

JAERI-M
85-133

極低温照射装置（LHTL）の撤去

1985年9月

高村 三郎・前田 裕司・渡辺 光男
加藤 輝雄・川上 弘紀・森 繁

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

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。

入手の問い合わせは、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 Division, Department
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1985

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 日立高速印刷株式会社

極低温照射装置（LHTL）の撤去

日本原子力研究所東海研究所物理部

高村 三郎・前田 裕司・渡辺 光男・加藤 輝雄
川上 弘紀・森 繁⁺

（1985年8月6日受理）

極低温照射装置（LHTL）を昭和59年3月に撤去した。LHTLはJRR-3水平実験孔H-5に昭和42年3月に設置された。以後、固体の照射損傷の基本的性質および超電導磁石材料の照射損傷の研究を中心として炉内照射装置として利用してきた。

本報告書は、LHTLを用いて得られた研究成果と共に、装置撤去の計画と実施および、その安全性について述べたものである。

⁺ 研究炉管理部

Dismantling of the Liquid Helium Temperature Loop (LHTL)

Saburo TAKAMURA, Hiroshi MAETA, Mitsuo WATANABE,
Teruo KATO, Hiroki KAWAKAMI⁺ and Shigeru MORI⁺

Department of Physics,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received August 6, 1985)

The Liquid Helium Temperature Loop (LHTL) was dismantled in March, 1984. Construction of the LHTL was completed in February of 1967, which was installed in a horizontal experimental hole of JRR-3. The loop was used until the last operation in March, 1983 as an inpile irradiation apparatus for the study of fundamental aspects of radiation damage in materials and radiation effects of materials for superconducting magnet. This report describes the planning, safety and practice of the dismantling of LHTL, in addition to the list of works obtained using the loop.

Keywords; Dismantling, In-pile Loop, Planning, Practice, Loop Operation, Radiation Effect, Point Defects, Low Temperature, Fast Converter, Converter, Superconducting Magnet, JRR-3 Reactor

+ Department Research Reactor Operation

目 次

1.はじめに	1
2.極低温照射装置	2
2.1 概要	2
2.2 LHTLの設置、運転及び撤去に至るまでの経過	11
2.3 運転実績	11
2.4 研究成果	12
3.撤去理由	14
4.撤去に伴うファーストコンバータの処置について	14
4.1 ファーストコンバータ購入後の経緯	14
4.2 ファーストコンバータの保管廃棄する場所の検討	14
4.3 ファーストコンバータ部を切断分離する場所と方法の検討	15
4.4 検討結果	16
5.撤去計画	17
5.1 撤去方針	17
5.2 撤去方法	17
5.3 工事工程	23
5.4 放射性廃棄物の推定	24
5.5 品質保証計画	25
6.安全性の検討	26
6.1 照射プラグの生成放射能の推定	26
6.2 放射線の遮へい	28
6.3 強度、耐震計算	31
6.4 切断機の安全性	34
6.5 ファーストコンバータの輸送	40
6.6 密封容器の溶接	41
6.7 ファーストコンバータの保管	41
7.撤去に伴う製作製品	43
8.撤去作業に伴うリハーサル	64
9.撤去作業の実施	66
9.1 炉外部装置の撤去	67
9.2 炉内部装置の撤去	69
9.3 除染作業	72
9.4 作業区域の補修および整理	73
9.5 撤去作業の記録写真	76

10. 線量率測定, 被ばく線量, 廃棄物量, 汚染検査の結果	87
10.1 線量率測定	87
10.2 被ばく線量	91
10.3 廃棄物量	92
10.4 汚染検査	93
11. 撤去に伴う安全審査および許認可	94
11.1 原子炉設置変更に係る許認可	94
11.2 核燃料使用変更に係る許認可	94
12. 撤去に伴う検査	96
12.1 検査項目および検査区分	96
12.2 検査内容	97
12.3 自主検査	97
12.4 原子力安全局による使用前検査	98
13. おわりに	101
謝 辞	101
参考文献	102
附 錄	
附録 1. L H T L 研究業績リスト	103
附録 2. 生成放射能, 遮へい, 強度・耐震およびファーストコンバータの表面温度の計算 ..	116
2.1 照射プラグの生成放射能の推定	116
2.2 放射線の遮へい	123
2.3 ファーストコンバータの表面温度	130
附録 3. 密封容器, 密封容器架台の取扱い方	134

Contents

1. Introduction	1
2. Liquid Helium Temperature Loop	2
2.1 Outline of the LHTL	2
2.2 History of construction and operation	11
2.3 Actual results of operation	11
2.4 Research works using the LHTL	12
3. Grounds for the LHTL dismantling	14
4. Disposal of fast converter for dismantling	14
4.1 History after purchase the fast converter	14
4.2 Investigation of place for keeping and disposal of fast converter	14
4.3 Investigation of place and method for cutting of fast converter	15
4.4 Results of investigation	16
5. Working plan of dismantling	17
5.1 Aim and conditions of dismantling	17
5.2 Method of dismantling	17
5.3 Schedule of dismantling	23
5.4 Estimation of radioactive waste products	24
5.5 Quality assurance plan	25
6. Investigation of safety	26
6.1 Estimation of induced radioactivity of the in-pile plug	26
6.2 Radiation shielding	28
6.3 Calculation of mechanical strength and earthquake-proof	31
6.4 Safety of cutting machine	34
6.5 Transportation of fast converter	40
6.6 Welding of sealing container	41
6.7 Keeping of fast converter	41
7. Products for dismantling	43
8. Rehearsal for dismantling	64
9. Practice of dismantling	66
9.1 Dismantling of out-pile section	67
9.2 Dismantling of in-pile section	69

9.3 Decontaminating working	72
9.4 Repair and arrangement of working area	73
9.5 Recording photos of dismantling	76
10. Results of measurement of dose rate, radiation expose dose, waste quantity and inspection of radioactive contamination	87
10.1 Measurements of dose rate	87
10.2 Dose of radiation exposure of workers	91
10.3 Volume of waste	92
10.4 Inspection of contamination	93
11. Safety inspection and permission of dismantling	94
11.1 Permission for alternations affecting the establishment of reactor	94
11.2 Permission for alternations affecting uses of nuclear fuel materials	94
12. Examination for dismantling	96
12.1 Items and partition of inspection	96
12.2 Details of inspection	97
12.3 Autonomous inspection	97
12.4 Pre-operation inspection by Nuclear Safety Bureau	98
13. Conclusion	101
Acknowledgements	101
References	102
Appendix	
1. List of research works using LHTL	103
2. Calculations of induced radioactivity, shielding, strength, earthquake-proof and surface temperature of fast converter	116
2.1 Estimation of induced radioactivity of the loop in-pile section	116
2.2 Shielding for radiation	123
2.3 Surface temperature of fast converter	130
3. Treatment of sealing container stand for sealing container ...	134

1. はじめに

極低温照射装置LHTL（Liquid Helium Temperature Loop）は、極低温（5K, -268°C）で高速中性子照射した材料の照射損傷の研究を行うため、昭和42年3月JRR-3の水平実験孔H-5に設置された。当時、我が国においては極低温実験では早創期にあたり、50Wの冷凍能力を持つ大型のHe冷凍機は初めてであった。また原子炉内設置による種々の困難をも克服して照射実験を行うことができた。本装置の完成により、極低温の分野および照射損傷の分野などにおいて、先駆的役割を果たして来た。その後、京大、東大に同種の照射装置が建設されたが、LHTLはその指導的役割を果たし、多大の貢献を行った。

JRR-3の改造計画に伴って、昭和54年3月を以て運転を終了する迄、16年間にわたり事故もなく順調に照射実験を行うことが出来た。この間に得られた研究成果を大別すると

- i) 高速中性子による照射欠陥の基本的性質の研究
- ii) 超電導磁石材料の照射損傷の研究

についてであり、これらに関する多くの研究成果をあげる事が出来た。

撤去については、昭和57年度より安全審査に関する準備を進めた。この撤去の主な特徴は、照射プラグの先端部に取付けられた燃料体（ファーストコンバータ，fast converter）を、照射プラグから切り離すことにある。したがって、切断分離の方法、照射プラグの引抜き作業等の高放射能の取り扱い、作業の安全性等についての検討を行った。撤去作業は、まず炉外の装置を撤去した後、照射プラグを実験孔より引抜き、遮へい容器に収納し炉室内のホットケーブでファーストコンバータを照射プラグから切断分離した。ファーストコンバータは密封容器に収納後、JRR-3使用済燃料貯槽No.1に保管した。照射プラグは遮へい体プラグとして実験孔H-5に挿入した。

本報告はLHTLの装置の概要、これを用いて得た研究成果、撤去計画、安全性の検討、撤去の実施等について述べたものである。

2. 極低温照射装置

2.1 概要

LHTLは、高速中性子による材料の照射損傷の基礎実験を行うため、液体Heによって極低温に保持した試料を照射し、材料の諸性質の変化と回復過程を研究することを目的として、水平実験孔H-5に設置されたものである。

本装置は試料を5Kで中性子照射後、温度を上げることなく炉外に取り出せる。これにより照射欠陥を凍結した状態で機械的性質、X線回折、内部摩擦、超電導特性等の各種物性測定を行うことが出来た。本装置には高速中性子束を高めるためのファーストコンバータ（90%濃縮ウラン）および熱中性子吸収体（B₄C）を備えている。これにより、照射した試料の誘導放射能を低減させることが出来、多くの材料の照射実験を容易にした。

本装置の構成は、炉内部（ファーストコンバータ付照射プラグ）炉外部（冷凍機類）に分けられる。炉外部は炉室一階の主冷却装置、ファーストコンバータ冷却装置、試料操作部、遮へい体、計測制御装置、炉室地下は圧縮機（3機）、低圧ガスホルダー、中圧および低圧タンク、フィルター、電源盤等で構成している。

本装置の機器の名称および概略を表2.1に示す。

図2.1に装置の系統概略を示す。

図2.2には装置の配置を示す。

図2.3には、照射プラグを示す。

図2.4には試料操作部および照射プラグを示す。

図2.5にはLHTLの外観を示す。

表 2.1 機器の名称および概略

機 器	名 称	構 成 機 器	仕 様 概 略
主冷却装置	4.2°K Heガス冷却系 Heガス流量 3.9 g/sec 冷却能力50watt	Heガス供給系	ガスホルダー, タンク, 2段圧縮機 2台 油分離器, フィルターなど
		熱交換槽	4段熱交換器 J-T熱交換器 J-T弁など
		膨脹エンジン	2段
		排 気 系	ロータリーポンプ 拡散ポンプ
	80 KHeガス冷却系 液体窒素消費量 100 ℥/day以下	Heガス供給系	低圧タンク, 圧縮機1台 など
		熱交換槽	液体窒素, 冷却タンク, 熱交換器
		排 気 系	4.2 °Kと共用
	照射プラグ	ファーストコンバータ	U (90%濃縮 U ²³⁵ 385g) 被覆合金ジルカロイ2
		熱中性子遮へい体	B ₄ C入りSUS
		重 コン 遮へい体	
		真 空 外 筒	SUS
ファーストコンバータ冷却装置		サージタンク	400 ℥
		一次冷却水熱交換器	400 kW
		一次冷却水ポンプ	5.3 m ³ /hr
		一次冷却水精製系	250 ℥/hr
試料操作部		試料挿入管, 取出管 真空ポンプ	
シールド		水シールド+鉛シールド パラフィン	水量 1500 ℥
計測制御装置		He 気体温度計	3 箇
		熱電対温度計	10 + 3 箇
		圧 力 計	7 箇
		流 量 計	3 箇
		水 位 計	1 箇
		放 射 線 計 器	5 箇
		真 空 計	3 + 2 箇
		回 転 計	2 箇
カプセル		電 気 伝 導 計	1 箇
附 属 品		照射済試料容器, 同上用 移動架台, 本体部架台	A1 30mmO. D × 120mm

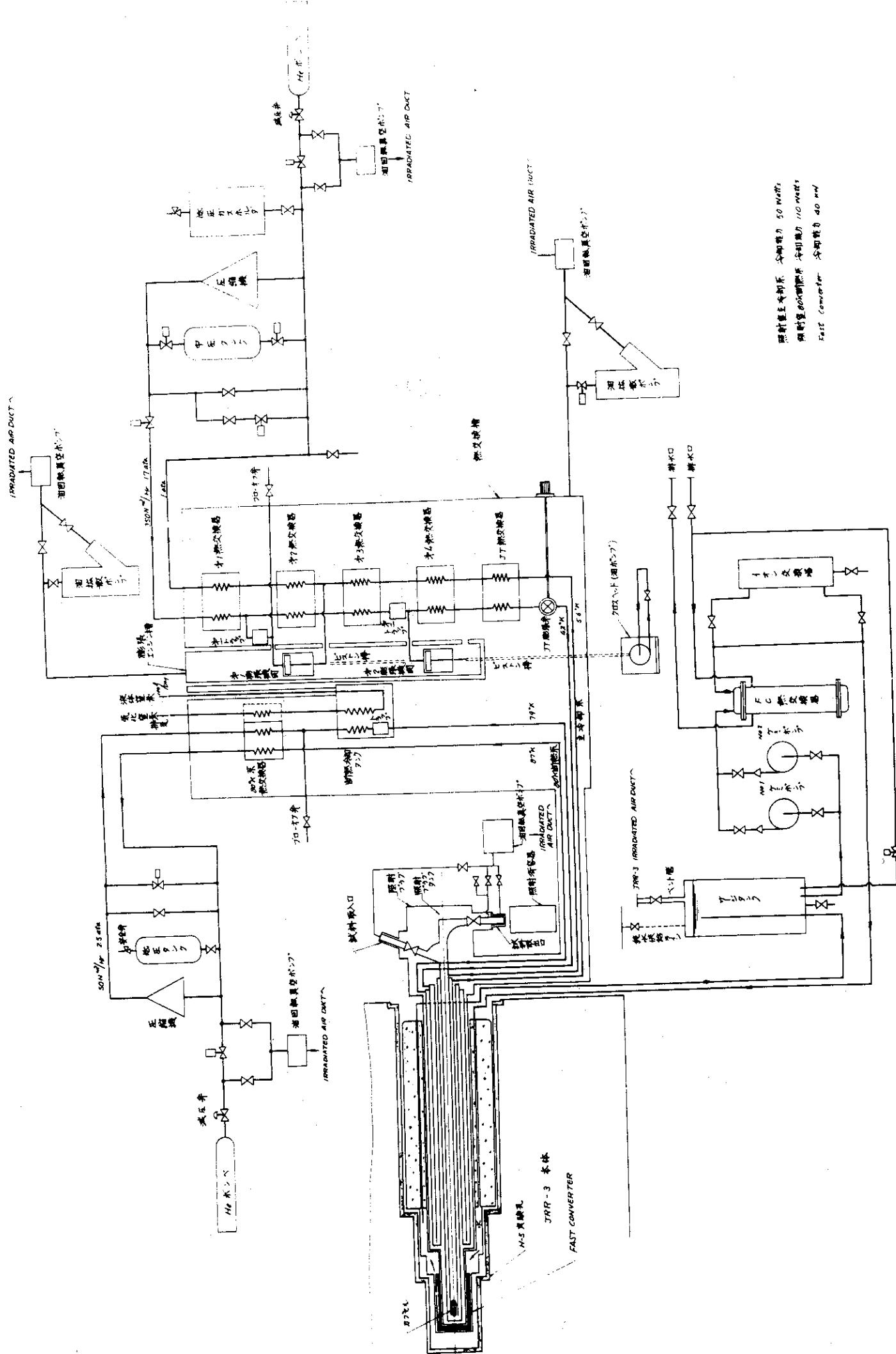


図 2.1 LHTL 系統図

種々の照射装置 全体系統図
D160797

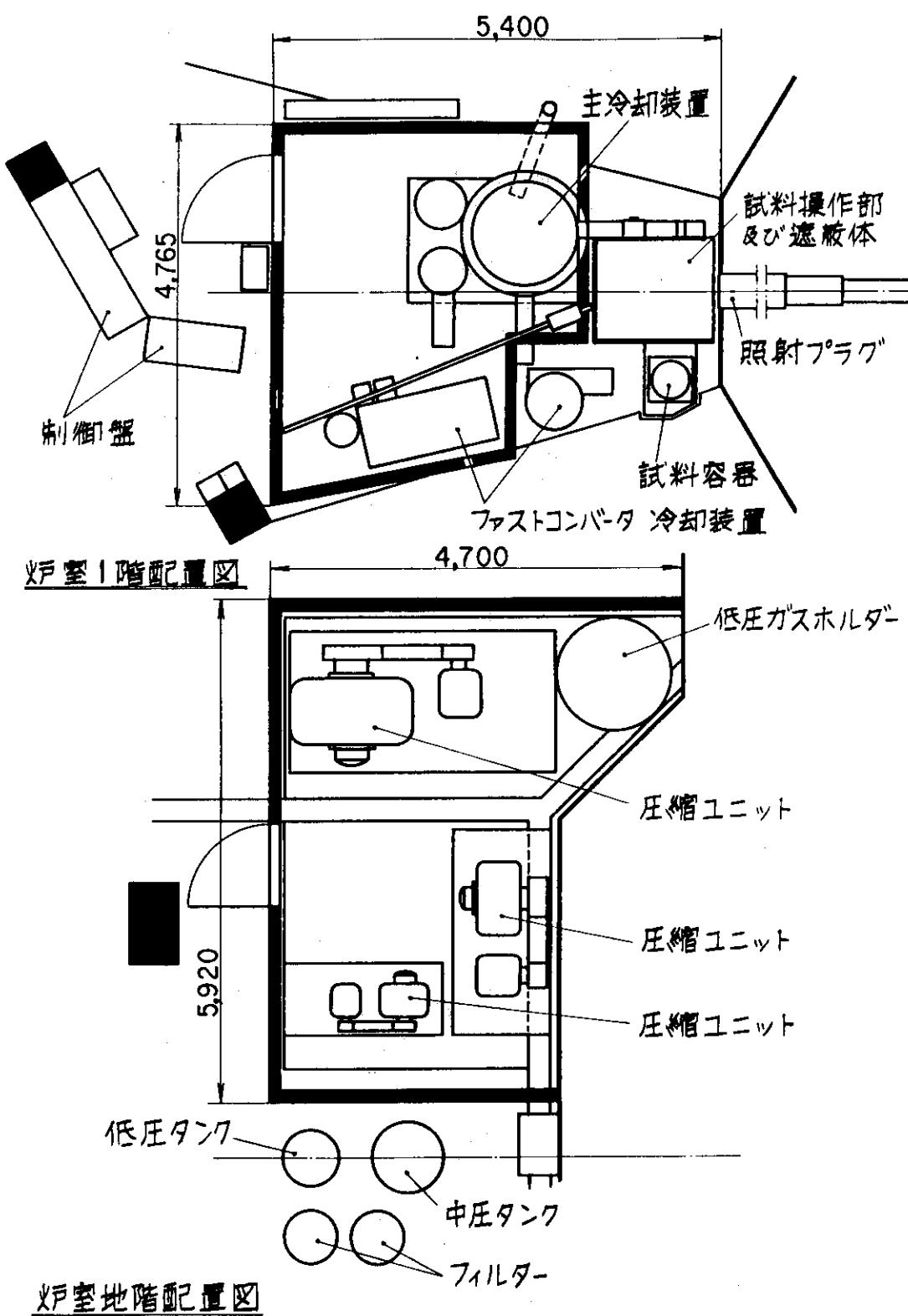


図 2.2 極低温照射装置 (LHTL) 配置説明図

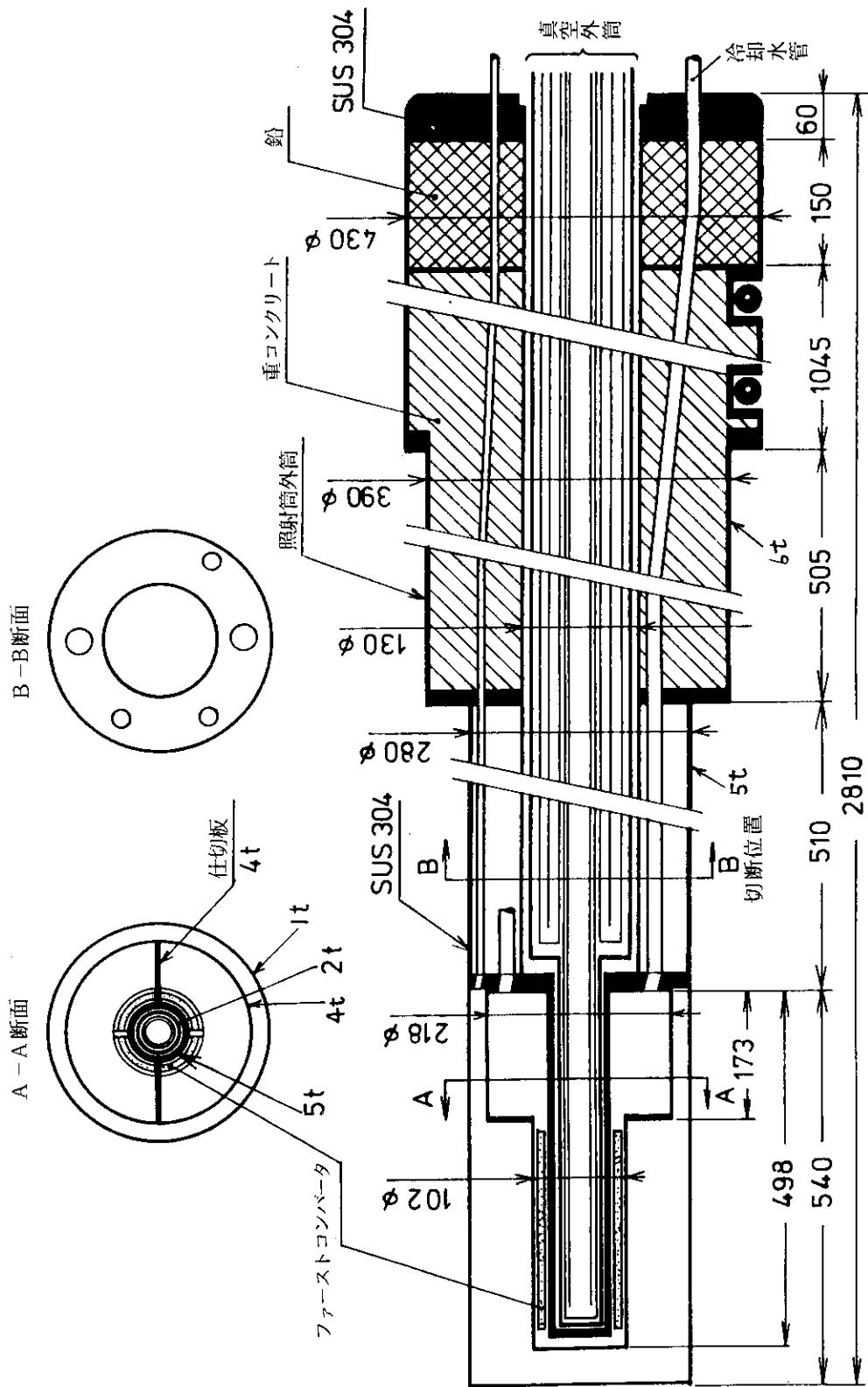


図 2.3 照射プラグ

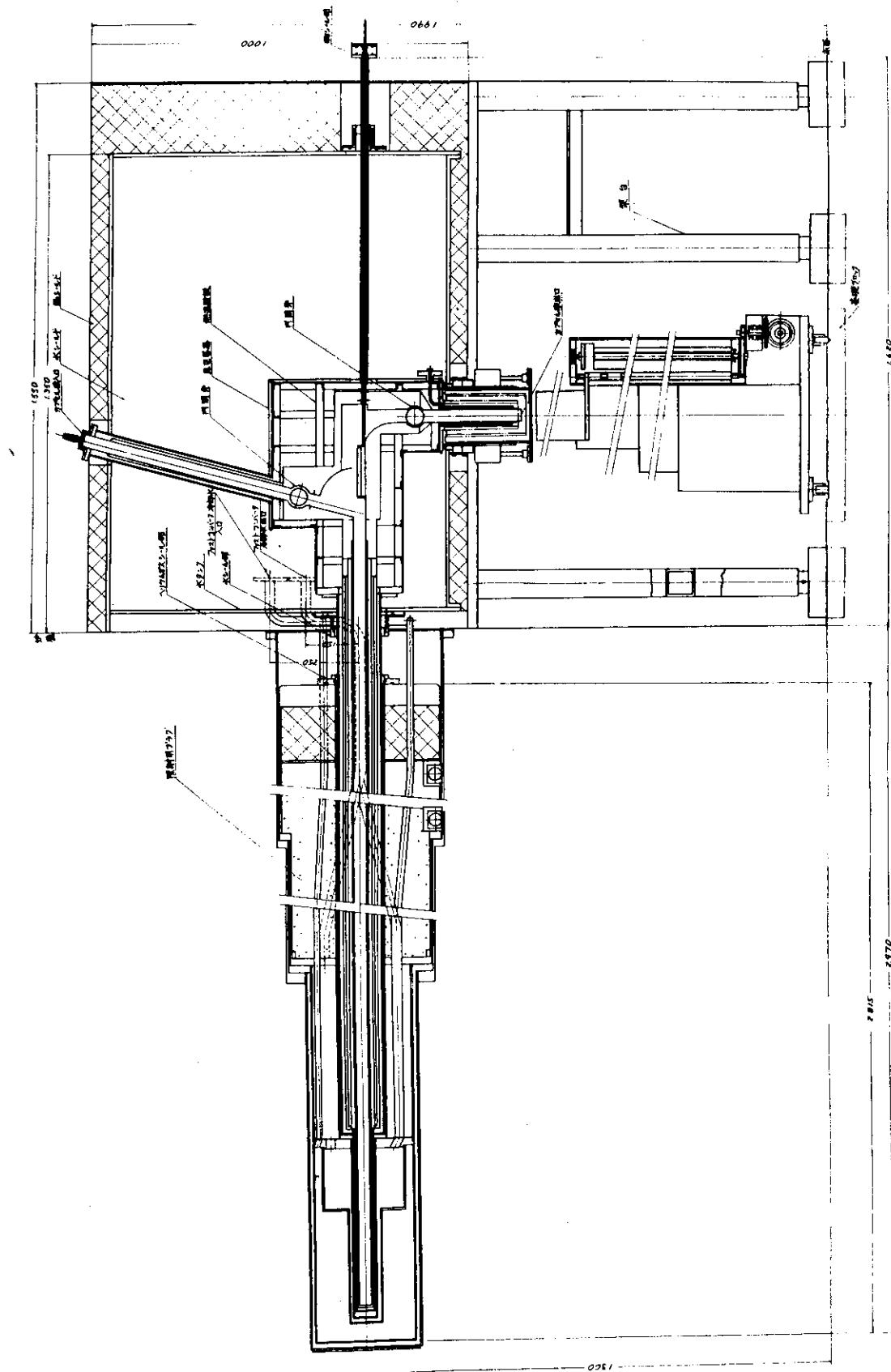
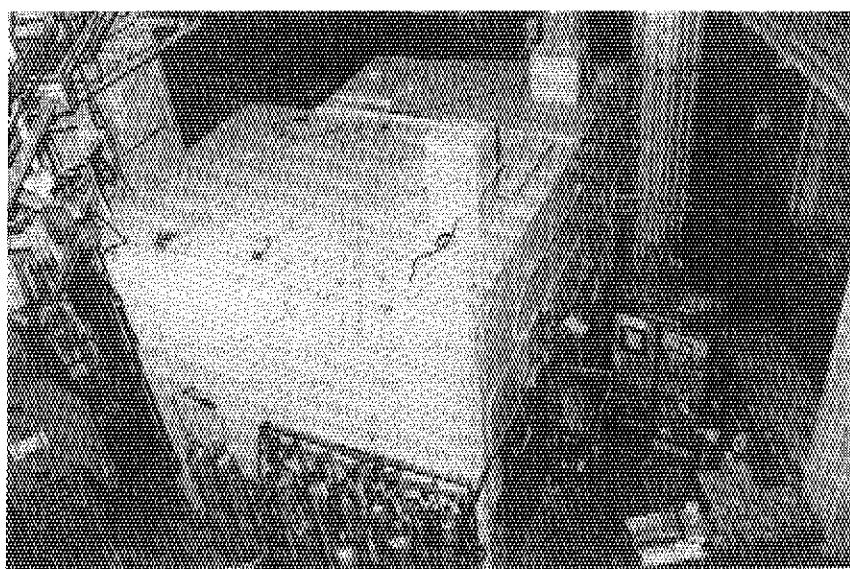
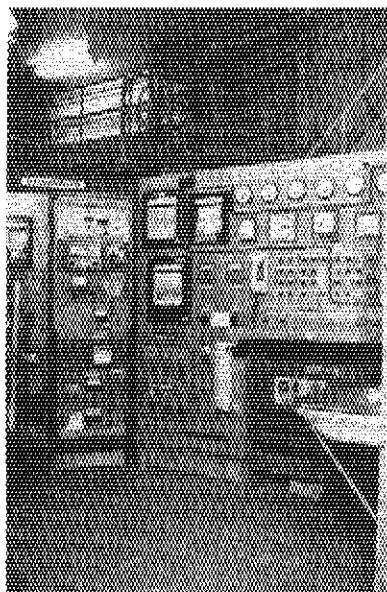


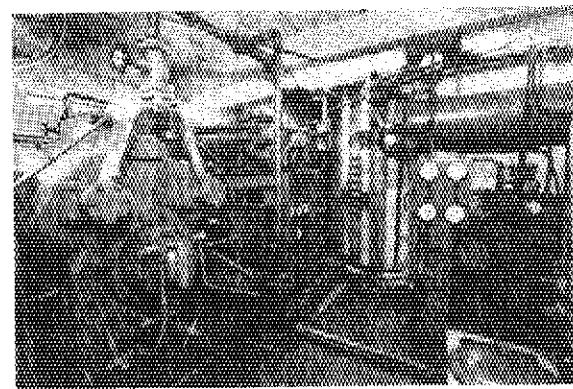
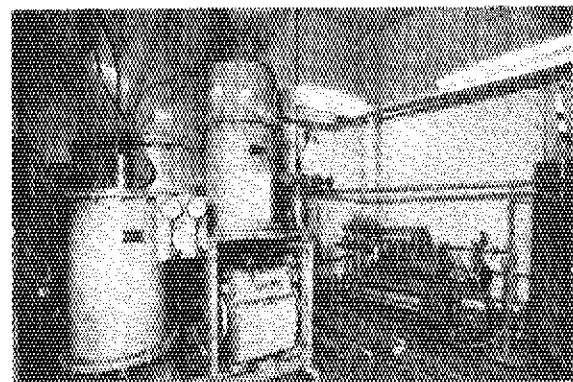
図 2.4 試料操作部および照射プラグ



炉室 1 階



制御盤



炉室 1 階 He 冷却系, ファーストコンバータ冷却系（上）
炉室地下圧縮機（下）

図 2.5 LHTL 外 観

2.2 LHTLの設置、運転及び撤去に至るまでの経過

LHTLをJRR-3炉室内に設置するにあたり、昭和39年9月に原子炉設置変更許可の申請を初めとして、核燃料物質使用許可、設計及び工事の方法に係る認可、使用前検査等の申請を行い、昭和42年3月に使用前検査の合格を得た。

照射運転は炉外、炉内の試験運転を終えて、昭和42年3月に開始した。
許認可申請手続に関しては、以下の通りである。

- 1) 昭和39年9月 原子炉施設の変更に係る安全性の審査のための書類提出 (JRR-3に対するLHTLの設置)
- 2) 昭和40年3月 原子炉施設の変更に係る安全性について (JRR-3に対するインパイルループLHTLの設置) の安全性が認められる。
- 3) 昭和39年12月 核燃料物質使用許可の申請
- 4) 昭和40年7月 核燃料物質使用の許可
- 5) 昭和41年8月 設計及び工事の方法に係る認可申請
- 6) 昭和41年10月 設計及び工事の方法に係る認可
- 7) 昭和42年1月 原子炉施設 (JRR-3) の変更に係る性能検査の申請 (LHTL極低温照射装置の設置)
- 8) 昭和42年3月 インパイルループ極低温照射装置LHTLの性能検査合格
- 9) 昭和42年3月 照射実験開始
- 10) 昭和45年5月 冷凍能力の増強 (圧縮機容量1.3倍)
- 11) 昭和49年3月 主冷却系の圧力自動調節装置の設置
- 12) 昭和58年3月 JRR-3改造に伴い原子炉停止により運転終了

2.3 運転実績

昭和42年3月の照射実験開始より、昭和58年3月までの期間における年次別の照射運転回数を表2.2に示す。

運転は最低1日、最高6日間の4班3交代による昼夜連続で行った。

表2.2 LHTL照射運転実績

年 次	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	合 計
照射実験 回 数	12	14	5	4	11	4	12	11	3	0	8	8	6	5	4	7	2	116

昭和58年3月をもって照射実験を終了するまで16年間にわたる照射実験の結果は、次の2.4に示す如く、国内外の学会、学術雑誌等で報告され、世界的にも優れた研究として評価されている。

2.4 研究成果

LHTLを用いた研究で口頭発表を除く研究成果は、学会誌論文、フルペーパーおよび会議報告、レビューが105件、JAERI-M、JAERI-memo（公開）が15件、所内資料、JAERI-memo（未公開）が26件で総数146件である。また、特許は10件で、受賞は日本金属学会功績賞を始めとして7件である。

これらの研究業績リストは付録1に示す。

主な研究成果の概略は以下の通りである。

(1) 照射欠陥の性質

イ 金属の照射欠陥の基本的性質

最も基本的な照射欠陥である格子間原子の性質をモリブデンおよびタンクスチレンで調べ、格子間原子の移動が -245°C （モリブデン）、 -255°C （タンクスチレン）という驚くべき低温で起こっていることを初めて明らかにし、その構造を解明した。

六方最密金属である亜鉛、カドミウム、マグネシウムにおいて、格子間原子の構造および集合する状態が異なることを格子定数より明らかにし、 c/a （c軸方向とa軸方向の格子定数の比）に関連付けて解明した。

ロ 照射欠陥の生成と回復

中性子照射による欠陥の生成量およびその欠陥が昇温に伴って動いて回復する様子を調べることは照射損傷の研究の中心的課題であり、それはボイドスエーリングや脆化の機構解明に重要なものである。LHTLによる照射実験によって各種金属（21種類）の照射欠陥の生成量を求め、計算値と比較した。およそ実験値は計算値の半分以下であった。これは中性子照射における欠陥生成の複雑さを示すものである。

照射欠陥の回復する様子を温度の関数として表わしたもの回復スペクトルと呼ばれる。この回復スペクトルを面心立方金属（アルミニウム、銅、ニッケルなど）、体心立方金属（鉄、モリブデン、ニオブ、バナジウム、タンクスチレンなど）、六方最密金属（チタン、亜鉛、ジルコニウムなど）および黒鉛などについて測定した。

合金材料中の照射欠陥の動きについては、照射誘起偏析が近年重要視されてきたが、これらの基本物性である照射欠陥と溶質原子との結合エネルギーを多くの合金について求め、溶質原子の大きさとの関係を導いた。

ハ 合金の照射効果、特に置換衝突の問題

合金の照射効果では、原子の置きかえのみが起こる置換衝突が重要である。それは、異種原子の並び方が変わることによって、合金の性質が変わってしまうことが起こるからである。LHTLによる規則合金（ Cu_3Au 、 CuZn など）の研究によって、中性子照射では置換衝突とはじき出し衝突の比が従来の電子照射の結果に比べて20倍以上にもなることを見出した。これは合金材料における置換衝突の重要さと共に中性子照射実験の重要さを示すものである。ごく最近の計算機シミュレーションによって実験値との一致が得られた。

ニ 金属の機械的性質に対する照射効果

鉄，鉄合金，モリブデンでは低温で中性子を照射した後の降伏応力が半分に減少する現象を見出した。

(2) 超電導磁石材料の耐照射性

核融合炉の超電導磁石は，超電導材料，安定化材料及び有機絶縁材料などで構成されており，極低温において中性子照射をうけることが予想されている。各構成材料の極低温原子炉照射効果について調べた。

イ 超電導材料

超電導材料は臨界電流（超電導状態が破れる電流）が照射によって減少することが問題である。

ニオブ，バナジウム，NbTi 及び Nb₃Sn の臨界電流に対する照射効果を測定し，これらは現在考えられている照射条件では充分使用できることを確認した。

ロ 安定化材料

安定化材料はその電気抵抗が照射によって増加することが問題であり，定期的に昇温焼鈍を行う必要があるといわれている。安定化材料として使用されるアルミニウムと銅について，照射による電気抵抗の増加，焼鈍による抵抗の回復，更に照射と加工と焼鈍の重畠効果を調べ，基礎データを得た。

ハ 有機絶縁材料

有機絶縁材料の耐照射性を主として，引張，圧縮及び曲げに対する機械的強度試験および長さの測定により調べた。

マイラーは室温における耐照射性が優れていることから熱絶縁材料として使用が予定されていた。極低温照射における耐照射性の結果は室温照射におけるそれの100分の1に減少することを示し，材料として適格でないことがわかった。さらに，日米のL C T (Large Coil Task) および核融合実験炉での使用が考えられている絶縁材料 (VL-E 200 , G-10CR, G-11CR など) の耐照射性を調べ，それぞれの許容照射量を評価した。また，繊維強化樹脂では照射による寸法変化が繊維方向とそれに垂直な方向で著しく異なることを明らかにした。

3. 撤 去 理 由

LHTLは材料の照射損傷の研究のため、昭和42年3月にJRR-3に設置された。この装置を用いて前記に述べた実験を行ってきたが、JRR-3の改造に伴い、昭和58年3月をもってJRR-3は停止したため、照射実験を終了させた。そのためLHTLを昭和58年度に撤去することとなった。

4. 撤去に伴うファーストコンバータの処置について

4.1 ファーストコンバータ購入後の経緯

ファーストコンバータの組成はウラン15%，ジルカロイ-Ⅱ 85%合金で、ジルカロイ-Ⅱで被覆している。ウラン426.1gのうちウラン-235は384gであり濃縮度が90%である。

当初、ファーストコンバータは米国より借用したもので、実験終了後は照射プラグに取付けたまま、一時放射性物質廃棄施設に保管し、適当な時期にホットラボにおいて、ファーストコンバータを照射プラグより切断分離し、米国に返却する予定であった。

その後、この借用核燃料は、日本国が米国より購入し、昭和52年4月8日、賃貸借用契約が解除され、原研の所有となった。このため原研において使用後のファーストコンバータをしかるべき場所において保管管理を行う必要が生じた。

4.2 ファーストコンバータの保管廃棄する場所の検討

ファーストコンバータを保管廃棄する候補として次の場所を検討した。

(1) 放射性廃棄物処理場

同処理場に核分裂物質を保管廃棄できる量は15g以下と定められている。ファーストコンバータのウラン-235は284gあり保管廃棄はできない。

(2) 使用済燃料貯蔵施設（北地区）

この施設はJRR-3天然ウラン燃料、NSRR燃料の低濃縮ウラン燃料の保管が認められているが、90%濃縮ウランの保管については、原子炉設置変更の許可を得ることが必要である。

(3) JRR-3 使用済燃料貯槽No.1

使用済燃料貯槽No.1にファーストコンバータを保管することは可能であるが、核燃料貯蔵施設の許可を得ることが必要である。

これらの他の所内施設についても検討したが、保管場所としてJRR-3使用済燃料槽No.1とした。

3. 撤去理由

LHTLは材料の照射損傷の研究のため、昭和42年3月にJRR-3に設置された。この装置を用いて前記に述べた実験を行ってきたが、JRR-3の改造に伴い、昭和58年3月をもってJRR-3は停止したため、照射実験を終了させた。そのためLHTLを昭和58年度に撤去することとなった。

4. 撤去に伴うファーストコンバータの処置について

4.1 ファーストコンバータ購入後の経緯

ファーストコンバータの組成はウラン15%，ジルカロイ-Ⅱ85%合金で、ジルカロイ-Ⅱで被覆している。ウラン426.1gのうちウラン-235は384gであり濃縮度が90%である。

当初、ファーストコンバータは米国より借用したもので、実験終了後は照射プラグに取付けたまま、一時放射性物質廃棄施設に保管し、適当な時期にホットラボにおいて、ファーストコンバータを照射プラグより切断分離し、米国に返却する予定であった。

その後、この借用核燃料は、日本国が米国より購入し、昭和52年4月8日、賃貸借用契約が解除され、原研の所有となった。このため原研において使用後のファーストコンバータをしかるべき場所において保管管理を行う必要が生じた。

4.2 ファーストコンバータの保管廃棄する場所の検討

ファーストコンバータを保管廃棄する候補として次の場所を検討した。

(1) 放射性廃棄物処理場

同処理場に核分裂物質を保管廃棄できる量は15g以下と定められている。ファーストコンバータのウラン235は284gあり保管廃棄はできない。

(2) 使用済燃料貯蔵施設（北地区）

この施設はJRR-3天然ウラン燃料、NSRR燃料の低濃縮ウラン燃料の保管が認められているが、90%濃縮ウランの保管については、原子炉設置変更の許可を得ることが必要である。

(3) JRR-3 使用済燃料貯槽No.1

使用済燃料貯槽No.1にファーストコンバータを保管することは可能であるが、核燃料貯蔵施設の許可を得ることが必要である。

これらの他の所内施設についても検討したが、保管場所としてJRR-3使用済燃料槽No.1とした。

4.3 ファーストコンバータ部を切断分離する場所と方法の検討

ファーストコンバータを照射プラグより切断分離する方法及び場所について、JRR-3炉室で遮へい容器内での切断および水中切断、あるいはホットラボおよび実用燃料試験室での切断等を検討した。

(1) JRR-3炉室で切断する場合

イ 遮へい容器内ドライ(dry) 雰囲気で切断

切断機を内蔵した遮へい容器に照射プラグを収納して切断分離する場合には以下の問題がある。

- (イ) めくら切断することにより刃の交換等の操作が難しい。
- (ロ) 切粉の飛散、汚染及び放射能の拡大等の問題がある。
- (ハ) 容器が大型となりしかも複雑になる。

ロ 水中で切断する場合

照射プラグを収納した遮へい容器をJRR-3使用済燃料貯槽、および炉室内に専用プールを設置して、照射プラグを一部引抜いて切断分離する場合については以下の問題がある。

