

JAERI-M

4506

JRR-1の運転と利用

1971年7月

鈴木一彦・大森栄一

山本章・池沢芳夫

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

J R R - 1 の 運 転 と 利 用

日 本 原 子 力 研 究 所 東 海 研 究 所
研 究 炉 管 理 部 鈴 木 一 彦 ・ 山 本 章
管 理 部 大 森 栄 一
保 健 物 理 安 全 管 理 部 池 沢 芳 夫

要 旨 J R R - 1 は、わが国最初の原子炉であり、昭和32年8月27日臨界以来昭和44年11月21日の運転停止にいたるまで約12年間、原研はもとより広く国内機関に開放利用されてきた。この間、原子炉の運転、保守、利用を含めてのすべてが我々にとって初めての経験であり、これを総括することは意義深い。第2章事務的な管理面、第3章原子炉の運転管理および放射線管理に関する技術的事項、第4章技術者の養成を含めた利用、に大別して述べた。

Operation and Uses of JRR-1

K. SUZUKI · A. YAMAMOTO

Div. of Research Reactor Operation, Tokai, JAERI

E. OMORI

Div. of Administrative Services, Tokai, JAERI

Y. IKEZAWA

Div. of Health Physics and Safety, Tokai, JAERI

(Received July 1971)

Abstract JRR-1, the first nuclear reactor in Japan, went critical on August 27, 1957 and terminated its operation on November 21, 1969.

The research reactor had been widely used not only by JAERI but also by other organizations in the country for the about 12 years.

Its operation, maintenance and utirizations were the first experiences for these people as well as operating personnel.

Therefore, it is highly significant to present this report, including the administration, technical problems of operation and radiation monitoring, and uses, e.g. personnel training, experiments, etc.

目 次

1	はじめに	1
2	総 括	1
2.1	J R R - 1 運営の推移概要	1
2.2	組織と人員	3
2.2.1	管理機構の検討	3
2.2.2	J R R - 1 運営管理委員会	4
2.2.3	組織と分掌	5
2.2.4	人 員	6
2.3	経 理	7
2.3.1	資 産	7
2.3.2	経 費	8
2.3.3	利用料金と料金収入	8
2.4	保安規程・その他	10
2.4.1	保安規程の内容の変せん	10
2.4.2	性能検査の基準について	13
3	J R R - 1 の運転管理	15
3.1	J R R - 1 の運転管理	15
3.1.1	運転経過	17
3.1.2	運転形態	18
3.1.3	運転の特記事項	18
3.2	J R R - 1 の保守整備	19
3.2.1	起動前点検	19
3.2.2	定期自主検査	19
3.2.3	施設の保守	20
3.2.4	故障および事故	22
3.2.5	定期検査	23
3.3	J R R - 1 の技術管理	24
3.3.1	制御系	24
3.3.2	ガス系	25
3.3.3	燃料系	28
3.3.4	冷却系	28
3.3.5	燃料溶液等の取出し試験	30
3.3.6	燃料管理	31
3.4	J R R - 1 の放射線管理	33

3.4.1	放射線管理施設および測定器	33
3.4.2	放射線モニタリング	33
3.4.3	原子炉解体時における放射線管理	34
3.4.4	個人被曝線量の推移	35
3.4.5	排気および排水中の放射性物質	35
3.4.6	廃棄物の搬出状況	35
3.4.7	放射性汚染および被曝	35
4	JRR-1の利用	37
4.1	利用の基準	37
4.1.1	共同利用についての考え方	37
4.1.2	利用基準	38
4.2	利用概況	42
4.2.1	利用の形態	42
4.2.2	利用件数の推移	42
4.2.3	実験利用の状況	44
4.2.4	照射利用の状況	45
4.3	技術者の養成	47
4.3.1	JRR-1短期運転訓練	47
4.3.2	原子炉研修所一般課程におけるJRR-1の利用,その他	47
5	JRR-1に関連した口頭報告	49
6	付 録	50
6.1	JRR-1の運転管理に要した機器等の資産額の推移	50
6.2	JRR-1管理課(室)在籍者推移表	53
6.3	JRR-1保安規程(各条見出しの対比表)	58
7	あとがき	65

目 次

Fig. 3.1	JRR-1の運転実績	99
Fig. 3.2	"	100
Fig. 3.3	原子炉出力と熱出力の比	101
Fig. 3.4	ガス系圧力・流量	101
Fig. 3.5	ガス再結合器内触媒床の温度	102
Fig. 3.6	余剰反応度	102
Fig. 3.7	一次冷却水電導度の変化	103
Fig. 3.8	炉心温度	103

Fig. 3.9	二次冷却水流量	104
Fig. 3.10	Location of JRR-1 radiation monitor.	105
Fig. 3.11	The radiation level of the reactor top of JRR-1 in 40KW Operation.	106
Fig. 3.12	Radiation level about experimental hole 1N and 7N in 40KW Operation.	107
Fig. 3.13	Radiation level in the subpile room of JRR-1	108
Fig. 3.14	Recorded curves of monitors JRR-1 in the time of accidental release of radioactive gas.	109
Fig. 4.1	JRR-1利用状況	110

表 目 次

Table. 2.1	JRR-1運営に関する主要事項	66
Table. 2.2	JRR-1の管理機構(W.B班の原案)	66
Table. 2.3	JRR-1の管理機構	67
Table. 2.4	JRR-1運営管理委員会委員メンバー(発足時)	67
Table. 2.5	JRR-1管理組織の推移	68
Table. 2.6	JRR-1管理課(室)在籍者数の推移	69
Table. 2.7	JRR-1管理課(室)から転出した人の移動先	70
Table. 2.8	JRR-1建家の簿価推移	71
Table. 2.9	JRR-1(原子炉)の簿価推移	72
Table. 2.10	JRR-1の運転管理に要した機器類の資産額	73
Table. 2.11	JRR-1原価明細表 [2枚]	74
Table. 2.12	JRR-1の直接運転経費	76
Table. 2.13	JRR-1照射料金表	76
Table. 2.14	JRR-1利用料金表	77
Table. 2.15	JRR-1共同利用料収入額推移	77

Table. 3. 1	JRR-1 運転実績	78
Table. 3. 2	スクラムの原因と回数	79
Table. 3. 3	JRR-1 運転形態	80
Table. 3. 4	JRR-1 の訓練運転対共同利用運転実績比較	80
Table. 3. 5	JRR-1 の保守状況 (機器の性能劣化件数)	81
Table. 3. 6	JRR-1 定期自主検査実施状況	82
Table. 3. 7	" 実績表	83
Table. 3. 8	主要な故障および事故	84
Table. 3. 9	JRR-1 定期検査実施状況	85
Table. 3.10	JRR-1 の異常または特性変化	86
Table. 3.11	燃料等の取出し試験	87
Table. 3.12	燃料等の試験分析結果	88
Table. 3.13	JRR-1 の燃料装荷取出等の一覧	89
Table. 3.14	放射線管理用測定器一覧表	90
Table. 3.15	Statistics of external dose in JRR-1	91
Table. 3.16	Annual Record of liquid waste discharged from JRR-1	92
Table. 3.17	Annual Record of discharged polid wastes, and medium-level liquid wastes.	93
Table. 3.18	放射性汚染および被曝	94
Table. 4. 1	標準取扱条件	40
Table. 4. 2	所外の実験孔別利用件数百分率	44
Table. 4. 3	利用状況一覧表	43
Table. 4. 4	JRR-1 短期運転訓練実施状況	96
Table. 4. 5	JRR-1 短期運転訓練構習会日程表	97
Table. 4. 6	原子炉研修一般課程カリキュラムにおけるJRR-1の利用状況	98

CONTENTS

1	Preface	1
2	Generality	1
2.1	Outline of progress	1
2.2	Organization and staff	3
2.2.1	Organization and staff	3
2.2.2	Committee of JRR-1 Operation controll	4
2.2.3	Division of duties	5
2.2.4	Staff	6
2.3	Administration	7
2.3.1	Property	7
2.3.2	Expenditiure	8
2.3.3	Utirization charge and revenue	8
2.4	Safty leguration	10
2.4.1	History of legurations	10
2.4.2	Base of functional test	13
3.	Operation of JRR-1	15
3.1	Operation and contrall	15
3.1.1	History of reactor operation	17
3.1.2	Operation system	18
3.1.3	Special items for operation	18
3.2	Maintenance	19
3.2.1	Preoperation check	19
3.2.2	Over-haul	19
3.2.3	Maintenance of facillity	20
3.2.4	Trouble and accident	22
3.2.5	Official inspection	23
3.3	Tecknical management	24
3.3.1	Controll system	24
3.3.2	Gas line system	25
3.3.3	Fuell line system	28
3.3.4	Cooling line system	28
3.3.5	Examination of fuell solution	30
3.3.6	Management of fuell	31
3.4	Radiation monitoring	33

3.4.1	Radiation monitoring of facility	33
3.4.2	Radiation monitoring	33
3.4.3	Radiation monitoring at dismantle of JRR-1	34
3.4.4	History of personal dose	35
3.4.5	Radioactive material in exhaust and drain	35
3.4.6	Waste	35
3.4.7	Contamination and Dose	35
4.	Utilization	37
4.1	Base	37
4.1.1	Principle	37
4.1.2	Standard	38
4.2	General Discription	42
4.2.1	System	42
4.2.2	History	42
4.2.3	Experimental Utilization	44
4.2.4	Irradiation	45
4.3	Training	47
4.3.1	Operational training	47
4.3.2	Reactor school	47
5	Oral Reports	49
6	Appendix	50
6.1	History of property at JRR-1	50
6.2	List of members at JRR-1	53
6.3	Safty legurations	58
7.	Postscript	65

1. はじめに

JRR-1は、公式には、昭和44年11月21日をもって運転を停止した。しかし、それまで行なってきた利用運転の最終日は43年10月1日であったから、32年8月27日臨界到達以後、運転停止にいたるまでの全運転期間は11年と1か月ということになる。JRR-1はわが国第1号の原子炉であったから、現在点にたってみれば何でもないと思われることでも、これらのことは、われわれにとってすべてはじめての経験であった。

JRR-1の11年間にわたる全運転期間を通じての記録の総括は研究炉の運転と利用についてのわれわれの生長過程の足跡である。そこで、全運転期間を通じての記録を三つに大別して総括することとし、以下第2章で事務的な管理面、第3章で原子炉の運転管理および放射線管理に関する技術的な面、第4章で技術者の養成を含めた利用に関する面、としてまとめて述べることにする。

2. 総括

2.1 JRR-1運営の推移概要

本章の標題は総括となっているが、JRR-1の管理についての総括をこゝでとりあげるといふことではなく、そのうちのadministrativeな面をとりあげることが本章の趣旨であることをあらかじめお断りしておく。

JRR-1設置の当初の目的は、①天然ウラン重水国産炉(のちのJRR-3)の設計資料を得るための指数函数実験、②炉材料の純度測定および物理学関係の基礎研究、③RIの試験的生産をこの炉で行ない、将来は④研究要員の養成訓練に用いることを主たる目的とし、以上のほか医学、生物学、その他の一般開放研究にあてることであった。

JRR-1の運営は、この設置目的を果すことをめざしてすゝめられ、新たな目的の追加ないし変更などのためにする仕様の変更とか、改造は一切行はない原則で運営された。

この当初の目的のうち、①については、JRR-1の利用開始の時期とJRR-3の建設タイムスケジュールとの調整ができなかったことなどから、遂に実現されなかったが、②以下の項目については、つぎに予定された研究炉JRR-2の利用が当初の予定どおりに軌道にのらなかつたこともあり、後章で述べるように、その目的を十分に果たす活躍をしたといえる。

JRR-1が臨界になった昭和32年8月27日以降この炉の解体が完了し、JRR-1管理課が東海研究所の組織から消えた45年5月1日までの期間における、JRR-1の運営に関連

1. はじめに

JRR-1は、公式には、昭和44年11月21日をもって運転を停止した。しかし、それまで行なってきた利用運転の最終日は43年10月1日であったから、32年8月27日臨界到達以後、運転停止にいたるまでの全運転期間は11年と1か月ということになる。JRR-1はわが国第1号の原子炉であったから、現在点にたってみれば何でもないと思われることでも、これらのことは、われわれにとってすべてはじめての経験であった。

JRR-1の11年間にわたる全運転期間を通じての記録の総括は研究炉の運転と利用についてのわれわれの生長過程の足跡である。そこで、全運転期間を通じての記録を三つに大別して総括することとし、以下第2章で事務的な管理面、第3章で原子炉の運転管理および放射線管理に関する技術的な面、第4章で技術者の養成を含めた利用に関する面、としてまとめて述べることにする。

2. 総括

2.1 JRR-1運営の推移概要

本章の標題は総括となっているが、JRR-1の管理についての総括をこゝでとりあげるといふことではなく、そのうちのadministrativeな面をとりあげることが本章の趣旨であることをあらかじめお断りしておく。

JRR-1設置の当初の目的は、①天然ウラン重水国産炉(のちのJRR-3)の設計資料を得るための指数函数実験、②炉材料の純度測定および物理学関係の基礎研究、③RIの試験的生産をこの炉で行ない、将来は④研究要員の養成訓練に用いることを主たる目的とし、以上のほか医学、生物学、その他の一般開放研究にあてることであった。

JRR-1の運営は、この設置目的を果すことをめざしてすゝめられ、新たな目的の追加ないし変更などのためにする仕様の変更とか、改造は一切行はない原則で運営された。

この当初の目的のうち、①については、JRR-1の利用開始の時期とJRR-3の建設タイムスケジュールとの調整ができなかったことなどから、遂に実現されなかったが、②以下の項目については、つぎに予定された研究炉JRR-2の利用が当初の予定どおりに軌道にのらなかつたこともあり、後章で述べるように、その目的を十分に果たす活躍をしたといえる。

JRR-1が臨界になった昭和32年8月27日以降この炉の解体が完了し、JRR-1管理課が東海研究所の組織から消えた45年5月1日までの期間における、JRR-1の運営に関連

した主要事項を Table 2.1 に示す。

32年8月27日に臨界に達してから、33年1月までの期間には、この炉の運転と利用のための必要とされる特性試験を行なう一方、予備品の補充、施設、機器等の補修、整備、調整が併行して行はれた。

他方、この間に、この年の4月に検討を開始し、その後中断されていた、JRR-1の管理機構に関する所内での検討がすゝみ、その結論にしたがって準備が行なわれ、32年11月28日には第1回の「JRR-1運営管理委員会」が開催された。

また、32年に制定されたいわゆる「原子炉等の規制法」にもとづく、「JRR-1保安規定」は33年1月7日付で認可された。こうして、JRR-1の利用運転開始への準備は着々とすゝめられた。

33年2月11日から同年4月17日の約2ヵ月間にわたり、所内ばかりでなく、所外の利用も含めて、正式な共同利用に先立つ試験的な共同利用を実施した。このさいの所外の利用については、日本原子力産業会議（以下略して原産と呼ぶ。）、日本放射性同位元素協会（以下略して放同協と呼ぶ。）、および日本学術会議（以下略して学術会議と呼ぶ。）に仲介の労をとってもらった。

33年4月には懸案であった原子炉の利用料金が、JRR-1運営管理委員会での検討および関係官庁との折衝を終りほゞ内定した。また、臨界後もひきつゞいて続けられていたセミホットラボの整備が一段落したので、33年7月1日から正式なJRR-1の共同利用を開始した。

なお、このさい、所外からの利用申込等の窓口業務は放同協に依頼した。（この業務は後に原研が引取った。）

33年9月には、「JRR-1短期運転訓練」コースを開設した。これは原研外の原子力技術者に原子炉というもの」の経験を得させることを目的としたもので、以後共同利用のあい間をぬって38年度まで実施した。

さらに、35年3月には原子炉研修所一般課程が開設され、この課程における原子炉の運転実習および原子炉を用いる実験にはJRR-1が専ら使用されることになった。

臨界後約2年半にわたる運転の過程で生じた炉内酸素圧の減少、反応度の異常低下、出力の不安定性、などの諸問題を解明するため、35年4月から9月まで半年間炉の利用を休止し、化学部の協力をえて「燃料の取出し総合試験」を実施した。

35年5月には、32年7月以降東海研究所長直轄の組織であった「JRR-1管理室」がJRR-2建設室とともに、組織改正によって新設された「研究炉管理部」の傘下に入り、「JRR-1管理課」と名称がえされた。これによって定常的な利用運転の組織的体制が確定されたといつてよい。

JRR-1に次ぐ研究炉JRR-2は、契約当初の予定からすれば、おそくも35年度ごろから共同利用を始められる筈であったが、建設のおくれにつき、臨界後も運転体制問題で劣

使間の紛争があり、共同利用が軌道にのりだしたのは38年度下期に入ってからであった。したがって、このころまでは所内において利用できる研究炉はJRR-4に限られていた。しかし、前述の「燃料取出し総合試験」以後JRR-1は順調に稼動し、利用者の要望にこたえた。

39年度に入ると、Sweep Gas Flow Meterの故障など原子炉の老朽化現象が目立ちはじめた。一方、JRR-2の利用も軌道にのり、他方、原研全体における定員事情の窮迫化につれ、JRR-1の休止の問題が所内での論議にのぼりはじめた。^{*1}

そして、40年度には33年度以来継続してとってきた利用運転方式を変更した。つまり、利用運転における高出力(40KW)運転時間を短縮し、照射よりも低出力の実験利用に重点をおく方式に改めた。^{*2}

さらに、40年度の後半からはJRR-3の利用も開始されたので、JRR-1の共同利用は42年度をもって取止めることとされた。しかし、たまたま、43年7月におこったJRR-2制御室の焼損事故で、同炉の共同利用が一時不可能となったため、同年8月から9月の6週間支援のためにJRR-1の共同利用を臨時に実施した。

共同利用取止め後のJRR-1をなお原子炉研修所専用として利用するか、否かについては種々検討されたが、結局、理事会の方針として解体することに決められた。それは43年秋のことであった。

この原子炉の解体は、国内でははじめての例を作るものであった。したがって、所外に対する了解手続きや「原子炉等規制法」の適用についての官庁関係との折衝は慎重な諸準備を積み重ねて進められた。JRR-1はわが国で最初に建設された原子炉であることから、歴史的な記念碑として、その外形を保存することとし、装荷されていた燃料を炉施設外にとりだすことをもって解体とみなすことが法的にみとめられた。

44年度下期には、原子炉解体のための燃料取出し作業を行ない、45年5月1日付組織改正により、JRR-1管理課は廃止された。

こうしてJRR-1は原子力開発の第1線から退くこととなった。

2.2 組織と人員

2.2.1 管理機構の検討

JRR-1の管理機構の検討は、その臨界より以前の32年4月に始まる。これは原子炉の運転開始に先立ち原子力局へ提出しなければならないHazard Report中に管理機構を記載する必要に迫られたからである。^{*3}

*1 39年6月、菊池理事長を継いで就任された丹羽新理事長が、この意向をまず表明された。

*2 従来、照射利用のための4g²³⁵U₂O₅運転の日は火、水、木曜の3日間であったものを、火、水曜の2日間に短縮し、残りの日を実験のための利用にあてることとした。

*3 当時はまだ「原子炉等規制法」が制定されていなかった。2.4.参照のこと。

当時のJRR-1建設の担当組織である原子炉開発部W. B., CP-5班から提出された管理機構の原案はTable 2.2に示すものであった。同班は:

- ① Armour Research Foundation (50KW, W. B. 型炉)
- ② MIT (1,000KW, CP-5型炉)
- ③ Washington State College (100KW, スイミングプール炉)
- ④ NAA (3 KW, W. B. 型炉)
- ⑤ North Carolina State College (10 KW, W. B. 型炉)

などの例を調べ、大体Armour Research Foundationの例にならい、委員会が強権をもち、放射線管理班も原子炉の管理室長の直属下に入れる構成を提案した。

32年4月8日および同年4月15日の2回にわたり、同班、企画課その他所内関係者が集って検討した結果、大筋としてTable 2.3に示す機構とし、運営上の具体的な問題点については炉が定常運転に入る前に検討会を再開して決定することとされた。その概要を略記すると次のとおりである。

(1) 運営管理委員会の構成と役目

- ① 委員会は必要に応じて開催することとし、その構成は次のとおりとする: 研究所長(議長), 研究所長の任命する者, W. B. 炉管理室長(ただし, voteに入らないで説明だけする)

- ② 委員会の任務: ①炉の運転管理に関する基本方針の決定, ②炉の運転管理に関する総合調整, ③その他重要問題の処理。

(2) 実験計画会議(毎週定期に開催する)

- ①構成: ①W. B. 炉管理室長(議長), ②保健物理部員, ③所内実験担当者, ④研究計画課員(所外利用者代表)

- ②任務: 提出された実験申しこみを取りまとめて、実験のタイムスケジュールを作成する。

(3) W. B. 炉管理室長の任務

- ① 運営管理委員会の決定した炉の運転に関する基本方針にしたがって、炉に関する政策、規則の立案を行ない、その施行に対して責任を負う。
- ② 炉の運転管理に対し責任を負う。

(4) 保健物理要員

保健物理要員はW. B. 炉管理室の構成員であるが、保健物理部長に直属する。炉の運転管理に当り、保健物理的な観点からの諸問題については、W. B. 炉管理室長および保健物理部長に意見を具申する。ただし、保健に関する放射線管理上の問題の最終的責任は保健物理部長にあるものとする。

上述の結論は、同年4月18日の研究会議を経て、同4月19日の理事会で承認された。

2.2.2. JRR-1運営管理委員会

前項で述べた管理機構にもとづき、「JRR-1運営管理委員会」が設けられることになったが、委員は所内、所外同数の各5名、合計10名で構成された。このうち所外委員の選出については、産業界から2名、学会から2名、官公庁試験研究機関関係から1名の割合で選出す

る方針で、委員の推せん方をそれぞれ原産、学術会議および工業技術院長に依頼した。

委員会発足時の委員は Table 2.4. に示すとおりである。^{*4}

第1回の委員会は32年11月28日に開かれた。この会議で、委員会の運営要綱は大略つぎのように定められた。

- ① 委員会の性格： 東海研究所長の諮問機関である。
- ② 委員会の審議事項： JRR-1の運営に関する基本的問題
- ③ 委員長： 東海研究所長
- ④ 会議の司会： 委員長が行なり。

そして、同時に幹事および事務局が定められた。

当時、JRR-1はわが国としてははじめての研究炉であり、また大型研究施設の国をあげての共同利用というはじめての経験をとにかく円滑に軌道にのせえたのは、この委員会の努力に負うところが大きかったといえよう。この委員会は、その後34年にJRR-2についても審議の対象に含めることとし、「研究炉運営委員会」と拡大改組された。そして、36年にはさらに「共同利用施設運営委員会」に吸収された。

2.2.3 組織と分掌

32年7月1日の組織改正により、東海研究所が新に発足すると同時に、JRR-1の運転管理を担当する組織として、所長直属の「JRR-1管理室」が設けられた。32年11月の時点におけるJRR-1管理室の組織分掌事項は、「組織規程」によるとつぎのように定められている。

- ① JRR-1の運転および管理に関すること。
- ② JRR-1の使用計画に関すること。
- ③ JRR-1の維持および保守に関すること。
- ④ JRR-1建家内の研究室および付帯研究設備の整備、維持運用に関すること。

なお、これに加えてJRR-1施設の管理にあたっての施設内の放射線管理については、保健物理部放射線管理室が、また建家施設に付帯するユーティリティ関係施設の運転、保守等の業務は建設部工務課が分担することとされていた。

なお、原子炉の運転の方式については、当初、RI製造関係をはじめとして、利用者側からは24時間連続運転による利用の希望がかなり強くだされていた。また、JRR-1管理室側でも炉の有効利用の立場から、つぎに予定されていたJRR-2が利用できるまでの期間だけでも連続運転を可能とするべく、種々検討しそのために解決すべき問題点を整理した。そして、

^{*4} Table 2.3中では所内6名となっているが、これはJRR-1管理室長(常時出席するが、議事決定には加われない)を含めた数字である。

これを上層部にあげたが、結局原研の方針として連続運転の体制はとらないで、*5 dailyの利用運転で運営されることとされた。

35年5月の組織改正により、JRR-2建設室とあわせて「研究炉管理部」が新設され、その下に「JRR-1管理室」は「JRR-1管理課」と改称された。それと同時に、これまでの同室の分掌のうち、JRR-1の利用および事務関係の業務は、新たに設けられた同部研究炉業務課に移管されることになった。また、同様に同部内に新設された「技術研究室」へ研究要員のスタッフを移動した。この時点が、JRR-1管理のルーティンの体制への移行の転機といえる。

36年6月以降、研究炉管理部下のJRR-1およびJRR-2の附属機械室関係施設の運転、保守業務は工務課からJRR-2管理課へ移管替えされていたが、40年9月再び同業務の技術部への移管にさいし、JRR-1のそれについては移管せず、JRR-1管理課へその要員とともに吸収した。以後、原子炉と建家附属機械室関係施設の運転、保守は一括してJRR-1管理課の分掌となった。

そして、JRR-1の解体完了により、45年5月1日付でJRR-1管理課の名称は東海研究所の組織表からその姿を消した。

以上の推移をTable 2.5に示す。

2.2.4. 人 員

前項2.2.3で述べたような組織、分掌の異動に応じ、JRR-1管理課(室)の人員は量的な面からも質的な面からも変化していった。Table 2.6にJRR-1管理課(室)在籍者数の推移を示す。

まず、本務在籍者の毎年12月現在における総数をみる。32年7月JRR-1管理室発足には17名であったが、その後増加を続け34年末には23名と最高の人数を抱えた。35年5月にJRR-1管理課と改称される際に利用、事務関係業務が他へ移管され、そのため同年末には15名に減少した。さらに36年末には10名となり、以後利用運転が休止されるまで大体この規模の人数で利用運転が維持された。

32年から35年にかけての約3年間は「原子炉の運転管理というもの」についての広い意味での技術習得の期間であったといえるであろう。それ故、大学卒の若い技術者をかなり注ぎこむ一方、それらの人に替ってあとの定常運転を維持するための幹部要員の養成も必要であったので、この3年間には在籍者中に占める大卒技術者の比率はそれ以降(大約50%)に比べるとかなり高く60~70%であった。

33年から36年にかけての期間における在籍者の変動数をみると、この間に28名が他へ

*5 当時としては、JRR-1臨界記念日を頂点とした労使関係の不調が底流にあり、マンパワーの確保、運転員の直勤務による厚生問題その他などについての解決の見通し難が大きな要因ではなかったかと推察される。

転出し、20名が転入（殆どが新規卒業者か中途採用者の配属で、他課室からの配転は非常に少ない。）するといった大巾な陣容の入替えがなされているのは前述の事情を反映したものである。

さらに、この間に他課室へ転出（ないし退職）した人達の行方を、① 原子炉の運転、管理、② 研究、開発関係、③ その他、に大ざっぱに分類し、J R R - 1管理課（室）から転出した先と現在（45年4月）の職場とをみるとTable 2.7に示すようになっている。合計28名の転出者のうち3名の事務係員を除いた25名についてみると、直接の転出先が原子炉の運転管理関係の職場（殆どJ R R - 2, J R R - 3）の者が約6割、研究、開発関係の職場の者が約2割を占めていた。しかし、現在でみると、その比率は逆転し、それぞれ2割と5割とになっている。これに対して、37年以降、J R R - 1管理課が廃止された45年5月までの全転出者18名についてみると、8割以上に当たる315名が原子炉の運転管理関係の職場に転出しており、35年の研究炉管理部新設の時期を頂点とした移動が質的な再編成であったことを示している。

なお、J R R - 1管理課^{*6}以外の組織で、この炉の管理に直接関与していたマンパワーとしては、炉の利用関係業務（研究炉業務課、のちに研究炉利用課の分掌）2～3名、事務関係業務（研究炉業務課の分掌）1～2名、放射線管理業務（保健物理（安全管理）部の分掌）～2名、建家付属機械室の運転、保守業務（技術部の分掌、のちにJ R R - 1管理課に吸収）～2名の合計7～9名があった。

さらに、一言付加すると、33～35年に外来研究員5名を受入れた。これらの人々は、当時国内で建設または設置の計画がすゝめられていた原子炉の運転管理の担当を予定されていた技術者で、半年ないし1年間在籍し炉運転管理の技術を習得して帰っていった。こういった形式での技術者養成も行なわれた。

2.3 経 理

2.3.1. 資 産

こゝでは、J R R - 1の運転管理にどれだけの投資がなされたかを、建家、炉本体、および機器類の3点から概算してみることとする。

J R R - 1建家の簿価はTable 2.8に示す。竣工時の簿価は約1億7,100万円（諸掛付加の振替分を除くと約1億5,500万円）でその後45年末までに約600万円の施設が付加されている。このうち、最も大きなものは集中監視装置（342万9,000円）の取付け^{*7}であるこれは機械室の運転を制御室で炉の運転とあわせて同時に監視するために設けられたもの

*6 36年5月、J R R - 1管理課となって以降の利用運転実施当時の状況について示す。

*7 マンパワーの節約を目的としたものである。研究炉管理部では、炉施設の安全管理と合理化の立場から、J R R - 1, J R R - 2それぞれ同じ目標で検討をすゝめたのであるが、J R R - 2では施設面でこれが不可能とみられたこと、および当時大型施設担当であった柳下理事の方針もあり、J R R - 2の場合は実現せず、機械室関係業務は技術部へ再び移管替えされた。

である。

つぎに、原子炉本体の簿価は Table 2.9. に示すようになっている。発注先の N A A 社 (North American Aviation, Inc.) との購入契約価格は 25 万 8,000 ドルで、竣工時の簿価は 1 億 3,900 万円 (諸掛附加の振替分を加算すると 1 億 5,500 万円) である。その後 40 年末までに約 2,500 百万円の施設が付加されている。

さらに、JRR-1 の運転管理に要した機器類の購入金額について試算してみた結果を Table 2.10. に示す。

この表はつぎのようにして作成した。JRR-1 管理課および研究炉利用課 (たゞし、取得年月および利用の状況等から JRR-1 の利用にもっぱら用いられたと判断されたもののみ対象とする。) の 44 年 4 月 1 日現在の固定資産台帳によって 3 万円以上の機器^{*8}を捨い、これを表に示すように分類集計した。

この表からすると、炉の運転保持に要した機器への投資額が 5,700 万円と全体の約 7 割近くを占め、総額としては約 8,700 万円である。これとは別に保健物理安全管理部所管の放射線管理用機器類 (JRR-1 施設内でもっぱら使用されたもの) が大略 1,000 万円程度あると推定されるので、結局、JRR-1 の一代の間に所要された機器への投資額は大略 1 億円とみられる。

したがって、建家、炉本体、および機器類を加えた総資産額 (簿価) は、
 $1 \text{ 億 } 6,000 \text{ 万円} + 1 \text{ 億 } 5,800 \text{ 万円} + 1 \text{ 億円} = 4 \text{ 億 } 1,800 \text{ 万円}$ 、
 となり大略 4 億円の投資がなされたこととなる。

2.3.2. 経 費

JRR-1 の年々の運転原価がどうなっていたかを、Table 2.11. の原価明細表に示す。これによると、利用運転を行っていた 33~43 年の 11 年間についての平均をとると、年約 3,000 万円となっている。

