

JAERI - M  
82-081

低温化学照射装置(LTFL)の撤去

1982年7月

佐藤 章一・池添 康正・清水 三郎・中島 隼人  
小貫 薫・高柳 政二・鈴木 正年・長谷川昭司  
内藤 和夫

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1982

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷株式会社

低温化学照射装置 (LTFL) の撤去

日本原子力研究所高崎研究所研究部

佐藤章一・池添康正・清水三郎・中島隼人

小貫 薫・高柳政二<sup>+</sup>・鈴木正年<sup>+</sup>・長谷川昭司<sup>+</sup>

内藤和夫<sup>++</sup>

(1982年6月12月受理)

低温化学照射装置 (LTFL) を昭和56年4月と5月に撤去した。LTFLは、JRR-3 水平実験孔を用いて昭和44年3月に建設された。以後、本装置は昭和54年10月の最終運転まで、核分裂片照射効果を中心とする放射線合成化学の研究のための炉内照射装置として利用された。本報告は、LTFLに関連した研究成果と共に、ループ撤去の計画と実施、撤去後の原子炉安全性検査について述べたものである。

---

+ 東海研究所 研究炉管理部

++ 東海研究所 保健物理部

Dismantling of the Low Temperature Fissiochemical Loop (LTFL)

Shoichi SATO, Yasumasa IKEZOE, Saburo SHIMIZU, Hayato NAKAJIMA,  
Kaoru ONUKI, Seiji TAKAYANAGI<sup>+</sup>, Masatoshi SUZUKI<sup>+</sup>, Shoji HASEGAWA<sup>+</sup>  
and Kazuo NAITO<sup>++</sup>

Division of Research, Takasaki Radiation Chemistry  
Research Establishment, JAERI

(Received June 12, 1982)

The Low Temperature Fissiochemical Loop (LTFL) was dismantled in April and May 1981. Construction of the LTFL was completed in March 1969, using a horizontal experimental hole of JRR-3. The loop was used until the last operation in October 1979 as an in-pile irradiation apparatus for the study of preparative radiation chemistry, especially the effect of fission fragment irradiation. This report describes the planning and practice of the dismantling of LTFL and the reactor safety examination after the removal, in addition to the research works related to the loop.

Keywords; Dismantling, In-Pile Loop, Planning, Practice, Loop Operation, Radiation Protection, Radioactive Waste, Radiation Chemistry, Fission Fragment, Low Temperature, Fissiochemical Loop

---

+ Division of Research Reactor Operation, Tokai Research Establishment, JAERI

++ Division of Health Physics, Tokai Research Establishment, JAERI

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. LTFL の概要 .....	1
2.1 装置の概要 .....	1
2.2 建設, 運転の経過 .....	10
2.3 研究成果 .....	17
3. LTFL 撤去の理由 .....	24
4. 撤去作業の計画 .....	25
4.1 撤去方針等 .....	25
4.2 撤去工事の方法 .....	25
4.3 品質保証計画 .....	32
4.4 撤去に伴う検査 .....	33
4.5 炉内部誘導放射能の推定 .....	33
4.6 炉内部廃棄専用コフィン .....	39
4.7 撤去作業者の放射線被曝 .....	43
4.8 撤去に伴う炉本体施設への影響 .....	43
5. 撤去作業の実施 .....	46
5.1 日程と諸手続 .....	46
5.2 撤去作業の記録とまとめ .....	51
6. 最終検査 .....	63
6.1 自主検査 .....	63
6.2 原子力安全局による使用前検査 .....	64
7. おわりに .....	65

## CONTENTS

1. Introduction	.....	1
2. The Low Temperature Fissiochemical Loop	.....	1
2.1 Outline of the LTFL	.....	1
2.2 History of construction and operation	.....	10
2.3 Research works	.....	17
3. Grounds for the LTFL Dismantling	.....	24
4. Working Plan of the Dismantling	.....	25
4.1 Aim and conditions of dismantling	.....	25
4.2 Method of dismantling	.....	25
4.3 Quality assurance plan	.....	32
4.4 Inspections during dismantling	.....	33
4.5 Estimation of induced radioactivity of the loop in-pile section	.....	33
4.6 Single-purpose coffin for disposal of the loop in-pile section	.....	39
4.7 Estimation of radiation exposure of workers	.....	43
4.8 Effect of the LTFL removal on the reactor proper equipments	.....	43
5. Practice of the Dismantling	.....	46
5.1 Schedule and procedures	.....	46
5.2 Record and summary of dismantling	.....	51
6. Final Inspection	.....	63
6.1 Autonomous inspection	.....	63
6.2 Pre-operation inspection by Nuclear Safety Bureau	.....	64
7. Concluding Remarks and Acknowledgement	.....	65

## 1. はじめに

低温化学照射装置 (LTFL) は、原子炉の化学利用 (化学用原子炉) を最終目標として、原子炉放射線 (核分裂片を含む) による化学反応の研究のために昭和44年3月 JRR-3 H-2 孔に設置された。その後昭和54年10月迄順調に照射運転された。本装置を用いた研究により、

1) 気相化学反応系中における核分裂片照射の特異効果の観測と解析、2) 化学反応物質の原子炉内照射装置の設計、運転に関する工学的な知見と実績等について、所期の成果が得られた。本装置を用いた実験終了後、撤去の準備を進め、昭和56年5月15日撤去作業完了、同6月19日原子炉の使用前検査に合格した。

本報告は、LTFL に関する最終報告として、装置の概要、撤去の計画、撤去の実施とまとめ等について述べたものである。昭和52年-54年度間の照射運転実績およびLTFLを用いた研究の成果記録についても採録した。本装置は原子炉付属施設であり、その撤去作業には、一般廃棄物と放射性廃棄物の区別、高放射能物品の撤去、作業員の被曝防護、放射性廃棄物による汚染拡大防止、等が含まれる。

## 2. LTFLの概要

### 2.1 装置の概要

LTFL は、JRR-3 炉室一階の水平実験孔 H-2 孔に設置した冷却系を有するカプセル炉内照射実験装置である。(図 2.1, 2.2)

本装置は次により構成される。

- |            |   |     |
|------------|---|-----|
| 1. カプセル    | } | 炉内部 |
| 2. 照射プラグ   |   |     |
| 3. 試料照射部   |   |     |
| 4. 試料送込取出部 | } | 炉外部 |
| 5. 主冷却系    |   |     |
| 6. 液体窒素系   |   |     |
| 7. 真空断熱部   |   |     |
| 8. 計測制御装置  |   |     |
| 9. 遮蔽体     |   |     |

なお、以降については、2~3を「炉内部」、4~9を「炉外部」として区分する。

#### 2.1.1 カプセル

カプセルは照射試料を封入した試料カプセルとその試料カプセル (1個又は3個) を内蔵した

## 1. はじめに

低温化学照射装置 (LTFL) は、原子炉の化学利用 (化学用原子炉) を最終目標として、原子炉放射線 (核分裂片を含む) による化学反応の研究のために昭和44年3月 JRR-3 H-2 孔に設置された。その後昭和54年10月迄順調に照射運転された。本装置を用いた研究により、

1) 気相化学反応系中における核分裂片照射の特異効果の観測と解析、2) 化学反応物質の原子炉内照射装置の設計、運転に関する工学的な知見と実績等について、所期の成果が得られた。本装置を用いた実験終了後、撤去の準備を進め、昭和56年5月15日撤去作業完了、同6月19日原子炉の使用前検査に合格した。

本報告は、LTFL に関する最終報告として、装置の概要、撤去の計画、撤去の実施とまとめ等について述べたものである。昭和52年-54年度間の照射運転実績およびLTFLを用いた研究の成果記録についても採録した。本装置は原子炉付属施設であり、その撤去作業には、一般廃棄物と放射性廃棄物の区分け、高放射能物品の撤去、作業員の被曝防護、放射性廃棄物による汚染拡大防止、等が含まれる。

## 2. LTFLの概要

### 2.1 装置の概要

LTFL は、JRR-3 炉室一階の水平実験孔 H-2 孔に設置した冷却系を有するカプセル炉内照射実験装置である。(図 2.1, 2.2)

本装置は次により構成される。

- |            |   |     |
|------------|---|-----|
| 1. カプセル    | } | 炉内部 |
| 2. 照射プラグ   |   |     |
| 3. 試料照射部   |   |     |
| 4. 試料送込取出部 | } | 炉外部 |
| 5. 主冷却系    |   |     |
| 6. 液体窒素系   |   |     |
| 7. 真空断熱部   |   |     |
| 8. 計測制御装置  |   |     |
| 9. 遮蔽体     |   |     |

なお、以降については、2~3を「炉内部」、4~9を「炉外部」として区分する。

#### 2.1.1 カプセル

カプセルは照射試料を封入した試料カプセルとその試料カプセル (1個又は3個) を内蔵した



外カプセルとからなっている。試料カプセル1個を収める型の3型カプセルと試料カプセル3個を収める4C型カプセルとの構造を図2.3に示した。

### 2.1.2 炉内部

炉内部は、次の照射プラグ及び試料照射部で構成されている（図2.4，2.5）

名 称	設 備 ・ 機 器
照射プラグ	H-2孔に挿入されており、試料照射部の固定と炉心部からの放射線を遮蔽するためのもので外面はSUS製で先端部に黒鉛、後部に重コンクリートが充填されている。
試料照射部	カプセルを炉心タンク近傍の照射位置へ移送して照射するためのものである。全SUS製で次の3つの管で構成されている。 (1) カプセル移動用の内管 (2) 冷却用ヘリウムガス戻り流路用の外管 (3) 真空断熱用の最外管

### 2.1.3 炉外部

炉外部全体の配置を図2.2に示した。主冷却タンク側およびエバキュエイトタンク側から撮影した炉外部を写真2.1，2.2に示した。

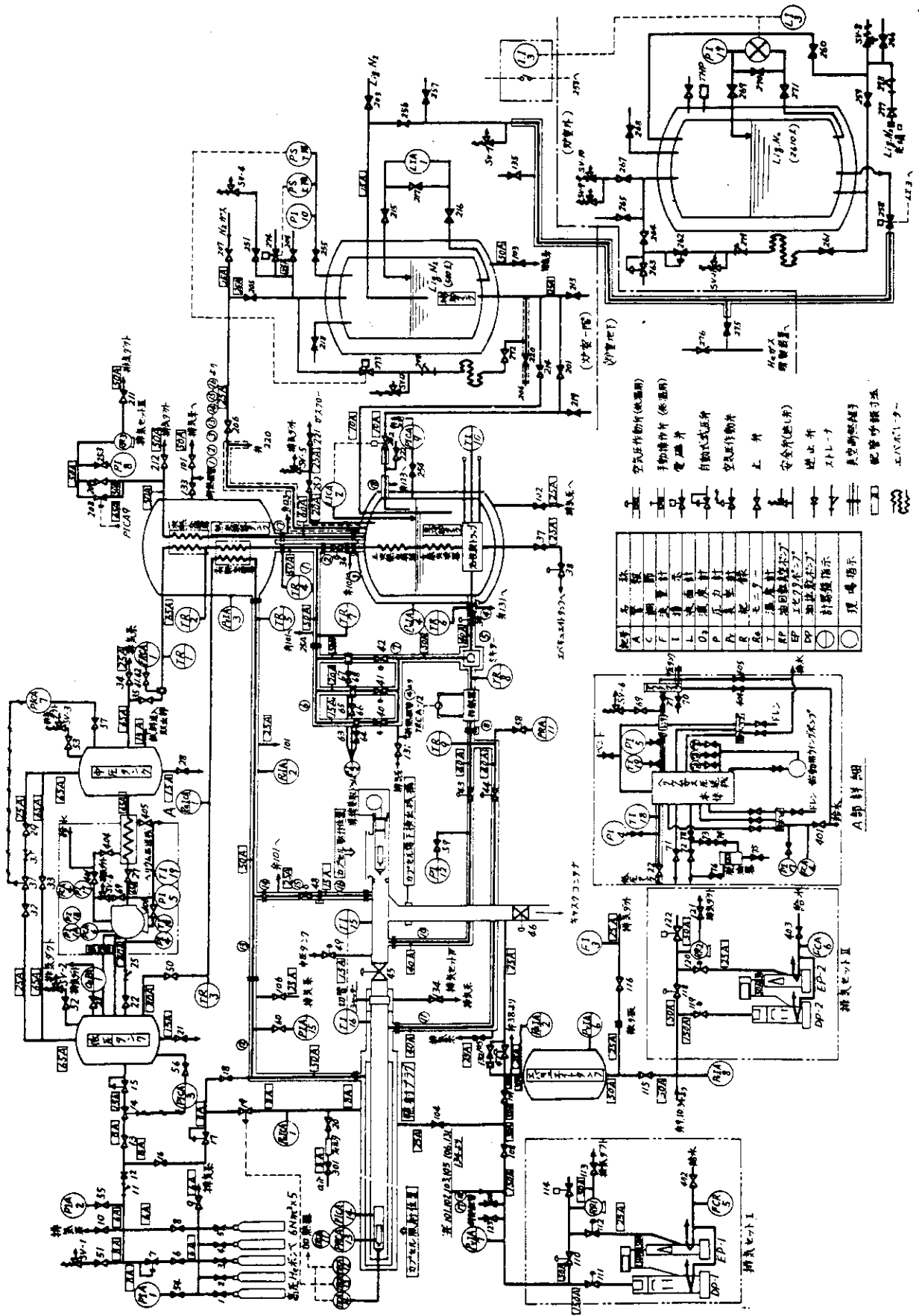
#### 1) 試料送入取出部

試料送入取出部は、カプセルの送入・取出作業を行うための装置である。主な設備・機器は次のとおりである。

名 称	設 備 ・ 機 器
カプセル送入取出部	カプセルの送入取出作業を行う装置
カプセル落下装置	照射後のカプセルを遠隔操作で導線から切り離し落下させる装置
カプセル落下検出機構	カプセルの落下を確認する装置
測温測圧用導線駆動装置	計測用導線の繰出し巻戻しを行う装置
蓋 駆 動 装 置	カプセル送入取出部の遮蔽蓋を駆動する装置

#### 2) 主冷却系

主冷却系は、主としてカプセルの温度制御及びカプセルの圧送用のための系である。主な設備・機器は次のとおりである。



- 空気圧作動弁 (油温用)
- 手動操作弁 (油温用)
- 電温弁
- 自動式温度弁
- 空気圧作動弁
- 上弁
- 安全弁 (油圧)
- 停止弁
- ストロー
- 真空調整機
- 配管吹掃バルブ
- 工場のマーク

記号	説明
A	空気圧作動弁
C	手動操作弁
F	電温弁
L	自動式温度弁
P	空気圧作動弁
R	上弁
S	安全弁 (油圧)
T	停止弁
EP	ストロー
DP	真空調整機
○	配管吹掃バルブ
○	工場のマーク

図 2.1 LTFPL フローシート (S48.5)

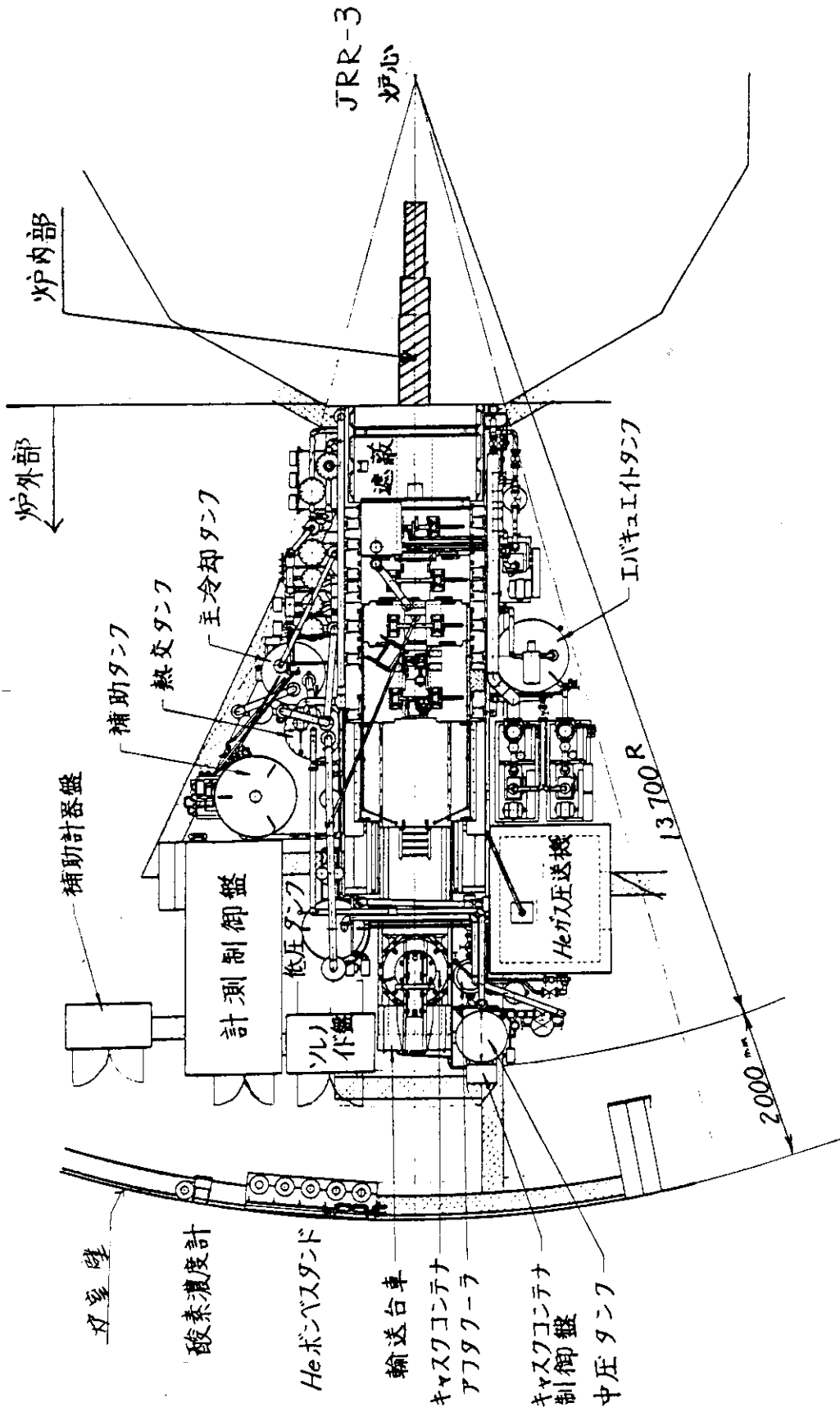


図 2.2 LTF-L 全体配置図

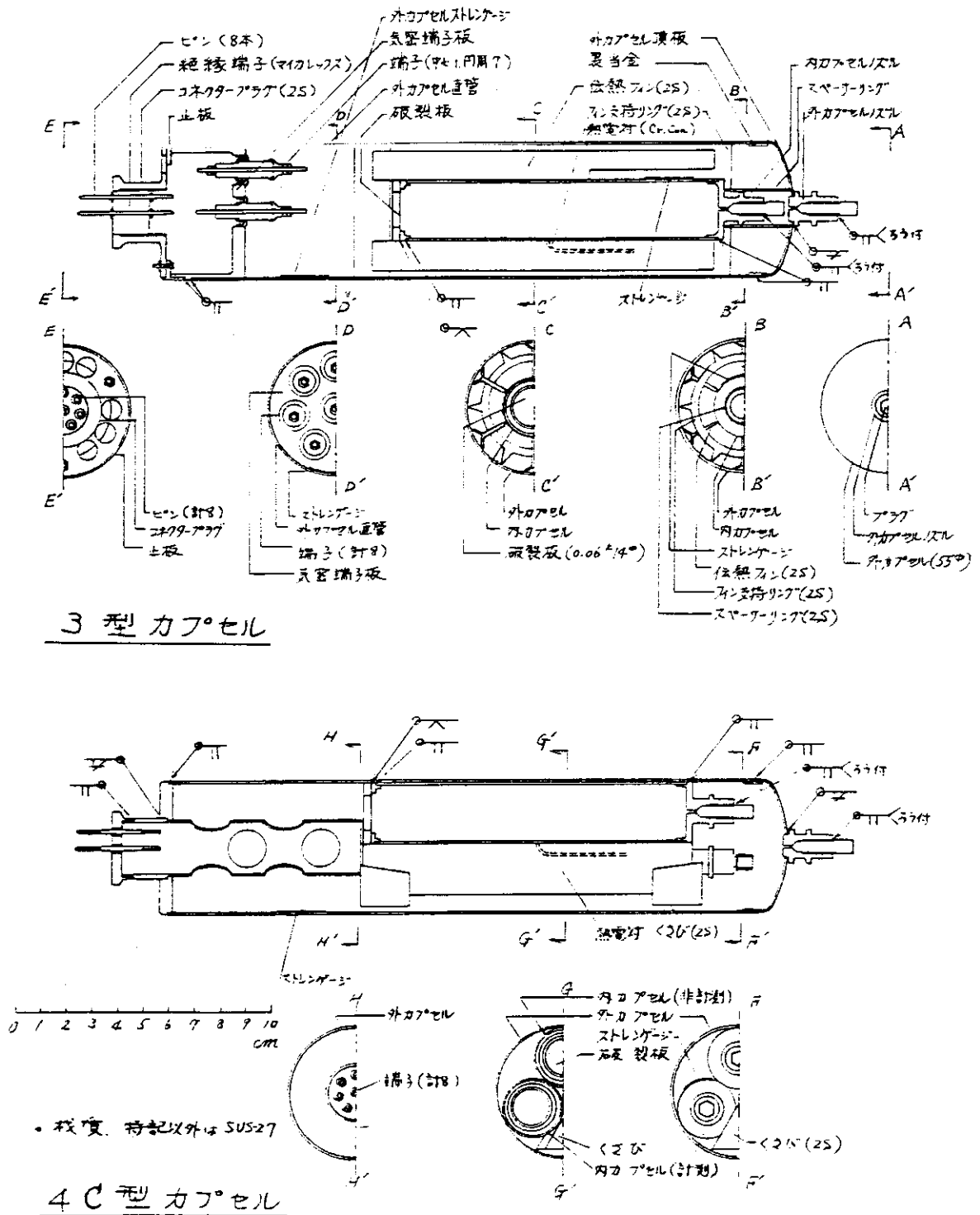


図2.3 3型と4C型カプセルの断面構造  
(図中の内カプセルは試料カプセルのこと)