- (イ) 遮へい容器の蓋(重量約1ton)を開ける操作や照射プラグ(重量1.3ton)を引抜く操作を水中で行うことの操作上の難しさがある。
- (ロ) 水中の遠隔切断作業が難しい。
- (ハ) 炉室内に専用プールを新設して切断する場合には、上記の他、切断後の汚染水および切粉の処理が難しい。

(2) ホットラボで切断する場合

照射プラグを収納した遮へい容器を、ホットケーブ上部に設置して、照射プラグをケーブ内に入れて切断する場合には以下の問題がある。

- イ 照射プラグの挿入口が小さく、ホットケーブ用ハッチを新しく作る必要がある。このため、ホットケーブの改造のための核燃料使用施設の変更の許可が必要である。
- ロ このケーブは、安全審査の資料に供するデータの取得のための作業が行われており、スケジュールに大きな影響を与える。このファーストコンバータの切断作業のためには、ケーブ内の除染作業、立入作業、局検査、据付調整、切断後除染、復旧作業などに約1ヶ年が必要と試算される。

(3) 実用燃料試験室で切断する場合

照射プラグをホットケーブ壁面から挿入して切断することは可能であるが、以下の問題がある。

- イ 濃縮度90%の燃料体を取り扱うための使用の変更の許可の申請が必要である。
- ロ この施設では、原子力発電用燃料棒の切断作業や試験研究等の向こう3年間スケジュールが決まっている。ファーストコンバータの切断作業が行われると、その間ホットケーブを占有することになり、上記のスケジュールが大巾に変更される。

以上の検討項目を要約すると、切断場所として JRR-3 炉室内が候補にあげられた。切断方法はドライおよびウェット方式、または専用プールを設置し、その中の切断案が検討された。

4.4 検討結果

以上の検討項目をふまえ、昭和57年7月に副所長、関連部長との話し合いを2回にわたり行い、その結果ファーストコンバータは JRR-3 使用済燃料貯槽No.1に保管することに決定した。切断分離を行う場所は JRR-3 炉室内に水プールを設置し、水中切断を行うこととなった。その後、同炉室内のホットケーブ内でファーストコンバータ部の切断分離作業が可能であることがわかり、研究炉利用課の協力を得て実施することとなった。

5. 撤去計画

極低温照射装置の撤去には、照射プラグ先端部にファーストコンバータを設置しているため、装置の撤去に伴い、ファーストコンバータの処置および保管をも含めた計画を考える必要がある。更にこのファーストコンバータは燃料体であるので高放射性物質の安全なる取扱いが要求される。

本撤去においては、これらファーストコンバータおよび照射プラグの放射能評価、生体遮へい体等による安全かつ円滑に撤去作業が行えるように計画を行う。また原子炉設置変更許可、設計および工事の許可、設計および工事の認可申請、製作物品の使用前検査等を行い、製作物品の使用前検査後、撤去作業を行う。

以下に撤去方針、工事の方法、工事順序、工事上の注意、被ばく管理、廃棄物の推定等について述べる。

5.1 撤去方針

- (1) 撤去方針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) 極低温照射装置の撤去後は水平実験孔（H-5）に遮へい体を取付けた照射プラグを挿入し蓋を取付ける。
- (3) 撤去後は水平実験孔（H-5）の周辺部を設置前の状態に復旧する。

5.2 撤去方法

(1) 工事の方法

- イ. 炉室1階と地階にある主冷却装置と計測制御装置は解体後廃棄処分する。
- ロ. 炉室1階にあるファーストコンバータ冷却装置は解体後、廃棄処分する。
- ハ. 炉室1階にある試料操作部およびシールドは解体後、廃棄処分する。
- ニ. 照射プラグは水平実験孔（H-5）から引抜き、炉室内のホットケーブでファーストコンバータ部を切離し、水平実験孔（H-5）に再挿入する。
- ホ. ファーストコンバータ部はJRR-3 使用済燃料貯槽No.1に保管する。

以上の工事の方法を流れ図（図5.1）に示す。

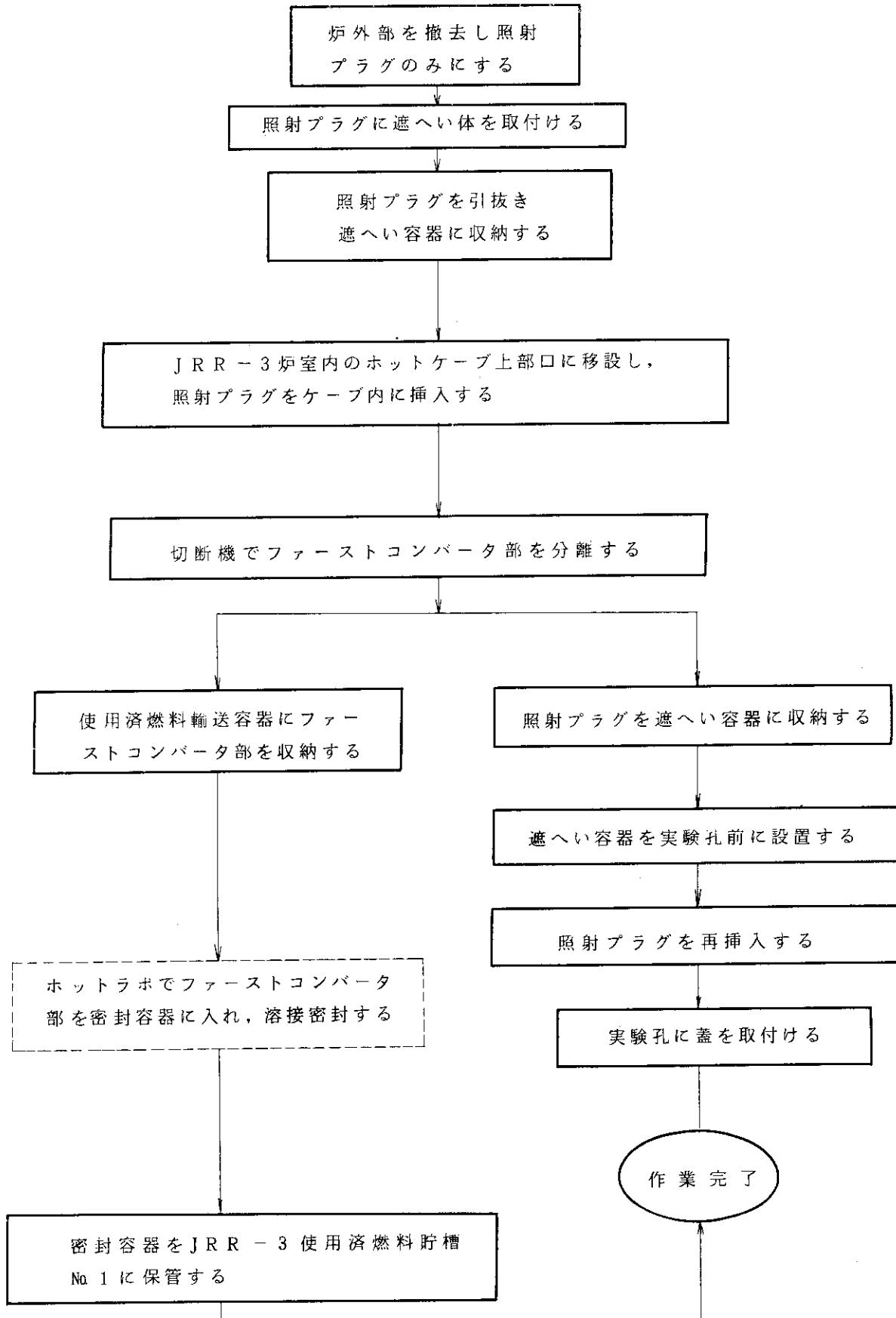


図 5.1 LHTL の撤去作業の流れ図

(2) 工事順序

イ 炉外部撤去

(イ) 計測制御装置の撤去

- 電源系統を切離し電線、ケーブル等を取り外す。
- 計装機器、制御盤は放射性汚染が無いことを確認して廃棄する。

(ロ) 主冷却装置の撤去

- 炉室地階にある圧縮機、タンク、ガスホルダー等は、解体分離した後に放射性汚染が無いことを確認して廃棄する。
- 炉室1階にある熱交換槽、膨張エンジン、真空ポンプ等は、解体分離した後に放射性汚染が無いことを確認して廃棄する。

(ハ) ファーストコンバータ冷却装置の撤去

- 各機器の接続部を解体し分離する。また、配管は短かく切断する。
- 機器および配管の汚染検査を実施した後、簡易廃棄容器に収納して放射性廃棄物処理場へ搬出する。

(二) 試料操作部およびシールドの撤去

- 鉛シールドを取り外す。
- 試料操作部を照射プラグより切断分離する。その後解体し、放射性汚染検査を実施して汚染しているものは、簡易廃棄容器に収納して放射性廃棄物処理場へ搬出する。

ロ 炉内部撤去

- (イ) 真空外筒を約1m引出し切断した後、照射プラグの貫通部に遮へい体を取付ける。
- (ロ) 照射プラグを遮へい容器に収納し、水平実験孔(H-5)の遮へいシャッターをおろす。遮へい容器は炉室内のホットケープに移動する。

- (ハ) ホットケープ内で、照射プラグの先端部にあるファーストコンバータ部を切断分離する。

- (ニ) ファーストコンバータ部を分離した照射プラグは水平実験孔(H-5)に挿入し、蓋を取付ける。

(ホ) ファーストコンバータ部の保管

ファーストコンバータ部はホットラボに搬出し、密封容器に収納した後、JRR-3使用済燃料貯槽No.1に保管する。

これらの手順を図5.2に示す。

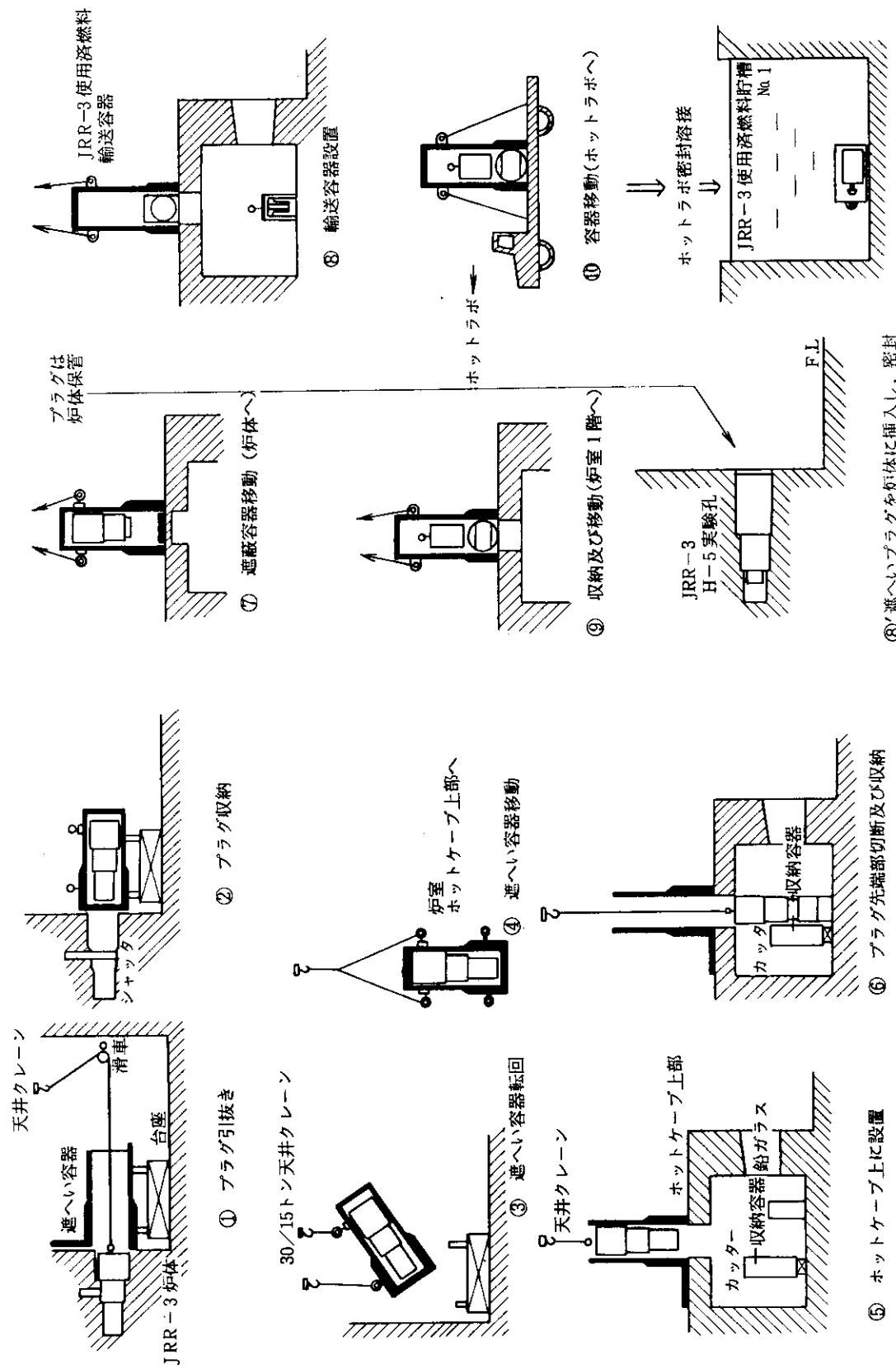


図 5.2 極低温照射装置の照射プラグ解体手順

(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、作業者の被ばく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。

- イ 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ばく線量測定器を着用する。
- ロ 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。
- ハ 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。
- ニ 作業時は必要に応じ、その都度、サーベイメーターで放射線線量率を測定する。
- ホ 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。
- ヘ 汚染機器の解体は作業エリアを設け、グリーハウスを仮設し局所排気装置を設置して行う。（図5.3）

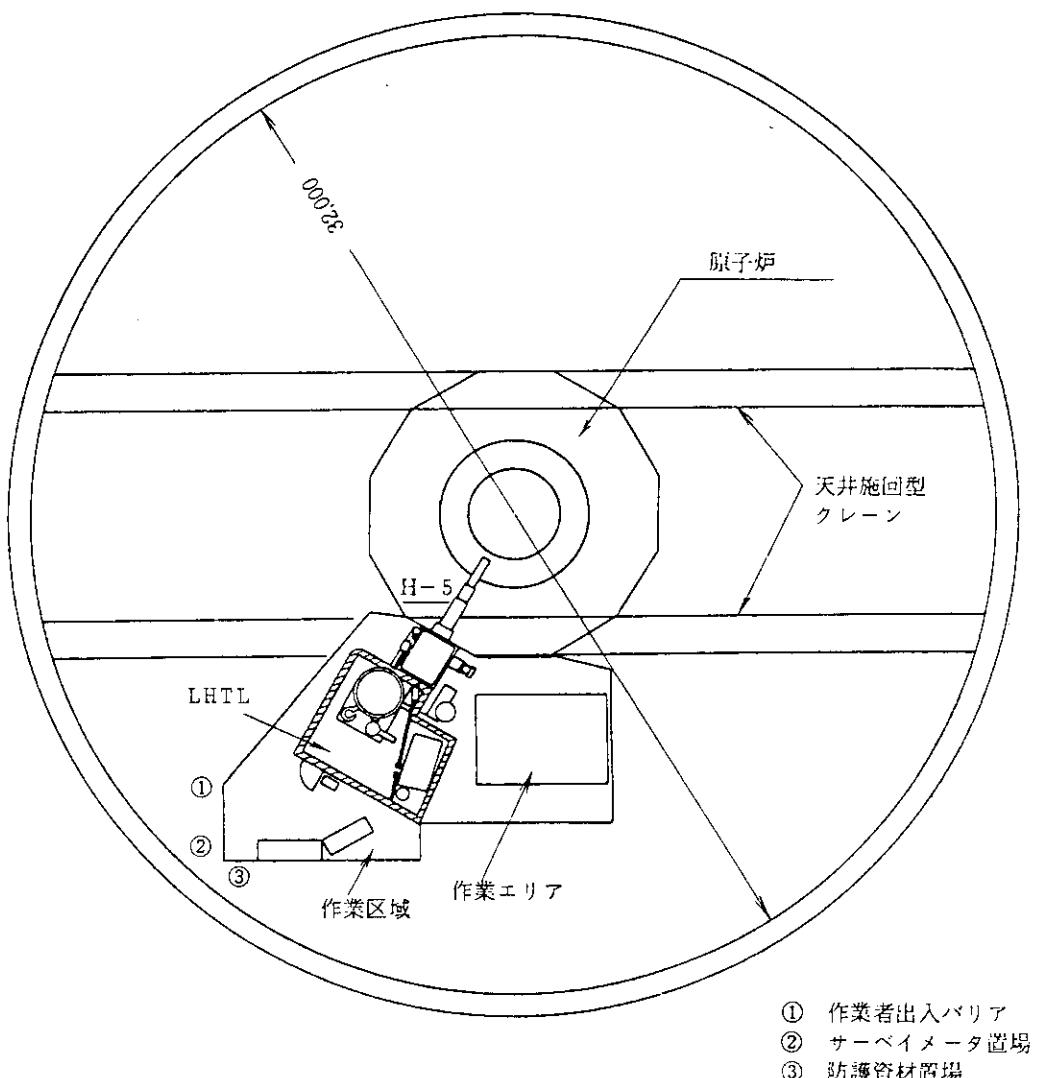


図5.3 放射線管理関係設備

(4) 被ばく管理

イ 被ばく線量評価

作業者の外部被ばく評価上着目すべき作業を大別すると照射プラグの引抜き作業とファーストコンバータ部の切断分離作業である。

照射プラグの引抜き作業は安全に行えるように設計された遮へい容器を用いる。さらに、ファーストコンバータ部の分離作業は JRR-3 炉室内のホットケーブ内で行う。この一連の作業に要する期間は約 2 ヶ月と予想されるので同一作業員がすべての作業に従事すると仮定した場合の計画被ばく線量を設定し、合理的に達成可能な限り低減を図る。

炉内部に位置した部分（ファーストコンバータ部等）の解体は、JRR-3 炉室内のホットケーブ内において遠隔操作で行うので作業者の内部被ばくはない。

ロ 外部被ばく管理

作業者には常時フィルムバッジ等を着用させ作業期間中の被ばく線量を測定する。

ハ 内部被ばく管理

作業者の内部被ばくを防止するため、作業中は空気中の放射能濃度を測定することにより監視し、必要により防護マスク等を着用させる。なお、作業者には、必要に応じバイオアッセイを行う。

ニ 管理区域への出入管理

管理区域に立入る作業者に対しては、放射線防護具等を着用させ作業を行わせる。また、管理区域から退出する際には汚染検査を行う。

ホ 放射線管理関係設備の配置

作業の安全を図るために作業場所にサーベイメータ、防護資材等放射線管理に必要な設備の配置を行う。（図 5.3 参照）

5.3 工事工程

LHTL の撤去作業は 2 ヶ月を要すると考えた。そのうち、炉外部の各装置の撤去に 1 ヶ月を要し、炉内部の撤去は照射プラグの引抜き、切断分離、ファーストコンバータの密封および保管等の作業に 2 週間と考えられる。また、これらの作業の準備、あとかたづけ等に 2 週間を要するものと考えられる。これらの工事工程を表 5.1 に示す。

表 5.1 撤去に係る工事工程

作業	期間(月)		
		1	2
炉外部撤去	準備	○—○	
	炉室 1 階の装置・機器	○—○	
	炉室地階の装置・機器	○—○	
	ファーストコンバータ 冷却装置・機器		○—○
	照射プラグと炉外部の分離、 遮へい体取付け		○—○
	補修・かたづけ		○—○
炉内部撤去	準備		○—○
	照射プラグの引抜き		○—○
	ファーストコンバータ部分離		
	照射プラグの再挿入、 蓋取付け		○—○
	ファーストコンバータ部 移動・密封・保管		○—○
	補修・かたづけ		○—○
	検査		○—○

5.4 放射性廃棄物の推定

撤去に伴い発生する放射性廃棄物は、(1)ファーストコンバータ冷却水に接触した履歴があるもの、(2)試料操作部など放射化および放射性物質等によって汚染の恐れのあるもの、(3)その他除染資材などに区分し、その推定量を表5.2に示す（極低レベルの廃棄物として、主に配管類が約5tonおよび防音壁のコンクリートが約40ton予想される）。

表5.2 廃棄物の放射能及び廃棄物容器数量の推定量

内 容	放 射 能 量 (Ci)		数 量
ファーストコンバータ冷却装置等	$< 1 \times 10^{-4}$	大型廃棄物 ($1 m^3$) 容器 簡易廃棄物容器 (200ℓドラム缶)	1個 6個
試 料 操 作 部 等	$< 2 \times 10^{-3}$	大型廃棄物 ($1 m^3$) 容器 簡易廃棄物容器 (200ℓドラム缶)	1個 4個
除 染 資 材	$< 1 \times 10^{-5}$	カートンボックス(不燃物) カートンボックス(可燃物)	130個 400個

5.5 品質保証計画

LHTL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）および規程第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LHTL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LHTLの撤去工事については、JRR-3および施設担当である固体物理第2研究室が担当する。規程に述べる組織図との関係を図5.4に示す。

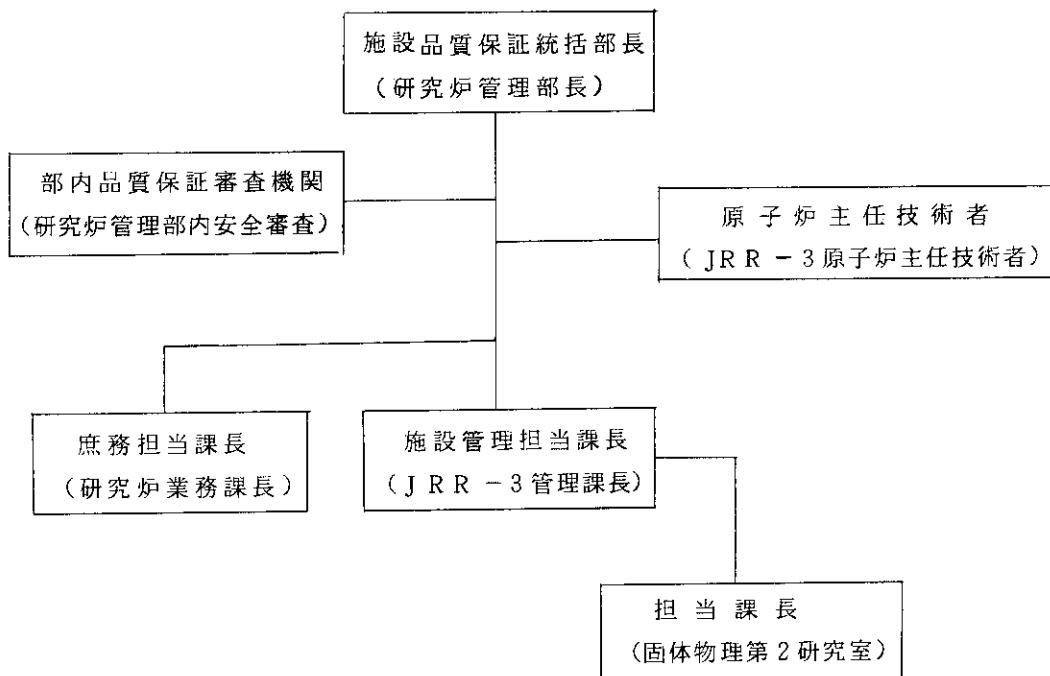


図 5.4 品質保証計画に関する組織図

6. 安全性の検討

LHTLの撤去に関して、高放射化した照射プラグを取り扱うため、放射線の被ばくを極力低減し、かつ安全に行わなければならない。以下に撤去計画に従って、安全性について検討した。本章における計算については結果のみを記し、計算の詳細は、付録2で述べる(但し、強度計算は省略する)。

6.1 照射プラグの生成放射能の推定

(1) 放射能計算の概要

照射プラグの生成放射能はファーストコンバータの核分裂生成物の放射能とステンレスの成分の誘導放射能である。照射プラグの取扱い上、先端部から長さ10 cmのセクションに分割し(図6.1)，各セクション毎の放射能値をORIGENコードで計算する¹⁾

(2) 放射能の計算結果

各セクション毎の放射能を表6.1に示す。全放射能は2,531 Ciである。

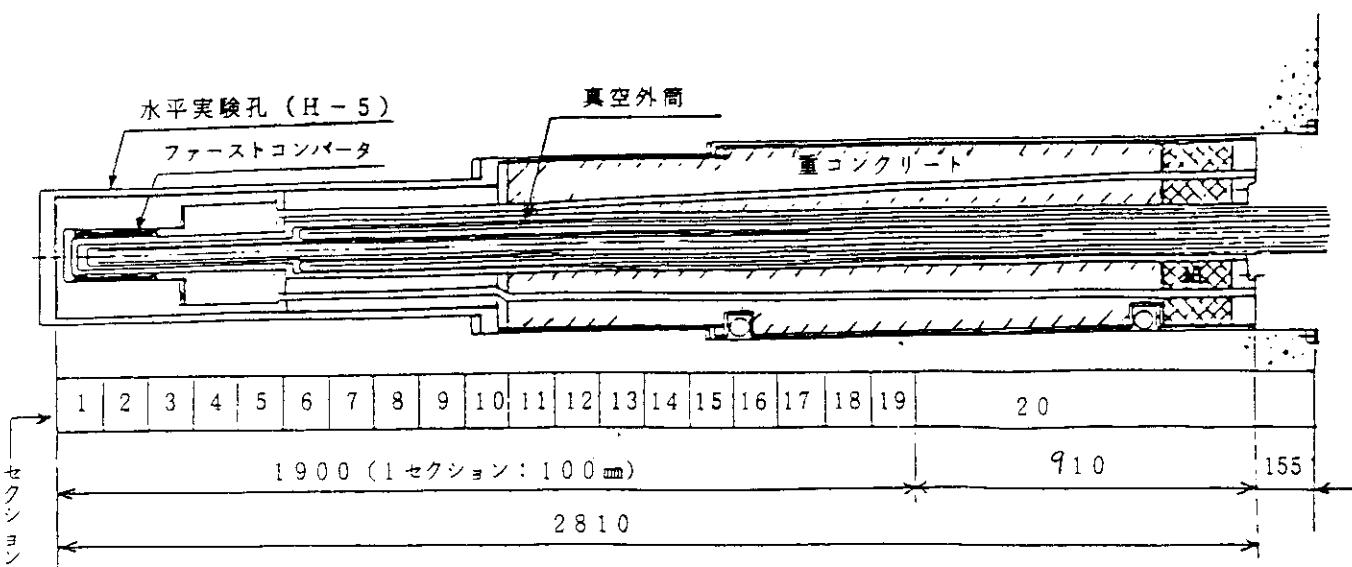


図 6.1 20セクションに分割した照射プラグ

表 6.1 照射プラグ各セクションにおける生成放射能

(単位 Ci)

セクション	1	2	3	4	5
ファーストコンバータ	285	862	582	187	
S U S	126	88	59	51	66
合計	411	950	641	238	66

6	7	8	9	10	~20	総計
						1916
177	32	15.8	1×10^{-1}	2×10^{-3}	5×10^{-3}	615
177	32	15.8	1×10^{-1}	2×10^{-3}	5×10^{-3}	2531

6.2 放射線の遮へい

遮へい容器、輸送容器、実験孔表面の線量率を評価し、更に撤去作業における被ばく低減について検討する。

(1) 遮へい容器の遮へい計算

イ 概 要

遮へい容器に 2531 Ci の照射プラグを収納した時の遮へい容器各部の線量率を QAD コードで計算する²⁾。胴部の鉛の厚さは、最大部 15 cm、最小部 6 cm である。

ロ 計算結果

計算結果は図 6.2 の通りであり、表面で基準値 200 mrem/hr 表面から 1 m の距離で 10 mrem/hr 以下となる。

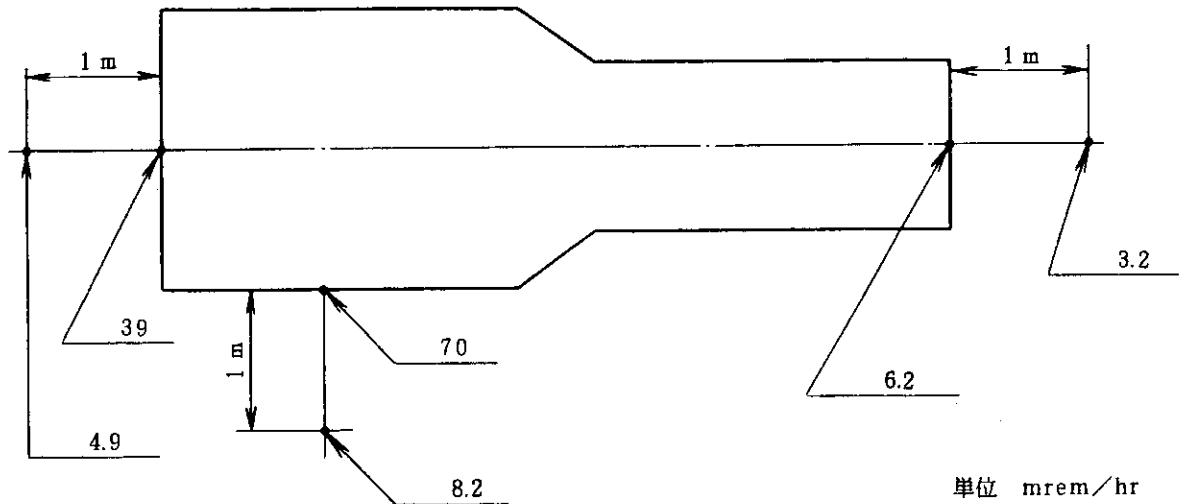


図 6.2 遮へい容器の表面線量率の計算結果

(2) 使用済燃料輸送容器の遮へい計算

イ 概 要

同輸送容器にファーストコンバータ部を収納した時の表面線量率と 1 m の距離での線量率を計算する。取扱う放射能は 2441 Ci (核分裂生成物: 1916 Ci, ステンレス部: 525 Ci) であるが、⁶⁰Co換算すると 396.7 Ci (核分裂生成物: 140 Ci, ステンレス部: 256.7 Ci) である。尚、輸送容器の胴部の鉛の厚さは 13 cm、ファーストコンバータの収納容器が 0.6 cm である。計算は線状線源 - 平板遮へい体の遮へい計算式³⁾を用いる。

ロ 計算結果

輸送容器の線量率の計算値は表 6.2 通りで基準値を満足している。

表 6.2 輸送容器の表面線量率の計算結果

	線量率 (mrem/hr)	
	計算値	基準値
容器表面	35.2	200 以下
容器表面から 1 m	4.2	10 以下

(3) 実験孔の表面線量率の計算

イ 概 要

水平実験孔 (H-5) に遮へい体を取付けた照射プラグを再挿入し、開口部に蓋を取り付ける。この蓋の表面線量率を計算する。この場合、照射プラグのファーストコンバータ部は切断分離されており、したがって残量の放射能は 90 Ci である。しかし、表面線量率の計算はこの誘導放射能のうち ^{60}Co (44 Ci) のみを対象とする。

ロ 計算結果

実験孔に遮へい体および蓋を取付けた時の蓋の表面での線量率計算の結果は表 6.3 に示すとおり、基準値を満足している。

表 6.3 実験孔外表面における線量率計算結果

線量率 (mrem/hr)	
計算値	基準値
0.14	0.6

以上の様に遮へい容器、輸送容器、および実験孔の遮へいに関しては、基準値を満足しているため、安全性が確保される。

(4) 撤去作業時の遮へいおよび被ばく対策

LHTL の撤去作業で、漏洩放射線による被ばくが想定されるので、各作業工程における被ばく対策について検討する。

イ 真空外筒の切断時

照射プラグと炉外部装置の分離において、同プラグ内の真空外筒を約 1.5 m 引抜き切断するが、この時炉心部を直視する。このために被ばく対策を検討する必要がある。本作業の予定日から半年前（昭和58年10月）に実測した結果によると、炉壁面から約 80cm の距離における線量率は最大 90 mR/hr であった。この位置から約 20 cm 横ではほぼ半分になることが分かった。したがって放射線の等方性を考慮し、放射線の広がりから外れた位置で切断作業を行えば特に遮へいを必要としない。

ロ 遮へい体の取付け時

炉外部装置と分離した照射プラグの開口部に鉛の遮へい体を取付けるが、治具等を使用することで上記同様に特に遮へいを必要としない。

ハ 照射プラグの引抜き時

昭和54年に行われた低温化学照射装置（L T F L）の撤去作業で、照射プラグの引抜き時に炉壁面と遮へい容器の隙間（10 cm）から 120 R/hr 、作業位置で 60 mR/hr の漏洩があった⁴⁾。この撤去作業での被ばくの大半がこの引抜き作業時に生じている。

L H T L の照射プラグの引抜き時の漏洩線量を計算すると、漏洩は 2 cm の隙間から出る。漏洩線量分布を図 6.3 に示す。これらのことから本作業では炉壁面に鉛板を取付け、遮へい容器を密着させてその隙間を無くする工法とすると、被ばくは大巾に低減できる。

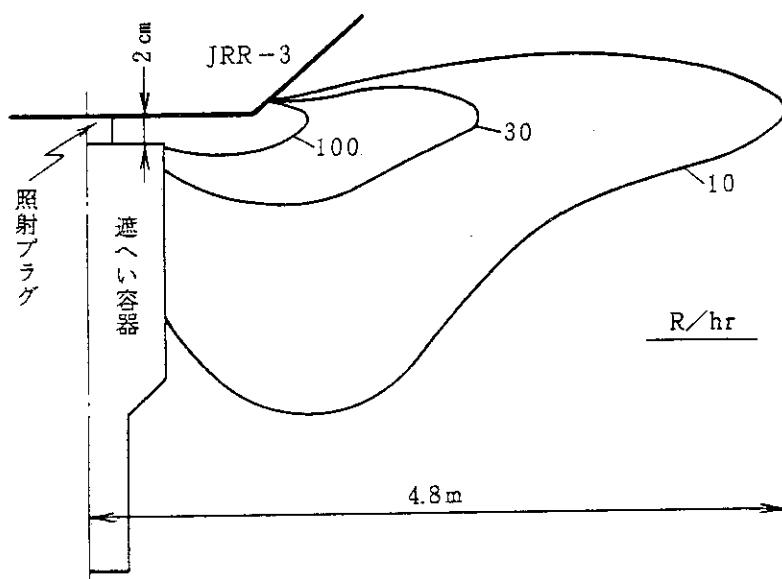


図 6.3 照射 プラグ引抜き時の線量率の計算結果

ニ ファーストコンバータ部の切断時

ファーストコンバータ部の切断を行うホットケーブは、線源強度として $10,000 \text{ Ci} (^{60}\text{Co}$ 换算）を使用するとケーブ外表面の線量率が 1.9 mR/hr である。このことからホットケーブの使用に関しては遮へい能力が十分であり、施設として特に問題が無い。

以上その他に考えられる問題点として、照射プラグを収納した遮へい容器と輸送容器の交換時にホットケーブの上部口が開口することによる被ばくが想定される。このため、ホットケーブの開口部の鉛蓋を製作し、5t / 30t の両クレーンを使い、開口部の開放時間を極力短縮するとともに、バリアーアーを設定し作業区域を厳重にする。この作業は全てクレーンで行い、人が近づかないように厳守する。尚ホットケーブの開口部に鉛蓋をしたときの線量率を計算すると 9 mrem/hr である。

6.3 強度、耐震の計算

製作物品の機械強度、および耐震について検討する。

(1) 遮へい容器の強度計算

イ. 概要

照射プラグを収納した遮へい容器の重量は 10.6 ton (照射プラグ 1.3 ton, 遮へい容器 9.3 ton) である。これを吊り上げた時の吊り部の健全性と容器の強度、高さ 1.6 m から落下した場合の破損解析、および架台に乗せた時の架台の強度と作業中に水平地震力 0.36 G が作用した場合の転倒について評価する。

ロ. 計算結果

計算結果を余裕率を用いて評価する。余裕率が正であれば設計は安全である。

$$\text{余裕率} = \frac{\text{許容変形量又は許容応力度}}{\text{計算値}} - 1$$

(イ) 吊り部の強度計算結果

計算結果は表 6.4 に示すとおりである。

表 6.4 遮へい容器吊り部強度計算結果

計算項目	許容応力度	計算値	余裕率
吊り部	1600 kg/cm ²	815 kg/cm ²	1.0
溶接部の曲げ応力	1200 kg/cm ²	44 kg/cm ²	29.0
" のせん断応力	700 kg/cm ²	629 kg/cm ²	0.1
" の合成応力	1200 kg/cm ²	1090 kg/cm ²	0.1

(ロ) 吊り上げ時の強度計算結果

計算結果は表 6.5 に示すとおりである。

表 6.5 遮へい容器の吊り上げ時の曲げ応力の計算結果

計算項目	許容応力度	計算値	余裕率
遮へい容器	1600 kg/cm ²	226 kg/cm ²	6.0

(iv) 落下時の強度計算結果

遮へい容器落下時の計算結果は表 6.6 に示すとおりである。

表 6.6 遮へい容器落下時の変形量および応力度

計算項目	許容変形量又は許容応力度	計算値	余裕率
垂直落下	50 mm	17 mm	1.9
水平落下	80 mm	51.6 mm	0.5
取付ボルト	23 kg/mm ²	21 kg/mm ²	0.1
傾斜落下	200 mm	155 mm	0.3

(ii) 架台の強度計算結果

遮へい容器架台の計算結果は、表 6.7 に示すとおりである。

表 6.7 遮へい容器架台の強度

計算結果	許容応力度	計算値	余裕率
遮へい容器架台	2,190 kg/cm ²	369 kg/cm ²	4.9

(iii) 耐震計算

地震による遮へい容器架台の転倒の評価の計算結果は、表 6.8 に示すとおりである。

表 6.8 転倒計算結果

架台の転倒モーメント	496,080 kg·cm
抵抗モーメント	530,000 kg·cm

したがって、転倒モーメントが抵抗モーメントより小であるため遮へい容器架台は転倒しない。

以上の計算結果は余裕率が正であり安全が確保される。

(2) インナーケース

イ. 概要

インナーケースは、照射プラグから切断分離したファーストコンバータ部を収納するものである。強度の評価としてはインナーケースを吊り上げた時のインナーケースの溶接部および蓋部のロックピンの静的強度、さらに 4 m の高さから落下した場合の健全性について評価する。尚、インナーケースの重量は本体が 206 kg、鉛 167 kg で、収納するファースト

コンバータ部は34kg、合計407kgである。

ロ. 計算結果

表中のⒶはインナーケースの胴部と底板の溶接部、Ⓑは吊り部と蓋の溶接部である。これらの計算結果を表6.9、表6.10に示す。

表6.9 インナーケース吊り上げ時応力

	計算応力 kg/mm ²	許容応力 kg/mm ²	安全率
溶接部Ⓐにかかる応力	0.073	7.2	98.6
溶接部Ⓑにかかる応力	0.28	6.12	21.8
ロックピン部にかかる応力	2.49	8.74	3.5

表6.10 インナーケース落下時の応力

	計算応力 kg/mm ²	許容応力 kg/mm ²	安全率
溶接部Ⓐにかかる圧縮応力	0.88	10.08	11.5
" " せん断応力	1.4	8.57	6.1
底板にかかるせん断応力	1.04	12.24	11.8

したがって、インナーケースは破損することなく、健全性を保持する。

(3) 密封容器、同架台

イ. 概要

密封容器はファーストコンバータを入れたインナーケースを収納するものであり、JRR-3使用済燃料のものと同一設計である。したがって、強度の評価については本報では省略する。

JRR-3使用済燃料貯槽No.1に保管する際は、貯槽に架台を設置し密封容器を収納する。この場合、当初は縦型で考えており、耐震の評価を行ったが、最終的に横型で保管することにしたため、地震による転倒の心配がない。

水中保管に際し、浮力の影響を検討する。

ロ. 計算結果

密封容器を水中に保管した場合の浮力の計算結果を表6.11に表す。

表6.11 密封容器の浮力

	空気中の重量	水中的重量
密封容器	407 kg	298.3 kg
" 架台	140 kg	127.2 kg
合計	547 kg	425.5 kg

したがって、密封容器の保管に際しては問題がない。

(4) 案内治具

イ. 概 要

案内治具は照射プラグをホットケーブ内に垂直に挿入する際のガイドと、照射プラグを支えるためのものである。この治具はホットケーブの上部口から挿入し、ケーブ天井で支えるが、照射プラグ（1.3ton）を支持した時の強度、耐震の健全性について評価する。

ロ. 計算結果

案内治具の強度、耐震の計算結果を表 6.12、表 6.13、表 6.14に示す。

6.12 照射プラグの自重による強度

	許容応力度 kg/cm ²	計算応力 kg/cm ²
引張応力	1600	42.7
圧縮応力	1600	18.7
曲げ応力	1600	30.7
せん断応力	900	4.3

表 6.13 溶接部の強度

	許容応力度 kg/cm ²	計算応力 kg/cm ²
引張応力	1600	26.33

表 6.14 地震によりプラグが左右に振れた時の応力

	許容応力度 kg/cm ²	計算応力 kg/cm ²
合成応力	1600	88.81

したがって計算応力が許容応力より小さいため健全性を示す。

6.4 切断機の安全性

(1) 切断機の必要条件

照射プラグのファーストコンバータ部を切断分離するための主な必要条件は次の通りである。

- a. 遠隔操作ができること。
- b. 切断片の飛散が少ないこと。
- c. 汚染拡大防止上から水、油の使用は不可。
- d. 水平切断が可能のこと。
- e. 切断刃の交換が可能のこと。

(2) 切断機の選定

照射プラグの切断方法は、市販されている多種の切断機の中で図 6.4 に示す往復動式切断と回転動式切断が考えられる。しかし、上記条件から汚染拡大防止上、高速回転および水冷却は不適当である。したがって低速で往復動切断が最適であり、ギロチン型切断機が考えられ、それを検討した。