また上記原価明細表のうち、炉の運転に関して JRR-1 管理課 (室) が直接の執行箇所となっている費目 (これを仮りに JRR-1 の直接運転経費と呼ぶこととする。) についての年々の実績を示すと Table 2.12. のようになる。これによれば 33~43 年にわたる共同利用運転期間中の年平均の所要直接運転経費は約 500 万円であった。

2.3.3 利用料金と料金収入

(1) 利用料金

所外利用に対する料金体系は、「JRR-1 運営管理委員会」の発足当初の主な議題の一つであった。32 年暮から 33 年 4 月にかけて同委員会で検討されると同時に、併行して原子力局、大蔵省など関係官庁との折衝が行われ 33 年 4 月末にはほぼ内定した。しかし正式には

*8 物品管理事務規程による固定資産物品に該当する。

「JRR-1, JRR-2, JRR-3, ヴァン・デ・グラフ加速器, コバルト60照射室, 直線加速器及びホット, ラボラトリーの共同利用に関する業務」の認可(33原第3200号, 33.7.1付)により同年7月1日付で認可された。

JRR-1利用料金の決め方は以後の国内における原子炉利用料金決定のさい, しばしば参照されたので, その概要について, こゝで触れておく。

まず, 考え方の前提としてつぎの2条件を充たすこととした。

- (a) 外国の研究炉の利用料金と比較し, ほぼ同程度の額とすること。
- (b) 原研は国の機関に準ずるから, 斯業奨励の意味で, 全コストをカバーすることはないが, 所外利用による運営コスト増分はカバーできる見込みのある料金とすること。

上記2原則をどこで折合せたかという点, 結果的には(a)を優先させ, この予想される料金水準をカバーできると予想される範囲をコスト要素のうちから捨い, これを操業度(炉実験孔の予想利用率)で調整をとり, (b)か(a)と併立する形をとった。

こうして決められた利用料金体系の基本はつぎのとおりである。

- ① 欧米諸国の例にならい, 利用料金は, つぎのように固定部分(取扱手数料)と比例部分(照射料)との和から成るようにする。

利用料金 = 取扱手数料 + 照射料

- ② 照射料: 標準照射中性子束 (10^{11} n/sec. cm^2) が JRR-1 と同じ程度の欧州(英, 仏, ノルウェー)各国の研究炉の照射料金^{*9} を比較の基準にとり, 生成 R I の放射能 mCi 当りの照射価格が, ほぼ同じオーダーの価格になるよう, 週間当りの照射価格^{*10} を決定する。こうして決定された照射料は,

1照射ユニットにつき 500円/週 である。

- ③ 取扱手数料: JRR-1 を外部に利用させることにより生ずる運営の増分コストを利用料金収入でカバーすることとする。この増分コストは試算^{*11}の結果,

1週1照射ユニット当り, 概算 2,000円

となったので, 取扱手数料は

2,000円 - 500円(照射料) = 1,500円

とする。

*9 下記の研究炉の例を参考にした。

英国(U. K. AEA, ハーウエル)	BEPO
仏国(CEA, サクレー)	EL-2
ノルウェー(JENER)	JEEP
カナダ(AECL, チョークリバー)	NRX
米国(U. S. AEC, ORNL)	X-10

なお, この情報は, 当時フランスおよびノルウェーに留学していた夏目晴夫, 岡本浩一両氏のご尽力によるものである。こゝに記して感謝の意を表したい。

*10 欧州の炉は1週6日間の連続運転を行っており、一方JRR-1は当面1週5日、5時間/日運転とするので1週間当りの料金は、運転時間の比率から

$$3,000\text{円}/\text{週} \times (5\text{hr} \times 5\text{day} / 24\text{hr} \times 6\text{day}) \approx 500\text{円}/\text{週}$$

*11 試算の前提：①所内、所外の利用率=7:3(第1回JRR-1運営管理委員会の決定による。)②照射ユニット数(標準カプセルの炉実験孔への收容可能数合計)は、炉実験孔の全容積から算出すると、3,260~8,850ユニット、所外分は①により30%とすると、978~2,655ユニットだが、この上限2,655ユニットをとる。

対象とするコスト要素は、つぎのような直接経費に限定する。

補修費(付属機器、備品分のみ)	40百万円 $\times 3\% \times \frac{3}{10}$	360千円
運転経費	7,454千円 $\times \frac{3}{10}$	2,236
人件費(直接事務人件費	1,557千円	} 2,257
直接人件費(JRR-1管理室の利用		
班員の増員分コスト)2人 $\times 350$ 千円 = 700千円		
外部利用による事務諸経費(事務用品、印刷費等)		300

以上のような体系をもととし、共同利用開始時(33年7月1日)の利用料金表をTable 2.14.に示す。その後、利用経験の集積および利用サービス範囲の拡大に伴い、34年1月にはTable 2.15.に示すように部分的な改訂がなされ、以後JRR-1の共同利用が休止されるまでこの料金表が適用された。

(2) 料金収入

33年7月の共同利用開始時から43年9月の共同利用中止時までの年々の利用料金収入(所外分)をTable 2.16.に示す。最高は37年度の4,513,000円で、36~39年度が所外から最もよく利用された期間といえる。JRR-1一代の間の利用料金収入の合計は21,425,000円であって、これは、前にあげた(Tab. 2.12)JRR-1の直接運転経費の合計5千4百万円と比較してもその4割に充たない額であった。

なお、この他JRR-1短期運転訓練による講習受講料(第7回のコースから徴集、1コース8,000円、たゞし大学、大学院学生は免除)収入があるが、とるに足らない額である。

2.4 保安規程、その他

2.4.1, 保安規程の内容の変せん

原子炉の保安規定^{*12}は、いわゆる「原子炉等規制法(32.6.10.法律第166号)」第

*12 「原子炉等規制法」では「保安規定」とされており、所内でも「JRR-1保安規定」のように当初は法律を受けて「定」を用いていた。しかし、36年から所内規定の一つであるということで「JRR-1保安規程」と「程」を用いることになった。

37条にもとづき、各炉ごとに定め、原子炉の運転開始前に内閣総理大臣の認可を受けねばならぬことになっている。そして、この保安規定に盛こまねばならぬ事項については、「原子炉の設置、運転等に関する規則（32.12.9.総理府令第83号）」第15条に定められている。

JRR-1の臨界到達は昭和32年8月27日であったから、したがってこれらの原子炉に関する規制の法律はJRR-1の既成の事実のあとを追いかけて施行された形になっている。上述の法律および規則の保安規定に関する条項は、その後現在まで変更されていない。しかし、これらの条項にもとづいて定められた「JRR-1保安規程」の内容はいく度か改正が加えられた。これらの改正はJRR-1管理の実態の変更にもとづく小修正的なものが多かったが、そのうち2回だけ大巾な改正を行なっている。その一つは、36年3月31日付35規程第16号として実施された改正であり、もう一つは、41年11月11日付41達第45号として実施されたそれである。

以下で、これらの改正に重点をおき、「JRR-1保安規程」内容の要点の移り変りを見ることとする。

「JRR-1保安規定」が最初に認可を受けたのは、昭和33年1月7日のことである。当時、わが国としては原子炉の運転経験について皆無に等しい状態にあり、したがって監督の立場にある原子力局も、監督を受ける立場にある原研も、いわば頭の中の作業で保安規定を決め、認可したとよい状態であった。

35年5月に、前述(2.2.3)した研究炉管理部の新設という大きな組織改正が行なわれ、したがってJRR-1保安規定も改正を迫られていた。これが36年3月31日付の前述の改正の発端的な理由であるが、同時に次にあげるような事情が改正を大巾なものとしたとみられる。

- (1) 33年以降約3年にわたるJRR-1での経験が積み重ねられ、実態に則した規程改正の必要が生じたこと。
- (2) 32年当時、原子炉の設置者となるのは当分の間原研以外にはないと考えられていたが、立教大炉(36.12.9.臨界)、日立炉(36.12.25.臨界)、東芝炉(37.3.13.臨界)、近畿大炉(36.11.1.臨界)など民間で原子炉を保有するところであらわれ、しかもそれらの原子炉の稼働が目前に迫ってきたこと。
- (3) 上記の比較的小型の研究炉に加え、原研では1万KWという高出力のJRR-2が35年10月1日には臨界に到達したこと。
- (4) その他、JPDR、日本原子力発電株式会社東海炉など動力炉の建設開始への動きがあったこと。

などから、科学技術庁では一方では「原子炉等規制法」の整備(36.3.31.改正公布)を行いつつともこれから保安規定を制定すべき上述の炉のモデルケースとして、「JRR-1保安規定」を検討したものと思われる。

改正の要点を組織の変更に対応するものを除いて列挙すると次のとおりである。

- (1) 原子炉の運転に関する保安の監督の責任はJRR-1主任技術者である。(改正前は、(JRR-1の保安監督の責任はJRR-1管理室長。この点については後述)

- (2) 保健物理部長は放射線障害防止に必要な勧告の責任をもつ。(改正前は、この規定なし。)
- (3) 改正前が全文74条から成るのに対し、改正後はこれが104条となったのにみられるように、かなり規制を「より具体化」した。とくに、「職務及び組織」、「原子炉の運転」、「放射線の管理」などの章について規定が具体化、細分化された。

36年3月の大巾改正は、その誘因が原研以外にあったといえらば、41年11月の大巾改正は、むしろ原研自体にその誘因があったといえよう。つまり、原子力局原子炉規制課では、原研の原子炉に関する10年の経験を高く評価し、他の原子炉設置者と比べ、原研内で行なう「原子炉等の安全審査」について法の運用に関する行政指導的な面での自主性をもたせようとする動きがあった。加えて、所内でも規程、通達類の整理の動きがあった。ところで、原子炉の保安規程についてみると、各炉の保安規程ごとにかなり重複している点があり、(例えば「放射線の管理」についての条項)また前述のように規程がかなり具体化、細分化されていたため、例えば組織上の「係」一つの変更にしても、保安規程改正のための認可が必要になるというはんざつさがあった。以上のような点の解消も改正の誘因の一つであった。

改正のモデルケースとして、まず「JRR-2保安規程」がとりあげられ検討され、これの改正認可(41.6.27.達第32号)のあとを受けて、JRR-1, JRR-3, JRR-4のそれがこれにならって同時に改正された。

36年の改正が最初の保安規定の具体化、細分化にあったのに対し、今回の改正はその構成において抜本的な改革といえるものであった。改正の要点をつぎに列挙する。

(1) 規程の一般化と通達への委任。

保安規程にもりこむ条項は基本的な事項に限定し、従来の経験から、しばしば変更の可能性のある部分は抽象的に規定した。そして、その具体的な規定は、下部規則として東海研究所長通達に委ねることとした。(例えば、「JRR-1運転要領」、「JRR-1応急措置要領」、など)

(2) 共通事項の独立規程化。

例えば放射線管理に関する規制のように、所内各炉の保安規程に殆ど共通的に規定されている条項については東海研究所内共通の規程として独立化し、各炉固有の保安規程とこれら共通事項の規程とを合せて一本としたものが法律で定められたその炉の「保安規定」であるとされた。こうして新たに保安規定の一部として独立規程化されたものは、「東海研究所放射線管理規程」および「原子炉等の安全審査に関する規程」である。

(3) 原子炉主任技術者の技術者の地位の明確化。

このことについては後述する。

(4) 運転および保守を担当する組織の相互関係と保安体制の明確化。

JRR-1の運転と保守はJRR-1管理課および研究炉利用課により分担されているが、この中心的、総括的な地位はJRR-1管理課が占めるべきことを明確化した。

こうして、「JRR-1保安規程」そのものは全文104条から50条へと簡素化された。

こゝで保安規程改正時における原子炉主任技術者の位置づけについて少しふれたい。「原子炉等規制法」第40条によって、「原子炉の運転に関し保安の監督を行わせるため」各炉に原子炉主任技術者をおくこととされている。しかしこれを保安規程の中で如何なる形で性格づけするかは、その時の科学技術庁の行政指導方針によって変せんがある。

33年に認可された最初の規程では、JRR-1の保安監督の責任はJRR-1管理室長（以下で管理室長と略す）にあり（第3条）、室長は（JRR-1）原子炉主任技術者（以下で主任技術者（以下で主任技術者と略す）とし、なお室長代理をおくときは、原子炉主任技術の資格を有する者をすえること（第5条）とされ、（管理室長）＝（主任技術者）の考えが明示されていた。

だが、36年の改正規程では、JRR-1の運転に関する保安の監督の責任は、^VJRR-1原子炉主任技術者が負い、この主任技術者になれる者は、（研究炉）管理部長、（JRR-1）管理課長または原子炉の運転に係る保安の監督に関してこれらの者を代理しうる地位にある者（第5条）とされ、職制の長が主任技術者でなければならないという精神は変っていないが、（主任技術者）≠（管理課長）といった許容範囲の拡りがみとめられる。

さらに、41年の改正規程になると、原子炉の運転および保安の業務の総括は管理課長が行なうものであり、（第6条）主任技術者はそれらの業務についての保安上の監督および保安に関する指示を行なうものであること、したがって主任技術者が保安上の監督、指示に必要な情報は自動的に感知できるよう職制に対して通知義務を課し、さらに必要事項については検査の権限を附与した。（第4条、第12条）つまり、この改正で（主任技術者）≠（管理課長）となり、主任技術者は職制のラインから離れて管理課長の後見的立場から保安の監督をするという考え方の変革が行なわれた。

2.4.2 性能検査の基準について

36年に原子炉等規制法が改正され、原子炉は毎年1回、監督官庁の行なり定期検査を受けねばならぬこととなった。そして、その第1回は37年3月下旬に行なわれたが、そのさい50KW運転時における、

- (1) ガス再結合器触媒温度がスクラムの設定点を超すこと。
- (2) スタックのダストモニターがアラームの設定点を超すこと。
- (3) 二次冷却水の流量減少（当初の190 ℓ/min から130 ℓ/min に減少）。

の3点について、その対策を原子力局から要求された。これを契機として、「定期検査の基準とは何か」の問題が提起された。

「原子炉等規制法」はJRR-1が臨界になる2カ月前の32年6月に制定され、同炉が臨界後の特性試験中の同年12月9日から施行されたものである。したがって、JRR-1については同法による「設置の許可」や、「設計工事の方法の認可」の法的手続きがなされていない。（前者についてはJRR-2も同様）この設置許可の申請書には該当するものといえ、原

研を監督する立場にある科学技術庁長官（原子力局局長）の監督指示によって、Hazard Reportにあたる「JRR-1の概要と安全対策」が提出されているにすぎない。そこで、上述定期検査にさいしては検査の基準を、この書類の記載事項に照して行なったわけである。しかし、この書類は、この炉の製作メーカーであるNAA社の仕様設計値にもとづいて作成されたものであるから、これの記載値を性能検査の基準にとることは不適當であるとの当方の主張がみとめられ、結局、原子力局長名による「38原局第1724号、(38.12.10.付)日本原子力研究所が設置する原子炉の性能検査に関する基準」により、新たに作成された「JRR-1の性能検査の基準に関する書類(1964.12.)」が以後の定期検査の合否判定の基準とされるにいたった。(JRR-2についても同様の措置がとられた。)

3. J R R - 1 の 運 転 管 理

3.1 J R R - 1 の 運 転

J R R - 1 は昭和32年8月27日に臨界に到達して以来、各種の原子炉特性実験が行なわれ、同年11月26日に最大出力の50KWに到達した。33年2月から、試験的に共同利用が開始され、同年6月から本格的な共同利用施設として、研究所内外に公開された。J R R - 1 の定常運転は、最大出力50KWの80%に相当する40KWで行なわれ、運転サイクルは1週間単位であった。

原子力技術者の養成のための運転は、33年から原子炉短期運転訓練が開講され、34年からは原子炉研修所一般課程の教育訓練施設となり、訓練者の運転実習、原子炉特性実験、照射実験などのための運転が行なわれた。J R R - 1 はこれら共同利用および教育訓練のための運転をほぼ計画どおり約11年間にわたり行ない、昭和43年9月19日をもって運転を休止した。

J R R - 1 の構造概要を次に示す。

J R R - 1 の 構 造 概 要

	項 目	内 容
一 般	1. 炉 型	濃縮ウラン軽水減速冷却型
	2. 炉熱出力	50KW
	3. 工事および運転スケジュール	建設開始1956.8, 臨界1957.8全出力運転1957.11.
核 的 性 質	4. 中性子エネルギーおよび寿命	熱中性子 約 1.0×10^{-4} sec.
	5. 炉心常数	$\eta = 2.043$, $\epsilon = 1.008$, $f = 0.740$, $p = 0.954$ $k_{\infty} = 1.44$ $M^2 = 3.3 \text{ cm}^2$
	6. 中性子束	熱中性子 最大 1.2×10^{12} n/cm ² sec. 平均 0.9×10^{12} n/cm ² sec. 高速中性子 最大 1.5×10^{12} n/cm ² sec.
	7. 反応度バランス	最大3.5% $\Delta k/k$
炉 心	8. 形状と寸法	外径40cm, 厚さ1.8mm 347ステンレス球形
	9. 臨界質量	1.17Kg U ²³⁵
	10. 質量係数	0.023%/g U ²³⁵
	11. 定格出力における燃料装荷量	1,296Kg/U ²³⁵
	12. 燃料内の平均比出力	38.5Kg/KgU ²³⁵
	13. 炉心内の平均出力密度	1.9KW/l
	14. 減速材	軽水
	15. 形状および組成	硫酸ウラニル水溶液 20%濃縮
	16. 伝熱面積	冷却コイル 長さ1,980cm, 直径0.64cm, 表面積約4,000cm ²

燃料および冷却系	17. 熱伝達係数	50 KW にて約0.0678 cal/cm ² sec °C
	18. 冷却材通過断面積と速度	1本当り0.19 cm ² 30~457 cm/sec
	19. 冷却材流量	0.063~0.946 Kg/sec (1次系) 110 l/min (2次系)
	20. 1次冷却材温度	炉心入口, 30°C 炉心出口45°C
	21. 熱交換器	シェル, チューブ型 1基
制御系	22. 制御棒	本数 4本, 寸法 直径1.6cm 長さ40cm 構造 ステンレス被覆のボロンカーバイド 移動速度 0.25 cm/sec 制御棒反応度 1本当り1.7%以上 合計 7.6%以下 制御方式 サーボモーターで ON, off 制御
	23. 反応度挿入速度	最大引抜き速度0.25 cm/secにて0.03%Δk/k/sec
	24. スクラム時間と機構	制御棒電磁石電流の遮断による自由落下 0.6 sec
	25. 温度係数	-0.034%Δk/k/°C
計御系	26. 中性子計測	起動系 2 ch 核分裂箱 出力領域系 2 ch 7線補正型電離箱 高出力安全系 1 ch 7線非補正型電離箱
	27. プロセス計測	温度計 17 ch 鉄-コンスタン熱電対 圧力計 2 ch 歪抵抗体 流量計 4 ch フロートの電氣的または機械的
	28. その他	放射線モニター 6 ch 電気伝導度 1 ch
反射遮蔽および体	29. 反射体	10 cm角, 長さ130 cmの黒鉛ブロック全寸法 152cm×152cm×213 cm
	30. 遮蔽体	重コンクリート(比重3.7) 主要部68.2 m ² , 厚さ:側面および上面1.6 m, 底面0.6 m
実験設備	31. 実験孔	1 1/2 in 炉心貫通実験孔 1 6 in 水平実験孔 2 4 in " 3 3 in " 2 2 in " 1 1 1/2 in " 1 4 in 垂直実験孔 4 5 feet×5 feet 水平熱中性子柱 1 16 in 垂直熱中性子柱 1

		4 in ガンマ線実験孔	4
		6in×18in //	1
炉室	炉室の大きさ		

3.1.1 運転経過

(1) 運転実績

JRR-1の運転期間は、昭和32年から43年にわたる約11年間であり、最終的な運転実績は、積算出力量181,600 KWH, 運転時間8,043時間28分, 起動回数3,898回である。これら運転実績をTable 3.1およびFig 3.1, 3.2に示す。

年度別に運転実績をみると、初臨界実験につづく低出力による特性測定実験が多く行なわれた32年度は、運転時間に比し出力量が低く、平均出力は9.1 KWである。33年度は2月から原子炉の試験的共同利用が開始され、同年6月から本格的に共用利用施設として、40 KWの定常運転が行なわれるようになった。このため出力量、運転時間が急激に多くなり、34年度には11年間の運転期間中で最高を示している。35年度には、余剰反応度の異常低下などの原因を究明するため、燃料溶液の取出しなどの総合試験を行ない、原子炉の運転を約3か月間停止し、さらに臨界実験、低出力による炉特性実験が行なわれたため運転実績は低下している。36年度、37年度にはほぼ同様の運転が行なわれ、38年度以降は出力量などが徐々に低下している。これはJRR-2が35年に初臨界となり、37年に最大出力10 MWに到達し、JRR-1で行なっていた照射のうち高中性子束を必要とする照射、実験などが徐々にJRR-2へ移行していったためである。41年度ころからJRR-1の一部施設の性能劣化などにより寿命が問題となり、42年度から教育訓練に重点をおいた運転方式をとることとなった。このため42年度には共同利用運転が少なくなった。さらに42年10月に燃料取出し試験を行ない、臨界実験および低出力実験を多く行なったため、出力量が激減した。43年度には運転を休止した9月19日までの約6か月間の運転であったが、出力量は41年度と同程度となっている。これはJRR-2の制御台焼損事故により、JRR-2の利用ができなくなったので、その支援のための照射利用運転を行なったからである。

(2) スクラム要因の分析

原子炉を運転する場合に、予定外の原子炉の停止を少なくし運転の信頼性を向上させることが望ましいが、JRR-1では予定外のスクラムを約11年間で462回経験している。スクラムの年度別発生数をTable 3.1およびFig. 3.1, Fig. 3.2に、スクラムの原因別の発生数をTable 3.2に示す。これらから明らかなようにスクラムの発生総数は非常に多いようにみえる。しかし、この原因の多くは起動、停止回数が多いこと、訓練用に使用されたことといったJRR-1の運転、利用形態によるものと考えられる。スクラムの原因をTable 3.2から調べてみると、ベリオドによるスクラムが全体の54%になっている。ベリオド計は原子炉の起動

時には重要なメーターであり、JRR-1のように中性子寿命が短かく、しかも運転訓練用にも使用された原子炉では原子炉の安全上中性子束変化の応答を早くしておく必要がある。このため電源電圧の変動、スイッチノイズ、その他の電氣的雑音により安全回路が多く作動した。このほか、訓練用の実験で炉心貫通実験孔から中性子吸収材を早く引抜きすぎて、スクラム設定点の5 sec以下の中性子増倍となり、スクラム回路が作動した回数も多い。

つぎに多いスクラム原因は、直線出力計に関するものである。零出力から50 KWまで7桁のレンジ切換えになっており、各レンジのフルスケールでスクラム回路が作動するようになっている。このためレンジ切換えの誤操作により、安全回路が作動するがJRR-1では出力の上昇、下降が多い実験および訓練運転が多く行なわれた結果に対応するものである。

その他のスクラム原因では、特に問題となるほどの発生数でなく、回路上の不安定によるものまたは誤操作によるものであった。地震によるスクラムはTable 3.2からも明らかなように約11年間の運転中には1回もなかった。たゞし原子炉の停止中には、34年9月、41年4月、および42年11月の合計3回にわたって作動している。

3.1.2 運転形態

JRR-1は小型で起動、停止が容易な原子炉であるが、JRR-1の利用運転の形態は、一定出力で1日間を一定時間運転する共同利用照射を主目的とする運転、実験者の希望による運転出力、時間で運転する実験のための運転、および原子炉研修所などの定められた教科に従って行なわれる訓練運転の三つの大別される。

共同利用運転は、一週間単位で運転され、約11年間の運転期間中、利用希望者の状況により多少の変更はあったが、40 KWの出力で1日5時間の運転を3日間行ない、別の2日間は実験内容から決められる希望の出力、時間によって運転する実験用運転と、照射試料の取出し、挿入などにあてられた。共同利用運転における代表的運転例をTable 3.3に示す。

訓練用運転はJRR-1を用いて原子炉の運転訓練および実験を行なうもので、JRR-1短期運転訓練と原子炉研修所の一般課程(運転実習は高級課程も含む)の2課程が行なわれた。JRR-1短期運転訓練では、訓練期間が約2週間であるためTable 3.3に示す運転実習と、制御棒校正、中性子束分布の測定を行なうための実験用運転Aを行なった。また原子炉研修所一般課程では、JRR-1における訓練期間が約6週間であり、運転実習と実験用運転A、Bが行なわれ、これらの運転および運転データの読みとり記録は、すべて受講実習生が交替で行なった。

3.1.3 運転の特記事項

(1) 50 KW運転

JRR-1の最大出力は50 KWであるが、共同利用照射などの通常の利用運転は、最大出力の80%に相当する40 KWで行なわれた。出力50 KWの運転は、法令に基づく定期検査、または定期目主検査後の試験運転など、原子炉の性能維持確認のために主として行なわれた。したがって50 KW出力の運転実績は、起動回数51回運転時間約56時間、出力量約2800 kWhで、全運転実績と比較し非常に少ない値であった。

(2) 高出力連続運転

さきに述べたように利用運転にさいしてのJRR-1高出力運転は、通常40KW-5時間/日であったが、長時間連続運転の際、原子炉の各部の飽和特性、原子炉の安定性などを調査する目的で、約30時間の高出力長時間連続運転を2回行なった。第1回は37年3月に40KW-29時間、第2回は40年11月に40KW-30時間の連続運転を行ない、長時間運転における原子炉諸特性の変化を測定した。

(3) 共同利用運転対訓練用運転

JRR-1の設置目的の一つに技術者の養成訓練があり、33年からこの目的にそった訓練のための運転が行なわれた。年度別の訓練のための運転実績を、共同利用運転実績と対比させTable 3.4に示す。この表から、訓練のための運転は全運転実績に対して、運転時間では22.3%、出力量では8%であり、JRR-1の運転の目的は、共同利用のための運転が非常に大きな比重を占めていたことを示している。

3.2 JRR-1の保守、整備

JRR-1は米國AI社により、わが国で最初に設置された原子炉であるため、原子炉の本体施設は殆んど輸入品であった。このため国産品と交換の不可能な特殊な計測器などは、建設当所にAI社に予備品を発注し準備した。中性子計測機器は、AI社によって装備された物と回路構成が全く等しいものを国産で製作させ予備品とした。

運転開始当初のJRR-1は、わが国で唯一の原子炉として、原子炉を利用する各種の実験、照射に使用されたので計画どおりの安定な運転を行なう使命があった。このため原子炉施設の保守、整備に関しては、とくに大きな改造を行わず、原子炉の性能維持に重点をおき、定期自主検査も短期間で1年に3回程度行なうようにした。

JRR-1の約11年間にわたる運転経過を通じて、機器などの故障により予定された運転計画を大巾に変更するような事態は生じなかった。

3.2.1 起動前点検

原子炉はその運転に先立ち、各機器が正常であるか否か、の起動前点検を行ない、異常のないことを確認したのち起動する。点検は定められた点検表に従がい、電源、制御棒駆動機構、スクラム、アラーム系統、中性子計測系統、ガス、冷却系統などについて、主として制御台の機器を中心に、原子炉の各設備の状態を点検した。点検中異常が発見された場合は、直ちに修理することとしたが、修理に時間を要する場合は予備品と交換するなどの方法により、運転計画を予定どおり行なうよう努めた。起動前点検中に発見された真空管の不良、測定回路および機器の故障、異常の発生件数をTable 3.5に示す。この表からみてJRR-1の計測機器が主として真空管式であり、開発途上の計測器が多かったため、劣化による故障、交換の件数が多い。

3.2.2 定期自主検査

原子炉の運転を安全かつ円滑に行なうためには、起動前点検のほかに、原子炉の運転を計画的に停止し、定期的に原子炉施設全般の各設備を点検する必要がある。JRR-1における定期自主検査は、共同利用が開始された当時には、国内で唯一の原子炉であったため、長期に原子炉を停止することは、その期間、国内での原子炉の利用ができなくなるため、運転の停止期間を短かくするよう努め、JRR-1の施設自体も小型なことから、運転の停止を2週間程度とし、1年に3回行なった。定期自主検査の実施状況をTable 3.6に示す。JRR-1の約11年間の運転期間中に定期自主検査は31回行なわれ、運転実績から実施状況をみると、平均して、出力量約5,400MWh、運転時間250時間の間隔で行なわれたことになる。

定期自主検査の内容は、計測制御系を中心に行なわれたが、検査日程の代表的な例をTable 3.7に示す。JRR-1の制御系は改造されたものを除き、真空管回路を主として構成されているが、真空管チェックは特性が10%以上変化したものは交換した。計測回路の電圧チェックは、定められたチェックポイントについて基準電圧を定め、測定値と比較するようにした。特性測定および較正は、中性子計装、温度、圧力、流量などの測定器について、増巾度、直線性、指示精度の測定および較正を行なった。その他制御棒駆動機構の点検、調整、熱交換器、流量計の洗浄を定期的に行なった。定期自主検査の終了後には、50KWの最大出力まで出力上昇し、各計測器の指示値、特性などが異常のないことを確認した。定期自主検査のさいの真空管の交換、機器の保守状況をTable 3.5に示す。

40年からは、原子炉制御室に機械室設備の各指示計の読める集中監視装置を新設し、原子炉の運転と同時に機械室関係の運転状況を監視することとしたが、それと同時に、機械室関係機器の運転、保守は、工務第2課からJRR-1管理課へ移管され、機械室関係の定期自主検査も一括してJRR-1管理課が担当することとなった。

3.2.3 施設の保守、整備

原子炉の運転を円滑に行なうためには、起動前点検および定期自主検査による通常の整備のほか、各設備の機器の劣化、寿命などを予測して、初期の性能を維持するため、計画的に整備を行なう必要がある。これらの計画的な保守整備も、運転が2～3週間停止する定期自主検査中に行なった。しかし、これらの事前の整備にもかかわらず運転期間中に故障または異常が発生する場合があった。このような突発的な場合には、直ちに運転サイクル中でも整備を行ない、運転計画の変更をしないようにした。

JRR-1における年度別の主要な保守整備事項は次のとおりである。

主要な保守、整備

年度	事項	内容
32	炉心へ酸素の追加充填	3回にわたり約12gの酸素を炉心へ充填した。
33	除湿器の設置	制御室に除湿を目的としたパッケージ型クーラーを設置した。
	16.2気送管装置の設置	原子炉の利用設備として16.2実験孔に気送管装置を設置した。