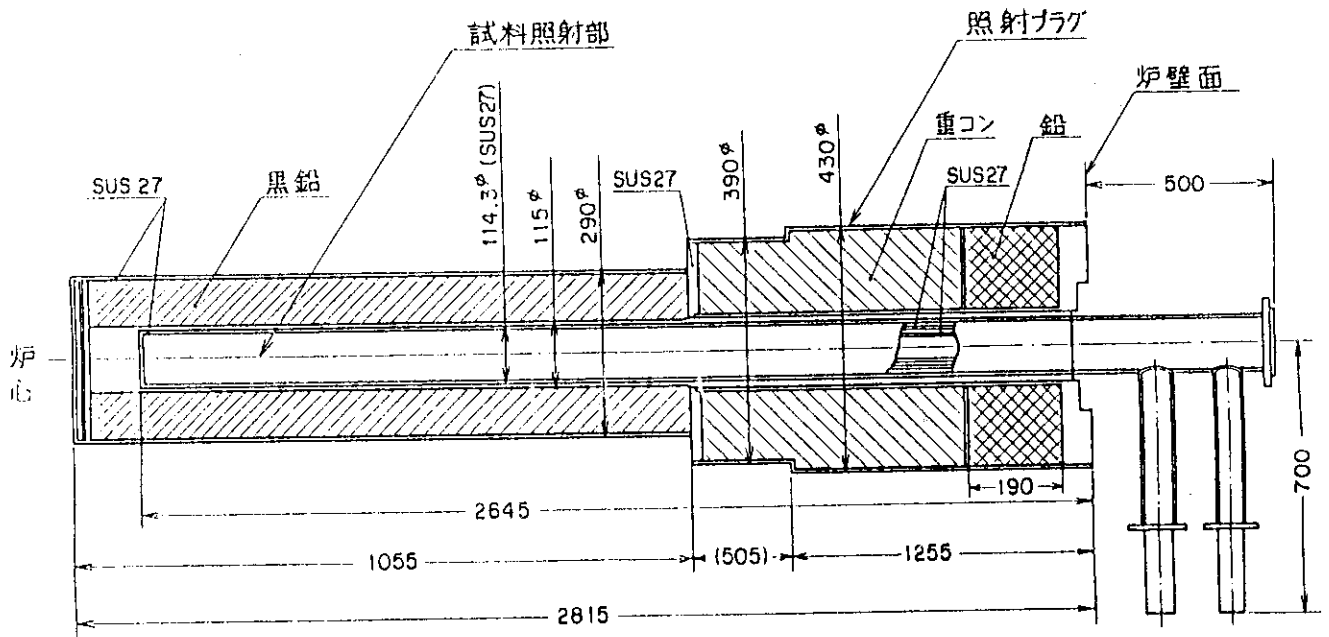


図 2.4 LTFP 炉内部 (試料照射部, 照射プラグ)

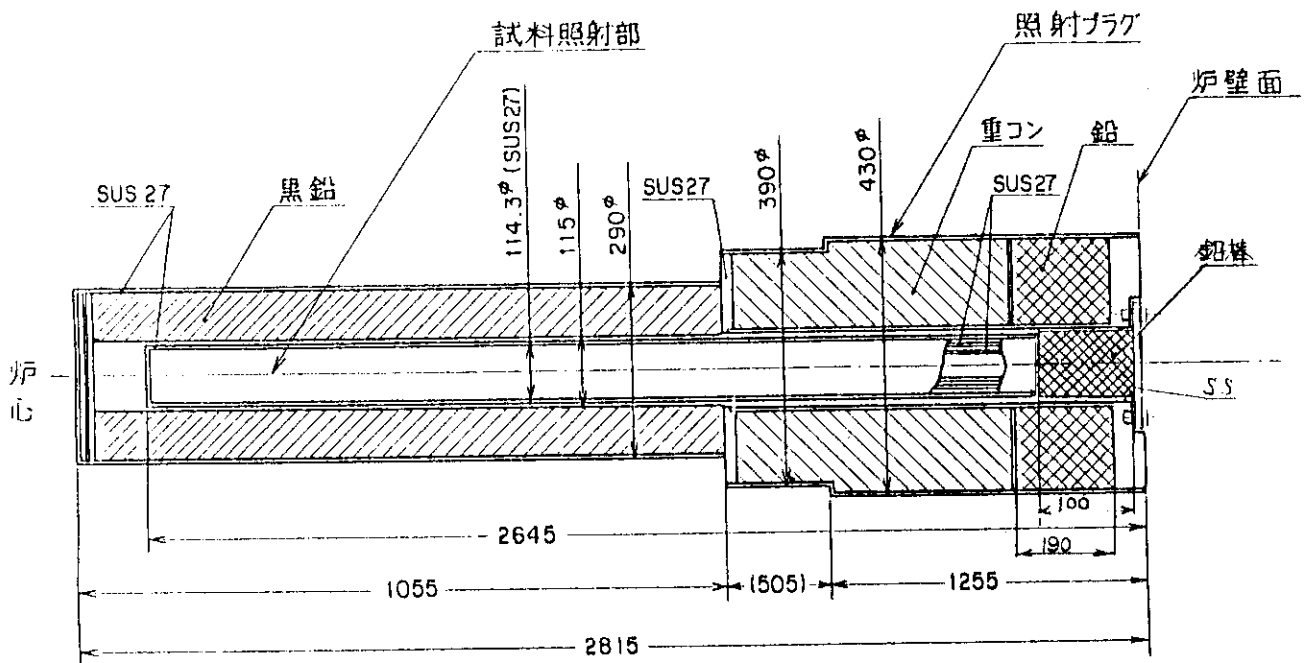


図 2.5 LTFP 炉内部 (試料照射部, 照射プラグ)・炉外部切り離し後

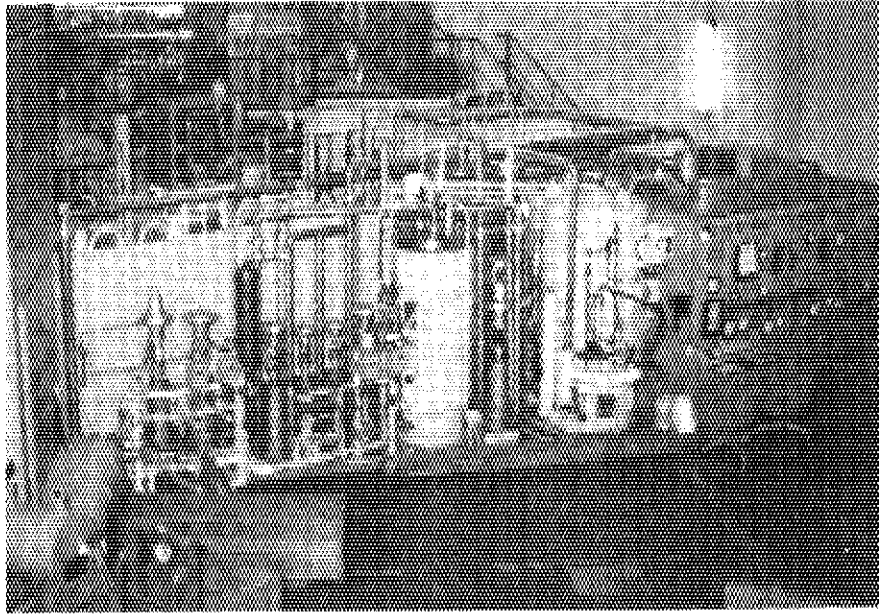


写真 2.1 LTFL 炉外部 1 (主冷却タンク側より撮影)

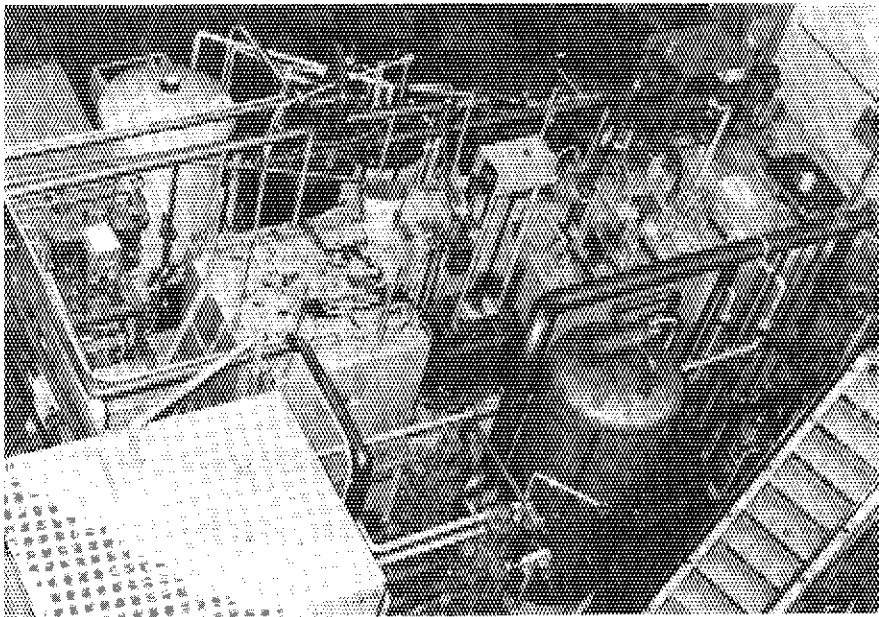


写真 2.2 LTFL 炉外部 2 (エバキューエイトタンク側上方より撮影)

名 称	設 備 ・ 機 器
ヘリウムガス圧送機	ヘリウムガス循環のための圧送機 (400 Nm <sup>3</sup> /hr)
低圧ヘリウムガスタンク	ヘリウムガス圧送機吸込側タンク (1 m <sup>3</sup> )
中圧ヘリウムガスタンク	ヘリウムガス圧送機吐出側タンク (0.6 m <sup>3</sup> )
熱交換器タンク	ヘリウムガス冷却用タンク (一次熱交換器, 二次熱交換器)
ヘリウムガス供給系	ヘリウムガス供給配管
加 熱 器	ヘリウムガス加熱用ヒーター
ミ キ サ ー	高温, 低温ヘリウムガス混合

## 3) 液体窒素系

液体窒素系は、ヘリウムを冷却するための系である。主な設備・機器は次のとおりである。

名 称	設 備 ・ 機 器
主冷却タンク	液体窒素によるヘリウム冷却用主熱交換器活性炭吸着塔, 三次熱交換器を納めるタンク
液体窒素補助タンク	液体窒素を自動供給するタンク

## 4) 真空断熱部

真空断熱部は、液体窒素温度附近での断熱性能を保つための装置である。主な設備・機器は次のとおりである。

名 称	設 備 ・ 機 器
排気セット I, II, III	真空断熱配管断熱層の排気用ポンプ, カプセル送入, 取出操作に伴い空気の混入した循環系ヘリウムの排気用ポンプ及び液体窒素減圧ポンプ
エバキュエイトタンク	カプセル破損時に汚染された気体を捕集する真空タンク
前部遮蔽排気セット	前部遮蔽体の真空断熱部の排気用真空ポンプ
二次冷却水系	真空ポンプ冷却水用配管

## 5) 計測制御装置

計測制御装置は、照射運転を行う上で、必要な圧力・流量・温度等を制御するための装置である。主な設備・機器は次のとおりである。

名 称	設 備 ・ 機 器
計 測 制 御 盤	照射・運転を伴う圧力・流量・温度，電流，放射線量 などの測定，調節，記録，警報発信を行う装置
補 助 計 器 盤	
ソ レ ノ イ ド 盤	装置本体とキャスク・コンテナの動作制御を行う装置
キャスク・コンテナ制御盤	
スクラム警報装置	原子炉本体に対してスクラム信号を発信するための装置

## 6) 遮蔽体

遮蔽体は、放射線を遮蔽するものである。主な設備・機器は次のとおりである。

名 称	設 備 ・ 機 器
前 部 遮 蔽	L T F L 停止時炉心からの放射線を遮蔽する。
遮 蔽 体	L T F L 運転時の放射線遮蔽
架 台	遮蔽体等の架台
下 部 遮 蔽	架台周囲の放射線遮蔽
キャスクコンテナ	照射済カプセルの放射線遮蔽
キャスクコンテナ台車	キャスクコンテナ運搬用台車



## 2.2 建設，運転の経過

### 2.2.1 建設

LTFL は昭和38年に建設が提案（放射線化学研究委員会化学用原子炉分科会報告書，昭和38年10月）され，40年に概念設計を行い，その結果により40年12月17日に原研所内（原子炉等安全審査委員会）の安全審査を受けた後，原子炉施設の変更申請（40原研05第4号）を行った。41年5月26日の原子力委員長答申をもとに，同27日付（41原第2045号）により内閣総理大臣の施設変更の認可を得，詳細設計，製作に入った。昭和42年12月から三菱原子力工業（株）大宮研究所内で炉外試験を開始し，43年3月に終了した。続いてJRR-3への炉内据付，試験に入り，44年3月に炉内試験を終了した。これで44年度からLTFLは使用可能の状態になったが，JRR-3が燃料要素破損などのため同年度中は共同利用運転が行われなかった。このため炉休止中に装置の特性測定等の試験運転を行った。

### 2.2.2 運転

昭和45年度炉の共同利用運転開始と共に，原子炉付属施設としての使用前検査を申請し，45年5月18，19日立合検査を受けた。7月22日付で検査合格証の発行を受け，直ちに試験照射のための運転（照射運転と称する）を開始した。45年度は6回の照射運転で21カプセルを照射した。運転初期には，カプセル停止位置異常等のトラブルがあり，補修と操作手順改善を行った。同年度最終運転時には初めて核燃料入りカプセルの照射を行った。

LTFLの年度別運転実績を表2.1に示した。昭和46年度には3回の低温照射運転を含む11回の運転を行って，55カプセルを照射した。47年度にはカプセル構造の変更を行った。それまで外カプセル（保護カプセル）1ケに試料カプセル（内カプセル）1ケを入れて組立てていたが以後は，外カプセル1ケに試料カプセル3ケを入れて照射するようにした。この構造変更に伴う試料カプセル内の寸法変化は僅か（内径23mmが22.5mmになった）であり，従って核燃料であるウラン・パラジウム合金箔のカプセル内配置も大差なく，核分裂片線量率の変化もほとんどない。これらの設計変更により，照射試料当りのカプセルのコストも約11万円から2万円程度に低減したほか，カプセル組立てなどの労力の節減と照射の効率増大も大きかった。このため，47年度以降の年間最多照射運転回数は49年度の7回であるが，外カプセル34ケで102ケの試料照射が行えて，46年以降のLTFL関係人員減にもかかわらず，研究レベルは保たれた。50年以降は熱化学的水素製造プロセスの研究に，グループの主力を注ぐこととなり，54年度の最終運転まで年間運転回数は1-4回，試料数にして15-39ケの程度となった。52-54年度の照射運転実績を表2.2に示した。

LTFLの運転に関連して，装置の排気セット（I，II）と圧送機およびカプセル照射時間の積算計を昭和47年7月1日に取付けた。昭和54年10月25日の装置運転最終時の積算値は，真空断熱系等のコールド排気用の排気セットI（RP-1）=748.8h，試料照射部等のホット排気用の同II（RP-2）=773.1h，ヘリウム圧送機=512.1h，カプセル照射位置=271.7hであった。従って昭和41年に装置組立開始以来の延運転時間は，排気セットが各約1300h，圧送機約800hと推定される。計測関係機器の稼動時間は排気セット運転時間を多少上まわる

表 2.1 L T F L 照射, 運転実績

年 度	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	総 計
運 転 回 数	7	6	11	6	6	7	2	4	2	1	3	48*
外カプセル照射数	0	21	55	24	37	34	10	19	9	6	15	230
試 料 照 射 数 (内核燃料入)	0	21	55	49	99	102	30	57	27	18	45	503
		(4)	(31)	(45)	(45)	(44)	(24)	(33)	(24)	(15)	(39)	(304)
試料 N <sub>2</sub> O, N <sup>15</sup> NO		13(4)	2(0)									15(4)
C <sub>2</sub> H <sub>4</sub> (線量計)		4(0)	29(18)	15(11)	6(0)	19(0)	9(3)	12(0)	3(0)	6(3)	16(10)	119(45)
N <sub>2</sub> + C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>			24(13)		12(6)	12(6)						48(25)
NH <sub>3</sub> + C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>				4(4)	16(6)	26(14)						46(24)
NH <sub>3</sub> + C <sub>2</sub> H <sub>6</sub> (+NO)				22(22)	16(6)	21(13)						59(41)
NH <sub>3</sub> + C <sub>3</sub> H <sub>6</sub>				4(4)	4(0)							8(4)
CO <sub>2</sub>						9(5)	7(7)				2(2)	18(14)
CO <sub>2</sub> + C <sub>3</sub> H <sub>8</sub>					42(24)	15(6)	14(14)	45(33)				116(77)
CO <sub>2</sub> + NO <sub>2</sub>		4(0)							24(24)	12(12)	27(27)	67(63)
FTD etc				4(4)	3(3)							7(7)
特 記 事 項	(停止)空運転	スクラム 1回 出力要請 1回		4B, 4C 型カプセル 使用開始						スクラム 1回		

\* 44年度7回は除く

表 2.2 52-54 年度 LTF L 照射運転実績

LTF L 照射運転No.	JRR-3 サイクル (炉出力)	年月日	試料		照射条件					
			カプセルNo	試料組成	全圧 (atm)	U-Pd 箔 (cm×cm)	位置 (cm)	照射温度 (°C)	照射時間	
77 - 1	R 3-52-10 (10 MW)	53-2-21	4C-93	{ CN-2	99.5%CO <sub>2</sub> + 0.5%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5	0	29	60 m
				{ CN-5						
				{ CN-8						
				{ CN-3						
				{ CN-6						
				{ CN-9						
				{ CN-4						
77 - 2	R 3-52-11 (10 MW)	53-3-9	4C-101	{ CN-13	CO <sub>2</sub>	8	1.0×5.0	0	30	30 m
				{ CN-14						
				{ CN-15						
				{ CN-16						
				{ CN-17						
				{ CN-18						
				{ CN-19						
77 - 2	R 3-52-11 (10 MW)	53-3-9	4C-102	{ CN-13	CO <sub>2</sub>	2	0.5×2.5	0	30	30 m
				{ CN-14						
				{ CN-15						
				{ CN-16						
				{ CN-17						
				{ CN-18						
				{ CN-19						
77 - 2	R 3-52-11 (10 MW)	53-3-10	4C-96	{ D-129	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	2	0	0	30	4 h
				{ D-132						
				{ D-135						
				{ CN-19						
				{ CN-20						
				{ CN-21						
				{ CN-21						
77 - 2	R 3-52-11 (10 MW)	53-3-15	4C-103	{ CN-19	99.8%CO <sub>2</sub> + 0.2%NO <sub>2</sub>	8	1.0×5.0	0	30	30 m
				{ CN-20						
				{ CN-21						
				{ CN-21						
				{ CN-21						
				{ CN-21						
				{ CN-21						

表 2.2 つづき

L T F L 照射運転No.	JRR-3 サイクル (炉出力)	年月日	試料				照射条件			
			カプセルNo. 試料No.	試料組成	全圧 (atm)	U-Pd箔 (cm×cm)	位置 (cm)	照射温度 (°C)	照射時間	
77-2	R3-52-11 (10 MW)	53-3-15	4C-104	CN-23	99.8%CO <sub>2</sub> +0.2%NO <sub>2</sub>	2	0.5×2.5	0	30	30 m
				CN-24	99.8%CO <sub>2</sub> +0.2%NO <sub>2</sub>	4	0.5×5.0			
				CN-25	99.8%CO <sub>2</sub> +0.2%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
				CN-10	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
				CN-11	99%CO <sub>2</sub> +1%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
				CN-12	98%CO <sub>2</sub> +2%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
78-1	R3-53-01 (10 MW)	53-5-16	4C-98	D-138	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	6	0.5×7.5	0	30	20 m
				D-139	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	6	0.5×7.5			
				D-140	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	6	0.5×7.5			
				CN-25	99%CO <sub>2</sub> +1%NO <sub>2</sub>	8	1.0×5.0			
				CN-26	99%CO <sub>2</sub> +1%NO <sub>2</sub>	11	1.0×7.0			
				CN-27	99%CO <sub>2</sub> +1%NO <sub>2</sub>	14	1.0×8.0			
				CN-28	99%CO <sub>2</sub> +1%NO <sub>2</sub>	2	0.5×2.5			
				CN-29	99%CO <sub>2</sub> +1%NO <sub>2</sub>	4	0.5×5.0			
				CN-30	99%CO <sub>2</sub> +1%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
				CN-31	99.9%CO <sub>2</sub> +0.1%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
				CN-32	99.8%CO <sub>2</sub> +0.2%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
				CN-33	99.7%CO <sub>2</sub> +0.3%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
53-5-17	4C-106	53-5-17	4C-106	CN-34	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5	0	28	60 m
				CN-35	99.3%CO <sub>2</sub> +0.7%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
				CN-36	98.5%CO <sub>2</sub> +1.5%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
53-5-19	4C-107	53-5-19	4C-107	CN-34	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5	0	30	60 m
				CN-35	99.3%CO <sub>2</sub> +0.7%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
				CN-36	98.5%CO <sub>2</sub> +1.5%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
53-5-19	4C-108	53-5-19	4C-108	CN-34	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5	0	30	10 m 50s
				CN-35	99.3%CO <sub>2</sub> +0.7%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
				CN-36	98.5%CO <sub>2</sub> +1.5%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			

表 2.2 つづき

LTFL 照射運転No.	JRR-3 サイクル (炉出力)	年月日	試料			照射条件				
			カプセルNo.	試料No.	試料組成	全圧 (atm)	U-Pd箔 (cm×cm)	位置 (cm)	照射温度 (°C)	照射時間
78-1	R3-53-01 (10MW)	53-5-25	4C-97	D-130	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	2	0			4 h
				D-133	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	1	0		30	
				D-136	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	2	0			
79-1	R3-54-04 (10MW)	54-6-19	4C-110	CN-40	99.7%CO <sub>2</sub> +0.3%NO <sub>2</sub>	14	1.0×8.0			60 m
				CN-41	99.8%CO <sub>2</sub> +0.2%NO <sub>2</sub>	14	1.0×8.0		36	
				CN-42	99.9%CO <sub>2</sub> +0.1%NO <sub>2</sub>	14	1.0×8.0			
				CN-43	99.97%CO <sub>2</sub> +0.03%NO <sub>2</sub>	14	1.0×8.0			
				CN-44	99.99%CO <sub>2</sub> +0.01%NO <sub>2</sub>	14	1.0×8.0		38	
				CN-45	99.997%CO <sub>2</sub> +0.003%NO <sub>2</sub>	14	1.0×8.0			
				CN-46	99.7%CO <sub>2</sub> +0.3%NO <sub>2</sub>	1	0.5×2.5			
				CN-47	99.8%CO <sub>2</sub> +0.2%NO <sub>2</sub>	1	0.5×2.5		35	
				CN-48	99.9%CO <sub>2</sub> +0.1%NO <sub>2</sub>	1	0.5×2.5			
				CN-49	99.97%CO <sub>2</sub> +0.03%NO <sub>2</sub>	1	0.5×2.5			
				CN-50	99.99%CO <sub>2</sub> +0.01%NO <sub>2</sub>	1	0.5×2.5		37	
				CN-51	99.997%CO <sub>2</sub> +0.003%NO <sub>2</sub>	1	0.5×2.5			
79-2	R3-54-06 (10MW)	54-6-20	4C-113	CN-52	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			60 m
				D-131	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	2	0		37	
				D-134	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	1	0			
				CN-57	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%N <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			
79-2	R3-54-06 (10MW)	54-10-2	4C-117	CN-60	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%O <sub>2</sub>	6	0.5×7.5			20 m
				CN-63	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%NO	6	0.5×7.5		35	

