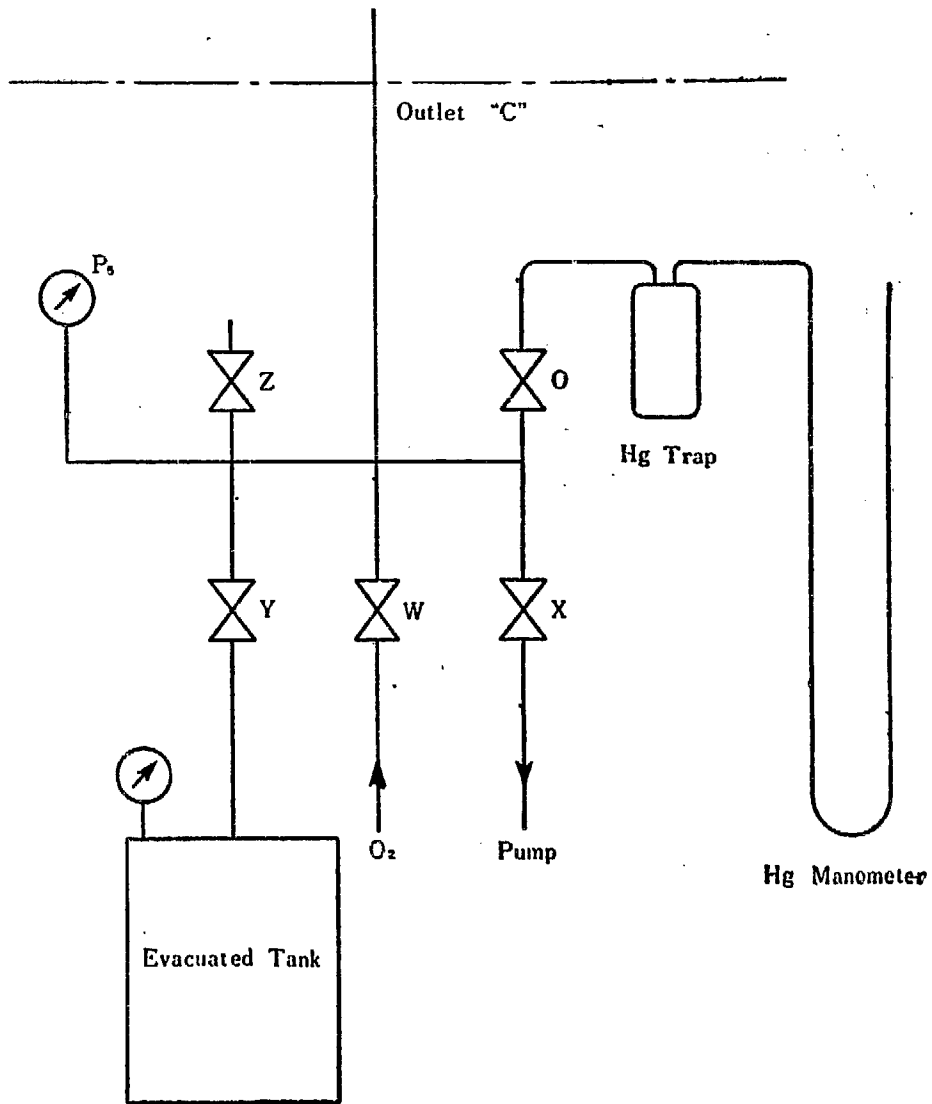


Fig. IV-1 Equipments for Volume Determination with Gas

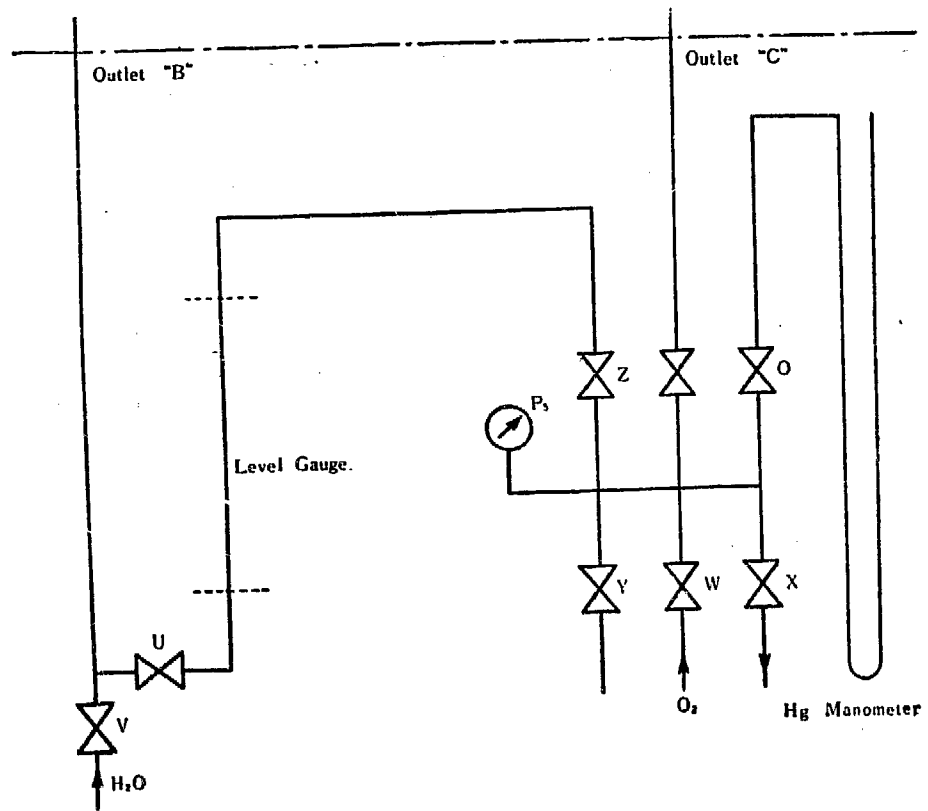


Fig. IV-2 Equipments for Gas Flow Meter Calibration

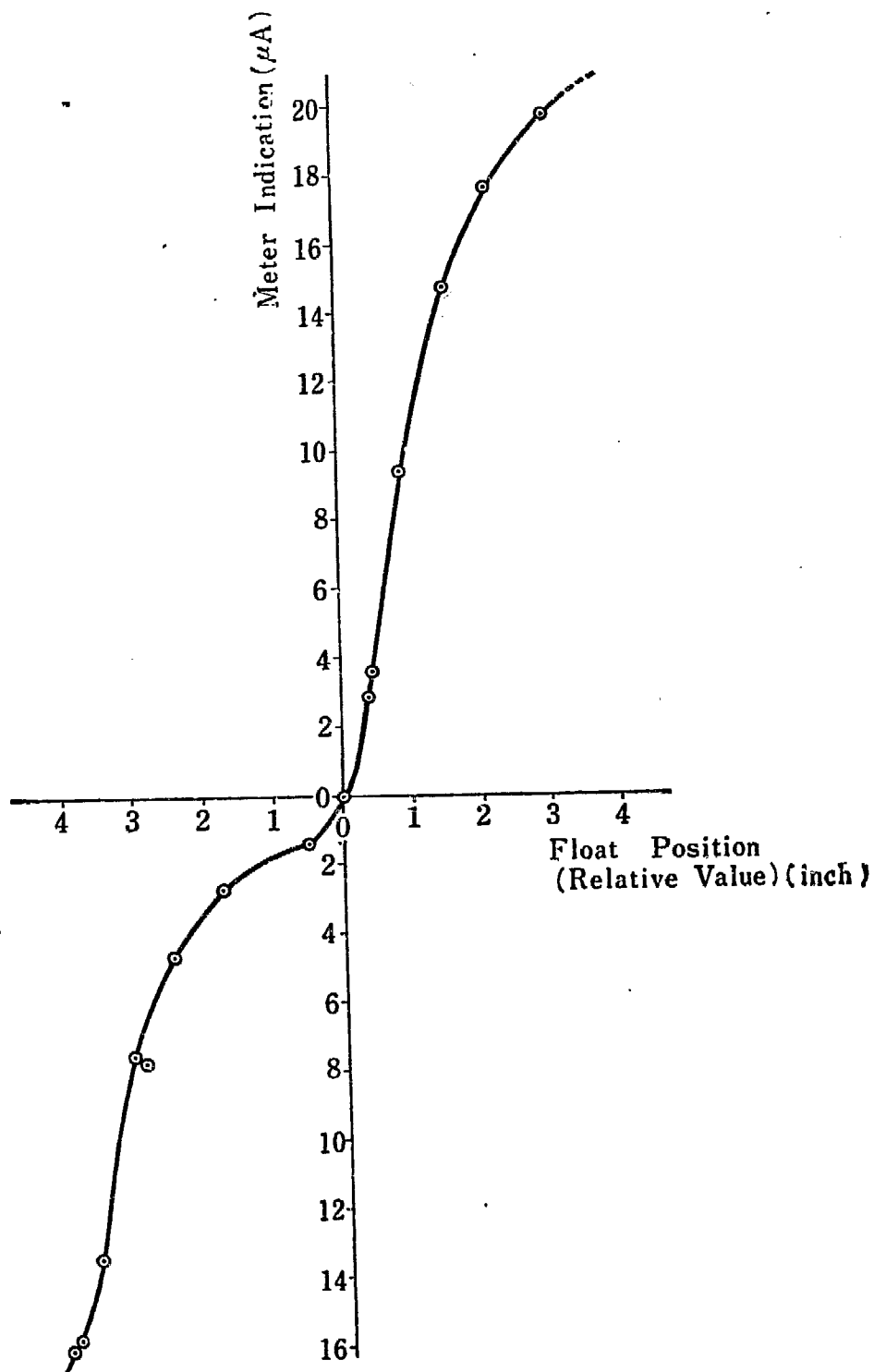


Fig.IV-3 Gas Flow Meter Calibration-I

0 inch corresponds  $3\frac{7}{16}$  inch up from weir level. Weir level is  $9\frac{3}{16}$  inch down from upper end of coil. Float upper end is  $1\frac{3}{4}$  inch up from water level.