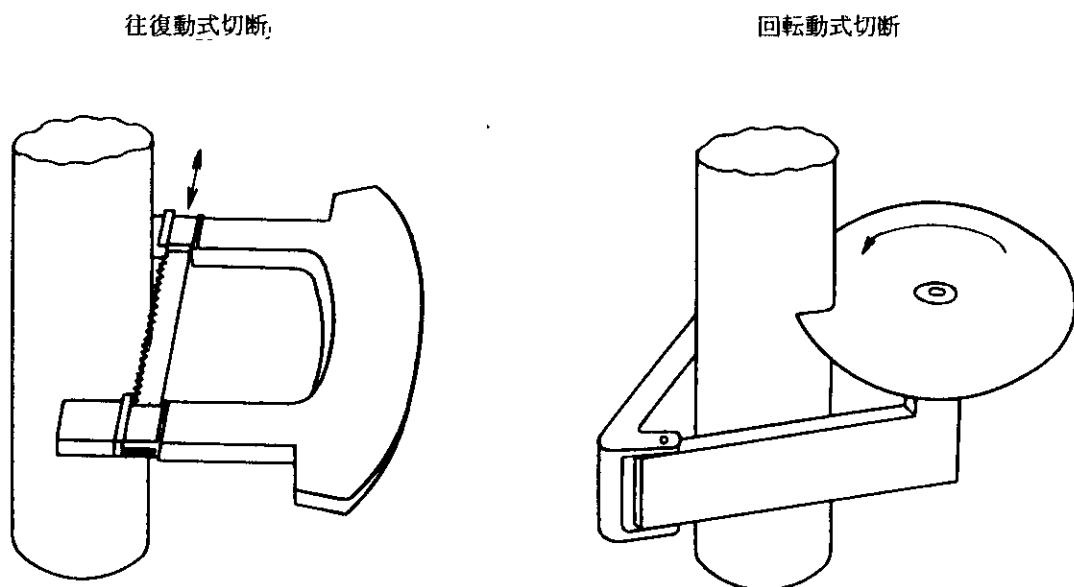


図 6.4 切断方式の概念図

(3) 動燃での模擬切断試験

照射プラグの先端部の模擬を作成し、動燃、再処理前試験課でギロチン型切断機を用いて切断試験を行った。その結果約 40 分で特に問題が無く切断できることが判かった。この時の切断は垂直切断であったが、水平切断も可能であり、ワッチ (W A C H S) 社製、ギロチン型切断機・モデル D (250 A ~ 450 A) に決定した。

(4) 照射プラグの切断概念設計

照射プラグの切断は炉室内的ホットケーブで行う。遮へい容器に収納した照射プラグをホットケーブ上部に設置し、プラグをケーブ内に挿入、案内治具で固定して切断を行う。切断したファーストコンバータ部はインナーケースに収納する。これらの装置の配置を図 6.5 に示す。

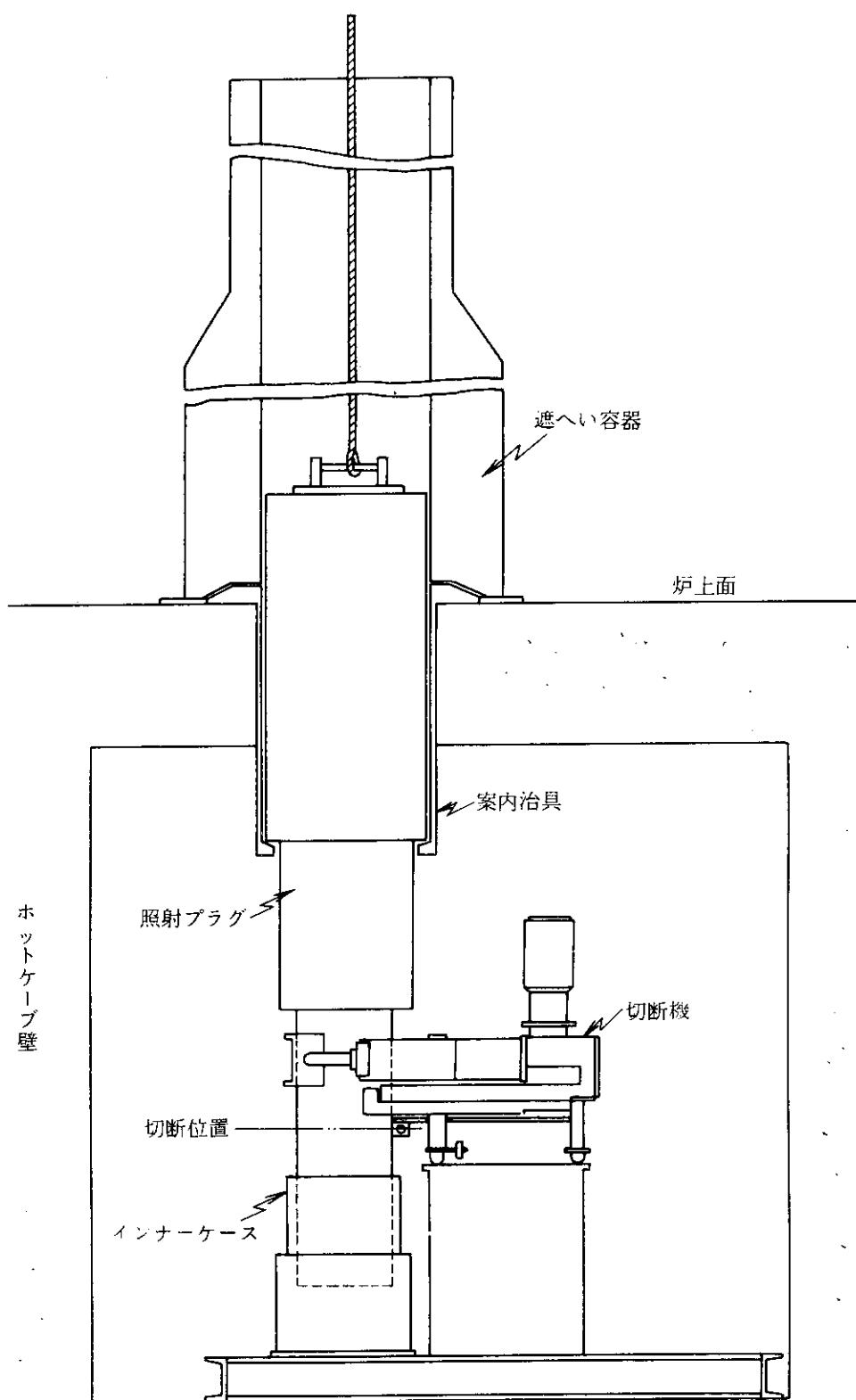


図 6.5 ホットケーブ内の照射プラグの切断概念図

(5) 模擬照射プラグの切断試験

イ. 概 要

照射プラグの切断は安全に、かつ確実に行わなければならない。したがって、切断機の性能試験、および切断条件、基礎データ収集のため、模擬照射プラグ（先端部交換可能）の切断試験を工場立会を含めて8回行った。

ロ. 切断試験結果

切断用刃にはサンドビック社製（6山/inch, 刃厚2mm）とワッチ社製（6山/inch, 刃厚3mm）を使用して、両者の切断性能を調べた。その結果を表6.15, 図6.6に示す。

表6.15 8回の切断試験結果

S 59 月／日	試験体	切 所 断 要 時 間 h:m	使 用 切 断 刃	送 り 速 度 mm/mim	駆動モータ 電 流 値 最 高 値 (A)	最 高 温 度 (°C)		
						駆 動 モ テ タ	プラグ	切 断 刃
2/7	第1試験体	2:08	サンドビック	2.5 (48分間) 3.0 (76分間)	1.5	35	45	41
2/7,8	第2試験体	1:53	"	3.0	2.0	48	60	62
2/8	実物大 模擬 プラグ(1)	1:35	"	3.0	2.3	52	77	77
2/15	第3試験体	1:56	"	3.0 (106分間) 1.0 (10分間)	3.0	69	107	106
2/15	第4試験体	3:14	ワッチ	1.5	2.3	64	75	74
2/16	第5試験体	3:13	"	1.5	2.45	62	83	82
2/16	実物大 模擬 プラグ(2)	1:42	サンドビック	3.0	2.8	63	101	101
2/20	実物大 模擬 プラグ(3)	1:40	"	3.0	1.7	—	—	—

第3から第5試験体は動燃で試験を行った時の同形品である。

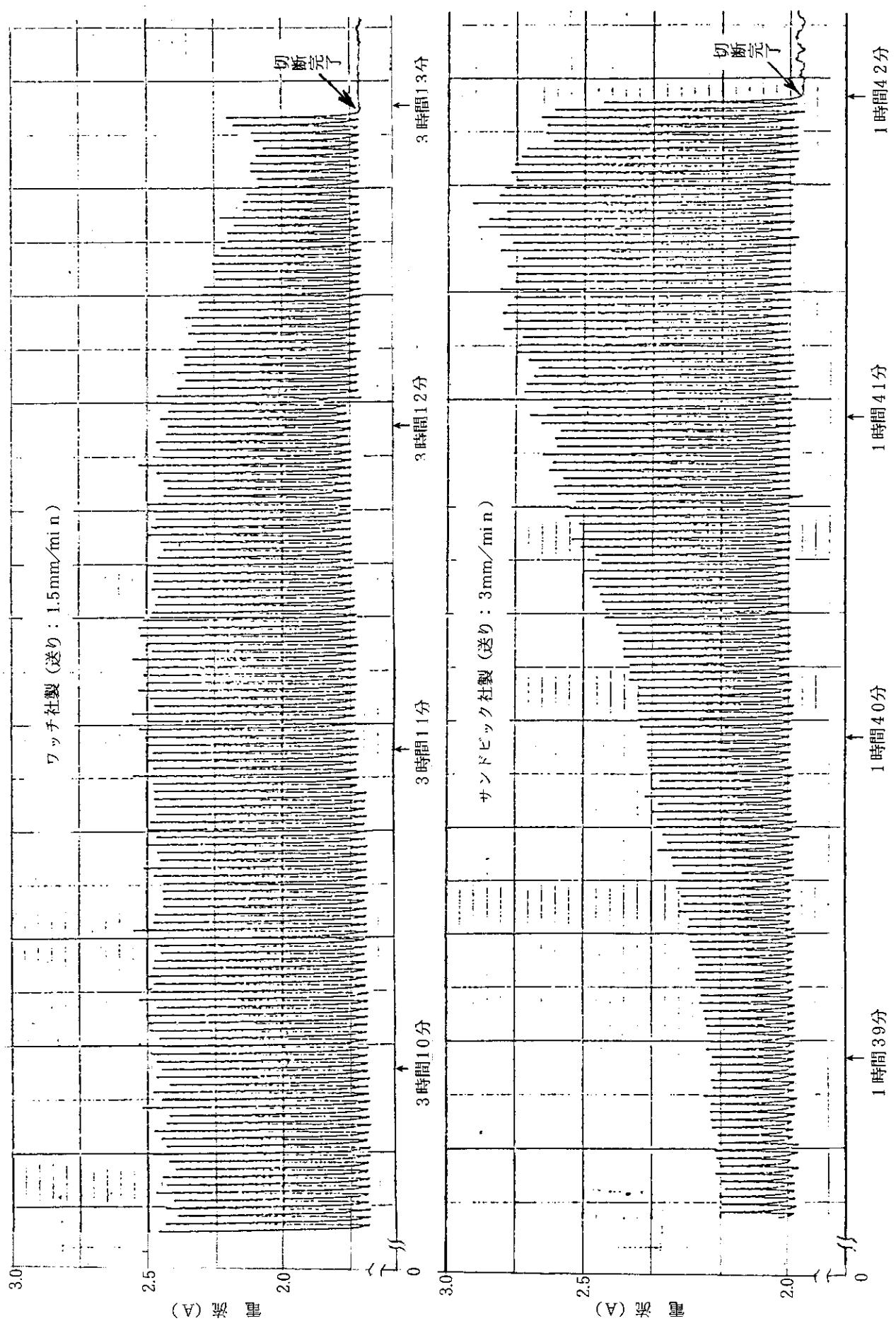


図 6.6 切断時の電流の変化と切断時間

ハ. 切断の飛散状況

切断試験による切粉の飛散と回収率状況を調べた。その結果は次の通りである。

なお、切粉はインナーケース、プラグ内に大半が回収される。それ以外の切粉の飛散の状況を図 6.7 に示す。

回 収 場 所	回 収 さ れ た 量(g)
インナーケース内	5 0
プラグ 内	9 7
小 計	1 4 7

飛 散 し た 場 所	飛 散 し た 量(g)
前 部	0.1 1
後 部	0.0 7
戻り側	0.0 6
切 断 側	0.2 2
小 計	0.4 6

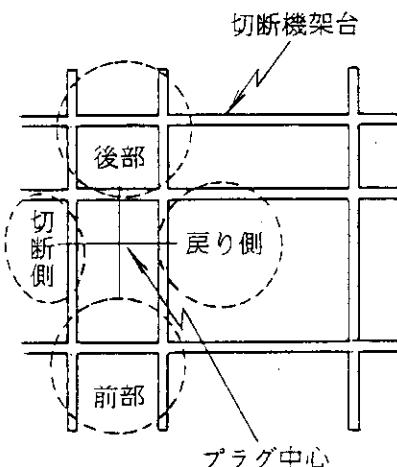


図 6.7 切粉の飛散場所

$$\text{回収率} = \frac{\text{回収量}}{\text{回収量} + \text{飛散量}} \times 100 = 99.69\%$$

二. 考 察

切断試験で次のことが得られた。

- (a) 切断時の切断機は変形、異臭などの異状を認めず、正常に動作する。
- (b) サンドビック社製の刃はワッチ社製より負荷が小さい。このため送り速度を大きくでき、切断時間が短縮できる。
- (c) 切粉の回収率は 99.7% であり、照射プラグの切断時における汚染度を少なくすることできた。
- (d) この他、モックアップ試験、照射プラグ切断の指針となる手順、及び基礎データを得ることができた。

ホ. 切断機の強度計算

(イ) 概 要

照射プラグの先端部のファーストコンバータ部を切断する切断機はワッチ社製ギロチン型カッター・モデル D (250A~450A) を一部改造して使用する。この場合の照射プラグをかえるための切断機のクランプ部、フレーム、駆動及び送り用の歯車の強度を評価する。

(ロ) 計算結果

切断機の各部の強度を表 6.16 に示す。

表 6.16 切断機の強度計算結果

(単位 : kg/mm²)

名 称	許容伝達荷重	伝達荷重	安 全 率
歯 車 (駆動用)	853.7	190.7	4.5
	482.6	52.1	9.5
名 称	許容せん断応力	せん断応力	安 全 率
カムフォロア (駆動用)	30	2.87	10.5
軸 (クランプ部)	23	0.85	27.1
名 称	許容引張応力	引張応力	安 全 率
台形ネジ (送り部)	95	18	5.3
フレーム (アルミ合金)	15	1.84	8.2

したがって、切断機各部の切断時の強度は健全性を保持する。

6.5 ファーストコンバータの輸送

(1) 輸送の目的

ファーストコンバータ部を密封容器に収納して溶接密封するため、JRR-3 からホットラボへ、溶接密封した密封容器を JRR-3 使用済燃料貯槽 No.1 に保管するため、ホットラボから JRR-3 へ輸送するものである。

(2) 輸送の概要

輸送容器は JRR-3 使用済燃料運搬容器（第4類II型構内運搬容器に適合）を使用し、専用大型トレーラに積載し、JRR-3 からホットラボ間（約 500m）を往復する。

(3) 輸送中の安全確保

「東海研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則」及び「東海研究所放射線障害予防規定」に従って行うほか、次のような事項により安全を確保する。

イ. 輸送時には輸送区間の T 字交差点（2ヶ所） JRR-3 建屋附近、ホットラボ付近に警備人を配置し、交通整理する。

ロ. 輸送車（大型トレーラ）に先導車を配備する。

ハ. 緊急時対策として、繩張り、立入禁止標識、赤旗、放射線防護器材等を準備する。

本輸送には「ファーストコンバータ輸送実施要領書」を作成し、これに従って行う。

6.6 密封容器の溶接

ファーストコンバータを収納する密封容器は JRR-3 使用済燃料 (MNU) を収納した密封容器と同一仕様で製作する。全溶接密封構造で、密封性を 1×10^{-8} atm cc/sec 以下とし、ホットラボにて溶接をする。溶接機は JRR-3 使用済燃料 (MNU) の密封容器に使用したもので行う。したがって密封溶接に関しては特に問題がない。

6.7 ファーストコンバータの保管

ファーストコンバータ部を密封容器に収納し、ヘリウムガスで封入した。その構造を図 6.8 に示す。インナーケースには、0.5 mm の Cd 板が内張りされている。

(1) ファーストコンバータの健全性

ファーストコンバータの冷却水の放射能の定量分析、核種同定を行った結果、核種に対する放射能レベルが検出感度以下であり、ジルカロイ-2 被覆の破損はなく、ファーストコンバータは健全である。

(2) ファーストコンバータの表面温度

密封容器に収納する場合、放射能は約 2490 Ci (ファーストコンバータ約 1916 Ci, ステンレス部 525 Ci) であり、発熱量は約 11.9 W (ファーストコンバータ約 7.1 W, ステンレス部約 4.8 W) である。

JRR-3 使用済燃料貯槽 No.1 に保管した場合、周囲の水中の温度を 20°C とし、同心円筒間の輻射、伝導対流を考慮して計算すると、ファーストコンバータの表面は 90°C を超えることがないので溶融することがない。

(3) ファーストコンバータの臨界

密封容器の気密性が損なわれて貯槽水が容器内に流入した場合について計算した。

ファーストコンバータが水中に完全につかっていて、外側に水が 30 cm 存在するとして計算コード KENO-IV を用いて⁵⁾ 中性子実効増倍数 K_{eff} を計算した。 K_{eff} は 0.52 となった。また水 30 cm の熱中性子の吸収率は、Cd の 0.043 mm に相当し、インナーケースには 0.5 mm の Cd を内張している。従ってファーストコンバータは臨界に達することはない。

(単位: mm)

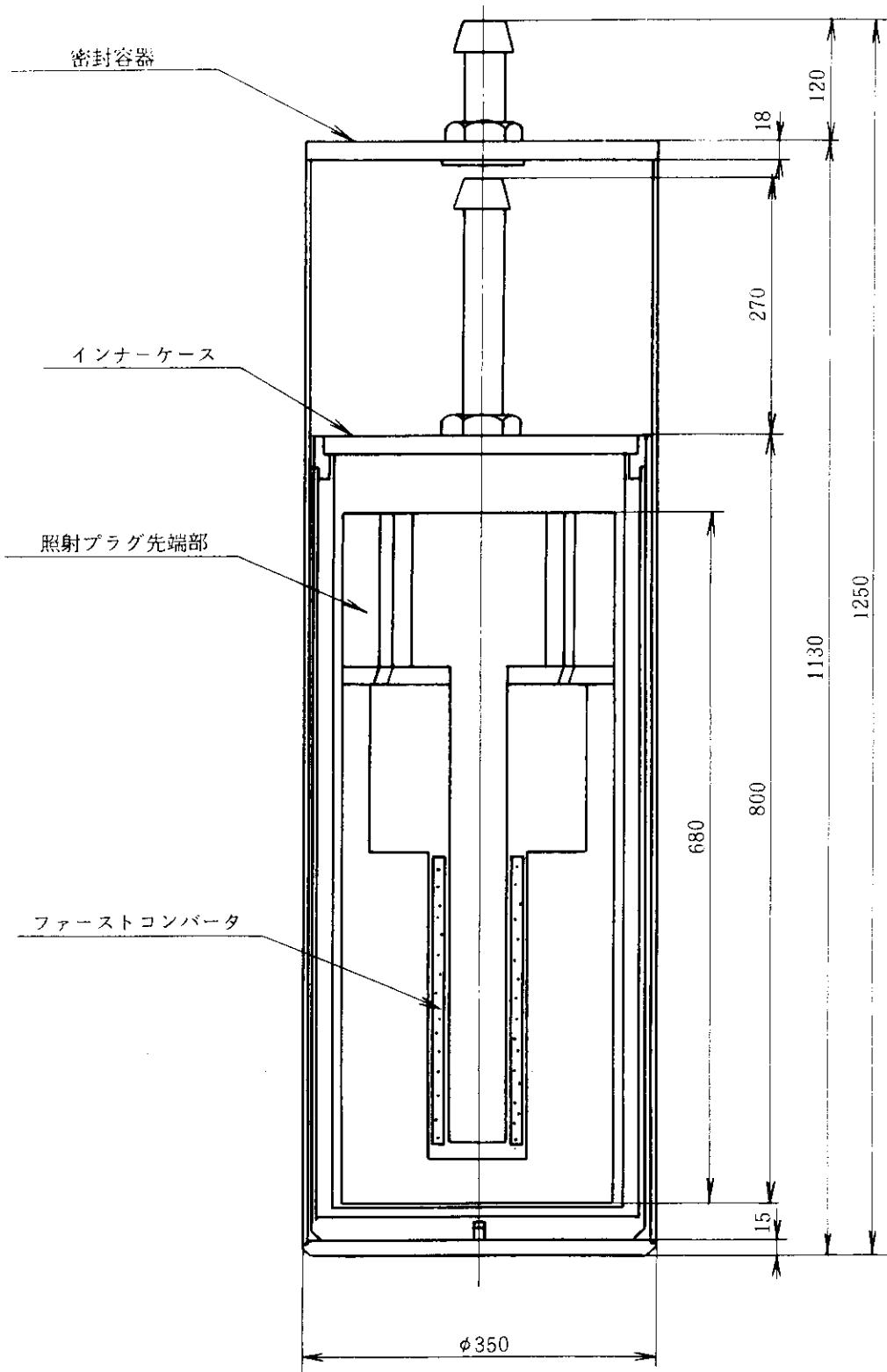


図 6.8 密封容器に収納したファーストコンバータ部

7. 撤去に伴う製作物品

撤去に伴う製作物品は次のとおりである。

- ① 遮へい体*
- ② 遮へい容器*
- ③ 蓋*
- ④ 密封容器および密封容器架台
- ⑤ インナーケース
- ⑥ 切断機
- ⑦ プラグ案内治具および鉛蓋
- ⑧ 模擬照射プラグ
- ⑨ 密封容器吊具

*印は設工認の対象とした物品であり、使用前検査合格後に使用する。

これらの物品の使用目的、設計条件、設計仕様および数量、材質等について以下に述べる。

7.1 遮へい体

(1) 使用目的

ファーストコンバータを分離した照射プラグを実験孔（H - 5）に挿入した後の炉心からの放射線の漏洩を防止するものである。

(2) 設計条件

イ 照射プラグ先端部（ファーストコンバータ分離後）	
放射能量	4.4 Ci (^{60}Co 換算)
ロ 遮へい能力	
実験孔外表面	0.6 mrem/hr 以下

(3) 設計仕様および数量

遮へい体	1基	$\phi 124 \times 415^L$ mm (図 7.1)
イ フランジ部	外径	$\phi 218$ mm
ロ 外 筒 部	最大外径	$\phi 124$ mm
	最小外径	$\phi 118$ mm
ハ 鉛 部	外径	$\phi 118$ mm
	厚さ	200 mm

ニ 使用材質

SUS 304, 鉛

7.2 遮へい容器

(1) 使用目的

遮へい容器は照射プラグの引抜きおよびホットケーブへの移動に際し、照射プラグを収納し放射線の遮へいを行うものである。

(2) 設計条件

イ 収納物

照射プラグ

(イ) 放射能量	2,531 Ci (ファーストコンバータ分離前)
(ロ) 形 状	円筒型
(ハ) 寸 法	最大径 ϕ 430 × 2,810 mm
(ニ) 重 量	約 1.3 ton
ロ 遮へい条件	
遮へい容器外表面	200 mrem/hr 以下
遮へい容器外表面より 1 m の距離	10 mrem/hr 以下

ハ 耐震条件

設計水平震度は 0.3 6 G とする。

(3) 設計仕様および数量

イ 遮へい容器

(イ) 本 体

1 基 全長 3,360 mm (図 7.2)

最大外径 ϕ 769 mm

内径 ϕ 438 mm

最大 150 mm

最小 60 mm

ロ 遮へい容器架台

1 台 長さ 約 2,725 mm (図 7.3)

幅 約 1,080 mm

高さ 約 740 mm

(4) 使用材質

本 体 SS 41, 鉛

吊り部 SS 41, S 45C

7.3 蓋

(1) 使用目的

蓋は水平実験孔 (H - 5) の開口部に取り付けて、塵埃の放出および侵入の防止を行うものである。

(2) 設計条件

実験孔外表面 0.6 mrem/hr 以下

(3) 設計仕様および数量

イ 蓋

1 個 外径 ϕ 510 mm (図 7.4)

厚さ 5 mm

ロ パッキン

1 枚 外径 ϕ 510 mm

内径 ϕ 428 mm

厚さ 3 mm

(4) 使用材質

SUS 304, ネオプレン

7.4 密封容器および密封容器架台

(1) 使用目的

ファーストコンバータ部を封入し、JRR-3 使用済燃料貯槽No.1に保管するためによ
る。

(2) 設計条件

イ 収納物 総重量 260 kg

内訳 ファーストコンバータ部 50 kg

インナーケース 210 kg

ロ インナーケース寸法 外径 ϕ 330 mm

全長 1070 mm

ハ 密封容器の密封性 1×10^{-8} atm cc/sec 以下

JRR-3 使用済燃料用密封容器と同一とする。

(3) 設計仕様および数量

イ 密封容器 1本 (図 7.5)

外径 ϕ 350 mm

全長 1250 mm

ロ 密封容器架台 1個 (図 7.6)

410 × 410 × 1300 mm

(4) 使用材質

SUS 304

7.5 インナーケース

(1) 使用目的

照射プラグより切断分離したファーストコンバータ部を収納し密封容器に封入するまで
の収納容器として使用する。

(2) 設計条件

イ ファーストコンバータ部 外径 ϕ 280 mm

長さ 760 mm

ロ 密封容器 内径 ϕ 338 mm

長さ (内側) 1093 mm

ハ 蓋付き、フックにて吊り上げ 総重量 260 kg

内訳 インナーケース 210 kg
 ファーストコンバータ部 50 kg

ニ カドミウムおよび鉛板内張

(3) 設計仕様および数量

イ インナーケース	1本 (図7.7)
内径	φ 289 mm
外径	φ 330 mm
ロ 蓋 (吊り部付)	1枚
ハ カドミウム板内張	厚さ 0.5 mm
ニ 鉛板内張	厚さ 14 mm

(4) 材質

SUS304, カドミウム, 鉛

7.6 切断機

(1) 使用目的

JRR-3炉室内ホットケーブに設置して、照射プラグ先端部を遠隔操作により切断する。

(2) 設計条件

イ 切断位置	照射プラグ先端部より 700 mm
ロ 照射プラグの切断部の直径	φ 280 mm (SUS)
ハ 切断方法	ギロチン切断法
ニ 設置場所	遠隔にて刃の交換可能のこと
	ホットケーブ内
	ホットケーブ内寸法 1600 × 1600 × 2770 mm

(3) 設計仕様および数量

イ 切断機本体	1基 (図7.8)
ロ 切断刃	540 × 1018 × 1543 mm 6½ inch, 刃厚 2 mm

(4) 材質

SS, A1

7.7 プラグ案内治具および鉛蓋

(1) 使用目的

JRR-3炉室内のホットケーブ上部に設置し、照射プラグを挿入して、先端部を切断するときにプラグを保持するために使用する。

(2) 設計条件

イ 照射プラグ総重量

1.3 ton

ロ 案内治具の上部はJ R R - 3 使用済燃料輸送容器の下部と整合のこと

(3) 設計仕様および数量

イ プラグ案内治具

1本 (図 7.9)

内径 ϕ 430 mm外径 ϕ 475 mm

長さ 910 mm

ロ 鉛 蓋

1個 (図 7.10)

外径 ϕ 450 mm

(4) 材 質

SS 41, 鉛

7.8 模擬照射プラグ

(1) 使用目的

照射プラグを模擬し、撤去作業のリハーサル、先端部の切断等の作業工程および切断機による先端部の切断試験を行う。

(2) 設計条件

イ 照射プラグ

外径 ϕ 430 mm

長さ 2815 mm

重量 1.3 ton

ロ 先端部は取りはずし可能な構造とする。

(3) 設計仕様および数量

イ 模擬照射プラグ

本体 1本 (図 7.11)

寸法、重量

照射プラグと同一

ロ 先端部

2個

外径 ϕ 280 mm

長さ 1070 mm

(4) 材 質

本 体 SS 41

先端部 SUS 304

7.9 密封容器吊具

(1) 使用目的

インナーケースおよび密封容器を吊り上げ、輸送容器内にて保持するために使用する。

(2) 設計条件

吊り上げ重量

345 kg

内訳 密封容器 85 kg
 インナーケース 210 kg
 ファーストコンバータ部 50 kg

(3) 設計仕様および数量

密封容器吊具 1 個 (図 7.12)
本体全長 650 mm
鉛シールド部 外径 ϕ 164 mm
鉛 厚さ 80 mm

4. 材 質

SUS 304, 鉛

番号	品名	材質	個数	備考
1	遮へい体	SUS304	1	

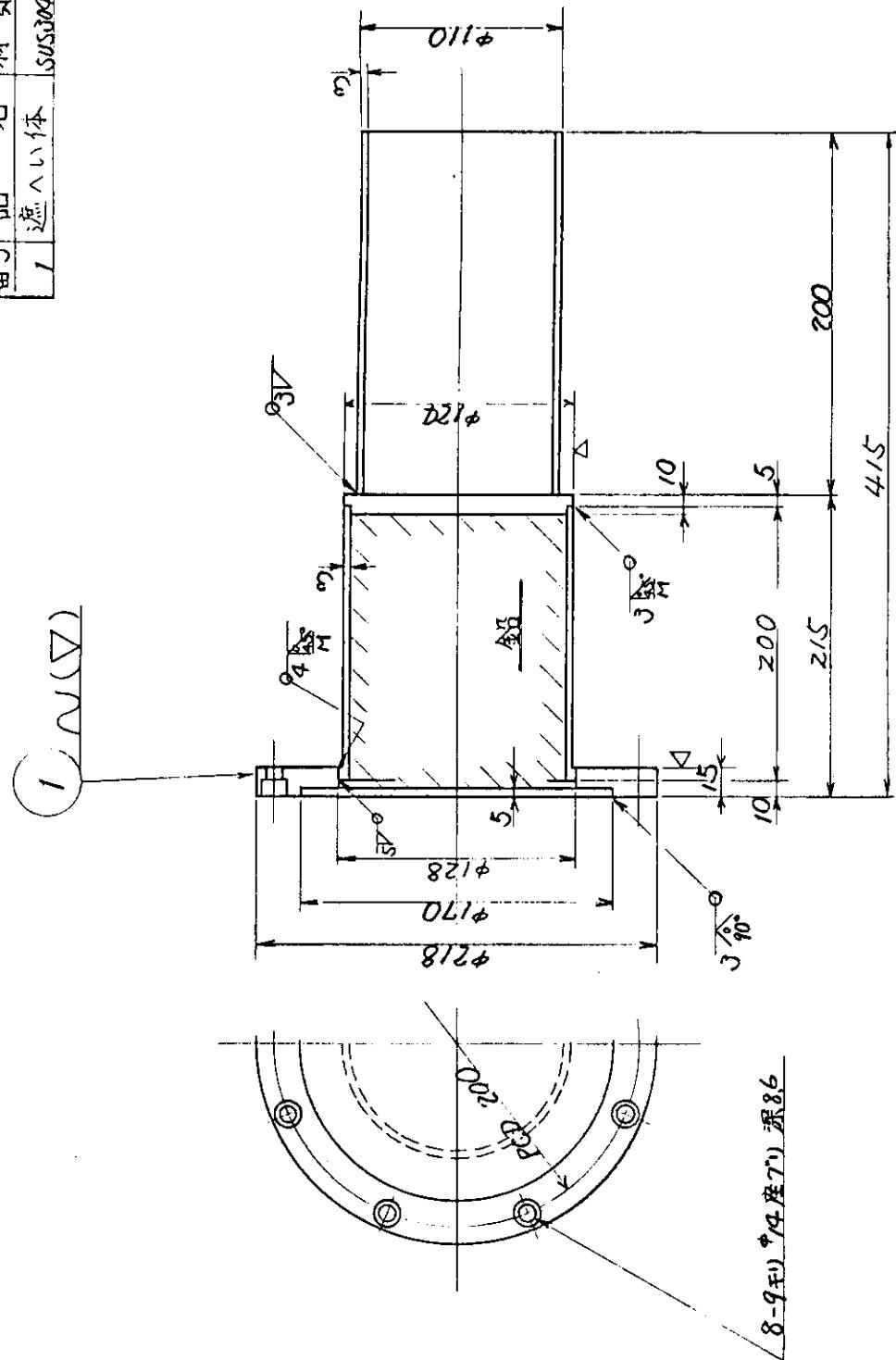


図 7.1 遮へい体

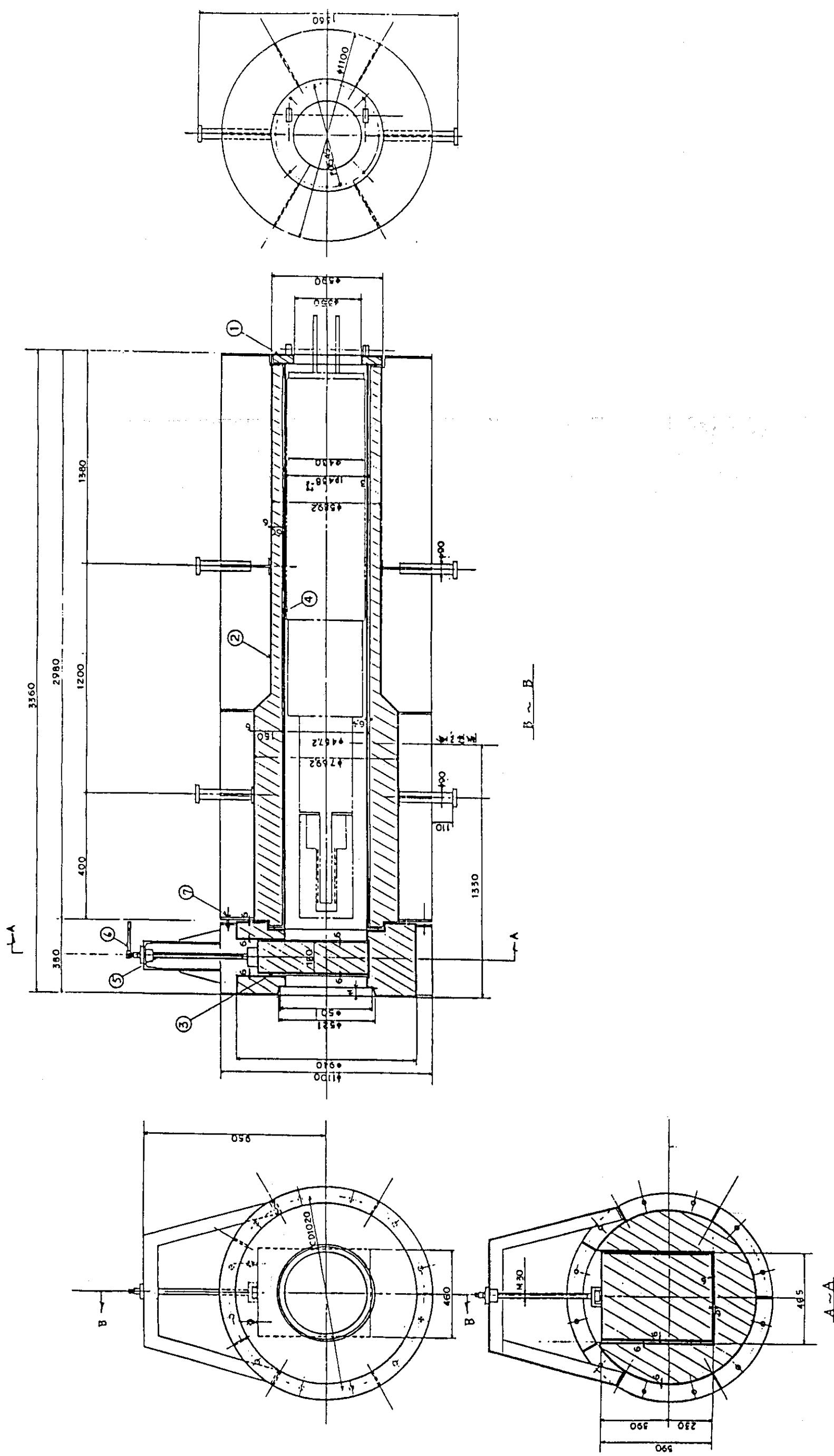


図 7.2 遮へい容器

IAERI-M 85-133

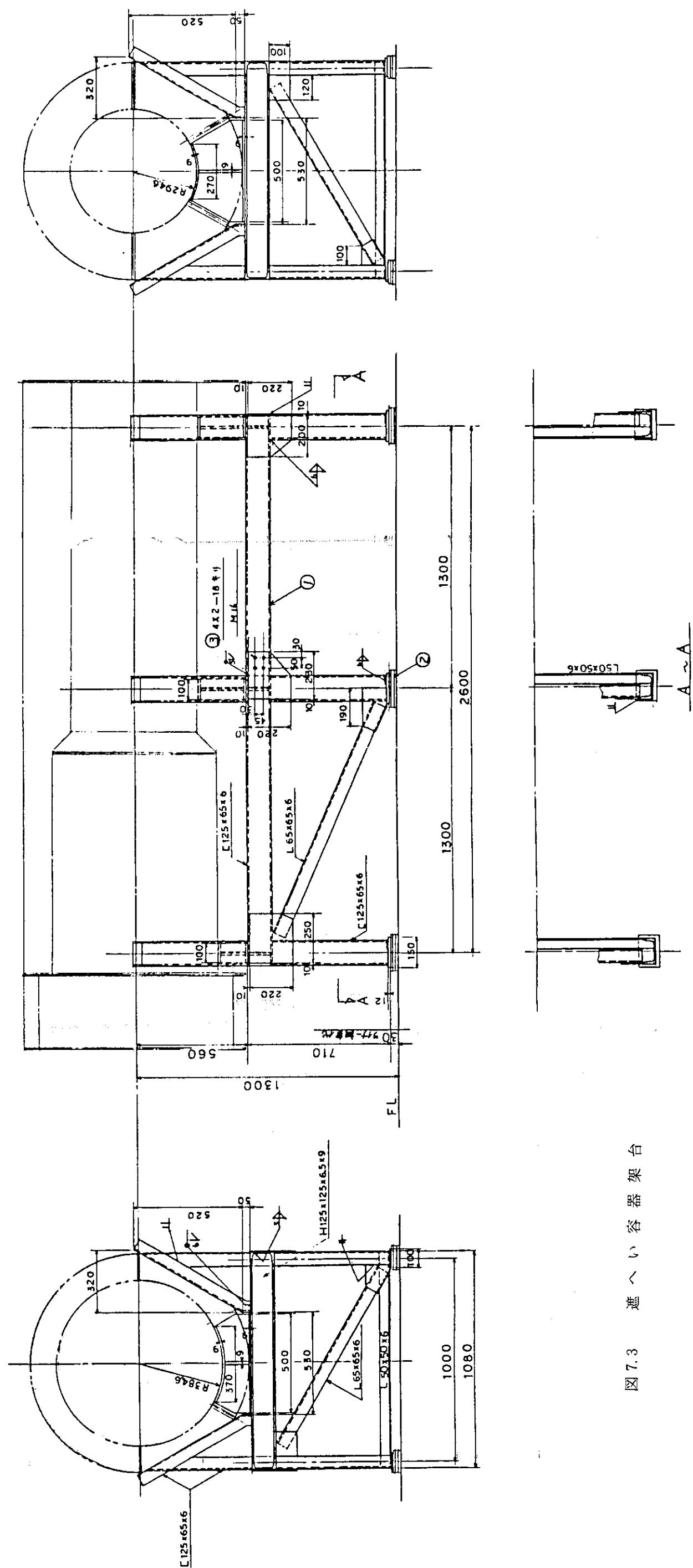
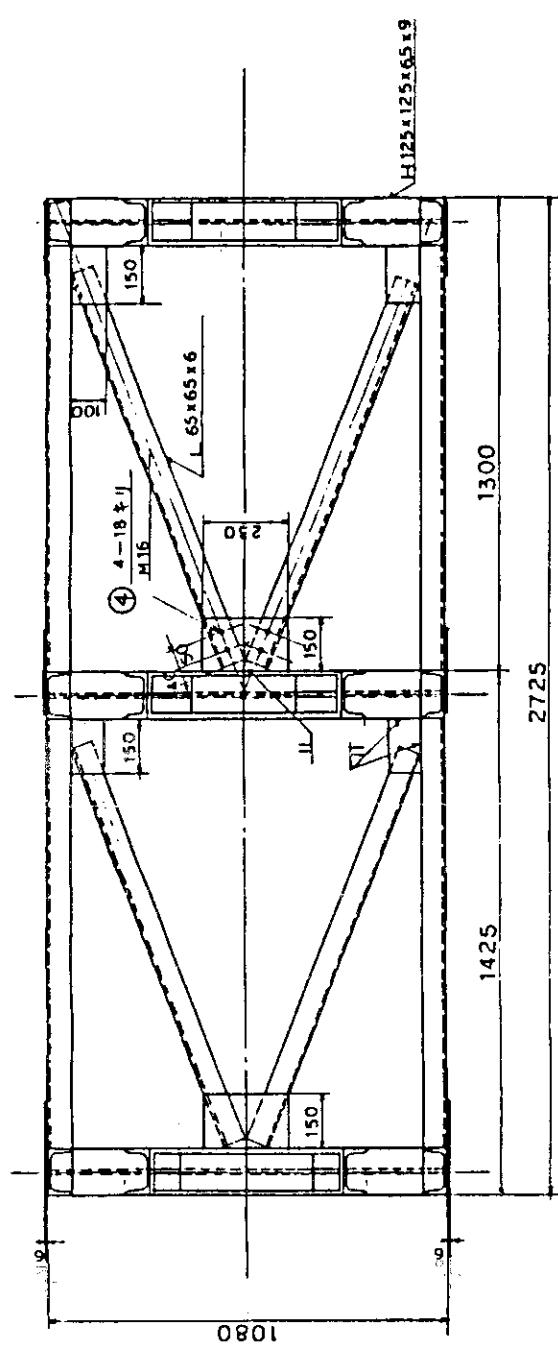