表 2.2 つづき

L T F L 照射運転No.	JRR-3 サイクル (炉出力)	年月日	試 料				照 射 条 件			
			カプセルNo	試料No	試料組成	全 圧 (atm)	U-Pd箔 (cm×cm)	位置 (cm)	照射温度 (°C)	照射時間
79-2	R3-54-06 (10MW)	54-10-2	4C-109	CN-37	99.97%CO <sub>2</sub> +0.03%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5	0		60 m
				CN-38	99.9%CO <sub>2</sub> +0.1%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5	0	35	
		54-10-3	4C-118	CN-39	99.997%CO <sub>2</sub> +0.003%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5	0		
				CN-58	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%N <sub>2</sub>	6	0.5×7.5	0	33	40 m
		54-10-3	4C-119	CN-61	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%O <sub>2</sub>	6	0.5×7.5	0		
				CN-64	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%NO	6	0.5×7.5	0		
		54-10-3	4C-119	CN-59	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%N <sub>2</sub>	6	0.5×7.5	0		
				CN-62	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%O <sub>2</sub>	6	0.5×7.5	0	35	60 m
		54-10-4	4C-115	CN-65	99.5%CO <sub>2</sub> +0.5%NO	6	0.5×7.5	0		
				CN-53	99%CO <sub>2</sub> +1%NO <sub>2</sub>	6	0.5×7.5	0		
79-3	R3-54-07 (10MW)	54-10-23	4C-120	D-137	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	2	0	0		4 h
				D-151	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	1	0			
		54-10-23	4C-122	D-141	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	6	0.5×7.5	0		
				D-144	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	2	0.5×2.5	0	30	20 m
		54-10-23	4C-122	D-147	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	8	1.0×5.0	0		
				D-143	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	14	1.0×8.0	0	31	40 m
		54-10-24	4C-121	D-148	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	6	0.5×7.5	0		
				D-150	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	2	0.5×2.5	0		
		54-10-24	4C-121	D-142	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	14	1.0×8.0	0		
				D-146	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	10	1.0×7.0	0	30	20 m
54-10-24	4C-121	D-147	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	8	1.0×5.0	0				

表 2.2 つづき

L T F L 照射運転No	J R R - 3 サイクル (炉出力)	年月日	試 料			照 射 条 件				
			カプセルNo	試料No	試料組成	全 圧 (atm)	U - Pd 箔 (cm×cm)	位 置 (cm)	照射温度 (°C)	照射時間
79 - 3	R 3 - 54 - 07 (10MW)	54 - 10 - 24	4C - 123	(CN - 55	CO <sub>2</sub>	1	0.5 × 2.5	0	32	60 m
				{ CN - 56	CO <sub>2</sub>	14	1.0 × 8.0			
			D - 149	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	6	0.5 × 7.5				
				(CN - 54	98%CO <sub>2</sub> + 2%NO <sub>2</sub>	6	0.5 × 7.5			
			4C - 116	D - 152	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	1	0			
				D - 153	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	2	0			

1500 h 程度であろう。

なお、LTF L 運転の全期間を通じて、原子炉へのスクラム信号発信 2 回と低出力運転要請 1 回があった。スクラム信号は 2 回共、カプセルが照射位置にないときに、操作ミスにより電源を切ったために発信されたもので、試料爆発あるいは放射性物質のリークといった汚染、被曝の事故は全期間を通じて、起こさなかった。

### 2.2.3 照射試料

LTF L の運転によって照射された試料の化合物別の箇数は表 2.1 に示した。表中カッコ内は、核燃料入り試料の内数である。照射運転回数（昭和 45 年以降）計 48 回、外カプセル照射数 230 個、試料照射数 503 個（内、核燃料入り 304 個）で、試料の種類としてはエチレン線量計 119 個が大きい。これには、エチレンの反応研究用の試料約 20 個を含んでいる。この他では、プロパン添加炭酸ガス 116 個、二酸化窒素添加炭酸ガス 67 個、アンモニア添加エタン 59 個、無添加炭酸ガス 18 個、亜酸化窒素 15 個などである。

核燃料として使用したのは、93.3% 濃縮ウラン 20% とパラジウムの合金の両面に 0.2  $\mu\text{m}$  の白金被覆をして全厚 2.5  $\mu\text{m}$  とした箔である。この合金箔を幅 2.5 - 11 mm、長さ 5 - 7.5 cm に切り、ステンレス鋼製ワクを用いて試料カプセル中に固定した。試料カプセルに反応ガスを充填して、ニードル弁型の導入口を仮締めした後、導入口を銀ロウで熔封した。試料カプセルを外カプセル中に固定し、外カプセルを熔封、照射を行った。照射後のカプセルは、外カプセルをカッターで切り開き、試料カプセルを取出す。試料カプセルは破裂板の部分に真空容器中で穴をあけ、照射後のガスをテプラーポンプで汲み出し分析した。試料カプセル内の（1 カプセルにつき最大 0.503 mg  $^{235}\text{U}/\text{cm}^2 \times 8 \text{ cm}^2 \sim 4 \text{ mg } ^{235}\text{U}$ ）核燃料は、カプセルごとの使い捨てで廃棄した。従って、LTF L は、照射運転時以外は装置内に核燃料を含まない。

## 2.3 研究成果

LTF L を用いることにより、核分裂片を含む炉内放射線による化学反応を主に合成化学的立場から研究することができた。しかし、本研究の開始時には、世界的に、部分的に参考になる例があるのみで、反応研究自体のほか、装置設計、照射技術、線量測定などについても開発しつつ研究全体の総合的、系統的発展を期した。化学反応を原子炉内で行うことに関連した安全性確保のため、十分な準備と実績の積み重ねにより装置技術の改善を行い、長期間安全確実な実験を行うことができた。

以上について具体的に研究分野毎に説明する。

### 2.3.1 工学的基礎研究

#### (1) 化学反応研究用炉内照射装置の設計、運転

米国などで化学反応用炉内照射装置の例は幾つかあるが、単一の反応系で制限された反応条件でのみ実験可能な装置ばかりである。

これに対し、LTF L は気体反応実験用として汎用的であり、反応物質、反応条件に自由度が



大きい。装置を運転した約10年間に7種類の化学反応系の安全確実な照射実験を行った。

本装置に直接関係して技術的な検討を行った項目としては、炉内照射、低温の条件でのカプセル計測系の健全性の確保、特にストレンゲージの設計と使用条件、カプセルの照射前、中、後の取扱作業の安全、確実、能率化、さらに照射試料1ヶ当りの費用を大幅に低減し作業時間も減少させたこと、などが挙げられる。

## (2) 炉内放射線量測定法の開発

研究開始当時、化学実験の基盤として必要な炉内 ( $n, \gamma$ ) 放射線の線量測定法が確立していなかった。

このため、気体化学線量計を中心として、熱量計法、放射化法等の実験と比較しながら、信頼性ある炉内 ( $n, \gamma$ ) 測定法を開発した。

さらに中性子束の測定、核分裂生成物の放射能測定の実験結果や理論計算と比較しつつ、核分裂片の線量測定法を開発した。すなわち、昭和46年以降は照射運転毎にエチレン線量計カプセル1個を照射し、また、全カプセルにコバルトペレット2個を熱中性子束のモニターとして入れる方法をルーチン化した。このエチレン線量計による測定法は、測定の容易さ、取扱いの便などから優れた測定法となった。

## 2.3.2 気体化学反応の研究

### (1) 炉内放射線 ( $n, \gamma$ ) による反応

核分裂片による実験は、マンパワー、費用、期間を要する上、実験計画の所内安全審査を受ける必要がある。従って、実験すべき反応系、その反応条件はまず $^{60}\text{Co}$   $\gamma$ 線による予備実験の結果などを考慮して、よく選択することが必要となる。この予備実験の対象として、工業的な意義が考えられる次の4系列の反応を実験した。これらは実験当時は研究例が少ないものが多く、それ自体興味ある結果を得た。

- a. 窒素+炭化水素系： $\text{N}_2 + \text{CH}_4, \text{C}_2\text{H}_2, \text{C}_2\text{H}_4, \text{C}_2\text{H}_6$
- b. アンモニア+炭化水素系： $\text{NH}_3 + \text{CH}_4, \text{C}_2\text{H}_2, \text{C}_2\text{H}_4, \text{C}_2\text{H}_6, \text{C}_3\text{H}_6, \text{C}_3\text{H}_8, \text{C}_4\text{H}_6$
- c. 炭酸ガス系： $\text{CO}_2 + \text{C}_3\text{H}_6, \text{C}_3\text{H}_8, \text{NO}_2, \text{SO}_2, \text{Xe}, \text{Kr}, \text{CH}_4$
- d. 液体反応系： $\text{CH}_3\text{OH} + \text{FeCl}_3$

以上の a - c の系のうちの主なものについては、炉内照射 ( $n, \gamma$ ) 実験を行った。

### (2) 核分裂片による反応

線量計も含め、7種類の反応系を核分裂片により照射したが、主に研究を行ったのは、 $\text{N}_2 + \text{C}_2\text{H}_4, \text{NH}_3 + \text{C}_2\text{H}_6, \text{NH}_3 + \text{C}_2\text{H}_4, \text{CO}_2 + \text{C}_3\text{H}_8, \text{CO}_2 + \text{NO}_2$  の5反応系である。各々の反応系でも多くの成果があったが全体としても、次の点が明らかにされた。

- a. 核分裂片の LET 効果は、これまで主に凝縮相で研究されていたが、気相反応でも、圧力効果として認められること。例として、常圧では差がないのに、高圧では ( $n, \gamma$ ) と核分裂片とで G 値が変わるなど。
- b. この気相反応系での LET 効果が、核分裂片のトラック内反応として解析できること。さらに今後の研究について、核エネルギーによる水素製造に関する研究を現在進めているが、

炭酸ガス分解反応が放射線化学反応を利用した水素製造プロセスのための反応として有望であることも明らかになった。

また、今後、装置の進歩に伴い盛んな研究が予想される重イオン照射による化学反応についても、核分裂片による反応は先駆的な位置にある研究対象であると考えられる。

### 2.3.3 発表記録

関連研究も含め、口頭発表を除く研究成果 70 件を次の 4 分野に分けて列挙した。70 件の内訳は、(1)学会誌報文、フルペーパーの会議予稿、レビューが 28 件、(2)JAERI-M, JAERI-memo (公開) が 22 件、(3)特許 4 件、(4)所内資料、(未公開) が 16 件である。

- (1) 炉内照射技術の開発 (装置の設計, 運転)
- (2)           "           (照射技術, 線量測定)
- (3) 炉内化学反応の研究 ( $\gamma$ 線,  $n + \gamma$ 線による反応)
- (4)           "           (核分裂片による反応)

#### (1) 炉内照射技術の開発 (装置の設計, 運転)

- 1) (42年9月) 大島, 山崎, 下沢, 佐藤, 森山, 平田, 石井: 低温化学照射装置の設計計算, 所内資料 (未公開)
- 2) (43年2月) 大島, 山崎, 下沢, 佐藤, 森山, 平田, 石井: 低温化学照射装置の設計計算. I. カプセルの気送力について, 所内資料 (未公開)
- 3) (43年2月) 大島, 山崎, 下沢, 佐藤, 森山, 平田, 石井: 低温化学照射装置の設計計算. II. 圧力損失計算, 所内資料 (未公開)
- 4) (43年2月) 大島, 山崎, 下沢, 佐藤, 森山, 平田, 石井: 低温化学照射装置の設計計算. III. 熱交換器の設計計算, 所内資料 (未公開)
- 5) (43年2月) 大島, 川崎, 下沢, 佐藤, 森山, 平田, 石井: 低温化学照射装置の設計計算. IV. 冬温度における熱収支および温度調節方法, 所内資料 (未公開)
- 6) (43年3月) 大島, 山崎, 下沢, 佐藤, 森山, 平田, 石井: 低温化学照射装置概念設計書, 所内資料 (未公開)
- 7) (43年12月) 団野, 大島, 山崎, 下沢, 佐藤, 森山, 助川: 低温化学照射装置キャスクコンテナ, 所内資料 (未公開)
- 8) (44年2月) 大島, 山崎, 下沢, 森山, 助川: LTF L の炉外試験, 所内資料 (未公開)
- 9) (44年12月) 佐藤: 低温照射ループ, 低温工学 5, 29 (1970)
- 10) (45年1月) 団野, 大島, 山崎, 下沢, 森山, 助川, 池添, 徳永, 平田, 石井: LTF L の炉内試験 I), JAERI-memo 3852 (公開)
- 11) (46年5月) 清瀬, 佐藤, 森山, 平田, 石井, 助川, 岡本, 浜ノ上, 池添, 徳永, 田島, 兼子, 松井, 木村, 山崎, 大島, 団野: Fissiochemistry 研究用流動ループの概念設計, JAERI-M 4446
- 12) (46年11月) 佐藤, 森山, 助川, 団野, 大島, 山崎, 岡本, 浜ノ上, 池添, 徳永: 低温化学照射装置 (LTF L) の運転報告. I. 昭和44年度運転 (特性試験), JAERI-M 4630

- 13) (47年 7月) 佐藤, 森山, 助川, 池添, 小林, 岡本, 浜ノ上, 徳永, 山崎, 大島, 団野  
: 低温化学照射装置 (LTFL) の運転報告. II. 昭和45年度運転, JAERI-M 4920
- 14) (48年 2月) 佐藤: 液体金属照射ループ, 所内資料(未公開)
- 15) (48年 6月) 佐藤, 森山, 池添, 石井, 平田, 山崎, 大島, 団野: Design and  
Operational Features of the Low Temperature Fission Chemical Loop,  
J. Nucl. Sci. Technol. **10** (6), 379 (1973)
- 16) (48年 8月) 佐藤, 森山, 池添, 清水, 小林, 岡本, 浜ノ上, 徳永, 山崎, 団野: 低温  
化学照射装置 (LTFL) の運転報告. III. 昭和46年度運転, JAERI-M 5306
- 17) (48年10月) 佐藤, 森山, 小林, 池添, 清水, 山崎, 団野: 低温化学照射装置 (LTFL)  
の運転報告, IV. 昭和47年度運転, JAERI-M 5421
- 18) (50年 3月) 佐藤, 小林, 池添, 清水, 中島: 低温化学照射装置 (LTFL) の運転報  
告. V. 昭和48・49年度運転, JAERI-M 6107
- 19) (50年11月) 森山, 助川, 徳永, 池添, 佐藤, 団野: 低温化学照射装置 (LTFL) の液  
体窒素供給系, JAERI-M 6301
- 20) (51年 4月) 小林, 佐藤, 池添, 清水, 中島: 低温化学照射装置 (LTFL) の運転報  
告. VI. 昭和50年度運転, JAERI-M 6507
- 21) (52年 8月) 小林, 佐藤, 池添, 清水, 中島: 低温化学照射装置 (LTFL) の運転報  
告. VII. 昭和51年度運転, JAERI-M 7246
- 22) (42年) 山崎, 平田, 石井, 大島, 下沢, 佐藤, 森山: 原子炉内照射物の冷却方法, 特  
願昭42-47405, 日本特許 955915 (54.5.31 登録)
- (2) 炉内照射技術の開発(照射技術, 線量測定)
- 23) (43年 7月) 佐方, 稲田, 道家, 森山, 加藤: Calorimetric Determination of  
Absorbed Dose Rate of Epoxy Resin in JRR-4. SJC-A-70-4 (東大核研  
レポート)
- 24) (46年 7月) 池添, 佐藤, 団野: Chemical Dosimeters for Mixed Radiations  
in a Nuclear Reactor, J. Nucl. Sci. Technol. **8** (7), 394 (1971)
- 25) (47年 2月) 佐藤, 森山, 池添, 清水, 小林, 山崎, 団野: 核分裂片のエネルギー損失  
と化学反応系中の核分裂片線量率, JAERI-M 4717
- 26) (47年 6月) 岡本, 徳永, 浜ノ上, 助川, 佐藤, 森山, 池添, 小林, 団野: LTFL 内  
のガンマ線量および熱中性子束の測定, JAERI-M 4867
- 27) (47年 6月) 森山, 李, 佐藤, 池添, 岡本, 浜ノ上, 徳永, 清水, 小林, 団野: U-Pd  
合金箔から化学反応系へ放出された核分裂生成物の挙動, JAERI-M 4878
- 28) (48年 9月) 佐藤, 森山, 池添, 団野: Measurement of Fission Fragment  
Deposition Efficiency by Ethylene Dosimeter, J. Nucl. Sci. Technol.  
**10** (9), 577 (1973)
- 29) (48年10月) 佐藤, 亀頭, 田辺, 貴家, 団野, 品川, 田村, 内藤: High Sensitivity  
Dosimetry by  $^{14}\text{CO}_2$ , Chem. Lett. (9), 1015 (1973)
- 30) (49年 4月) 森山, 池添, 団野: Measurement of Absorbed Dose and Flux in

- a Reactor by Chemical Dosimetry. J. Nucl. Sci. Technol. **11** (4), 141 (1974)
- 31) (51年7月) 森山, 佐藤, 池添, 李, 団野: Behavior of Fission Fragments Released into Chemical Reactant from U-Pd Alloy Foil. J. Nucl. Sci. Technol. **13** (7), 365 (1976).
- 32) (54年12月) 池添, 佐藤: Chemical Dosimeters for Mixed Radiations in the Nuclear Reactor. KEK レポート (Symposium Proc.) KEK80-1 p.40.
- 33) (42年) 大島, 山崎, 平田, 石井, 下沢, 佐藤, 森山: 原子炉内照射用計測系付気送カプセル, 特願昭 42-26396. 日本特許 764982 (50.4.14 登録)  
Fr. Pat. 1567325 (44.4.8), Br. Pat. 1171415 (45.3.17)
- (3) 炉内化学反応の研究 ( $\gamma$ ,  $n + \gamma$  線による反応)
- 34) (43年3月) 池添, 佐藤, 下沢, 大島: 炉内放射による化学反応. I. メタノール, 窒素-炭化水素系, 所内資料 (未公開)
- 35) (43年3月) 徳永, 佐藤, 下沢, 大島: 炉内放射線による化学反応. II. アンモニア, 窒素-炭化水素系. 所内資料 (未公開)
- 36) (44年4月) 池添, 徳永, 森山, 下沢, 田村, 大島: 炉内放射線による化学反応. III. 窒素-エチレン系. 所内資料 (未公開)
- 37) (44年11月) 池添, 徳永, 助川, 佐藤, 団野, 橋本: 炉内放射線による化学反応. IV. 亜酸化窒素線量計. JAERI-memo 3780 (公開)
- 38) (45年3月) 団野, 池添, 徳永, 森山: 化学原子炉に関する研究. 所内資料 (未公開)
- 39) (46年6月) 徳永, 浜ノ上, 岡本, 団野, 佐藤, 森山, 池添, 小林: 不飽和炭化水素-アンモニア混合系の放射線分解. I. エチレン-アンモニア混合系におけるアミンの生成  
JAERI-M 4487
- 40) (46年9月) 浜ノ上, 岡本, 徳永, 団野, 佐藤, 森山, 池添, 小林: アンモニア-炭化水素混合系の放射線分解. II. アンモニア-オレフィン (エチレン, プロピレン, ブタジエン) 混合系における水素の生成. JAERI-M 4573
- 41) (47年4月) 徳永, 浜ノ上, 岡本, 団野: The Radiolysis of Mixtures of Hydrocarbons and Ammonia. I. Formation of Ethylamine from a Mixture of Ethylene and Ammonia. Bull. Chem. Soc. Japan. **45**(4), 1050 (1972).
- 42) (47年5月) 浜ノ上, 岡本, 徳永, 団野: The Radiolysis of Mixtures of Hydrocarbons and Ammonia. II. Formation of Hydrogen from Mixtures of Ammonia and Olefins (Ethylene, Propylene and Butadiene). Bull. Chem. Soc. Japan **45** (5) 1306 (1972)
- 43) (47年12月) 佐藤: 有機窒素化合物の放射線化学的合成, 所内資料
- 44) (48年4月) 池添, 佐藤, 団野: Radiation Synthesis of Hydrogen Cyanide from Nitrogen-Ethylene System. Effect of Temperature, Gas Density and Reactor Wall. Bull. Chem. Soc. Japan. **46** (4), 1154 (1973)

- 45) (48年12月)池添, 佐藤, 清水, 森山, 小林: 炭酸ガスの放射線分解, キセノン, プロパン, プロピレン添加効果, JAERI-M 5498
- 46) (49年2月)清水, 池添, 佐藤, 森山, 小林: エタン-アンモニア混合系の Co-60 $\gamma$ 線照射反応, JAERI-M 5562
- 47) (49年6月)池添, 佐藤, 大島: Radiation Synthesis of Methylal from Methanol Solution of Ferric Chloride. Bull. Chem. Soc. Japan **47** (6) 1577 (1974).
- 48) (49年8月)池添, 佐藤: 炭化水素を用いた放射線合成, 石油学会誌 **17** (8), 635 (1974).
- 49) (50年3月)清水, 池添, 佐藤: Radiation Synthesis of Ethylamine from Ethane-Ammonia System. Effect of Nitric Oxide Addition. Bull. Chem. Soc. Japan **48** (3), 1003 (1975).
- 50) (50年7月)佐藤, 池添, 武久, 上田: Closed-Cycle Hydrogen Production via CO<sub>2</sub> Decomposition. T. N. Veziroglu, T. Ohta, eds, Proc. US-Japan Joint Seminar on Key Technologies for the Hydrogen Energy Systems. Yokohama Nat'l Univ., p. 55 (1975).
- 51) (52年11月) 研究部・水素製造G: 核エネルギーによる水素製造に関する研究(中間報告), 所内資料
- 52) (53年1月)池添, 佐藤: Radiation Chemical Reactions in Carbon Dioxide-Propane System. II Reoxidation of Carbon Monoxide at Low Propane Concentration. Bull. Chem. Soc. Jpn. **51** (1), 33 (1978).
- 53) (53年4月)池添, 佐藤: Radiation Chemical Reactions in Carbon Dioxide-Propane System. III. Formation of Oxygen Containing Products. Bull. Chem. Soc. Jpn. **51** (4), 1016 (1978).
- 54) (53年4月)池添, 佐藤: 水素エネルギーと放射線プロセス, 原子力工業 **24** (4), 26 (1978).
- 55) (53年10月)池添, 佐藤: 低分子放射線化学反応におけるエネルギー変換効率, 所内資料
- 56) (42年)池添, 佐藤, 田村, 大島: 放射線によってメチルアルコールからメチラールを合成する方法. 特願昭42-14127, 日本特許 615925 (46. 1. 21)
- (4) 炉内化学反応の研究(核分裂片による反応)
- 57) (50年11月)池添, 佐藤: The Radiation Synthesis of Hydrogen Cyanide from the Nitrogen-Ethylene System. The Effect of Fission Fragment Irradiation. Bull. Chem. Soc. Japan **48** (11), 3111 (1975).
- 58) (51年2月)清水, 池添, 佐藤, 小林, 中島: 核分裂片照射によるエタン-アンモニア混合系の放射線分解, JAERI-M 6406
- 59) (51年9月)池添, 佐藤: The Radiation Chemical Reactions in the Carbon Dioxide-Propane System. Formation of Carbon Monoxide by Fission

- Fragments. *J. Nucl. Sci. Technol.* **13** (9), 503 (1976).
- 60) (51年12月) 清水, 池添, 佐藤: Fission Fragment Radiolysis in Ethane-Ammonia System. *J. Nucl. Sci. Technol.* **13** (12), 738 (1976).
- 61) (53年4月) 佐藤: 核分裂片による気相放射線化学反応, *化学と工業* **31**(4), 99 (1978)  
トピックス
- 62) (54年10月) 佐藤, 池添, 清水, 中島: Thermochemical and Radiation Chemical Hydrogen Production. JAERI-M 8490.
- 63) (55年6月) 池添, 佐藤, 清水, 中島: Potentiality of Carbon Dioxide Radiolysis for Hydrogen Production. Proc. 3rd. World Hydrogen Energy Conf. vol. 2. p. 693 (Pergamon Press)
- 64) (54年3月) 池添: 核分裂片による気相での化学反応に関する研究, 学位論文(東京大学)
- 65) (56年2月) 池添, 佐藤, 清水: Fission Fragment Tracks in Gases of 6-10 atm. *Rad. Phys. Chem.* **17**, 63 (1981).
- 66) (56年2月) 池添, 佐藤, 清水, 松岡: Effect of Water on the Radiolysis of Carbon Dioxide. *Rad. Phys. Chem.* **17**, 69 (1981).
- 67) (56年2月) 池添, 佐藤, 清水: Fission Fragment Radiolysis of Carbon Dioxide. *Can. J. Chem.* **59**, 532 (1981).
- 68) 佐藤, 池添, 清水: Radiation Synthesis by Reactor Radiations Containing Fission Fragments. *Rad. Phys. Chem.* **18**, 741 (1981).
- 69) (50年) 池添, 清水, 佐藤, 小林, 中島: 添加物を用いた炭酸ガス高収率放射線分解法, 特願昭50-26395. 特開昭51-100990 (51.9.6公開)
- 70) Potential of Carbon Dioxide Radiolysis for Hydrogen Production. *Intern. J. Hydrogen Energy.* **7**, 539 (1982).