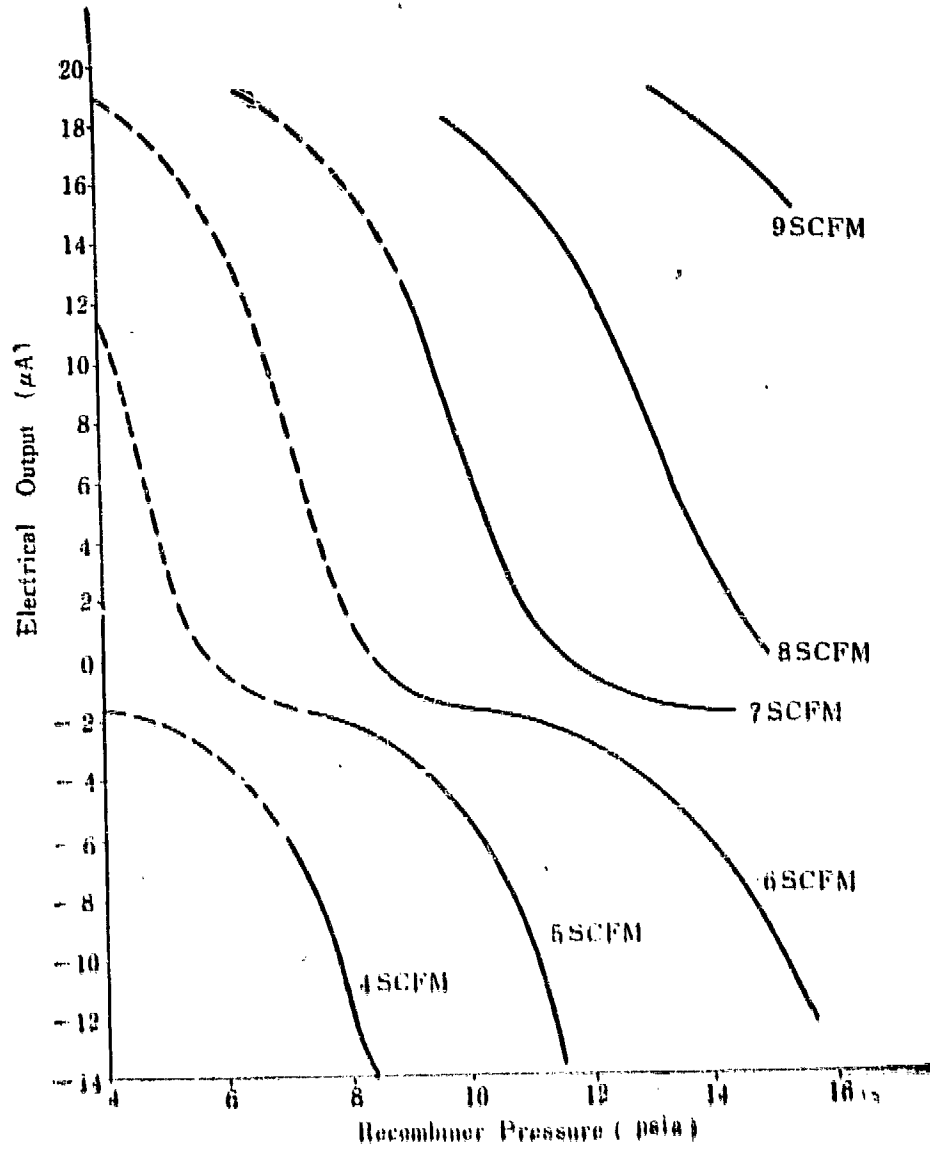


Fig. IV-4 Gas Flow Meter Calibration-II

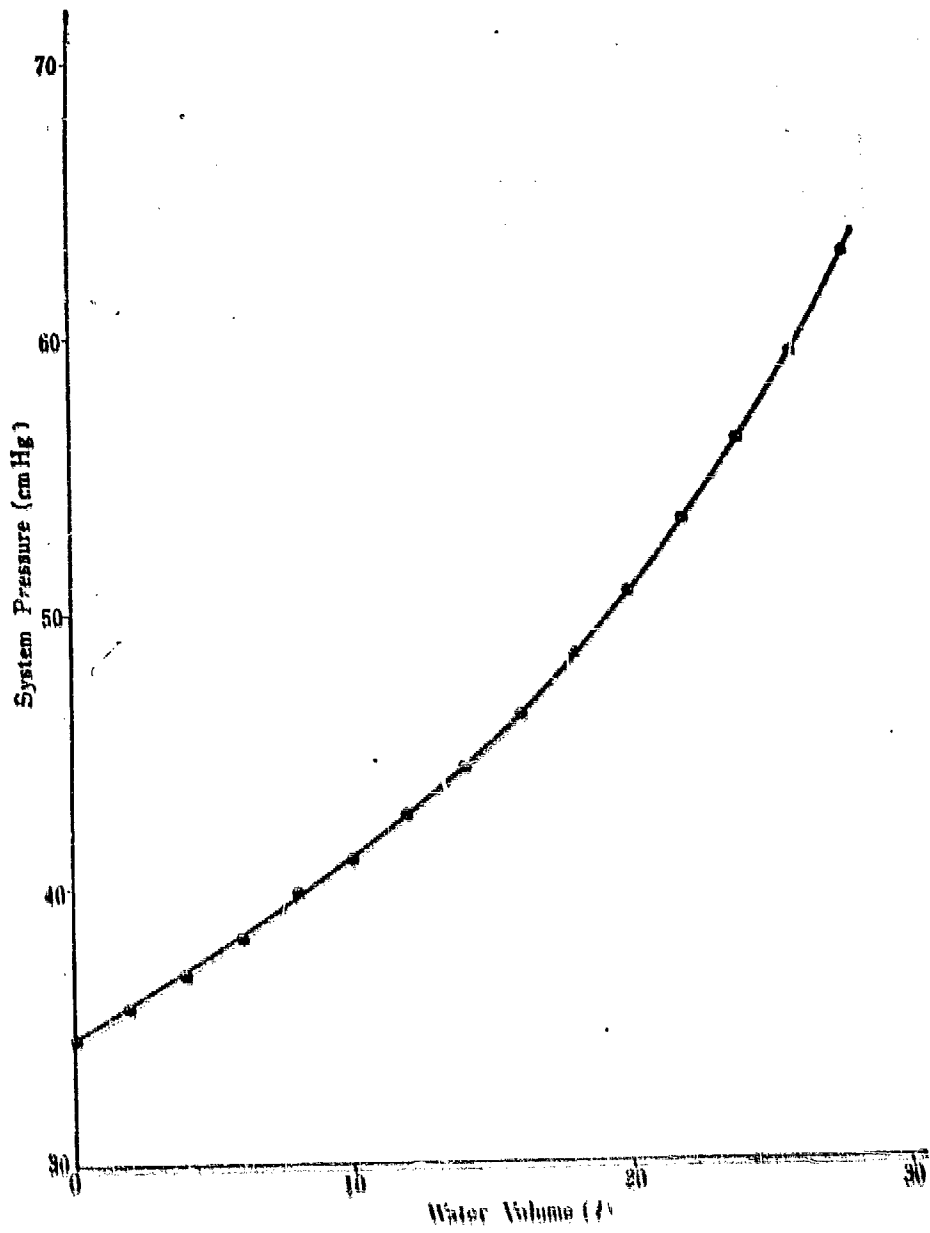


Fig. IV-6 Volume-Pressure Calibration Curve

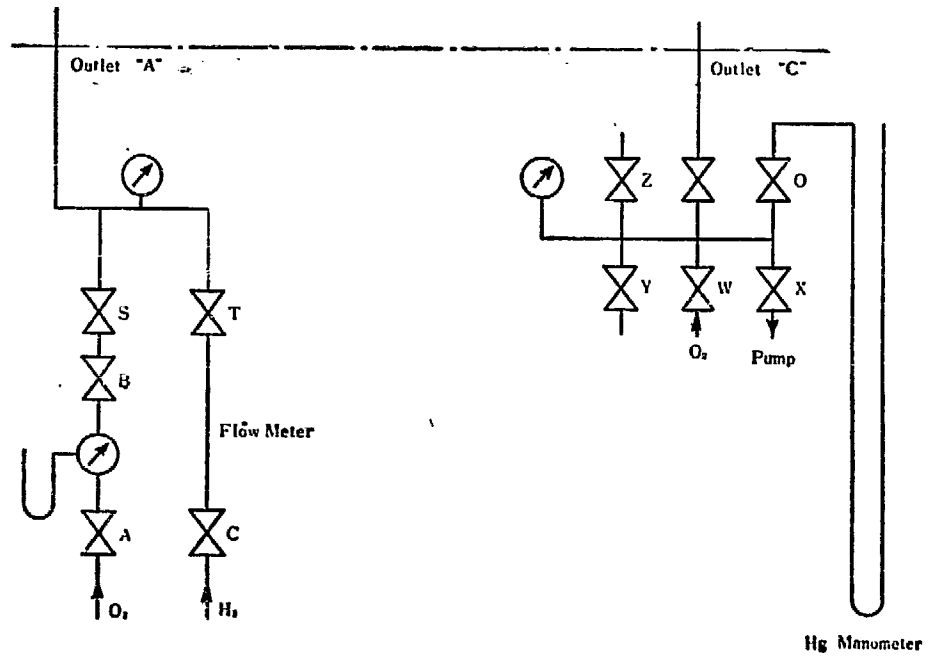


Fig. IV-6 Equipments for Simulated Reactor Operation

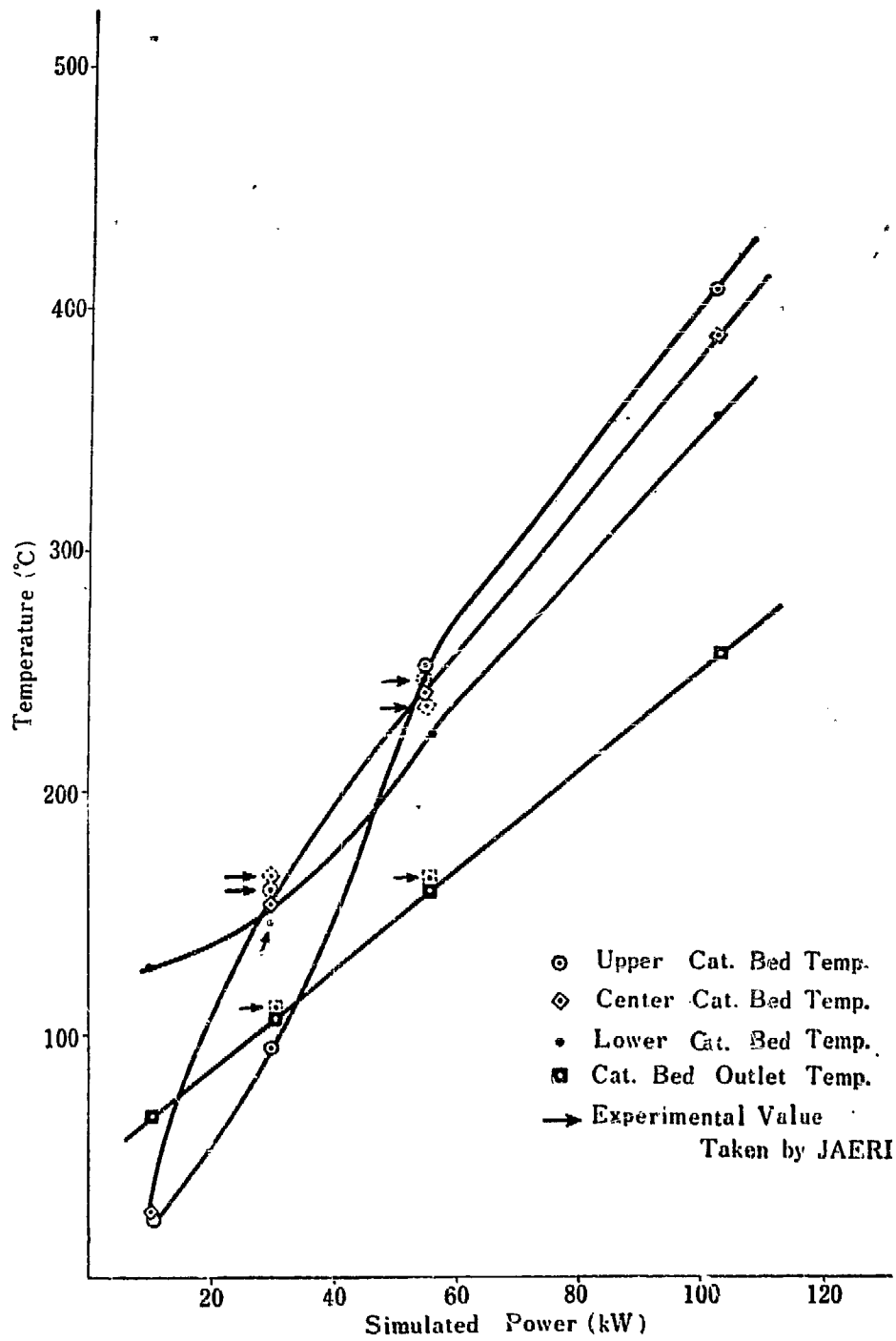