年度	事 項	内 容
	動物照射装置の設置	小動物の照射を行なう目的で、No.7 実験孔に動物照射装置を設置した。
3 4.	冷水供給配管の設置	二次冷却水の温度を下げるため冷凍機冷水槽より二次冷却水貯水タンクまで配管をした。
	計測機器の製作	中性子計測系 5 系統の計測機器を国産で予備品一式製作した。
	1 次冷却水の交換	電気伝導度が上昇したため交換した。
	r 線照射装置の設置	炉室地下の r 線照射室に照射装置を設置した。
	No.16 気送管の改造	
	炉室気密扉の改造	炉室気密扉を手動から自動に改造した。
3 5.	燃料溶液の追加	新燃料 2 0.9 g (U ²³⁵) を追加し臨界実験を行なった。
	ガス再結合器水の交換	ガス再結合器水の全量を取り出し新蒸溜水と交換した。
	1 次冷却水の交換	循環ポンプ修理のため新蒸溜水と交換した。
	再結合器ポンプ圧力計の修理	圧力計の温度補正用抵抗が断線していたものを高放射線量下で修理した。
	1 次冷却水循環ポンプの修理	水濡れしていたキヤンドローターポンプをメカニカルシールポンプに交換した。
	AVR 7.5 KVA の設置	制御室専用の 7.5 KVA 電圧調整器を設置した。
3 6.	制御棒駆動機構の修理	駆動機構のうち駆動歯車、位置表示歯車を交換した。
	サブパイルガスモニターの修理	ガスモニター用ケーブルの絶縁不良により新ケーブルを制御室からサブパイル室まで線引した。
	二次冷却水流量計の交換	流量計の流量目盛つきガラス筒が破損し交換した。
	二次冷却水配管の洗浄	配管内の腐食生成物を除くため化学洗浄をした。
	No.2 気送管の改造	試料の挿入、取出し、装置本体の遮蔽を改造した。
	炉室気密扉の修理	
3 7.	二次冷却水配管の洗浄	配管内の腐食生成物を除くため化学洗浄をした。
	除湿器の設置	サブパイル室に専用の除湿器を設置した。
	二次冷却水タンクの保温	
	電磁弁の交換	水封ダンパー用給水電磁弁を交換した。
3 8.	一次冷却水の交換	電気伝導度が上昇したため新蒸溜水と交換した。
	ポンプ室の新設	ポンプ室を新設し排風機室地下から一般水排水用ポンプ、ガソリンエンジン、コンプレッサーを移設した。
	フィルターの交換	排風機室のアブソリュートフィルターを交換した。
3 9.	サブパイルガスモニターの改造	検出器を電離箱からシンチレーターにかえ計測器をトランジスター化し、送風装置も改造した。
	一次冷却水循環ポンプの修理	メカニカルシールのカーボンベアリングを交換した。
	一次冷却水の交換	一次冷却水循環ポンプの修理のため交換
	循環ガス流量計の修理	循環ガス流量計の指示が異常になり措置した。
	出力表示盤の改造	運転出力、出力の上昇、下降を電光表示に改造した。

年度	事 項	内 容
3 9	サブパイル気密扉の改造 炉室気密扉の修理 機械室設備の集中監視	入口面積を大きくし気密機構を簡単に確実にした。 機械室諸設備の集中監視をするため制御室に監視盤を設置した。
4 0	U, I, C の交換	高出力安全系の検出器 U I C の特性劣化により C I C と交換し出力較正をした。
	フィルターの交換 水封ダンパーの改良 排水ポンプの交換	
4 1	酸素の追加充填 C I C の交換 C I C 用電源の改造 △T, 炉心温度計の改造 二次冷却水流量計の交換 D, P タンクレベル計の設置	炉心圧力が低下したため約 7 g の酸素を追加充填した。 出力領域用第 4 c h 検出器 C I C を交換し出力較正をした 真空管式電源を蓄電池式に改造した。 温度検出器を测温抵抗体から熱電対とし記録計も交換した。 流量計の破損により新品と交換した。 ディスプレイタンクにレベル計を取付け制御室で監視できるようにした。
4 2	C I C の交換 C I C 用電源の改造 Log N period Amp の改造 Electrometer の改造 制御棒駆動機構の交換 一次冷却水の交換 放射性廃液配管の改修 コンプレッサーの交換 炉室大扉の改修	出力領域用第 4 c h 検出器が絶縁不良となったため交換し出力較正を行った。 真空管式電源を蓄電池式に改造した。 安定化回路を設計し改造した。 駆動用モーター歯車, 指示用モーター歯車を交換した。 冷却水を交換し循環ポンプのカーボンベアリングを交換した。 配管のヒビ割れのため炉室セミホット室よりの排水管を配管した。 モーターの焼損により新たに小型コンプレッサーと交換した。 上下機構, 締めつけ機構を改良修理した。
4 3	二次冷却水給水ポンプの交換 排水ポンプの改修 炉室気密扉の修理 I T V カメラの設置	二台のうち一台を交換した。 井戸の排水ポンプを水浸型ポンプに交換した。 可動ベアリング, 気密ゴムミールを交換した。 炉室, サブパイル室のモニター用として設置した。

3.2.4 故障および事故

J R R - 1 は最大出力 5 0 K W の小さな原子炉であるため, 原子炉本体施設および付属施設は, 概して大型で複雑なものがなく, 日常点検, 定期自主検査, その他施設の計画的補修整備を行なうことにより, およむね運転計画に支障をおよぼすような突発的な故障を未然に防ぐことができた。しかし, 原子炉施設の場合には, 強度の放射能のためなどにより, 補修困難な場

所もあり、また前述のような保守、整備を行なっても、予想外な施設の故障などの発生する可能性はあった。Table 3.8にJRR-1の運転計画をてのため若干変更したもの、あるいは運転停止期間中に生じたもので、主要な故障および事故を示す。このTableからも明らかなように、ディスポーザル、タンク室への浸水が多く発生している。これはJRR-1の設置場所が低位置にあり、ディスポーザル、タンク室が、炉室よりさらに低い位置にあったため、停電時に雨水が流入しタンクが満水となり溢水したものである。38年に発生したディスポーザル、タンク室の溢水は、中でも最も大きな事故であり、排水施設などを改修し炉室より若干高い位置に移動した。そのほか、原子炉施設では、ケーブル関係の断線、絶縁不良、実験孔の閉鎖、2次冷却水配管の凍結などの小規模のトラブルが発生しているが、幸いにして、原子炉の運転を長期に停止するような事故は発生しなかった。

3.2.5 定期検査

原子炉施設は、いわゆる「原子炉等規制法」にもとづいて、原子炉施設の性能が法令に定めた技術上の基準に適合していることを確認するため、年1回以上の定期検査を受けなければならないことになっている。すでに2.4.2でのべたように、JRR-1における定期検査は、36年度から実施されるようになった。これらの実施状況および検査内容をTable 3.9に示す。定期検査に要した日数は2～3日程度で、検査内容は、原子炉の設置に関する技術上の基準に合致しているか否かに主眼がおかれ、スクラムの動作時間、制御棒の反応度抑制効果、制御棒の落下時間、余剰反応度などの原子炉の安全上に直接影響のあるもの、および最大出力時における各指示値の飽和値、最大値、施設の状況について検査が行われた。

3.3 JRR-1の技術管理

原子炉の運転管理を行なうにさいして、最も重点をおかなければならないことは、運転における原子炉の安全性を確保することである。このためには原子炉の運転にあたって、起動前点検が行なわれ各計測器などに異常がないことを確認している。また、運転中は原子炉の各部の状態をしるため、中性子束、温度、圧力流量などの記録ないし監視を連続的あるいは定期的に行なっている。これらの指示値は、定期自主検査で定期的に較正され、異常なもの、性能の劣化したものは補修するなどして、指示値は常に正しい指示を与えるようにしている。原子炉の安全性の確認は、法的には年1回の定期検査により原子炉の安全性が保たれているかどうかの検査が行なわれるだけである。しかし、原子炉の運転中の安全性は常に確認する必要があり、確認の方法として、運転中に記録されている各系統の指示値のうち、原子炉としてとくに安全上重要な項目について、指示値の変化をグラフ化し、原子炉の特性や性能の変化を調べるようにした。

JRR-1における異常および特性の変化について、制御系、ガス系、燃料系、冷却系に分類したものをTable 3.10に示す。また、JRR-1の安全性のチェックの主要な指示値のグラフ化したものをFig 3.3～Fig 3.9に示す。各グラフは、JRR-1の約11年間の運転期間中の経年変化を明らかにするため、指示値を1か月ごとに平均化した値で示したものである。

3.3.1 制御系

(1) 出力指示値と熱出力の相違

原子炉の出力の測定は、炉心から漏れでる中性子束を中性子検出器で測定している。原子炉の出力の設定は、低出力側では核分裂により発生する中性子束の絶対値を求め、移分裂数から原子炉の出力を求め、中性子検出器の電離電流がこの出力に相当するように検出器の位置を決める。また、高出力側では、炉心で発生する熱量から計算されるが、JRR-1では、炉心を冷却する1次冷却水の流量と、炉心の入口、出口の温度差、および冷却水の温度上昇以外に失われる熱量（反射体への電導、水の分解による吸熱など）を考慮した定数から求められる。Fig 3.3にみるように、この冷却水の温度上昇から求められる熱出力と、炉を制御する中性子検出器から得られるC. I. C出力との比は、殆んど1以上の値であって、とくに34年、35年度では大きくなっている。この原因としては、中性子検出器の感度低下、温度差計の指示誤差などが考えられる。そこでこの対策として、温度計をより精度のよいものに改修し、中性子検出器の設定位置を2回にわたって移動し、さらに新しい検出器を2回交換したときに、原子炉の出力較正を行なっている。

(2) 中性子検出器の故障

JRR-1の中性子計装は、起動用として2チャンネル、高出力用として2チャンネル、高出力安全用として1チャンネルの合計5チャンネルで構成されている。これらの中性子計装の検出器のうち、高出力安全用検出器が最初に異常を生じた。この検出器はウエスチングハウス社製のC. I. C.で、35年頃から中性子の検出感度が徐々に低下しはじめ、36年には初期

値の70%になった。このため検出器を炉心に近づけ、その他の指示計と等しい指示を示すようにし、40年にジェネラル、エレクトリック社製のC. I. Cを購入し交換した。この交換において、交換したC. I. Cの中性子感度が約1桁上昇したため、検出器の設定位置が大きく変わった。この結果検出器周辺の中性子束分布が大巾に変わり、他の検出器に影響を与え原子炉の出力指示値が大きく変ってしまった。このため、原子炉の出力を徐々に上昇させ、原子炉出力を熱出力から求め、影響のあった検出器の設定位置の移動を行なった。原子炉の出力を測定する検出器は、中性子束分布を歪ませないような、大きさと、材料が望まれるが、検出器の配置、移動、交換には、中性子束分布の変化に充分注意する必要がある。41年には、原子炉の出力を制御する高出力チャンネルの検出器が、チェンバー内にて絶縁不良となり、高圧電源が電圧低下した。このため予備の検出器(W. H社製)と交換したが、これは32年に購入したもので性能が劣化しており、42年に新たに検出器(G. E社製)を購入し、高圧電源回路を蓄電池式に改良し交換した。

(3) 高出力運転時の出力変動

JRR-1の定常運転は、中性子束の変化を検出し、自動制御系によって一定の出力が保たれるが、35年頃から40KWの高出力自動制御運転の状態、出力変動が大きくなった。このため出力の変動巾、周波数などの雑音解析、自動制御回路の比例、微分、積分定数の調整、を行ない、さらに燃料溶液の化学変化による出力変動の原因も考え検討した。燃料溶液の化学変化については、同年に行なわれた燃料取出し試験により異常がないことが確かめられた。燃料取出し試験後、新燃料を追加してからは特に大巾な出力変動がなくなっている。この出力変動の原因として次のことが考えられる。すなわち、燃料取出し試験前の原子炉の余剰反応度は正常の $3\% \Delta k/k$ に対し $2.5\% \Delta k/k$ と異常に低下しており、さらにこのときの原子炉の運転出力は40KWの出力に対し熱出力から算出すると、45KW以上の値になり、炉心の温度上昇による温度係数の影響も加わり、出力を制御する4の制御棒位置が、正常より高い位置にあった。このため、制御棒の反応度抑制効果の変化率は、制御棒の駆動速度が一定のため非常に小さく、何らかの出力変動に対し、自動制御系による制御棒の追従に時間的な遅れが生じ出力変動が大きくなったものと考えられる。

3.3.2 ガス系

JRR-1の燃料は、硫酸ウラニルに蒸留水を加えた水溶液であり、蒸留水が減速材となっている。この減速材である水が、炉心内に常時あることにより、核分裂のさい生ずる放射線により分解して、酸素および水素ガスを発生させる。このため分解したガスを再結合するガス結合器があり、ガスを循環するためのポンプ、圧力計、流量計などがこの系に取付けられている。

(1) 酸素圧力の減少

炉心とガス再結合器は配管で接続され、炉心内で発生する酸素、水素ガスを、水素濃度を低くしガス再結合器へ導くため、系内には酸素ガスが運転停止時で10.5 psiaの圧力になるように充填されている。

JRR-1が臨界になったのち、出力上昇試験で40KWの運転を行なうと、酸素圧力が減少する現象が生じた。系内の酸素量が減少することは、運転中系内の水素濃度が高くなることを示すものであり、そうなると炉の安全性が低下するので、32年9月から3回にわたり10.26gの酸素を系内に追加した。この酸素圧力の減少は、ステンレス製の炉心が腐食されているものと推論されたが、33年2月以降は酸素の減少が少なくなり、安定となった。35年にはこの酸素圧の減少を究明するため、燃料溶液の一部を炉外に取出し、燃料の化学分析を行なった。この結果、燃料溶液に溶解していた鉄、ニッケル、クロム量から、酸素圧力の減少分の酸素は、炉心内壁の酸化に消費され、炉心壁は安定な酸化被膜が形成され、圧力の減少がなくなったものと結論された。燃料取出し試験ののち、臨界実験を経て系内の圧力調整を行なった。それ以後のガス再結合器の圧力変化はFig 3.4に示すように急激な減少はなかったが、徐々に低下して、41年には約8.5 psiaまで下がった。このためガス再結合器圧力に直接関係する循環ガス流量計の変化も大きくなった。また、後述のように41年ころから、ガス再結合器の触媒の劣化が顕著となり、炉の安全上および触媒の劣化原因を調査するため、3.85gの酸素を追加充填した。42年には第2回の燃料取出し試験で、炉心内燃料溶液の一部を取出したため、ガス再結合器内の酸素圧の調整を行なった。

(2) ガス再結合器ポンプ圧力計の変動および断線

炉心で発生する酸素、水素ガスを、ガス再結合器へ導くため、ガス再結合器内の水を循環させるポンプがある。35年5月にポンプの吐出圧力を測定する圧力計の検出端で断線した。検出端の取付場所は、サブパイル室内の高放射線区域にあり補修ができなかった。断線の箇所は歪抵抗体ブリッジの一辺で、応急措置として制御室にブリッジの二辺を組込み圧力を測定したが、同年9月に他の一線も断線した。このため、ポンプの電流値を読み、間接的にポンプの動作状態を確認した。

この故障は35年に燃料取出し試験のため、原子炉の運転を約3週間停止し、ガス再結合器水の全量を取り出して、断線箇所の修理を行なった。ガス再結合器水を取り出すことにより、周辺のγ線量率は相当下るものと予想されたが、作業場所でのγ線量は最大2.8 R/hrあり、修復には綿密な準備と計画被曝量を定め、熟練者によって行なった。その後この圧力計は指示値に変動がおき、不安定な状態が突発的に発生していたが、原子炉の運転を休止する直前の43年8月に再び断線し、圧力測定ができない状態になった。

(3) 循環ガス流量計の異常

循環ガス流量計は、炉心で発生する酸素、水素ガスをガス再結合器へ循環するときのガスの流量を測定するものである。測定方法は、ガス再結合器内をガスが通過するときの圧力差をフロートの上下により、電気的に変化させ、指示計に指示させている。39年10月にこの循環ガス流量計の指示が中間点で動かなくなった。測定器の電気的な故障について調査したが異常がなく、検出端に故障の原因があると判断したが、ガス再結合器からの放射線量が高く、近づいて補修することは困難であった。原因として、配管内の腐食、異物の混入による機械的ひっかかり、あるいは圧力の不均衡によるフロートの動作位置の不良などが考えられた。これらの予想される原因に対して、配管に機械的振動を加えること、配管内の圧力差をなくするよ

バルブの開閉を行なった。これらの操作を繰返しているうちに、指示値は正常になってしまった。このため指示不良の原因は明確になっていない。この現象は、40年まで数回発生したが、その後この異常現象は発生していない。

(4) 触媒床温度の異常

炉心内で発生する酸水素ガスを再結合させ水にもどすため、ガス再結合器があり炉心と配管で接続されている。ガス再結合器内には、酸水素ガスを再結合するため、触媒として直径3mm長さ3mmのアルミナに、白金黒を塗布したペレットが、直径約10cm、長さ約10cm(推定値)の円筒容器内に充填されている。円筒内には加熱用のヒーターと、再結合の状態を知るため、熱電対が上部、中部、下部、ガス出口の4カ所についている。この4カ所の温度は、原子炉の温度が低い場合は、酸水素ガスの発生量が少なくヒーターにより一定の温度に保たれ、再結合が行なわれるが、原子炉の出力が高くなると(1KW以上)酸水素ガスの再結合による発熱反応により、円筒内は自己加熱により高温となる。これらの温度変化を、40KW1時間運転後の各点の温度を月平均したものをFig 3.5に示す。この図から、34年ごろまでは、上部、中部、下部の順に高い温度分布を示していたが、35年ごろから下部温度が上昇しはじめ、36年ごろから上部温度が徐々に低下しはじめ、下部温度は逆に徐々に上昇している。この傾向は運転の継続とともにさらに進み、39年ごろから中部温度が、上部温度とほぼ等しい傾斜で低下しはじめ、下部温度はさらに上昇している。このグラフの変化から、触媒床の活性化部分が触媒床の上部から、徐々に下部側に移行していることが明らかであり、運転を停止した43年には、触媒床の上部、中部では、酸水素ガスの再結合が殆んど行なわれておらず、下部のみが高温となり再結合が行なわれていた。上部温度が下降しはじめた後から、中部温度が下降しはじめるまでに、出力量で約4万KWHの運転をしており、円筒内の上部、中部、下部の熱電対の取付け位置が、殆んど同間隔となっていることから、下部温度は中部温度が下降しはじめた後から約4万KWHの運転量で下降を開始するものと予想されたが、図からも明らかなように下部温度の下降はなかった。触媒床温度の異常はJRR-1の運転時の安全上の重要な問題であって、JRR-1を建設したA.I社にも問合せなど種々検討して、下部温度が下降せず正常を保っているのは次のような理由によるものと推論した。触媒床の中央部には240Wのヒーターがあり、上部熱電対はヒーターの上部にあるため、水蒸気を含んだ酸水素ガスが上部から下部へ流れることにより、低出力運転の場合は、上部のペレットがwetの状態になり不純物などが付着しやすい。これに対しヒーターから下側は、水蒸気を含んだ酸水素ガスも温度上昇し低出力、高出力の何れの場合にも常にDryな状態を保っており、ペレットに不純物が付着しにくく、下部触媒は活性が失なわれないものと考えられる。しかし、下部温度は、徐々に上昇していることから、触媒の不活性な部分が徐々に下部に移行していることが考えられ、下部熱電対の近辺まで移行したときに、下部温度は最高となり、その後は急激に温度が低下するものと予想される。この時期がいつごろになるか予想は困難であるが、触媒の活性が失なわれガスの再結合が失なわれると、系内の水素濃度が高まり、短時間で爆発限界に到達する危険性がある。このようなJRR-1の状態について、ガス再結合器の交換も検討したが、炉心と配管で直接に接続され、一次気密構造系のため関連する設備が全て溶接されており、系内の燃料、核分裂生成

ガス、高放射性冷却水等の問題もあり、交換に要する労力、金額などが大きくなると予想された。このガス再結合器の触媒床の性能劣化は、J R R - 1 の運転を休止させる一つの要因となった。

3.3.3 燃料系

J R R - 1 の燃料は U - 2 3 5 を 2 0 % に濃縮した硫酸ウラニル水溶液である。炉心への初期装荷量は、U - 2 3 5 で 1, 2 9 6 g であり、水溶液で約 2 6. 2 3 l, 余剰反応度は 3 % $\Delta k/k$ であった。J R R - 1 の運転では、高出力運転を行なう場合にも、必ず 0. 5 W で臨界状態を保ち、制御棒位置を読むようにしている。

このときの制御棒位置は、4 本の制御棒のうち 1 番と 2 番は 1 0 吋で、3 番は 0 吋の状態にし、4 番の制御棒で臨界を保つように定められていた。したがって 1 番から 3 番までの制御棒位置は常に一定であり、反応度の抑制効果も一定となるため、4 番の制御棒位置から原子炉の余剰反応度を求めることができる。Fig. 3. 6 に 4 番の制御棒位置から求めた余剰反応度の値を示す。原子炉の全余剰反応度を求める場合は、1 番から 3 番の制御棒による反応度抑制効果を加えてやればよく、この値は約 2. 1 1 % $\Delta k/k$ である。

Fig 3. 6 にみられるように余剰反応度は、3 2 年の臨界のあと徐々に低下しはじめ、積算出力で 5 万 KWH に到達した 3 5 年には、0. 5 % 低下し約 2. 5 % $\Delta k/k$ となった。この間の燃焼量および Sm の毒作用による減少は、0. 1 5 % と見込まれるので、低下分の 0. 5 % のうち残りの 0. 3 5 % は異常な低下となる。この原因として、ウランの過酸化物の形成、炉心タンク外へ燃料溶液が移動したことなどが考えられ、3 5 年には燃料溶液の取出しなどの諸試験を行ない、考えられる原因について調査したが、明らかな結論は得られなかった。燃料取出し試験ののち、余剰反応度を 3 % $\Delta k/k$ とするため未使用燃料を U - 2 3 5 で 2 0. 9 0 g を追加し臨界実験を行なった。その後、余剰反応度の低下は、運転出力量とともに低下しているが、この減少は U - 2 3 5 の燃焼によるもの、および Sm の蓄積による毒作用効果によるもので、とくに異常な低下はみられない。4 2 年には、第 2 回目の燃料取出し試験を行ない、系外に取出した燃料、燃焼量などに相当する U - 2 3 5 を 2 0. 1 2 g 追加注入し臨界実験を行ない、余剰反応度を 3 % $\Delta k/k$ に戻した。

3.3.4 冷却系

(1) 一次冷却水の漏水

一次冷却水は配管を通して炉心タンク内を循環するため、純度の高い蒸留水が用られており、一次冷却系のタンク、配管、バルブ等は全て溶接されている。冷却水を循環するため、モーターに直結のポンプが用いられ、このポンプのメカニカル、シールが磨耗し、3 4 年ごろから一次冷却水が漏洩しはじめた。一次冷却水は純度がよいこと、炉心の通過時間が短いことにより、殆んど放射化されないが、ポンプは密閉したサブパイル室内にあり、冷却水の漏洩により室内の湿度が高くなり、室内の機器、ケーブル端子などを腐食させ、前述のガス再結合器ポンプ圧力計の断線などの故障の原因となった。ポンプは特殊構造であり、一次冷却系配管に溶接されており、直ちに修理することが困難であったため、応急的に室内に除湿器を設け、漏洩し

た冷却水の回収をした。一次冷却水が系外へ約2ℓ漏れると、サージタンク、レベルの警報が発せられるため、一次系には漏洩したと同量の蒸留水を追入しながら運転を継続した。漏洩の原因となった循環ポンプは、キャンドモーターポンプに改修する計画をたて、35年に燃料取出し試験のため、運転を停した際実施した。

(2) 一次冷却水電気伝導度の増加

一次冷却水は炉心タンク内を循環するため、不純物が多くなると水が放射化されるので、できるだけ純度の高いものを使用した。JRR-1で使用した蒸留水は、蒸溜を3回したもので、一次冷却系内に注入される量は約44ℓである。Fig 3.7は40KWの運転時における電気伝導度の変化を示す。この図からも明らかなように、一次冷却水の交換は全運転期間を通じて5回交換している。交換の基準値はとくに定められていないが、電気伝導度で約30 $\mu\text{V}/\text{cm}$ 以下であるようにしていた。電気伝導度の増加率は、積算出力量に対して直線的に増加しており、第1回がMWHあたり約0.5 $\mu\text{V}/\text{cm}$ であり、第2回以降はMWHあたり約0.3 $\mu\text{V}/\text{cm}$ であった。

(3) 炉心温度の変化

JRR-1の炉心は直径40cmの球型タンクで、炉心の温度を調べるため、炉心タンクの上部、中部、下部のタンクの表面に鉄-コンスタントンの熱電対が取付けられている。原子炉の運転中における炉心の温度分布をFig 3.8に示す。各点は40KWの出力の飽和値(40KW-5時間後)を各月ごとに平均したものである。この図から炉心の温度は、二時冷却水の温度と密接な関係があり、夏期には高く冬期には低くなっている。炉心の温度分布をみると、36年ごろまでは中部、下部、上部の順に高く、各点の温度差もほぼ一定であり安定している。37年ごろから中部、下部の温度差が小さくなり、殆んど等しい値を示している。39年ごろから中部、下部、上部の温度の変動が大きくなっている。これら炉心の温度分布の変動は、炉心とガス再結合器が配管で接続されており、運転の条件によりガス再結合内の水が一定レベルで炉心へ移動することから、炉心の燃料溶液のレベルに影響されていると考えられる。

炉心温度のスクラム設定点は、中部温度で90℃となっており、夏期における40KWの運転では、85℃以上となり、JRR-1の最大出力である50KWの運転を長時間行なうことは、不可能な状態であった。この炉心の温度上昇は、後述の二次冷却水の流量低下が原因となっている。

(4) 二次冷却水の流量低下

炉心内で発生する熱の除去は、一次冷却水が炉心内の配管を通して循環し、熱交換器を通して二次冷却水へ伝達する。二次冷却系は炉室屋上の貯水タンクから重力落下により、熱交換器を通し一般排水口へ排水する。二次冷却水は水道水とJRR-1建家周辺に設けられた井戸水が用いられ、二次冷却系の配管は、通常の水道管であったため、冷却水により腐食が生長し、配管の実効内径が小さくなり流量が低下した。

二次冷却水の流量変化をFig 3.9に示す。この図から臨界当初は180 ℓ/min の流量が、運転の経過とともに配管内の腐食により徐々に低下し、運転を休止した43年には108 ℓ/min

となっていた。流量低下の対策として、一年に3回行われる定期自主検査ごとに熱交換器の洗浄を行なったほか、炉室屋上の貯水タンクからの鉄錆の流入を防ぐため、合成樹脂の内張りをした。また36年と37年には、二次冷却系配管内を磷酸系の洗浄水で、化学洗浄を行なったが顕著な流量の増加は認められなかった。この二次冷却水の流量低下は、夏期には冷却水温度が高くなり、炉心温度は40KWの運転で85℃以上となった。このため二次冷却水の温度を下げるため、室内冷房用の冷水を混入する配管工事も行なった。

3.3.5 燃料溶液等の取出し試験

(1) 燃料溶液の取出し試験

JRR-1の燃料は、液体燃料でありその取出しは固体燃料と異なって、少量を取出すことも困難であった。燃焼した燃料の状態を調べるため、燃料溶液を一部サンプリングする場合でも、炉心タンク内の全燃料溶液をいったん燃料ドレインタンクへ移動させ、サンプリング容器との圧力差を利用して採取することになる。これらの作業には、核分裂生成ガスも含まれているため、完全気密の特別な装置を用い、また、外部被曝の防止のため遮蔽が必要となる。

燃料の取出し試験は、全運転期間を通じて2回行ない、原子炉の解体時にさらに1回行なった。第1回は、積算出力が5万KWHに達した35年でJRR-1が臨界以後、ガス再結合器内の酸素圧力の減少、余剰反応度の異常低下などの問題を解明し、原子炉施設の総合試験を行なう目的で実施した。第2回目は、JRR-1が臨界後10年を経過した42年に、第1回と同様の燃料の取出し試験を行ない、第1回の分析試験のデータと比較し、原子炉の特性変化、とくに炉心タンクの腐食状況について調査した。第3回目は原子炉の解体をするため、全量の燃料を取出し、その一部を化学分析し燃料溶液の最終検査とした。

Table 3.11に燃料取出し試験に実施した諸試験の結果を、Table 3.12に燃料溶液の分析結果を示す。これらの試験結果からみて、燃料溶液はウラン濃度、密度、硫酸濃度の値からとくに異常な変化はない。燃料溶液に溶けこんでいる不純物の値からは、第1回の試験以後とくに異常な変化がなく、炉心タンクの内壁は32年、33年の酸素圧力の減少による酸素の消費により、安定な酸化被覆により腐食は進行していなかったものと考えられる。

燃焼率の測定に関しては、ウラン同位体比から求めた最終の出力量は21.9万KWHであり、Cs-137から求めた出力量は14.9万KWHである。またJRR-1の中性子束による出力計から計算された最終の出力量は、18.1万KWHになっている。燃料溶液の化学分析から直接出力量を求めたものは、このほかに、42年に行なった第2回目の燃料取出し試験のときの分析用燃料溶液の残りを分析センターにて、核分裂生成物のNdにより測定されている。この結果でもウラン同位体比による燃焼率の測定値とほぼ等しい値であった。Cs-137による出力量が低いのは、先行核種に蒸発性のものがあるため、ガス再結合器、その他配管系に移り、分析用に取出された燃料中のCs-137の量が真の量より少なかった結果と考えられる。JRR-1の出力計から計算された出力量は、181,000KWHでありこの値には、出力の上昇、下降時の出力量が入っていない。また運転出力は、炉心で発生する燃出力より10~20%程度低かったことなどを考えると、JRR-1の真の積算出力量は、燃料溶液から直接化学分析により求められた220,000KWHであったといえよう。

(2) ガス再結合器水の取出し試験

ガス再結合器は炉心と配管で接続されており、ガス再結合器内にはガス循環用の冷却水が約 11ℓ入っている。35年度には、余剰反応度の異常低下の原因調査の一つとして、ガス再結合器内に燃料溶液が移動していないか、全量の水を取出し化学分析を行なった。また JRR-1 の解体終了後の放射性物質の漏洩がないよう、全量の水を取出し、一部を化学分析した。これら 2 回の分析値を Table 3.12 に示す。

第 1 回目の分析結果から、検出されたウランは、微量であって、余剰反応度の異常低下に相当するウランは、ガス再結合器へ移動していないことがわかった。このほか、ガス再結合器内の水は原子炉の運転条件により炉心へ移動することが判明し、以後の運転には、低出力運転の場合は、ガス再結合器内の触媒床のヒーターを働かせない運転方法に変更した。

第 2 回目の分析結果では、ガス再結合器水中に溶けこんでいる不純物中に、第 1 回目に検出されていないアルミニウムが検出された。炉心、ガス再結合器、配管、弁などは全て SUS43 または SUS33 が用いられており、系の構造材にはアルミニウムは用いられていない。しかし、ガス再結合器内の触媒床には、直径 3mm、高さ 3mm の酸化アルミが充填されている。分析試験は 2 回行なわれたのみであるが、35年の第 1 回目には検出されず、43年の第 2 回目にアルミニウムの不純物が検出されたことは、前述のように 36年 8 月ごろから、触媒床の温度特性の変化がはじまっていることから、触媒床のペレットが溶解し、ガス再結合器水に溶解したものと考えられる。

3.3.6 燃料管理

JRR-1 の燃料は、米国 AEC から UF_6 の形で賃借し、硫酸で溶解した U-235 を 20% に濃縮した、硫酸ウラニル水溶液である。賃借した UF_6 は、A. I. 社指定により米国 Malinckrodt Chemical Works 社に委託し、硫酸ウラニル結晶に転換処理された。また濃縮度は米国 Union Carbide and Carbon 社により 19.91% と決定された。化学形は $UO_2SO_4 \cdot (1.207) H_2O + (0.0490) H_2SO_4$ で分子量は 392,117 である。この硫酸ウラニル結晶を硫酸で溶解し、燃料溶液を化学的に安定させるために少量の銅、鉄、アルミニウムの硫酸塩を添加し、炉心へ装荷時に蒸留水が加えられている。