図 7.3 遮へい容器架台

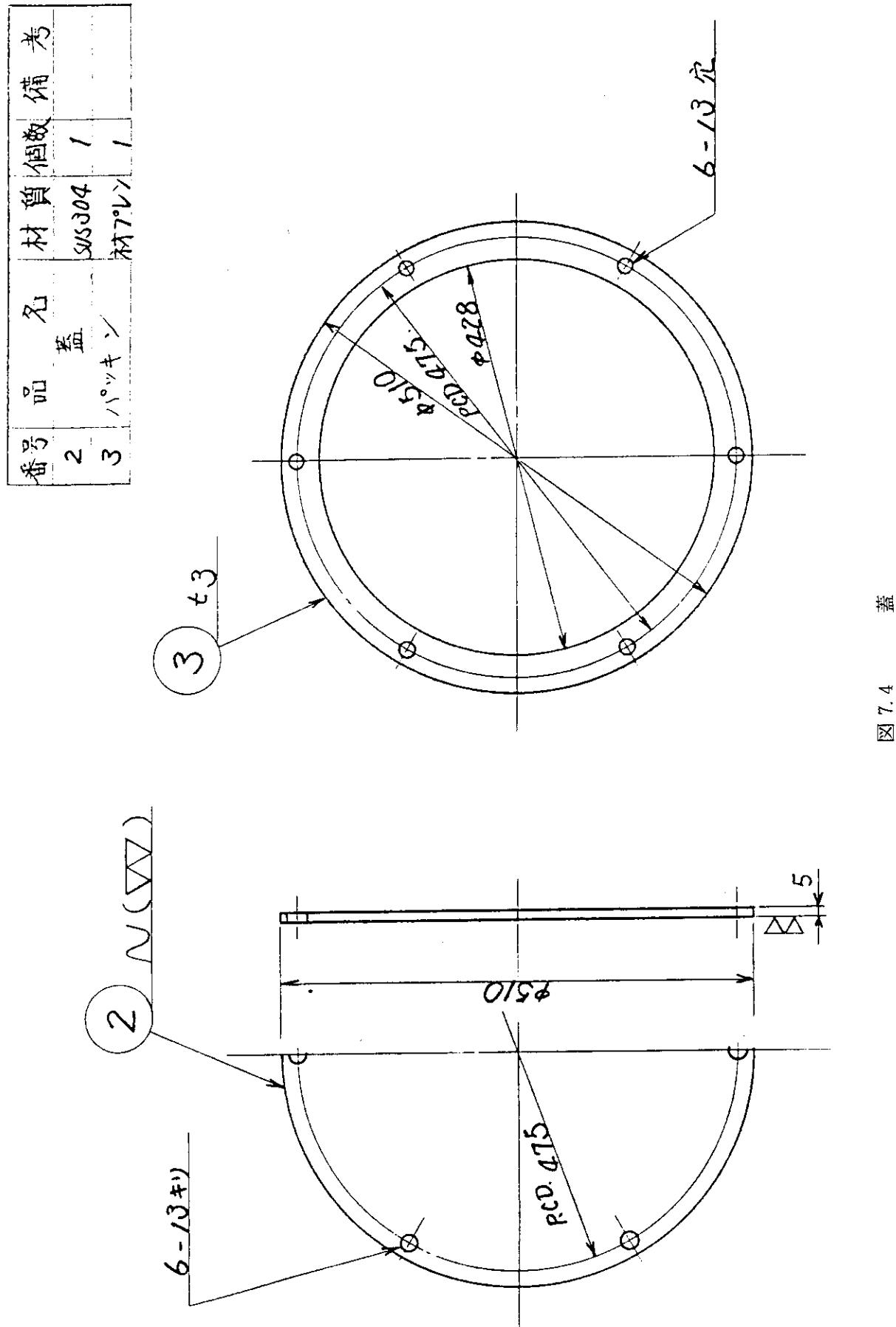


図 7.4 蓋

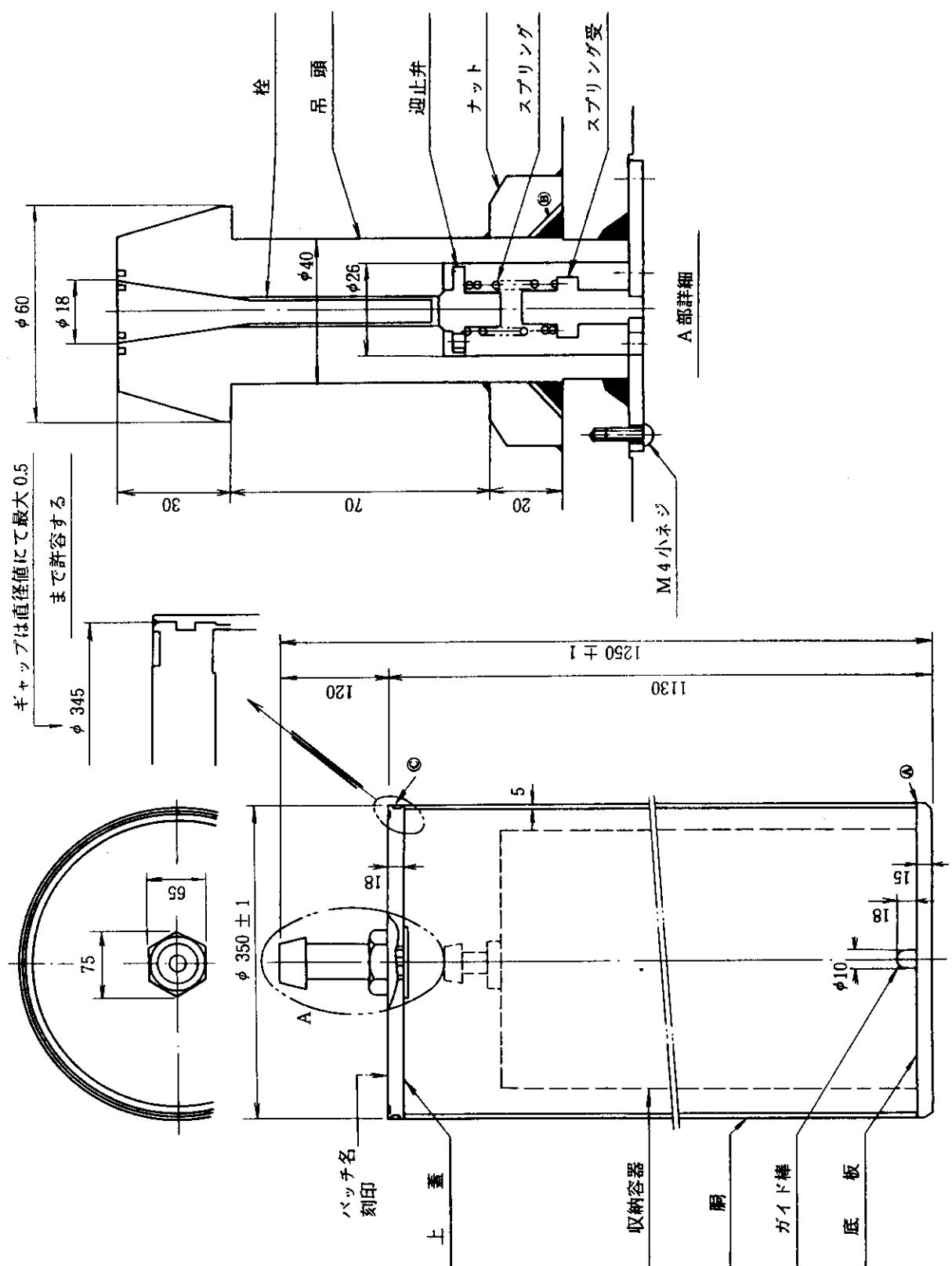


図 7.5 密封容器

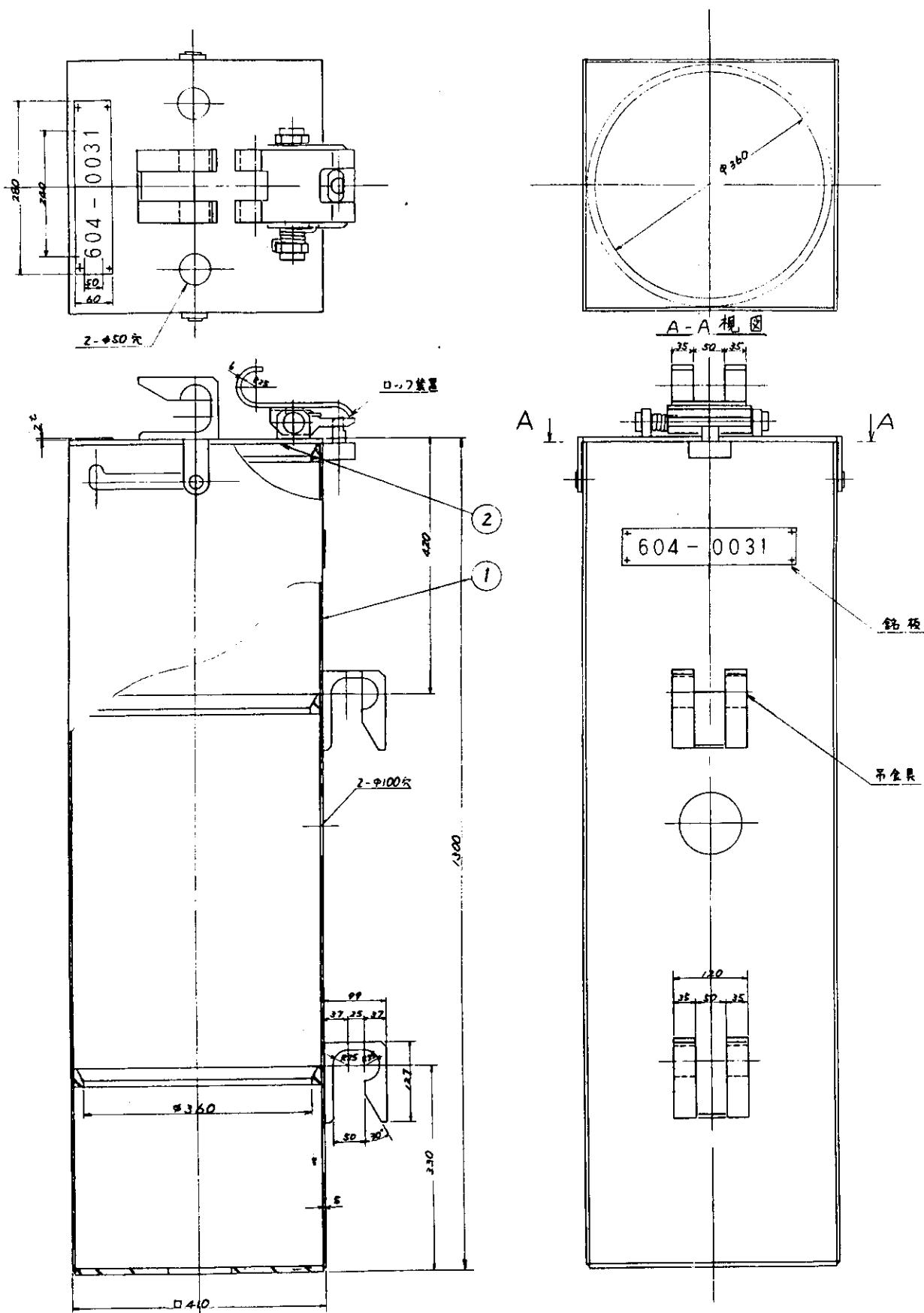


図 7.6 密封容器架台

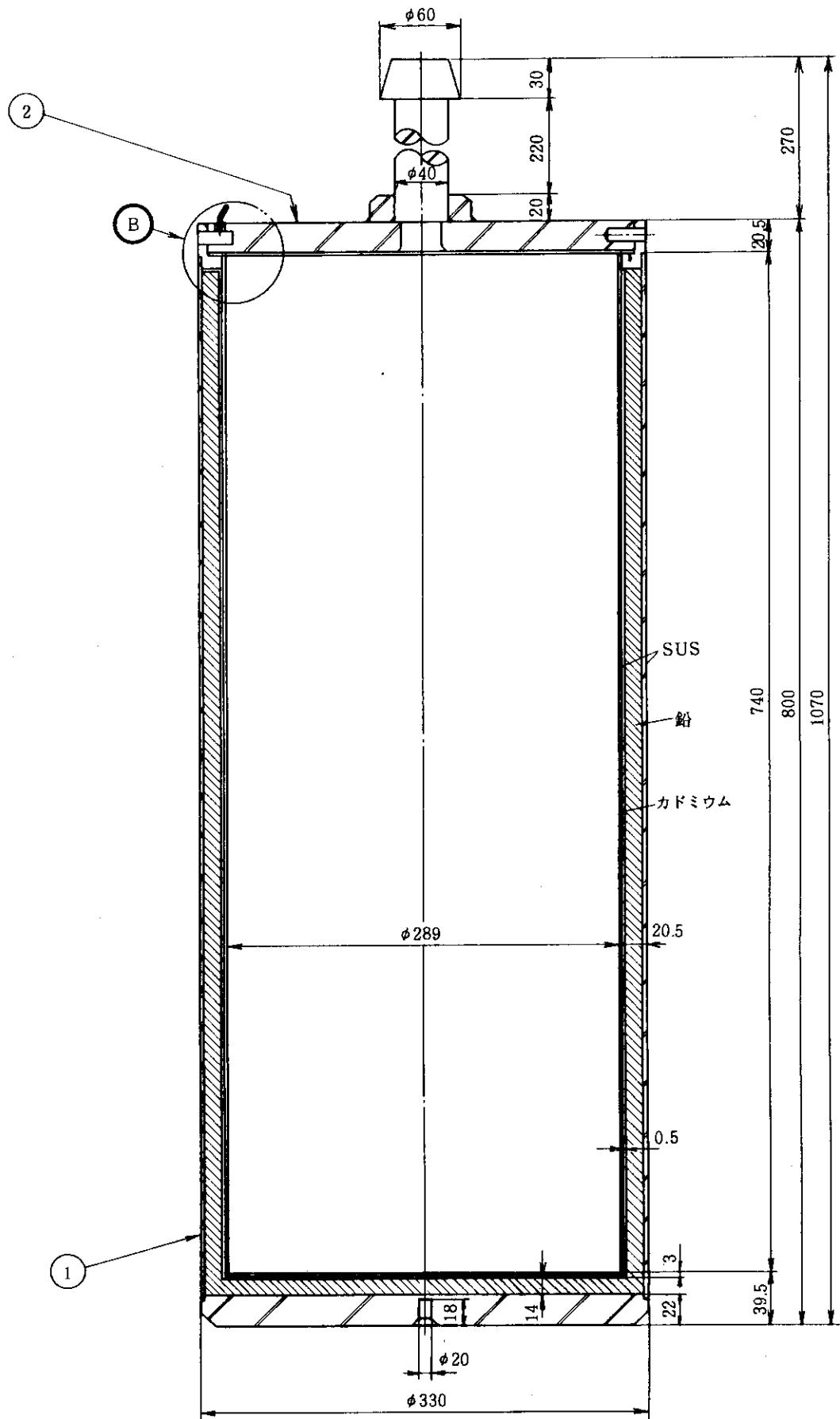
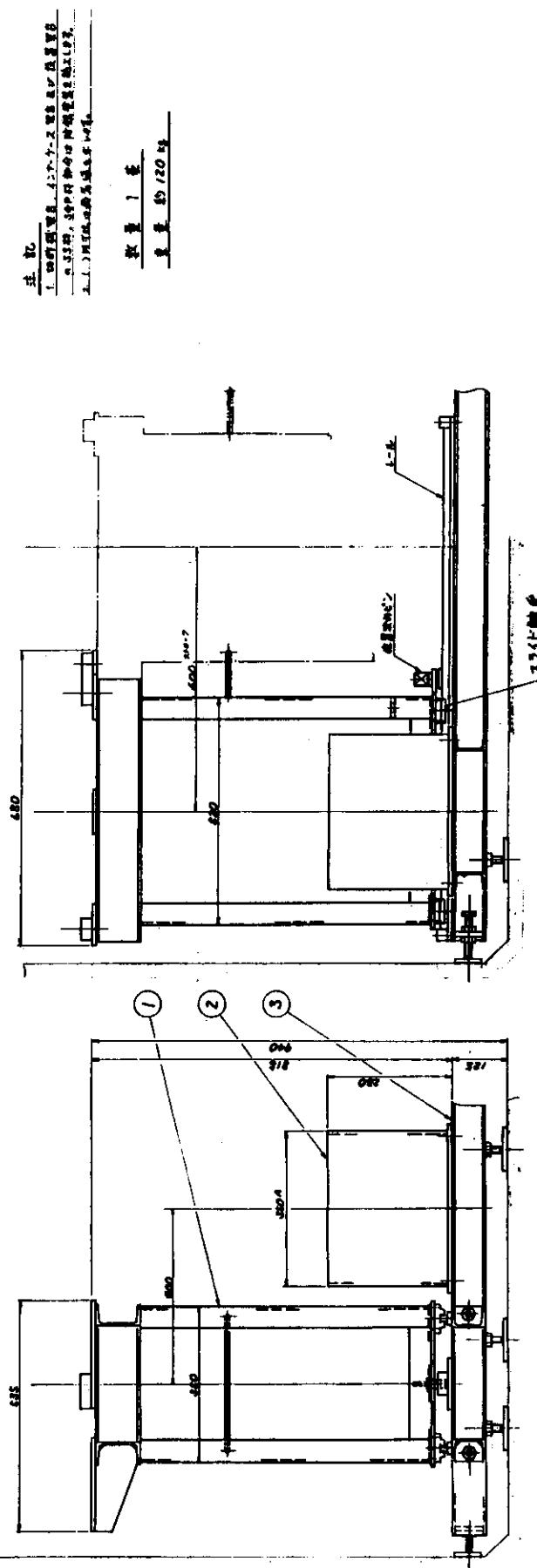
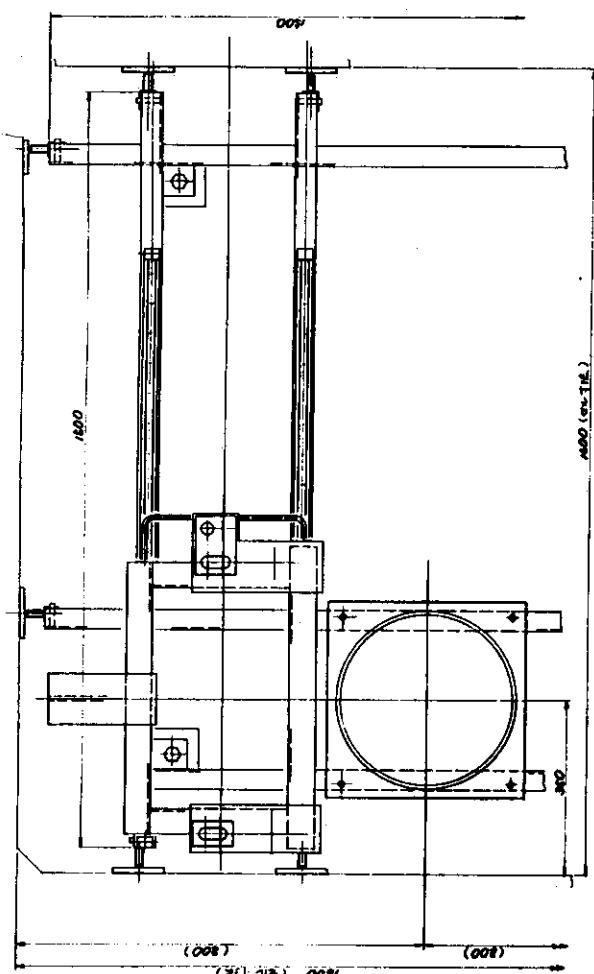


図 7.7 インナーケース



機斷切圖 7.8

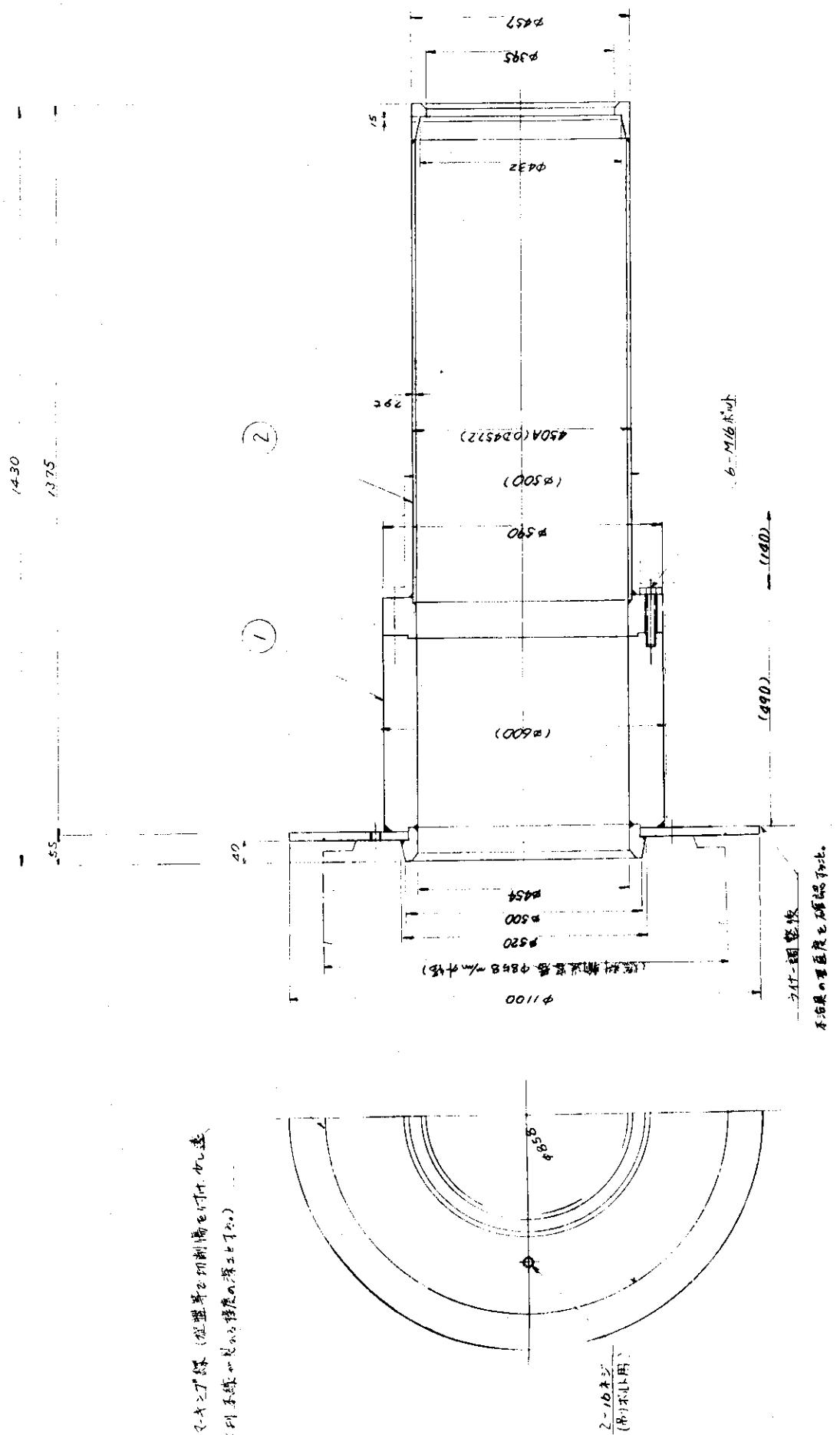


図 7.9 プラグ案内治具

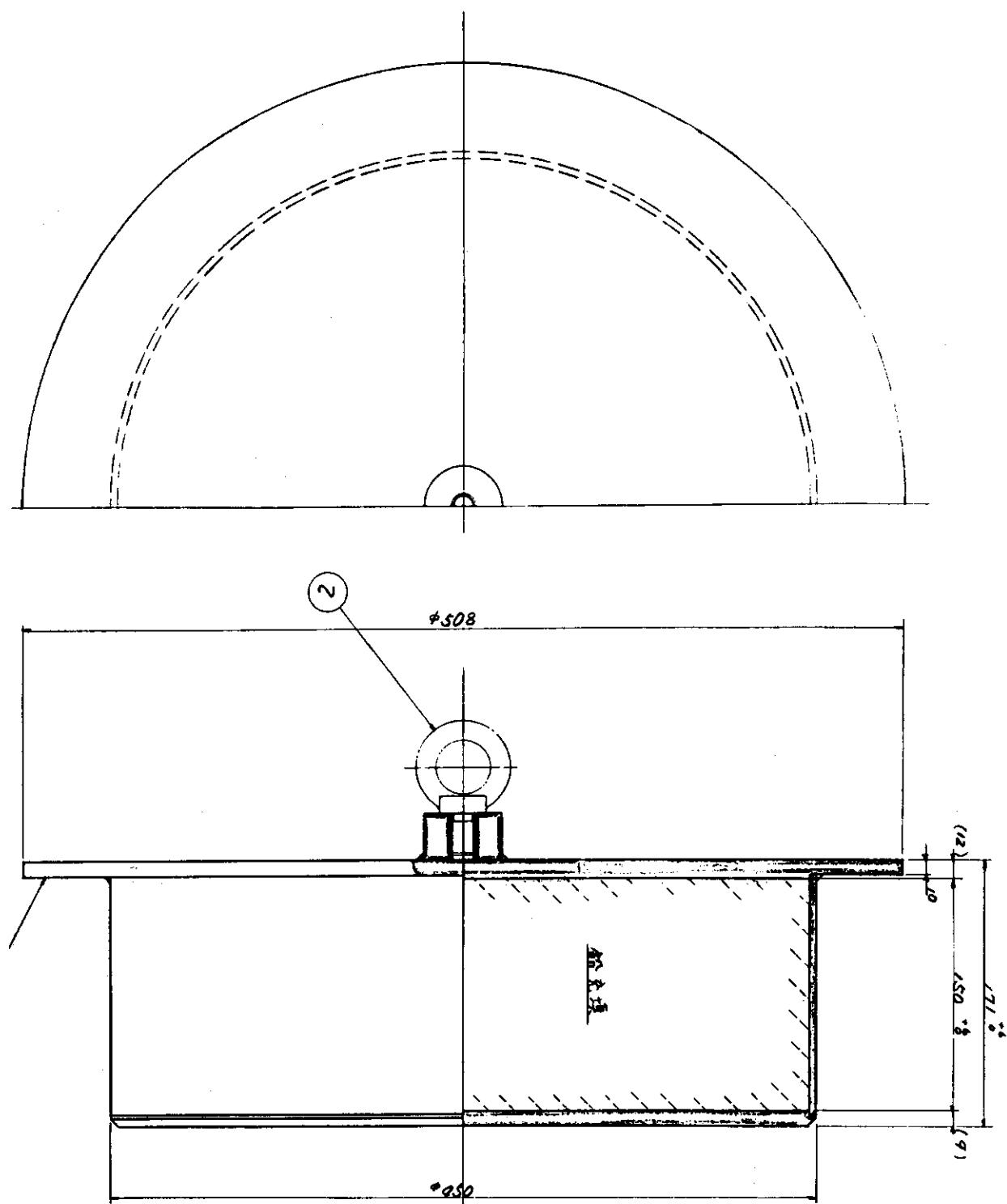


図 7.10 鉛 蓋

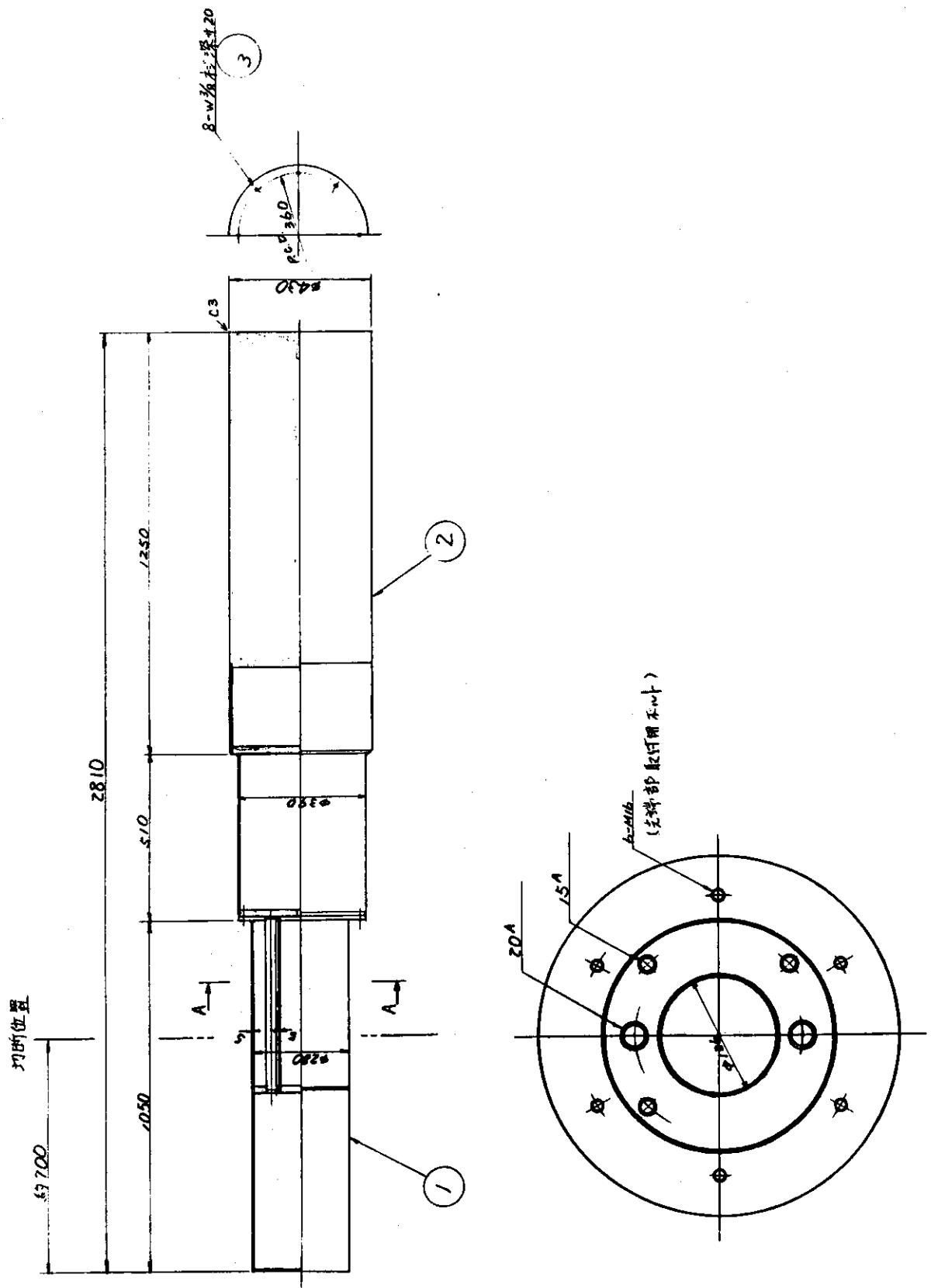


図 7.11 模擬照射プログラ

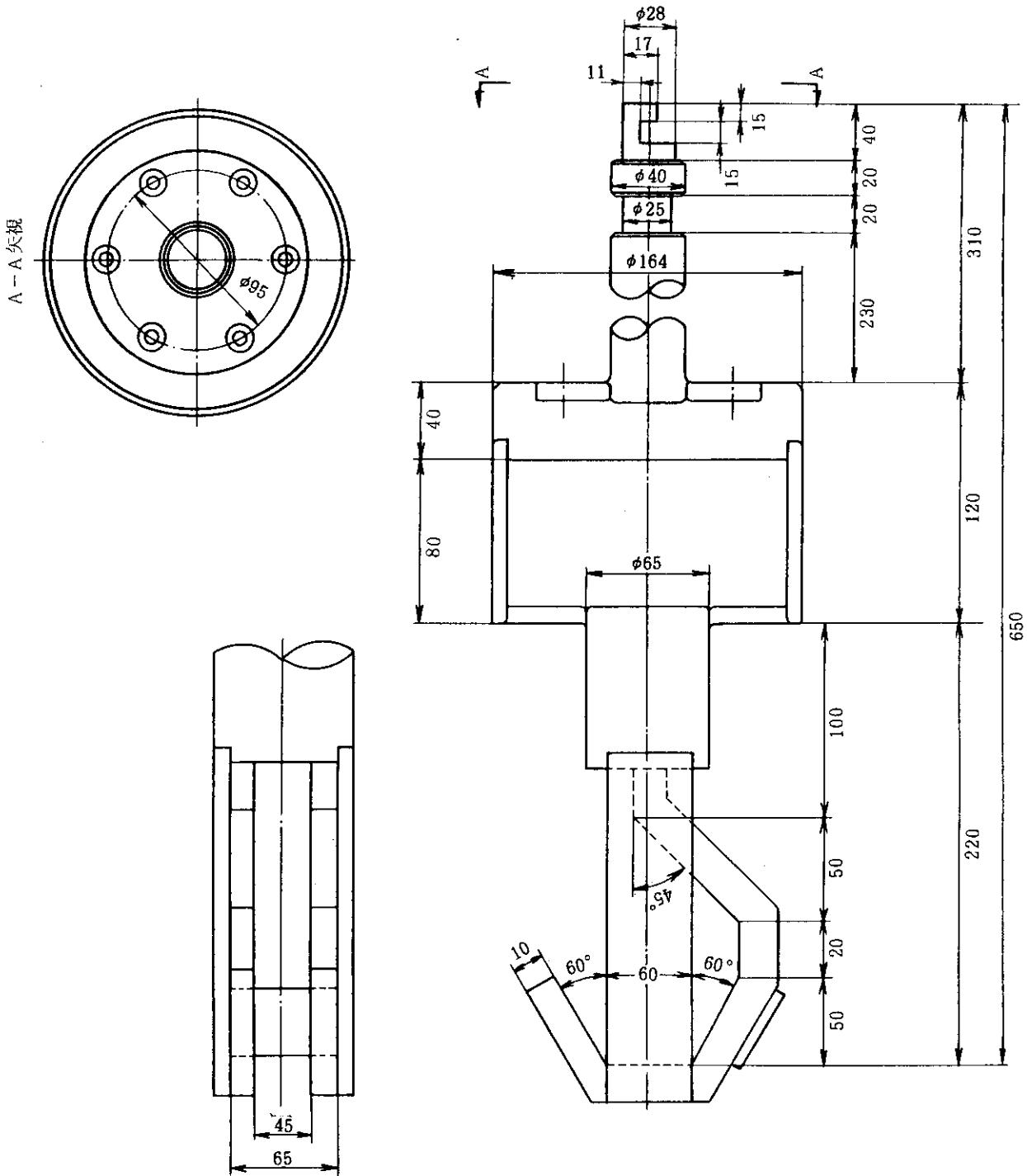


图 7.12 密封容器吊具

8. 撤去作業に伴うリハーサル

炉内部の撤去は高放射能（2531 Ci）および照射プラグを収納した遮へい容器（10.6 ton）を取り扱うため、これらの撤去作業が円滑に、かつ安全に行われることを目的として、一連の作業のリハーサルを行い、作業の安全を確認する。

リハーサルは撤去計画で述べた炉内部の工事手順を模擬して行う。その概要は、(1) 模擬照射プラグを遮へい容器に収納する、(2) 遮へい容器を吊り上げホットケーブ上部に据置く、(3) 模擬照射プラグをホットケーブに挿入する、(4) 模擬照射プラグを切断する、(5) 輸送容器の取扱いおよびインナーケースの収納等の作業である。

リハーサルは昭和59年3月7、8日の両日に行った

(1) 遮へい容器の吊り上げおよび模擬照射プラグの切断のリハーサル

実施日 昭和59年3月7日

時 間	作 業 内 容
9 : 3 0	作業の準備開始
9 : 4 0	クレーン、吊具の操作
9 : 5 0	遮へい容器を吊り上げ、30／15 ton クレーンを使用して水平吊りから垂直吊りにする。 1度床面に据置き操作の確認を行う。
1 0 : 1 3	ホットケーブ上部に遮へい容器を移動し、据置き、シャッターの開閉操作を行う。 模擬照射プラグを吊り下げホットケーブ内に挿入する。
1 0 : 3 0	模擬照射プラグの切断開始。 切断完了。
1 3 : 3 6	先端部を切断した照射プラグを再び遮へい容器へ収納し、炉室床面に据置く。
1 3 : 5 5	マニピュレーターを使用して、インナーケースの蓋をしめる。
1 4 : 1 8	蓋しめ完了。
1 4 : 4 3	後始末。リハーサル終了。

(2) JRR-3 使用済燃料輸送容器

実施日 昭和 59 年 3 月 8 日

時 間	作 業 内 容
10 : 30	インナーケースの吊り上げ準備 インナーケース用吊具をホットケーブ内に挿入する。 インナーケースの吊り上げテストを行う。
10 : 50	輸送容器をホットケーブ上部に移動し据置く。ロータリバルブ等の開閉テストおよび操作方法を確認する。 インナーケースの吊り上げの準備を行う。
13 : 42	インナーケースを輸送容器内へ吊り上げて収納する。 輸送容器を吊り上げたまま、インナーケースの取りはずしおよび密封容器の蓋の取付けのテストを行う。
14 : 46	輸送容器を移動し再び炉室内床面に据置く。 チェーンブロックおよびクレーンを取りはずす。
15 : 00	リハーサル終了。

以上のリハーサルにより、作業の手順、人員配置、所要時間、および製作物品の機能と健全性等について確認し、撤去作業に万全を期した。

9. 撤去作業の実施

LHTLの撤去に当っては、撤去計画、安全性の検討をふまえ、作成した作業要領書に従って撤去作業を行った。本作業の開始から終了までの日程および、作業内容の概略は次表のとおりである。

作業実施期間 昭和59年2月14日～3月30日

月	日	作業内容
2	14	教育訓練、現場説明、現場養生（作業エリア設定）
	15	制御盤解体撤去
	16	
	17	} 炉室1階防音壁解体
	18	
	20	
	21	} 切断機設置のためホットケーブ整理
	22	
	23	一般廃棄物搬出
	27	
	28	} エンジン、熱交換器解体
3	1	〔原子力安全局による製作物品の使用前検査〕
		水シールド部の鉛ブロック撤去
	2	ファーストコンバータ冷却装置の解体
	3	真空中筒切断（炉外部と炉内部の分離）
		遮へい体を照射プラグに取付け
		一般廃棄物搬出
6		水シールドタンク解体、一般廃棄物搬出
		照射プラグに吊具取付け
7		照射プラグ取出しリハーサル
		炉室地階解体準備
8		JRR-3 使用済燃料輸送容器の取扱いリハーサル
		汚染廃棄物、一般廃棄物搬出
9		遮へい容器設置
		地階防音壁解体
10		照射プラグ引抜き準備
		“ 切断作業の手順の確認

3	12	照射プラグ引抜きおよび切断 輸送容器にインナーケース（ファーストコンバータ）収納 実験孔に照射プラグ再挿入
	13	実験孔に蓋取付け 大型廃棄物容器（汚染物）整理
	14	ホットケーブ内の切断機解体 ホットケーブの除染
	15	地階の防音壁の梁スラブ解体 密封容器保管リハーサル
	16	ファーストコンバータをホットラボに輸送
	21	地階の防音壁の梁スラブ解体 大型廃棄物容器搬出 輸送容器除染
	22	地階圧縮機解体 一般廃棄物搬出
	23	輸送容器をホットラボから J R R - 3 に輸送 密封容器を使用済燃料貯槽No.1に保管 輸送容器を北地区へ移送
	24	ドラム缶搬出
	26	地階コンクリート碎片のかたづけ 一般廃棄物搬出
	27	地階のかたづけ、床補修 遮へい容器搬出
	28	グリーンハウス整理 1階床面の補修
	29	グリーンハウス撤去 一般廃棄物搬出
	30	〔原子力安全局による放射線漏洩検査〕 清掃（撤去作業完了）

9.1 炉外部装置の撤去

炉外部装置は汚染の考えられない部分が大半である。汚染の考えられる部分はファーストコンバータ冷却系装置である。解体撤去を以下に述べる。

(1) 炉室1階の炉外部装置の撤去

イ 作業エリアを設定し、ベニア板、ビニールシート等で床面の養上を行った。

- ロ 制御盤（2台）は配線類を切断し、天井クレーンで吊り上げ移動した。
- ハ 防音壁はコンクリートパネルと鉄骨で構成しており、パネルを1枚ずつクレーンで仮り吊りした状態で取付けボルトを外し、吊り上げて保管場所に移動した。鉄骨はボルトの取外し、あるいは溶断して撤去した。
- ニ エンジン部、熱交換器は断熱真空用タンクを取り外した後に、架台と一緒にクレーンで移動した。
- ホ 水シールド部の鉛ブロックおよびパラフィンを1個ずつ取外した。
- ヘ ファーストコンバータ冷却系装置の解体はフランジ部、ユニオン部で可能な限り切り離し、開口部をビニールで盲をした。サージタンク、イオン交換樹脂塔、熱交換器、ケミカルポンプ、配管等の全てを大型廃棄物容器に収納した。
- ト 照射プラグと炉外部の分離は、水シールドタンクと一体となっている真空外筒をクレーンで約1.5m引き出し、ロータリーバンドソーで切断して分離した。
- チ 真空外筒の切断部に遮へい体をアーキ溶接し、照射プラグにボルトで固定した。
- リ 照射プラグ表面の一次冷却水配管は根元を金ノコで切断した。
- ヌ 照射プラグの表面に長さ1mのボルトを溶接し、引抜き治具で炉壁面から約20cm引抜いた（図9.1）。

炉壁面 H - 5

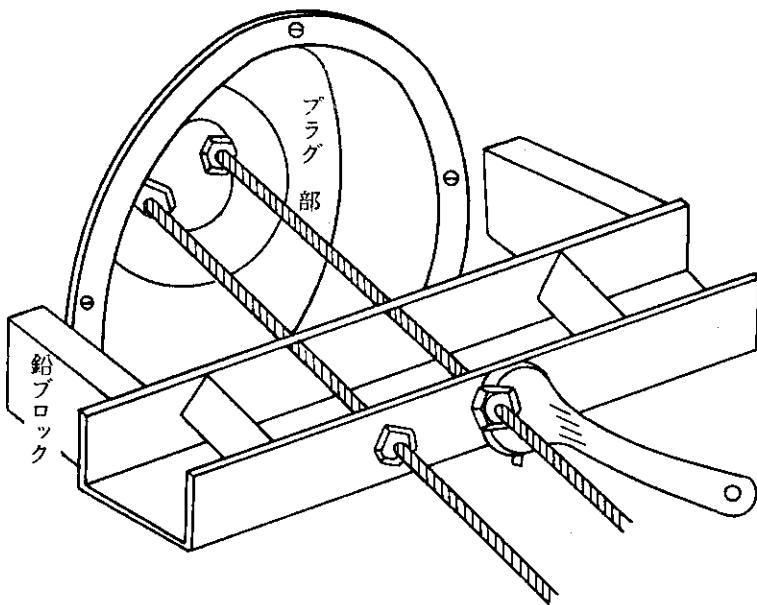


図9.1 照射プラグ引抜き治具

- ル 照射プラグの表面のボルトをガス溶断し、プラグ表面をベビーサンダーで平滑にし、吊具を取付けた。

ヲ 遮へい容器と同架台を実験孔（H-5）の前に設置した。炉壁面に鉛板を取付けて炉壁面と遮へい容器の隙間を無くした。

(2) 炉室地階の炉外部装置の撤去

- イ 防音壁の解体は天井のコンクリートパネルをホイストで吊り上げ移動した。壁面は鉄筋入りブロックであるため、電動コンクリートハンマー、大型ハンマーで破碎して解体した。破碎したコンクリートを200ℓドラム缶に収納した。
- ロ 中圧タンク、低圧タンク、フィルター等をホイストで吊り上げ移動した。
- ハ 圧縮機（3台）、アフタークーラ、ガスホルダー等をホイストで移動した。