### 3. L T F L 撤去の理由

L T F L の建設は、化学用原子炉の実現を最終目標とする原子炉の化学利用開発の第 1 段階として昭和 30 年代後半に計画された。この計画は、放射線化学工業の一方向として、大線量線源による照射コスト低下と、放射線化学反応による特異な生成物を狙い、具体的には、原子炉を線源とし、L E T 効果の大きな核分裂片による特異反応を期待していた。しかし、当時は、原子炉放射線による化学反応研究は、特に合成反応を考えたものが少く、また、核分裂片を用いた反応研究は、極く一部で行われていたに過ぎなかった。このため、L T F L は核分裂片を含む原子炉内照射装置として計画された。

L T F L の 54 年 10 月までの運転により、本装置で研究を行う目的とした窒素またはアンモニアと炭化水素からの含窒素有機化合物の合成や、エネルギー変換効率の高い特異反応とみられる炭酸ガス分解反応を中心とする反応実験をすべて終えることができた。研究の成果は前節に示した如く学会誌等に発表された。また、この間、化学反応物質の炉内照射装置の設計、製作、運転に関する工学的な成果も充分得ることができた。約 50 回の運転で約 500 個の試料を無事照射できたことは、その成果の一つである。

装置的にみると、L T F L は 41 年に設計製作開始、44 年 3 月に炉内試験終了後、約 10 年間の運転期間を経て 54 年 10 月に最終運転を行った。この時期には、交換部品の入手困難、冷却水（炉過水）管路のスケールによる抵抗増大、温度計や圧力計の一部にノイズを発生しやすいものが出るなど、運転維持に相当の努力を要するようになった。研究テーマとしても、L T F L を用いる実験のウェイトが減少した。このため、上記のように装置建設所期の目的を達したことも考慮して、撤去することになった。副次的には、55 年初めの時期において、炉室内の L T F L 設置位置において、56 年度に JRR-3 新炉心のモックアップテストの計画が進められたことも一因である。

## 4. 撤去作業の計画

### 4.1 撤去方針等

#### 4.1.1 撤去方針

- (1) 撤去作業における安全性を確保するほか、撤去に伴って発生する廃棄物の処分を適正に行う。
- (2) 撤去後は、JRR-3 水平実験孔 H-2 孔及びその周辺部を設置前の状態に復旧する。

#### 4.1.2 撤去条件

- (1) 撤去後、H-2 孔専用遮蔽プラグを H-2 孔に挿入すること。
- (2) 炉内部は、廃棄専用のコフィンに収納すること。
- (3) 放射性汚染の考えられる物品は、放射性汚染処理第 1 課及び放射性汚染処理第 2 課の指示を受けて廃棄物処理場に保管廃棄すること。

### 4.2 撤去工事の方法

#### 4.2.1 撤去工事の方法

撤去工事は先づ炉外部装置を撤去し、次に炉内部を撤去する。炉外部装置の撤去工事は、放射性汚染の考えられる物品に係る撤去と放射性汚染の考えられない物品に係る撤去に分けることができる。放射性汚染拡大防止のため可能なかぎり両撤去を分けて行うことにする。作業の順序は、放射性汚染の考えられない物品の撤去を行ったのち、放射性汚染の考えられる物品の撤去を行う。工事によって発生する放射性廃棄物は、廃棄用ドラム缶等に収納し、また、炉内部は廃棄専用のコフィンに収納後、廃棄物処理場に運搬して保管廃棄する。

炉内部引き抜き後、直ちに H-2 孔専用遮蔽プラグを挿入し原子炉の安全運転に支障のないようにする。

#### 4.2.2 撤去工事の順序

工事の順序は、次に示す撤去手順により行う。

- (1) 炉外部の撤去
  - ① 電源系統をすべて切断しコード類をはずす。
  - ② 計測制御装置、液体窒素系（熱交換器部を除く。）真空断熱部（排気セットⅡを除く。）等の放射性汚染の考えられない部分を解体する。
    - イ 真空ポンプ油、冷却水など液体廃棄物を抜きとる。
    - ロ 構成機器の接続部（配管、配線）を切断し、機器類を分離、解体する。
    - ハ 機器の汚染検査をし、放射性汚染のないことを確認して管財課へ搬出する。



- ③ 主冷却系，試料送入取出部，遮蔽体 1, 2, 3 など，汚染の考えられる物品を順次解体する。
- イ ヘリウム圧送機オイル，真空ポンプオイル等の液体廃棄物を抜きとる。
  - ロ 構成機器の接続部（配線・配管）を切断する。配管切断口は，必要に応じて盲フランジ，ゴム栓等でシールし，汚染拡大を防止する。
  - ハ 機器の汚染検査を実施した後，廃棄用ドラム缶等に収納して廃棄物処理場へ搬出する。
- ④ 試料照射部と炉外部を切断する。
- イ 試料照射部を 120 mm 引出し，パイプカッターで切断する。
  - ロ 切断された試料照射部（内側）は，照射プラグに押し込み，その上に鉛棒（～ 100 mm 厚）を放射線遮蔽のために押し込む。
  - ハ 切断された炉外部（試料取扱系との接続部）は，廃棄用ドラム缶等に収納し，廃棄物処理場へ搬出する。

## (2) 炉内部の撤去

照射プラグ，試料照射部は一体のまま炉内部廃棄専用コフィン（以下「コフィン」と云う。）に収納する。（図 4.1，4.2 参照）

- ① 照射プラグに引抜き用ワイヤーを 2 本固定する。
- ② コフィン架台を炉室床面に固定し，その上にコフィンを固定する。この時，H-2 孔とコフィン内管部とが真直ぐに接続するように中心を合わせ炉壁面に対する垂直性に注意して行う。
- ③ ワイヤーロープを外側から引張り，照射プラグ，試料照射部をそのままコフィン中へ引入れる。
- ④ 前後に蓋をし，核燃料物質等の工場又は，事業所内の運搬に関する措置等に係る技術的細目等を定める件（科学技術庁告示第 10 号）に定める表面線量率（200 mR/h 以下）及び 1 m 離れた点での線量率（10 mR/h 以下）を検査し，廃棄物処理場へ運搬し保管廃棄する。

## (3) 復旧工事

- ① H-2 孔専用遮蔽プラグを H-2 孔に挿入する。
- ② 床及び壁を元どおりに復旧する。
- ③ 跡かたづけ，管理を行う。

### 4.2.3 工事上の注意事項

撤去作業にあたっては，次の注意事項を厳守し，作業者の被曝と作業環境の汚染を防止するよう十分注意し作業を進める。

- ① 作業者は必ずフィルムバッジ，フィルムリング，ポケット線量計等作業に応じた個人被曝線量測定器を着用する。
- ② 作業者は，特殊作業衣（つなぎ服）を着用し，必要に応じてゴム手袋マスク等を着用する。
- ③ 汚染の拡大を防止するため配管の切断，取外しには，下側をビニールシートで受ける等の措置を施し，必要に応じて局所排気を行う。
- ④ 炉内部の引出し時は，サーベイメーターで放射線線量率を測定する。
- ⑤ 作業後は必ずサーベイメーター等で汚染の有無を確認する。

#### 4.2.4 撤去装置一覧および処分の方法

放射性汚染の考えられない物品（一般廃棄物）の処分方法を表 4.1 に，放射性汚染の考えられる物品（放射性廃棄物）の処分方法を表 4.2 に示す。

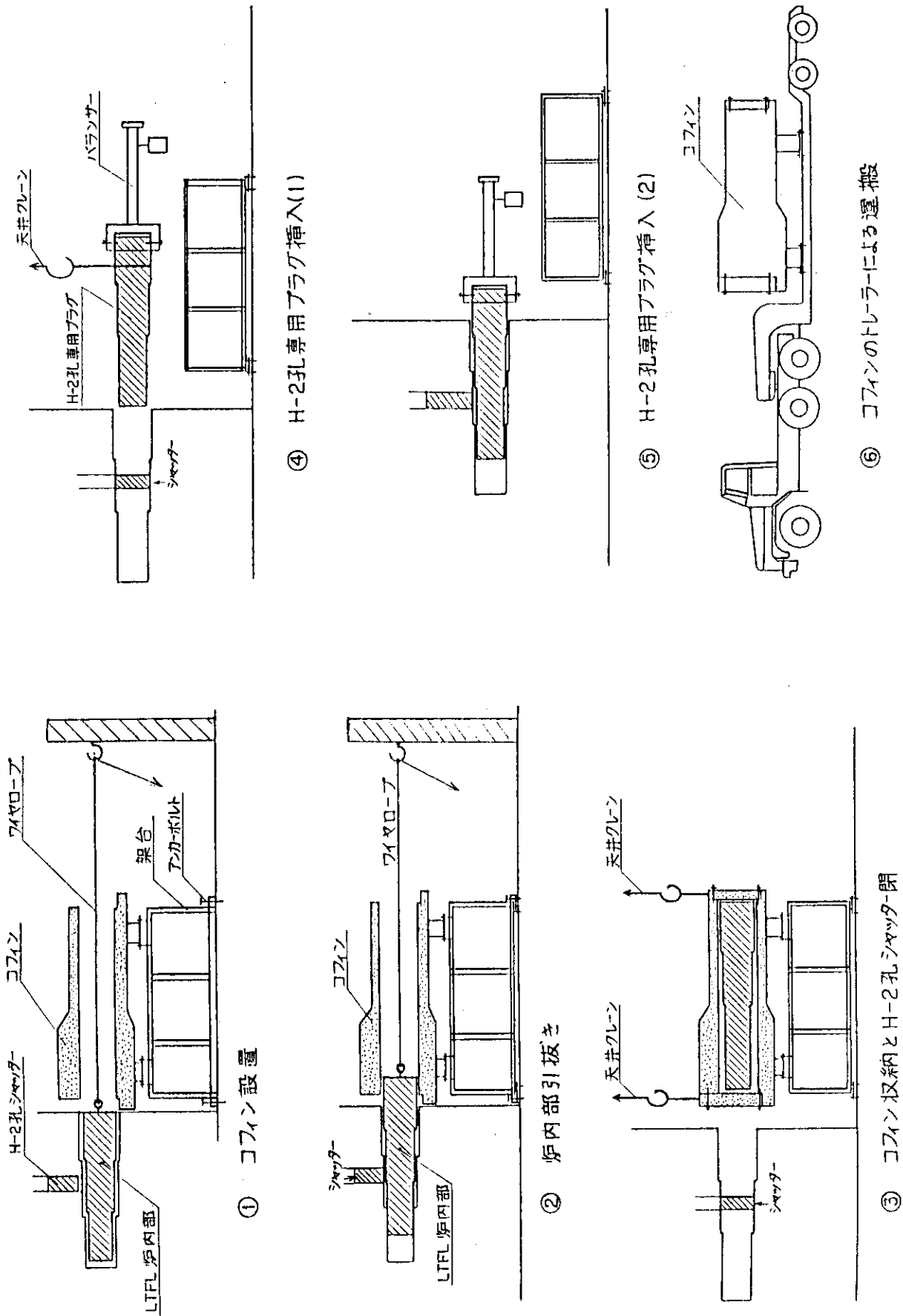


図 4.2 炉内部撤去作業(II)

図 4.1 炉内部撤去作業(I)

表 4.1 放射性汚染の考えられない物品（一般廃棄物）の処分方法

No.	機器名	サイズ又は重量	材質	処分の方法	搬出先
1	圧送機防音壁	1580×1960×2630 110 <sup>D</sup>	木材	廃棄	管財課
2	架台 1	100 <sup>W</sup> ×100 <sup>H</sup> ×10 <sup>D</sup> ×19.6 <sup>L</sup> m	L字鋼	"	"
3	" 2	520 <sup>W</sup> ×10 <sup>D</sup> ×14 <sup>L</sup> m	板鋼	"	"
4	チャンネル 1	150 <sup>W</sup> ×75 <sup>H</sup> ×10 <sup>D</sup> ×23.5 <sup>L</sup> m	SS	"	"
5	" 2	250 <sup>W</sup> ×260 <sup>H</sup> ×12.6 <sup>L</sup> m	"	"	"
6	レール	50 <sup>W</sup> ×50 <sup>H</sup> ×32 <sup>L</sup> m	L字鋼	"	"
7	H鋼	30 <sup>W</sup> ×75 <sup>H</sup> ×8 <sup>D</sup> ×7 <sup>L</sup> m	SS	"	"
8	板鋼 1	150 <sup>W</sup> ×800 <sup>L</sup> ×10 <sup>D</sup> 16枚	"	"	"
9	" 2	200 <sup>W</sup> ×200 <sup>L</sup> ×10 <sup>D</sup> 32枚	"	"	"
10	" 3	150 <sup>W</sup> ×10 <sup>D</sup> ×14 <sup>L</sup> m	"	"	"
11	" 4	100 <sup>W</sup> ×4 <sup>D</sup> ×70 <sup>L</sup> 20枚	"	"	"
12	側面遮蔽 1	120 <sup>W</sup> ×600 <sup>H</sup> ×6.8 <sup>L</sup> m 0.5 m <sup>3</sup>	パラフィン	"	"
13	" 2	50 <sup>W</sup> ×600 <sup>H</sup> ×6.8 <sup>L</sup> m 0.2 m <sup>3</sup>	鉛	"	"
14	キャスクコンテナ	960 <sup>φ</sup> ×1065 <sup>H</sup> , 4,800kg	鉛	"	"
15	キャスクコンテナ 台車	1800 <sup>W</sup> ×1000 <sup>L</sup> ×675 <sup>H</sup> , 700kg	SS	"	"
16	測温測圧用駆動 装置	500 <sup>W</sup> ×500 <sup>L</sup> ×1000 <sup>H</sup> , 100 kg	SUS	"	"
17	蓋駆動装置	300 <sup>W</sup> ×300 <sup>L</sup> ×1000 <sup>H</sup> , 100kg	鉛	"	"
18	Heガス圧送機 モーター	300 <sup>φ</sup> ×500 <sup>L</sup>	SS	"	"
19	プーリー 1	500 <sup>φ</sup> ×195 <sup>L</sup>	"	"	"
20	" 2	300 <sup>φ</sup> ×195 <sup>L</sup>	"	"	"
21*	台座	930 <sup>W</sup> ×1300 <sup>L</sup> ×32 <sup>H</sup>	コンクリート	"	"
22*	二次冷却水系配 管	25 <sup>φ</sup> ×約200 m	SS	"	"
23	計測制御盤	3200 <sup>L</sup> ×1300 <sup>W</sup> ×2200 <sup>H</sup>	"	"	"

表 4.1 つづき

No	機器名	サイズ又は重量	材質	処分の方法	搬出先
24	補助計器盤	1200 <sup>L</sup> ×600 <sup>W</sup> ×2200 <sup>H</sup>	SS	廃棄	管財課
25	ソレノイド盤	1200 <sup>L</sup> ×700 <sup>W</sup> ×1980 <sup>H</sup>	"	"	"
26	キャスク・コンテナ制御盤	500 <sup>L</sup> ×300 <sup>W</sup> ×700 <sup>H</sup>	"	"	"
27	液体窒素補助タンク	1100 <sup>φ</sup> ×2500 <sup>H</sup> , 1,500 kg	SUS	"	"
28	主冷却タンク	900 <sup>φ</sup> ×2,200 <sup>H</sup> , 1,300 kg	"	"	"
29	N <sub>2</sub> 系配管	77 <sup>φ</sup> ×13 m断熱2重管	"	"	"
30*	アフタークーラー	350 <sup>φ</sup> ×1,600 <sup>H</sup> , フランジ付	"	"	"
31	中圧ヘリウムガスタンク	700 <sup>φ</sup> ×2,150 <sup>H</sup>	"	"	"
32*	消音器	350 <sup>φ</sup> ×1,550 <sup>H</sup> , 外側50 mm	"	"	"
33	熱交換器タンク	600 <sup>φ</sup> ×2,500 <sup>H</sup> , フランジ付400 kg	"	"	"
34	エバキューエイトタンク	1,050 <sup>φ</sup> ×2,600 <sup>H</sup> , 500 kg	"	"	"
35*	排気セット I	1,400 <sup>W</sup> ×700 <sup>L</sup> ×1,100 <sup>H</sup>	SS	"	"
36	遮蔽体 4	640 <sup>W</sup> ×800 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> , 3,300 kg	SS, 鉛, パラフィン	"	"
37	" 5	530 <sup>W</sup> ×600 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> , 2,700 kg	"	"	"
38	" 6	530 <sup>W</sup> ×600 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> , 2,700 kg	"	"	"
39	" 7	530 <sup>W</sup> ×550 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> , 2,500 kg	"	"	"
40	" 8	530 <sup>W</sup> ×550 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> , 2,500 kg	"	"	"
41	" 9	530 <sup>W</sup> ×1,180 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> , 2,100 kg	"	"	"
42	" 10	530 <sup>W</sup> ×1,180 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> , 2,100 kg	"	"	"
43	" 12	270 <sup>W</sup> ×1,290 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> , 2,200 kg	"	"	"
44	" 13	900 <sup>W</sup> ×1,290 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> , 2,700 kg	"	"	"
45	" 14	270 <sup>W</sup> ×1,290 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> , 2,200 kg	"	"	"
46	N <sub>2</sub> ガス排気セット (排気セットⅢ)	500 <sup>W</sup> ×750 <sup>L</sup> ×800 <sup>H</sup>	SS	"	"
47*	前部遮蔽排気セット (排気セットⅣ)	750 <sup>W</sup> ×550 <sup>L</sup> ×830 <sup>H</sup>	"	"	"

\* : 実際は汚染検査不能のため、放射性廃棄物として保管廃棄した。

表 4.2 放射性汚染の考えられる物品の処分方法

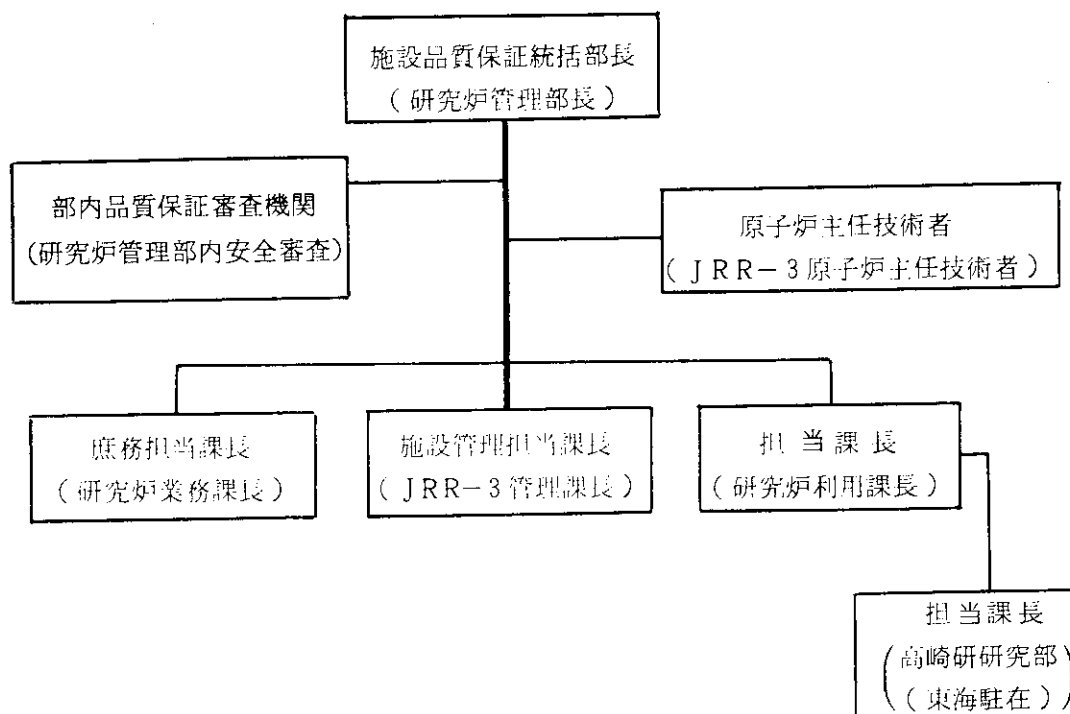
No.	機器名	サイズ又は重量	材質	処分の方法	搬出先
1	He ガス圧送機 ポンプ	650 <sup>W</sup> ×700 <sup>L</sup> ×1.400 <sup>H</sup>	SS	保管廃棄	廃棄物処理場
2	低圧 He ガスタ ンク	900 <sup>φ</sup> ×2.150 <sup>H</sup> フランジ付 300 kg	SUS	"	"
3	加 熱 器	200 <sup>φ</sup> ×900 <sup>H</sup>	"	"	"
4	大 型 弁 1	350 <sup>φ</sup> ×1.290 <sup>H</sup> 9個	SS	"	"
5	" 2	200 <sup>φ</sup> ×300 <sup>H</sup> 約15個	"	"	"
6	小 型 弁	約 250 個	"	"	"
7	排気セット II	1,400 <sup>W</sup> ×700 <sup>L</sup> ×1,100 <sup>H</sup>	"	"	"
8	He 系配管 1	34 <sup>φ</sup> ×29 m	"	"	"
9	" 2	50 <sup>φ</sup> ×10 m	"	"	"
10	" 3	60 <sup>φ</sup> ×4.5 m	"	"	"
11	" 4	77 <sup>φ</sup> ×34 m	"	"	"
12	" 5	89 <sup>φ</sup> ×110 m	"	"	"
13	" 6	150 <sup>φ</sup> ×5.2 m	"	"	"
14	" 7	26 <sup>φ</sup> ×50 m	"	"	"
15	" 8	38 <sup>φ</sup> ×11.5 m	"	"	"
16	" 9	50 <sup>φ</sup> ×13 m	"	"	"
17	カプセル送入取 出部	1,500 <sup>L</sup> ×500 <sup>W</sup> ×2,300 <sup>H</sup>	SUS	"	"
18	カプセル落下装 置	600 <sup>L</sup> ×500 <sup>W</sup> ×500 <sup>H</sup>	"	"	"
19	カプセル落下検 出部	500 <sup>L</sup> ×200 <sup>W</sup> ×400 <sup>H</sup>	"	"	"
20	遮 蔽 体 1	1,654 <sup>W</sup> ×400 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> , 2,500 kg	SS, 鉛, パラフィン	"	"
21	" 2	1,654 <sup>W</sup> ×950 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> , 8,000 kg	"	"	"
22	" 3	640 <sup>W</sup> ×800 <sup>L</sup> ×1,372 <sup>H</sup> 3,300 kg	"	"	"
23	" 11	200 <sup>φ</sup> ×2,000 <sup>L</sup> (円筒)	"	"	"
24	前 部 遮 蔽	600 <sup>L</sup> ×600 <sup>W</sup> ×1,592 <sup>H</sup>	鉛,パラフィン	"	"
25	炉 内 部 (照射プラグ 試料照射部)	430 <sup>φ</sup> ×2,815 1,100 kg	重コン, 鉛	"	"