JRR-1 の初臨界における燃料の装荷量は、U-235 で 1,170g であった。その後余剰反応度を 3% $\Delta k/k$ とするため、燃料の追加を行なったので、最終の炉心の装荷量は U-235 で 1,296.3g であった。このほかに未使用燃料として 683.6g が燃料貯蔵庫に保管されていた。JRR-1 における運転期間中の燃料の管理は、法令に基づく核燃料物質の管理により、燃料の在庫量、炉内装荷量、燃焼量などについて報告した。

JRR-1 の運転による燃焼量は、原子炉出力が低いと非常に小さい値である。燃焼量および Pu の生成量は次の計算式によって算出された。

$$\text{全ウランの核的損耗} = 51.27 \times 10^{-6} \text{ g/KWH}$$

$$\text{U-235の核的損耗} = 55.31 \times 10^{-6} \text{ g/KWH}$$

$$\text{Pu-239の生成} = 4.39 \times 10^{-6} \text{ g/KWH}$$

JRR-1 の燃料装荷は上述の計算からも明らかのように、運転期間中の燃料の追加は、殆

んど考えなくてもよいが、35年には余剰反応度が異常に低下したため、U-235で0.98gの燃料を取出した。その後、取出した燃料、燃焼、Smの蓄積、余剰反応度の異常低下に相当する20.90gのU-235を追加した。また、42年にも燃料取出し試験のため2.35gのU-235を取出し、20.1gのU-235を追加注入した。これら運転期間中の炉内装荷量、燃焼量、Pu生成量、未使用在庫量などの変化をTable 3.13に示す。これらJRR-1の燃料は、JRR-1の解体にともない、米国AECから買取り、未使用燃料は他に転用し、炉内装荷燃料、使用済燃料は、取出したのち保管廃棄した。

3.4 JRR-1の放射線管理

JRR-1の燃料準備期間、臨界実験および出力上昇試験中の放射線管理についてはすでに詳細に報告されているが、ここでは炉の利用運転開始から原子炉の解体に至るまでの放射線管理の概要を述べる。まず、初期の利用運転時の放射線管理の経験を通じて整備改善された放射線管理の方式と代表的な作業に伴う放射線モニタリングを紹介するとともに、放射線管理上の記録をまとめて報告する。

3.4.1 放射線管理施設および測定器

JRR-1の放射線管理施設は全般的に原研における管理経験が全くない状態から出発しているため、モニタリング設備、測定器等総じて輸入品であった。そのため、原研の管理体制が整った現時点から見ると幾分不備な点が見られる。例えばガンマ・エリア・モニタの検出器が炉室にしか設置されていなかったこと、スタック排気モニタや管理用測定器が放射線管理室に設置されていたのにガンマ・エリア・モニタの監視装置が運転制御室に設置されていること等があげられる。しかしながら、W.B型原子炉が比較的完成された実験炉であったため、これらの管理施設で大過なく管理の実績をあげ、その後建設された原子炉施設の放射線管理に多分の経験を与え得たといえる。Fig. 3.10にモニタリング方式がほぼ整った昭和38年当時の放射線モニタ配置図を示す。Table. 3.14にJRR-1放射線管理用測定器一類表を示す。

3.4.2 放射線モニタリング

JRR-1の通常モニタリングは、各種空間線量率の測定、表面汚染スミヤ検査、室内およびスタックの空气中塵埃濃度の測定で代表される。空間線量率は、JRR-1実験孔を利用しての実験に伴う漏洩線量率および照射試料の取り出し作業中の放射線レベルが主要な管理対象であった。外部被曝を起す放射線種はガンマ線に限られ、中性子線等価線量率はガンマ線の $\frac{1}{10} \sim \frac{1}{100}$ 以下であった。ベータ線による被曝の問題も生じたことはほとんどない。表面汚染の問題については、原子炉から直接的な原因で生じた経験としては、実験孔の構造材が酸化して実験孔の利用の際 ^{59}Fe 等による汚染が発生したことぐらいのものである。汚染発生の主要箇所は化学操作を行なうセミホット実験室に限られていた。室内およびスタックの塵埃ガス濃度の管理についても原子炉運転により発生する核種として ^{41}A が検出されているが管理上の問題となる値ではなかった。サブパイル室の ^{41}A ガス濃度は許容濃度を越えることもあったが、これは通常人の立ち入るところではない。

次に原子炉運転中と停止中および原子炉解体時の代表的なモニタリングデータを記述する。

(1) 原子炉運転中のモニタリング

Fig. 3.11にJRR-1動物実験孔および使用中の1N実験孔附近の原子炉出力40KW時におけるガンマ線漏洩線量率の測定値を示す。この場合中性子線による等価線量率はガンマ線の $\frac{1}{100}$ 以下である。(昭40年11月9日測定)

Fig. 3.12に東京工業大学が垂直熱中性子柱を使用して天然ウラン軽水炉心の諸特性測定実験を行なったときの原子炉上部の原子炉出力40KW時における漏洩線量率の測定値を示す。

この場合の中性線による等価線量率はガンマ線の $\frac{1}{10} \sim \frac{1}{100}$ である*1

(2) 原子炉停止中のモニタリング

Fig. 3.1.3にJRR-1サブパイル室の放射線レベルの測定値を示す。この測定値は昭和39年11月、ガス再結合器のスイープ・ガスフローメータが故障したためサブ・パイル・ルームに立ち入る必要が生じた際の測定値である。この時の原子炉積算出力は141,225 KWHであった。*2

Fig. 3.1.4に、昭和37年11月にUO₂照射試料取り出し時に検出されたスタック・ダスト・ガスおよび室内ダスト各モニタの異常記録を示す。その後の原因調査の結果では、UO₂照射試料の包装が悪く、FPガスが試料取り出し時に放出されたものであった。作業者の内部被曝線量は最大で7 mremと被曝レベルは低いものであった。この調査で、ポリエチレン・シートが照射試料の包装には適さないことも明らかにされ、試料照射の方法について次のような改良が行われた。*3

- ① 核分裂性物質または照射により、気化したりダスト状になる可能性のある照射試料は、FPガス等のガスが漏洩しないような方法で包装する。
- ② 照射孔の排気ガスは、排気系統に直結する。

3.4.3 原子炉解体時における放射線管理

原子炉解体時の放射線管理上の問題は、炉内燃料の取り出し作業の管理にある。燃料の取り出しはいったん燃料ドレイン・タンクに燃料を移し、グローブ・ボックスを使用して鉛遮蔽コンテナ内に取り出される。次にその間の管理上の測定記録を簡単に記述する。

(1) 燃料溶液の取り出しおよび装荷における管理

(a) モニタリング結果

排気口および室内における連続モニタリングの結果はすべて検出度以下(約 $10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)であった。作業現場のサブパイル線照射室のガスを1時間ごとにサンプリング測定した結果、すべて検出感度以下で装置からのガス漏洩は認められなかった。

作業中のガンマ線量率は、一時的に最大で400 mR/hを示したこともあったが、作業位置での平均的な線量率は高く評価しても50 mR/hを越えなかった。

作業中および作業終了後の床面および装置の汚染は認められなかった。

(b) 作業者の被曝線量

作業前の計画被曝線量は、手指に対して300 mrem、全身に対して100 mrem以下であったが、フィルム・リングおよびポケット線量計によるそれぞれの測定値は最大の者で、200 mremおよび77 mremといずれも計画被曝の8割以下でおさえられた。

*1 JAERI-5014 保物の活動 No.7 P.17 (1964)

*2 " " No.7 P.18 (")

*3 JAERI-5012 " No.5 P.35 (1963)

(2) 燃料ドレインタンクからの残溜ガスの排出

残溜ガスの400チャンネル、波高分析器による核種分析の結果、残溜ガスのほとんどすべてが ^{86}Kr の不活性ガスがあった。残溜ガスを捕集型電離箱にサンプリングした結果、 $4.2 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。

残溜ガスはいったん容積約20ℓの捕集用タンクに捕集し、HE-40ろ紙および活性炭カートリッジを通してスタック排出口に排出した。HE-40ろ紙上に集塵された長半減期塵埃濃度は、 $4 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ である。活性炭カートリッジには放射能は検出されなかった。

ドレインタンクの容積は32.5ℓであるから、排出総量は1.37 mCiとなり、スタック排出口の平均濃度は $3.2 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cc}$ となる。

3.4.4 個人被曝線量の推移

Table 3.15に、1960年度から1969年度までのJRR-1建家におけるフィルムバッジ使用者の被曝線量の統計を示す。外部被曝としては、この表に示すように管理基準を越える高被曝を受けた者はなく、放射線作業が安全に遂行されたことを示している。この中で1963年度以降平均被曝線量が減少する傾向にあるのは、主に照射試料の取り出しに従事していた作業者の被曝が遠隔照射試料取り出し装置を用いることにより激減したためである。

内部被曝においては、特に問題となる被曝はなかった。

3.4.5 排気および排水中の放射性物質

(1) 排 気

3.4.2(2)で述べた UO_2 照射済試料取り出し時の放出を除いては、排出塵埃の年間排出RI量が10 μCi を越えたことはなく、排出ガス濃度も検出感度以下($10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)であった。

(2) 排 水

1958年度から1968年度までのJRR-1における液体廃棄物のRI量は、一般排水されたもの約3.3 mCi、廃棄物処理場へ搬出されたもの約1.8 mCi、総計約2.1 mCiであった。この排出RI量の大部分はセミホットラボで被照射試料を取扱った実験器具を洗滌した廃液である。Table 3.16にJRR-1建家の年間最大濃度、年間排出RI量、および廃液量を示す。

3.4.6 廃棄物の搬出状況

Table 3.17に、低レベル固体廃棄物の個数および中レベル瓶入り廃液の量を示す。

低レベル固体廃棄物の大部分は可燃と不燃に分けて、カートンボックスに封入して廃棄物処理場に運搬される。1958年から1969年度までの間の可燃および不燃廃棄物はそれぞれ2,891個および2,633個で、ほぼ同数である。一方中レベル瓶入り廃液は、この12年間で425ℓで、約半分の201ℓが1969年度のJRR-1原子炉解体時に搬出されている。

3.4.7 放射性汚染および被曝

Table 3.18に、1957年度から1968年度までにJRR-1建家で発生した主な放射性汚染および被曝の概況を示す。

放射性汚染は照射済試料取出作業における場合と、セミホットラボでの化学操作における場

合の二つに大別される。照射試料取出作業においては照射試料を実験孔から取出す際にカプセルからの放射性物質、腐食放射化物等の漏洩や飛散が主な汚染原因で、汚染核種はFP, ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{24}Na , ^{64}Cu 等である。この対策としては作業場周辺にビニールシート等を敷き、床等の汚染の拡大を防止し、さらに放射性気体の発生する恐れのある試料については事前に照射試料の包装およびモニタリング方法等を検討した。セミホットラボにおいては、照射済試料の仕分け、分包等における化学操作の未熟等により実験台、床等が汚染されるのがほとんどであったが、この種の汚染は後年化学操作等の熟達に伴って激減した。いずれの場合の汚染も管理区域入口に設置されている手足汚染モニタによって検出されることが多かった。表に挙げたもの以外に、水道栓の閉め忘れ、タンクのレベルゲージの故障等により廃液タンクから廃液が頻繁に溢水しているが、注目すべき汚染は見受けられなかった。

放射線被曝については、特に問題となるようなものはなかった。

4 JRR-1の利用

4.1 利用の基準

4.1.1 共同利用についての考え方

4.1.2 利用基準

4.2 利用の状況

4.2.1 共同利用の形態

4.2.2 利用件数の推移

4.2.3 実験利用の状況

4.2.4 照射利用の状況

4.1 利用の基準

4.1.1 利用についての考え方

JRR-1がわが国最初の研究炉として稼動したことの意義は大きく、初期のJRR-1の利用についての考え方にもそれは反映していた。すなわち、利用者の側からは非常に積極的な利用の要求があり、これを受入れる施設管理者の側には無茶をされては困るという意識がかなり強かったようである。35年当時の「JRR-1共同利用説明書」には次のように説明されている。

① 利用の範囲

原子炉の利用法は多種多様であるが、JRR-1のような小型の実験炉ではその範囲は自ら限度があるのは止むを得ない。実験孔の数も少なく、小さいものばかりである。得られる熱中性子束もあまり高くない。したがってJRR-1に関する限りあまり大がかりの利用は期待する方が無理である。

② 利用に対する制約

何とんでも未だわが国では原子炉の運転も利用も経験は極めて浅く、その範囲も狭い。特にJRR-1は米国で作られた製品を購入したものであるから、その機能などについても未知の要素が少なくない。一方現状で原子炉に何らかの事故が発生するとその影響は極めて大きいと考えなければならない。

以上のような理由で原子炉の運営に当っては安全性という点で極めて慎重な態度をとらざるを得ない。この結果として炉の利用にも少なからず制約を設けている。

すなわち、当時は厳しい利用基準が設けられており、また場合によっては施設管理者から厳重な注意を受けながらも、多くの利用者が熱心に利用していたことがうかがわれる。

しかし、中期に入って他の研究炉が稼動し始めるころになると、初期にみられたような利用者の積極的な要求はかなり後退し、すでに開発された技術の範囲で利用するといった消極的な傾向が現われてきた。それは他の研究炉との比較によってそれぞれの原子炉の特性に応じた限界が知られてきたことや、JRR-2のトラブルに知られてきた原子炉の運転そのものの困難

さが利用者の間にながりの影響を与えたことなどによるものと思われる。

原子炉の利用基準については、35年の「共同利用説明書」に利用に対する制約として6項目の基本的な問題が記載されている。その概要は次のとおりである。

① 原子炉の反応度に与える影響

原子炉の反応度に認め得るような変化を与えるものは許可しない。

② 炉体、実験孔などの設備の保全

破損するおそれのあるものは許可しない。例えば爆発性、引火性のある物質や、高圧気体などは禁止されている。

③ 実験孔、附属設備などの汚染

汚染のおそれがあるものは許可しない。例えば実験孔内に挿入する試料は一般的に二重以上の密封を要求している。

④ 生成放射能についての制限

照射後の取扱作業の面から制限している。

⑤ 液体試料の制限

実験孔内管のアルミニウムを腐蝕するおそれのある液体は禁止する。

⑥ その他の制約

預かった試料の破損などについては補償しない。利用が公開状態で行なわれているので商業上の秘密に関することも補償しない。原子力の平和利用の原則により直接間接を問わず軍事的目的に関係あるものは利用できない。

これらの利用基準は、利用に関する技術水準の向上によって具体的な基準は変化するが、その主旨は現在も受継がれている。

4.1.2 利用基準

1. 実験利用の基準

J R R - 1 の実験利用は、実験申込の段階でその内容について前述の基本的基準によって安全を評価し、さらに実験装置の取付、操作、撤去に関する作業上の問題、および他の実験などとの関連について検討し、必要な指示に従って実施された。35年の「共同利用説明書」に記載されている実験利用の基準の概要は次のとおりである。

中性子物理や核物理に関する研究、放射線測定器の試験などで特別の装置を原子炉の周辺に持込んで行なう場合を「実験」とよぶ。この場合は一つの実験について一つの実験孔を占有するのを原則とする。

中性子照射が目的であっても、温度、圧力などを調整する必要のある場合には一つの実験孔を占有して実験装置をとりつけることになるので「実験」の分類に入れる。

実験の場合にはその実験孔を実験者に貸与した形とし、必要な物品を持参し、作業は実験者が行なうこととする。そして必要な準備は定められた原子炉の運転前に完了し、原子炉の定時運転に支障のないようにすること。

実験終了後は実験者の責任で後片付けをして現状に復すること。ただし、実験孔プラグなど炉の附帯設備の取扱いについてはJ R R - 1 管理課の指示に従って実施すること。

実験孔に挿入する物件はすべてJ R R - 1 管理課の承認をうけること。特に運転中に実験孔

内の物件を動かす場合には詳細な打合せを必要とする。

実験孔の前は完全に遮蔽し、その日の運転条件のいかなる場合にも危険のないようにしておくこと。測定器類はできるだけ整理し、無駄な床面を占有したり、隣接する実験孔の作業を妨害したりしないように配慮すること。遮蔽に必要なコンクリートブロック、鉛、パラフィン類や測定に必要な実験台などは炉室に用意してあるものを、他に差支えない限り使用してよい。測定器類も J R R - 1 管理課の備品で使用できるものは他に差支えない限り使用してよい。漏洩放射線のモニタは J R R - 1 管理課で実施する。

J R R - 1 建物、炉室への出入りについては、別の資料「J R R - 1 建物内で実験をする方へ」を参照し、そこに記載された制約を守ること。

2 照射利用の基準

照射利用はその利用形態から委託照射として取扱われてきたものである。照射利用は多くの利用者が任意の試料の照射を申し込んでくるので、一定の条件を設けてこれを一括して処理する必要があった。そこで試料の性質およびその包装条件について一定の基準を定めてこれに合致するものを標準試料とし、また照射に関する取扱条件についても一定の基準を設けてこの取扱条件で標準試料の照射を実施する場合を標準照射として処理した。これらの条件に合致しないものは特殊照射として例外的に取扱った。

標準試料の基準のなかで、照射による生成放射能は、36年に試料取出しキャスクを製作する以前にはかなりきびしい制限となっていたが、このキャスクを使用するようになってからその必要はなくなった。

35年の「共同利用説明書」に記載されている標準試料と標準取扱条件および特殊照射についての抜粋を次に示す。

(1) 標準試料

(a) 試料の性質

- i) 0 ~ 80℃, 常圧では常に固体であり、蒸気圧が 10 mm Hg をこえないこと。
- ii) 原子炉照射によって次のような激しい物理的、化学的变化を起こさないこと。

分解, 爆発, 発火, ガス発生

大量の熱発生, 液化, 気化

- iii) 次のような操作によっても前項のような変化を起こさないこと。

通常の手扱いにともなう機械的衝撃または振動, 光, 電気などの刺激

空気, 水その他通常物質への接触

100℃までの加熱

- iv) 熱中性子, 高速中性子によって核分裂反応を起すものを含まないこと。
- v) 熱中性子吸収が天然ホウ素 1g 相当以下であること (試料 1 包装につき)
- vi) その他取扱上特別の注意を必要としないこと。

(b) 試料の形状, 大きさおよび量とその包装条件

- i) 試料はポリエチレンシート, アルミニウム箔などで包み, 気密に封じて内容物が漏れたりこぼれたりすることのないようにしてあること。

- ii) 試料の大きさは前項のような包装をした状態で次に示す照射用標準容器に収納できること。

- 容器-A アセチルセルローズ製
 気送管照射用(1時間, 2時間照射)
 外形 約30mmφ×80mmℓ
- 容器-B ポリエチレン製
 一般実験孔による照射用(1日, 1週, 4週照射)
 外形 約30mmφ×80mmℓ
- 容器-C ポリエチレン製
 実験孔№2, №6用
 外形 約28mmφ×70mmℓ

iii) 1個の照射用標準容器に収容し得る試料の量は包装材料を含んで次の値までとする。

- 容器-A 20g (気送管照射)
 容器-B 50g (実験孔照射)

(c) 照射による生成放射能

試料から1m離れて, 無遮蔽で25mr/h。ただし, 気送管照射では照射終了5分後, その他の場合は15時間後の値とする。

(2) 標準取扱条件

標準照射は(1~5)×10¹¹n/cm²・secの熱中性子束で行なう。この範囲での選択は認めない。ただし, 大部分の試料(3~4)×10¹¹n/cm²・secで行なわれると考えると差支えない。しかし, 周囲にある物の影響で中性子束の値は著しく変るから, 実際に照射された中性子の数は不確実である。

照射時間などに関する標準照射条件は1時間, 2時間, 1日, 1週, 4週の5種類で, その内容はTable 4.1に示すとおりであった。

Table 4.1 標準取扱条件

	1 時間 (H)	2 時間 (2H)	1 日 (D)	1 週 (W)	4 週 (4W)
使用する実験孔	気送管 (2S or 16)	気送管 (2S or 16)	水平実験孔 気送管(2S)	水平実験孔 気送管(2S)	垂直実験孔
試料を実験孔内 におく時間	1 時間	2 時間	24時間	7 日間	4 週間
照射時間	1 時間	2 時間	5~6時間	約15時間	約60時間
標準照射量 (nvt)	1×10 ¹⁵	2×10 ¹⁵	5×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁶	6×10 ¹⁶
試料の挿入取出し	運 転 中	運 転 中	運転日10時 挿入 翌朝取出	月曜朝挿入 翌週月曜朝 取出し	月曜朝挿入 4週後の月 曜朝取出し

(3) 特殊照射

液体試料は、ごく稀薄で酸、アルカリ性の強くない水溶液、または不燃性、難燃性の有機液体などにかぎって照射できる。しかしその限界を定量的に定めることは困難であるので、個々の問題について照射の可否を判定する。したがってこのような試料の照射を希望する場合は、その物理的、化学的な諸性質を明示して照会して欲しい。

これらの照射に使用する容器は石英またはポリエチレンのアンブルが適当である。液体照射は標準取扱条件の1日(D)または1週(W)照射に相当する照射を原則として実施する。

小動物照射は、 $\phi 7$ 水平実験孔に設置した小動物照射装置によって照射するが、「実験」として取扱い、利用者が照射装置の操作を行なう方法による。

4.2 利用の状況

4.2.1 利用の形態

JRR-1の利用は共同利用としての照射や実験、および技術者の養成訓練コースとしての利用、さらにこれらに関連したJRR-1セミホットラボの利用であった。

JRR-1の訓練コースとしての利用は、初期にはJRR-1短期運転訓練として講習会が実施されたりしたが、のちにRI研修所および原子炉研修所の実習に大いに活用された。

共同利用としての照射や実験は、いずれもJRR-1を実験の道具として使用することで、単純に「実験」と「照射」に分類することは困難である。しかし、便宜的に当初から「その利用の形態」によって「実験」と「照射」に分けて取り扱われてきた。

「実験」とは実験孔を一時的に専有して実験装置を取付け、利用者の手で実験が行なわれる場合で、「照射」とは利用者から試料をあずかって施設管理者が照射を行なう場合であった。しかし、「実験」の形態をとりながら実質的には照射に類することも行なわれたので、その分類は単に利用の形態による分類といえることができる。すなわち、「実験」では実験者すなわち利用者が実験や照射の操作を行ない、施設管理者は実験や照射に使用する諸施設を管理する立場から利用者を援助する形で利用が実施された。したがって、たとえば中性子モノクロメータやスローチョップ等の実験装置を実験孔に取付けて実験を行なう場合などはもちろんであるが、No.7実験孔による小動物照射なども照射中およびその前後における動物の生存管理などの問題もあって、利用者の手で照射が行なわれたので「実験」として取り扱われた。また気送管照射装置を一定時間貸与して利用者の手で照射を実施することも行なわれ、「実験」として取り扱われたこともあったが、この辺はその取り扱いが若干不明確になっている部分もある。

「照射」は前述のような分類によっていたため「依託照射」と呼ばれており、一定の照射条件を設定し、これに合わせて照射申込みを受付け、計画会議によって照射孔や照射日時などの詳細な割付けを行なって照射を実施していたので、比較的安易に誰にでも利用でき、しかも多くの利用者の需要を消化することができる利点があった。

セミホットラボの利用はこれらの共同利用を実施するに際し、たとえば短寿命核種の分析などのように照射直後に数秒を争って実験する必要がある場合などに極めて重宝して利用されたほか、原子炉を使った実験や照射に関連して手軽に隣室で測定や化学操作を行なえる利点などによって、極めて有効に利用された。

技術者の養成訓練は特定の期間を設けて実施され、運転訓練中は原子炉全体に専有されて原則的に他の共同利用は停止された。運転訓練では臨界到達や制御棒較正および炉特性測定実験などが行なわれた。RI研修所の実習ではセミホットラボが専有されて放射化分析などの原子炉を使ったRI実験が行なわれた。

4.2.2 利用件数の推移

共同利用としての「実験」と「照射」の利用状況を年度毎に集計したものをTable 4.2およびTable 4.3に示す。

JRR-1の利用の傾向を、単に利用件数および照射個数の推移に絞って論ずることはかなり無謀でもあるが、それなりに興味あることである。第4.2.1図に示された全体の形から37年までを初期、41年までを中期、42年と43年を終期と考えると、この区分は初期がJ

JRR-2の稼働前であり、終期は年間3か月以内の利用運転だけしか実施されなかった時期に相当する。

所内の利用は「照射」と「実験」のいずれの場合も利用開始後2年以内に急速に一定の水準まで増加して小康状態が現われている。「実験」は年間約40件の水準で37年度まで一定しているが、「照射」は利用開始2年目の34年を最大として若干減少傾向を示しながら37年までは約1,500個以上のカプセルの照射を実施している。中期に入って「照射」は急速な減

Table 4.3 JRR-1利用状況一覧表

昭和 年度	実 験 (件)			照 射 (カプセル数)		
	所 内	所 外	計	所 内	所 外	計
33	23	3	26	849	247	1096
34	43	3	46	1850	356	2206
35	25	2	27	890	269	1159
36	42	7	49	1653	705	2358
37	31	21	52	1504	1089	2593
38	37	32	69	1040	1128	2168
39	70	57	127	694	978	1672
40	98	32	130	597	414	1011
41	40	6	46	385	714	1099
42	11	0	11	241	295	536
43	35	1	36	203	218	421
合 計	455	164	619	9906	6413	16319

少を示し、40年と41年には約500カプセルになっている。これはJRR-2の稼働による影響と思われる。「実験」では初期の安定状態からさらに増加し、40年の約100件をピークとしてまた減少している。

所外の「照射」利用は、初期から中期の初めまで除々に増加し、38年の約1000カプセルをピークに40年の異常減少を除いて除々に減少している。また「実験」利用についても最初の3年間は年間2~3件で、36年から除々に増加し、39年の57件をピークに単純な山形をなして減少している。これは所外の利用者との間の情報伝達が所内の利用者と比較してかなり大きな障害を持っているためであろうと考えられる。

「照射」のカプセル数について所内と所外を比較すると、初期には所内が多かったが38年以後については40年を除いて所外が多くなっており、終期には所外の照射カプセル数は年間約300カプセルで、所内の約1.5倍に増加している。「照射」の件数については41年以後所外が多くなっている。

また年度ごとの全照射カプセル数についての推移は、次のような変化を示している。

① JRR-1単独で年間約2,500カプセルの照射が行われていたが、JRR-2の稼働に

よって年間約1,500カプセルに減少した。

② 40KW, 5時間運転を3日/週から2日/週に変更した40年度と41年度は, 年間約1000カプセルに減少した。

③ 終期には年間3か月の利用運転によって約500カプセルの照射が行なわれた。

なお32年の試用期間(33年2月11日~4月18日)には所外利用を含めて約50件の利用があり, RIの試験生産や放射化分析などの「照射」およびパイルオッシュレータの予備実験などの「実験」が行なわれた。

4.2.3 実験利用の状況

(1) 所外からの実験利用

所外の利用者が行なった実験利用は, 件数としては熱中性子柱による実験と小動物照射が大部分であった。

第4.2.2表に36年から41年までの実験孔別利用件数の百分率を示す。これらの実験は垂直熱中性子柱に設置した小型指数実験装置による天然ウラン軽水系の研究を除き, 1件について1日以内の使用が多く, いくつかの実験が1件につき2~3日行なわれた。

Table 4.2 所外の実験孔別利用件数百分率

実験孔 \ 年度	36	37	38	39	40	41
水平熱中性子柱	30	30	30	35	50	65
№7(小動物照射孔)	40	40	50	35	20	35
№16(気送管照射孔)	—	—	10	20	15	—
その他	30	30	10	10	15	—

№7実験孔には「はつかねずみ」などの小動物を照射するための装置が設置されており, ほとんどが小動物の照射実験に使用されたが, 植物の種子など小動物以外の照射にも若干使用された。この実験孔の熱中性子束は約 $10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ で, ガンマ線は約 10^8 R/h であり, 換気は照射孔の奥までされていて温度は室温と同程度であったが, はつかねずみを最大8匹程度収容できる容器内の熱中性子束分布が前端と後端で約20倍異なること, および照射中の糞尿の処理などの問題があった。

№16実験孔には気送管装置が設置されており, 通常は「照射」として利用されていたが, 特に気送管装置を一定時間利用者に貸与することで「実験」として取扱ったものである。ここで「実験」として行なわれた主なものは, 種子の照射, 有機低温固相反応の実験, 箔検出器の較正, バナジウムの放射化分析など一般の照射と特に変わったものでもなかった。

水平熱中性子柱では, 主に箔検出器の較正や干渉効果の測定および各種中性子検出器の特性測定や波形弁別によるガンマ線バックグラウンド中の中性子の測定実験などが行なわれた。40年に行なわれた実験は中性子検出器の干渉効果の測定および硼酸水中の中性子拡散距離と中性子温度の測定が, 2対1の割合で実施された。また41年には黒鉛柱内での中性子輸送に関する研究が行なわれた。

その他の実験は、半導体素子の照射損傷や電気回路の特性変化の測定、遮蔽実験などの様々な実験が主に№3実験孔で行なわれたほか、№4実験孔でチョップスリットの実験が行なわれた。垂直熱中性子柱では37年に小型指数実験装置が設置され、天然ウラン軽水系の研究などが実施された。

(2) 所内の実験利用

所内の実験利用は、JRR-1の利用開始と同時に核物理研、計測研、計測制御研、保健物理、開発試験室、金属研、その他多くの部門で原子炉を利用した積極的なテーマによる実験研究が行なわれた。

実験装置は№4実験孔にスローチョッパ、№5実験孔にクリスタルモノクロメータ、№9実験孔に金属照射装置、№13実験孔にパイルオッシレータなどが設置された。

4.2.4 照射利用の状況

(1) 照射試料と照射容器

JRR-1の照射利用は一見きびしい制約が設けられていたが、実際には極めて多種類の試料が照射された。多くの金属片、酸化物、炭酸塩、硫酸塩、硝酸塩、燐酸塩、アンモニウム塩、ハロゲン化物、シアン化物など約300種を越える無機化合物が照射された。有機化合物についても約200種におよぶ試料の照射が行なわれ、核分裂物質を含む試料も様々な形で照射された。液体試料も有機液体を含むかなり多くの試料の照射を、石英管またはポリエチレン管などに溶封して行なった。

JRR-1における照射利用は38年までにかかなり多くの経験を積んだが、坂東らが「JRR-1共同利用状況報告」に照射経験を詳しく報告している。

JRR-1における照射に使用した照射容器は、35年当時のものを4.1.2利用基準のなかで簡単に説明したが、その後も部分的な寸法変更や材料の変更などを行なった。試料は薬包紙、ポリエチレン袋、アルミニウム箔などに包むか、あるいはポリエチレン管や石英管などに溶封し、これらを試料容器とし、さらにこれを照射容器に入れて照射した。アルミニウム箔は特に銅、マンガンなど照射による生成放射能を高めるような不純物が少ないものを特別に準備して使用した。

気送管照射では、必要な包装をした試料はアセチルセルローズ製の透明なラビットに入れて照射した。気送管照射以外の照射では、照射容器としてアルミニウムカプセルまたはポリエチレンカプセルを用い、実験孔へはそれらのカプセルをアルミニウム製ホルダに入れて挿入し照射した。