9.2 炉内部装置の撤去

炉内部装置の撤去作業は、照射プラグの引抜き、ファーストコンバータ部の切断分離、実験孔に照射プラグを再挿入、ファーストコンバータ部のホットラボでの密封、そしてファーストコンバータ部を保管するまでの一連の作業である。これらの作業を以下に述べる。

(1) 照射プラグの引抜き

- イ 照射プラグの吊具にワイヤーを取付ける。炉室内の2本の支柱にワイヤーを張り、チェーンブロックを介して徐々に照射プラグを遮へい容器に収納した。（図9.2）
- ロ 実験孔のシャッターと遮へい容器のシャッターを閉じた。
- ハ 照射プラグを遮へい容器にロックピンでロックした。
- ニ 天井クレーン（30ton／15ton）で遮へい容器を水平吊りから垂直吊りにした。

(2) ファーストコンバータ部の切断

- イ ホットケーブ内に照射プラグを挿入し、案内治具に設置、切断機に据付けた。
- ロ ファーストコンバータ部の切断を開始した。1時間37分で切断が完了した。
- ハ ファーストコンバータ部を分離した照射プラグをクレーンで吊り上げ、遮へい容器に収納した。
- ニ 遮へい容器を30tonクレーンで吊り上げて少し移動し、ホットケーブの開口部に15tonクレーンで鉛蓋をした。
- ホ 遮へい容器を炉室1階に移動し、垂直に仮置きした。

(3) 照射プラグの再挿入

- イ 遮へい容器を垂直吊りから水平吊りにし、遮へい容器架台に再び設置した。
- ロ 実験孔と遮へい容器のシャッターを開いた。
- ハ 挿入治具とチェーンブロックで照射プラグを再挿入した。（図9.3）
- ニ 遮へい容器と同架台を実験孔から取除いた。
- ホ 実験孔の開口部に蓋をした。

(4) ファーストコンバータ部の輸送および密封

- イ ホットケーブ上部口の鉛蓋を外し、クレーンでインナーケースの蓋を下し、マニピュレータとケーブ上部からの治具でインナーケースの蓋を締めた。
- ロ 使用済燃料輸送容器をホットケーブ上部口に設置し、ファーストコンバータ部を収納し

たインナーケースを吊り上げて輸送容器に収納した。

- ハ 輸送容器を炉室1階に移動した。
- ニ 輸送容器を大型トレーラでホットラボに輸送した。
- ホ ホットラボのケーブル内で密封容器にインナーケースを収納した。
- ヘ 密封容器をHeガスで置換し、溶接密封した。
- ト 密封容器を再び輸送容器に収納し、大型トレーラでJRR-3に輸送した。

(5) ファーストコンバータ部の保管

- イ 輸送容器に下部遮へい体(スカート部)を取付けた。
- ロ クレーンで使用済燃料貯槽No.1に移動し、スカート部が貯槽水に入るまで下した。
- ハ 輸送容器の専用のチェーンブロックで密封容器を徐々に下した。
- ニ あらかじめ貯槽底に設置した密封容器架台に密封容器を挿入した。
- ホ 輸送容器を移動した。
- ヘ Tバー(2本)をクレーンで貯槽に入れ、密封容器架台の蓋をハンドリングにより閉めた。
- ト Tバーで密封容器架台を横形にして保管した。
- チ 輸送容器をDSF(北地区)に輸送し保管した。

なお、密封容器架台の取扱い方については付録3に示す。

これらの一連の作業で照射プラグの引抜きから切断、そして照射プラグの再挿入までの作業は1日で終了した。この詳細な経過は以下の通りである。

実施日 昭和59年3月12日(月)

時	分	作業内容
9	31	炉室入室
	44	照射プラグ引抜き準備完了
	52	照射プラグ引抜き開始
	57	〃 引抜き途中で線量率測定 (プラグ47.5cm残)
10	00	照射プラグ引抜き完了
	01	遮へい容器のシャッター閉め開始
	03	〃 " 全閉
	05	〃 吊り上げ準備
	06	実験孔のシャッター閉め開始(実験孔開口部120mR/h)
	08	〃 全閉 (" 0.1mR/h)
	10	遮へい容器水平吊り上げ開始
	12	〃 垂直吊り
	13	〃 移動開始

	17	遮へい容器をホットケーブ上に設置
	18	照射プラグをケーブ内に吊り下げ準備
	21	"　ロックピン取外し
	22	遮へい容器シャッター開け開始
	25	"　　"　全閉
	26	照射プラグをホットケーブ内に挿入開始
	27	"　先端部をケーブ窓から確認
	28	"　先端部の放射線測定
	34	"　を切断機に据付け完了
	36	"　切断開始
12	13	"　切断終了 (所要時間 1 時間37分)
13	26	照射プラグ吊り上げ開始
	28	"　吊り上げ完了
	30	遮へい容器のシャッター閉め開始
	32	のシャッター全閉
	34	の吊り上げ, ホットケーブ遮へい蓋閉
	35	の移動開始
	40	を炉室 1 階床面に垂直に仮置き
	47	インナー容器の蓋吊上げる
	48	ホットケーブの遮へい蓋を吊り上げる (開口部 5 R/h)
	49	インナー容器蓋を開口部から下す (開口部 1.5 R/h)
	51	"　を閉める
	52	"　治具吊り上げる
	54	ホットケーブの遮へい蓋閉める
	57	輸送容器吊り上げ準備
14	03	"　吊り上げ開始
	07	"　炉上面で気密蓋取外し
	13	"　再度吊り上げ
	14	ホットケーブの遮へい蓋開
	18	輸送容器をホットケーブ上に設置
	20	"　吊具をチェーンブロックと連結
	21	"　ロータリーバルブ開, および吊具の吊り下げ
	23	インナー容器のチャッキング
	24	"　吊り上げ開始
	28	"　吊り上げ完了, 吊具をロック

14	29	輸送容器のロータリーバルブ閉
	30	" のロータリーバルブをロック
	32	" の気密蓋取付け
	35	" の吊り上げ開始、移動
	40	" を炉室1階の台座に設置
	46	" 上部気密蓋取付け
	50	照射プラグ挿入作業開始
		遮へい容器吊り上げ開始（垂直吊りから水平吊り）
	55	" 架台に設置
	57	" と架台を共吊り
15	58	実験孔のシャッターを開き線量率測定 (開口部 100 mR/h, プラグのアゴ 30 R/h)
	03	照射プラグの切断部の線量率測定 (100 R/h)
	10	遮へい容器を実験孔に設置
	17	照射プラグの再挿入準備 (挿入治具, チェーンブロック取付け)
	18	遮へい容器のシャッター開
	21	照射プラグ再挿入開始
	25	" 挿入治具破損
	30	" 挿入方法検討
	41	遮へい容器を少し吊り上げ再挿入
	11	" 架台外れる
16	12	" を吊り上げた状態で再挿入
	19	照射プラグ挿入完了

9.3 除染作業

(1) ホットケーブの除染

照射プラグの切断を行ったホットケーブ内のSUSの切粉による汚染は最大30mR/hの線量率であった。除染はケーブ上部口からクレーンで降りて行った。作業者は半面マスク、タイベックスーツを着用した。切断機はぬれウエスで拭き、ビニール梱包して搬出した。ケーブ内全体をぬれウエスで拭き除染した。

(2) 輸送容器の除染

ファーストコンバータを輸送した使用済燃料輸送容器の除染はホットラボに於て、同容器の気密蓋、チャック、ロータリーバルブ等を分解しぬれウエスで除染した。

(3) 遮へい容器の除染

照射プラグを収納した遮へい容器の内面が汚染したため、剝離剤およびナイロンタワシで塗

料を剥離し、更に紙ヤスリで研磨し、ぬれウエスで拭き除染した。

9.4 作業区域の補修および整理

本作業により損傷した床、壁等をモルタルや塗料で補修し、作業前の状態に復旧した。また、作業に使用した資器材等を整理し作業区域全体の清掃を行った。

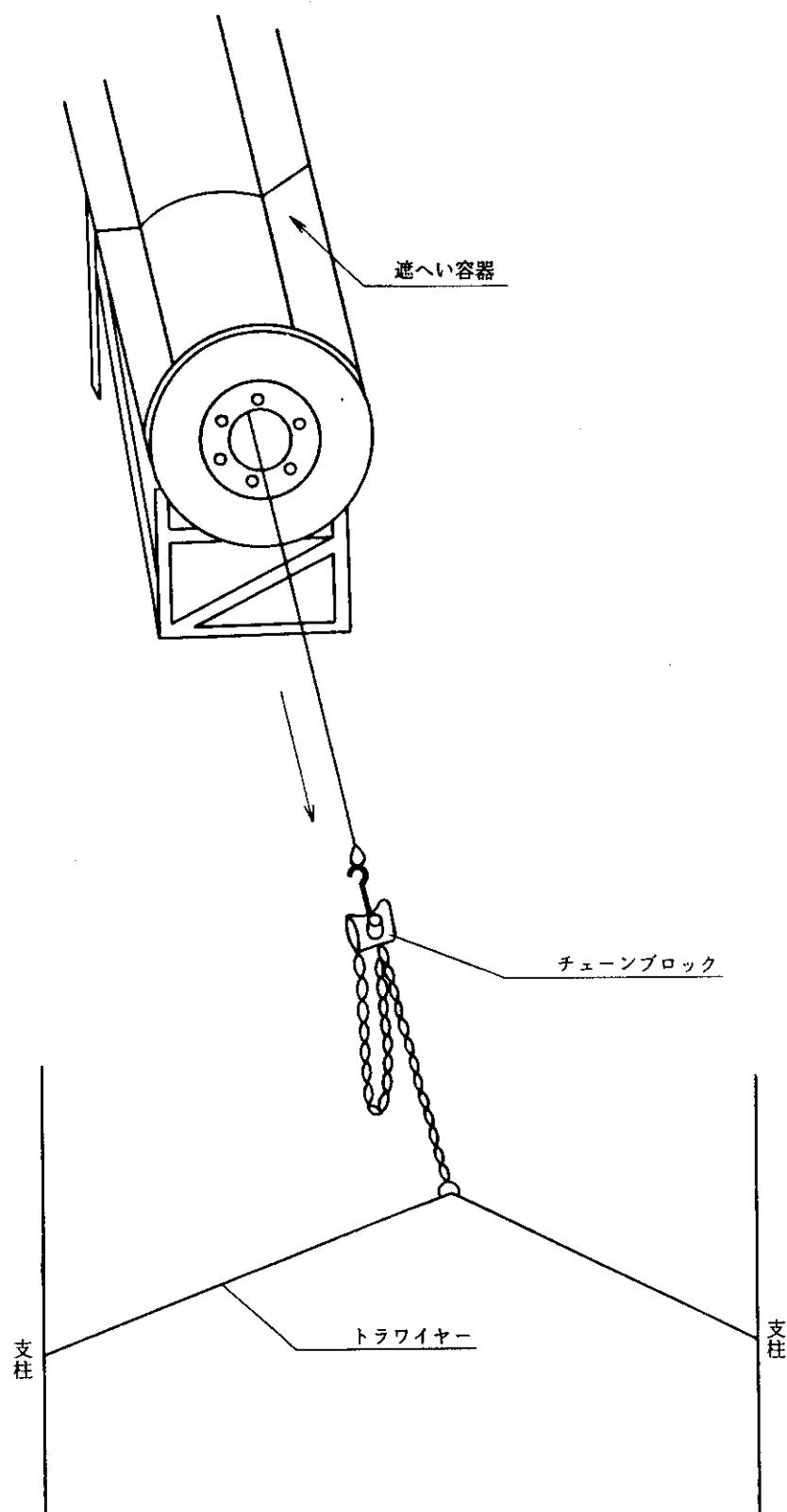


図 9.2 照射プラグ引抜き

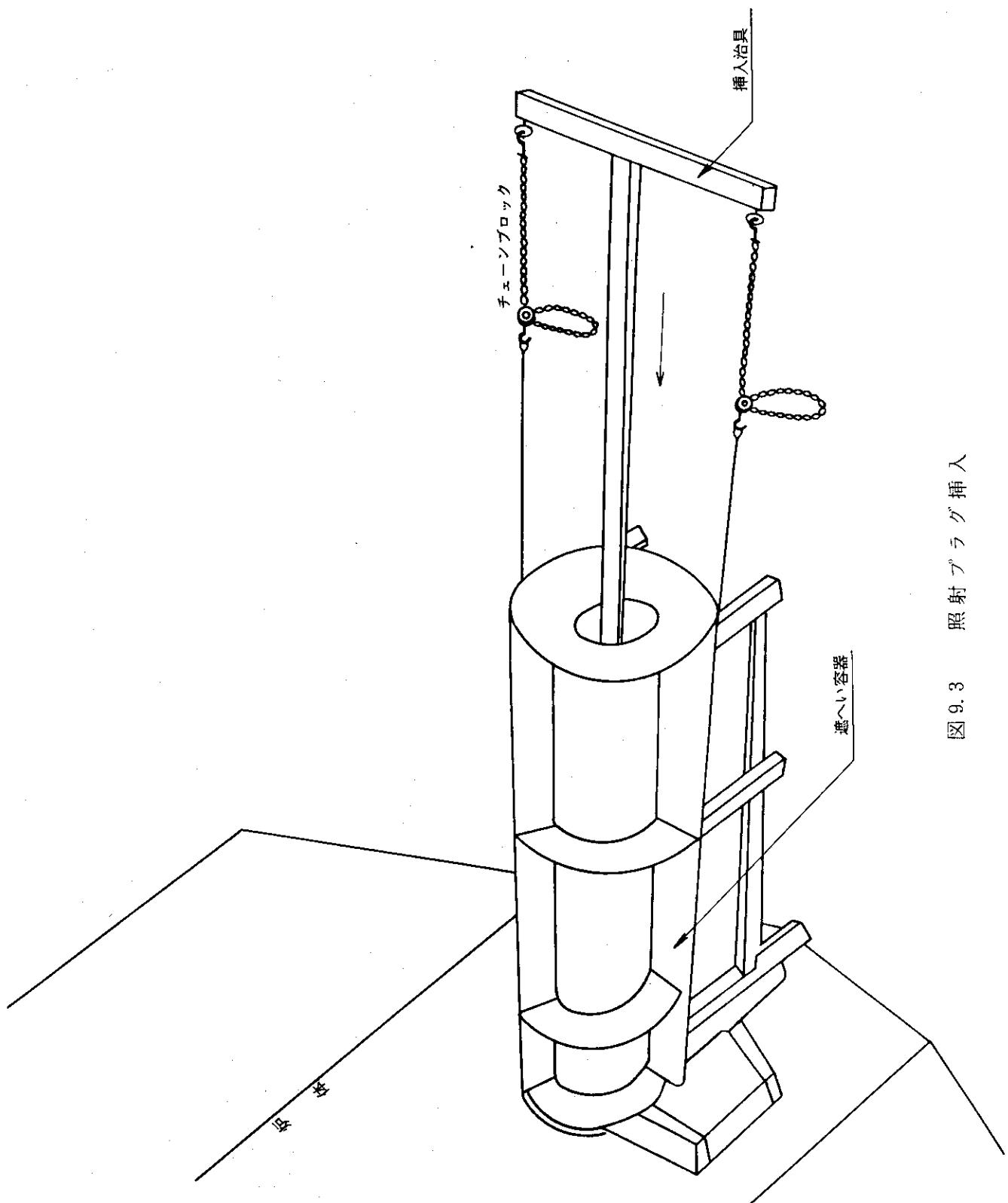


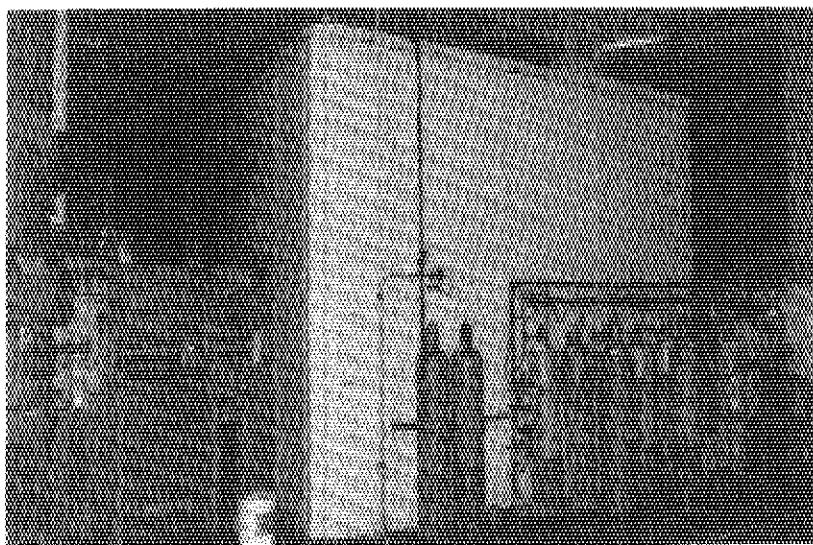
図 9.3 照射プラグ挿入

9.5 撤去作業の記録写真

本撤去作業における炉外部装置の撤去、炉内部の撤去、およびファーストコンバータの保管までの記録を以下に示す。

炉外部装置の撤去

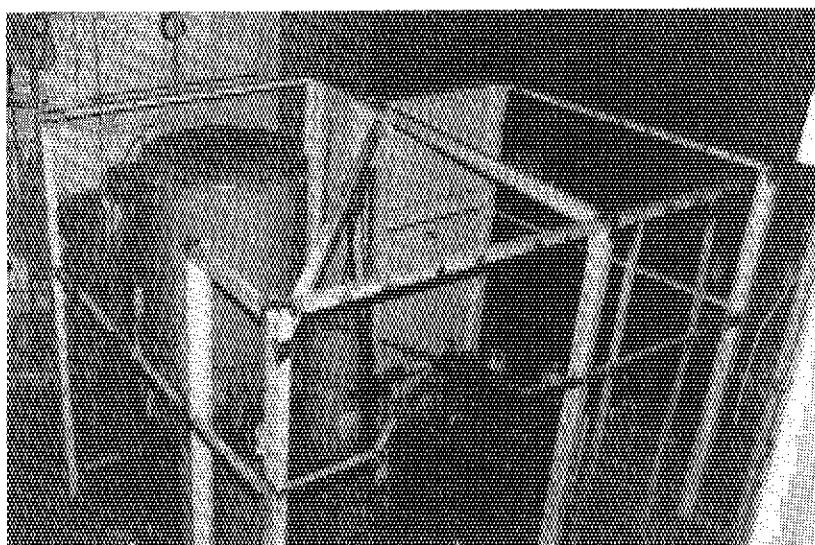
(1) 炉室 1 階撤去前

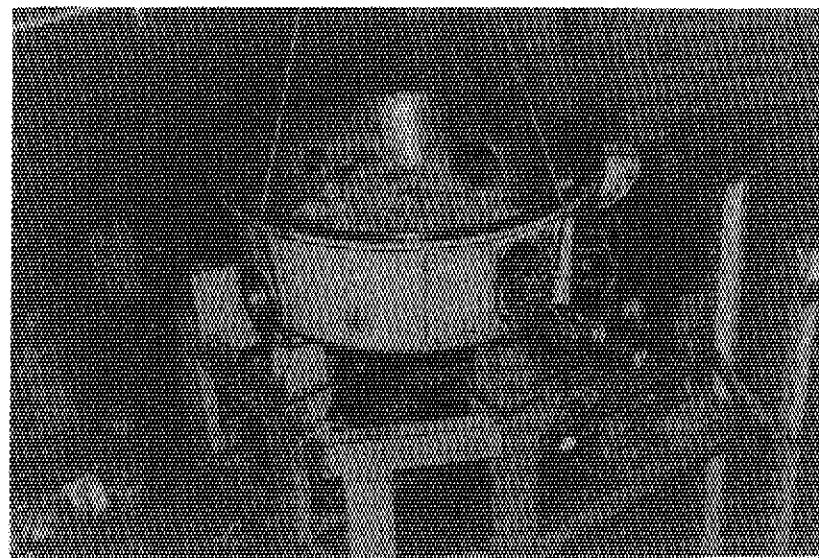


(2) 計測制御盤撤去

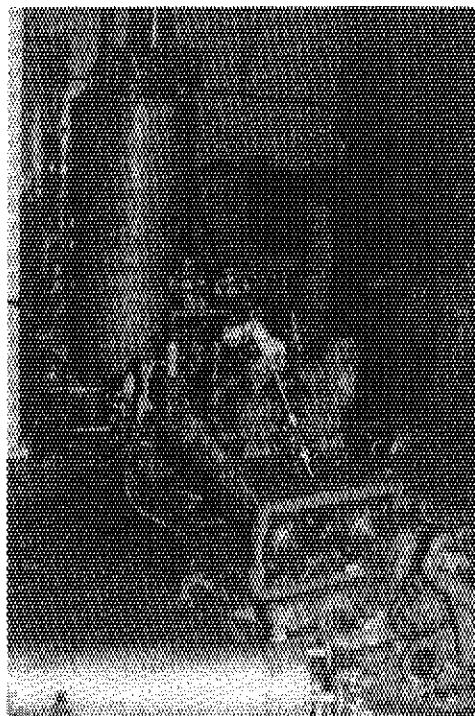


(3) 防音壁解体

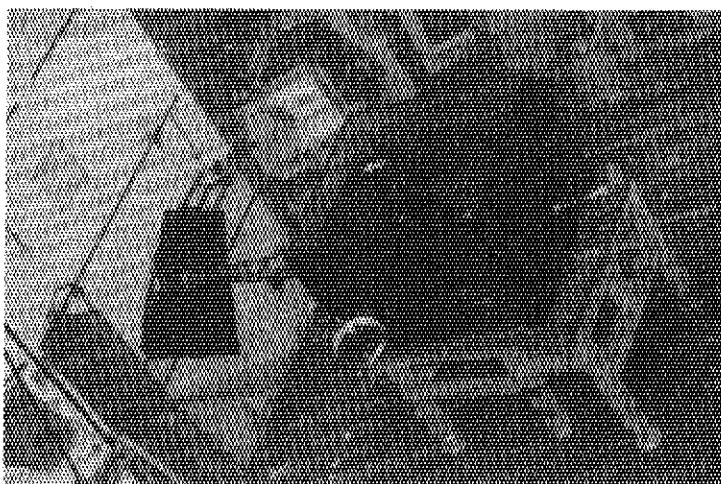




④ 热交換器、エンジンの解体



⑤ ファーストコンバータ冷却
装置解体



⑥ 水シールドタンク、試料操作部解体
(真空外筒を約 1.5 m 引抜く)

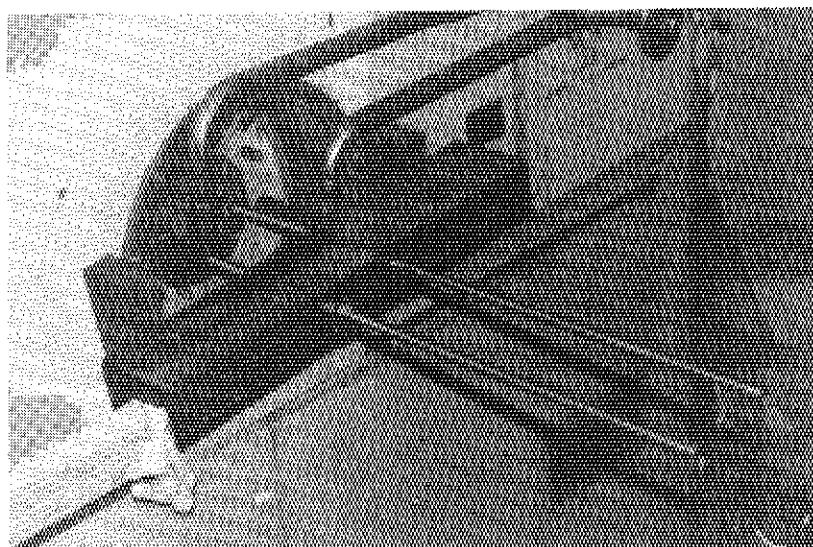
⑦ 真空外筒切断
(炉外部と照射プラグ
を分離)



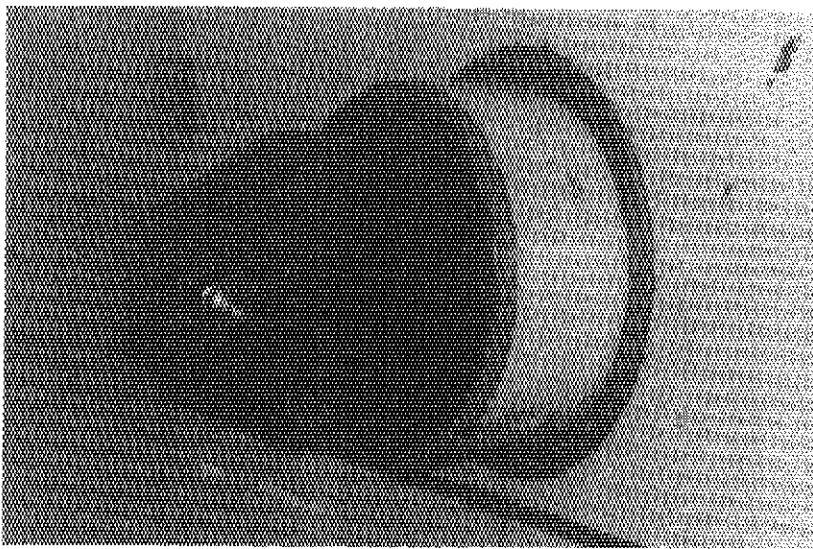
⑧ 真空外筒に遮へい
体取付け



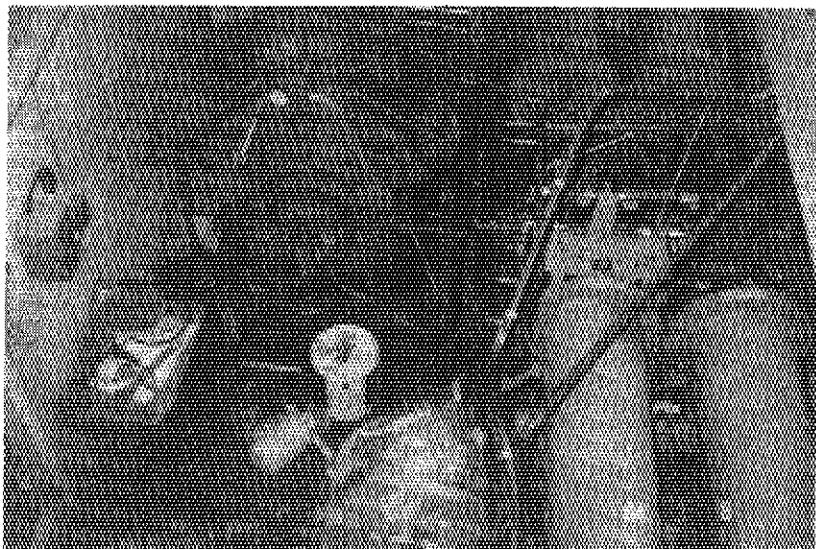
⑨ 照射プラグに遮へい
体を固定後、治具で
プラグを一部引抜く



⑩ 照射プラグに吊具を取
付け（照射プラグ引抜
き準備完了）



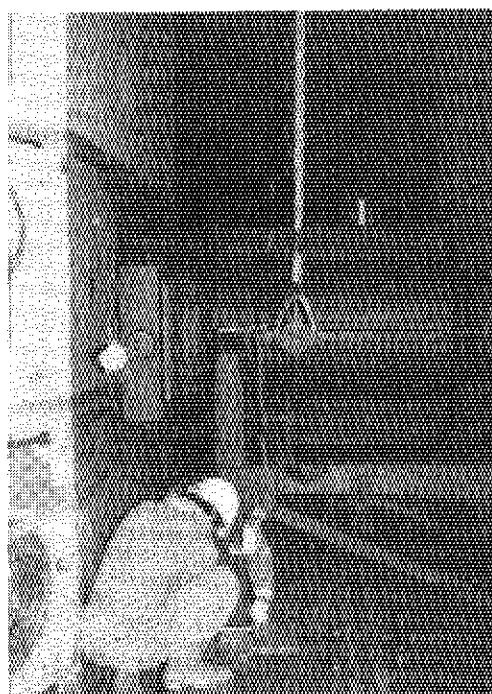
⑪ 炉室地階の防音壁,
圧縮機解体



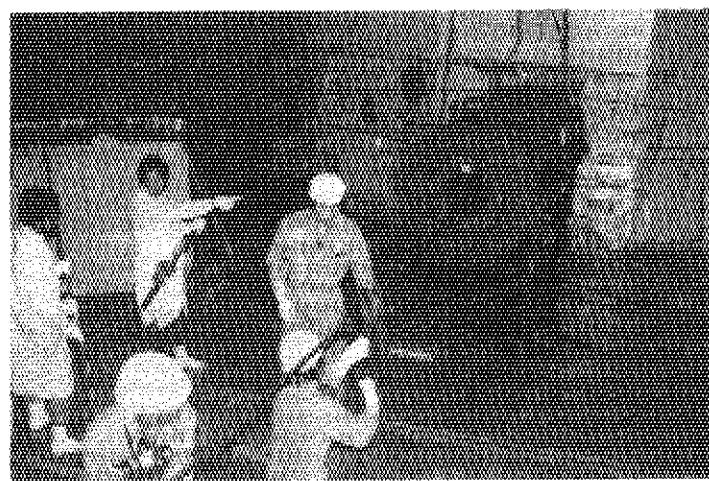
⑫ 圧縮機架台解体



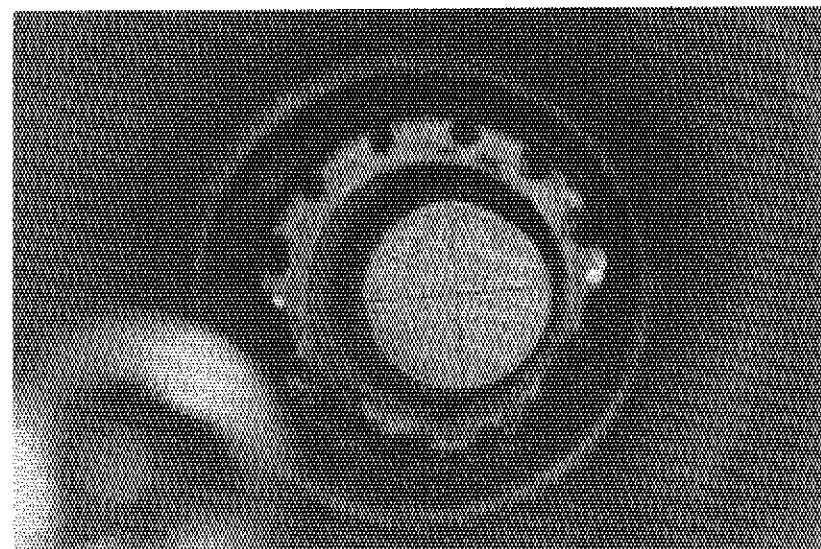
炉内部の撤去



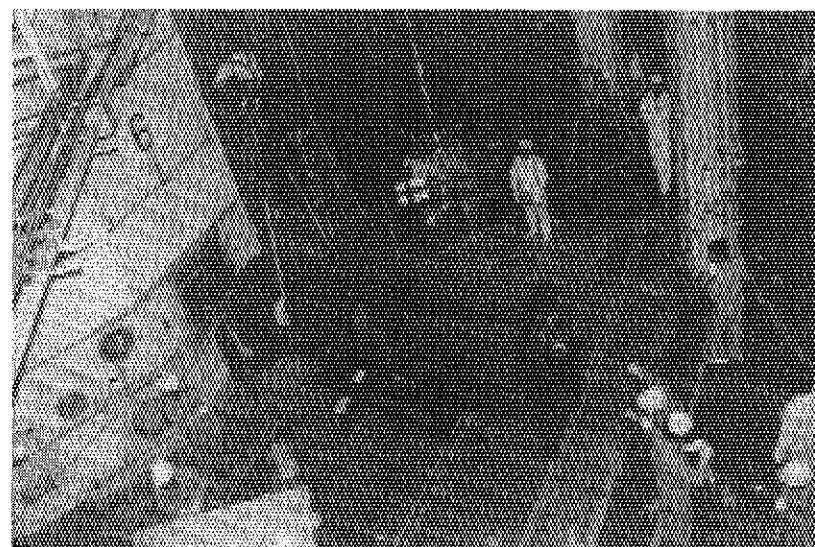
⑬ 実験孔(H-5)に
遮へい容器を設置



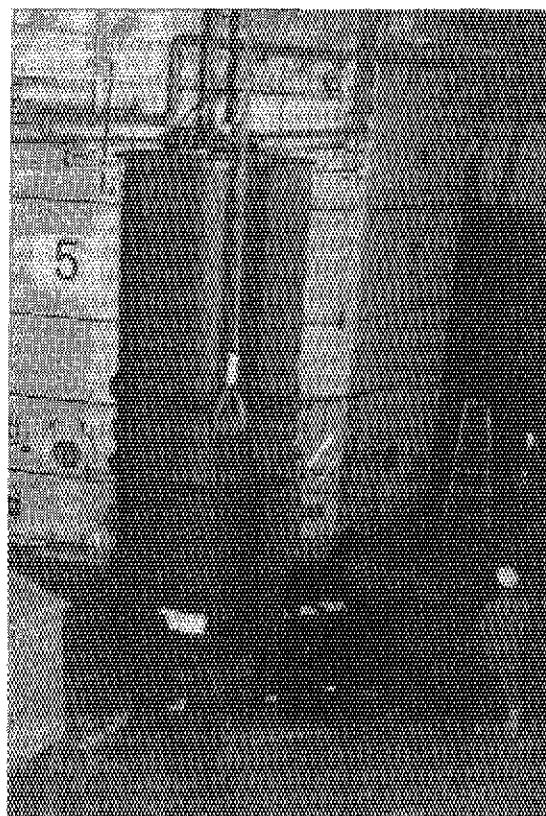
⑭ 照射プラグの引抜き



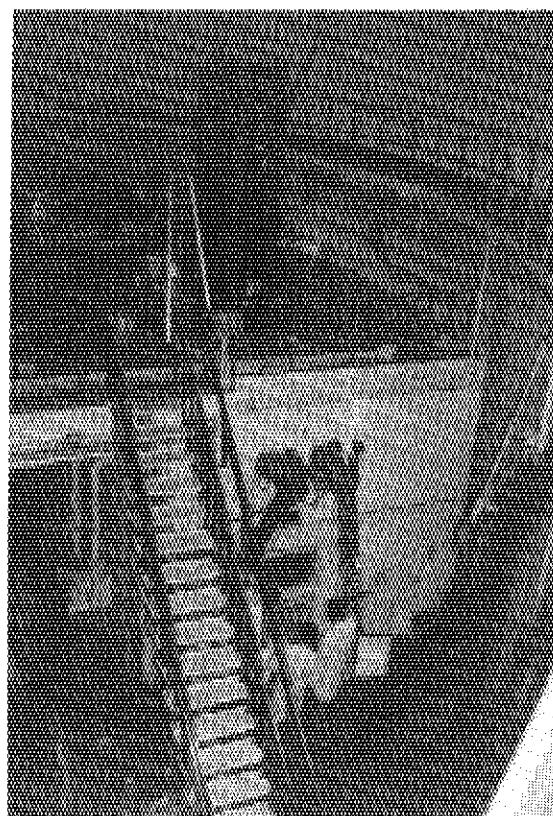
⑮ 照射プラグ引抜き後の実験孔
(原子炉のグラファイトが見える)