### 4.3 品質保証計画

LTFL 撤去に係わる品質保証計画は、日本原子力研究所の定める品質保証管理規程（以下「規程」と呼ぶ）及び規程第16条に基づく品質保証基本計画にのっとり、実施する。

今回の LTFL 撤去に係わる品質保証活動の対象施設は JRR-3 である。なお LTFL の撤去工事については、高崎研研究部（東海駐在）が担当する。規程に述べる組織図との関係を下表に示す。

表 4.3 品質保証計画に関する組織図



#### 4.4 撤去に伴う検査

撤去作業終了後、表 4.4 に示す検査を行う。

表 4.4 L T F L 撤去に伴う検査

検査項目	検査内容	検査方法	判定基準
放射線漏洩検査	最大熱出力(10MW)運転時におけるH-2孔の放射線漏洩量の検査	サーベイ・メーターによる測定	周辺部の実験孔に比べて著しく漏洩のないこと。 (表面10mR/hr以下)
炉体外観検査	炉体・床面が設置以前の状態に復元していることの確認	目視による。	炉体・床面が設置以前の状態に復元していること。
保管廃棄物の外観検査	解体部品の搬出先、保管状況の確認	目視による。	所定の廃棄物処理施設に保管廃棄されていること。

#### 4.5 炉内部誘導放射能の推定

JRR-3 水平実験孔 H-2 孔に設置している炉内部は、設置以来 JRR-3 の運転によって約 13 年間炉内の中性子照射を受け放射化されている。放射化された炉内部の誘導放射能を推定した。

##### 4.5.1 炉内部誘導放射能計算のための仮定

炉内部の誘導放射能は、中性子照射量に依存する。実験孔内の中性子束分布(図 4.3 参照)は、一様ではないので、炉内部を 10 cm 長さのセクションに分割し、各セクション毎の誘導放射能の推定を行う。このときセクション内の中性子束分布は一様と仮定した。誘導放射能の推定にあたっては、炉内部構成材料のうち SUS 304 について考慮すれば十分である。

各セクション毎の組成元素別重量を表 4.5 に示す。中性子照射履歴は、JRR-3 運転履歴による。実際の運転形態は、2 週間運転、1 週間停止を 1 サイクルとした年間 10~13 サイクルの運転を原則としているが、計算を簡単化するため年度の前半は、停止し年度の後半に 10 MW 出力で連続運転を行うと仮定した。(図 4.4 参照)この仮定は半減期が 27.7 日の  $^{51}\text{Cr}$  に対し特に過大評価(安全側の仮定)となる。最終運転停止時から 1 ヶ月後の誘導放射能を求めた。ただし、SUS 304 の組成は、68.9% Fe, 9% Ni, 19% Cr, 0.3% Co, 0.08% C, 1.0% Si, 2.0% Mn とした。



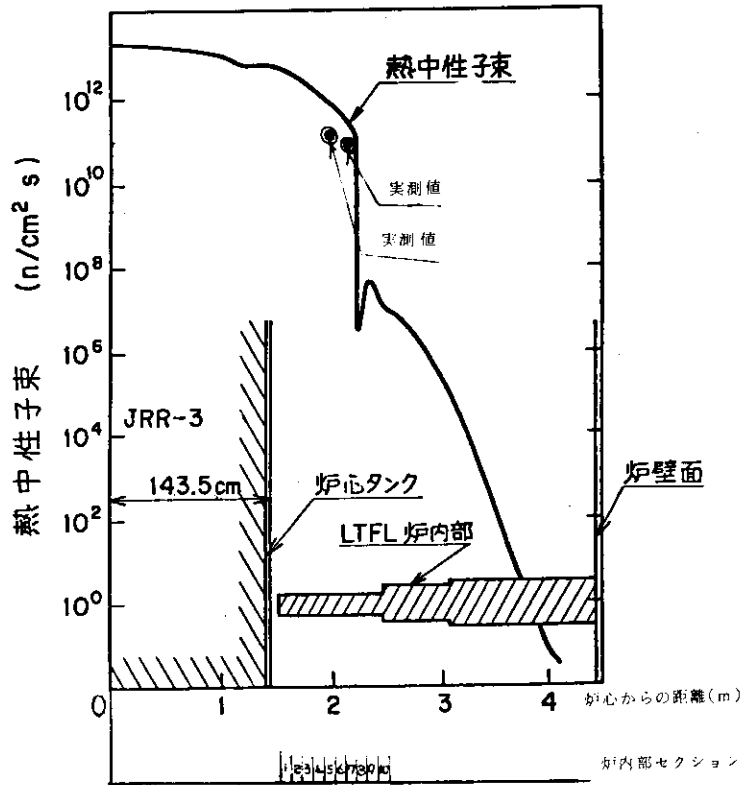


図 4.3 JRR-3 の熱中性子束 (計算値) と LTFL 炉内部の位置関係

4.5.2 誘導放射能の計算

熱中性子による誘導放射能は  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{60}\text{Co}$  の核種について、中心軸に垂直に 10 cm 毎に区切ったセクション別に計算し、総計を炉内誘導放射能とする。なお、高速中性子による誘導放射能は、熱中性子によるそれに比較して小さく無視できる。

セクション別、核種毎に、次式を用いて計算する。

$$A_i = \sum_j \sum_k \frac{N_j \sigma_{\text{act}} \phi_j}{3.7 \times 10^{10}} (1 - e^{-\lambda t_{1k}}) e^{-\lambda t_{2k}}$$

ただし

- $A_i$  : ある核種  $i$  の放射能 (Ci)
- $N_j$  : セクション  $j$  における親核種の原子数 (ケ)
- $\sigma_{\text{act}}$  : 親核種の放射化断面積 (barn)
- $\phi$  : セクション  $j$  における熱中性子束 ( $\text{n} / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ )
- $\lambda$  : 生成核種の崩壊定数 ( $\text{hr}^{-1}$ )
- $t_{1k}$  : ある年度  $k$  における照射時間 (hr)
- $t_{2k}$  : ある年度  $k$  の照射終了から作業開始時までの冷却期間 (hr)

なお、計算に用いた定数を表 4.6 に示す。

4.5.3 計算結果

計算結果を表 4.7 に示す。

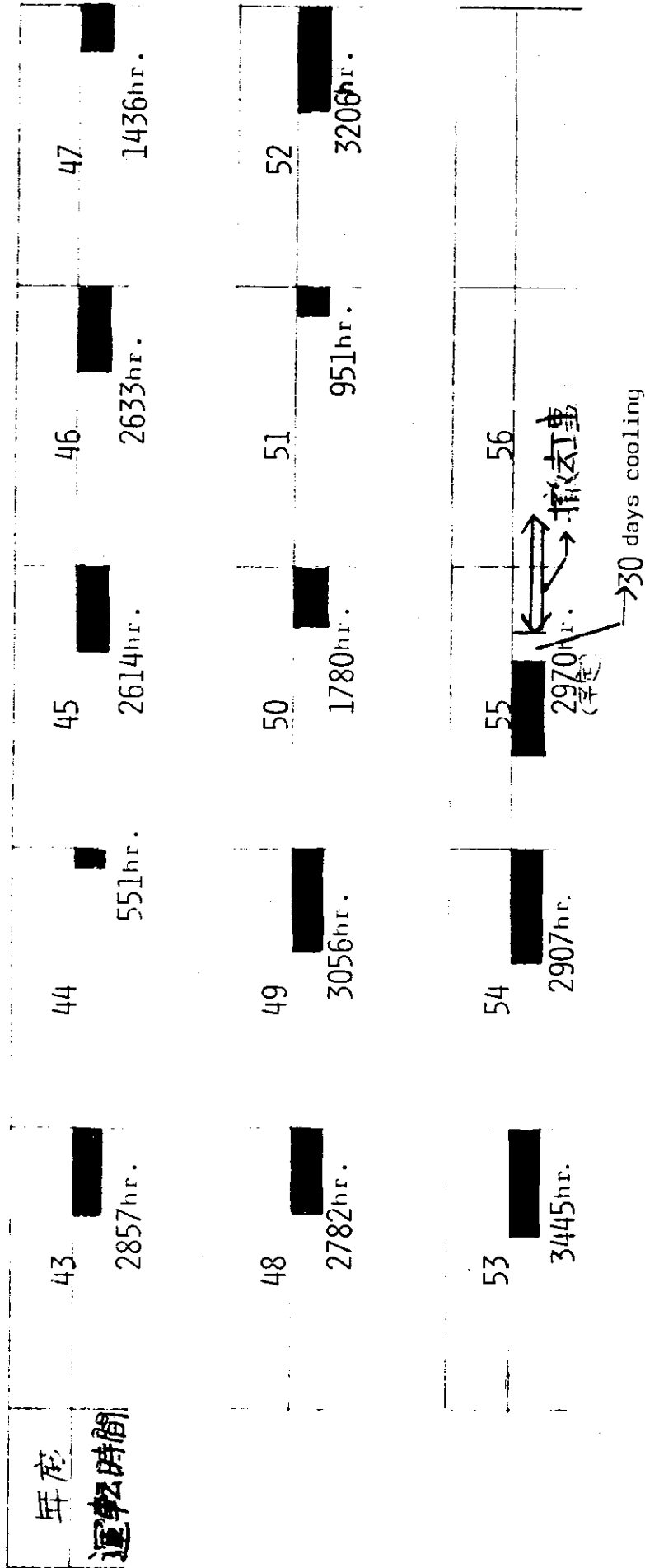


図4.4 JRR-3 運転時間

表 4.5 炉内部の核種別重量分布

炉内部先端 からの距離 (cm)	核種別の重量 (g)												
	<sup>13</sup> C	<sup>31</sup> P	<sup>33</sup> S	<sup>34</sup> S	<sup>50</sup> Cr	<sup>54</sup> Fe	<sup>58</sup> Fe	<sup>59</sup> Co	<sup>2</sup> H	<sup>17</sup> O	<sup>44</sup> Ca	<sup>46</sup> Ca	
0 ~ 10	52.9	3.23	0.02	0.10	66.1	325	17.2	24.2					
10 ~ 20	77.6	1.46	0.01	0.05	31.1	154	8.18	11.0					
20 ~ 30	77.6	1.69	0.01	0.05	34.7	170	9.04	12.7					
30 ~ 40	77.7	2.22	0.01	0.07	46.5	230	12.2	16.6					
40 ~ 50	77.7	2.15	0.01	0.07	45.1	223	11.8	16.1					
50 ~ 60	77.7	2.13	0.01	0.07	43.6	214	11.4	16.0					
60 ~ 70	77.7	2.15	0.01	0.07	45.1	223	11.8	16.1					
70 ~ 80	77.7	2.15	0.01	0.07	45.1	223	11.8	16.1					
80 ~ 90	77.7	2.15	0.01	0.07	43.9	216	11.4	16.1					
90 ~ 100	77.7	2.16	0.01	0.07	45.3	224	11.9	16.2					
100 ~ 110	43.3	11.3	0.11	0.65	161	1236	65.6	58.9		1.35	37.6	0.06	
110 ~ 120	15.2	11.2	0.23	1.28	36.1	1189	63.1	13.2	0.01	4.42	123	0.20	
120 ~ 130	15.3	11.2	0.23	1.30	32.2	1363	72.4	11.8	0.01	4.51	126	0.20	
130 ~ 140	15.3	11.2	0.23	1.30	32.2	1363	72.4	11.8	0.01	4.51	126	0.20	
140 ~ 150	15.3	11.2	0.23	1.30	32.2	1363	72.4	11.8	0.01	4.51	126	0.20	
150 ~ 160	16.0	13.6	0.25	1.44	32.8	1615	85.7	12.0	0.01	4.74	132	0.21	

表 4.6 計算に使用した数値  
(Table of Isotopes, 7th Edition による)

元素 記号	親核種		生成核種				
	核種	存在比 (%)	放射化 断面積 (barn)	核種	半減期	崩壊定数 (day) <sup>-1</sup>	主な $\gamma$ 線 (MeV)
Cr	<sup>50</sup> Cr	4.31	15.9	<sup>51</sup> Cr	27.7 day	$3.61 \times 10^{-2}$	0.320 9% 0.005-V X-ray
	<sup>58</sup> Fe	0.31	1.14	<sup>59</sup> Fe	45.6 day	$2.19 \times 10^{-2}$	1.095 56% 1.292 44%
Co	<sup>59</sup> Co	100	18	<sup>60</sup> Co	5.27 y	$5.20 \times 10^{-4}$	1.17 100% 1.33 100%
			19	<sup>60m</sup> Co	10.47 min	140.21	1T 99% 0.059 2.1%

表 4.7 炉内部各セクション毎の中性子束と放射能強度 (Ci)

Section	Flux ※ $\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	$^{51}\text{Cr}$	$^{59}\text{Fe}$	$^{60}\text{Co}$	TOTAL
1 ( 0 - 10 cm)	$6.0 \times 10^{12}$	974 Ci	17.2 Ci	350 Ci	1341.2 Ci
2 (10 - 20 cm)	$4.0 \times 10^{12}$	305 "	5.4 "	107 "	417.4 "
3 (20 - 30 cm)	$2.7 \times 10^{12}$	230 "	4.1 "	84 "	318.1 "
4 (30 - 40 cm)	$1.1 \times 10^{12}$	126 "	2.2 "	45 "	173.2 "
5 (40 - 50 cm)	$1.0 \times 10^{12}$	111 "	2.0 "	39 "	152.0 "
6 (50 - 60 cm)	$8.0 \times 10^{11}$	86 "	1.5 "	31 "	118.5 "
7 (60 - 70 cm)	$3.2 \times 10^{11}$	35 "	0.6 "	13 "	48.6 "
8 (70 - 80 cm)	$1.6 \times 10^{11}$	17 "	0.3 "	6.2 "	23.5 "
9 (80 - 90 cm)	$1.0 \times 10^9$	0.108 "	0.002 "	0.039 "	0.15 "
10 (90 - 100 cm)	$2.0 \times 10^7$	0.002 "	-	0.0008 "	0.0028 "
TOTAL		18840 Ci	33.3 Ci	675.2 *Ci	2592.7 Ci

※ 中性子束の値は THERMOS, UGMG コードにより求めた核定数を用いて TWENTYGRAND コードによって 2 次元計算を行ったものである。

## 4.6 炉内部廃棄専用コフィン

## 4.6.1 炉内部廃棄専用コフィンの仕様

コフィンの主な仕様を表 4.8 に示す。概型、寸法を図 4.5 に示す。

表 4.8 炉内部廃棄専用コフィンの主な仕様

項 目		仕 様	備 考
全 長		3200 mm	
外 径		後部：940mmφ 前部：640mmφ	
重 量		12.5 ton (収納物共 13.6 ton)	
遮 蔽 厚 さ		後部：230mm 前部：80mm	鉛のみの厚さ
材 質	遮 蔽 材	鉛	
	外 殻	S S (9,12 mm)	サビ止め塗装

## 4.6.2 炉内部収納時のコフィン表面線量率

(1) コフィンに炉内部(約 2,600 Ci 表 4.7 参照)を収納したときのコフィン表面線量率を求める。

放射性物質はコフィン中心線上に点状(10cm 間隔)に存在し、強度分布は表 4.7 で与えられると仮定した。

次式を点減衰核積分計算コード QAD\* を使って求めてコフィン表面線量率を求めた。

$$I = \frac{1}{4\pi} \sum_j \sum_r \frac{K_j S_{jr}}{R_r^2} B_{jr} \exp \left\{ - \sum_N \sum_M \rho_{NM} \left( \frac{\mu}{\rho} \right)_{Mj} \cdot t_{Nr} \right\}$$

ただし

- j : j 番目の r 線エネルギー群を示す添字
- r : r 番目の点状線源を示す添字
- N : コフィンの各部領域を示す添字
- M : コフィン及び炉内部の構成物質を示す添字

\* 「QAD」は、Los Alamos Scientific Laboratory で開発された計算コードであり、r 線エネルギー群は 20 群、線源形状は、角柱、円柱、球状が、遮蔽体形状は 3 次元空間をとることのできる機能をもっている。

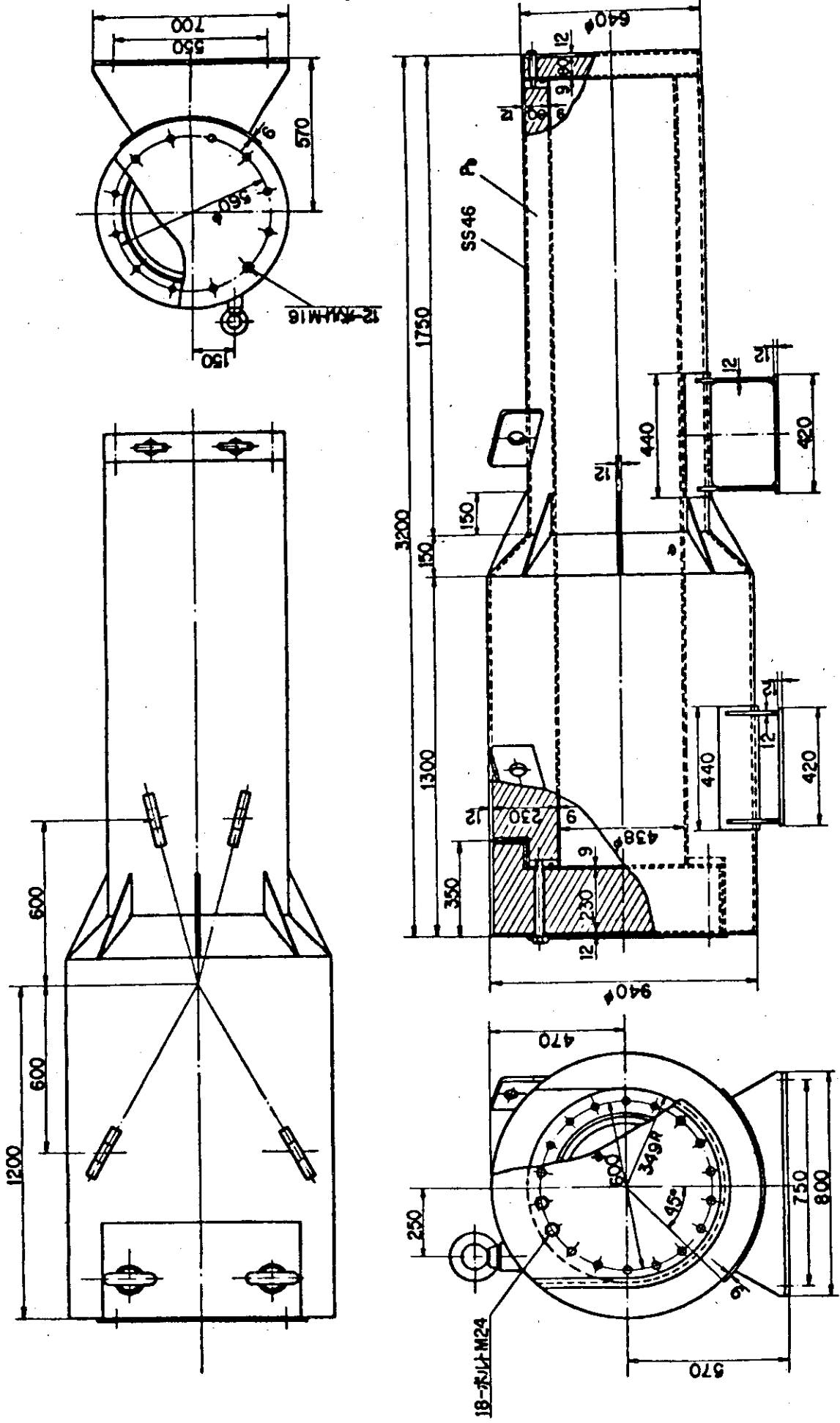


図 4.5 炉内部廃棄専用コフィン

- K : 換算係数 (表 4.9)
- S :  $\gamma$  線源強度 (表 4.7)
- R : 線源測定点間の距離
- B : ビルドアップ係数
- $\frac{\mu}{\rho}$  : 質量吸収係数 (表 4.10)
- t : 領域の通過距離

ビルドアップ係数 B は,  $\rho$ ,  $\mu/\rho$ , t 等によって定まる定数で次式で求められる。

$$B_{jr} = \beta_{0j} + \beta_{1j} X_{jr} + \beta_{2j} X_{jr}^2 + \beta_{3j} X_{jr}^3$$

但し

$$X_{jr} = \sum_N \sum_M \rho_{NM} (\mu/\rho)_{Mj} \cdot t_{Mr}$$

$\beta$  : ビルドアップ係数を求めるフィッティング係数 (表 4.11)

表 4.9  $\gamma$  線の線量換算係数  $\left[ \frac{\text{mrem/hr}}{\text{MeV/cm}^2 \cdot \text{sec}} \right]$

エネルギー-[MeV]	$3.200 \times 10^{-1}$	1.099	1.292	1.173	1.332
変換係数	$8.077 \times 10^{-4}$	$2.117 \times 10^{-3}$	$2.374 \times 10^{-3}$	$2.218 \times 10^{-3}$	$2.426 \times 10^{-3}$

(2) 計算結果を表 4.12 に示す。

表 4.12 コフィン表面の漏洩線量率 (mrem/h)

	前部 <sup>1)</sup>	後部 <sup>2)</sup>	後部側面	中間部側面	安全基準 <sup>3)</sup>
表面	1.54	2.38	3.1	0.27	200
表面から 1 m	0.84	0.04	0.15	0.02	10

- 1) 炉内部後端が収納されている, 外径 640 mm の前部蓋前
- 2) 炉内部先端が収納されている, 外径 940 mm の後部蓋前
- 3) 「核燃料物質等の工場又は, 事業所内の運搬に関する措置に係る技術的細目を定める件」(科学技術庁告示昭和 53 年第 10 号) に定められた値