港湾の漂砂の研究に使用するためのスカンジウムまたはコバルトを含む人工砂の照射は、500g以上の大量の照射で、ポリエチレンの袋に2重に包み、特別に製作したポリエチレン容器に入れて照射した。この照射は数年にわたって毎年数回実施したが、36年には1kgづつ10kgの照射を行なった。

(2) 気送管による低温照射

JRR-1における低温照射は、氷漬け照射を36年に、ドライアイス照射を38年に開発した。

氷漬け照射は燐酸ナトリウムの照射に際して実施したもので、ポリエチレン袋に封入した試

料を氷漬にし、その外側をポリエチレン袋で包み、綿を両端にして気送管用カプセルに入れて照射した。氷漬け試料は照射直前までドライアイスで冷却したが、10分間の照射で氷の融解はなく、さらに10分づつ2回照射した。

ドライアイス照射は低温におけるカプセルの耐衝撃性が懸念されたので、ドライアイス温度での衝撃試験と、ドライアイスの消失実験を行なって気送管照射の可能性を確認した。ドライアイス照射用気送管カプセルにはユーピロンが選ばれた。この開発については、吉原、来栖が報告している。

(3) 照射に関するトラブル

JRR-1の照射に関して発生したトラブルは、試料の漏れによる汚染、照射容器の破損、照射作業中の様々な軽微なトラブルなどであった。JRR-1においては、照射温度約40°C、熱中性子束が約 $3 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ と低かったが、照射による試料の変質や分解などによるトラブルも若干あった。しかし、これらのトラブルによって発見された注意すべき問題点はその後のJRR-1およびその他の研究炉における照射に役立てられた。

(4) 試料取出作業

実験孔からの試料の取出しは初期には特製のトンクによって行なわれていたが、照射試料の取扱量の増加や照射後冷却時間の短縮、短寿命RIの生産量の増加などによって取扱作業者の γ 線被曝が増大してきたので、36年に照射試料取出し用キャスクを製作した。このキャスクは照射に使用する実験孔のすべてに使用することができるように製作されており、遮蔽は鉛8cmであり、全長約70cm、ホルダの収納孔は約10cmである。

このキャスクによって取出された照射ホルダはホットケープに移され、照射カプセルの γ 線量を測定したのち、利用者のコンテナに詰替える方法で試料取出し作業は行なわれた。この試料取出しキャスクの製作によってJRR-1における照射に関する生成放射能による制限はほとんど考慮する必要がなくなった。JRR-1における通常の照射では、このキャスクからの漏洩 γ 線量はほとんど認められず、試料の取出作業による γ 線被曝は減少した。

4.3 技術者の養成

4.3.1 JRR-1 短期運転訓練

JRR-1 の稼動開始にともない、実際の原子炉に触れて、炉運転の概要を習得したいとの希望が、学界、産業界から広くよせられた。そこで「将来、原子炉の運転などの実務を担当するとみこまれている人を対象に、炉運転に関する基礎概念を与えること」を目的として、「JRR-1 短期運転訓練」講習会を33年9月から開講した。

この課程は、定員15名、期間10日（実質8日間、後にこれは7日間に短縮された。）で、講義と原子炉運転の実習および原子炉を用いた実験を内容とするものであった。第1回の講習会は、前述のように9月1日から10日にわたって実施した。受講の希望者が多く、その調整はJRR-1 運営管理委員会で行なわれたが、受講者の派遣元別の構成はつぎのとおりであった。

官公庁関係	5名
電力会社関係	4 "
原子力メーカー関係	5 "
原産事務局	1 "

このほか、所内から優先措置をとって、JRR-2 建設室員5名が別枠で受講した。

第2回は、同年10月24日から30日にわたって行なった。この課程では、大学院で原子力関係の科目を専攻している学生を対象をしほり、東大、東北大、京大、立大から計14名が参加した。以後、33年度内にさらに2回、34年度には5回開催した。35年度から原子炉研修所の一般課程が開講されたので、36年度からは大学院学生など大学関係者に対象を限定した。しかし、原子炉研修所一般課程の充実にもない、また大学で原子炉を設置するところがあらわれてきたこともあり、受講申込者が減少してきたので、この課程は38年度をもって閉講した。

Table 4.4にこの課程の実施状況を示す。33～38年度の6年間に合計222人の受講者を送りだした。なお、この課程は当初無料であったが、第7回（34年10月20日～28日）から有料となり、学生を除き受講料8,000円（含テキスト代）を徴収した。

この課程の選考基準は、当初つぎのように定められていた。

- ① 大学で物理、電気または機械関係の学科を修めていること。
- ② 大学卒業後2～7年経過していること。
- ③ 原子炉および原子力に関する一般基礎知識を有すること。
- ④ なるべく将来原子炉の運転またはこれに関係ある実務を担当すること。

その後、34年度には学生の場合について、「大学または大学院の原子力関係課程の最高学年生であることを追加した。

この課程の内容を示す一例として、第1回課程の日程表をTable 4.5に示す。

4.3.2 原子炉研修所一般課程におけるJRR-1の利用、その他

原子炉研修所一般課程は35年3月開設されたが、これは6か月の課程で年2回行なわれた。将来幹部クラスとなる原子力技術者の養成を目的とするもので、この課程を終えると、原子炉主任技術者試験の口答試験受験資格の要件の一つである「原子炉の運転に関する業務に6か月以上従事していること」の認定が与えられることとなっていた。

したがって、この課程では原子炉の運転実習および原子炉を用いた実験などに、そのかなりの部分がさかれていた。この課程開設以来、原子炉の運転、実習に関する教科には、もっぱら JRR-1 が用いられた。JRR-1 の利用運転、年間約 40 週のうち、約 12 週がこのコースにあてられたわけである。(残りは共同利用、短期運転訓練など、36~40 年度当時の状況で示す。)当時の一般課程のカリキュラムに占める JRR-1 を利用する実習、実験、講義の時間数の状況を Table 4.6 に示す。実験科目に費された合計時間数のうち約 3 割が JRR-1 を利用した実験、実習にあてられている。

JRR-1 の利用休止にともない、43 年度下期の課程から、一般課程の原子炉運転訓練は JRR-4 に引継がれた。

この一般課程開設前に、所外からの原子炉主任技術者受験資格の取得を目的とした外来研究員を 5 名 JRR-1 管理室で受入れたが(33~35 年度)、これも所外に対する技術者養成の役割の一端を果たしたものと見える。(2.2.4 参照)

5. J R R - 1 に 関 連 し た 口 頭 発 表

第 2 回 原 子 力 シ ン ポ ジ ウ ム (1 9 5 8 年 2 月 , 東 京) に お い て 発 表 さ れ た も の に 限 定 す る。

C - 4 6

J R R - 1 原 子 炉 建 家 の 建 設 に つ い て — 重 コ ン ク リ ー ト の 打 設
能 美 英 彦 , 大 村 道 夫 , 岩 田 巖 , 高 瀬 三 俊 , 金 子 稔。

A - 1 9

J R R - 1 の 建 設 経 過 に つ い て。
神 原 豊 三 , 他

B - 3 3

J R R - 1 の 燃 料 溶 解。
内 藤 奎 爾 , 梅 沢 弘 一 , 吉 田 博 之 , 鈴 木 敏 夫 , 原 礼 之 助

A - 2 1

J R R - 1 の 制 御 系 に つ い て。
苫 米 地 顕 ,

A - 2 0

J R R - 1 の 臨 界 実 験
松 本 元 一 ,

C - 1 8

J R R - 1 運 転 開 始 前 後 に お け る 放 射 線 モ ニ タ ー に つ い て。
村 主 進 , 古 田 悠 , 田 村 務 , 好 村 滋 洋 , 萩 原 賢 二 ,

A - 2 2

J R R - 1 の 特 性 (I)
庄 司 務 ,

A - 2 3

J R R - 1 の 特 性 (II)
高 橋 嘉 右 ,

A - 1 1

J R R - 1 の 中 性 子 平 均 寿 命 ℓ の 測 定 — J R R - 1 の 動 特 性
住 田 健 二 , 高 橋 嘉 右 , 中 井 浩 二 , 黒 川 良 右

A - 2 4

J R R - 1 の 応 用 に つ い て — 原 子 炉 実 験 孔 内 に 挿 入 し た 各 物 質 が 原 子 炉 の 反 応 度 に 及 ぼ す
影 響。

柿 原 幸 二 ,

6 付 録

6.1 JRR-1の運転管理に要した機器等の資産額の推移

(単位:円)

((項 目))	3 0	3 1	3 2	3 3	3 4	3 5
1. 原子炉の運転, 保守	5,270.0	8,091,553	8,061,247	12,204,477	6,522,117	5,822,302
1.1 原子炉付帯計器等の交換 (含スベアパーツ)	-	413,937	4,008,613	4,152,726	2,907,169	801,654
1.2 校正, 測定用計器	5,270.0	1,271,733	2,004,031	1,311,613	1,049,000	1,043,000
1.3 特性試験用機器類	-	1,392,883	548,041	3,607,212	1,300,000	1,907,648
1.3-2 特定の試験のための機器	-	1,897,600	-	2,022,484	-	2,070,000
1.4 その他	-	3,115,400	1,500,562	1,110,442	1,265,948	-
2. 原子炉の利用	0	0	275,300	2,309,519	521,000	0
3. 共同利用サービス	0	120,400	5,692,020	16,208,280	869,000	368,200
3.1 測定器類	-	80,900	554,000	13,445,789	-	-
3.2 セミホント実験室関係機器	-	39,500	5,138,020	2,762,491	869,000	368,200
4. その他	0	0	836,662	984,470	75,000	146,270
4.1 機械室関係	-	-	221,100	942,990	75,000	-
4.2 見学対策用	-	-	615,562	-	-	58,000
4.3 その他	-	-	-	41,480	-	88,270
合 計	5,270.0	8,211,958	14,865,229	31,706,746	7,987,117	6,336,772
原子炉研修所	-	-	-	[9,807,699]	-	-
放射線管理室	-	-	5,937,056	-	1,537,400	500,000

	3 6	3 7	3 8	3 9	4 0	4 1	4 2	
1.	2,688,449	2,898,054	1,525,000	3,330,053	1,925,352	1,417,138	1,193,993	1.
1.1	-	-	-	2,592,053	-	796,088	969,693	1.1
1.2	1,095,449	-	376,000	181,000	1,431,002	540,000	170,000	1.2
1.3	1,343,000	2,508,000	1,149,000	-	494,350	-	54,300	1.3
1.3-2	-	-	-	-	-	-	-	1.3-2
1.4	250,000	390,054	-	557,000	-	81,050	-	1.4
2.	290,000	169,522	148,000	548,500	99,400	0	0	2.
3.	122,177	0	0	0	0	0	0	3.
3.1	122,177	-	-	-	-	-	-	3.1
3.2	-	-	-	-	-	-	-	3.2
4.	136,600	173,000	0	0	0	216,000	110,000	4.
4.1	-	-	-	-	-	216,000	110,000	4.1
4.2	-	-	-	-	-	-	-	4.2
4.3	136,600	173,000	-	-	-	-	-	4.3
合計	3,237,226	3,240,576	1,673,000	3,878,553	2,024,752	1,633,138	1,303,993	
炉修	-	1,260,000	341,044	-	340,000	-	450,000	
放管	2,036,000	600,000	-	-	-	-	-	

(注):

1. 4.4.1 現在および4.5.4.1 現在の「固定資産現在高」(JRR-1管理課および研究炉利用課分)にもとづき作成。
ただし、原子炉研修所および放射線管理課関係分については、4.3.12.3.1 現在の「主要機器一覧表」(管財課作成)にもとづき作成した。
2. 合計欄の()内数字は1.3-2項の分を除いた合計額。
なお、1.3-2項のうち、3.1年度分は臨界実験用機器であり、3.3, 3.5年度分は燃料溶解総合試験用機器である。
4.4年度炉解体を目的とした燃料取出作業に用いた機器等は全て「経費」として処理された。(したがって「資産」としてここに計上されていない。)
3. 原子炉研修所および放射線管理課分は30万以上の機器のみ計上してある。
4. 機器の項目別分類作業には、大森栄一、岩瀬光弘があたった。
5. 作成月日
4.5. 6.22作成
4.5. 9.30一部訂正

	4 3	4 4	合計 (I) (小項目)	合計 (2) (大項目)
1.	1,256,680	0		56,989,115 (50,999,031)
1.1	-	-	16,641,933	
1.2	272,600	-	10,798,128	
1.3	390,000	-	14,694,434	
1.3-2	-	-	5,990,084	
1.4	594,080	-	8,864,536	
2.	0	0		4,361,241
3.	0	0		2,338,077
3.1	-	-	14,202,866	
3.2	-	-	9,177,211	
4.	96,000	0		2,774,002
4.1	96,000	-	1,661,090	
4.2	-	-	673,562	
4.3	-	-	439,350	
合計(A)	1,352,680	0		87,504,435 (81,514,351)
炉修(B)	-	-	2,391,044	2,391,044
放管(C)	-	-	10,610,456	10,610,456
合計(A+C)				103,262,591 (92,204,807)
合計(A+B+C)				105,653,635

(4.5.3.20)

6.2 JRR-1 管理課 (室) 在籍者推移表

	32年	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45 (5月)
課 (室) 長	⑦ 神原 豊	④ 柿原 幸二	⑤ 大森 栄一	⑤ 庄司 務	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 鈴木 一彦	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎
原子炉主任技術者 (但し海外出張による短期) (交代は省略してある。)	① 神原 豊	④ 柿原 幸二	⑤ 大森 栄一	⑤ 庄司 務	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 鈴木 一彦	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎	⑤ 野村 幸三郎
備 考	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室	東海研究所 JRR-1 管理室

	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45
神原三		④	[JRR-2]											(5月)
松本元		④	[JRR-3]											
平田稜	⑥	④ ⑥	[JRR-2]											
古橋晃		③	[原子炉開発試験室]											
高橋嘉	⑤	③	[計測制御研]											
※住司	⑪	⑫	[JRR-2]											
※平田	⑩		[JRR-3]											
柿原幸	⑦		[IAEA出向]											
※苦米地	③		[IAEA出向]											
※佐藤	⑤		[JRR-3]											
※飯島	⑤		[原子炉開発試験室]											
※富井	⑤	⑫	[JRR-2]											
※森田	⑥	③	[JRR-2]											
※小金沢	⑥	③	[JRR-2]											
※比佐	⑥		[退職]											
※立原	④		[JRR-3]											
※荒原	⑥		[JRR-2]											
※德永	⑥		[業務課]											
※江頭	① ⑥ ⑯	[JRR-2]												
武忠			[業務課]											
茂利三			⑦											

	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45
横田二郎 (東急)		⑩	⑩	⑫										
中井昭二 (東海大)			④	③										
服部学 (立教大)			⑫	⑤										
中村勝一 (近畿大)				⑦	⑦									
古川芳徳 (東急)				④	④									
桑島謙臣* (関西電力)					(?)		(?)							
朴鎮夏** (韓国金北大)														
外来研究員														(5月)
* 保物所属 ** 化学部分析研所属														
(注) 1) 資料出所: ① 人事課調べ ② 原研ニュース (Vol. 2-3, 1957~1959.3) ③ JRR-1 卒業生名簿 (JRR-1 管理課保管) ④ 武岡氏調査資料 ⑤ 殿岡氏調べ、 2) 上記資料で一致しない点については上記①, ②, ③ ④, ⑤の順で, 信頼度をおいた。	3) 記号 —— 本務 - - - - 兼務 (?) 期間が明らかでないもの ○の数字は着任および在任の最後の月を示す。 外来研の()は派遣元を示す。 ()は転出先を示す。 (()) 本務先を示す。	※新卒で入所後最初に配属されたことを示す。 ※※中採用で入所最初の配属が JRR-1 のもの	転出先: (略称) [JRR-2] 35/5以前 JRR-2 建設室 " 以後 JRR-2 管理課 なお, 32年7月1日以降の在籍者を対象とし, それ以前 (建設時代)は除く [JRR-3] JRR-3 建設室 [炉業務課] 研究炉業務課 [技 研] 技術研究室 [JRR-4] JRR-4 建設室 [JPDR] 動力試験炉管理部第3課 [JMTR] 材料試験炉部原子炉第1課 但し「荒井」のみ第2課 (資料作成者: 大森栄一)											

6.3 J R R - 1 保安規程 (各条見出しの対比表)

(45.9.9.)

(33.1.7.認可)注)	35規程第16号(36.3.31)	41連第45号(41.11.11)	備考
<p>1) 総則</p> <p>§ 1 適用範囲</p> <p>§ 2 規程の遵守</p> <p>§ 3 保安の責任者(3)</p> <p>§ 4 J R R - 1 の運営組織</p> <p>§ 5 J R R - 1 管理室</p> <p>§ 6 管理室の構成(6)</p> <p>2) 原子炉の運転</p> <p>1) 総則</p> <p>§ 7 運転の原則</p> <p>§ 8 運転計画および運転命令</p>	<p>1) 総則</p> <p>§ 1 目的</p> <p>§ 2 適用範囲(1)</p> <p>2) 職務および組織</p> <p>§ 3 運営の基本方針</p> <p>§ 4 原子炉の運転管理</p> <p>§ 5 原子炉の運転に関する保安の責任(4)</p> <p>§ 6 運転管理の組織および分掌</p> <p>§ 7 原子炉の利用</p> <p>§ 8 利用の組織および分掌</p> <p>§ 9 安全性に関する委員会</p> <p>§ 10 放射線障害防止に必要な勧告等の責任(7)</p> <p>§ 11 放射線管理の組織および分掌</p> <p>§ 12 放射線管理係</p> <p>3) 原子炉の運転</p> <p>1) 総則</p> <p>§ 13 適用の範囲</p> <p>§ 14 運転計画</p>	<p>1) 総則</p> <p>§ 1 目的</p> <p>§ 2 他の規程との関係(2)</p> <p>§ 3 運転要領等*</p> <p>2) 組織</p> <p>§ 4 原子炉主任技術者(5)</p> <p>§ 5 管理の統括</p> <p>§ 6 運転および保守の統括</p> <p>§ 7 本体施設の運転および保守</p> <p>§ 8 利用施設の運転および保守</p> <p>§ 9 燃料の管理(8)</p> <p>§ 10 放射線物質の廃棄(9)</p> <p>§ 11 放射線管理(10)</p> <p>3) 管理</p> <p>1) 通則</p> <p>§ 12 原子炉主任技術者の指示等</p> <p>§ 13 運転等の協力</p>	<p>関係別規程として:</p> <p>1) 処理場規程</p> <p>2) 安全審査規程</p> <p>放射線管理規程、処理場規程を挙げています。</p> <p>保安の責任:</p> <p>3) J R R - 1 室長</p> <p>4) J R R - 1 主任技術者</p> <p>5) 総轄責任者は J R R - 1 課長</p> <p>(注)はスタッフの立場にたつという考え方である。</p> <p>保物の立場:</p> <p>6) 管理室員との間が明確でなかった。</p> <p>7) で管理室のラインからはなれていることを明示。(8), (9), (10)は J R R - 1 課長が総括責任であることが生じたもの。</p> <p>* 下部関連規則として、J R R - 1 運転要領 J R R - 1 応急措置要領 防護活動要領を指定する。</p> <p>凡例:</p> <p>); 控</p> <p>); 節</p> <p>§); 条</p> <p>(注); 所内規程としての文書 不詳.</p>

(3 3 . 1 . 7 認可) 注)	3 5 規程第 1 6 号 (3 6 . 3 . 3 1)	4 1 達第 4 5 号 (4 1 . 1 1 . 1 1 1)	備 考
<p>§ 9. 運転計画の変更</p> <p>§ 10. 運 転 係</p> <p>§ 11. 運転係の構成</p> <p>2) 運 転</p> <p>§ 12. 運転班長の確認事項</p> <p>§ 13. 当直運転責任者の確認事項</p> <p>§ 14. 異常確認時の措置</p> <p>§ 15. 確認の省略</p> <p>§ 16. 運 転</p> <p>§ 17. 運転中の異常時の措置</p> <p>§ 18. 交代, 引継</p> <p>§ 19. 正常停止</p> <p>§ 19. 正常停止</p>	<p>§ 15. 運転の実施</p> <p>§ 16. 運転計画等の変更</p> <p>§ 17. 運転に従事できるもの</p> <p>§ 18. 当直運転員および当直運転責任者</p> <p>§ 19. 当直時間の制限</p> <p>§ 20. 交代, 引継</p> <p>§ 21. かぎの保管</p> <p>2) 運転開始前の措置</p> <p>§ 22. 運転係長の確認事項</p> <p>§ 23. 当直運転表責任者の確認事項</p> <p>事項</p> <p>§ 24. 異常確認時の措置</p> <p>§ 25. 確認の省略</p> <p>§ 26. 運転開始の伝達</p> <p>3) 運転中の措置</p> <p>§ 27. 当直運転責任者の確認事項</p> <p>§ 28. 当直運転員の確認事項</p> <p>§ 29. 異常確認時の措置</p> <p>§ 30. 当直運転員の遵守事項</p> <p>§ 31. 伝達事項</p> <p>4) 正常停止</p> <p>§ 32. 停止の措置</p>	<p>2) 運 転</p> <p>§ 14. 運転の通知等</p> <p>§ 15. 運転の指令等</p> <p>§ 16. 運転計画</p> <p>§ 17. 要員の配置</p> <p>§ 18. 運転訓練を受ける者の制限</p> <p>§ 19. 運転訓練の監督</p> <p>§ 20. 訓練運転者の心得</p> <p>§ 21. 緊急停止連動装置の作動条件</p> <p>§ 22. 警報装置の作動条件</p> <p>§ 23. そう入物の制限</p> <p>§ 24. そう入および取出しの手続</p> <p>§ 25. 運転開始前の措置</p> <p>§ 26. 運転開始命令</p> <p>§ 27. 運転の表示</p> <p>§ 28. 交換時の引継ぎ</p> <p>§ 29. 異常時の措置</p>	

<p>(3 3 . 1 . 7 認可) 注)</p>	<p>§ 20. 緊急停止</p> <p>4) 試験運転</p> <p>§ 21. 範囲</p> <p>§ 22. 運転計画</p> <p>5) 訓練運転</p> <p>§ 23. 範囲</p> <p>§ 24. 運転計画</p> <p>§ 25. 運転の訓練</p> <p>§ 26. 運転の指導</p> <p>6) 特殊運転</p> <p>§ 27. 範囲</p> <p>§ 28. 運転計画</p>	<p>§ 33. 停止後の措置</p> <p>§ 34. かぎの返還</p> <p>5) 緊急停止</p> <p>§ 35. 緊急停止</p> <p>§ 36. 緊急停止後の措置</p> <p>4) 特殊運転および訓練運転</p> <p>1) 特殊運転</p> <p>§ 37. 定義</p> <p>§ 38. 運転計画の承認</p> <p>2) 訓練運転</p> <p>§ 39. 定義</p> <p>§ 40. 訓練を受ける資格</p> <p>§ 41. 運転計画</p> <p>§ 42. 附則</p> <p>5) 管理区域等の設定および立入制限</p> <p>1) 管理区域等の設定</p> <p>§ 43. 管理区域の設定</p> <p>§ 44. 保全区域の設定 (1 1)</p> <p>§ 45. 周辺監視区域の設定 (1 2)</p> <p>2) 管理区域等への立入制限</p>	<p>3 5 規程第 1 6 号 (3 6 . 3 . 3 1)</p>	<p>4 1 達第 4 5 号 (4 1 . 1 1 . 1 1)</p> <p>§ 30. 運転停止後の措置</p> <p>3) 保守</p> <p>§ 31. 保守の通知, 指令等</p> <p>§ 32. 巡視および点検</p> <p>§ 33. 自主検査</p> <p>§ 34. 修理および改造</p> <p>§ 35. 保全区域</p>	<p>法律の改正によると思われるもの： 1 1) , 1 2) , 1 3) , 1 4)</p>
-------------------------------	---	---	--	---	---

(33.1.7 認可)注)	35規程第16号(36.3.31)	41 達第45号(41.11.11)	考 備
<p>2) 立入制限</p> <p>§ 34. 管理場所の立入制限</p> <p>§ 35. サブバイラル室立入制限</p> <p>§ 36. 記録</p> <p>3) 管理場所における注意事項</p> <p>§ 37. 作業時間の調節</p> <p>§ 38. 測定器の使用</p> <p>§ 39. 保護具の使用</p> <p>§ 40. 器物の持込, 持出の制限</p> <p>§ 41. 飲食および喫煙</p> <p>§ 42. 来訪者の付添い</p>	<p>§ 46. 管理区域等の標識</p> <p>§ 47. 管理区域の出入口</p> <p>§ 48. 管理区域への立入制限</p> <p>§ 49. 管理区域内の立入制限区域</p> <p>§ 50. 地2階への立入制限</p> <p>§ 51. 保全区域への立入制限</p> <p>6) 放射線の管理</p> <p>1) 被曝放射線等の監視および汚染の除去</p> <p>§ 52. 被曝放射線等の管理</p> <p>§ 53. 緊急作業に係る許容被曝線量(13)</p> <p>§ 54. 従事者以外の者の許容被曝線量(14)</p> <p>§ 55. 被曝放射線量に係る警告(15)</p> <p>§ 56. 汚染の除去</p> <p>2) 管理区域における注意事項</p> <p>§ 57. 従事者の注意義務</p> <p>§ 58. 個人被曝測定器の着用</p> <p>§ 59. 保護具の着用</p> <p>§ 60. 従事者等の着用義務</p> <p>§ 61. 飲食および喫煙の制限</p>		

(33.1.7認可)注)	35規程第16号(363.31)	41達第45号(41.11.11)	備考
<p>4) 放射線の測定</p> <p>§ 43. 放射線測定的方式</p> <p>§ 44. 放射線量率等の測定</p> <p>§ 45. 被曝汚染の測定</p> <p>§ 46. 測定器の管理</p>	<p>§ 62. 物品の持込および持出制限</p> <p>§ 63. 管理区域からの退出の制限</p> <p>3) 管理区域等における放射線の測定</p> <p>§ 64. 管理区域等における放射線の測定</p> <p>§ 65. 管理課長等への勧告</p> <p>§ 66. 被曝放射線量等の測定</p> <p>§ 67. 放射線測定器等の管理</p>		
<p>5) 放射性廃棄物</p> <p>§ 47. 固体状の廃棄物</p> <p>§ 48. 汚染された器物の保管</p> <p>§ 49. 液体状の廃棄物</p> <p>§ 50. 気体状の廃棄物</p> <p>§ 51. 放射線監視所, 放射線観測車</p> <p>§ 52. 廃棄物処理場における処理</p>	<p>7) 放射性廃棄物の処理</p> <p>1) 固体状の放射性廃棄物の処理</p> <p>§ 68. 固体廃棄物</p> <p>2) 液体状の放射性廃棄物の処理</p> <p>§ 69. 廃棄物容器に封入すべき液体状の廃棄物</p> <p>§ 70. 特殊流しの使用</p> <p>§ 71. 廃液中の放射性物質の濃度の測定</p> <p>§ 72. 排水の基準</p> <p>§ 73. 排水施設の測定装置の</p>		

(33.1.7 認可)注)	35規程第16号(36.3.31)	41達第45号(41.11.11)	備考
<p>6) 原子炉施設の保守修理および定期検査</p> <ul style="list-style-type: none"> § 53. 保守 § 54. 修理 § 55. 改造および取替 § 56. 定期検査 § 57. 放射線管理班の立合い § 58. 試験運転の実施 	<p>点検</p> <p>33) 気体状の放射性廃棄物の処理</p> <ul style="list-style-type: none"> § 74. 排気中の放射性物質の測定 § 75. 排気の基準 § 76. 排気中の放射性物質の濃度に係る動告 § 77. 排気施設等の測定装置の点検 <p>8) 原子炉施設の保守修理および定期検査</p> <ul style="list-style-type: none"> § 78. 定期検査 § 79. 改造および取替 § 80. 修理 § 81. 放射線管理係の立合い § 82. 試験運転 	<p>4) 燃料体の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> § 36. 受払い § 37. (同上) § 38. 貯蔵 § 39. 燃料の注入 § 40. 燃料体の取出し 	
<p>7) 原子炉燃料の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> § 59. 燃料の取出 § 60. 予備燃料の管理 	<p>9) 原子炉燃料の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> § 83. 装荷燃料の取出し § 84. 取出し後の燃料の管理 § 85. 予備燃料の管理 § 86. 使用制限 		
<p>8) 原子炉および附属施設の利用</p>	<p>10) 原子炉および附属施設の利用</p>		

(33.1.7認可)注)		35規程第16号(36.3.31)	41達第45号(41.11.11)	備考
<p>1) 利用</p> <p>§ 61. 利用の範囲</p> <p>§ 62. 利用の禁止又は停止</p> <p>§ 63. 利用の拒否又は制限</p> <p>2) 利用者</p> <p>§ 64. 利用者の資格</p> <p>§ 65. 利用者の義務</p> <p>§ 66. 利用者の賠償義務</p> <p>9) 保安教育16)</p> <p>§ 67. 範囲</p> <p>§ 68. 警備員の保安教育</p> <p>§ 69. 利用者等の保安教育</p> <p>10) 記録</p> <p>§ 70. 記録</p> <p>11) 危険時の措置</p> <p>§ 71. 原子炉の異常の通報</p> <p>§ 72. 室長の措置</p> <p>§ 73. 自動緊急停止の時の措置</p> <p>12) 雑則</p> <p>§ 74. 通報の義務</p>	<p>1) 利用</p> <p>§ 87. 利用の範囲</p> <p>§ 88. 利用の手続</p> <p>§ 89. 利用計画の作成</p> <p>§ 90. 所長の承認</p> <p>§ 91. 承認の基準</p> <p>§ 92. 利用計画の通報</p> <p>§ 93. 利用計画の変更</p> <p>2) 利用者</p> <p>§ 94. 利用者の資格</p> <p>§ 95. 利用者の義務</p> <p>11) 保安教育16)</p> <p>§ 96. 範囲</p> <p>§ 97. 警備員の保安教育</p> <p>§ 98. 利用者等の保安教育</p> <p>12) 危険時の措置</p> <p>§ 99. 火災時における措置</p> <p>§ 100. 放射線事故時における措置</p> <p>§ 101. 救護</p> <p>§ 102. 退避</p> <p>§ 103. 非常事故措置規程</p> <p>13) 記録</p> <p>§ 104. 記録事項等</p>	<p>5) 放射性廃棄物の廃棄</p> <p>§ 41. 固体状放射性廃棄物の廃棄</p> <p>§ 42. 液体状放射性廃棄物の廃棄</p> <p>§ 43. 気体状放射性廃棄物の廃棄</p> <p>6) 放射線管理</p> <p>§ 44. 管理区域</p> <p>§ 45. 放射線測定器</p> <p>4) 非常の場合の措置</p> <p>§ 46. 非常の場合の措置</p> <p>5) 保安教育17)</p> <p>§ 47. 保安教育</p> <p>6) 雑則</p> <p>§ 48. 記録</p> <p>§ 49. 通達への委任</p> <p>§ 50. 事故報告</p>	<p>保安教育の対象：</p> <p>16) 運転管理従事者でない 準関係者</p> <p>17) 運転管理従事者</p>	