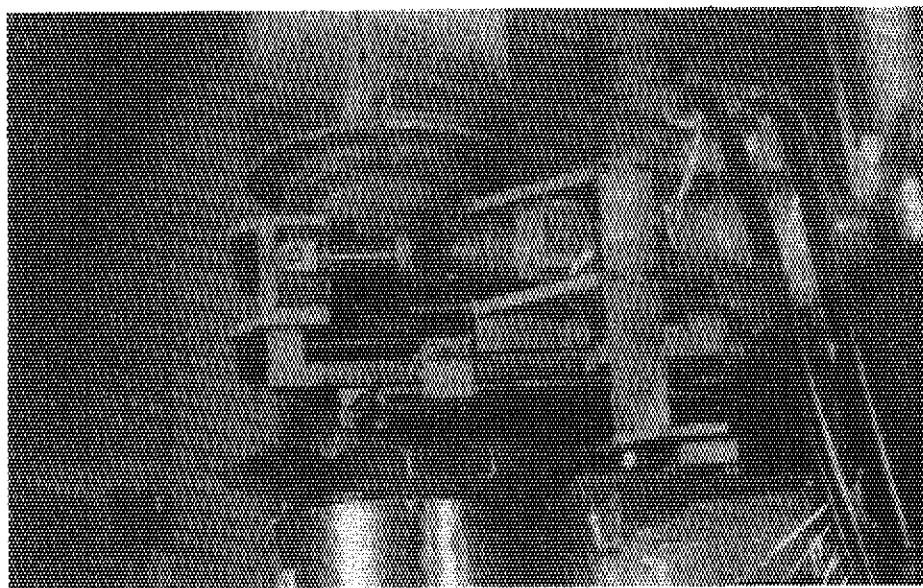
⑯ 照射プラグを収納した遮へい容器の吊り上げ



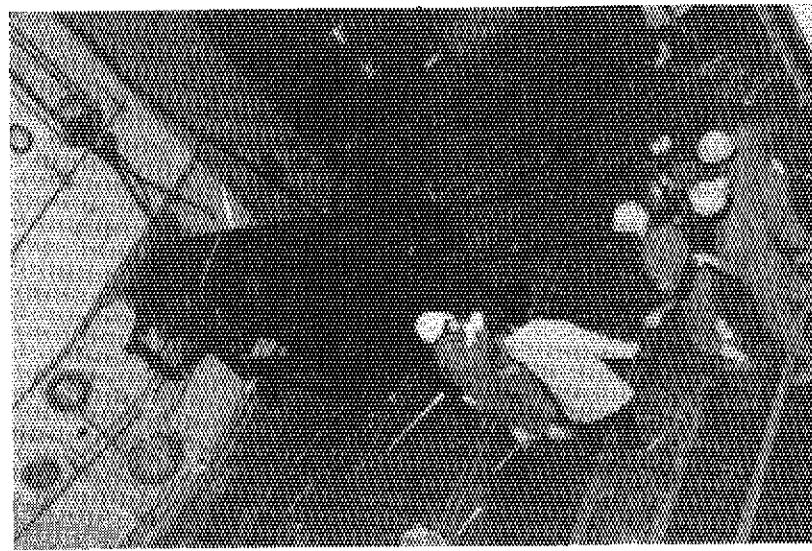
⑰ 遮へい容器を垂直吊り



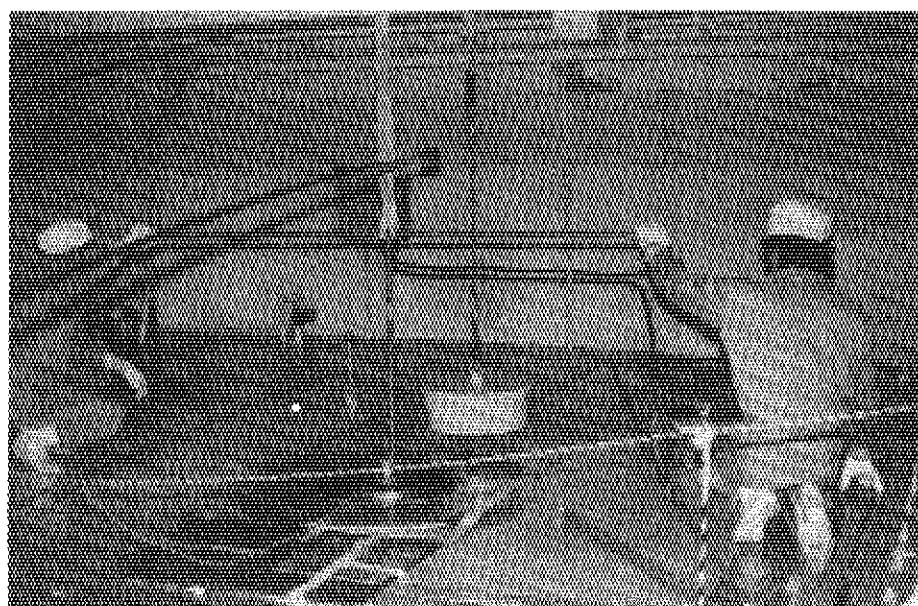
⑱ 遮へい容器をホットケーブ
に設置



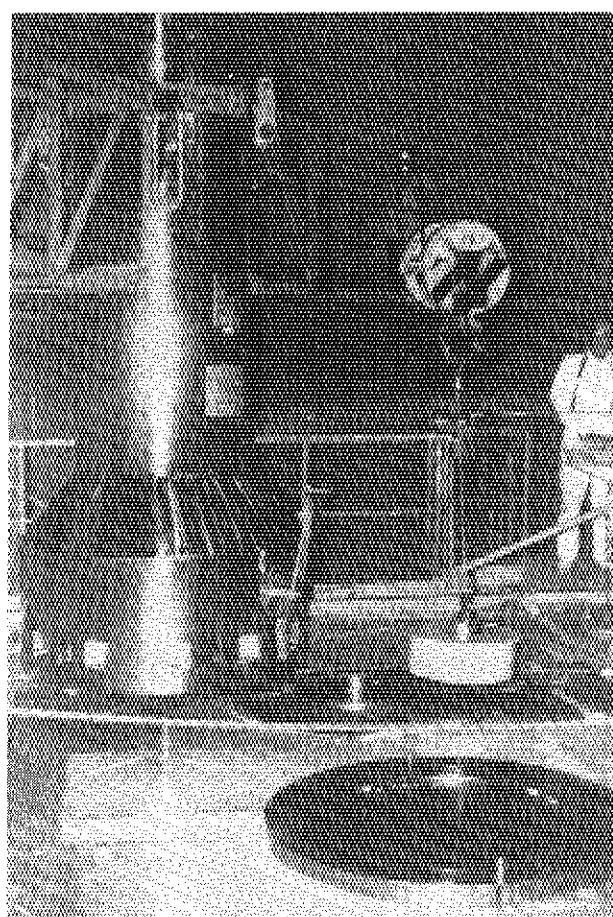
⑯ 照射プラグ先端部（ファーストコンバータ部）の切断



⑰ 照射プラグを実験孔に再挿入

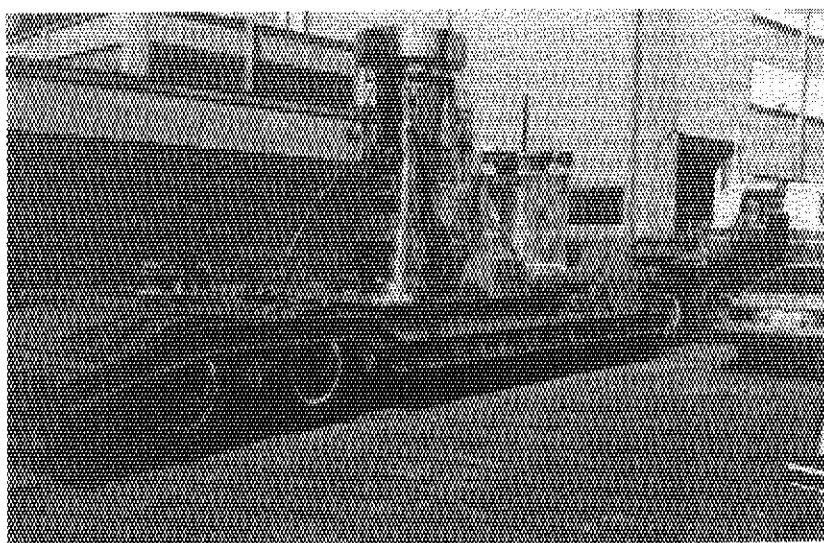


㉑ ファーストコンバータの入っているインナーケースの蓋閉め

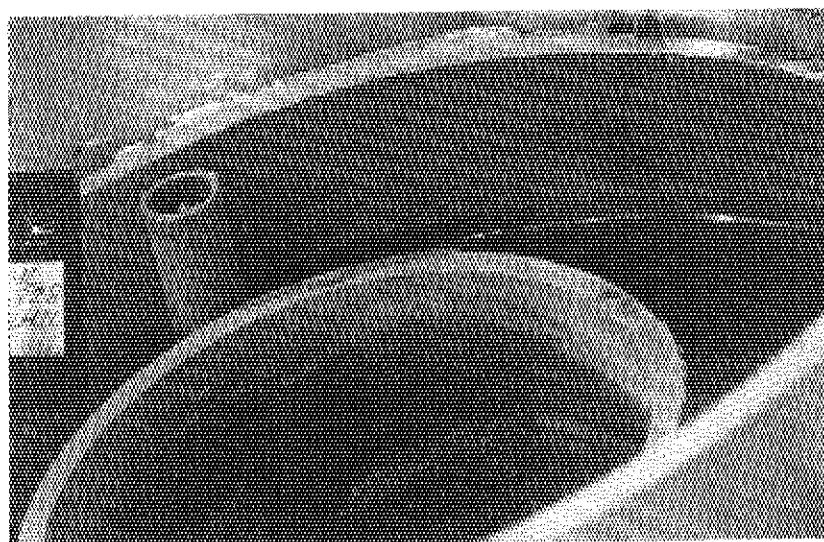


㉒ JRR-3 使用済燃料輸送容器にインナーケースを収納

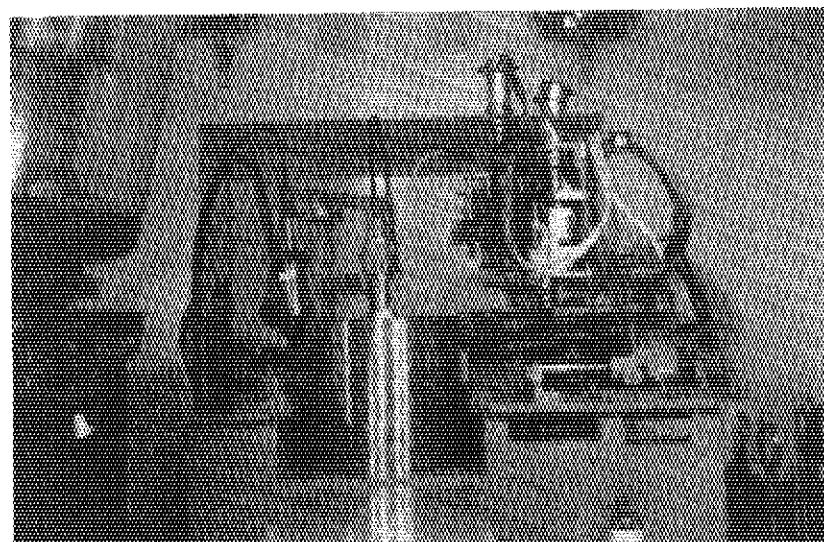
㉓ ファーストコンバータ
部をホットラボに輸送

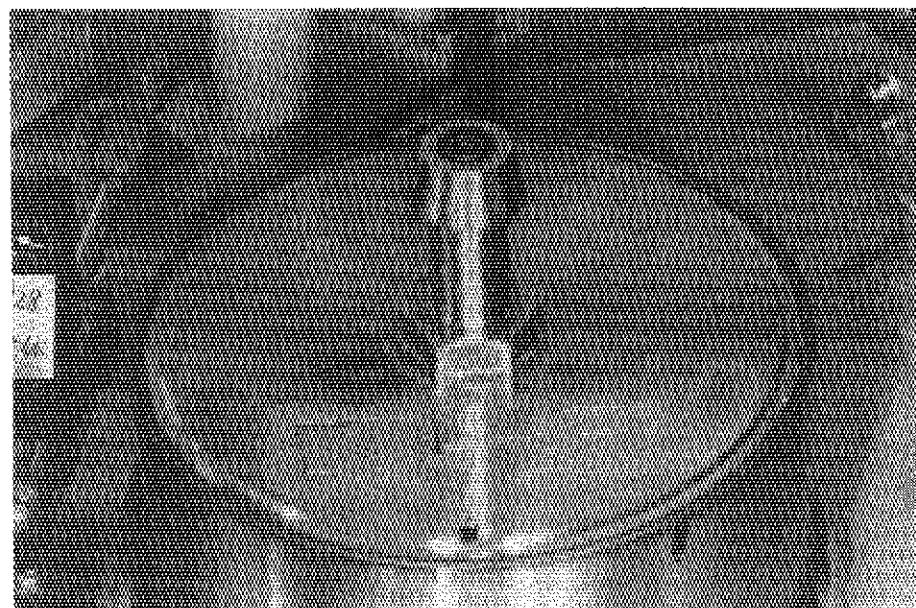


㉔ ファーストコンバータ
部の切断面
(インナーケースごと密
封容器に収納)

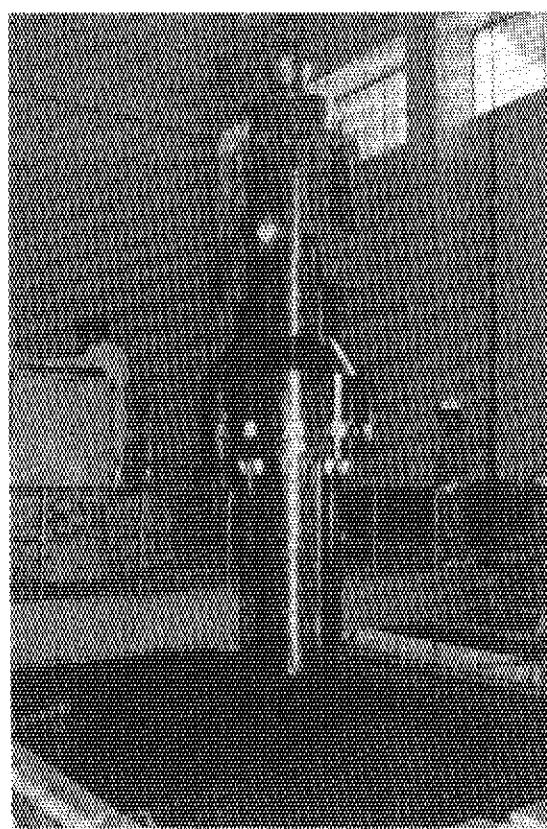


㉕ 密封容器の溶接

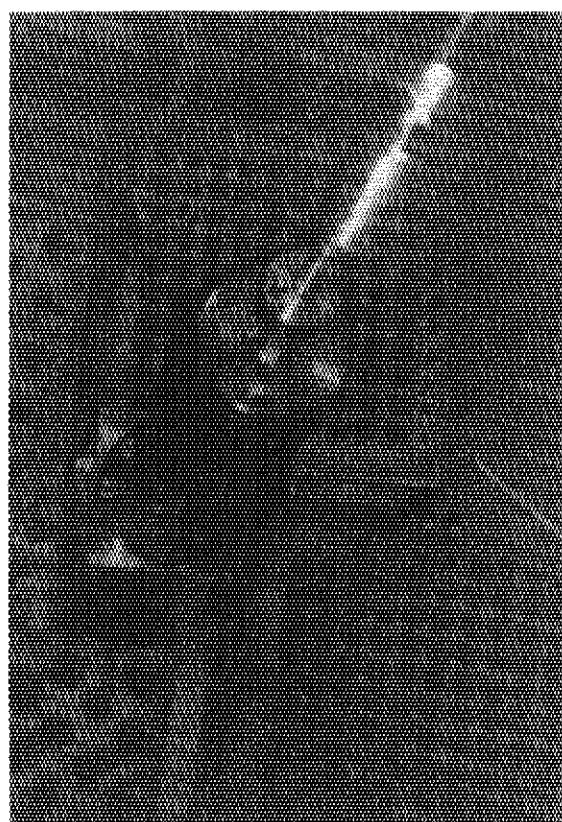




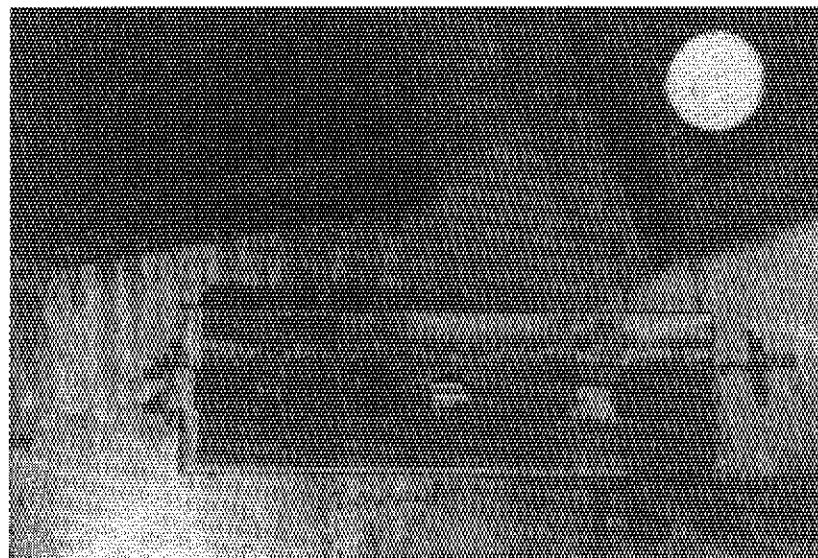
㉙ 溶接した密封容器



㉚ JRR-3 使用済燃料貯槽No.1
にファーストコンバータ部を保管
(輸送容器のスカート部を水中
に入れる)

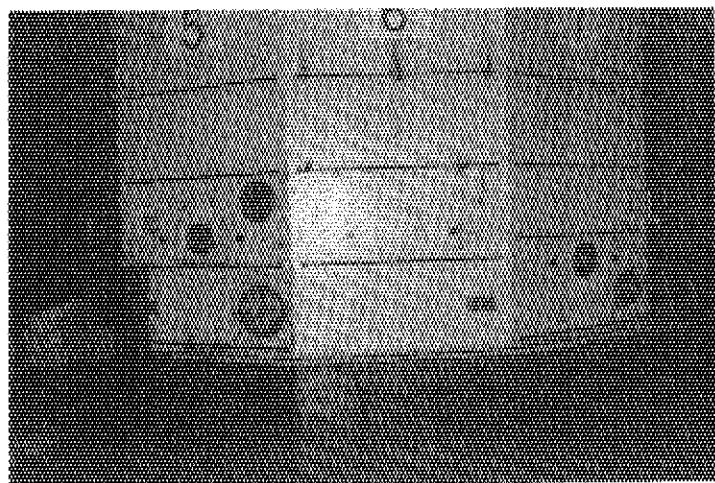


㉛ 密封容器を貯槽底に設置
した架台に収納

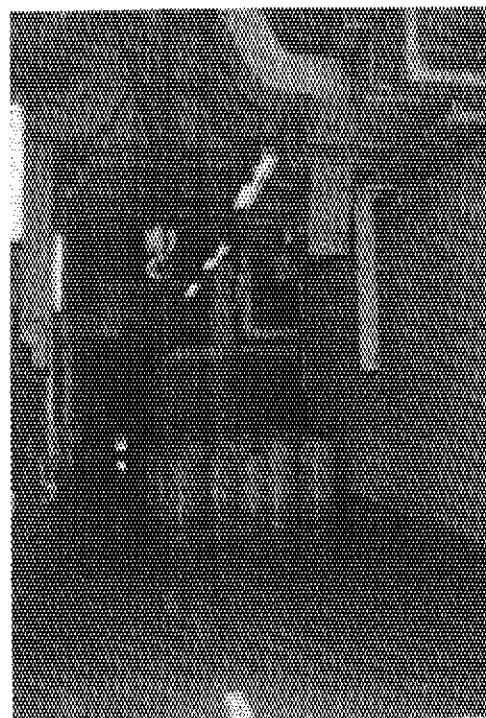


㉙ 密封容器を収納した同架台を横にして保管
(ファーストコンバータ部の保管完了)

撤去作業完了



㉚ 炉室 1 階撤去完了



㉛ 炉室地階撤去完了

10. 線量率測定, 被ばく線量, 廃棄物量, 汚染検査の結果

LHTLの撤去作業における線量率の測定, 被ばく線量, 廃棄物量, 汚染検査の結果について述べる。

10.1 線量率測定

(1) 照射プラグと炉外部装置の分離は真空外筒を水シールドと一緒に引抜き切断した。そして切断部に鉛の遮へい体を溶接し, 照射プラグに固定した。この時の線量率の実測は図10.1, 図10.2に示す。尚, 図10.1中の()中の数字は炉壁に鉛板を養生した後の線量率を示す。

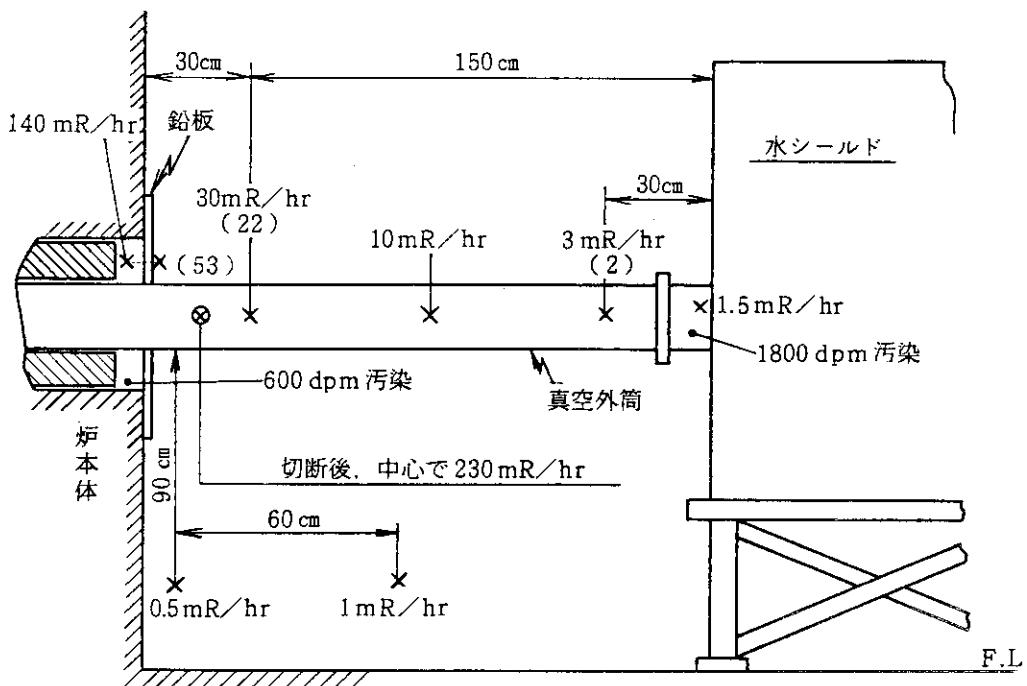


図10.1 真空外筒引抜き時の線量率

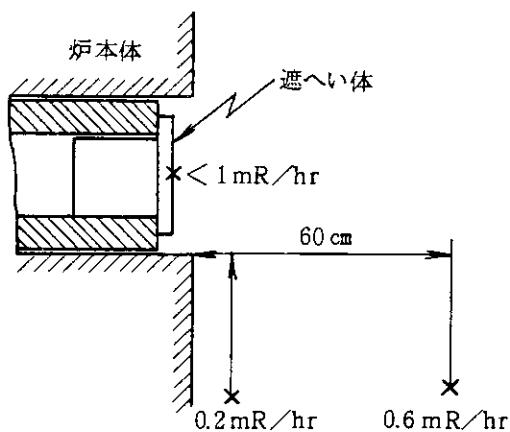


図10.2 遮へい体取付け後の線量率

(2) 照射プラグ引抜き作業時の線量率

照射プラグ引抜き作業および実験孔の開口部の線量率を図10.3, 図10.4, 図10.5, 図10.6, に示す。

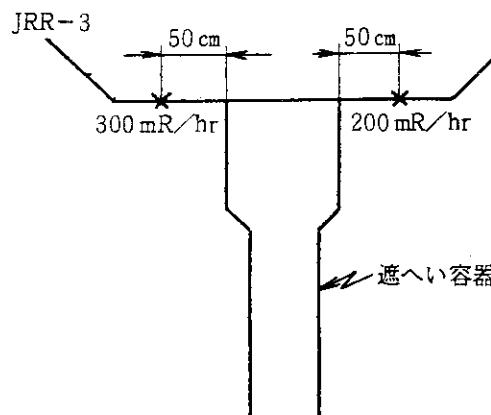


図10.3 照射プラグ引抜き時（最大）

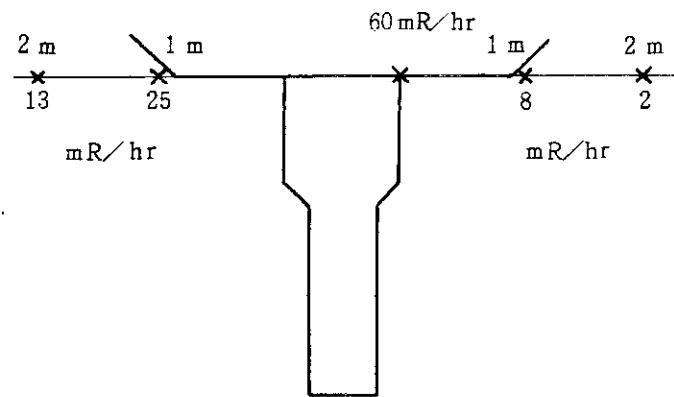


図10.4 照射プラグ収納（シャッター開）

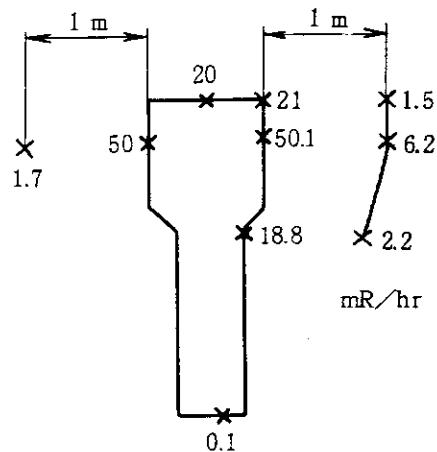


図10.5 照射プラグ収納（シャッター閉）

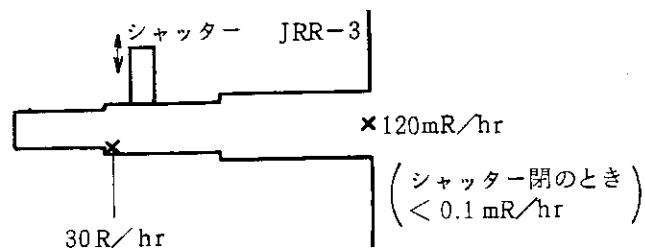


図10.6 実験孔開口部（照射プラグ引抜き後）
但し、JRR-3 燃料体は全て引抜いてある。

(3) ホットケーブでの作業時の線量率

ホットケーブでの作業における線量率を図 10.7, 図 10.8, 図 10.9 に示す。

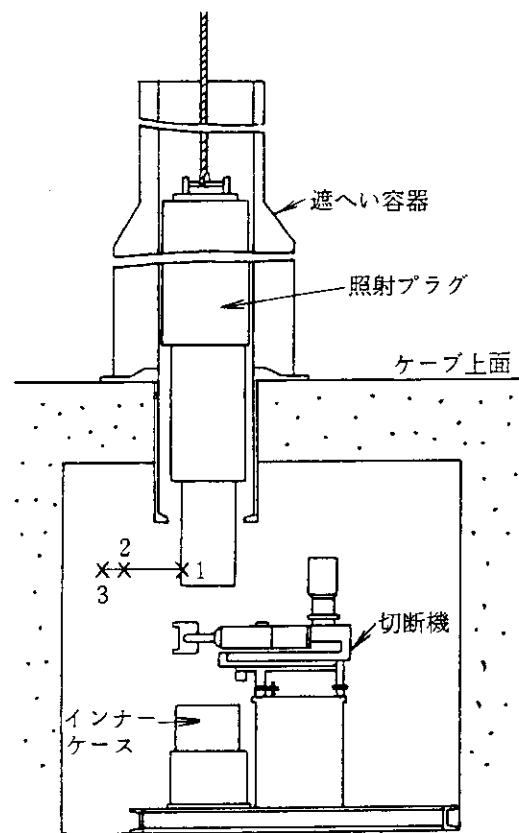


図10.7 照射プラグ先端部
1 プラグ表面 5880 R/hr
2 プラグから 40 cm 630 R/hr
3 プラグから 50 cm 390 R/hr

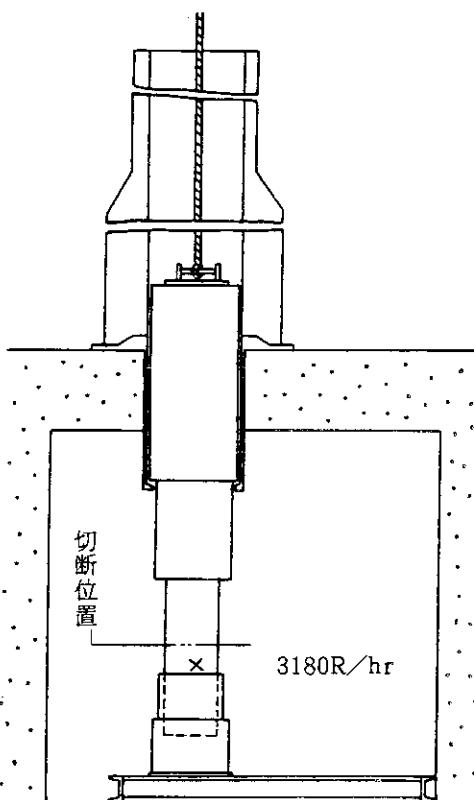
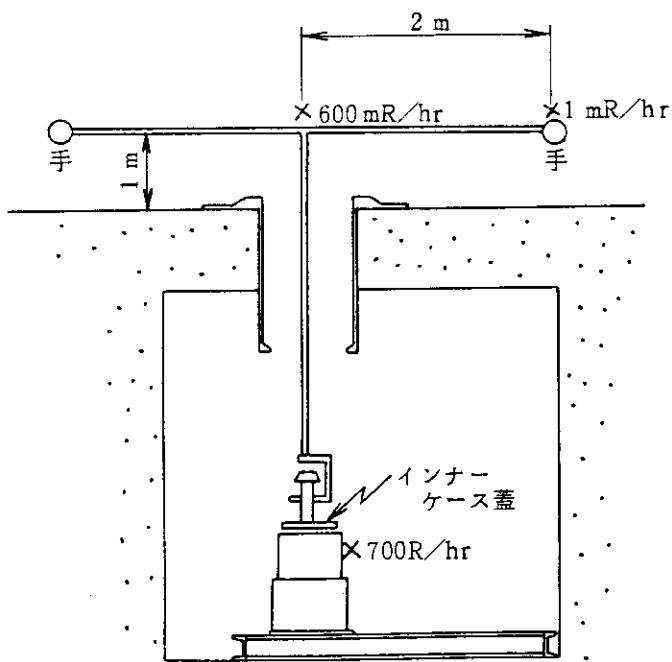


図10.8 インナーケースに挿入後
(照射プラグ切断時)



インナーケースの蓋の吊り下げ時のケーブ開口部
ケーブ上面のとき 5 R/hr
吊り下げ後 1.5 R/hr
周囲 2 mで 1 m R/hr

図10.9 インナーケースの蓋締め(照射プラグ切断後)

- (4) ファーストコンバータ部を分離した照射プラグ収納時の遮へい容器の表面線量率
ファーストコンバータ部を分離した照射プラグを収納した時の表面線量率を図 10.10 に示す。

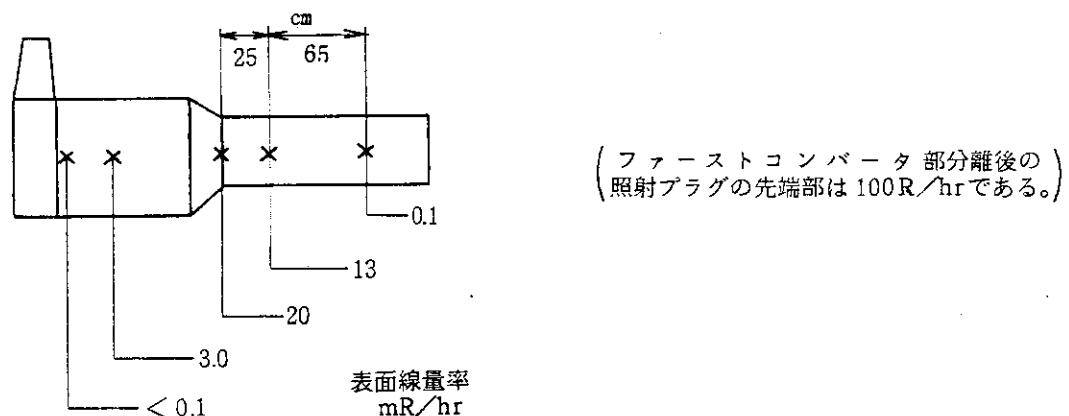


図 10.10 遮へい容器の表面線量率

- (5) 照射プラグ挿入後の実験孔表面の線量率

照射プラグを再挿入し、実験孔に取付けた蓋表面での線量率を図 10.11 に示す。

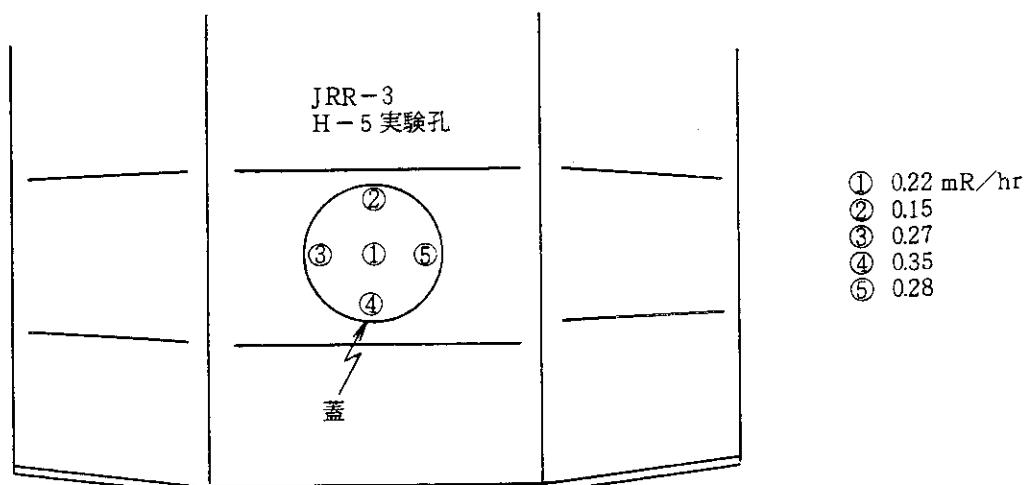


図 10.11 蓋表面線量率

(6) 輸送容器の表面線量率および保管時の線量率

ファーストコンバータ部を輸送容器に収納した時、および使用済燃料貯槽No.1に保管した際の線量率を図10.12、図10.13に示す。

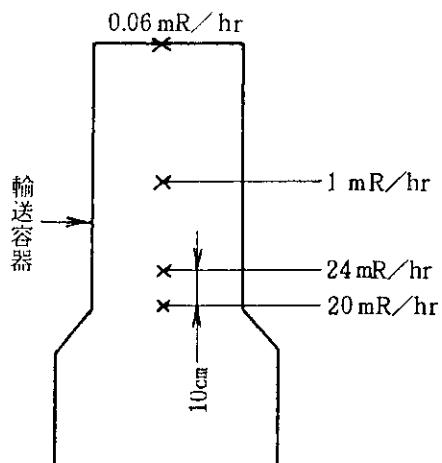


図10.12 ファーストコンバータ輸送時の
輸送容器の表面線量率

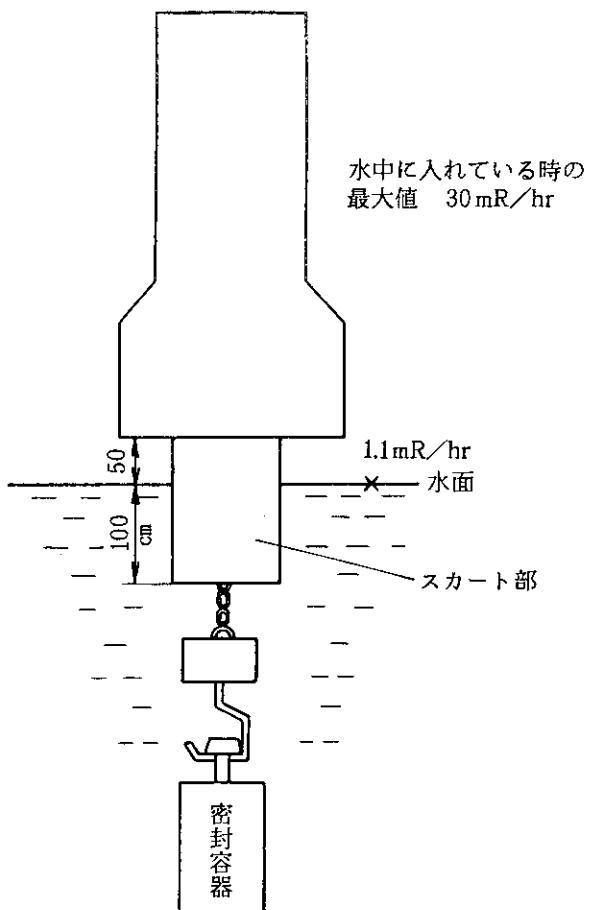


図10.13 密封容器水中挿入時の線量率

10.2 被ばく線量

本撤去作業による計画被ばく線量と被ばく線量（ポケット線量計による）の累積を表10.1に示す。炉内部撤去の被ばく量は、照射プラグの引抜きからファーストコンバータ保管までの作業である。

表10.1 計画被ばく線量と被ばく線量

単位 man · mrem

作業名	計画被ばく線量	被ばく線量
炉外部撤去	120	81
炉内部撤去	185	145
計	305	226

作業員毎の被ばく線量（ポケット線量計による）は表10.2の通りであった。

表10.2 作業員毎の被ばく線量

単位 mrem

作業員	計画被ばく線量	放管指示値	被ばく線量
A	120	60	30
B	"	"	23
C	"	"	28
D	"	"	28
E	"	"	34
F	"	"	54
G	"	"	29

以上の様に計画被ばく線量 120mrem/man, 放管指示値 60mrem/man に対し、最大被ばく線量 54mrem/man であり、被ばく管理が適切であったことを示す。

10.3 廃棄物量

廃棄物は非汚染物（一般廃棄）と放射性廃棄物（汚染物）である。一般廃棄物は汚染検査で汚染が無いことを確認し、廃棄物置場に材料を種別して廃棄した。汚染物は、低・中レベル廃棄物であり所定の容器に入れて放射性廃棄物処理場へ搬出した。大型の汚染物はグリーンハウス内で分解し、廃棄物容器に収納した。

コンクリートは J R R - 3 炉室に保管した。これらの廃棄物量を表 10.3, 表 10.4, 表 10.5, 表 10.6 に示す。

表10.3 一般廃棄物量

搬出月日	2/23	3/5	3/6	3/8	3/22	3/26	3/27	3/29	合計
量 (m ³)	10	10	1	3	12	8	4	1	49

表10.4 低・中レベル廃棄物量

搬出日	A型容器	B型容器	200ℓ ドラム缶	100ℓ ドラム缶	30ℓ カートリッジ
3/8	4基	2基	8本	3本	1本
3/21	4基	2基			
3/30	2基		1本	1本	2本
計 (m ³)	10	12	1.8	0.4	0.09

合計 24.3m³

但し、A型容器の容積は 1m³, B型容器の容積は 3m³ である。

表10.5 コンクリートの量

コンクリートパネル	20
200ℓ ドラム缶詰	33本 × 0.5 = 3.3
100ℓ ドラム缶詰	15本 × 0.5 = 0.75
合 計	24 m ³

但しドラム缶は充填率0.5とした。

表10.6 カートンボックスの量

搬出日	可燃物	不燃物
3/5	143	40
3/10	18	36
3/29	98	35
3/30	16	13
合 計	275個	124個

10.4 汚染検査

装置の解体物品、使用物品などの汚染検査の結果について記す。

- (1) 当初汚染が考えられなかったLHTL装置の熱交換器(Heガス系)が汚染していた。熱交換器5ヶのうち、炉心からの戻りラインでJT熱交、第4熱交のみが汚染しており、最大4000dpmであった。Ge半導体検出器による核種を同定したところ、Sb¹²⁵, Mn⁵⁴, Co⁶⁰が検出された。この汚染の原因はカプセル挿入ポートと照射筒、円筒弁などの摺動部からの金属粉(US)が照射され、熱交換器に蓄積したものと考えられる。
- (2) 試験操作部の汚染は炉心を直視する部位の全てが放射化しており、最大で1800dpmであった。
- (3) ファーストコンバータ部の切断に用いた切断機は微量の切粉の飛散により、最大30mR/hrの線量があった。
- (4) 遮へい容器の内部が照射プラグによって汚染した。剥離剤を用いたが完全に除染されないため、汚染処理場に搬出した。

11. 撤去に伴う安全審査および許認可

LHTLの撤去計画は昭和57年4月に物理部と研究炉管理部で検討し、58年度中に撤去することとなり、撤去作業に伴う58年度の概算要求を申請した。その後、JRR-3管理課、研究炉業務課と固体物理第2研究室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58年12月より59年3月の間に撤去作業を行う予定とした。撤去作業の前に、所内および官庁の安全審査、許認可等を終了すべく日程を計画し、その後の手続き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。撤去に到までの所内の安全審査および官庁許認可手続きの経過について表11.1に示す。

11.1 原子炉設置変更に係る許認可

(1) 許可申請

原子炉設置変更許可申請書を原子力安全局原子炉規制課へ提出し、許可を受けた。

(2) 設計及び工事の方法の許可申請

JRR-3の設計及び工事の方法（水平実験孔（H-5）用遮へい体等の制作）の認可申請を原子力安全局炉規制課へ提出し認可を受けた。対象物品は以下の通りである。

(イ) 遮へい体

(ロ) 蓋

(ハ) 遮へい容器

(3) 使用前検査

設工認の対象物品（遮へい体、蓋及び遮へい容器）の使用前検査については、原子力安全局の検査官の立会のもとに行われた。

11.2 核燃料使用変更に係る許認可

極低温照射設備の撤去について、核燃料物質の使用変更の許可申請を原子力安全局核燃規制課へ提出し核燃料使用変更の許可を受けた。

表11.1 撤去に係る安全審査及び許認可の経過

年月日	経過
57. 7. 18	研究炉管理部 安全審査会
7. 28	原子炉等安全審査委員会
10. 25	原子力安全局 原子炉規制課ヒヤリング
12. 1	炉管理部 ヒヤリング

	原子力安全局 核燃料規制課予備ヒヤリング
57. 12. 9	原子炉等安全審査会
12. 15	研究炉管理部ヒヤリング
12. 22	局核燃料規制課ヒヤリング
12. 23	局核燃料規制課ヒヤリング
58. 2. 7	局核燃料規制課ヒヤリング
2. 22	局核燃料規制課ヒヤリング
3. 21	原子炉設置変更の許可申請
4. 21	核燃料物質の使用変更の申請
7. 22	原子炉設置変更の許可
8. 30	局原子炉規制課設工認の範囲に関するヒヤリング
9. 22	研究炉管理部 安全審査会
9. 26	核燃料物質の使用の変更の許可
11. 25	局原子炉規制課 設工認ヒヤリング
11. 29	局原子炉規制課 設工認ヒヤリング追加説明
12. 19	研究炉管理部 安全審査
12. 21	原子炉等安全審査委員会
12. 24	設計及び工事の方法の許可申請書提出（局原子炉規制課）
59. 1. 13	設計及び工事の方法の認可
1. 18	局原子炉規制課 使用前検査ヒヤリング
1. 31	使用前検査の申請書提出（原子炉規制課）
3. 1	局原子炉規制課 立会検査（製作物品）
3. 30	局原子炉規制課 立会検査（放射線漏洩検査）
4. 11	使用前検査合格証交付

12. 撤去に伴う検査

撤去に伴う物品の製作が適正に行われていることを確認するために使用前検査が行われた。

12.1 検査項目及び検査区分

設工認（水平実験孔H-5用遮へい体等の製作）に関する製作物品並びに核燃料物質の使用の変更の許可に係る検査項目および区分を表12.1に示す。

表12.1 許認可の区分

区分	原子炉設置変更に係る手続	核燃料使用変更に係る手続
許可申請	JRR-3 原子炉施設の変更 (イ) 燃料管理建家の建設 (ロ) 重水保管タンクの設置 (ハ) 極低温照射装置の撤去	核燃料物質の使用の変更 (JRR-3) (イ) 中性子ラジオグラフィ設備 (ロ) 極低温照射設備 (ハ) 中性子回折装置
設工認申請	水平実験孔H-5用遮へい体等の製作について 対象物件 (イ) 遮へい体 (ロ) 蓋 (ハ) 遮へい容器	JRR-3の中性子ラジオグラフィ設備、極低温照射設備及び中性子回折装置の撤去に係る設計及び工事の方法について
使用前検査	使用前検査 (イ) 遮へい体 (ロ) 蓋 (ハ) 遮へい容器 (ニ) 放射線漏洩検査 H-5実験孔に取り付けた蓋 表面	(1) 施設検査 (イ) 密封容器及び架台 (ロ) 蓋 (ハ) 撤去後の床面 (2) 放射線量率測定 水平実験孔表面
	一部の検査項目については立会検査を実施	自主検査記録を報告

12.2 検査内容

各対象物品の検査は以下に示す方法により行った。

(1) 材料検査

主要部の材料について、素材メーカーから提出されたミルシートにより、所定の材料が使用されていることを確認する。

(2) 外観検査

目視により、傷及び変形等機能上有害な欠陥がないことを確認する。

(3) 寸法検査

主要部について、直尺及びノギス等の十分管理された測定器により測定し、公差内であることを確認する。

(4) 溶接部検査

溶接部の主要部について、目視により外観検査を行う。

(5) 鉛充填率検査

遮へい容器について重量法により、鉛充填部の鉛充率検査を行う。

(6) 機能検査

イ 工場における重量検査

遮へい容器について組立完了後、重量を測定し所定の重量であることを確認する。

ロ 現地における機能試験

原研において機能試験を行い、各動作が円滑に行われることを確認する。

(7) 放射線漏洩検査

水平実験孔（H-5）の外表面を放射線測定器により放射線量率の測定を行う。

(8) 液体浸透探傷試験

溶接箇所について液体浸透探傷試験により、溶接部に表面欠陥が無いことを確認する。

(9) ヘリウムリーク検査

真空法によりヘリウムリーク検査を行い、総漏洩量が 1×10^{-8} atm cc/sec 以下であること。

(10) 表面汚染密度検査

スミヤ法による表面汚染密度検査を行い、汚染密度が $2000 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$ (β/α) 以下であることを確認する。

(11) 撤去後の床面の外観検査

床面が完全に補修されていることを目視により確認する。

12.3 自主検査

自主検査を昭和59年1月26日より2月28日の間に各検査項目について行い、いずれも各検査に合格した。

12.4 原子力安全局による使用前検査結果

使用前検査は、昭和59年3月1日及び昭和59年3月30日、原子力安全局原子炉規制課の検査官の立会のもとに行われた。以下に検査結果を記す。

(1) 材料検査の結果

検査対象物 名 称	材 料 規 格	判 定 基 準	結 果
遮 へ い 体	SUS 304	JIS G4304	合
	Pb	JIS H2105	合
遮 へ い 容 器	SS 41	JIS G3101	合
	Pb	JIS H2105	合
遮 へ い 容 器 架 台	SS 41	JIS G3101	合