表面最大線量率は 3.1 mrem/h (コフィン後部蓋側面), 1 m 離れた位置で 0.84 mrem/h (コフィン前部蓋前) である。これらの値は, 「核燃料物質等の工場又は, 事業所内の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める件」(科学技術庁告示昭和 53 年第 10 号) に定める放射線線量率の基準値 (表面で 200 mrem/h, 1 m で 10 mrem/h) 以下である。



表 4.10 質量吸収係数 ( $\text{cm}^2/\text{g}$ )

エネルギー [MeV] 元 素	$3.200 \times 10^{-1}$	1.099	1.292	1.173	1.332
H (水 素)	$2.074 \times 10^{-1}$	$1.214 \times 10^{-1}$	$1.126 \times 10^{-1}$	$1.180 \times 10^{-1}$	$1.107 \times 10^{-1}$
C (炭 素)	$1.039 \times 10^{-1}$	$6.126 \times 10^{-2}$	$5.671 \times 10^{-2}$	$5.952 \times 10^{-2}$	$5.576 \times 10^{-2}$
N (窒 素)	$1.039 \times 10^{-1}$	$6.124 \times 10^{-2}$	$5.665 \times 10^{-2}$	$5.948 \times 10^{-2}$	$5.570 \times 10^{-2}$
O (酸 素)	$1.047 \times 10^{-1}$	$6.126 \times 10^{-2}$	$5.671 \times 10^{-2}$	$5.952 \times 10^{-2}$	$5.576 \times 10^{-2}$
Na (ナトリウム)	$9.984 \times 10^{-2}$	$5.858 \times 10^{-2}$	$5.426 \times 10^{-2}$	$5.692 \times 10^{-2}$	$5.336 \times 10^{-2}$
Mg (マグネシウム)	$1.037 \times 10^{-1}$	$6.042 \times 10^{-2}$	$5.598 \times 10^{-2}$	$5.872 \times 10^{-2}$	$5.506 \times 10^{-2}$
Al (アルミニウム)	$1.008 \times 10^{-1}$	$5.914 \times 10^{-2}$	$5.474 \times 10^{-2}$	$5.746 \times 10^{-2}$	$5.383 \times 10^{-2}$
Si (ケイ素)	$1.047 \times 10^{-1}$	$6.116 \times 10^{-2}$	$5.661 \times 10^{-2}$	$5.942 \times 10^{-2}$	$5.566 \times 10^{-2}$
S (イオウ)	$1.056 \times 10^{-1}$	$6.120 \times 10^{-2}$	$5.673 \times 10^{-2}$	$5.949 \times 10^{-2}$	$5.580 \times 10^{-2}$
K (カリウム)	$1.035 \times 10^{-1}$	$5.956 \times 10^{-2}$	$5.520 \times 10^{-2}$	$5.789 \times 10^{-2}$	$5.430 \times 10^{-2}$
Ca (カルシウム)	$1.065 \times 10^{-1}$	$6.110 \times 10^{-2}$	$5.663 \times 10^{-2}$	$5.939 \times 10^{-2}$	$5.570 \times 10^{-2}$
Fe (鉄)	$1.032 \times 10^{-1}$	$5.732 \times 10^{-2}$	$5.308 \times 10^{-2}$	$5.569 \times 10^{-2}$	$5.220 \times 10^{-2}$
Pb (鉛)	$3.264 \times 10^{-1}$	$6.499 \times 10^{-2}$	$5.836 \times 10^{-2}$	$6.245 \times 10^{-2}$	$5.698 \times 10^{-2}$

表 4.11 鉛のビルドアップフィッティング係数

エネルギー ビルド アップ係数 [MeV]	$3.200 \times 10^{-1}$	1.099	1.292	1.173	1.332
$B_0$	$9.999 \times 10^{-1}$	1.017	1.018	1.018	1.018
$B_1$	$2.441 \times 10^{-1}$	$3.521 \times 10^{-1}$	$3.691 \times 10^{-1}$	$3.595 \times 10^{-1}$	$3.717 \times 10^{-1}$
$B_2$	$-1.784 \times 10^{-2}$	$-1.044 \times 10^{-2}$	$-7.955 \times 10^{-3}$	$-9.487 \times 10^{-3}$	$-7.442 \times 10^{-3}$
$B_3$	$5.932 \times 10^{-4}$	$3.57 \times 10^{-4}$	$2.714 \times 10^{-4}$	$3.240 \times 10^{-4}$	$2.541 \times 10^{-4}$

#### 4.7 撤去作業者の放射線被曝

本撤去工事に於ける作業者の被曝は、試料照射部の切断時とコフィンへの収納作業時とが大部分である。

炉内部撤去作業中、最も放射線量率が高い時の等線量率図を作成し、併せて撤去作業時の作業者の被曝線量の評価を行う。

##### 4.7.1 作業場所の瞬間最大放射線量率の推定

作業場所が最大線量率になると想定されるのは、炉内部の炉心側先端の10cm部分が炉壁とコフィンの間を通過する瞬間である。コフィンと炉壁との間に生ずる空間は、コフィン後部蓋ガイドによるもので約1.2cmである。作業時には、この空間周囲に鉛ブロックを積みあげて遮蔽するがここでは間隔を2cmとし、鉛ブロックを積みあげず炉内部先端10cm部分が瞬間的に裸線源になると仮定して放射線量率分布を算出する。計算は、放射線量率の最も高くなる直視方向について行った。

炉室とコフィンの間隔中央に線源( $^{60}\text{Co}$ が350 Ci, その合計で1341 Ci, 表4.7)が点状に存在すると仮定する。このときの直視方向の放射線量率は次式で与えられる。

$$I = \frac{I_0 e^{-\mu r}}{4 \pi r^2}$$

ただし

$I_0$  : 単位距離での放射線量率

$r$  : 直視方向の距離

$\mu$  : 空気の線減衰係数 (= 0)

図4.6にその結果を示した。これにより立入規制区域を決定する。

##### 4.7.2 LTF L 撤去作業の被曝評価

LTF L 撤去作業時に、作業者の被曝に寄与する放射能は、LTF L 炉内部誘導放射能及びJRR-3炉心部の残留放射能がその大部分をしめる。

これについては、作業に適した遮蔽を実施し可能な限り被曝の低減化に努める。

次に各作業毎における計画被曝線量を表4.13に示す。

以上の結果、最も被曝の多い「試料照射部切断」及び「炉内部コフィン収納作業」を担当するものが全作業期間中に被曝するのは、およそ110mrem以下になるものと推定される。これは「原子炉の設置・運転等に関する規則等の規定に基づき、許容被曝線量等を定める件」に定める従事者の許容被曝線量、3rem/3ヶ月以下である。

#### 4.8 撤去に伴う炉本体施設への影響

撤去に伴うJRR-3本体施設への影響としては原子炉反応度および気体排出物に関するものが

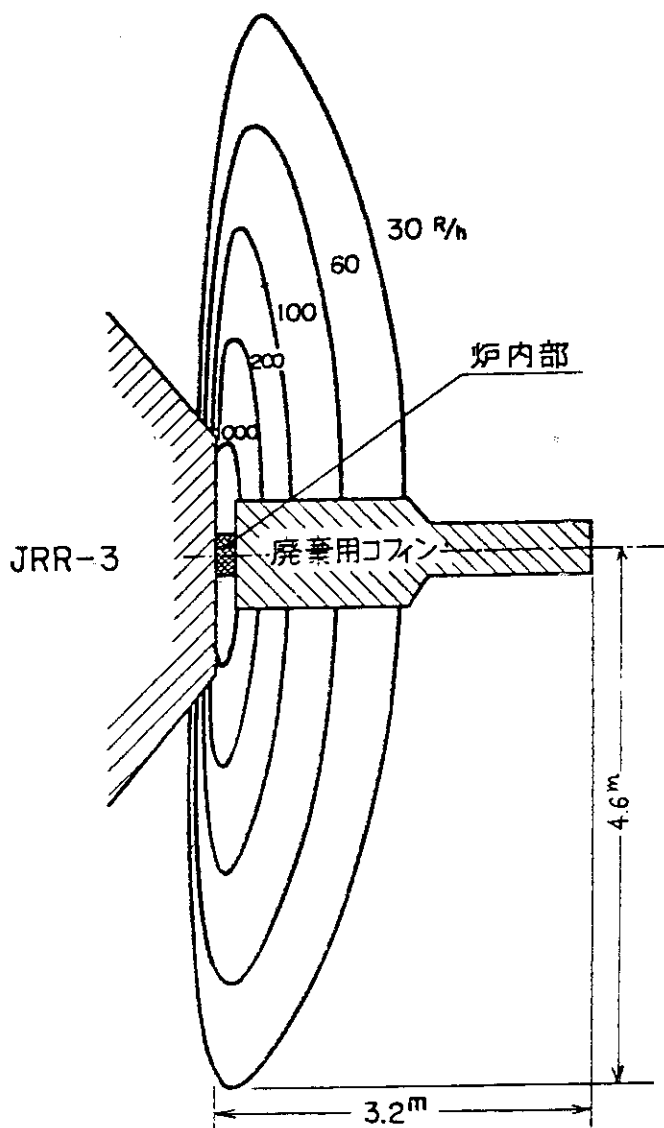


図 4.6 炉内部引出時の瞬間最大線量率予測図

表 4.13 作業毎における計画被曝線量

作 業 名		線量率 (mrem/h)	時 間 (h)	作業者 (man)	被曝線量 (man mrem)
炉外部撤去	試料照射部切断	100	0.5	2	100
	そ の 他	< 0.2	120	8	< 192
炉内部撤去	コフィン収納準備	10	1/6	2	3.4
	炉内部コフィン収納	300	1/6	2	100
	運搬 その他	< 0.2	30	8	< 48
合 計					< 440

ある。

#### 4.8.1 反応度

LTF L 撤去による原子炉の反応度変化は約  $+0.012\% \Delta K / K$  (計算値) である。一方 JRR-3 における実験用に準備してある反応度の目安は  $2\% \Delta K / K$  である。従って、LTF L を撤去しても JRR-3 本体の反応度に与える影響はない。

#### 4.8.2 気体排出物

撤去後は、H-2 孔に H-2 孔専用遮蔽プラグを挿入するので、放射性ガスの生成量は撤去後も変化がないものと推定される。

従って、放射性ガスの放出率に影響を与えることもなく原子炉の運転に支障を与えることはない。

## 5. 撤去作業の実施

### 5.1 日程と諸手続

昭和55年1月に、LTF L 撤去の計画を、研究部と研究炉管理部で検討した。同3月に、JRR-3管理課、研究炉業務課と研究部東海駐在間で、具体的な撤去作業計画について打合せを行った。その結果、昭和56年2月～5月のJRR-3の運転休止期間に、撤去作業を行う予定とした。それ以前に、所内、官庁の安全審査、許認可を終了するべく日程を計画し、その後の手続を、安全管理室と保安管理室の指導のもとに進めることとなった。

#### 5.1.1 原子炉施設設置変更のための安全審査

LTF L 撤去手順、撤去に伴い発生する放射性廃棄物、撤去作業時の作業員の被曝線量予測等について、概略の技術的検討を行い、作業の安全性を確認した。安全審査資料（LTF L 撤去作業（作業の安全性の検討））の作成にあたり、作業時約2500 Ciと予想された炉内部の引抜き作業計画と、この炉内部廃棄用コフィンの設計が主要な検討事項であった。

所内審査として、研究炉管理部（研究炉管理部安全審査会。55.6.16）の部内審査を経て、原子炉等安全審査委員会（第114回、55.6.25）の安全審査を受けた。上記資料に基づいて説明し、審査合格（当日結審）となった。

昭和55年9月3日、原子炉設置変更許可申請書を原子力局原子炉規制課へ提出した。提出に先立って、許可申請ドラフト、新旧対照表を作成提出し（5月末）、さらに許可申請書案を作成し、予備ヒアリング（8月6日）を受けた。原子力委員会、原子力安全委員会、科学技術庁の安全審査を経て、原子炉施設の変更許可申請に対する許可証の交付（昭和55年12月26日）があった。これに並行して、保安管理室から核燃料物質の使用の変更許可申請書を原子力局核燃料規制課へ提出し（昭和55年12月10日）、許可証の交付を受けた（昭和56年2月26日）。

#### 5.1.2 設計および工事の方法の安全審査

撤去工事の安全確保のため、工事方法、撤去装置類の処分方法、工事の順序等について具体的に検討した。特に高放射能を持っていると予想される炉内部については、その放射能強度を計算し、それを収納する炉内部廃棄専用コフィン（周辺監視区域内核燃料物質等運搬容器基準（54安管第44号）に定めるⅡ型運搬容器）を設計した。それらを整理して安全審査資料を作成した。

研究炉管理部の部内安全審査会（昭和56年1月12日）の安全審査を経て、原子炉運転委員会（第150回56年1月23日）において、(イ)LTF L 撤去に関する設計および工事の方法、(ロ)LTF L 炉内部廃棄専用コフィン、の2項目について安全審査を受けた。作成資料に基づいて説明を行い、安全性は十分確保されとの結論を得た（当日結審）。

数回の予備ヒアリングの後、設計及び工事の方法の認可（設工認）申請書を原子力局原子炉規制課へ提出（昭和56年2月23日）した。約1ヶ月の審査期間を経て設工認の許可証が交付（

昭和56年3月26日)され、LTFT撤去作業前の安全審査手続は全て終了した。撤去作業の完了に至るまでの経過を表5.1に示す。

表5.1 撤去終了に至るまでの経過

年月日	経 過
昭和55年	
1月10日	LTFT撤去計画打合せ(JRR-3, 研究部)
4月9日	LTFT撤去打合せ(JRR-3, 研究部)
5月8日	安全審査資料作成のための打合せ(安全管理室, 研究部, JRR-3, 研究炉業務課)
5月8日	LTFL撤去関係資料契約請求票起票(8月15日契約, 東京ニュークリアサービス。10月14日納入)。
5月23日	原子力局原子炉規制課提出資料(炉設置変更許可申請ドラフトと新旧対照表)作成打合せ(安管室, 研究部, JRR-3, 炉業務), 作成(5月26日)後提出(安管室から炉規制課へ)
6月6日	炉設置変更許可申請のための安全審査資料作成分担打合せし, 作成(JRR-3, 炉業務, 研究部)
6月16日	研究炉管理部安全審査会でLTFL撤去計画の審査を受け合格
6月25日	第114回原子炉等安全審査委員会において, LTFL撤去に係る安全性について審査を受け, 合格。
8月6日	原子炉設置変更許可申請書提出前の予備ヒアリング(局原子炉規制課, 安全管理室, 炉業務, JRR-3, 研究部)
8月11日 ～15日	LTFL撤去関係資料作成のための現場(JRR-3, LTFL)調査,(東京ニュークリアサービス)
9月3日	原子炉設置変更許可申請書提出
10月30日	LTFL撤去に伴う放射性廃棄物の処分について打合せ(放射性汚染処理第1課, 研究部)
11月16日	核燃料物質の使用変更許可申請のための予備ヒアリング(局核燃料規制課, 保安管理室, JRR-3, 炉業務, 研究部)
12月10日	核燃料物質の使用変更許可申請書提出
12月26日	原子炉設置変更(JRR-3, LTFLの撤去)の許可証交付
昭和56年	
1月7日	設計及び工事の方法の認可(設工認)申請のための予備ヒアリング(局原子炉規制課, JRR-3, 炉業務, 研究部)
1月12日	研究炉管理部安全審査会でLTFL撤去に係る安全性について, 安全審査を受け合格
1月23日	第150回原子炉運転委員会で, LTFL撤去に伴う設計及び工事の方法に係る安全性について審議を受け合格

年月日	経 過
1月31日	LTFL 炉内部廃棄専用コフィン発注（2月20日契約，5月8日本体納入）
2月 5日	設工認予備ヒアリング（局原子炉規制課，JRR-3，炉業務，研究部）
2月23日	設計及び工事の方法の認可申請書提出
2月26日	核燃料物質の使用の変更許可証交付
3月 3日	LTFL 撤去工事発注仕様書調達課へ提出，現場説明会（3月12日），契約（千代田メンテナンス，4月1日），工事（4月6日～5月15日）
4月25日	使用前検査の申請書提出
5月15日	撤去工事終了後自社検査（業者）合格，自主検査（JRR-3，放管，研究部）合格
6月19日	LTFL 撤去に係る JRR-3 使用前検査合格。合格証交付（6月22日）

### 5.1.3 炉内部廃棄専用コフィン等の製作

コフィンの設計が，Ⅱ型運搬容器の基準に適合していることを，原子炉運転委員会の審査で確認を得た後，発注（56.1.31），製作（2.20契約，原子力エンジニアリング。本体納入5.8）を行った。製作物は，コフィン（本体，前部蓋，後部蓋，締付用ボルト等より成る），コフィン架台（H型鋼溶接構造，撤去すべきLTFL 炉内部とコフィンの中心合せ用），大型特殊容器（50mm径の孔をもつ吊金具部を除き，50mm幅，9mm厚のフランジ部を含む全体外寸法1100×1300×900 H，板厚9mm（側面），12mm（底面）。全4箇）および専用吊具一式である。

製作途中で寸法検査，溶接部検査（外観，およびカラーチェック（液体浸透探傷試験））を行った。コフィンについては，本体，前後部蓋の鉛充填率検査（合格基準95%），製作完了後に気密性検査（1kg/cm<sup>2</sup>に内部加圧，バブルテスト）を行った。またコフィンに使用した鋼板，鉛，ボルト材の材料検査を，ミルシート（検査証明書）により行った。コフィンの本体（外板重量1,650kg，水による内容積800ℓ，鉛鋳込後全重量10,540kg），前部蓋（外板77.5kg，内容積23.7ℓ，全重量346kg），および後部蓋（外板178.5kg，内容積109.5ℓ，全重量1400kg）の鉛充填率実測値は，それぞれ98.0，99.9，および98.4%であった。コフィン等の製作経過を表5.1 Aに，コフィンの製作工程表（実績）を表5.2に示した。

表 5.1 A 炉内部廃棄専用コフィン等の製作経過

年月日	経 過
昭和56年	
2月20日	コフィン等契約。手順等打合せ
2月29日	大型特殊容器の検討図提出
3月16日	コフィンの検討図提出
3月18日	コフィンの検査要領書提出
3月23日	大型容器溶接部検査等
3月25日	同再検査
4月6日	大型容器寸法検査，外観検査等
4月10日	大型容器（4箇納入）
4月16日	コフィン内管溶接部検査
4月17日	コフィン内管，外管溶接部検査
4月20日	コフィン外管溶接部検査
4月27日	コフィン鉛鑄込立合。重量測定
4月28日	コフィン鉛充填率検査（重量測定）
5月7日	コフィン外観，寸法，密封性検査
5月8日	コフィン（本体）炉室搬入
5月9日	コフィン用ボルト等納入（納入終了）

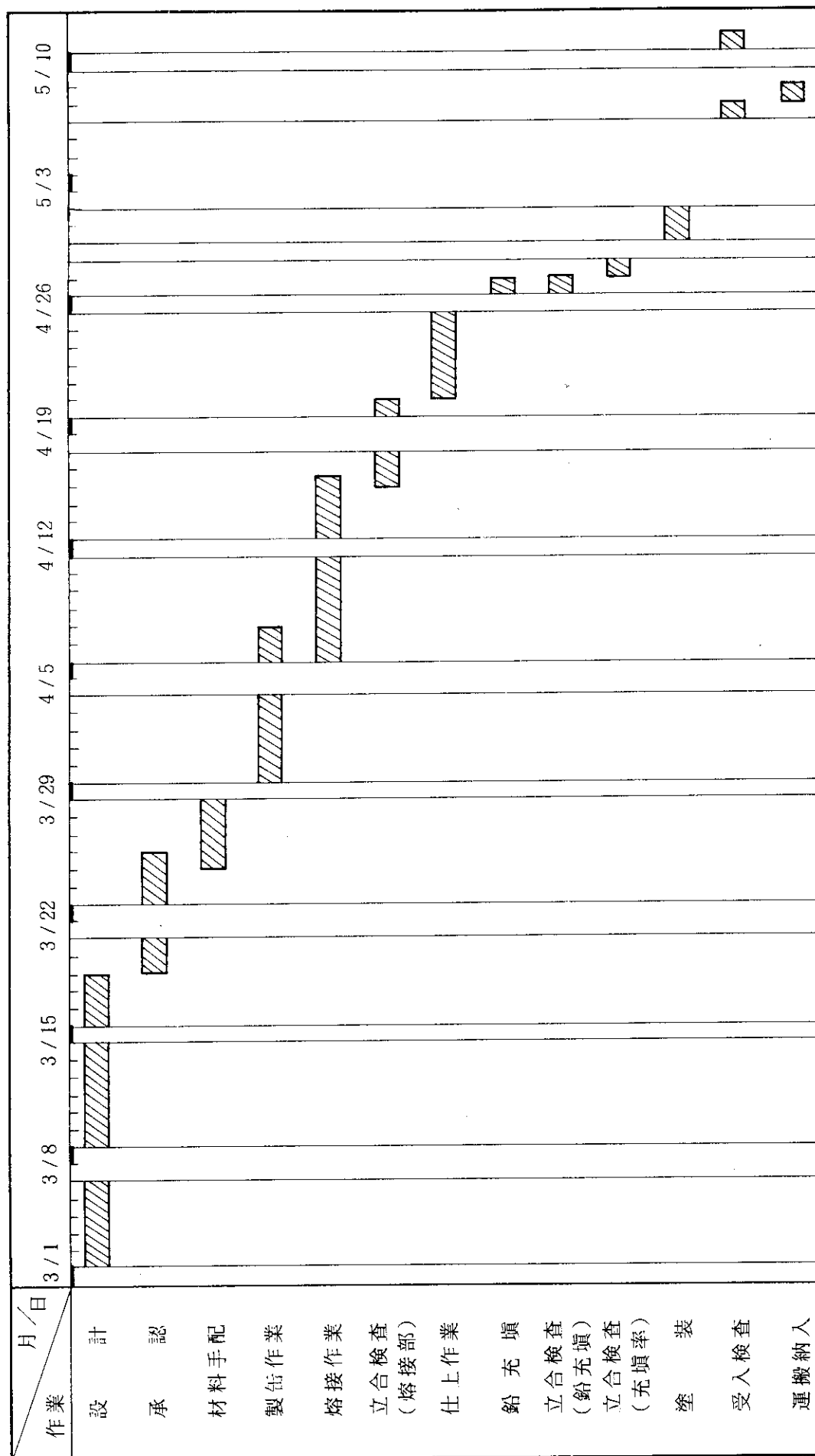
## 5.1.4 撤去作業の日程

L T F L 撤去工事の仕様書を安全審査の進行状況に合わせて作成した。発注前に関係課室（J R R - 3 管理課，研究炉業務課，放射線管理第 2 課，放射性汚染処理第 1 課，管材課，構内課，保安管理室，調達課）と事前の打合せを行い，契約仕様に不備のないよう努めた。撤去に伴って発生する廃棄物の処分方法が，廃棄物により，管材課引取り（一般廃棄物の中金属類のみ），業者引取り（その他の一般廃棄物），放射性汚染処理第 1 課引取り（放射性廃棄物）と三方法に分れること，炉室内で同時に他の工事が予定されていることなどのため，撤去作業を円滑に進めるためには関係課室間の協力が必要不可欠であった。