7. あとがき

(1) 本報告はJRR-1の建設から解体までの、いわばJRR-1の生涯記録に関する下記一連の記録報告の一部をなすものである。

①「JRR-1の建設」(JAERI-memo 4002, 1970年 5月): ウォーターボイラー型原子炉の導入経緯から、同炉の建設、臨界試験までの建設記録。

②「JRR-1の運転管理」: 本報告。臨界試験以後、運転休止に至るまでの全運転期間中の運転管理記録。

③「JRR-1の解体」: JRR-1の解体経過記録。

(2) 本報告の執筆分担者はつぎの通りである。

第1章	大森栄一(管理部)
第2章	大森栄一(管理部)
第3章, 3.1~3.3	鈴木一彦(研究炉管理部) 青柳長紀(")
3.4	池沢芳夫(保健物理安全管理部)
第4章	山本章(研究炉管理部)

そして、全体のとりまとめ調整その他については大内利夫(研究炉管理部)があたった。

(3) 10年ひと昔といわれるような期間にわたる記録の総括であるから、その間に担当者の人事移動がかなり行なわれていることもあって、もとJRR-1の運転管理を担当されていた方々から御教示を授かることが多かった。また、業務的に関連のある組織の方々の御協力も得た。これらの方々の御協力に感謝いたしたい。

特に、JRR-1の建設から同炉の運転管理の草創期にわたり「JRR-1管理室(課)長」として苦勞された柿原幸二氏からいただいた助言は貴重なものであったことを付記し、執筆者らとして同氏に深謝いたしたい。

以上

Table 2.1 JRR-1運営に関する主要事項

年・月・日	主 要 事 項	関 連 事 項
32. 8. 27	臨 界 到 達	
32. 11. 26	出力 60 KW 運転実施	
32. 11. 28	第 1 回「JRR-1 運営管理委員会」開催	
33. 1. 7	JRR-1 保安規定認可	
33. 2. 11	} 試験的共同利用実施(所内・所外)	
33. 4. 17		
33. 7. 1	共同利用開始	
33. 9. 1	} 第 1 回「JRR-1 短期運転訓練」実施	(34 年度末)原子炉研修所 開講
10		
35. 4月	} 燃料取出し総合試験実施(この間共同利用休止)	(36 年度)全国大学原研共 同利用運営委員会を通ずる利 用開始
9月		
39(年度)	「JRR-1 短期運転訓練」取止め	(38 年度)JRR-2 共同 利用開始
40(年度)	利用運転の方式変更(高出力運転時間を短縮し、照射よりも低出力の実験に重点をおく利用運転方式とする。)	
43(年度)	42 年度をもって、共同利用を中止する計画であったが、JRR-2 制御室火災事故のため、8~9 月の 6 週間支援のため共同利用実施	
44. 10月	解体作業実施	
45. 3月		
45. 5. 1	JRR-1 管理課廃止	

Table 2.2 JRR-1 の管理機構

(W・B 班の原案)

32. 3. 22

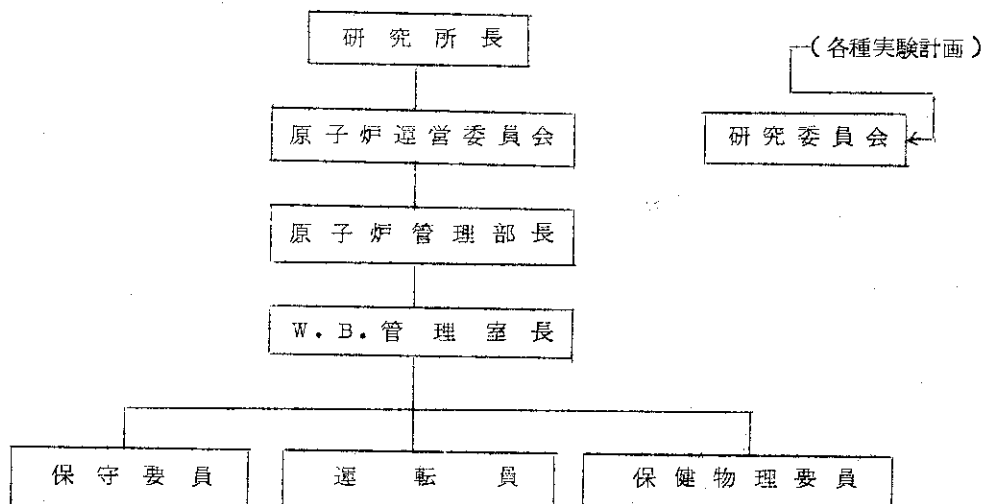
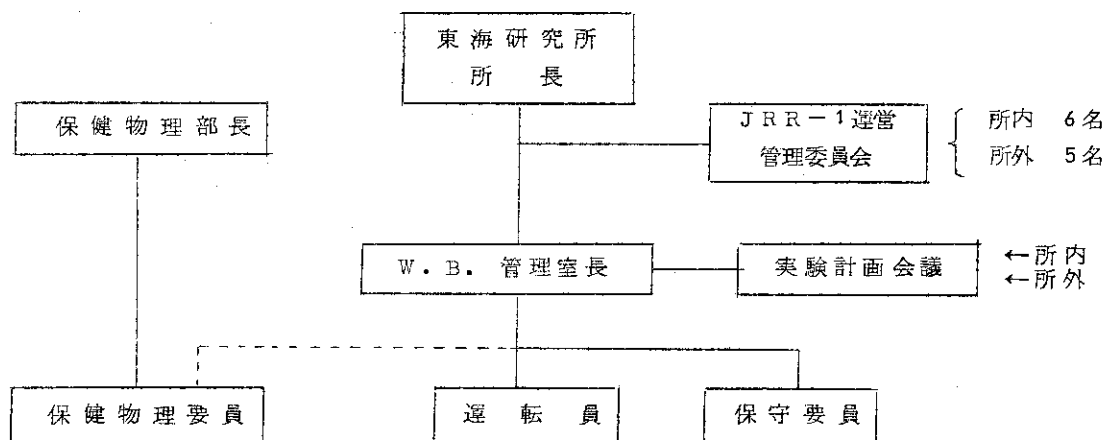


Table 2.3 JRR-1の管理機構



(注) 原研年報(32年度版)による。

Table 2.4 JRR-1運営管理委員会委員メンバー

(昭和32年11月)

所内委員:

東海研究所々長	嵯峨根 遼 吉 (委員長)
原子炉開発部長	杉 本 朝 雄
化学部長	木 村 健二郎
保健物理部長	青 木 敏 男
企画調査課長	阿 部 滋 忠 (部長代理として)

所外委員:

日本原子力発電 K. K. 常務取締役	福 田 勝 治 (日本原子力産業会議推薦)
昭和電工 K. K. 常務取締役	齊 藤 辰 雄 (全上)
科学研究所 主任研究員	山 崎 文 男 (学術会議推薦)
都立大学理学部 教授	千 谷 利 三 (全上)
電気試験所 所長	後 藤 以 紀 (工業技術院長推薦)

(注) 原研ニュース, Vol. 2, No. 24による。

Table 2.5 JRR-1管理組織の推移

年・月	組 織 名	備 考
32. 1	原子炉開発部 W. B. CP-5班 東海村建設事務所研究課 W. B. 係	
32. 7	JRR-1管理室 (東海研直轄組織)	東海研究所発足
35. 5	研究炉管理部 JRR-1管理課	研究炉管理部新設 ○利用および事務関係業務は研究炉業務課へ移管
36. 6		従来、工務課所管であった機械室関係業務が研究炉管理部に吸収され、JRR-2管理課原子炉工務係の担当となる。
39. 12		研究炉の機械室関係業務の技術部への再移管に伴い、JRR-1のそれはJRR-1管理課へ吸収。(ただし運転業務主体)
43. 9		運転休止
45. 5	5/1をもって、 「JRR-1管理課」 廃止	○解体完了

Table 2.6 JRR-1管理課(室)在籍者数の推移

各年 12月 現在	本務 在籍者	本務在籍者の内訳			本務者の移動		兼務 在籍者	外來 研究員 在籍者
		大卒	短大卒	高卒	転入	転出		
昭和 32年	18	12	1	5	6	4	0	0
33	20	13	2	5	9	6	1	1
34	23	15	2	6	2	10	0	2
35	*1) 15	8	1	6	3	8	1	2
36	10	5	0	5	1	0	0	0
37	11	6	0	5	1	2	2	0
38	*2) 10	5	0	5	3	1	3	0
39	12	5	0	7	2	2	1	0
40	12	5	0	7	1	2	0	0
41	11	4	0	7	0	4	0	0
42	7	2	0	5	0	4	0	0
43	3	2	0	1	0	1	*3) 4	0
44	2	2	0	0			2*3) 12*4)	0

(注)・各年12月現在の在籍者数を示す。移動は各年12月から11月までの間における移動者数を示す。

*1) 利用係および事務係を分離，研究炉業務課へ移管。

*2) 機械室関係業務を吸収。

*3) 技術部から炉運転実習のため派遣された。

*4) 炉解体作業協力のための兼務。

Table 2.7 JRR-1管理課(室)から転出した人の移動先
(32.12~36.11)
(単位:名)

所 内 所 外	対 象 の 期 間 分 類	32.12~33.11		33.12~34.11		34.12~35.11		35.12~36.11		合 計	
		A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
	1. 原子炉の運転管理	2	-	4	4	2	1	6	3	14	8
	2. 研究・開発関係	2	-	-	-	5	5	-	2	7	7
	3. その他	-	-	1	1	2	-	1	1	4	2
	4. 原子炉の運転管理	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	5. 研究・開発関係	-	4	1	1	-	1	-	-	1	6
	6. その他	-	-	-	-	1	3	1	2	2	5
	合 計	4		6		10		8		28	

(注) 1.A: JRR-1管理課(室)から転出した先を示す。

B: 45年4月現在の状況を示す。

2. 転出先の分類:

(1) 原子炉の建設も含める。研究炉管理部, 動力試験炉, 材料試験炉部所属を含めた。ただし技術研究室, J P D R 開発室は2の項に含めた。研究炉業務係は3の項に含めた。

(2) 原子炉開発部, 原子炉工学部, 動管室, 炉修(教官)RI利用開発室を対象に含めた。

(3) 上記以外の職場。

(4) 1.の項と同じ考えによる職場。

(5) 大学教授, 会社研究所などの研究開発を行なう職場。

(6) 4.5.以外のもの。

◇ 所外には出向中のものを含む。

Table 2.8 JRR-1建家の簿価推移

(単位:円)

年・月・日	事 由	増	減	現 在 額
32・9・18	(竣工時)			171,267,972
34・4・1	蒸気流量計取付	327,600		171,595,572
34・9・19	総財18号による諸掛付加分の振替		16,007,795	155,587,777
34・8・17	契約34-17	457,000		156,044,777
35・6・2	気密室改造	652,000		156,696,777
37・3・31	電動弁取付(機械室)	293,000		156,989,777
39・2・21	貯水槽改修	278,360		157,268,137
39・3・6	一部除却		120,000	157,148,137
39・3・31	登録税および手数料	909		157,149,046
40・4・10	集中監視装置取付	3,429,000		160,578,046
40・10・28	水銀整流器供用換出		743,000	159,835,046
42・3・11	水位計取替改修	372,000		160,207,046
43・3・30	火災報知設備設置	373,775		160,580,821
44・3・31	蓄電池物品へ振替		252,000	160,328,821
44・8・21	受付室改造	66,740		160,395,561

(注) 管財課台帳による。

なお、45・3・31・分類換により、45・4・1・現在の簿価は次のとおり。：92,256,803円。

Table 2.9 JRR-1(原子炉)の簿価推移

(単位:円)

年・月・日	事 由	増	減	現 在 額	備 考
32・9・18	(竣工時)			139,158,383	
33・4	ボラル板	147,000		139,305,383	
34・3	ホットケーブル試料受改造	479,621		139,785,004	RM1227
34・総財18号	諸掛付加	16,007,795		155,792,799	
35・3・23	気送管改造	490,000		156,282,799	木瀬商会
36・3・31	"	282,900		156,565,699	RM2887
37・2・23	32009-10 試料受台付加	175,000		156,740,699	
37・3・9	制御棒駆動装置付加	520,000		157,260,699	島津製作所
37・4・13	フレキシブルチューブ	176,000		157,436,699	双葉金属産業
39・6・16	気送管Wチューブ	195,000		157,631,699	木村鉛鉄
40・5・7	Converter Type	44,500		157,676,199	東洋通商

(注)管財課台帳による。

なお、45・4・1現在の簿価次のとおり。：157,676,199円。

Table 2.10 JRR-1の運転管理に要した
機器類の資産額

(単位:円)

項 目	金 額	備 考
1. 原子炉の運転, 保守	56,982,115	(65)
1.1 原子炉付常計器等の交換 (含スペアパーツ)	16,641,933	
1.2 較正, 測定用計器類	10,798,128	
1.3 特性試験用機器類	14,694,434	
1.3-2 特定試験のための機器類*	5,990,084	*①臨界実験 ②燃料取出試験 } などの特定目的に 用い, 他に転用のできないもの。
1.4 その他**	8,864,536	** クレーン, 脱湿機, 計算機などの たぐい。
2. 原子炉の利用に伴う機器類	4,361,241	(5)
3. 共用利用サービス用機器類	23,380,077	(27)
3.1 測定器類	14,202,866***	*** 256チャンネル波高分析器 13,445,789円を含む。
3.2 セミホット実験室関係機器類	9,177,211	
4. その他	2,774,002	(3)
4.1 機械室関係	1,661,090	
4.2 見学対策用	673,562	
4.3 その他	439,350	
合 計(1+2+3+4)	87,504,435	(100)

(注) ()内の数字は合計額を100とした比率を示す。

44.4.1および45.4.1.現在固定資産現在高書にもとづき作成。

年次別推移は付録別表を参照されたい。

Table 2・11 JRR-1 原価明細表(その1)

項目	年度	(単位:円)										
		昭和	33	34	35	36	37	38				
1	研究費		5,959,068	4,809,532	3,471,236	1,779,640	1,251,166	2,910,989				
2	原子炉運転費				1,162,474	404,304	461,259	459,864				
3	一般管理費		1,664,030	3,443,066	2,926,502	3,818,546	4,625,119	7,815,667				
4	職員給与費		6,316,970	7,627,522	6,133,434	5,468,703	6,283,669	7,035,804				
5	事業費						211,146	79,904				
6	貯蔵品引当払出		925,881	2,375,958	1,933,226	2,257,788	1,599,743	1,205,806				
7	減価償却費		3,576,812	3,438,407	3,174,275	2,903,234	2,598,215	2,158,635				
8	試験研究費償却費							308,708				
9	工務, 工場部門費 図書館利用費部門共通費		14,897,878	41,283,150	15,651,096	15,332,596	14,297,444	13,917,441				
10	所内施設利用費配賦			757,956	4,917,450	13,643,444	13,583,121	18,363,893				
11	他課室, 所外へ配賦分		△4,832,757	△73,768,113	△4,298,125	△30,578,252	△39,231,231	△33,568,779				
12	業務課費配賦					281,647	462,753	376,437				
13	合計		17,204,372	20,913,145	24,956,909	41,440,762	29,526,342	40,492,084				

(注) 経理課資料による。

*) 原子炉の解体実施, 同作業に伴う費用がここに計上されている。

Table 2.11 JRR-1原価明細表(その2)

項目	年度	39	40	41	42	43	44*
1 研究費		1,043,209	1,279,397	2,491,711	1,876,622	1,791,003	1,383,711
2 原子炉運転費		833,564	512,064	562,804	1,895,607	1,024,302	5,863,834
3 一般管理費		7,523,639	7,759,853	7,516,625	559,0375	6,127,686	1,608,388
4 職員給与費		7,573,499	8,650,554	9,200,933	9,019,115	5,037,547	2,895,953
5 事業費		79,327	41,977	0	0	0	0
6 貯蔵品引当払出		1,662,610	2,295,240	1,749,309	1,822,438	375,436	1,351,057
7 減価償却費		21,440,155	17,094,569	16,066,184	13,882,445	12,189,358	10,382,876
8 試験研究費償却費		249,364	249,364	249,364	249,364	249,364	249,371
9 工務, 工場部門費 図書館利用費部門共通費		143,061,69	139,074,51	139,082,72	114,156,84	7,641,965	9,857,960
10 所内施設利用費配賦		17,382,378	19,694,725	26,900,783	10,648,755	13,514,895	9,652,118
11 他課室, 所外へ配賦分		△36,746,978	△54,742,508	△57,954,528	△28,303,841	△18,672,330	0
12 業務課費配賦		481,479	1,104,103	727,890	2,3822	0	0
13 合計		35,788,415	17,846,789	21,485,347	28,120,386	29,279,226	31,865,478

Table 2.12 JRR-1の直接運転経費

(単位：円)

	研究費	原子炉運転費	貯蔵品引当払出	計	
33	5,959,068	-	925,881	6,884,949	
34	4,809,532	-	2,375,958	7,185,490	
35	3,471,236	1,162,474	1,933,226	6,566,936	
36	1,779,640	404,304	2,257,788	4,441,736	
37	1,251,166	461,259	1,599,743	3,312,168	
38	2,910,989	459,864	1,205,806	4,576,659	
39	1,043,209	833,564	1,662,610	3,539,383	
40	1,279,397	512,064	2,295,240	4,086,701	
41	2,491,711	562,804	1,749,309	4,803,824	
42	1,876,622	1,895,607	1,822,438	5,594,667	
43	1,791,003	1,024,302	375,436	3,190,741	
44	-	-	-	-	運転せず*
合計	28,663,573	7,316,242	18,203,435	54,183,240	
年平均				(4,925,750)	

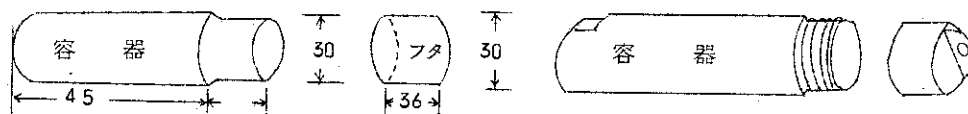
(注) "JRR-1原価明細表"にもとづき作成した。

Table 2.13 JRR-1照射料金表

(昭和33年7月時)

取扱手数料 (1件につき)	1,500円
照射料金 (標準容器 [*] 1個につき)	
H (1時間照射) ^{**}	200円
D (1日 ")	100円
W (1週間 ")	500円
4W (2~4週間 ")	1,000円

(注) * 標準容器 (単位: mm)



(a) 気送管用 (ポリエチレン製)

(フタをした状態で外径30, 長さ50)

(b) 一般実験孔用 (ポリエチレン製)

(フタをした状態で外径30, 長さ80)

**

	H	D	W	4W
使用する実験孔	気送管(2Sまたは16)	水平孔または気送管(2S)	水平孔または垂直孔	垂直孔
試料を実験孔内におく時間	1時間	24時間	7日	4週間
このうち実際の照射時間	1時間	5~6時間	~15時間	~60時間
照射中性子数 (n/cm ²)	~1 × 10 ¹⁵	~2 × 10 ¹⁵	~1.5 × 10 ¹⁶	~6 × 10 ¹⁶
試料の出し入れ操作	運転中	炉停止中		

(注) 原研年報(33年度版)による。

Table 2.14 JRR-1利用料金表

(昭和34年1月)

A] 取扱手数料(照射, 実験とも1件につき)	1,500円
B] 照射, 実験料金	
(a) 標準照射	
H 2H D W 4W	
200 400 200 600 1,500円	
(標準照射以外の場合も近似する標準条件のものとし取扱う)	
(b) 実験	
実験孔使用料 1週間につき	6,000円
(c) 小動物照射	
1時間照射	1,000円
1日照射(5時間)	4,000円
(d) 液体照射	
1日照射	1,000円
1週間照射	2,500円
4週間照射	8,000円
(e) 炉室及び附属実験室使用料	
実験者1名, 1週間につき	1,000円

(注) 「JRR-1共同利用説明書」(34.3.15)による。

Table 2.15 JRR-1共同利用料収入額推移

(単位: 円)

年度	収入金額	備考
昭和33	636,875	7/1より共同利用開始
34	1,193,870	
35	936,888	燃料試験のため4-9月共同利用休止
36	3,266,444	
37	4,513,390	
38	3,547,730	JRR-2共同利用開始
39	3,513,306	
40	1,227,965	共同利用方式変更(照射より実験に主体をおく方式になる。)
41	1,588,140	
42	548,430	共同利用, 高出力運転時間縮少, 利用週も11週に縮少された。(従来は共同利用~26週)
43	452,350	共同利用停止予定のところ, JRR-2の事故による休止の応援のため8~9月6週利用。
44	0	9月末で炉休止。
計	21,425,388	

(注) 原研年報により作成。

Table 3.1 JRR-1運転実績

年度	起動回数	スクラム回数	運転時間	出力量(KWH)	平均出力 KW	運転時間 スクラム回数
32	276	52	254.10	2,298.6	2.1	4.9
33	325	57	799.09	2,004.40	2.51	5.7
34	359	41	1,062.42	2,736.18	2.57	2.59
35	365	52	822.07	1,449.37	1.76	1.58
36	444	55	882.20	2,230.03	2.53	1.60
37	370	40	840.59	2,202.46	2.62	2.10
38	347	25	738.45	1,869.24	2.53	2.95
39	287	18	605.28	1,566.73	2.59	3.36
40	356	61	643.33	1,471.53	2.14	1.06
41	303	25	634.20	1,257.67	1.98	2.54
42	302	24	455.12	5,341.7	1.17	1.89
43	163	12	304.43	6,083.5	1.99	2.54
合計	3,898	462	8,043.28	18,159.99	2.26	1.74

Table 3.2 スクラムの原因と回数

スクラムの原因	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	合計
ベリオド	27	23	14	25	30	27	14	9	47	14	15	6	251
Log出力計	3	1	1	5	0	2	0	0	4	0	2	0	18
Lin出力計	10	21	8	11	16	8	7	8	2	9	1	0	101
触媒床温度	3	0	3	1	2	1	0	0	1	1	1	0	12
炉心温度	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	0	1
高出力安全回路	0	1	1	2	1	0	0	0	0	0	0	3	8
電離箱電源	1	1	0	1	0	0	0	0	0	0	0	3	6
サブバイルドア	0	0	2	2	3	0	1	0	0	0	0	0	8
循環ガス流量	0	0	2	0	0	0	0	1	2	0	0	0	5
再結合器ガス圧力	0	0	3	2	0	0	0	0	0	0	1	0	6
手動	5	4	3	2	2	1	0	0	2	0	0	0	19
停電	1	3	4	0	1	1	2	0	1	1	2	0	16
地震計	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
不明	1	1	0	0	0	2	0	0	2	0	0	0	6
その他	1	2	0	1	0	0	1	0	0	0	1	0	6
合計	52	57	41	52	55	40	25	18	61	25	24	12	492

Table 3.3 JRR-1 運転形態

○ 一般利用運転

曜	午 前	午 後
月	試料取出挿入	低出力運転(実験用)
火	共同利用運転 40KW-5Hr	
水	"	
木	"	
金	試料取出挿入	低出力運転(実験用)
土		

○ 訓練用運転

運転実習

0w → 500Wまで 40分~60分/1人

実験用運転A

0w → 5Wまで 制御棒校正
熱中性子束測定

実験運転B

曜	午 前	午 後
月	500W-5min. 40KW-1Hr	5KW-1~2Hr
火	40KW-1Hr	5KW-2~25Hr
水		
木	500W-5min. 40KW-1Hr	5KW-1~2Hr
金	40KW-1Hr	5KW-2~25Hr
土		

Table 3.4 JRR-1の訓練運転対共同利用運転実績比較

年 度	訓 練 用 運 転		一 般 利 用 運 転	
	運 転 時 間 (Hr)	出 力 量 (KWH)	運 転 時 間 (Hr)	出 力 量 (KWH)
32	0	0	254:10	2298.6
33	56:19	167.0	742:50	19877.0
34	68:46	490.0	993:56	26871.8
35	187:59	1456.7	634:08	13037.0
36	187:08	810.1	695:12	21490.2
37	192:03	2124.5	648:56	19900.1
38	216:45	1419.0	522:00	17273.4
39	153:35	1807.7	451:53	13859.6
40	169:30	1792.2	474:03	12923.1
41	223:36	1684.1	410:44	10892.6
42	207:17	1939.6	247:55	4402.1
43	128:44	905.3	175:59	5178.2
合計	1,749:42	14,596.2	6,251:46	168,003.7
比率(%)	22.3	8	77.7	92
累計	運 転 時 間 8,043:28 (Hr)		積 算 出 力 181,599.9 (KWH)	

Table 3-5 JRR-1の保守状況（機器の性能劣化件数）

事項	年度												合計
	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	
起点	11	11	16	6	9	5	1	2	4	1	1	0	
動検	19	17	12	9	10	11	9	8	9	14	9	7	246
前中	3	4	4	3	2	5	3	3	2	10	3	3	
運	1	3	4	1	1	3	0	0	1	0	0	0	
転	8	9	4	7	4	10	6	6	7	2	8	1	109
中	2	3	1	2	1	0	2	3	1	4	2	2	
定	—	72	91	46	82	72	57	76	99	83	69	20	
検	—	3	4	2	2	1	3	5	5	5	2	0	809
期	—	1	0	0	1	0	2	0	3	0	3	0	
査													
自													
主													
合	44	123	136	76	112	107	83	103	129	119	97	33	1,164

(注) 真空管：性能劣化または交換したもの

回路：R、L、C等，回路構成部品，配線系，スイッチ，ソケット等の交換，装置全体の交換

機器：モーター，ポンプ系，放射線検出器，電池

Table 3.6 JRR-1定期自主検査実施状況

回数	実施日		出力量の差(KWH)	運転時間差(Hr)	備考	
1	33.	4. 19	4.25			
2		8. 15	8.26	5,664	225	
3		12. 13	12.24	7,400	277	
4	34.	5. 3	5.17	7,694	294	
5		8. 22	8.27	8,294	276	
6		12. 18	12.22	8,305	407	
7	35.	5. 30	7.21	9,138	461	第1回燃料試験
8		12. 17	12.25	7,933	428	
9	36.	4. 7	4.14	6,178	255	
10		8. 13	8.21	8,309	304	
11		12. 15	12.24	9,150	328	
12	37.	4. 2	4. 8	4,840	240	定期検査
13		8. 4	8.22	7,189	303	
14		12. 7	12.24	9,428	313	
15	38.	4. 30	5.11	5,408	226	定期検査
16		8. 10	8.28	7,581	307	
17		12. 6	12.25	7,016	244	
18	39.	3. 27	4.10	4,095	188	定期検査
19		8. 15	9. 9	7,419	288	
20	40.	1. 4	1.17	6,676	222	
21		3. 1	3.24	1,218	88	
22		8. 7	8.12	6,595	264	
23		11. 27	12. 8	5,064	225	
24	41.	3. 10	3.27	3,411	167	
25		8. 16	8.30	5,624	294	
26		12. 3	12.18	4,333	175	定期検査
27	42.	3. 14	3.23	2,619	165	
28		8. 22	9. 6	3,189	233	
29		11. 23	12.11	637	83	
30	43.	3. 2	3.21	1,516	136	
31		8. 1	8. 8	2,279	195	
平均出力量および時間			5,400 KWH	253時間		

Table 3.7 JRR-1定期自主検査実績表 (S41.3.9~3.30)

項目	曜日	7月	8月	9月	10月	11月	12月	13日	14月	15日	16日	17日	18日	19日	20日	21月	22日	23日	24日	25日	26日	27日	28月	29日	30日	31日
制御系	真空管チェック	—																								
	電圧チェック	—																								
	特性測定及び校正						—																			
	制御棒駆動機構											—														
冷却系	熱交換器洗滌										—															
	流量計洗滌										—															
機械室	試験運転																						—			
	送排風機点検																	—								
	空気圧縮機点検																	—								
	井戸ポンプ点検																		—							
	ポンプ点検																			—						
	フィルター交換及び洗滌																				—					
データ整理。検討																							—			

Table 3-8 主要な故障および事故

年度	名 称	原 因	処 置 お よ び 対 策
32	炉室内浸水	台風, 排水機構不良	緊急排水
33	デイスポータルタンク室溢水	セミホット室水道栓止め忘れ	排水, ガソリンエンジン, モーター, コンプレッサー等オーバーホール
	屋外汚水ポンプ室溢水	スイッチ作動不良 警報ベル作動不良	排水 モーター等乾燥
34	デイスポータルタンク室浸水	台風による雨量がポンプ排水量より多く一般水が浸水	排水, エンジン, モーター等オーバーホール
	二次冷却水凍結	寒波	配管を除き氷を除去 冬期の水抜き
	炉室手動ドア不良	手動機構不良	自動化に改善
	再結合器ポンプ圧力計断線	湿度による抵抗線の腐食断線	応急措置→35年抵抗線の接続, 除湿器の設置
	実験孔の閉塞	実験供試体(アクリル棒)の放射線による膨張	実験孔内管を取外し閉塞物を除去
35	デイスポータルタンク室溢水	排水量の増加	排水, 排水量の届出
	ガスモニターケーブルの絶縁不良	ケーブル被覆の損傷	ケーブルの配線変更
36	ガスモニターケーブルの絶縁不良	ケーブル被覆の損傷	新ケーブルを引きなおし
	二次冷却水流量計の損傷	取外し洗浄時に損傷	応急措置→流量計の交換
37	特になし		
38	デイスポータルタンク室溢水	非常用ウォーターシャッターのボルトタップおよびモーター弁不良	排水, モーター, エンジン, コンプレッサー等オーバーホール 地上建家に移設 ボルトタップ新機構に交換
39	循環ガス流量計の異常	圧力不平衡, 管内の異物	フロートの振動, 圧力平衡
40	特になし		
41	CICの絶縁不良	絶縁体の損傷	撤去, 交換
42	デイスポータルタンク室浸水	雨量増加停電による排水ポンプ停止	排水, 一般水が浸水しないよう配管工事
	コンプレッサーの損傷	モーター巻線の短絡	撤去, 交換
43	15KVAAVR損傷	ブラッシュの絶縁不良	7.5KVAAVRに配線変更
	再結合器ポンプ圧力計断線	絶縁劣化	応急措置→ポンプ電流の監視

Table 3.9 JRR-1定期検査実施状況

1. 実施日

年度	36	37	38	39	40	41
実施日	37. 3.27	38. 4.14	39. 3.24	40. 3.24	41. 12.21	42. 12.20

2. 検査内容

検査項目	内容	所要時間
炉出力スクラム系の 動作時間	1. Log N Amp. 1) Power Scram Time 2) Period Scram Time 2. Electrometer 1) Power Scram Time 3. Safty chassis 1) Power Scram Time	2時間
制御棒反応度抑制効果	標準吸収体による制御棒反応度の測定	4時間
過剰反応度の確認	5Wにおける臨界点の制御棒位置から求める。	1時間
全スクラム回路および 起動連続回路の動作	スクラム回路を動作させ制御棒電磁石の遮断および連続回路の動作確認	2時間
制御棒の動作状態	制御棒の落下時間の測定	3時間
高出力運転における炉 の状態	50KW連続運転を行なったときの制御系、温度系等の規定値および飽和値	6時間
核燃料物質の貯蔵取扱 い施設	巡視点検	30分
原子炉施設の放射線管 理	機器の状態、表面汚染、空間線量率、スタックのガスダスト濃度、点検 検査	30分
炉室の状態	送排気系の巡視点検	30分
廃棄物についての諸施 設	巡視点検	30分