(2) 外観検査の結果

検査対象物 判 定 基 準	遮 へ い 体	蓋	遮 へ い 容 器	遮 へ い 容 器 架 台
使用上有害な傷、変形、腐食、クラック等がないこと。	合	合	合	合

(3) 寸法検査の結果

検査対象物 半定基準	遮 へ い 体	蓋	遮 へ い 容 器	遮 へ い 容 器 架 台
主要部の寸法が公差内にあること。	合	合	合	合

(4) 溶接検査の結果

検査対象物 判 定 基 準	遮 へ い 容 器
機能上有害な割れ、アンダーカット、オーバーラップが無いこと。	合

(5) 鉛充填率検査結果

検査対象物 遮へい容器

検査項目	結果
鉛詰込み前の遮へい容器の重量 (W_1)	1436kg
鉛詰込み部分に水を満した時の重量 (W_2)	2125.8kg
鉛詰込み後の遮へい容器の重量 (W_3)	9150kg
鉛充填率 (W) $W = \frac{W_3 - W_1}{(W_2 - W_1) \rho_{Pb} / \rho_W} \times 100 (\%)$ ρ_W : 水の密度 (温度換算) 0.99996 (g/cm ³) at 5°C ρ_{Pb} : 鉛の密度 11.34 (g/cm ³)	98.6%

自主検査記録の確認により合格した。

(6) 機能検査 ①

検査対象物 遮へい容器

1. 機能検査結果

測定基準	測定結果
総重量が 9.3 ton 以下	9.25 ton

自主検査記録の確認により合格した。

(7) 機能検査 ②

検査対象物 遮へい容器

検査項目	判定基準	結果
スライドシャッターの開閉	動作が円滑に行えること	合

(8) 放射線漏洩検査

検査対象物 水平実験孔 (H-5) に取付けた蓋

本検査は撤去作業が完了した昭和 59 年 3 月 30 日に検査官立合のもとに行われた。

1. 放射線漏洩検査結果

判定基準	測定値	結果
蓋における表面線量率が 0.6 mrem/h 以下であること。	0.1 mrem/h	合

以上の検査結果、いずれも判定基準を満足していることが認められ、合格の判定を得た。
(昭和 59 年 4 月 11 日検査合格証発行)

13. おわりに

LHTLの撤去は昭和57年度のLHTL撤去に関する調査に始まり、昭和59年3月30日の撤去後、立会検査の合格をもって完了した。

撤去作業は全般に順調に進んだ。しかし、全く予期しない事も生じた。例えば、照射プラグ外筒の空洞部に一次冷却水が溜っていたこと、これは経年変化による溶接部の劣化に起因し、水が浸入したものと考えられる。また、当初汚染が考えられなかった主冷却系の熱交換器の一部(Heガス系)が汚染していたことである。これはカプセルポート等の摺動部からの金属粉が照射され、熱交換器部に蓄積したものと考えられる。

心配された炉内部の撤去作業は予定通り順調に進んだ。照射プラグを収納した時の遮へい容器の表面線量率及び輸送容器の表面線量率等はほぼ計算値通りであった。また、重量物の取扱い作業、照射プラグの切断作業等もトラブルがなく進んだ。更に高放射性物質を取扱ったこれら一連の作業において、被ばく線量は計画被ばく線量をはるかに下まわり、撤去作業は予定どおり実施でき無事終了した。このことは、撤去計画及び安全性の検討等が適切であったこと、および多くの方々の御指導、御協力によるものである。

謝 辞

本撤去計画及び実施にあたり、多くの方々の御指導、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)。

研究炉管理部桜井裕部長、物理部原田吉之助前部長、研究炉管理部福島貞文次長、固体物理第二研究室岩田忠夫室長、JRR-3管理課宮坂靖彦課長、金成章課長代理、鈴木正則係長、尾又徹氏、研究炉利用課梅井弘課長、三村謙主査、信田重夫氏、研究炉技術課山本章課長、近藤真係長、小林忠義氏、ホットラボ管理課石本清課長、足立守課長代理、鈴木紘係長、石田芳美主査、斎藤光男氏、田畠俊夫氏、黒羽根史朗氏、技術部施設第一課後藤満係長、安全管理室巖淵光弘課長、保安管理室鈴木一彦課長、沼田龍雄主査、荒瀬功主査、保健物理部放射性汚染処理第1課鈴木正樹係長、守勝治主査、放射線管理第2課研究炉管理第2係 佐々木幸男係長、泉幸男主査、松下紘主査、岩谷征男主査、小林秀雄主査、浅野善江氏、村山卓氏。安全解析部核燃料施設安全解析室小室雄一氏、その他、JRR-3管理課、施設第1課 JRR-3機械室班、ホットラボ管理課の方々の皆様及び、模擬照射プラグ切断試験について、動力炉燃料開発事業団再処理工場前処理課早野規之課長、関田英章主査、の方々のおかげをもってLHTLの撤去は無事に完了に至りました。

13. おわりに

LHTLの撤去は昭和57年度のLHTL撤去に関する調査に始まり、昭和59年3月30日の撤去後、立会検査の合格をもって完了した。

撤去作業は全般に順調に進んだ。しかし、全く予期しない事も生じた。例えば、照射プラグ外筒の空洞部に一次冷却水が溜っていたこと、これは経年変化による溶接部の劣化に起因し、水が浸入したものと考えられる。また、当初汚染が考えられなかった主冷却系の熱交換器の一部(Heガス系)が汚染していたことである。これはカプセルポート等の摺動部からの金属粉が照射され、熱交換器部に蓄積したものと考えられる。

心配された炉内部の撤去作業は予定通り順調に進んだ。照射プラグを収納した時の遮へい容器の表面線量率及び輸送容器の表面線量率等はほぼ計算値通りであった。また、重量物の取扱い作業、照射プラグの切断作業等もトラブルがなく進んだ。更に高放射性物質を取扱ったこれら一連の作業において、被ばく線量は計画被ばく線量をはるかに下まわり、撤去作業は予定どおり実施でき無事終了した。このことは、撤去計画及び安全性の検討等が適切であったこと、および多くの方々の御指導、御協力によるものである。

謝 辞

本撤去計画及び実施にあたり、多くの方々の御指導、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)。

研究炉管理部桜井裕部長、物理部原田吉之助前部長、研究炉管理部福島貞文次長、固体物理第二研究室岩田忠夫室長、JRR-3管理課宮坂靖彦課長、金成章課長代理、鈴木正則係長、尾又徹氏、研究炉利用課梅井弘課長、三村謙主査、信田重夫氏、研究炉技術課山本章課長、近藤真係長、小林忠義氏、ホットラボ管理課石本清課長、足立守課長代理、鈴木紘係長、石田芳美主査、斎藤光男氏、田畠俊夫氏、黒羽根史朗氏、技術部施設第一課後藤満係長、安全管理室巖淵光弘課長、保安管理室鈴木一彦課長、沼田龍雄主査、荒瀬功主査、保健物理部放射性汚染処理第1課鈴木正樹係長、守勝治主査、放射線管理第2課研究炉管理第2係 佐々木幸男係長、泉幸男主査、松下紘主査、岩谷征男主査、小林秀雄主査、浅野善江氏、村山卓氏。安全解析部核燃料施設安全解析室小室雄一氏、その他、JRR-3管理課、施設第1課 JRR-3機械室班、ホットラボ管理課の方々の皆様及び、模擬照射プラグ切断試験に関して、動力炉燃料開発事業団再処理工場前処理課早野規之課長、関田英章主査、の方々のおかげをもってLHTLの撤去は無事に完了に至りました。

参 考 文 献

- 1) M. J. Bell : ORNL-4628 (1973)。
- 2) Los Alamos Report 3573
- 3) 竹内 清：放射線遮蔽設計計算の理論と実際（日本原子力情報センター，昭和54）
- 4) 佐藤章一他：低温化学照射装置（LTF-L）の撤去，JAERI-M 82-081 (1982)
- 5) L. M. Petric and N. F. Cross : ORNL-4938 (1975)

附録 1 L H T L 研究業績リスト

1.1 研究論文リスト

(欧文誌)

- (1) Low Temperature In-Pile Irradiation Facility : 1st Int. Cryogenic, Eng. Conf. (1967) p.251.
(H. Suzuki, S. Okuda, H. Kumamoto, K. Daimon and K. Akasi)
- (2) Recovery of Fast Neutron Irradiated Molybdenum at Low Temperature : J. Phys. Soc. Jpn., 25, 418 (1968)
(S. Takamura, H. Maeta and S. Okuda)
- (3) Electrical Resistivity Measurements of F.C.C. Metals Deformed at 4.2 K : J. Phys. Soc. Jpn., 25, 714 (1968)
(S. Takamura and S. Okuda)
- (4) Recovery in Copper after Neutron Irradiation at Liquid Helium Temperature : Proc. Int. Conf. Trans. Japan Inst. Metals, 9 (1968), suppl., p.234.
(S. Okuda, T. Nakanii, S. Takamura and H. Maeta)
- (5) Effect of Deformation on the Recovery of Neutron Irradiated Metals : Julich Conf. Report, Jul-conf. 2 (1968), p.317.
(S. Okuda, T. Takamura and H. Maeta)
- (6) Self-Trapped Holes in Neutron-Irradiated CaF_2 and BaF_2 : phys. stat. sol., 26, K119 (1968) (Y. Kazumata)
- (7) Recovery of Fast Neutron Irradiated Copper and Gold at Low Temperature : J. Phys. Soc. Jpn., 26, 1120 (1969)
(S. Takamura, H. Maeta and S. Okuda)
- (8) Recovery of Fast Neutron Irradiated Iron Low Temperatures : J. Phys. Soc. Jpn., 26, 1125 (1969)
(S. Takamura, H. Maeta and S. Okuda)
- (9) Divacancy Associated Hole Centers in Neutron-Irradiated BaF_2 : Solid State Commun., 7, 1753 (1969) (Y. Kazumata)

- (10) ESR of Neutron-Irradiated BaF₂ Crystals : Phys. stat. sol., 34, 377 (1969) (Y. Kazumata)
- (11) Effect of Plastic Deformation on the Recovery of Stage I after Neutron Irradiation : phys. stat. sol., 36, 531 (1969)
(S. Okuda, S. Takamura and H. Maeta)
- (12) Dislocation Pinning During Recovery after Fast Neutron Irradiation at Low Temperature : Radiation Damage in Reactor Materials, IAEA I (1969) p.47. (S. Okuda and T. Nakanii)
- (13) Recovery of Fast Neutron Irradiated Molybdenum : Trans. JIM, 11, 434 (1970) (R. Hanada, S. Takamura, S. Okuda and H. Kimura)
- (14) Recovery of Low Temperature Fast Neutron Irradiated Tungsten : J. Phys. Soc. Jpn., 30, 1091 (1971)
(S. Takamura, R. Hanada, S. Okuda and H. Kimura)
- (15) Electrical Resistivity Measurements of Deformed Metals after Low Temperature Neutron Irradiated : J. Phys. Soc. Jpn., 30, 1360 (1971) (S. Takamura, R. Hanada and S. Okuda)
- (16) Electrical Resistivity Measurements of Vanadium and Iron Deformed at 4.2 K : J. Phys. Soc. Jpn., 30, 1367 (1971) (S. Takamura)
- (17) Dislocation Pinning after Neutron Irradiation at Low Temperature : U.S.-Japan Seminar on Radiation Effects in Metals and Structural Materials (Kyoto) A-4 (1971). (S. Okuda and H. Mizubayashi)
- (18) On the Stage I Defects in Neutron-Irradiated Molybdenum : Acta Cryst., A28, S154 (1972) (S. Okuda and H. Mizubayashi)
- (19) Stress Induced Ordering of Stage I Defects in Molybdenum : phys. stat. sol., (b) 52, K85 (1972) (S. Okuda and H. Mizubayashi)

- (20) X-ray Study of Neutron-Irradiated LiF Crystals : J. Phys. Soc. Jpn., 33, 110 (1972) (H. Hayashida, Y. Kazumata and H. Maeta)
- (21) Recovery of Copper Alloys after Neutron Irradiation at Low Temperature : Radiat. Eff., 17, 151 (1973)
(S. Takamura and S. Okuda)
- (22) Recovery of Fast Neutron Irradiated Vanadium and Niobium at Low Temperature : J. Phys. Soc. Jpn., 35, 750 (1973)
(S. Takamura and S. Okuda).
- (23) Study on the Relaxation Peaks due to the Stage I Defects in Neutron Irradiated Molybdenum : Crystal Lattice Defects, 4, 75 (1973) (S. Okuda and H. Mizubayashi)
- (24) Dislocation Pinning in Mo and Cu after Neutron Irradiation at Low Temperature : phys. stat. sol., (a) 16, 355 (1973)
(S. Okuda and H. Mizubayashi)
- (25) The Annealing Out of Neutron Produced Defects as a Results of Low Temperature Irradiations : Defects and Defect Clusters in BCC Metals and Their Alloys (Proc. Int. Conf.) Nuclear Metallurgy. Vol. 18, ed R. J. Arsenault (1975) p. 81. (S. Okuda)
- (26) ESR Study of Neutron-Irradiated LiF Crystals : J. Phys. Soc. Jpn., 35, 1442 (1973) (Y. Kazumata)
- (27) Calculation on the Effects of a Pinning on Dislocation Motion : Radiat. Eff., 21, 185 (1974) (H. Mizubayashi and S. Okuda)
- (28) Dislocation Pinning of Molybdenum after low Temperature Neutron Irradiation : Proc. 5 th Int. Conf. " Internal Friction and Ultrasonic Attenuation in Crystalline Solids" (Aachen, 1973) ed. by D. Lenz and K. Lucke, Springer-Verlag, Vol. II (1975) p. 288.
(S. Okuda and H. Mizubayashi)

- (29) A Simple Method to Transfer Specimens at Liquid Helium Temperature :
J. Phys. E, 8, 577 (1975) (H. Maeta, T. Kato and S. Okuda)
- (30) Recovery of C-axis Spacing in Pyrolytic Graphite after Neutron Irradiation at 5 K : Phys. Letters, 53 A, 295 (1975)
(H. Maeta, T. Iwata and S. Okuda)
- (31) C-Axis Spacing Changes in Pyrolytic Graphite after Neutron Irradiation at 5 K : J. Phys. Soc. Jpn., 39, 1558 (1975)
(H. Maeta, T. Iwata and S. Okuda)
- (32) Anomalous Modulus Change in γ -irradiated Copper Single Crystals :
Radiat. Eff., 25, 57 (1975) (S. Okuda and H. Mizubayashi)
- (33) Strain Relaxations due to Self-Interstitial Atoms in Molybdenum :
phys. stat. sol., (a) 29, K35 (1975) (H. Mizubayashi and S. Okuda)
- (34) Free Migration of Interstitials in Tungsten : Phys. Rev. Letters,
34, 815 (1975) (S. Okuda and H. Mizubayashi)
- (35) Reply to " Comment on 'Free Migration of Interstitials in Tungsten ' " : Phys. Rev. Letters, 35, 1043 (1975)
(S. Okuda and H. Mizubayashi)
- (36) Experimental Studies on Self-Interstitials in BCC Metals :
Proc. Int. Conf. on " Fundamental Aspects of Radiation Damage in Metals " (Gatlingburg, Tennessee, 1975), Conf-751006- Pl, Vol. I p.361. (S. Okuda)
- (37) Effects of Low Temperature Neutron Irradiation on the Mechanical Properties of Iron Single Crystals : Proc. int. Conf. on " Fundamental Aspects of Radiation Damage in Metals "(Gatlingburg, Tennessee, 1975), Conf-751006- Pl, Vol. II p.977.
(K. Kitajima, H. Abe, S. Takamura and S. Okuda)

- (38) Interstitial Fluorine Center in the Neutron-Irradiated MgF_2 :
Solid State Commun., 19, 181 (1976)
(Y. Ueda, Y. Kazumata and M. Nishi)
- (39) Anelasticity Study of Self-Interstitials in Tungsten : Phys.
Rev., B13, 4207 (1976) (S. Okuda and H. Mizubayashi)
- (40) Temperature and Orientation Dependences of Irradiation Softening
in Iron Single Crystals : Scripta. Metallurgica, 11, 597 (1977)
(S. Takamura, K. Kitajima, H. Abe and S. Okuda)
- (41) Elastic After-Effect Studies of Lattice Defects in Mo after Fast
Neutron Irradiation at 5 K : Radiat. Eff., 33, 221 (1977)
(H. Mizubayashi and S. Okuda)
- (42) Plastic Deformation of Vanadium and Niobium Single Crystals after
Low Temperature Neutron irradiation : Radiat. Eff., 33, 253 (1977)
(S. Takamura and S. Okuda)
- (43) Low Temperature Internal Friction in Neutron Irradiated Cu Single
Crystals : Proc. 6th. Int. Conf. "Internal Friction and Ultrasonic
Attenuation in Crystalline Solids" (Tokyo), (1977)
(S. Okuda and H. Mizubayashi)
- (44) Strain-Relaxations of Molybdenum after Neutron irradiation at 5K :
Proc. 6th. Int. Conf. "Internal Friction and Ultrasonic Attenuation
in Crystalline Solids" (Tokyo), (1977)
(H. Mizubzyashi and S. Okuda)
- (45) ESR Study of Pb^{3+} Ions in Cubic PbF_2 Crystals Irradiated with
 γ -Ray and Neutron at Low Temperature : J. Phys. Soc. Jpn., 42,
1900 (1977) (M. Nishi, H. Hara, Y. Ueda and Y. Kazumata)
- (46) Raman Spectra of Neutron-Irradiated Pyrolytic Graphite : Solid
State Commun., 23, 23 (1977) (H. Maeta and Y. Sato)

- (47) Temperature Orientation Dependences of Irradiation Softening in Iron Single Crystals : Scripta Metallurgica, 11, 597 (1977)
(S. Takamura, K. Kitajima, H. Abe and S. Okuda)
- (48) Elastic after Effect Studies of Lattice Defects in Mo after Fast Neutron Irradiation at 5 K : Radiat. Eff., 33, 221 (1977)
(H. Mizubayashi and S. Okuda)
- (49) Plastic Deformation of Vanadium and Niobium Single Crystals after Low Temperature Neutron irradiation : Radiat. Eff., 33, 253 (1977)
(S. Takamura and S. Okuda)
- (50) The Effect of Low-Temperature Neutron Irradiation on the Critical Current of Some Superconducting Materials : J. Nucl. Materials, 72, 244 (1978) (T. Takamura and S. Okuda)
- (51) Effect of Plastic Deformation on the Low Temperature Recovery after Neutron Irradiation : J. Phys. Soc. Jpn., 44, 1189 (1978)
(S. Takamura and S. Okuda)
- (52) The Recovery Stage of Vacancies in Mo, W and Fe Studied by Doping Experiments : Radiat. Eff. Letters, 43, 69 (1979)
(S. Takamura)
- (53) Effect of Neutron Irradiation on the Behavior go Hydrogen in Tantalum : Proc. JIMIS vol.2, Hydrogen in Metals (1979) p.293.
(M. Kobiyama and S. Takamura)
- (54) Recovery of Zinc Single Crystals after Fast Neutron Irradiation at 5 K : Phys. Letters, 75A, 131 (1979)
(H. Maeta, T. Takamura and S. Okuda)
- (55) Irradiation Softening in Fe Dilute Alloys : Scripta Met., 14, 247 (1980) (S. Takamura, K. Kitajima and H. Abe)

- (56) Effect of Low Temperature Reactor Irradiation on Organic Insulators in Superconducting Magnets : Nonmetallic Materials and Composites at Low Temperatures, ed. by A.F. Clark et al. (1979)
p. 155. (S. Takamura and T. Kato)
- (57) Recovery stages in Mg, Zr and Ti after Neutron Irradiation at Low Temperature : Radiat. Eff. Letters, **49**, 247 (1980)
(S. Takamura and M. Kobiyama)
- (58) Effect of Low Temperature Irradiation on the Mechanical Strength of Organic Insulators for Superconducting Magnets : Cryogenics, **20** 441 (1980) (S. Takamura and T. Kato)
- (59) Irradiation Softening in Mo single Crystals : Radiat. Eff. Letters, **57**, 115 (1980) (S. Takamura)
- (60) Effect of Low Temperature Irradiation on Insulators and Other Materials for Superconducting Magnets : J. Nucl. Materials, **103 & 104**, 729 (1981) (S. Takamura and T. Kato)
- (61) Recovery of Lattice Spacing in HCP Metals after Neutron Irradiation at 5 K : Proc. Yamada Conf. on Point Defects and Defect Interaction in Metals, ed. by. Takamura et al. (Univ. Tokyo Press, 1982) p. 149 (H. Maeta)
- (62) Recovery of Cu, Ag and Ni Dilute Alloys after Low Temperature Metals : Proc. Yamada Conf. on Point Defects and Defect Interaction in Metals, ed. by J. Takamura et al. (Univ. Tokyo Press, 1982) p. 396. (S. Takamura and M. Kobiyama)
- (63) Recovery of Radiation-Induced Defects in Dilutes Al-Ge Alloy after Fast Neutron Irradiation at 5 K : Proc. Yamada Conf. on Point Defects and Defect Interaction in Metals, ed. by J. Takamura et al. (Univ. Tokyo Press, 1982) p. 400. (T. Kittaka, H. Maeta, F. Ono, H. Murakami and Y. Mizoguchi)

- (64) Interstitials and Interstitial Clusters in Fast-Neutron Irradiated Molybdenum by X-ray Huang Scattering : Proc. Yamada Conf. on Point Defects and Defect Interaction in Metals, ed. by J. Takamura et al. (Univ. Tokyo Press, 1982) p. 873. (H. Maeta)
- (65) Elastic Modulus Changes in Mo Due to Frenkel Defects : Proc. Yamada Conf. on Point Defects and Defect Interaction in Metals, ed. J. Takamura et al. (Univ. Tokyo Press, 1982) p. 163 (S. Okuda and H. Mizubayashi)
- (66) Effects of Low Temperature Neutron Irradiation on the Mechanical Properties of BCC Metals : J. Nucl. Materials, **108 & 109**, 436 (1982) (K. Kitajima, H. Abe, T. Aono, E. Kuramoto and S. Takamura)
- (67) Mechanical Properties of Organic Insulators for Superconducting Magnets after Low Temperature Irradiation : Inter. Cryogenic Materials Conf. 1983) p 41. (S. Takamura and T. Kato)
- (68) ESR of Pyrolytic Graphite Irradiated by Neutrons at Low Temperature : J. Phys. Chem. Solids, **44**, 1025 (1983) (Y. Kazumata)
- (69) A New Explanation for Defect Properties in BCC Iron : J. Phys. Soc. Jpn., **53**, 920 (1984) (F. Ono, H. Maeta and T. Kittaka)
- (70) Recovery of Electrical Resistivity in Amorphous PdSi Alloys after Low Temperature Neutron Irradiation : Radiat. Eff. Letters, **86**, 43 (1984) (S. Takamura and M. Kobiyama)
- (71) A New Explanation for Interstitial Migration Anomaly in Transition Metals by Using a Model d-Band : J. Phys. Soc. Jpn., **53**, 2181 (1984) (F. Ono and H. Maeta)
- (72) ESR of Pyrolytic Graphite Irradiated by Ions : Inter. Carbon Conf., Bordeaux, France (1984) P. 92. (Y. Kazumata, S. Yugo and T. Kimura)

- (73) Internal Friction of Chromium Single Crystal after Neutron Irradiation at Low Temperature : Radat. Eff., **81**, 243 (1984)
(S. Takamura and M. Kobiyama)
- (74) Internal Friction of Al-Mg Dilute Alloy after Neutron Irradiation at Low Temperature : Radat. Eff., **81**, 243 (1984)
(S. Takamura and M. Kobiyama)
- (75) Point Defects and Induced Magnetic Anisotropy in Fast Neutron Irradiated Iron : J. Phys. Soc. Jpn., **53**, 4353 (1984)
(H. Maeta and F. Ono)
- (76) Electrical Resistivity Recovery in Fe-Cr-Ni Alloys after Neutron Irradiation at Low Temperature : J. Nucl. Materials, **131**, 53
(1985) (K. Nakata, S. Takamura and I. Masaoka)
- (77) Recovery of Cd, Co, Re and Ga after Low Temperature Fast Neutron Irradiation : Radiat. Eff., **84**, 161 (1985)
(M. Kobiyama and S. Takamura)
- (78) Length Change of Organic Insulators after Reactor Irradiation at 5 K : J. Nucl. Materials, **133**, 800 (1985)
(M. Watanabe and H. Maeta)

〔学会邦文誌、解説、JAERI-M、JAERI-memo(公開)〕

- 79) Cryostat Refrigerator for Liquid Helium Temperature Loop: JAERI-memo 2216, 公開(1966), (Okuda)
- 80) LHTL 試料取付装置の温度試験: JAERI-memo 2231, 公開(1966), (奥田, 石岡, 数又, 岩田, 鎌田, 須田, 高村, 佐藤, 片野, 渡辺, 前田)
- 81) LHTL の炉内試験: JAERI-memo 2945, 公開(1967), (奥田, 鎌田, 高村, 前田, 中新, 片野, 渡辺, 数又, 加藤)
- 82) 金属の放射線損傷: 材料科学 4, No.1 (1967) 23, (奥田)
- 83) Discussion on the Mechanism of Hardening in Quenched Gold: Suppl. to Trans. Japan Inst. Metals 9 (1968) 93, (S. Okuda)
- 84) JRR-3 のLHTLにおける高速中性子束測定: JAERI-memo 3478, 公開(1969) (茅野, 鳴井, 渡辺, 大内)
- 85) 金属における放射線損傷: 固体物理 4, No.8 (1969) 35, (奥田)
- 86) 結晶格子欠陥-転位: 材料科学講座(朝倉) 2 (1969) P. 1 (奥田)
- 87) 金属における放射線損傷: 金属便覧(日本金属学会編) (1971), (奥田)
- 88) 金属の放射線損傷: 新版転位論(日本金属学会編) 第13章 (1971), (奥田)
- 89) 金属の低温照射と回復過程: KURRI-TR-103 (1972), P. 51, (奥田)
- 90) 極低温での原子炉内照射による金属材料の照射損傷の研究: 原子力工業 Vol.20 No.7 (1974) 75, (奥田)
- 91) 金属の照射損傷(中性子散乱の応用研究会報告): JAERI-M-5829 (1974) P.135 (奥田)
- 92) X線回析による照射損傷の研究: 同上. P. 145, (前田)
- 93) 体心立方金属の照射損傷: 日本原子力学会誌 Vol.17, No.5 (1975) 223, (奥田)
- 94) X線回析用ガラス製クライオスタット: 日本結晶学会誌 18, 245 (1976), (前田)
- 95) Huang 散乱による点欠陥の最近の研究: 日本結晶学会誌 19, 231 (1977), (前田)
- 96) 極低温中性子照射による材料研究: 日本原子力学会誌 19, 198 (1977), (奥田)
- 97) Huang 散乱による点欠陥の最近の研究: 日本結晶学会誌 19, 231 (1977) (前田)
- 98) 超電導磁石用絶縁材料の低温原子炉照射効果(I): 低温工学 13, 243 (1978), (加藤, 高村)
- 99) X線回析による照射欠陥の研究: 応用物理 43, 447 (1979), (前田)
- 100) 放電加工による電気抵抗測定用試料の製作法: 固体物理 14, 331 (1979) (渡辺, 前田)
- 101) 超電導磁石用絶縁材料の低温原子炉照射効果(II): 低温工学 14, 178 (1979), (加藤, 高村)
- 102) IAEA-INTOR workshop report: JAERI-M-8510 (白石, 近藤, 那須, 高村他)
- 103) 超電導磁石用絶縁材料の低温原子炉照射効果(III)「液体ヘリウム試験」低温工学 15, 173 (1980) (加藤, 高村)
- 104) 温度可変用ガラス製クライオスタット: 固体物理 15, 680 (1980) (渡辺, 前田)

- 105) 液体ヘリウム温度で中性子照射した試料の長さ変化の測定 : JAERI-M 9407 (1981)
 (渡辺, 前田)
- 106) X線回析による照射欠陥の研究 : 学振, 結晶加工と評価技術第145委員会「最近の放射光利用」研究報告書 P. 94 (1982) (前田)
- 107) 極低減における材料の高速中性子照射損傷の研究 : 応用物理 51, 260 (1982) (高村, 前田)
 日本原子力研究所における核融合炉材料の研究開発 : 日本原子力学会誌, 24, 515, (1982) (長崎, 白石, 渡辺, 村上, 高村)
- 108) 超電導磁石材料の低温原子炉照射効果(IV)「4.2Kでの曲げ試験と衝撃試験」: 低温工学 18, 193 (1983) (加藤, 高村)
- 109) 超電導磁石用銅及びアルミニウム安定化材の極低温中性子照射による電気抵抗変化 : JAERI-M 83-230 (1984) (仲田, 高村, 多田, 正岡)
- 110) 金属中の格子間原子 : 月刊フィジックス 5, 843 (1984) (前田)
- 111) 核融合炉超電導マグネット用絶縁材の5K原子炉照射による寸法変化(I) : -有機絶縁材- 低温工学 19, 385 (1984) (渡辺, 前田)
- 112) JRR-3のH-5の中性子束とFast Converter の発熱量 : 所内資料 (1963) (石岡, 山本)
- 113) LHTL (極低温照射装置) の安全対策 : 所内資料 (1965) (奥田, 石岡, 須田, 半田, 塚越)
- 114) LHTL (極低温照射装置) の設計計算 : 所内資料 (奥田, 高村, 前田)
- 115) LHTL の炉外試験 : 所内資料 (1967), (奥田, 高村, 前田, 片野, 渡辺, 錆田, 佐藤, 数又, 中新)
- 116) Low Temperature Dislocation Recovery in Cold Worked FCC Metals : Internal Report (1967), (S. Okuda and S. Takamura)
- 117) 中性子照射した α -Fe の格子常数の測定 : 所内資料 (1971) (前田, 溝口, 奥田)
- 118) Dislocation Pinning after Neutron Irradiation at Low Temperature : Internal Report (1971) (S. Okuda and H. Mizubayashi)
- 119) Recovery of Lattice Defects after Plastic Deformation and Neutron Irradiation at Low Temperature : Internal Report (1972) (S. Takamura)
- 120) Recovery of Copper Alloys after Neutron Irradiation at Low Temperature : Internal Report (1972) (S. Takamura and S. Okuda)
- 121) Recovery of Fast Neutron Irradiated Vanadium and Niobium at Low Temperatures : Internal Report (1972) (S. Takamura and S. Okuda)
- 122) The Annealing Out of Neutron Produced Defects as a Result of Low Temperature Irradiations : Internal Report (1973) (S. Okuda)
- 123) Calculation on the Effects of a Pinning to Dislocations : JAERI-memoS 382 (1973) (H. Mizubayashi and S. Okuda)
- 124) X線回析用ガラス製クライオスタット : 所内資料 (1973) (加藤, 前田, 奥田)

- 125) 液体He温度での試料の移し替え方法：所内資料5632（1974）（前田，加藤，奥田）
- 126) LHTL2号機の計画：所内資料（1974）（奥田，高村，前田，水林，渡辺，加藤）
- 127) Free Migration of Interstitials in Tungsten : Internal Report (1974), (S. Okuda and H. Mizubayashi)
- 128) A Simple Method to Transfer Specimens at Liquid Helium Temperature : Internal Report (1975), (H. Maeta, T. Kato and S. Okuda)
- 129) Anelasticity of Self - Interstitials in Tungsten : Internal Report (1975), (S. Okuda, and H. Mizubayashi)
- 130) 背面反射ラウエ法による単結晶の方位決定のためのパターン：所内資料6328（1975）
（加藤）
- 131) 核融合炉における照射効果とトリチウム技術，国際会議報告，金属学会報：（1976），
（奥田，白石，田中）
- 132) A Low Temperature Glass Cryostat for X-ray Diffraction Internal Report
（1976）（H. Maeta, T. Kato and S. Okuda）
- 133) C-Axis Spacing Change in Pyrolytic Graphite after Neutron Irradiation at 5K :
Internal Report (1975), (H. Maeta, T. Iwata and S. Okuda)
- 134) Radiation Damage of Body - Centered Cubic Metals at Low Temperature : Japan -
U. S. Seminar on Radiation - Produced Defects and Defect Clusters and Their
Effects in Metals, Ames, USA (1975) Internal Report (S. Okuda and H. Mizubayashi)
- 135) Experimental Studies on Self - Interstitials in BCC Metals : Internal Report (1975)
(S. Okuda)
- 136) Recovery of Lattice Parameter in LiF after Fast Neutron Irradiation at 6K
Internal Report (1976), (H. Maeta)
- 137) LHTL（極低温照射装置）-2号機について：所内資料（1976）（物理部）
- 138) LHTLで照射した試料の誘導放射能の計算：所内資料（1976）（加藤）
- 139) 大型ヘリウム液化冷凍機の検討：所内資料（1977），（渡辺，奥田）
- 140) モリブデンおよびタンクスチタンにおける格子間原子の研究：所内資料（1977）（水林）
- 141) Elastic After-Effect Studies of Lattice Defects in Mo After Fast Neutron Irradiation
at 5K : Internal Report (1977) (H. Mizubayashi)
- 142) Recovery of Lattice Spacing in HCP after Fast-Neutron Irradiation at 5K Internal
Report (1981) (H. Maeta)
- 143) Interstitials and Interstitial Clusters in Fast - Neutron Irradiated Molybdenum by
X-ray Huang Scattering : Internal Report (1981) (H. Maeta)
- 144) A New Explanation for Interstitial Migration Anomaly in Transition Metals by
Using a Model d - Band : Internal Report (1984) (F. Ono and H. Maeta)
- 145) Point Defects and Induced Magnetic Anisotropy in Fast Neutron Irradiated Iron :
Internal Report (1984) (H. Maeta, F. Ono and T. Kittaka)
- 146) 核融合炉超電導マグネット用絶縁材の5K原子炉照射による寸法変化の測定(I)－高分子
絶縁材－：所内資料（渡辺，前田）

1.2 特許、実用新案リスト

- 1) X線測定用クライオスタッフ：実新（登録第1248281号）,(1978)（加藤、前田、奥田）
- 2) 連続試験装置：特願昭53-133948, 特開昭55-60837, (1980)（加藤）
- 3) 試験部における試験片変位測定装置：実願昭54-87990, 実開昭56-7046 (1981)
(加藤、高村)
- 4) 電気抵抗測定用試料の製作方法：特願昭54-99675 特開昭56-23708 (1981) (渡辺、前田)
- 5) 衝撃試験機：特願：東海1057, (1981) (加藤、高村)
- 6) 魔法びん：実願、昭55-149880, 実開昭57-71900, (1982) (渡辺、前田)
- 7) 魔法びん：実願、昭55-149881, 実開昭57-72835, (1982) (渡辺、前田)
- 8) 長さ測定用照射カプセル：実願、東海1038, (1981) (渡辺、前田)
- 9) 液体ヘリウム中におけるコンデンサ電気容量の精密測定法：特願、東海1063, (1981)
(渡辺、前田)
- 10) 連続引張試験機：特願、東海1093, (1982) (加藤、高村)

1.3 受賞リスト

- 1) 奥田重雄：48年度第31回日本金属学会功績賞
- 2) 奥田重雄、高村三郎、前田裕司：48年度日本原子力研究所有効賞「金属の極低温における中性子照射の研究」
- 3) 渡辺光男：48年度日本原子力研究所模範賞「優れた低温技術の研究への支援」
- 4) 加藤輝雄：50年度日本原子力研究所創意工夫功労賞「LHTL実験装置（クライオスタッフ等）の製作」
- 5) 加藤輝雄：51年度科学技術庁創意工夫功労賞「極低温実験装置の考案」
- 6) 渡辺光男：56年度日本原子力研究所創意工夫功労賞「極低温で中性子照射した試料の長さ変化の測定装置の考案」
- 7) 渡辺光男：57年度科学技術庁創意工夫功労賞「試料の長さ変化測定装置の考案」

附録 2 生成放射能、遮へい、強度・耐震および ファーストコンバータの表面温度の計算

2.1 照射プラグの生成放射能の推定

(1) 計算条件

- イ. 照射プラグを図A-2.1に示すとおり長さ10cmのセクションに分割し、各セクション毎の生成放射能の計算を行う。
- ロ. 中性子束の分布は図A-2.2に示すとおりJRR-3設計計算値を用いる。
- ハ. 炉内部の中性子照射履歴は計算のため図A-2.3に示すように昭和54年度までは出力を平均化した。昭和55年度以降は年度の終りに10MW出力で連続運転を行ったものと仮定する。
- ニ. 照射プラグの構成はファーストコンバータ、SUS、重コンクリートであり、各セクション毎のこれらの成分中の核種重量を求める。(表A-2.1)
- ホ. 計算は計算コードORIGEN*を用いて行う。

上記の条件では、中性子束の設計計算値は実測値より幾分高いので、この仮定は安全側である。中性子照射履歴の仮定は核分裂生成物からの放射能及び半減期の長い⁶⁰Coに対しては、とくに過大評価(安全側)となる。さらにSUS中のCoの含有率を0.5重量%としたことも同様である。

(2) 計算式

ORIGENコードは次の方程式を解き、生成核種量を求める。

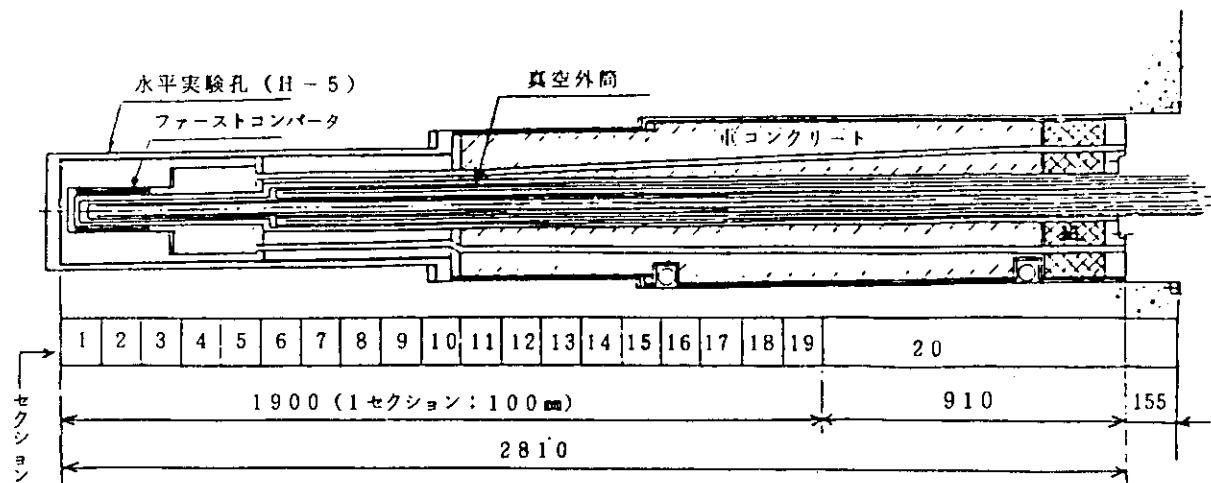
$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N \ell_{ij} \lambda_j X_j + \Phi \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \Phi \sigma_i) X_i \quad i = 1 \dots, N$$

ここで X_i :i番目の原子核の原子数密度、 σ_i :i番目の原子核の中性子吸収断面積、 ℓ_{ij} :j番目の原子核の崩壊によりi番目の原子核が生じる割合、 f_{ik} :K番目の原子核の吸収によりi番目の原子核が生ずる割合を示す。なお、計算に用いた定数を表A-2.2に示す。

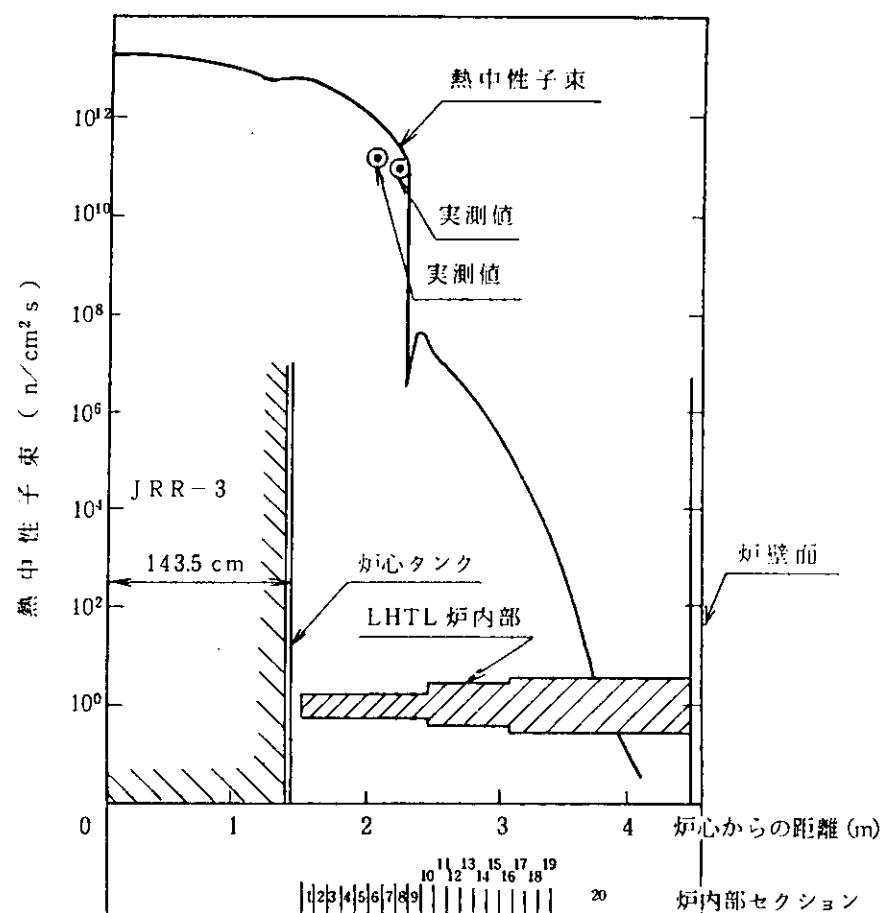
* M.J.Bell; ORNL-4628 UC-32-Mathematics and Computers, ORIGEN-THE ORNL ISOTOPE GENERATION AND DEPLETION CODE (1973)

(3) 計算結果

生成放射能の計算結果を核分裂生成物の放射能と誘導放射能については遮へい計算に用いるため⁶⁰Co核種と他の核種に分けた。各セクションの放射能の計算値を表A-2.3に示す。