L T F L 撤去工事発注仕様書の調達課への提出（昭和 56 年 3 月 3 日），現場説明会（研究部，調達課，J R R - 3，放管，同 3 月 12 日）を経て，契約成立（千代田メンテナンス，同 4 月 1 日）し，4 月 6 日～5 月 15 日の工期で撤去作業を行った。



表 5.2 LTFLL 炉内部廃棄専用コフィン製作工程表 (実績)



## 5.2 撤去作業の記録とまとめ

### 5.2.1 撤去作業前の準備

撤去作業を行う H-2 孔周辺、放射性廃棄物の一時保管場所等、炉室内の必要な個所床面にベニヤ板を敷き、さらに、酢ビシートで養生した。また、H-2 孔横にグリーンハウス（4 m × 5 m × 3.5 mH）を設置した。このグリーンハウスの排気は既設の排気ダクトに接続した。なお、換気回数は 10 回/h であった。グリーンハウスは作業室と汚染管理室とからなり、作業着、物品の出入りによる汚染拡大のないようにした。

### 5.2.2 LTF L 撤去作業

撤去作業には、放射線作業、高所作業（炉室地階天井での配管撤去）、放射性物質等運搬（炉内部 2600 Ci（推定））、重量物撤去、運搬（コフィン；13.6 ton，遮蔽体 No.2；8.0 ton）等、危険作業が多くあった。作業員の安全確保を第 1 にして「4. 撤去作業の計画」に従って、撤去を実施した。炉室外で一般廃棄物を運搬中、構内道路側溝を一部破損した（後日補修した）が、それ以外には事故発生はなかった。撤去作業の工程表（実績）を表 5.3 に示す。

### 5.2.3 撤去作業時の放射線管理

この撤去作業は、放射能汚染の残存する一次系（He ガス）の配管、圧送機防音壁、計測制御盤、補助計器盤、蓋駆動装置、低圧 He ガスタンク、遮蔽体などの炉外部の解体撤去と、水平実験孔内の照射プラグと試料照射部からなる炉内部の撤去に大別される。

この撤去作業における放射線管理上の問題点は、

- (1) 照射プラグ引抜き時の外部被曝の防護、(2) 汚染の著しい機器、配管類の切断や溶断時の内部被曝の防護、(3) 一般廃棄物と放射性廃棄物の区分時の汚染検査などである。

この作業に対する計画被曝線量は外来者 110 mrem，職員 30 mrem とし、ポケット線量計により計画被曝線量を超えないよう管理した。

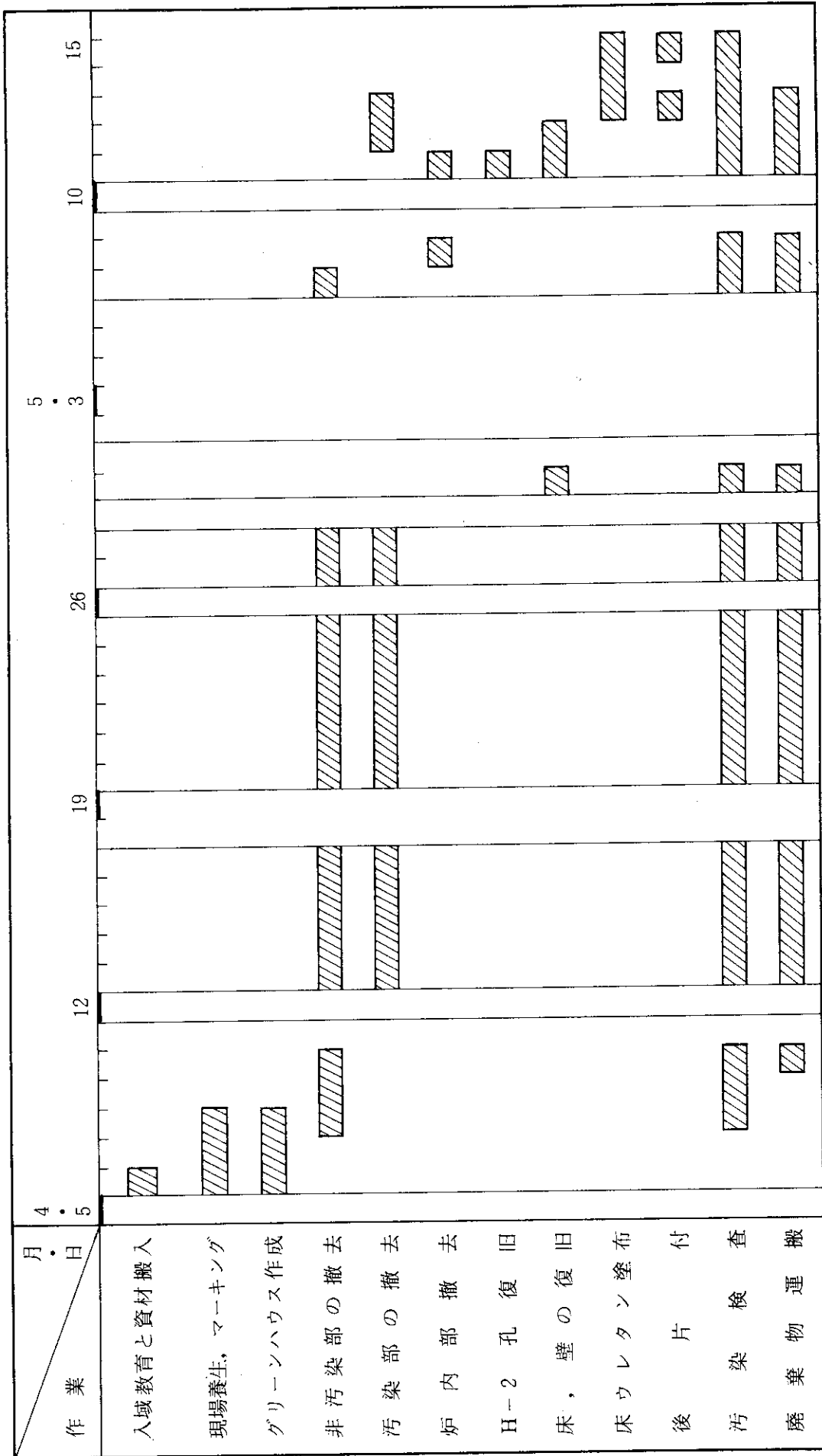
撤去作業時においては、作業に伴う表面汚染および空気汚染の発生を防止するため、汚染した機器の解体はグリーンハウス内で行い、グリーンハウス入口にはバリヤを設置し靴を履きかえ、さらに、作業員に対する防護として特殊作業衣および防塵マスクを着用させた。グリーンハウス内および LTF L 作業位置は、ダストモニタによって空気汚染を連続的に監視した。

炉外部の撤去した機器などの表面汚染検査は、LTF L 装置の系統確認を行ったのち、スミヤ用 GM サーベイメータ（窓面積 20 cm<sup>2</sup>）とガスフロー型サーベイメータ（窓面積 110 cm<sup>2</sup>）を用い、放管員 156 時間・人を費して測定した。この結果、総廃棄物量 79.8 m<sup>3</sup> のうち一般廃棄物 52.0 m<sup>3</sup>，放射性廃棄物 27.8 m<sup>3</sup> に区分できた。

炉内部照射プラグの引抜き作業は、炉内から漏洩するビーム状の  $\gamma$  線および照射プラグからの放射線による外部被曝の防護に重点をおいた。このため、作業前の打合せを十分に行い、さらに、関係者以外の炉室への立入を禁止するとともに、作業は遠隔操作で行った。照射プラグ引抜き時の照射プラグ表面および廃棄用コフィン周辺の放射線量率を図 5.1 に示す。照射プラグ先端で最高 1800 R/h，作業位置で 60 mR/h であった。

これらの一連の作業による外来業者の外部被曝線量は、ポケット線量計の値で個人の最大 59

表 5.3 LTFLL 撤去作業工程表 (実績)



JRR-3

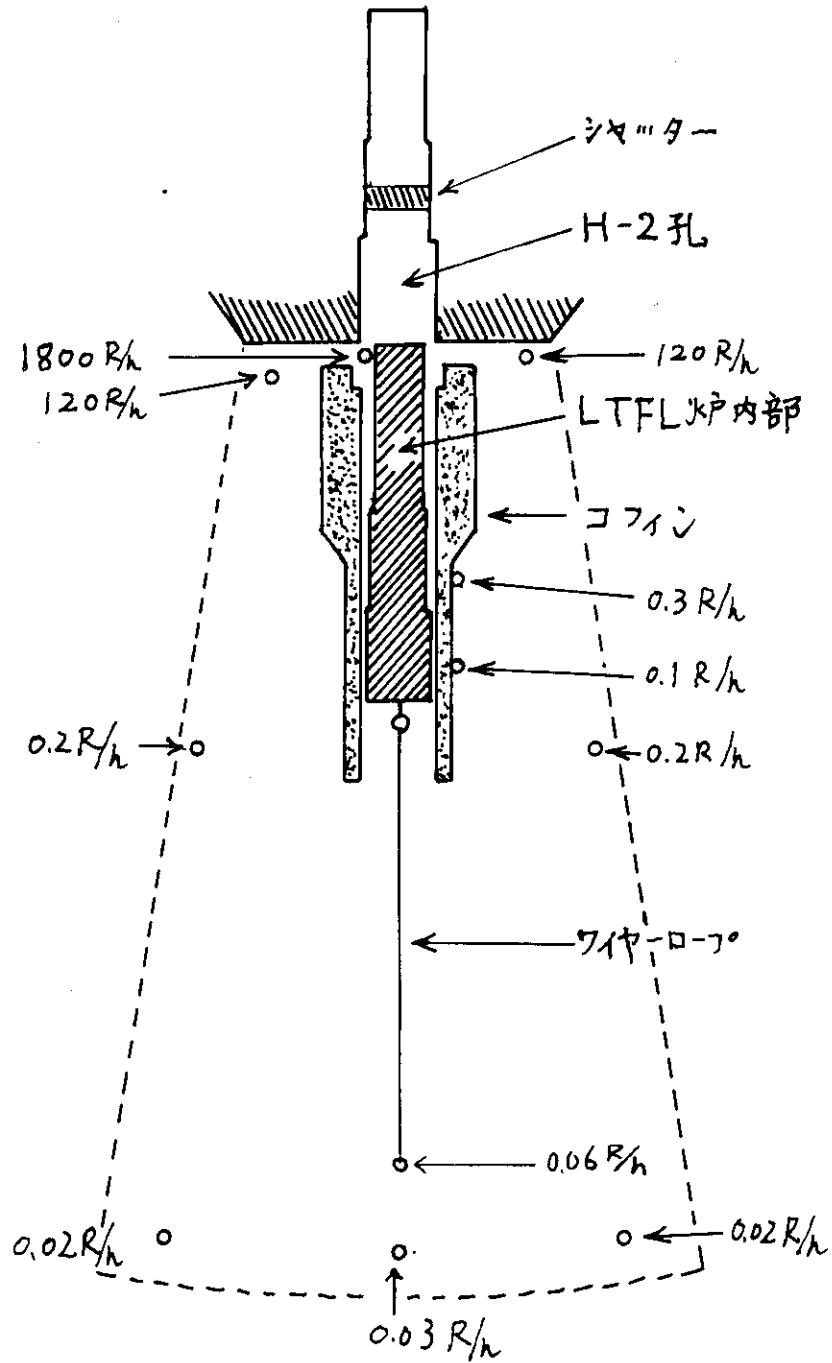


図 5.1 炉内部引抜き時の作業区域(点線内)の放射線量率

mrem, 総被曝線量は 154 man・mrem であった。また、問題となるような空気汚染, 身体汚染の発生もなく撤去作業が終了できた。

#### 5.2.4 放射性廃棄物と一般廃棄物の区分けと実作業

放射性廃棄物と一般廃棄物の区分けは, 撤去装置の種類, 性質, 保守管理状況, 除染作業の程度などに依存する。本装置は装置全体(炉内部, 炉外部)を圧縮ヘリウム(～2気圧)が大流量(～400 N m<sup>3</sup>/h)循環しており, 放射化された塵埃が装置内ヘリウム流路の各部に付着している。さらに炉内部は中性子による放射化がある。炉外部も遮蔽体の一部(遮蔽体, No 1, 2, 3, 11, 前部遮蔽)には中性子による放射化がある。これらの装置類は基本的に放射性廃棄物とした。主な放射性廃棄物の保管廃棄場所を表 5.4 に示す。その他の放射性廃棄物としては紙バケツ(可燃性 250 個, 不燃性 100 個)がある。

放射化された塵埃の付着が考えられる装置の中, ヘリウムガス中圧タンクとエバキューイトタンク, キャスクコンテナの三物品は除染可能と考え, 一般廃棄物に区分けした。中圧タンクとエバキューイトタンクとは, 胴体切断をグリーンハウス内で行い, 内部, 外部の除染作業(濡れウエスで 2 回拭く)を行った。キャスクコンテナは, 装置を分解し, 除染を行った。これら 3 物品は汚染検査の後, 一般廃棄物として廃棄された。これらの除染作業(約 3 人・日)で放射性廃棄物の量を 3.7 m<sup>3</sup> 減容できた。作業能率を(廃棄物量/作業量)比で表わすと 1.2 m<sup>3</sup>/人・日であり, 有効な除染作業であった。

ヘリウム循環による放射性塵埃の付着もなく, また中性子による放射化も考えられない, その他の装置類 47 品目は, 炉室全体の放射線管理状況, L T F L の保守管理状況が良好であることから, 一般廃棄物に区分けした。これらの物品は, 表面を濡れウエスで一拭きした後, 汚染検査をし, 一般廃棄物とした。一般廃棄物に区分けされた物品 47 品目中放射性廃棄物へと変更し, 保管廃棄した物品は 6 品目であった(表 4.1 参照)。変更理由は除染困難ではなく, 汚染検査困難である。

本撤去作業で, 実際に放射性廃棄物として保管廃棄された廃棄物(27.8 m<sup>3</sup>)は一般廃棄物(52 m<sup>3</sup>)の約半分に抑えられた(表 5.4 参照)。放射性廃棄物と一般廃棄物の区分け, および実作業は適正に行われたと言えよう。

#### 5.2.5 ホット作業とコールド作業の比較

L T F L は J R R - 3 炉室一階に設置されているが, 炉室内の汚染管理状況および L T F L の保守管理が良好なために, 放射性汚染の考えられない装置類が多数ある。これらの放射性汚染の考えられない物品と放射性汚染の考えられる物品を適切, 厳格に区分しながら撤去作業を進めた。撤去作業をコールド作業(放射性汚染の考えられない物品の撤去作業)とホット作業(放射性汚染の考えられる物品の撤去作業)とに分類し, それらによって発生した廃棄物量を整理して, 表 5.5 に示した。

廃棄物発生量は, ホット作業によるもの(27.8 m<sup>3</sup>)よりもコールド作業によるもの(52.0 m<sup>3</sup>)の方が多いが, 作業量は逆にホット作業(83 人・日)の方がコールド作業(58 人・日)よりも多い。作業能率を(廃棄物量)/(作業量)比で表わすと, ホット作業の作業能率はコールド作

表 5.4 LTF L 撤去物品保管廃棄一覧

廃棄物名称	容器番号	個数	容積 (m <sup>3</sup> )	表面線量率 (mR/h)	廃棄施設 <sup>1)</sup>
配管類等(200ℓドラム缶)	NY-814-37~44	8	1.6	0.1~0.2	L-39
消音器, 弁等 (大型特殊容器No.3)	NY-814-46	1	1.5	0.04	L-45A
低圧ヘリウムガスタンク	NY-814-47	1	1.2	0.6	L-45A
He ガス圧送機	NY-814-48	1	0.7	<0.03	L-45A
遮蔽体No.1, 2, 3, 11	NY-814-49~52	4	3.6	<0.03 ~0.08	L-45B
大型弁, アフタークーラー (大型特殊容器No.1, 4)	NY-814-53, 54	2	3.0	~0.02	L-45A
配管類(200ℓドラム缶)	NY-814-55~59	5	1.0	~0.06	L-39
試料送込取出部	NY-814-60	1	0.7	10	L-45A
前部遮蔽体	NY-814-61	1	1.0	8	L-45A
二次熱交等 (大型特殊容器No.2)	NY-815-63	1	1.5	3	L-45A
コンクリート片等 (200ℓドラム缶)	NY-815-64~76	13	2.6	0.03~0.1	L-39
LTF L 炉内部 (炉内部廃棄専用コフィン)	M-815-3	1	2.4	12.0	M-27
合 計		39	20.8		

1) 東海研究所廃棄物処理場第1保管廃棄施設内の位置。

M 中高レベル保管廃棄施設。

L 低レベル保管廃棄施設。

業のその約1/3であるといえる。この作業能率は、当然のことであるが、廃棄物品の性質、状況、除染作業の程度によって変化する値である。本撤去作業の場合、イ) ホット作業、コールド作業共に液体廃棄物が少なかったこと、ロ) 除染作業を簡単(濡れウエストで全物品表面一拭き)にしたことが、作業の特色である。

除染作業量を増すと放射性廃棄物を減容できる。しかし、イ) 除染作業によってあらたに放射性廃棄物が発生する、ロ) 除染が困難となり作業能率が低下する、ハ) 作業員の被曝(内部と外部)が増加する等のことがあり、除染作業を過度に行うことは避けなければならない。工期と費用の限られている実際の撤去工事では、ロ) の作業能率とハ) の被曝が除染作業の程度を決める

最大の要因となる。

業者の作業員の作業量の他に、放射線管理課職員による、作業員の被曝管理、物品の汚染検査のための作業量（55人・日）が比較的多く要求されたことも、本工事の特色である。一般廃棄物として廃棄される物品の汚染検査は間違いの許されない作業であり、そのために多くの作業量が必要であった。汚染検査作業の能率といった目安として、（廃棄物量）／（検査作業量）をとれば、約1.5m<sup>3</sup>／人・日となった。

表 5.5 廃棄物量と作業量

	ホット作業	コールド作業	合計
廃棄物量 (m <sup>3</sup> )	20.8 (金物) 2.0 (不燃紙バケツ) 100 箇 5.0 (可燃紙バケツ) 250 箇 <hr/> 27.8	42.0 (金物) 10.0 (木材等) <hr/> 52.0	79.8
作業量 (人・日)	83	58	141
被曝, 汚染チェック <sup>1)</sup> (人・日)	55		55
作業能率 <sup>2)</sup>	0.33 (m <sup>3</sup> ／人・日)	0.90 (m <sup>3</sup> ／人・日)	0.57 (m <sup>3</sup> ／人・日)

1) 放射線管理課職員による作業

$$2) \text{ 作業能率} = \frac{\text{処理廃棄物量 (m}^3\text{)}}{\text{作業量 (人・日)}}$$

#### 5.2.6 計画被曝線量と実績被曝線量

撤去作業の計画被曝線量と実績被曝線量を表 5.6 に示す

表 5.6 作業別の被曝線量

作業	計画被曝線量 (man・mrem)	実績被曝線量 <sup>1)</sup> (man・mrem)
炉外部撤去	< 292	44
炉内部撤去	< 151	154
全作業	< 443	198

1) ポケット線量計による測定値

全被曝線量は実績（198 man・mrem）が計画（440 man・mrem）の約半分であり、全体として被曝線量の予測，実作業における被曝管理が適切であったといえる。しかし，詳しく見ると，作業毎における計画被曝線量と実績被曝線量との間の対応関係にはばらつきがある。炉外部撤去作業では，実績被曝線量（44 man・mrem）は計画被曝線量（292 man・mrem）の1/6.6であったのに対し，炉内部撤去作業では計画（151 man・mrem）と実績（154 man・mrem）とがほぼ等しくなった。

炉外部撤去作業においては実績被曝線量を計画被曝線量より低く抑えることができた。これはおもに，イ）作業全般における被曝管理が良好であった，ロ）被曝の多いと予想された炉内部・炉外部切断作業で良好な作業環境を確保できた，によっている。計画と実績とが大巾にずれることは望ましいことではないが，作業員の被曝管理という観点からは，実績が計画より低いことが望ましい。

炉内部撤去作業は作業員の被曝の多い作業であった。炉内部の誘導放射能の実測値が推定値の約1/5（図5.2。次節参照）であったことを考えると，計画被曝線量と実績被曝量とがほぼ等しかったことは実作業での被曝時間が予測より多かったことを意味する。これは炉内部（表面実測1800 R/h）のコフィンへの引込みから後部蓋で遮蔽するまでに多少手間どった（作業進行の詳細は5.2.9節に述べる）ためである。この間の作業としては，イ）炉内部のコフィンへの引込，仮固定，ロ）線量率測定，ハ）コフィン本体移動，ニ）後部蓋取付の作業があった。ハ）のコフィン本体移動は，後部蓋取付のために必要であった。高放射能を有する物体を移動させる作業は作業員の習熟度が高度に要求される作業であると共に，十分な事前の作業計画の検討と打合せを要した。このような作業の被曝線量を正確に予測することは一般に困難であると思われる。また，コフィンの設計に関し，後部蓋の吊り込みを容易にする目的で取付けたガイド用の縁板によって，かえって結果的に作業が困難になった点も指摘できる。

各作業員毎の被曝線量を表5.7に示す。実績被曝線量の最大値（59 mrem）は，計画被曝線量（110 mrem）の約半分であり，各作業員に対する被曝管理も適切であった。

表 5.7 作業員の計画被曝線量と実績被曝線量

作業員	計画被曝線量	実績被曝線量 (mrem)	
	mrem	a	b
A	110	59	70
B	110	20	30
C	110	30	30
D	110	15	< 20
E	110	13	< 20
F	110	0	< 20
G	110	17	30

a ; ポケット線量計による値

b ; フィルムバッジによる値



### 5.2.7 炉内部撤去時の空間線量率の予測と実測

炉内部撤去作業途中において、炉内部先端が露出状態になる時がある。この時の空間線量率の実測値を図5.2に示した。比較のために、炉内部誘導放射能（推定値）から計算した予測値も同図に示した。実測値は予測値の約1/5程度であり、作業環境は予想より良い環境がえられた。予測値が実測値より高くなった理由は1) 炉内部誘導放射能の計算でSUS304中の $^{59}\text{Co}$ の含量を0.3%と高め（安全側）の値を用いたこと、2) 原子炉停止から炉内部引出作業までの炉内部誘導放射能冷却時間が3ヶ月と予定（1ヶ月）より長くとれたこと、の二つによっている。

炉内部をコフィンに収納した時のコフィン表面漏洩線量率（最大値）を図5.3に示した。コフィン後部側面（コフィン本体と後部蓋の接合部）からの漏洩線量率が予測値より高く、コフィン表面で12mR/hであった。ただし、安全基準値（表4.12）（表面で200mrem/h, 1mで10mrem/h以下）よりは低く、実作業には問題なかった。