Fig. IV-7 Simulated Reactor Operation  
 Simulated power is that of fuel solution of 300 gr U/liter.



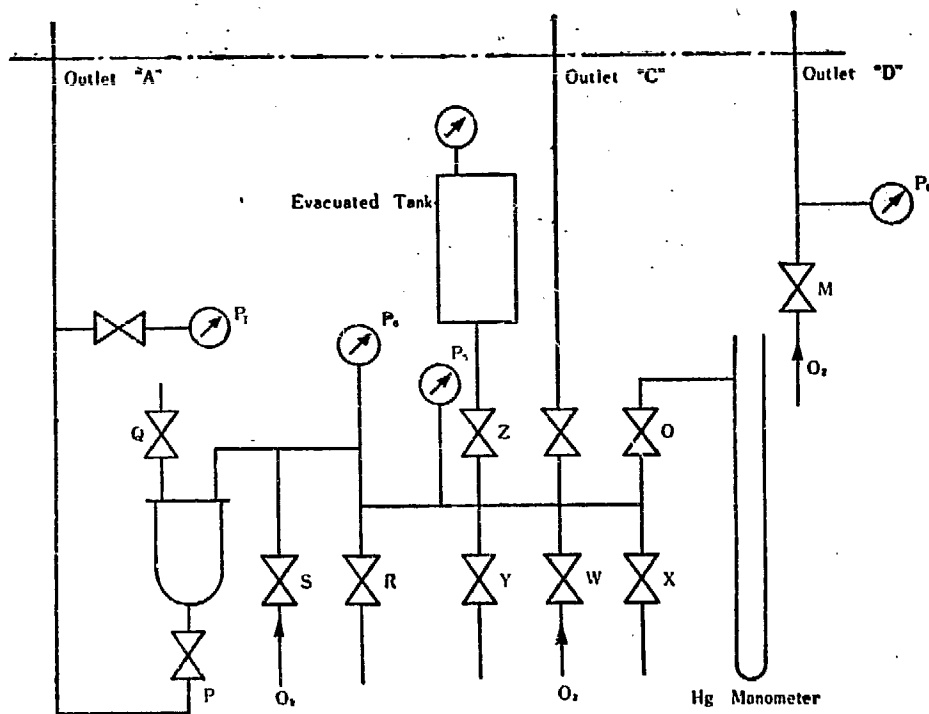


Fig. IV-8 Equipments for Critical Experiment

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 ター	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-3 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	半均質酸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	Reports from the Symposium of Low Energy Nuclear Physics
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)	Analysis of Uranium and Thorium A Bibliography (II)
JAERI 4018	水性均質酸の技術的問題点	Technical Aspects of Aqueous Homogeneous Reactors
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 $\gamma$ 線スペクトル	Gamma-ray Spectra of Short Half-life Nuc- lides
JAERI 5001	保健物理部の活動 No. 1	Activities of the Health Physics Division
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