Table 3.10 JRR-1の異常または特性変化

事項	年度											
	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43
制御系	出力指示値と熱出力計算値の相違								4 校正 校正	11 校正 校正	6 校正	
	中性子検出器の感度低下				8 樹膠調整				4 検出器交換	9 検出器交換	6 樹膠交換	
	高出力運転時の出力変動											
ガス系	炉心内酸素圧力の減少	9 O ₂ 追加	2		O ₂ 調整					12 O ₂ 追加	O ₂ 調整	8 断線
	再結合器ポンプ圧力計の断線			5 断線	9 修理							
	再結合器ポンプ圧力計の変動					3 異常		4 異常	10 異常	12 異常		
	循環ガス流量計の異常							10 指示異常				
	触媒床温度の異常					8 上部低下				8 中部低下, 下部上昇		
燃料系	余剰反応度の異常低下				8 燃料追加						11 燃料追加	
	一次冷却水の漏水											
冷却系	サージントクレベルの異常		8 アラーム動作	11 アラーム動作	4 アラーム動作	10 アラーム動作	2					
	一次冷却水の電導度増加				5 交換		6					
	炉心温度の上昇											
二次冷却水の流量低下					12 洗浄	8 洗浄					80%以上	110%以下

Table 3.11 燃料等の取出し試験

		臨界試験	第1回燃料試験	第2回燃料試験	第3回燃料試験
実施年月日		昭和32年8月	昭和35年7~8月	昭和42年10~11月	昭和44年12月
積算出力量		0 KWH	50,000 KWH	173,731 KWH	181,999 KWH
装荷量	臨界量	24.4 ℓ	26.0 ± 1.3 ℓ	23.7 ℓ	* 27.35 ℓ
	全装荷量	26.23 ℓ	27.4 ± 1.4 ℓ	26.3 ℓ	
取出し燃料量			12.104 g	15.203 g	15.32 g
燃料密度		1.35	1.32	1.33	1.35
燃料放射能			3 mCi/ml	6.87 mCi/g	β 1.52 mCi/ml γ 0.18 "
追加燃料量	燃料溶液量		348.14 g	334.25 g	
	全ウラン量		105.17 g	101.06 g	
	U-235量		20.95 g	20.12 g	
余剰反応度		2.93%	2.91%	3.025%	
炉心中央部温度		26.6 °C	26.0 °C	16.8%	
余剰反応度 20 °C		3.15%	3.114%	2.92%	
制御棒の抑制効果	№1	1.98%	1.79%	1.83%	
	№2	1.97%	1.88%	1.82%	
	№3	1.94%	1.93%	1.82%	
	№4	1.95%	1.93%	1.85%	
燃料の質量係数		0.023%/gU ²³⁵		~0.023%/gU ²³⁵	
ガス再結合器水取出量			8.75 ℓ		10.1 ℓ
" 注入量		1.2 ℓ	8.75 ℓ		
備考					* 解体時の全燃料取出量

Table 3.12 燃料等の試験分析結果

1. 燃料溶液

分析項目	燃料溶液 1 g 中の存在量			
	臨界試験 (1957)	第1回試験 (1960)	第2回試験 (1967)	第3回試験 (1970)
U 濃度 (g)	0.1831	0.1716	0.1696	0.1794
Cr (μ g)	6	74	83	89
Cu (μ g)	34	59	70	84
Fe (μ g)	228	615	515	542
Ni (μ g)	7	127	65	87
密度 (g/cm ³)	1.35	1.32	1.33	1.35
H ₂ SO ₄ (M)	0.4		0.28	0.28
燃 焼 率	²³⁶ U(KWH)	6.1 × 10 ⁴	20.9 × 10 ⁴	21.9 × 10 ⁴
	¹³⁷ Cs(KWH)		15.5 × 10 ⁴	14.9 × 10 ⁴
	²³⁹ Pu (μ g)		12	27
放 射 能	γ	3 (mCi/ml)	6.87 (mCi/g)	0.18 (mCi/ml)
	β			1.52 (mCi/ml)

2. ガス再結合器水

分析項目	ガス再結合器水 1 ml 中の存在量		
	第1回試験 (1960)		第2回試験 (1970)
	A 液	B 液	
Al (μ g)	—	—	76
Fe (μ g)	1.6	5.08	4
Ni (μ g)	—	1.42	6
U (μ g)	13.2	14.4	14

Table 3.13 JRR-1の燃料装荷取出等の一覧

	炉内装荷量	取出量	装荷量	燃焼量	累計熱出力 (KWH)	未使用在庫量	炉内装荷量	使用済在庫量	減失量
32/8 臨界時	1,296.5 ^(g)				0	683.64 ^(g)	1,296.5 ^(g)	0 ^(g)	0 ^(g)
35/8 燃料取出前	1,293.63			2.77	50,088	683.64	1,293.57	0	
	1,292.65	0.98				683.64	1,293.50	0	
燃料追加後	1,313.55		20.90			662.36	1,313.22	1.31	0.05
42/9 燃料取出前	1,306.70			6.85	174,000	662.36	1,305.71	1.31	
	1,303.85	3.25							
42/10 燃料追加後	1,323.57		20.12			642.24	1,322.58	4.51	0.10
43/9 運転休止時	1,322.13			7.29	181,600	641.91	1,322.14	4.84	

上記の数字はU-235の値である。

Table 3.14 放射線管理用測定器一覧表

名称		測定対象 (測定範囲)	数量	摘要
モニタ 種類	スタック・ ダスト	ダスト: $\beta \cdot \gamma \cdot (\alpha)$	1	昭和34年度に移動濾紙式から固定濾紙式に変更し、同時にアルファ線用検出器を撤去した
	スタック・ ガス	ガス: $\beta \cdot \gamma$	1	昭和37年度にJRR-2で照射した ⁴¹ Aによってモニタの校正を実施した。
	室内 ダスト	ダスト: $\beta \cdot \gamma$	1	昭和38年度にモニタ警報が放管員居室にできるように改良し、その後スタック・ダストガスの警報ラインと合せて制御室で警報を発するようにした。
	ガンマ・ エリア	γ , (0.01~10mR/h 但し、2ヶのみ0.01~ 10R/hに切換え可)	4	1mR/hに警報設定点をセットした。
	ハンド・フット・ クロス	$\beta \cdot \gamma$	1	
	フロー	γ	1	スミヤ法による管理の便利さと、当モニタの検出感度の悪さのため、殆んど実用されていない。昭和36年度には不用品となった。
サーベイ・ メーター 類	電離箱型	γ , (0~2R/h)	3	臨界試験当初の全サーベイ・メーターは輸入品でまかなわれていた。例えば、 ガンマ線用: $\left. \begin{array}{l} \text{電離箱型 (SU-1H)} \\ \text{GM型 (SU-14)} \end{array} \right\} \text{Tracerlab (USA)}$ 中性子線用: BF ₃ 型 (Nemo): Nuclea Chicago (USA) アルファ線用: $\left. \begin{array}{l} \text{電離箱型} \\ \text{ガス・フロー型} \\ \text{シンチ型 (EMI)} \end{array} \right\} \begin{array}{l} \text{Eberline Inst. Co. (USA)} \\ \text{Eberline Inst. Co. (USA)} \\ \text{EMI Electrics LTD (UK)} \end{array}$
	GM型	$\beta \cdot \gamma$, (0~10mR/h)	5	
	シンチレーシ ョン型	γ , (0~30mR/h)	1	
	中性子線用	n_{fast} , (0~250 $n/cm^2/sec$)	2	
	アルファ線用	$\alpha \cdot \beta \cdot \gamma$	1	
管理用 測定器 類	自動放射能 測定装置	$\beta \cdot \gamma$	1	簡易型汚染検査用サーベイ・メーターが開発されたことと、検出限界レベルの再認識により昭和38年度に不用品になった。
	1000進GM 計数装置	$\beta \cdot \gamma$	1	
	振動容量型 電位計	β (ガス) (>10 ⁻⁸ $\mu Ci/cc$)	1	

Table 3.15 Statistics of external dose in JRR-1 (1960.4.1~1969.3.31)

年 度	1960	1961	1962	1963	1964	1965	1966	1967	1968	1969
対 象 人 (職 員)	1961~1963 21	12	13	12	12	12	11	7	2	2
被 曝 線 量 分 布 (r + n) (m r e m)										
検 出 限 界 以 下	3	0	0	5	5	3	10	2	2	2
100 未 満	18	3	2	7	2	9	1	5	0	0
100 ~ 300	0	6	11	0	3	0	0	0	0	0
300 ~ 1000	0	3	0	0	2	0	0	0	0	0
1000 以 上	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
合 計 線 量 (m r e m)	3410	2305	2055	350	1710	290	20	290	-	-
平 均 線 量 (m r e m)	162	262	158	29 (50)	143 (244)	24 (32)	2 (20)	41 (58)	-	-
m a x		375	255	75	820	60	20	90		

Table 3.16 Annual Record of liquid waste discharged from JRR-1 (1958.4.1~1969.3.31)

年度	項目	最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	排出 R I 量 (mCi)		廢液量 (m ³)		排出 R I 合計量 (mCi)
				一般排水	処理場搬入	一般排水	処理場搬入	
1958		3.7×10^{-4}	7.8×10^{-5}	2.9×10^{-1}	3.9×10^{-1}	6.8×10	1.8×10	6.8×10^{-1}
1959		3.7×10^{-4}	2.5×10^{-5}	4.3×10^{-2}	3.1×10^{-1}	3.2×10	1.1×10^2	3.6×10^{-1}
1960		2.6×10^{-4}	1.3×10^{-4}	6.3×10^{-2}	1.06×10	1.5×10	6.7×10	1.06×10
1961		2.3×10^{-5}	5.8×10^{-5}	2.0×10^{-1}	4.2×10^{-1}	8.8×10	2×10	6.2×10^{-1}
1962		3.9×10^{-5}	2.8×10^{-6}	2.3×10^{-2}	1.2×10^{-1}	4.1×10	1.2×10	1.5×10^{-1}
1963		2.9×10^{-4}	1.1×10^{-4}	5.4×10^{-1}	3.7×10^{-1}	7.4×10	1.1×10	2.1×10^{-1}
1964		4.3×10^{-5}	5.2×10^{-5}	5.8×10^{-1}	1.3×10^{-1}	1.3×10^2	6.1	7.1×10^{-1}
1965		1.8×10^{-3}	3.5×10^{-4}	8.0×10^{-1}	5.9	1.5×10^2	4.2×10	6
1966		4.8×10^{-5}	1.1×10^{-4}	2.2×10^{-1}	1.7×10^{-1}	4.1×10	5.3	3.9×10^{-1}
1967		5.7×10^{-6}	4.8×10^{-5}	1.5×10^{-1}	0	3.1×10	0	1.5×10^{-1}
1968		1.0×10^{-5}	6.1×10^{-5}	2.7×10^{-1}	0	4.4×10	0	2.7×10^{-1}
1969		8.1×10^{-6}	3.5×10^{-6}	1.3×10^{-1}	0	3.7×10	0	1.3×10^{-1}
合計		-	1.5×10^{-4}	3.3	1.8×10	7.5×10^2	2.9×10^2	2.1×10

Table 3.17 Annual Record of discharged solid wastes (carton box) and medium-level liquid wastes (bottled)

年 度	分 類	低 レ ベ ル 固 体 廃 棄 物 (個 数)				中 レ ベ ル 瓶 入 廃 液 (L)	
		可 燃	不 燃	フ イ ル タ ー	そ の 他		
1958		75	17			8	
1959		502	34			49	
1960		503	353			27	
1961		380	513			8	
1962		397	313			56	
1963		450	485	11	35	24	
1964		255	377			50	
1965		139	198	48	2	2	
1966		74	117			44	
1967		78	138	6	3		
1968		32	167				
1969		6	21			201	
合 計		2891	2633	65	41	479	

Table 3.18 放射性汚染および被曝(1957~1969年度)

番号	発生日	発生場所	事故の種類	発生状況	核種	汚染および被曝の状況		原因	処置
						対象	程度		
1	(1957年) 8. 22	炉室	汚染(空気)	燃料溶解作業のため、燃料容器をあげたところ硫酸ウランの微小粉末が飛散した。	UO ₂ (SO ₄)	空気	Max 10 ⁻⁷ μCi/l _v 内部被曝推定 120 mrem	放射性塵埃をモニタし、作業者は防塵マスクを着用させ、オーバershューズを用いるようにした。 換気装置を停止した。	
2	(1958年) 7. 3	炉室	被曝	炉室で作業していた職員が被照射試料をポケットにもって運搬した。	(被照射試料)	身体	500 mrem		
3	(1959年) 4. 13	炉室	汚染	12番実験孔に挿入した硝酸ウラン粉末50gが吸湿して液状となり容器ねじ蓋から一部漏出した。これを知らずに炉室内貯蔵庫まで運ぶ途中一度床上に置いたためその部分が汚染した。その上を歩いた者のスリッパ袋が汚染しハンドフットモニタで検出された。	²³⁹ Np	床 スリッパ	12番実験周辺 3,800 d.p.m./100cm ² 炉室床面 Max 4,200 d.p.m./100cm ² 汚染箇所 5ヶ所	直ちに床上の汚染除去を行った。	
4	5. 17	サブパイプ室	被曝	サブパイプ室で作業中被曝した。		身体	620 mrem		
5	12. 8		汚染	グローホルムより試料取り出しの際、予割せざる汚染があり職員が汚染を受けハンドフットモニタで検出された。	⁵⁸ Mn	身体	Max 44,000 d.p.m./100cm ² 汚染量 160 μCi 被曝 10 mrem 1名 5 mrem 1名		
6	(1960年) 3. 18	セミホットラボ	汚染	実験中試料の一部が床上に飛散し汚染が生じた。	³² P, ³¹ Si	床	Max 500,000 d.p.m./100cm ² 内部被曝 検出感度以下	実験者に対し尿検査を行った。	

番号	発生日	発生場所	事故の種類	発生状況	核種	汚染および被曝の状況		原因	処置
						対称	程度		
7	7. 14	セミホットラボ	汚染	両結合器の水を分析中、ポリエチレンびんのおたのネジがバカになっっているのを知らず不用意に持ち上げて落し、試料水約100ccが机および床に流れおちた。	¹⁴¹ Ce, ¹³¹ I ¹⁴⁰ Ia等	机 床	最高 190,000d.p.m./100cm ²		
8	(1962年) 11. 28	炉室	汚染	炉の shut-down 後炉利用係員が照射試料を取出した際、ダストガスモニタが警報を発した。	放射性ガス 放射性塵埃	床	スタックダスト 4.6×10 ⁻⁶ μC/CC スタックガス 42×10 ⁻⁶ μC/CC 炉室内ダスト 1×10 ⁻⁷ μC/CC	照射孔で放射化された ¹³¹ IにUO ₂ 、カプセルから漏れたPPカスのXe, Kr等の不活性ガスが添加されたと推定される。	1. 炉室内在室者5名に尿検査 2. 原因調査
9	(1963年) 6. 12	炉室	汚染	床面汚染検査(スミヤ法)によって発見	¹⁰⁸ Au, ⁵³ Fe と考えられる。	床	床面 Max 2×10 ⁴ d.p.m./100cm ²	照射試料の取出しの時に汚染。	ビニールシートを敷く、半減期測定。波高分析などで核種を調べた。 半減期が3日以下なので減衰するまで立入禁止とした。
10	(1964年) 2. 18	セミホットラボ	汚染 被曝	照射後のUO ₂ 粉末を取扱中、F.P.を飛散させ、頭、手、衣服に汚染した。退出後ハンドフットモニタ一で発見	F, P UO ₂	身体 衣服	手 1 rem 程度		全身除染、尿糞検査、現場のスミヤ・テススト、実験方法の再検討を忠告。
11	11. 13	炉室	汚染	照射試料取出作業により汚染	²⁴ Na, ⁶⁴ Cu ⁶⁵ Zn	炉体 上面	~ 10 ⁻⁵ μCi/cm ²	試料に付着した錆などの落下	拡大防止および立入制限作業手順、汚染防止処置につき事前に充分打合せを実施するよう作業者に連絡。

番号	発生日 (1965年)	発生場所 炉室	事故の種類	発生状況	汚染および被曝の状況			原因	処置
					核種	対称	程度		
12	6. 23	炉室	被曝	実験員が試料を垂直実験孔内アルミパイプに落したの で放管員立台のもとに取 り出せうとしたところアル ミパイプの線量率が高く 2名が被曝。	γ線被曝	全身	サーベイメータ(25R/h) が振り切れた。アルミパイ プから10cmのところ 6R/h(推定), アルミ パイプ測定結果1名はγ 430mrem, β ³ 398 rem 他の1名はγ60mrem, β ³ 240mrem。	実験員は試料を取り出さな いと実験が執行できな いで放管員立台のもとに取 出し作業を強行した。作 業前の被曝線量評価が適 切でなかった。	作業員のポケット・チェン バとフィルムバッジの測 定、被曝線量の評価。

Table 4.4 JRR-1短期運転訓練実施状況

年度	開催回数	所外受講者合計	内訳			備考
			民間	官公庁	大学	
33	4	58名	8名	23名	27名	
34	5	62	6	25	31	34年度末から原子炉研究所一般課程開始される。なお、内1回は炉修高級課程コース
35	3	45	2	12	31	
36	2	26	-	-	26	一般課程開始に伴い、対象を大学院学生など大学関係者に限定。
37	1	11	-	-	11	2回開催予定のところ、応募者が少なかったため1回中止。
38	2	20	-	-	20	
計	17	222	16	60	146	

(注) 原子炉研究所資料による。

Table 4.5 JRR-1短期運転訓練講習会日程表〔第1回〕
(3 3 . 9 . 1 ~ 9 . 1 0)

	9:00	10	11	12	1	2	3	4	5	
9月1日 (月)		集 事務的 所長挨拶 合 連絡 一般注意			構造概要 (平田穰)	建設 (小川)	建物及び 付帯施設 (能美)	燃料 (原)		
2 (火)	燃料系・冷却系 (佐藤)		ガス系 (松本)		臨界前試験 臨界試験 (松本)	制御系(1) (苫米地)	制御系(2) (飯島)			
3 (水)	モニター系 (古田)		その他 の設備 (飯島)		原子炉特性(1) (庄司)		原子炉特性(2) (富井)			
4 (木)	法規 (武関)	原子炉 利用 (武関)	外国の W. B. 型炉 (平田実)		運転操作見学 (苫米地)		現在までの 運転状況 (苫米地)			
5 (金)	運 転 実 習 (第1班)				左に全じ (指導 庄司 務)					
6 (土)	高出力運転の見学									
7 (日)	————— (休 日) —————									
8 (月)	運 転 実 習 (第2班)				左に全じ (指導 松本元一)					
9 (火)	中性子照射実験				左に全じ					
10 (水)	中性子・γ線測定				左に全じ		懇 談 会			

←→ 講 義
 ←---→ 実 習
 ←---→ 測定・実験

()は
 担当者

(注) 原研ニュース, Vol. 3, No. 9. による。

Table 4.6 原子炉研修所一般課程カリキュラム
 におけるJRR-1の利用の状況
 (第9回(39/4~9月)の例)

項	目	所要時間	備考
A)	講義科目合計単位数	150単位	200 1単位=80分 (100)
	(内) JRR-1の運転実習に関連して 実施するもの	8単位	~11 (~55)
B)	実験科目合計時間数	361	(100)
	(内) 1) 運転実習	22時間	103 (~30)
	2) JRR-1実験準備	7	
	3) 制御棒校正	7	
	4) 熱中性子束測定	7	
	5) 高速中性子束測定	15	
	6) パイルオシレータ	15	
	7) ディスアドシアーゼファクター	15	
	8) 放射分析	15	