### 5.2.8 LTFLの汚染範囲

LTFLは、炉内照射位置にカプセルを送り込み、冷却用ヘリウムを循環させつつ照射した後、カプセルを引出し、放射能減衰を待つ間キャスク・コンテナ中に保存する構成となっている。従って、炉内部の放射化は当然として、炉外のどこまでが放射化されているか、また放射性の粉体などが、ヘリウム管路内をどの程度拡がっているかは、撤去作業の計画にあたり重要な問題であったが、同時に装置の性能としても興味ある点であった。放射線管理や、汚染物品の区分けなどについては、これまでに述べたが、汚染の拡がりの記録としてまとめる。

ヘリウム循環システムの管内汚染は、最悪の場合系内全部ということも考えられたが、サーベ이의結果、少なくともヘリウム圧送機では検知できる汚染がなかった。しかし、圧送機はマシン油のトリチウム汚染なども考えられ、内部のサーベイ不可能であるので、ホット廃棄の扱いをした。配管解体時に配管外側から測定された、検出可能な汚染範囲を、図5.4に示した。<sup>1)</sup> 弁などの番号は図2.1に準ずる。サーベイ結果は全て200～300cpmのバックグラウンドを含んでいる。試料照射部下流の炉壁直後の部分を除き、直管部は300～200cpmであるからほとんど汚染がない。しかし、エルボ部、弁、熱電対取付部など、流れが変化する部位では600cpm程度の汚染があった。系内汚染は熱交タンク中の再生熱交（2次熱交）を経て、低圧タンクを通り、圧送機手前のストレーナまで検知された。このストレーナは、10μSUS焼結金属フィルター付Y型ストレーナー（KOYO SEISAKUSHO, 昭42.4製, 耐圧3k, 使用圧1.5k, 汨し網寸法60mm. od, 2.5mmt, 300mmL, K-400型真空フランジ規格3B）で、結果的に、極めて有効な汚染拡散に対するバリアーとなった。

原子炉熱中性子による放射化の範囲は、シャッター（前部遮蔽）と、遮蔽体No.1（最も炉壁寄り）、No.2（シャッター中央部より炉寄り部の遮蔽ブロック）の範囲に止まり、遮蔽体の架台、その付近の鉛ブロック、パラフィンブロックなどには放射化、汚染がなかった。シャッターの放

脚注1) スミヤ用GMサーベイメータ（窓面積20cm<sup>2</sup>）による計数率。計数率からバックグラウンド値（200～300cpm）を差引き、換算係数（3.5dpm/cpm）を乗ずるとみかけの汚染度を示す値が得られる。管内の真の汚染度をえるためには、管壁による $\beta$ ,  $\gamma$ の遮蔽効果を補正する必要がある。

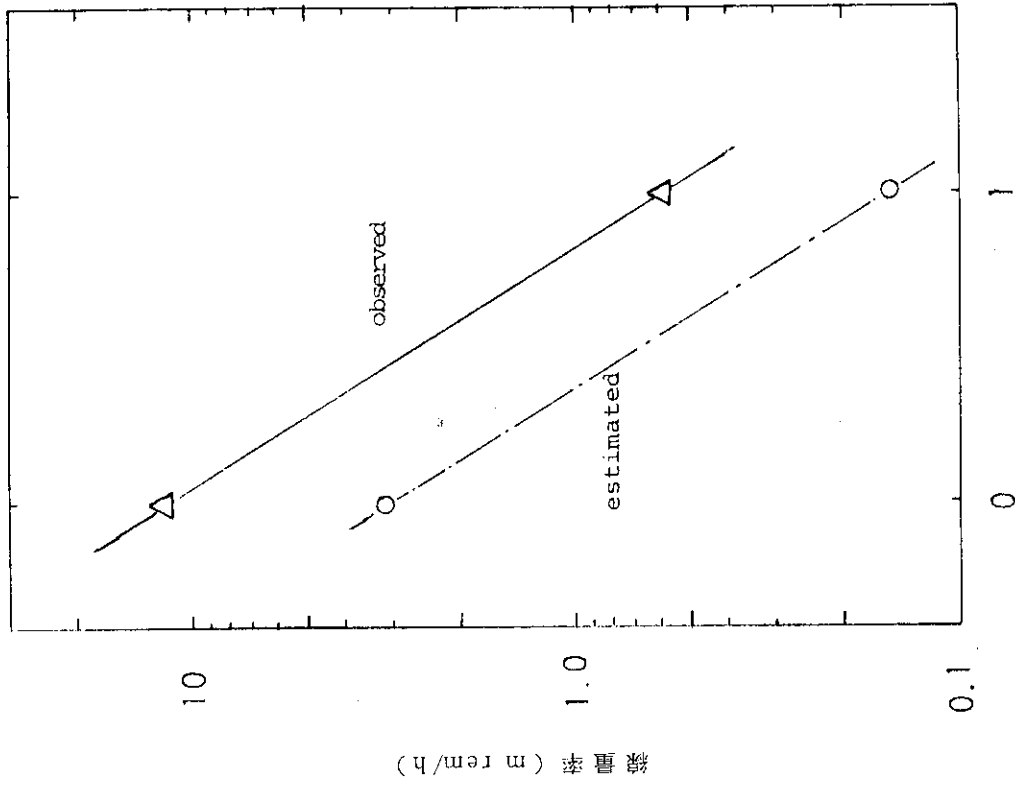


図 5.3 コフィン表面における最大漏洩線量率  
(コフィン後部側面)

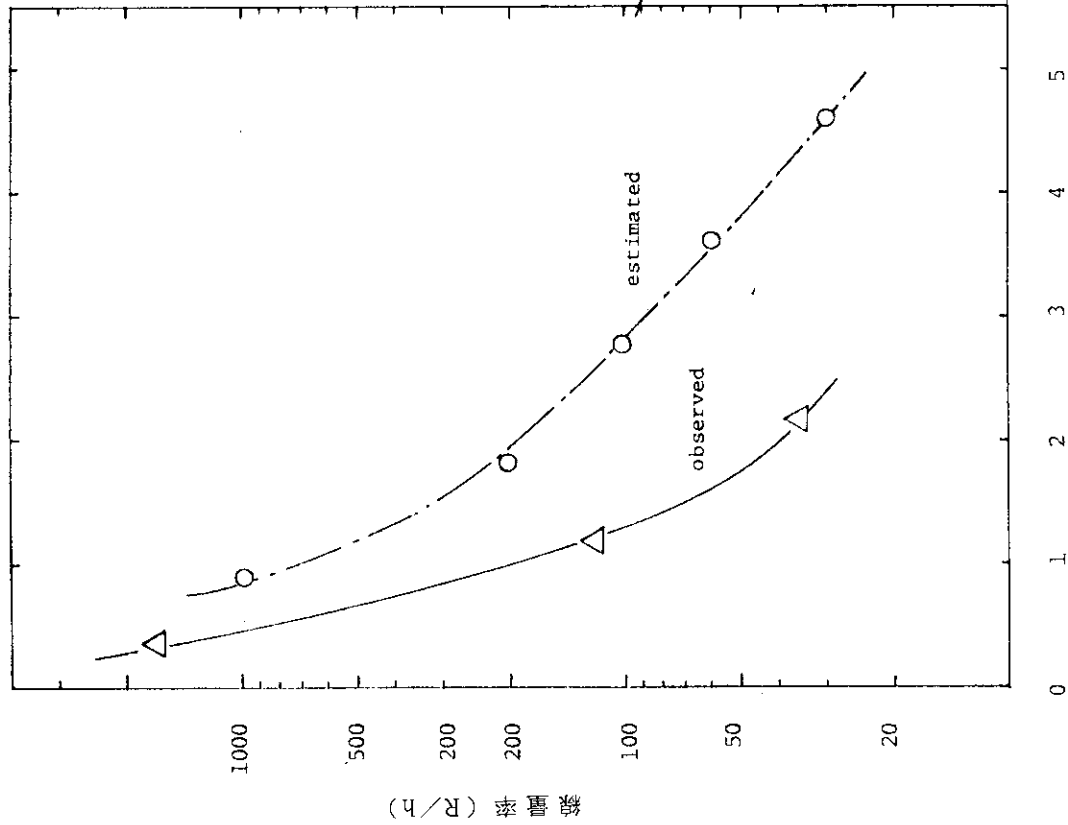


図 5.2 炉内部先端露出時の空間線量率(予測と実測)  
炉内部中心軸からの距離 (m)

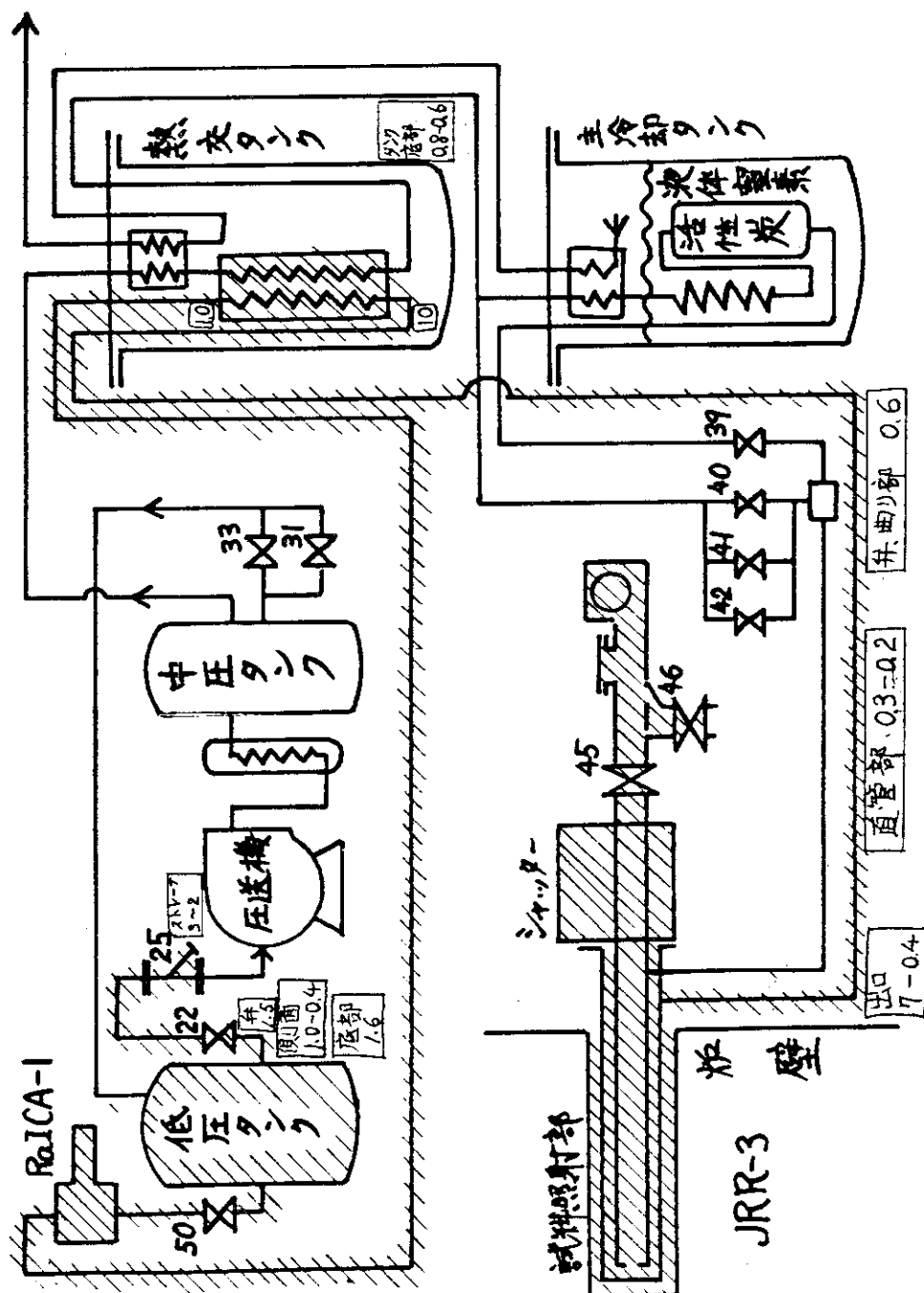


図 5.4 LTF-L 撤去時汚染範囲  
 (ワク内の数値はサーベイメータ読み, 単位  $10^3$  cpm, バックグラウンド 200 cpm を含む)

射性は、側面でサーベイして最も炉側で $\sim 2 \text{ mR/h}$ 、全体の1/4長中央より側面で600 cpm、中央部側面で200 cpm以下の程度であった。遮蔽体No.1では、試料照射部に面する内面で500 - 300 cpm、同じく遮蔽体No.2の内面で400 - 200 cpmの程度であった。いずれもルース汚染、ペンキの放射化はなく（表面をはがして計測）、遮蔽体の鋼板の放射化と思われる。遮蔽体No.3はほとんど汚染が検出されなかったが、分類上ホット廃棄することとした。

これまでのLTF L運転記録から、装置外の（たとえば、放射性試料の飛散などによる）汚染はないはずである。実際、解体時に検出された汚染は、ボンベスタンド上面に1ヶ所、キャスク・コンテナ用レール上に4ヶ所、炉壁直前のトレンチのふちで3ヶ所であった。トレンチ付近の汚染の1ヶ所は $10^4 \text{ cpm}$ 程度のもので、タイルとコンクリートを一部けずってとれた。正体は不明であるが、LTF L起源のものとは思われない。その他の汚染はすべて、ウエスで拭いて除染できた。

### 5.2.9 炉内部撤去作業の詳細

試料照射部の後部を切断した残りの、放射化された直管部と照射プラグ（両者を合せて炉内部と呼ぶ）は、炉内部廃棄専用コフィンに納めて廃棄した。この作業の実際の進行記録を記す。

4月23日にシャッターを試料照射部後端のフランジで離した。このとき、炉は2月13日に運転停止して以来約70日を経ている。試料照射部は、図2.4に示したように後端にフランジがあり、ここからは炉心方向に直視する状態になる。このとき、フランジ直後の直視位置では、炉の放射線による $800 \text{ mR/h}$ を検出した。このフランジの開孔部を遮蔽厚10cmとなるように、鉛ブロックで仮の遮蔽を行い、約 $2 \text{ mR/h}$ まで落すことができた。

4月24日、試料照射部を約60 cm引き出し、後端フランジ面（正常時の炉壁面からの距離47 cm）より約80 cmの位置で、セーバーソーにより切断（作業位置周辺養生、作業者半面マスク）した。切断位置付近の側面の表面で $10 \text{ mR/h}$ 、50 cm離れて $2 \text{ mR/h}$ 、フランジ付近にて外面スミヤではバックグラウンドで表面汚染なしであった。切断後の炉内の直管部を再び照射プラグ内に押し込み、113 mm o. d. 100 mm長の鉛円柱を挿入、その上を鉄板で押え、照射プラグ後面に固定した。鉛棒と盲蓋をした後は、蓋表面で $10 \text{ mR/h}$ 、炉心直視方向で20 cm離れて約 $3 \text{ mR/h}$ となった。

5月8日、架台に乗せたコフィンを、実験孔前に位置極めした。5月11日、炉内部をコフィンに収納する作業を行った。作業開始前に、線量計の位置極めを行い、また、遮蔽体ブロックをプラグ引き出しのための支持として、遮蔽体とプラグ後端をワイヤで結び滑車を用いつつ引き出しを行った。照射プラグの滑り車がよく動き、実験孔への固着は全くなく、容易に引き出された。コフィン中への引き込み完了時に、プラグが動かないよう引き出しに用いたワイヤによりプラグをコフィンに仮固定してから、前部蓋取付のためのコフィン移動を行った。

前部蓋はコフィン前部のガイド用縁板に案内されて定位置に吊り込まれるべきであるが、前部蓋の吊具が重心からずれていたため、ネオプレンリング（ボンドでリングみぞに固定、表面にはシリコングリースを十分塗る）をこすり落す心配があり、作業に予想外に手間取ったことは、前述の通りである。ガイドの縁板がない方が作業上よかったと考えられる。

その他、専用プラグの挿入時にも実験孔シャッターの作動不良があったりしたが、全体的に著

るしいトラブルはなく、計画被曝線量をオーバーすることなしに作業は完了した。作業の経過を表5.8に示した。

表5.8 炉内部引抜き作業経過

時 分	作 業
5月11日	
10時15分	作業開始
10 21	照射プラグ約1m引出し(直近部2mR/min)
10 24	照射プラグの2段目が炉壁外に出る(1.5mで5-6mR/min)
10 27	実験孔シャッター閉(直近部0.2-0.3R/min)*
10 29	引抜き作業中で線量率最大(表面30R/min, 上部1mで2R/min, 2mで0.6R/min, サイドビーム1R/min)
10 30	照射プラグ引張りワイヤー取外し(作業位置で100-200mR/min)
10 32	前部蓋仮(取付け後20mR/min, 後部上方ビーム1R/min)
10 37	後部蓋ロープ掛け。クレーン降下。
10 39	(配電盤前で16mR/h)
10 43	コフィン吊上げ開始(位置変更のため)
10 45	(サーマルカラム後方炉室壁前にて100mR/h)
10 46	コフィン定置(1.5mほど移動。配電盤前で100mR/h)
10 47	後部蓋吊上げ開始
10 50	後部蓋吊込み(コフィン前面の、蓋吊込み用のガイドの縁板にひっかかり、やり直し)
10 52	後部蓋吊込み完了(蓋前面10-8mR/min, 炉からの放射線も込み)
10 56	コフィン位置を横にずらす。
11 00	ずらし完了。後部蓋ボルト締め開始。
11 07	後部蓋ボルト締め終了、前部蓋開始。
11 15	前部蓋ボルト締め終了、架台取り外し開始。
11 25	コフィンをトラックドアへ吊り出す。専用プラグをトラックドア前から、H2孔前へ
11 45	専用プラグ挿入(H2孔内シャッター不調のため一時作業が止ったが、シャッター開となり挿入完了)。実験孔蓋取付け。

\* シャッターは完全に閉じてはいなかった。原因不明。

## 6. 最終検査

### 6.1 自主検査

本撤去工事が適正に行われ、また、原子炉本体がLTF L 設置前の状態に復帰していることを確認するために、1) 放射線漏洩検査、2) 炉体外観検査、3) 保管廃棄物の外観検査の3項目の自主検査を行った。本検査は次項に述べる使用前検査に準じて行った。検査内容、方法、判定基準は表 4.4 に示した通りである。(昭和 56 年 5 月 15 日検査)

#### 6.1.1 放射線漏洩検査

##### (1) 検査方法

H-2 孔付近の空間線量率を最大熱出力 (10 MW) 運転時に測定した。

##### (2) 検査結果

検査結果を表 6.1 に示す。

表 6.1 放射線漏洩検査記録

地点	判定基準	実測値	判定
1	< 10 mR/h	0.025 mR/h	合格
2	"	0.07	合格
3	"	0.37	合格
4-1	"	4.6	合格
4-2	"	4.4	合格
4-3	"	4.0	合格
4-4	"	5.0	合格

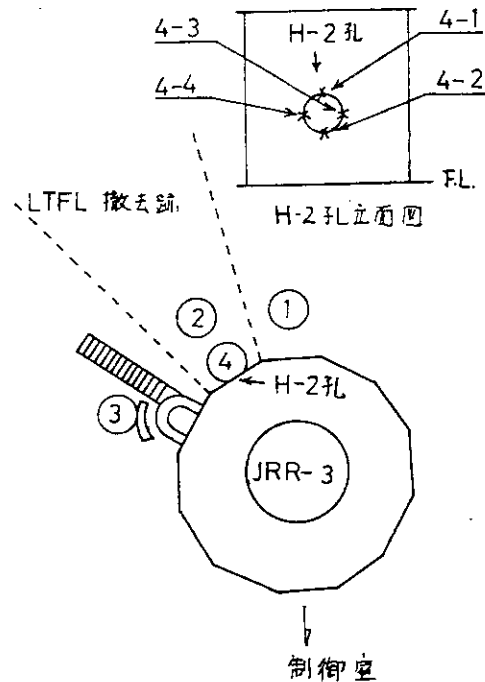


図 6.1 放射線漏洩線量率測定点  
(JRR-3 炉室一階平面図と H-2 孔立面図)

#### 6.1.2 炉体外観検査

撤去後、H-2 孔附近が、LTF L 設置前の状態に復元されていることを目視により確認した。結果を表 6.2 に示す。

#### 6.1.3 保管廃棄物品 外観検査

保管廃棄物品 (放射性廃棄物) が所定の廃棄物処理施設に保管廃棄されていることを目視により確認した。結果を表 6.3 に示す。

表 6.2 炉体外観検査結果

検査箇所	判定基準	検査結果	判定
H-2孔	H-2孔専用遮蔽プラグがH-2孔に挿入されている。	挿入されている	合格
LTFLL撤去跡 周辺	現場が整理整頓されている。 炉体床面が設置以前の状態に復元している。	整理整頓, 復元 している。	合格

表 6.3 保管廃棄物の外観検査

検査対象	保管位置	判定基準	検査結果	判定
炉内部廃棄専用 コフィン	廃棄物処理場 第1次保管廃棄施設, M-27	所定の位置に 保管廃棄され ていること	保管されて いる	合格
大型廃棄容器 1	" L-45 A		"	合格
" 2	" L-45 A		"	合格
" 3	" L-45 A		"	合格
" 4	" L-45 A		"	合格

## 6.2 原子力安全局による使用前検査

使用前検査は「核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規則に関する法律」(昭和32年6月10日法律第166号)に準拠して行われるもので, 1) 放射線漏洩検査, 2) 炉体外観検査, 3) 保管廃棄物の外観検査の三検査が科学技術庁原子力安全局の検査官立合のもとに行われた。三項目いずれも判定基準(表4.4)を満足していることが確認され, 合格判定をえた。(昭和56年6月19日検査。同6月22日検査合格証発行)

## 7. お わ り に

L T F L の撤去は、昭和 55 年 1 月の研究部東海駐在と J R R - 3 管理課との撤去計画打合せに  
始り、昭和 56 年 6 月の撤去後の J R R - 3 使用前検査の合格をもって完了した。L T F L は原子  
炉付属施設であるため、その撤去は官庁の安全審査が必要であり、原子炉施設設置変更の許可と  
設計および工事の方法の認可とを取得するのに一年間を要した。この期間に、撤去の方法と手順、  
炉内部の誘導放射能の計算、炉内部廃棄専用コフィンの設計等について詳しい検討を行った。撤  
去作業は予定通り実施できた。

本撤去計画実施にあたり、極めて多くの方々に御指導、御協力を受けました。ここに主な方々  
を記して感謝の意を表したいと思います（所属等は、当時）。安全管理室 巖淵光弘課長、保安  
管理室 沼田龍雄主査、調達課 成井正夫課長、研究炉管理部 本間俊二部長、桜井裕次長、J R R -  
3 管理課 瑞穂満課長、白井英次課長代理、研究炉業務課 福島貞文課長、放射性汚染処理第 1 課  
鈴木正樹係長、低レベル廃棄物処理処分研究室 森山昇副主任研究員、大型構造機器試験準備室  
小林敏明主査、NSRR 管理室 助川友英室長代理、企画室 小池満課長、神山秀雄主査、高崎研究  
所経理課 高柳五六課長、研究部 武久正昭部長、秋本勝事務長、その他の方々のおかげで、装置  
撤去は完了に至りました。