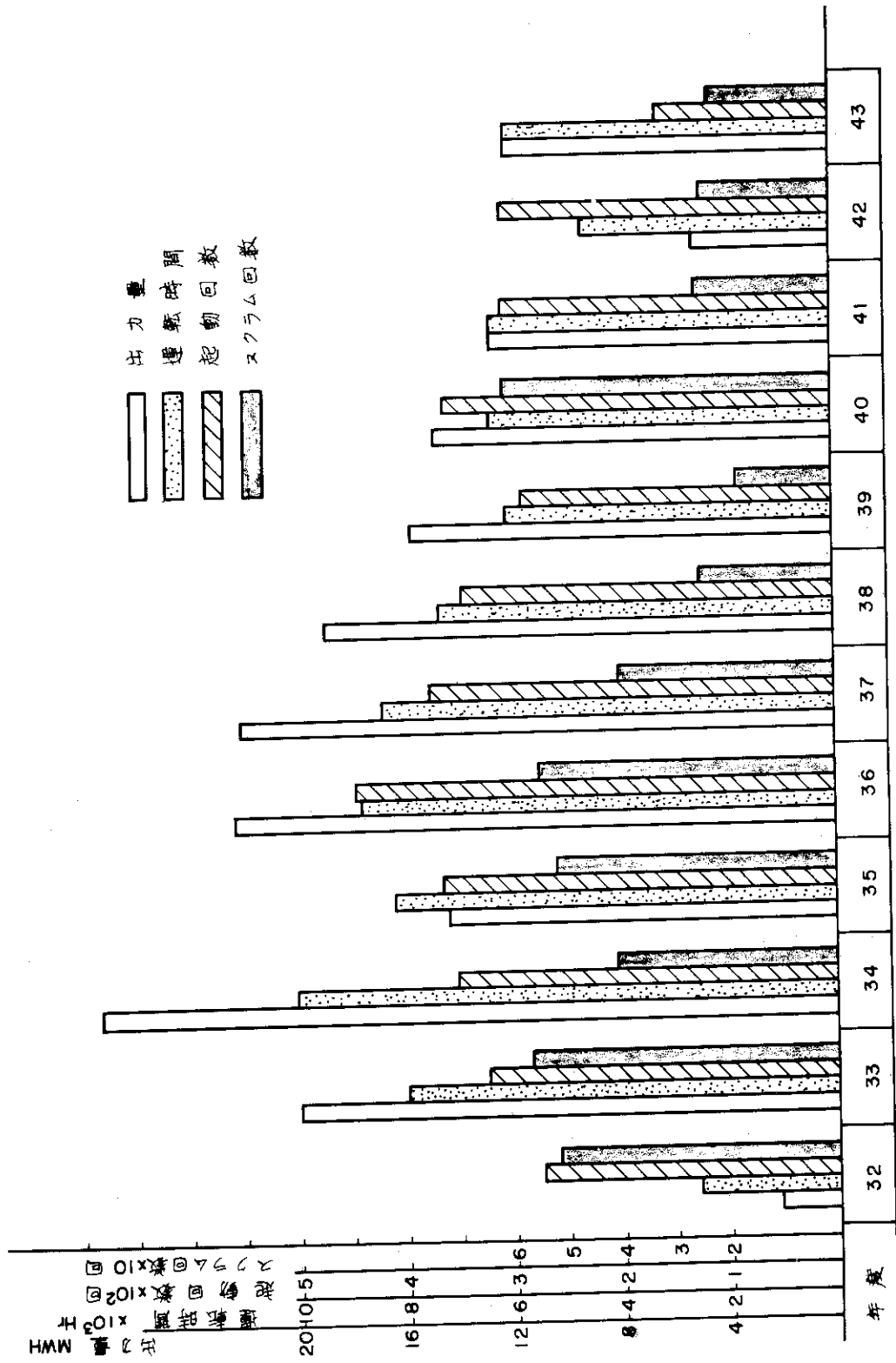


Fig. 3.1 JRR-1 の運転実績

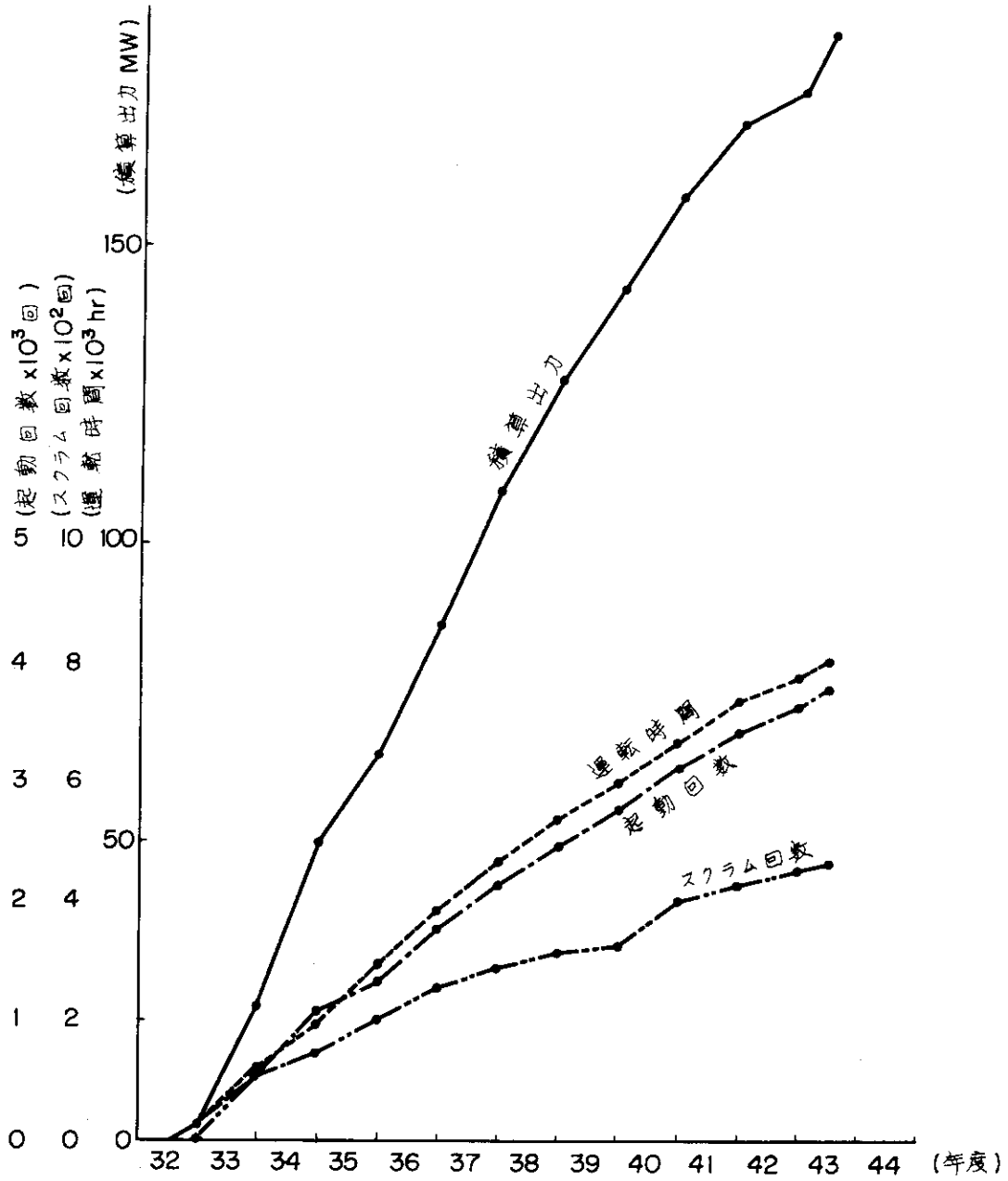


Fig. 3.2 JRR-1 の運転実績

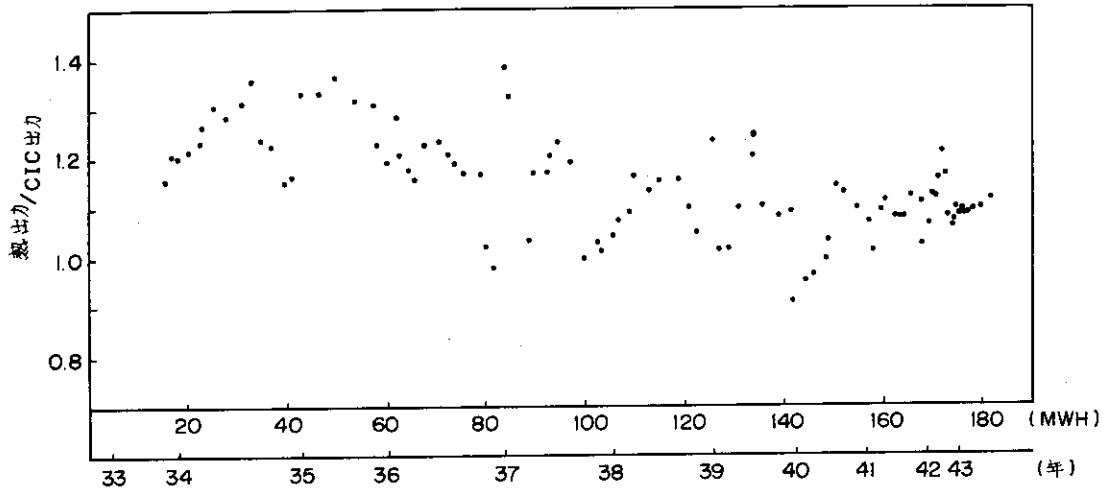


Fig. 3.3 原子炉出力と熱出力の比

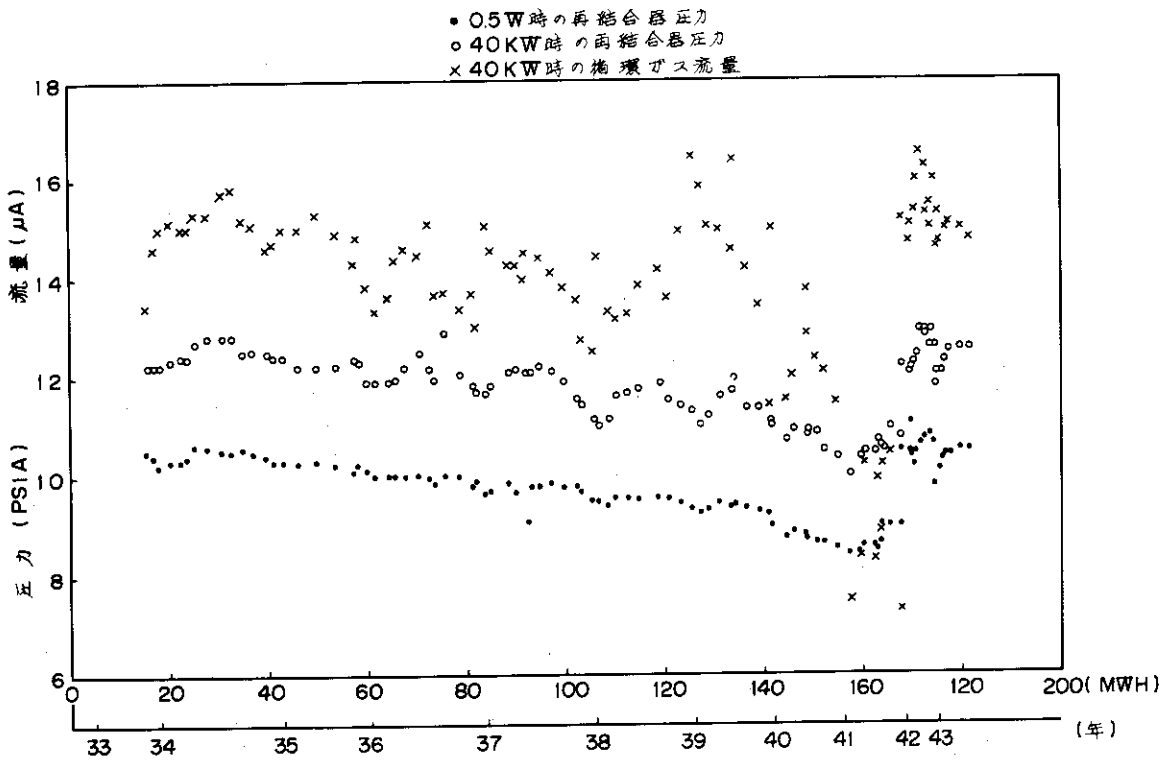


Fig. 3.4 ガス系圧力流量

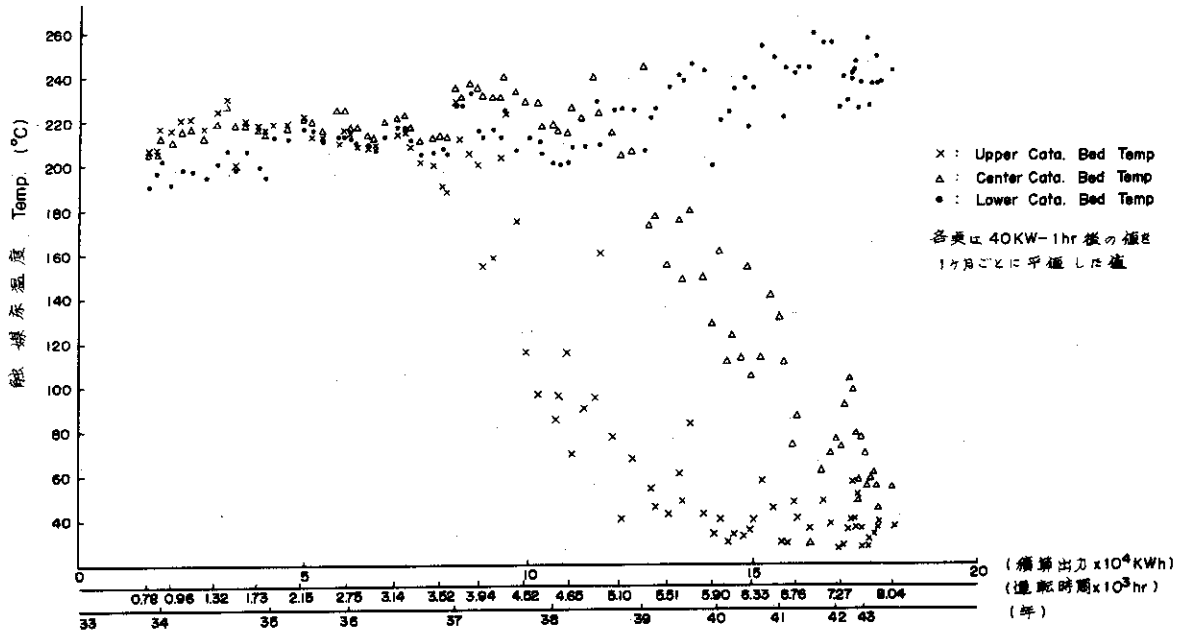


Fig. 3.5 ガス再結合器内触媒床の温度

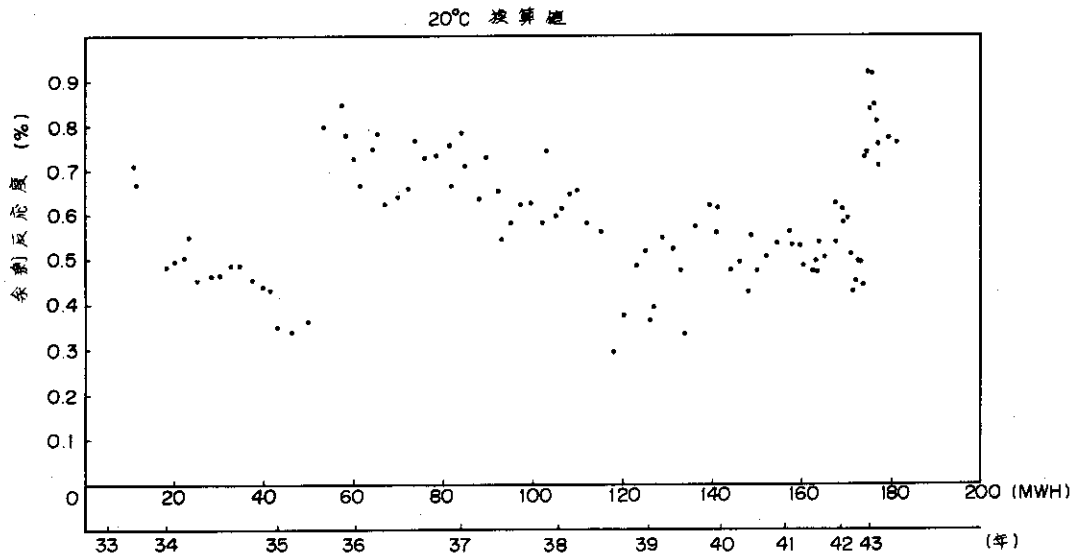


Fig 3.6 余剰反応度表 (昭和33年11月~昭和43年9月)

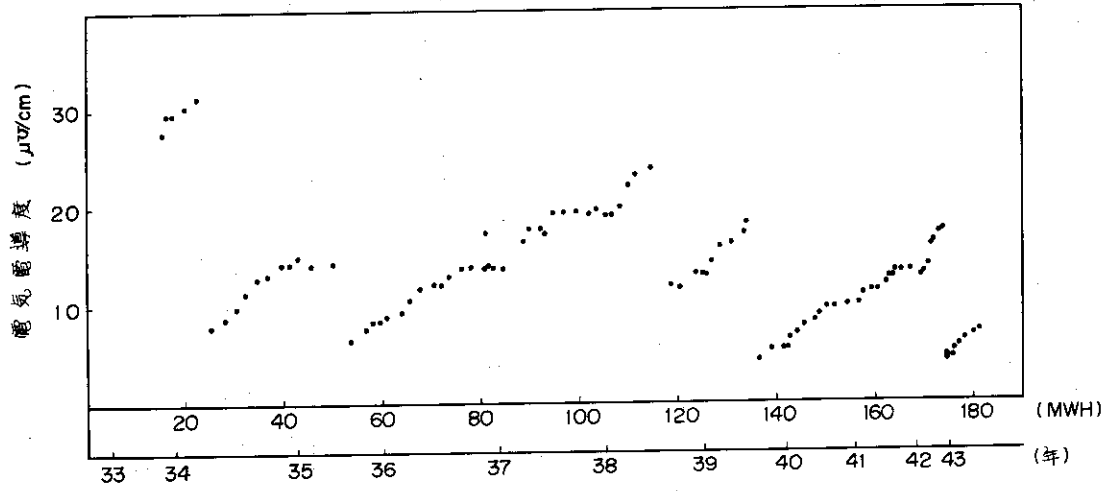


Fig. 3.7 一次冷却水電導度の変化

40KW 時の炉心

- 中心温度 ●
- 下部温度 ×
- 上部温度 ○

2次冷却系

- 入口温度 △

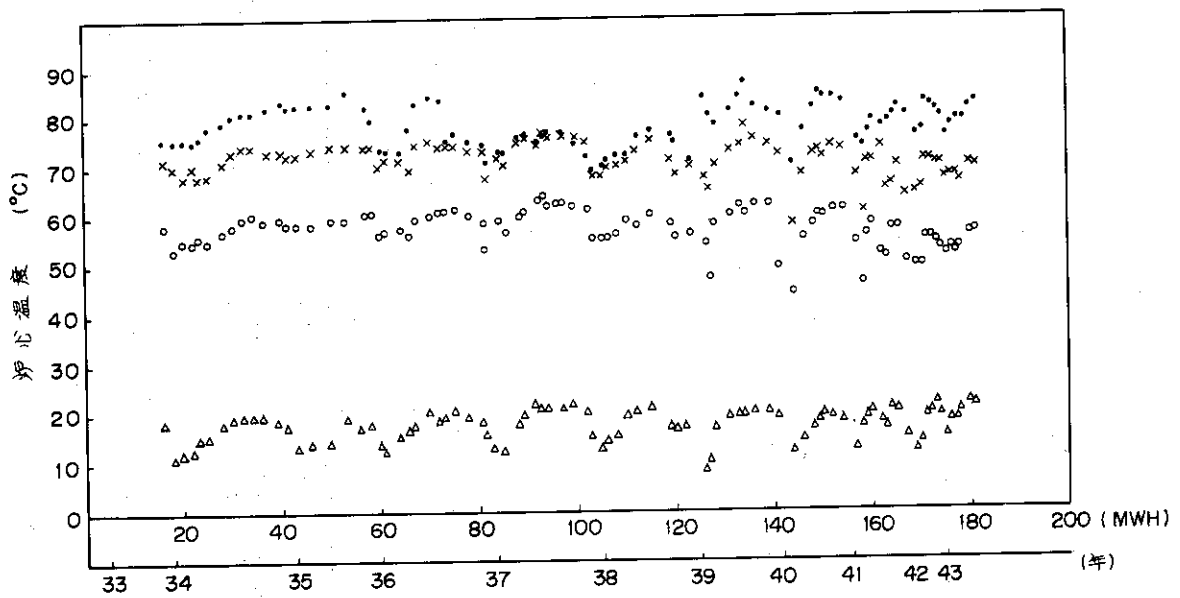


Fig. 3.8 炉心温度

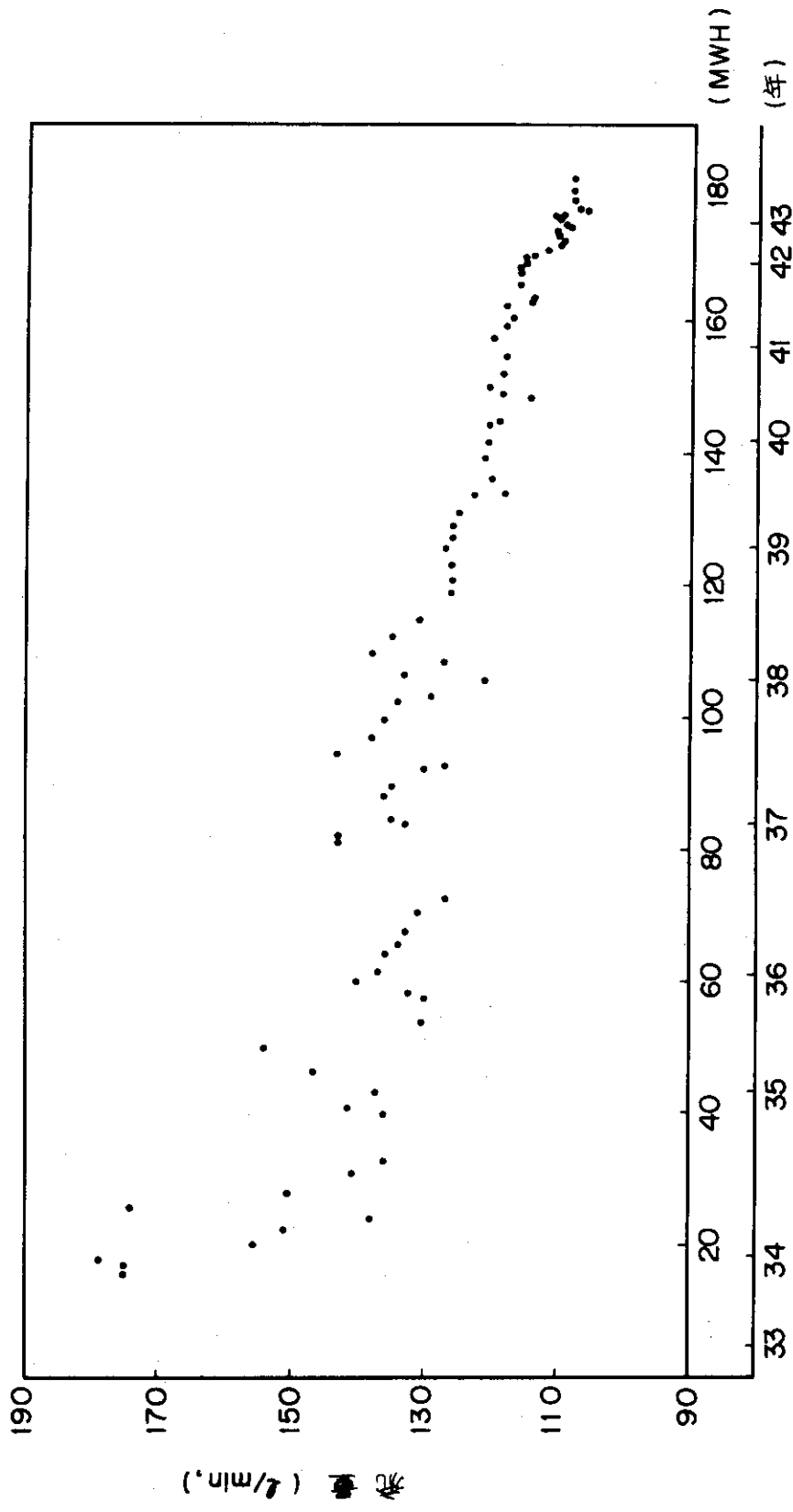
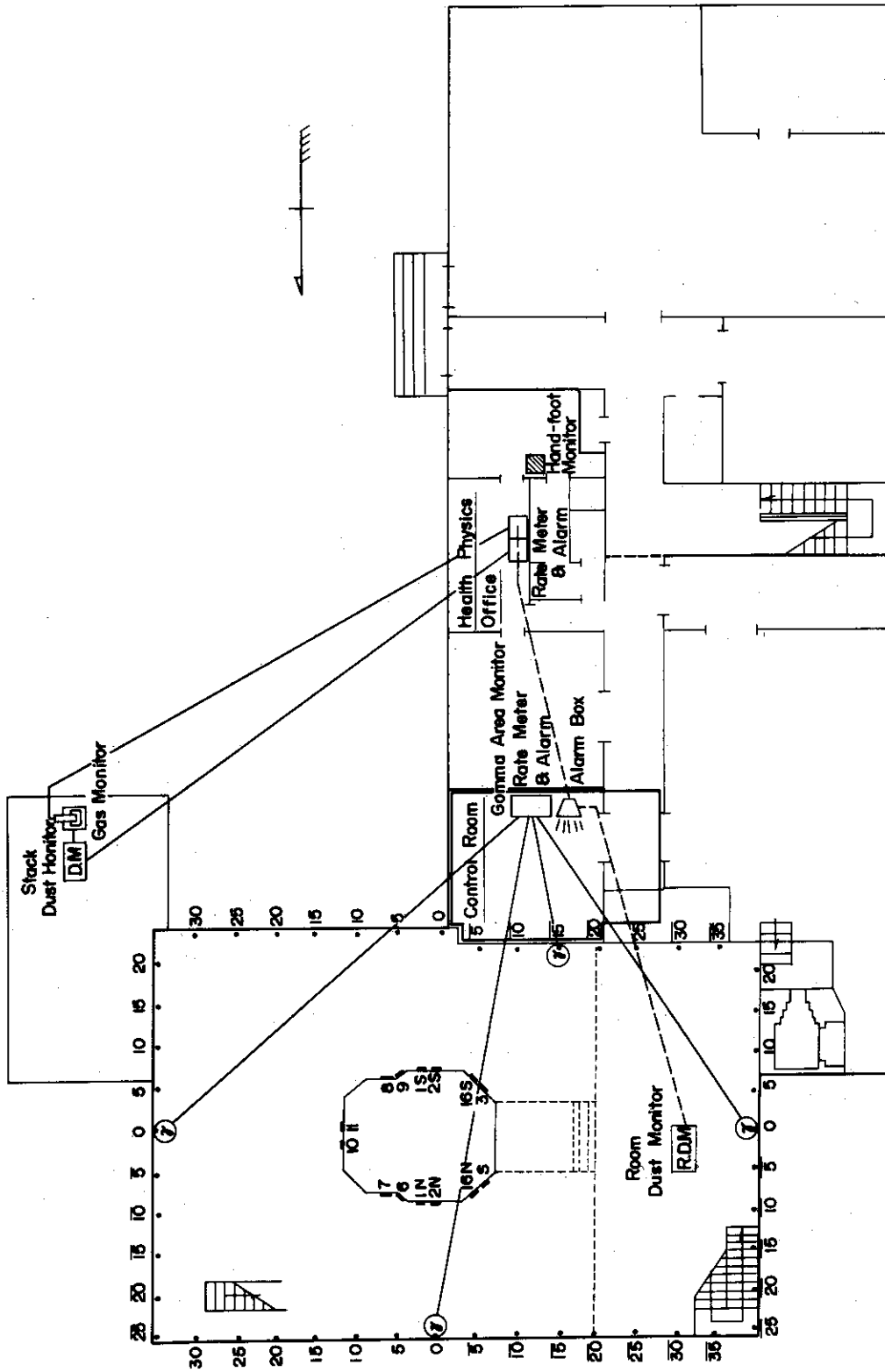


Fig. 3.9 二次冷却水流量



JRR-1 BASEMENT
Fig. 3.10 Location of the JRR-1 radiation monitor

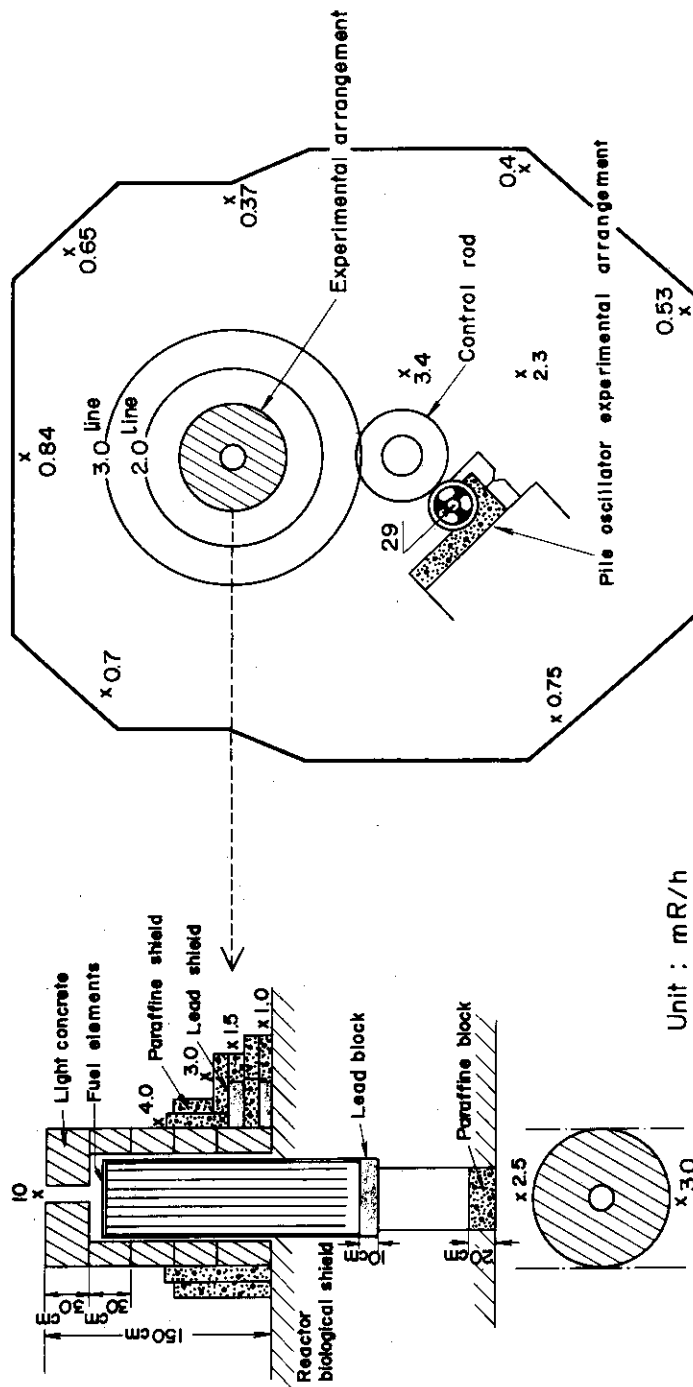


Fig. 3.11 The radiation level on the reactor top of JRR-1 in 40 KW operation

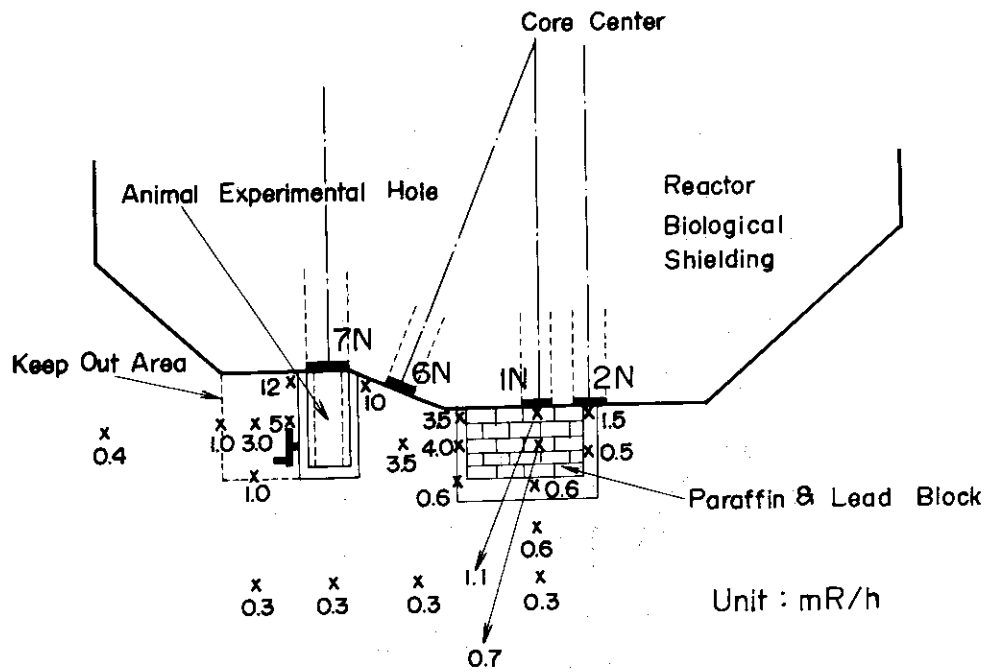


Fig. 3.12 Radiation level about experimental hole 1N and 7N in 40 KW operation

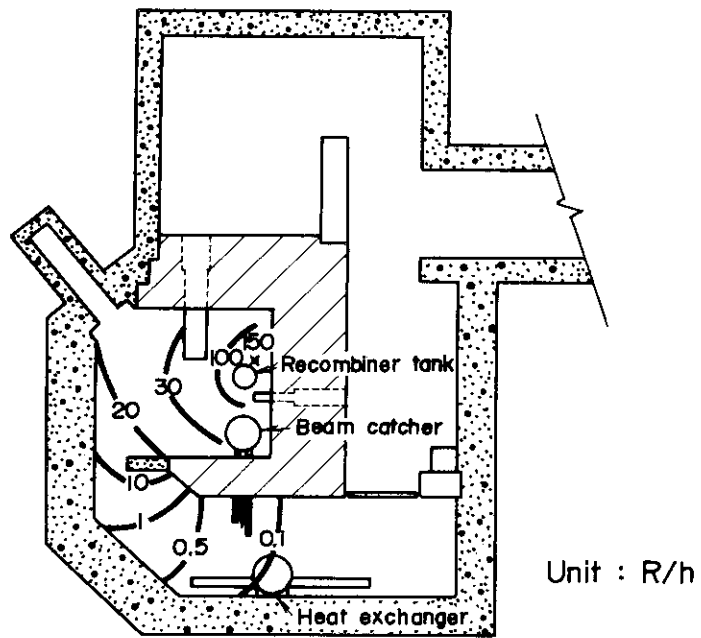


Fig. 3.13 Radiation level in the subpile room of JRR-1

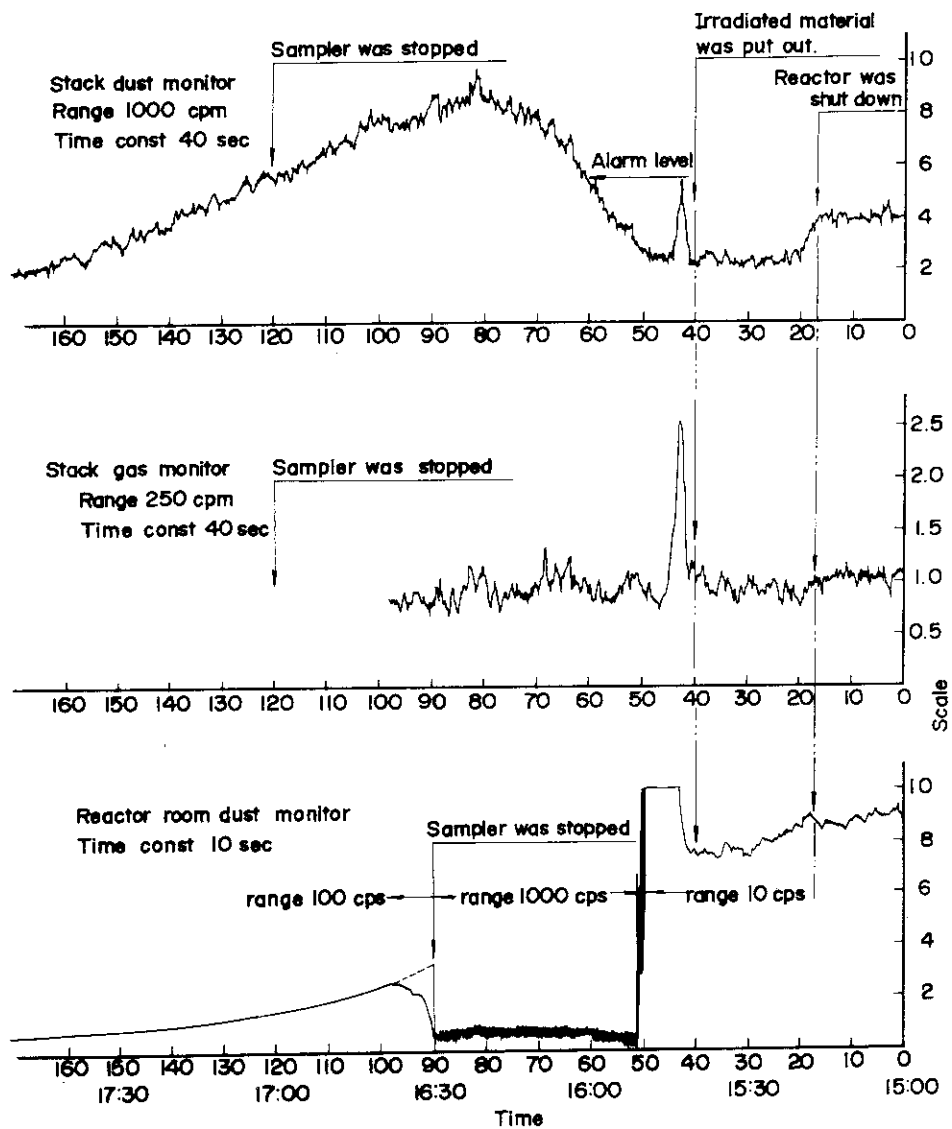


Fig. 3.14 Recorded curves of monitors of JRR-1 in the time of accidental release of radioactive gas

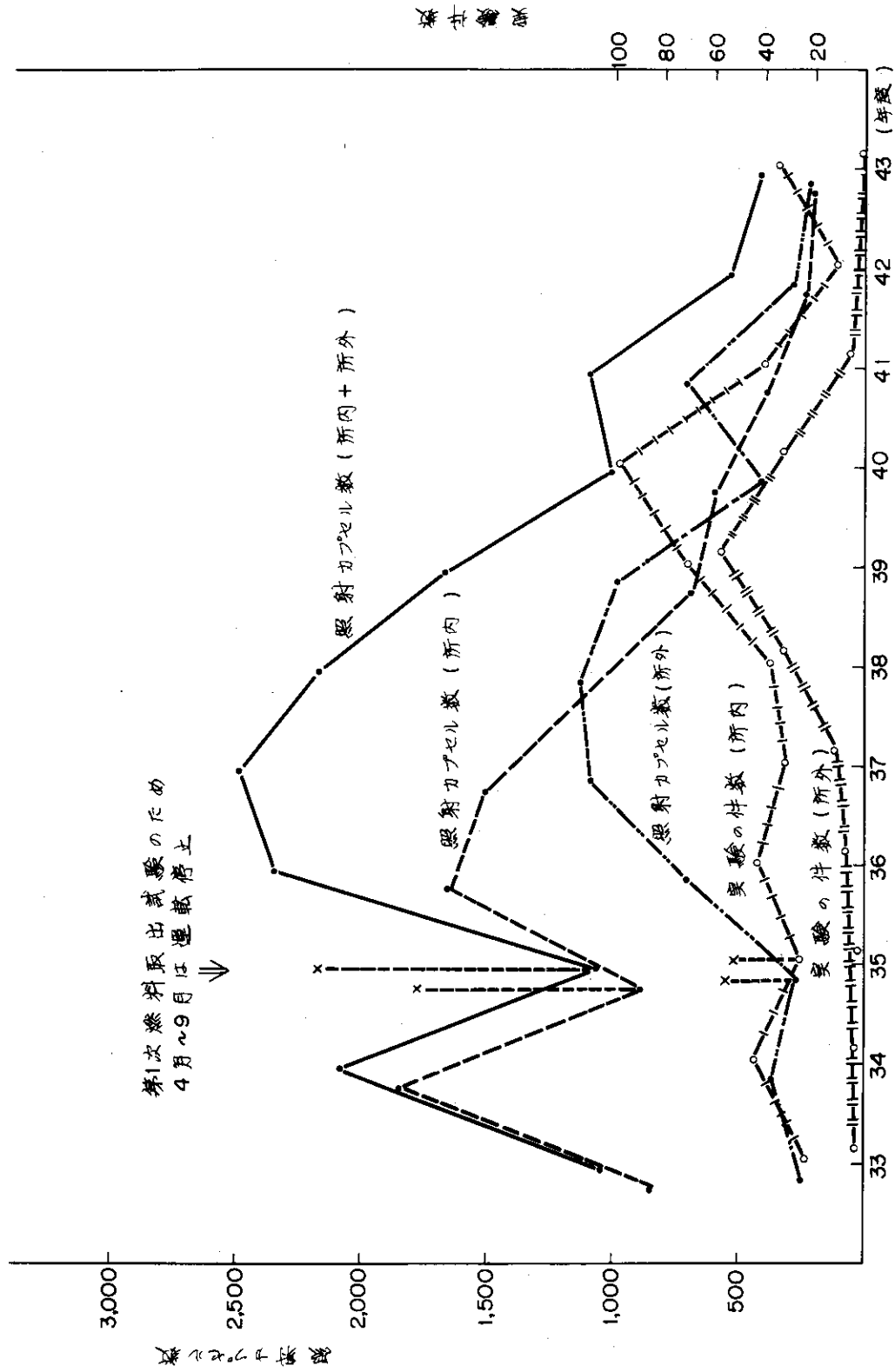


Fig. 4.1 JRR-1 利用状況