図A-2.1 20セクションに分割した照射プラグ



図A-2.2 JRR-3の熱中性子束（計算値）と極低温照射装置の炉内部の位置関係

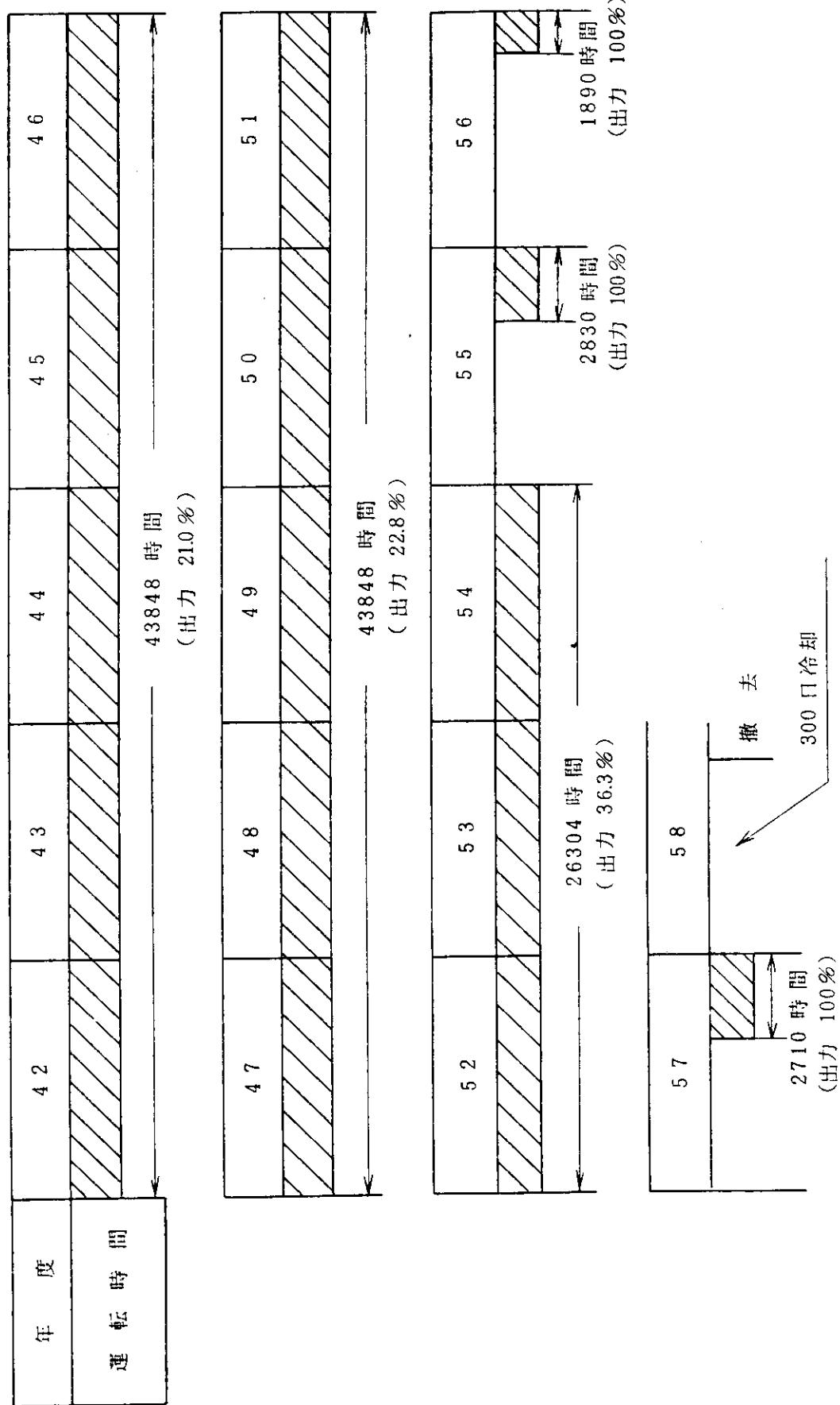


図 A - 2.3 JRR-3 運転 時 間

表 A - 2. 1 照射プロセスの核種別重量分布

セクション (cm)	核種別						重量 (g)	
	¹³ C	³¹ P	³³ S	³⁴ S	⁵⁰ Cr	⁵⁴ Fe	⁵⁹ Co	² H
1 (0 ~ 10)	2.25×10^{-2}	1.02	5.71×10^{-3}	3.21×10^{-2}	2.08×10^{-1}	1.02×10^2	5.42	7.62
2 (10 ~ 20)	2.37×10^{-2}	1.07	6.01×10^{-3}	3.38×10^{-2}	2.19×10^{-1}	1.08×10^2	5.71	8.01
3 (20 ~ 30)	2.36×10^{-2}	1.06	5.97×10^{-3}	3.36×10^{-2}	2.18×10^{-1}	1.07×10^2	5.67	7.96
4 (30 ~ 40)	3.24×10^{-2}	1.46	8.20×10^{-3}	4.61×10^{-2}	2.99×10^{-1}	1.47×10^2	7.79	1.09×10^1
5 (40 ~ 50)	3.45×10^{-2}	1.55	8.74×10^{-3}	4.91×10^{-2}	3.18×10^{-1}	1.56×10^2	8.30	1.17×10^1
6 (50 ~ 60)	1.15×10^{-1}	5.18	2.91×10^{-2}	1.64×10^{-1}	1.06×10^{-2}	5.21×10^2	2.76×10^1	3.88×10^1
7 (60 ~ 70)	3.59×10^{-2}	1.62	9.09×10^{-3}	5.11×10^{-2}	3.31×10^{-1}	1.63×10^2	8.63	1.21×10^1
8 (70 ~ 80)	3.43×10^{-2}	1.55	8.71×10^{-3}	4.89×10^{-2}	3.17×10^{-1}	1.56×10^2	8.26	1.16×10^1
9 (80 ~ 90)	3.43×10^{-2}	1.55	8.71×10^{-3}	4.89×10^{-2}	3.17×10^{-1}	1.56×10^2	8.26	1.16×10^1
10 (90 ~ 100)	3.43×10^{-2}	1.55	8.71×10^{-3}	4.89×10^{-2}	3.17×10^{-1}	1.56×10^2	8.26	1.16×10^1
11 (100 ~ 110)	6.69×10^{-1}	4.14	2.33×10^{-2}	1.31×10^{-1}	8.48×10^{-1}	6.43×10^2	3.41×10^1	3.11×10^1
12 (110 ~ 120)	2.17	1.65	9.30×10^{-2}	5.23×10^{-2}	3.39×10^{-1}	1.00×10^3	5.33×10^1	1.24×10^1
13 (120 ~ 130)	2.17	1.65	9.30×10^{-2}	5.23×10^{-2}	3.39×10^{-1}	1.00×10^3	5.33×10^1	1.24×10^1
								1.79×10^{-2}
								4.67
								1.79×10^{-2}
								4.67

表 A - 2. 1 (続き)

セクション (cm)	核種別						重量 (g)
	^{44}Ca	^{46}Ca	^{94}Zr	^{112}Sn	^{118}Sn	^{122}Sn	
1 (0 ~ 10)		4.55 × 10 ¹	3.80×10^{-2}	9.59×10^{-1}	1.88×10^{-1}	2.39×10^{-1}	2.81×10^1 2.73
2 (10 ~ 20)		1.96×10^2	1.64×10^{-1}	4.13	8.11×10^{-1}	1.	1.28×10^2 1.27 × 10 ¹
3 (20 ~ 30)		1.96×10^2	1.64×10^{-1}	4.13	8.11×10^{-1}	1.	1.28×10^2 1.29 × 10 ¹
4 (30 ~ 40)		1.57×10^2	1.31×10^{-1}	3.32	6.50×10^{-1}	8.26×10^{-1}	1.01×10^2 9.80
5 (40 ~ 50)							
6 (50 ~ 60)							
7 (60 ~ 70)							
8 (70 ~ 80)							
9 (80 ~ 90)							
10 (90 ~ 100)							
11 (100 ~ 110)	6.51	1.04					
12 (110 ~ 120)	2.41×10^1	3.85					
13 (120 ~ 130)	2.41×10^1	3.85					

表 A - 2. 2 計算に使用した数値

元素記号	親核種	核種 存在比(%)	放射面積 (barm)	核種	半減期	崩壊定数(sec) ⁻¹	主なγ線(MeV)	娘核種	核種 主なγ線(MeV)
Cr	⁵⁰ Cr	4.31	13.1	⁵¹ Cr	27.7 day	2.896×10^{-7}	0.320 0.005-V	9%	
Fe	⁵⁸ Fe	0.31	1.31	⁵⁹ Fe	45.6 day	1.759×10^{-7}	1.095 1.292	56% 44%	
Co	⁵⁹ Co	100	18	⁶⁰ Co	5.27day	4.168×10^{-9}	1.17 1.33	100% 100%	
Zr	⁹⁴ Zr	17.40	0.124	⁹⁵ Zr	64.0 day	1.254×10^{-7}	0.724 0.757	44% 55%	⁹⁵ Nb 0.766
									100% 100%

Table of Isotopes 7th Edition による

表 A - 2.3 照射プラグ各セクションにおける生成放射能

(単位 Ci)

セクション			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
照射 プラグ	ファースト コンバータ	核分裂生成物 の放射能	285	862	582	187						
	照射 プラグ	⁶⁰ Co核種	58.66	31.02	20.93	21.58	28.39	84.14	11.98	6.00	3.6×10^{-2}	7.4×10^{-4}
		その他の核種	62.07	34.23	23.05	23.24	32.05	80.74	12.63	6.61	3.8×10^{-2}	7.8×10^{-4}
	真空外筒	⁶⁰ Co核種	2.55	10.84	7.12	2.91	2.62	6.33	3.59	1.80	1.1×10^{-2}	2.2×10^{-4}
		その他の核種	2.70	11.91	7.90	3.27	2.94	5.79	3.80	1.91	1.2×10^{-2}	2.3×10^{-4}
合計			411	950	641	238	66	177	32	15.8	9.9×10^{-2}	2.0×10^{-3}

セクション			11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	総計
照射 プラグ	ファースト コンバータ	核分裂生成物 の放射能											1916
	照射 プラグ	⁶⁰ Co核種	1.2×10^{-3}	2.9×10^{-4}	1.4×10^{-4}	3.8×10^{-5}	2.3×10^{-5}	42×10^{-6}	1.0×10^{-6}	2.6×10^{-7}	3.6×10^{-8}	$<4 \times 10^{-8}$	262.7
		その他の核種	1.3×10^{-3}	3.1×10^{-4}	1.5×10^{-4}	4.0×10^{-5}	2.4×10^{-5}	4.4×10^{-6}	1.1×10^{-6}	2.8×10^{-7}	3.8×10^{-8}	$<5 \times 10^{-8}$	274.7
	真空外筒	⁶⁰ Co核種	8.9×10^{-5}	6.7×10^{-5}	3.4×10^{-5}	8.9×10^{-6}	3.6×10^{-6}	8.9×10^{-7}	2.2×10^{-7}	4.6×10^{-8}	8×10^{-9}	$<2 \times 10^{-9}$	37.8
		その他の核種	9.4×10^{-5}	7.1×10^{-5}	3.6×10^{-5}	9.4×10^{-6}	3.8×10^{-6}	9.4×10^{-7}	2.3×10^{-7}	4.9×10^{-8}	8×10^{-9}	$<2 \times 10^{-9}$	40.3
合計			3.9×10^{-3}	7×10^{-4}	4×10^{-4}	1×10^{-4}	6×10^{-5}	1×10^{-5}	3×10^{-6}	6×10^{-7}	8×10^{-8}	$<4 \times 10^{-6}$	2531

2.2 放射線の遮へい

(1) 遮へい容器の遮へい計算

イ 計算条件

収納する照射プラグの生成放射能は、計算値 2,531 Ci を用いる。鉛の厚さ 150 mm, SS の厚さ 6.4 mm とする。

ロ 計算モデル

線源領域はプラグ先端からの距離によってファストコンバータを除くプラグは10分割、ファストコンバータは4分割し、エネルギー群別に8分割し、QAD*コードを用いて計算した。解析に用いたモデルを図A-2.4に示す。

ハ 計算式

計算コード QAD は複雑な遮へい構造をした遮へい体内での高速中性子及び γ 線の透過の計算に用いる。点減衰核積分計算コードであり、次式によって求められる。

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

ただし

j : j 番目の γ 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 : 遮へい容器の各部領域を示す添字

M : 遮へい容器及び炉内部の構成物質を示す添字

K : 換算定数

S : γ 線源強度

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

t : 領域の通過距離

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

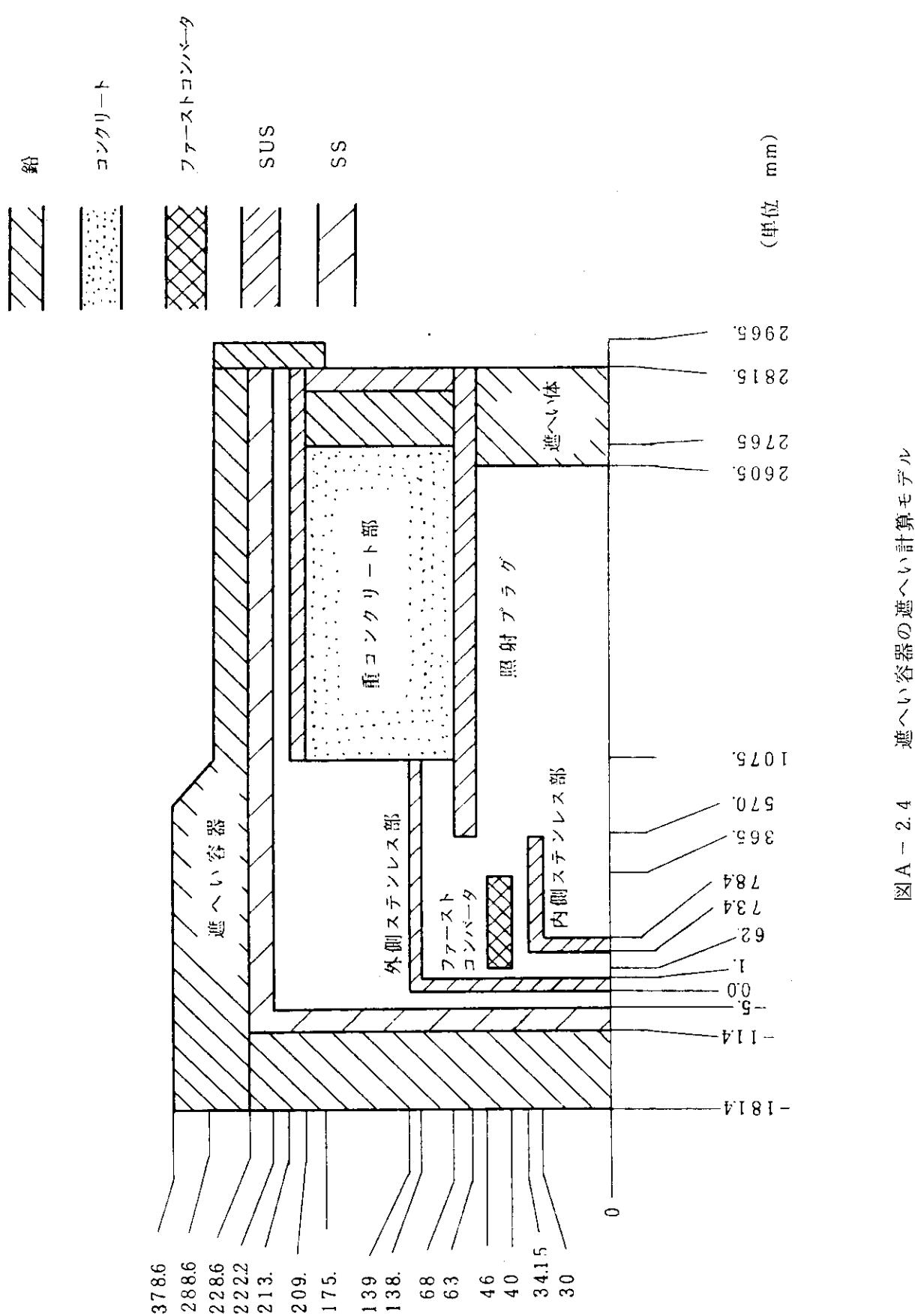
$$B_{jr} = \beta_{0j} + \beta_{1j} X_{jr} + \beta_{2j} X_{jr}^2 + \beta_{3j} X_{jr}^3$$

但し

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

β : ビルドアップ係数を求めるフィッティング係数

* V. R. Cain: Bechtel Computer Code-NE007, "A Users Manual For QAD-CG" (1977)



二 計算結果

遮へい容器各部の線量率計算は表 A - 2.4 に示すとおり、いずれも基準値を満足している。

表 A - 2.4 遮へい容器各部の線量率計算結果

計 算 点		線 量 率 (mrrem/hr)	
	計 算 点	計 算 值	基 準 値
遮表 へ面 い 容 器	前 部	3.9	200 以下
	側 部	7.0	
	後 部	6.2	
遮表 へ面 よ り 容 器 m	前 部	4.9	10 以 下
	側 部	8.2	
	後 部	3.2	

(2) 使用済燃料輸送容器の遮へい計算

イ 計算条件

(イ) 輸送容器の遮へい厚さが、鉛 13 cm , 鉄 3 cm ファーストコンバータ部収納容器が、鉛 1.4 cm , 鉄 0.6 cm である。

(ロ) ファーストコンバータ部の放射能は前項の計算から 2441 Ci (核分裂生成物: 525Ci ステンレス部: 525 Ci) であるが、⁶⁰Co 換算すると 396.7 Ci (核分裂生成物: 140Ci ステンレス部: 256.7 Ci) である。

ロ 計算式

輸送容器内のファーストコンバータを線状線源とし、容器を平板遮へい体と仮定し、次式で遮へい計算する*。

$$\phi = B \cdot \frac{S_L}{4 \pi a} \cdot F(\theta, \mu t)$$

ただし、 ϕ : エネルギー線束密度 (MeV/cm² · sec)

S_L : 線源強度 (Ci/cm) のエネルギー (MeV/cm · sec)

a : 線源からの距離

μ : ⁶⁰Co の吸収係数 (Pb: 0.677, Fe: 0.4256)

* J N I C レポート「放射線遮へい設計計算の理論と実際」第1巻（昭和54年）日本原子力情報センター

t : 遮へい体の厚さ

F : 線源からの角度 θ と μt の係数

B : ビルドアップ係数

線量率はエネルギー線束密度 ϕ と換算係数の乗数である。しかし、すでに遮へい容器の線量率を QAD コードで求めており、これを用いると輸送容器の線量率は、線源からの距離と F 係数の補正によって求める。

F 係数は、

遮へい容器の μt ($\text{pb} + \text{Fe}$) = 10.41 で 5×10^{-7}

輸送容器の μt ($\text{pb} + \text{Fe}$) = 11.28 で 2.2×10^{-7}

よってその比は

F (輸送容器) / F (遮へい容器) = 0.44

線源から容器表面までの距離は

遮へい容器が 20.96 cm

輸送容器が 20.1 cm である。

これらの関係から線量率の補正係数は

輸送容器の線量率 / 遮へい容器の線量率 = 0.51 である

ハ 計算結果

輸送容器表面の線量率は 35.2 mrem/hr

容器の表面から 1 m での線量率は 4.2 mrem/hr

であり、基準値を下まわる。

この計算では遮へい容器よりも輸送容器の取扱う放射能が少ないため過大評価となる。

(3) 水平実験孔 (H - 5) の表面線量率計算

イ 計算条件

(イ) 照射プラグは図 A - 2.5 に示すとおり、ファーストコンバータ部 (②セクション 1 ~ 7) 及び、真空外筒の後部 (①セクション 18~20) を引き出して切断した後のものとする。

(ロ) ファーストコンバータ部および真空外筒切断後の照射プラグの誘導放射能は表 A - 2.5 のとおりにする。

(ハ) 表面線量率の計算は誘導放射能のうち ^{60}Co 核種のみを対象にして行う。

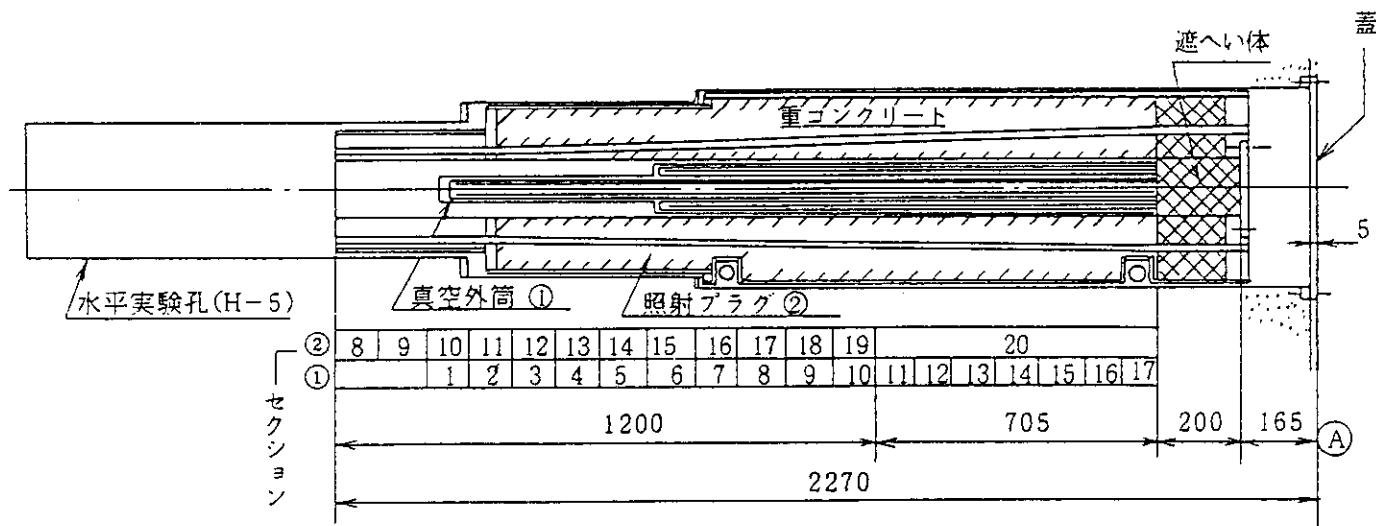


図 A - 2.5 ファーストコンバータ部、真空外筒切断後の照射プラグ

表 A - 2.5 ファーストコンバータ部及び真空外筒切断後の誘導放射能

誘導放射能 (Ci)	セクション	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
	照射プラグ②	6.00	3.6×10^{-2}	7.4×10^{-4}	1.2×10^{-3}	2.9×10^{-4}	1.4×10^{-4}	3.8×10^{-5}	2.3×10^{-5}	4.2×10^{-6}	1.0×10^{-6}	2.6×10^{-7}	3.6×10^{-8}	$<1.4 \times 10^{-8}$
	セクション			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11~17
	真空外筒①	—	—	2.55	10.84	7.12	2.91	2.62	6.33	3.59	1.80	1.1×10^{-2}	2.2×10^{-4}	$<2.02 \times 10^{-4}$
	合 計	6.00	3.6×10^{-2}	2.55	10.84	7.12	2.91	2.62	6.33	3.59	1.80	1.1×10^{-2}	2.2×10^{-4}	$<2.02 \times 10^{-4}$

口 計算モデル

- (イ) 各セクションの放射能を各セクションの点等方線源とする。計算モデルを図 A 2.6 に示す。
- (ロ) 各セクションの点等方線源から蓋の表面における各線量率を算出する。
- (ハ) 各点等方線源からの線量が同一線上にあるものとし、蓋表面の A 点に全線量が集中するものとする。
- (ニ) 遮へい体（鉛）を透過した場合の線量率を求め、蓋の表面における線量率を評価する。

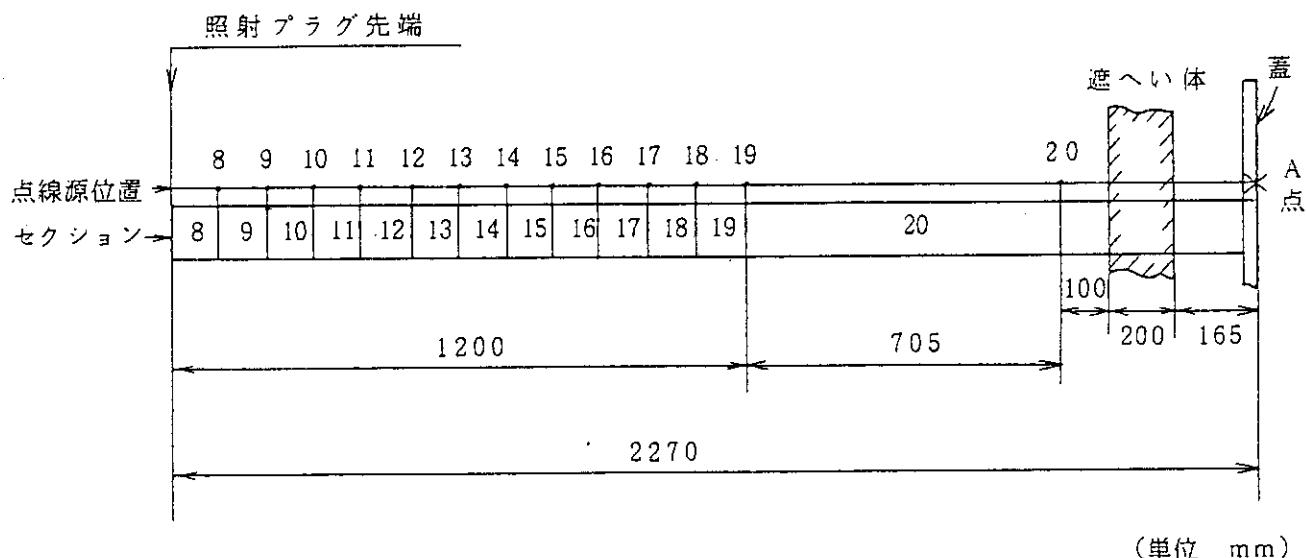


図 A - 2.6 計 算 モ デ ル

ハ 計 算

(イ) 遮へい体(鉛)がない時のA点における線量率

各セクションの点等方線源からのA点における線量率 (rem/hr)は次式から求めた。

$$I_o = \frac{0.55 \times E \times Q}{D^2} \quad (\text{rem}/\text{hr})$$

ここで E は γ 線のエネルギー (2.5 MeV)

Q は放射能 (Ci)

D は各線源からの距離 (m)

計算結果を表 A 2.6 に示す。

表 A - 2.6 セクションにおける線量率

セクション	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
線量率 (rem/hr)	1.75	1.16×10^{-2}	9.03×10^{-4}	4.26	3.12	1.43	1.46	4.03	2.63	1.53	1.10×10^{-2}	2.64×10^{-4}	1.28×10^{-3}

(ロ) 遮へい体(鉛)を透過した線量率

遮へい体を透過した線量率は次式から求めた。

$$I = B \cdot I_o e^{-\mu x}$$

ここで I は遮へい体を透過した線量率 (rem/hr)

I_o は遮へい体がない時の線量率 (rem/hr)
 B は鉛のビルドアップ係数 (5.29)*
 μ は鉛の線吸収係数 (0.6793 cm⁻¹)*
 x は鉛の遮へい厚さ (20cm)
 よって I = 5.29 × 21.2 × e^{-(0.6793 × 20)}
 = 1.4 × 10⁻⁴ rem/hr = 0.14 mrem/hr

ニ 計算結果

水平実験孔 (H-5) に取り付ける蓋における表面線量率は 0.14 mrem/hr であり、炉設置基準値 0.6 mrem/hr 以下である。

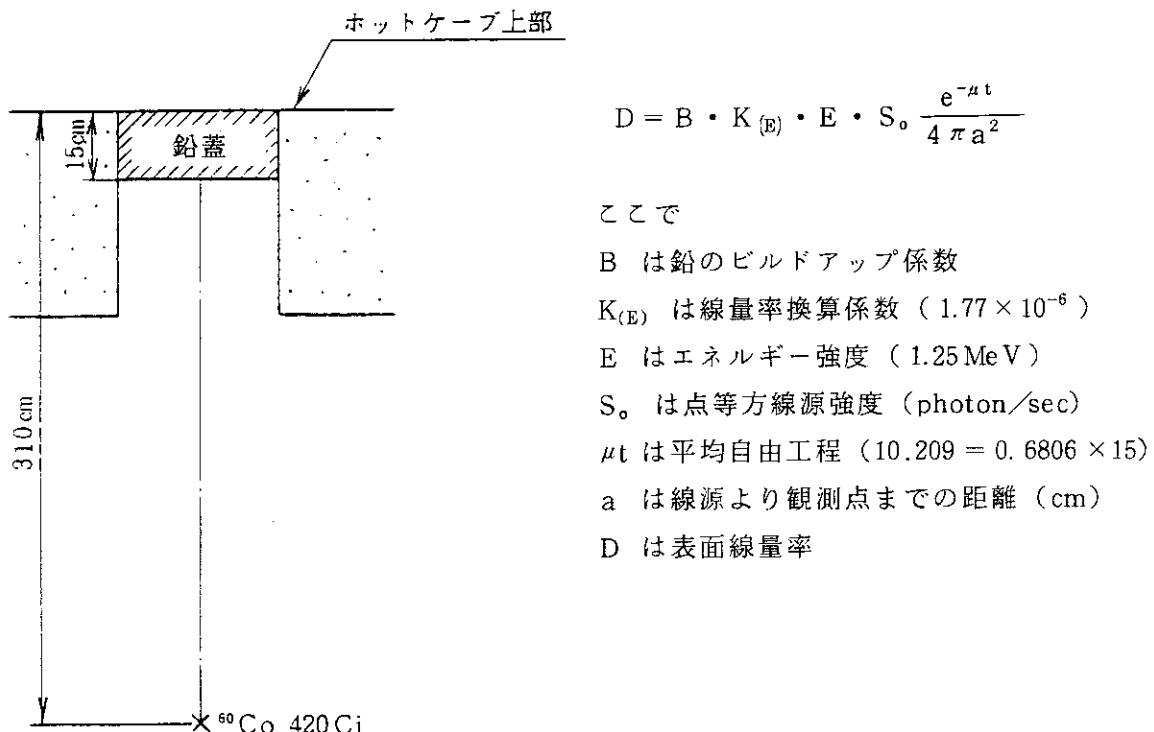
(4) JRR-3 ホットケーブ上の遮へい評価計算

イ 計算条件

ホットケーブ内のファーストコンバータの放射能は 420 Ci (⁶⁰Co換算) である。

ロ 計 算

鉛蓋を透過した線量率は次式で求めた。



$$\begin{aligned}
 \text{よって } D &= 4.3 \times 1.77 \times 10^{-6} \times 1.25 \times 3.108 \times 10^{13} \times \frac{e^{-10.209}}{4 \times \pi \times 310^2} \\
 &= 9.02 \times 10^{-3} \text{ rem/hr}
 \end{aligned}$$

ハ 計算結果

ホットケーブ上部の鉛蓋の表面線量率は 9 mrem/hr である。

* JNIC レポート「放射線遮へい設計計算の理論と実際」第1巻（昭和54年）日本原子力情報センター

2.3 ファーストコンバータの表面温度

(1) 概要

ファーストコンバータを密封容器にHeガスで封入して、JRR-3 使用済燃料貯槽No.1に保管した時のファーストコンバータの表面温度を計算する。

(2) 計算条件

イ. 放射能(2,441. Ci)による発熱量はORIGENコードで計算した結果(表A-2.7)を用いる。その値は約11.1 Wである。

ロ. 周囲温度は水温20°Cとする。

(3) 計算モデル

イ. ファーストコンバータの表面温度の熱解析モデルを図A-2.7に示す。

ロ. 内部の発熱は水平円筒外表面のみを通して、輻射と自然対流によって除去されるものとする。

ハ. 自然対流はステンレス外筒と内筒の間のみで起るとし、他は間隔が少ないので輻射のみを考える。

ニ. ステンレス部の発熱はステンレス内筒で生ずるものとする。

計算モデルに使用した密封容器、インナーケースおよびファーストコンバータ部に関する値を表A-2.8に示す。

表A-2.7 ファーストコンバータ部の発熱量

セクション (cm)	照射ブラグ部 (放射化による)		ファーストコンバータ (核分裂による)	
	放射能量 [*] (Ci)	発熱量(Watt)	放射能量 [*] (Ci)	発熱量(Watt)
1 (0~10)	121	0.94	285	1.05
2 (10~20)	65	0.50	862	3.17
3 (20~30)	44	0.34	582	2.14
4 (30~40)	45	0.35	187	6.89×10^{-1}
5 (40~50)	60	0.47		
6 (50~60)	165	1.28		
7 (60~70)	25	0.19		
合計	525	4.07	1,916	7.05

(計算は燃焼計算コードORIGENを用いて行った)

*注；ここで示す放射能量はβ線とγ線の合計値である。

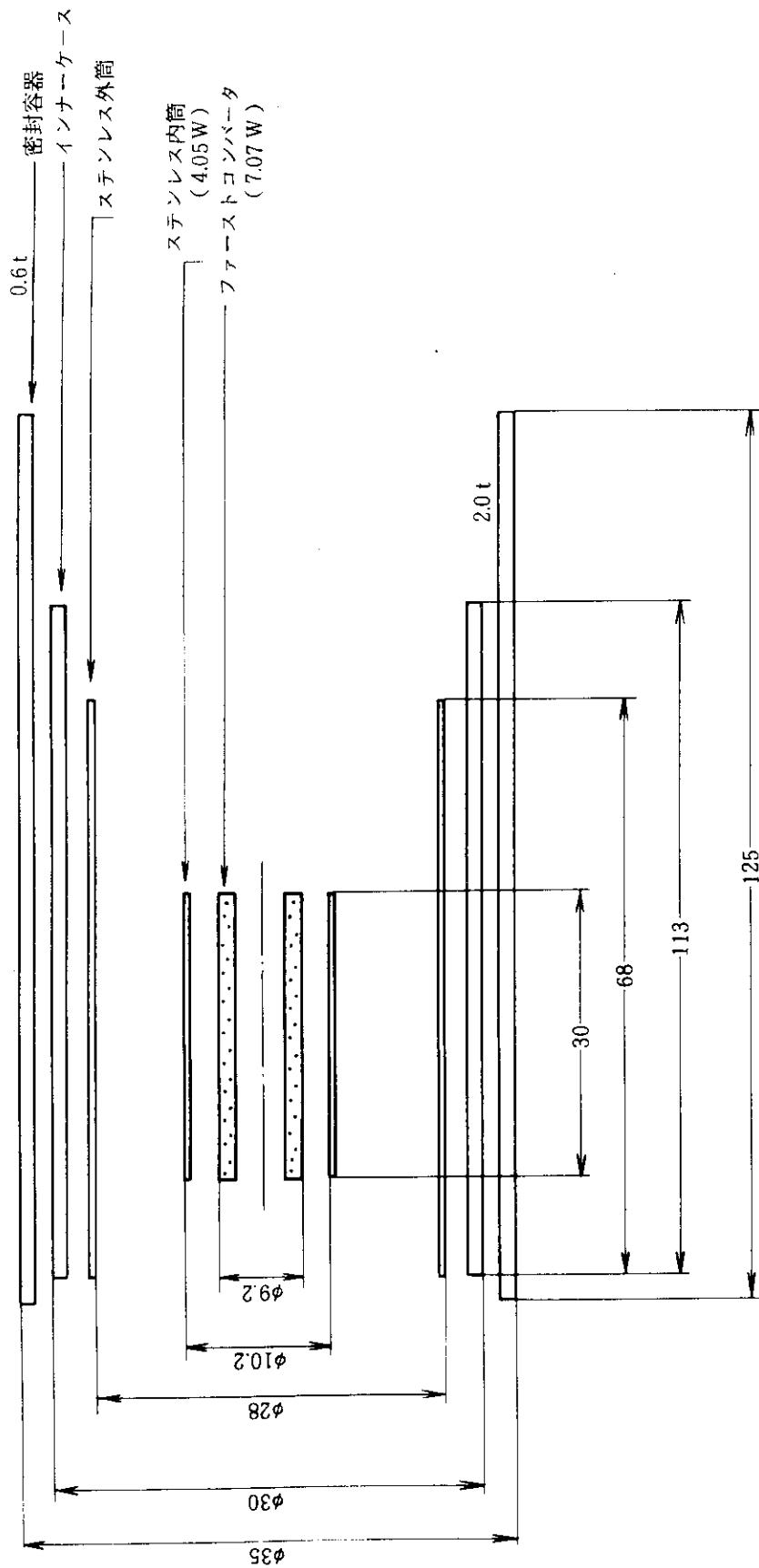


表 A - 2.8 热計算に使用した容器に関する値

周囲温度 $T_o = 20^\circ\text{C}$

	密 封 容 器	インナーケース	ステンレス外筒	ステンレス内筒	ファーストコンビーナ
有効表面積 A_s		2.342 m^2	0.598 m^2	0.096 m^2	0.0867 m^2
有効表面積 (A_s)	(2.669 m^2)	2.058 m^2			
外側半径 R_o	35 cm	33.0 cm	14 cm	5.1 cm	4.6 cm
内側半径 R_i	34 cm	29.0 cm	14 cm	5.1 cm	
有効長さ L	125 cm	113 cm	68 cm	30 cm	30 cm

(4) 計算式

イ 輻 射

$$Q_r = A_s \cdot F_s \cdot \sigma \left[\left(\frac{T_i + 273}{100} \right)^4 - \left(\frac{T_o + 273}{100} \right)^4 \right] *$$

 Q_r : 热除去量 [kcal/hr] A_s : 有効輻射面積 [m^2] F_s : 表面輻射率 (ステンレス鋼 : 0.4)* σ : ステファン・ボルツマン定数 = 4.88 (kcal/ $\text{m}^2 \cdot \text{hr}^\circ\text{K}^2$) T_o : 周囲温度 (内部構成材円筒の外面温度) [$^\circ\text{C}$] T_i : 容器表面 (内部構成材円筒の内面温度) [$^\circ\text{C}$] L : 有効長さ [m]

ロ 対 流 (水平円筒として計算する)

$$Q_h = \frac{A_s}{d} N_u \cdot \lambda_m (T_i - T_o)$$

 Q : 热除去量 [kcal/hr] A_s : 有効表面積 [m^2] d : 容器の外径 [m] N_u : ヌセルト数

$$N_u = 0.53 (G_r \cdot P_r)^{1/4} (*)$$

 P_r : ヘリウムガスのプラントル数 = 0.675 G_r : グラスホフ数

$$G_r = d^3 \cdot g \cdot \beta (T_i - T_o) / \nu^2$$

 g : 重力加速度 = 1.27×10^8 [m/hr^2]

β : ヘリウムガスの体積膨張 = $1 / (T_0 + 273)$

ν : ヘリウムガスの動粘性係数 = $0.396 \text{ [m}^2/\text{hr] }$

λ_m : ヘリウムガスの熱伝導率 = $0.129 \text{ [kcal/mhr } ^\circ\text{C]}$

ハ 計算結果

各部表面温度の計算結果を図 A - 2.8 に示す。

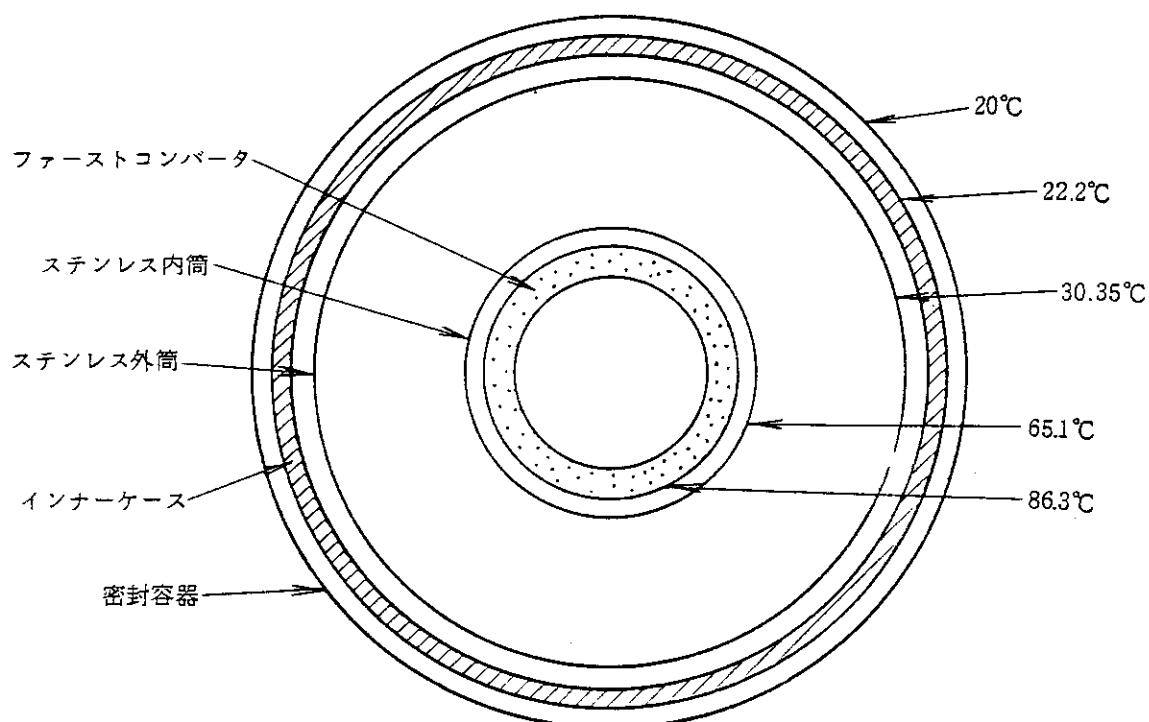


図 A - 2.8 ファーストコンバータ部の保管中の各部の温度

使用した解析モデルではステンレス部は有効長さを 30 cm と 68 cm としたので実際より短かく、また照射プラグの長軸方向にステンレスにより伝導で熱が除去される部分を無視しており、過大（安全側）に評価したものである。

したがって、ファーストコンバータ表面は 90°C を超えることがないので溶融することができない。

*参考文献：「伝熱工学資料」第3版 日本機械学会編

附録 3 密封容器，密封容器架台の取扱い方

(1) 密封容器の保管

イ 概 要

ホットラボで密封容器に密封されたファーストコンバータ部は JRR-3 使用済燃料貯槽 No.1 に保管した。

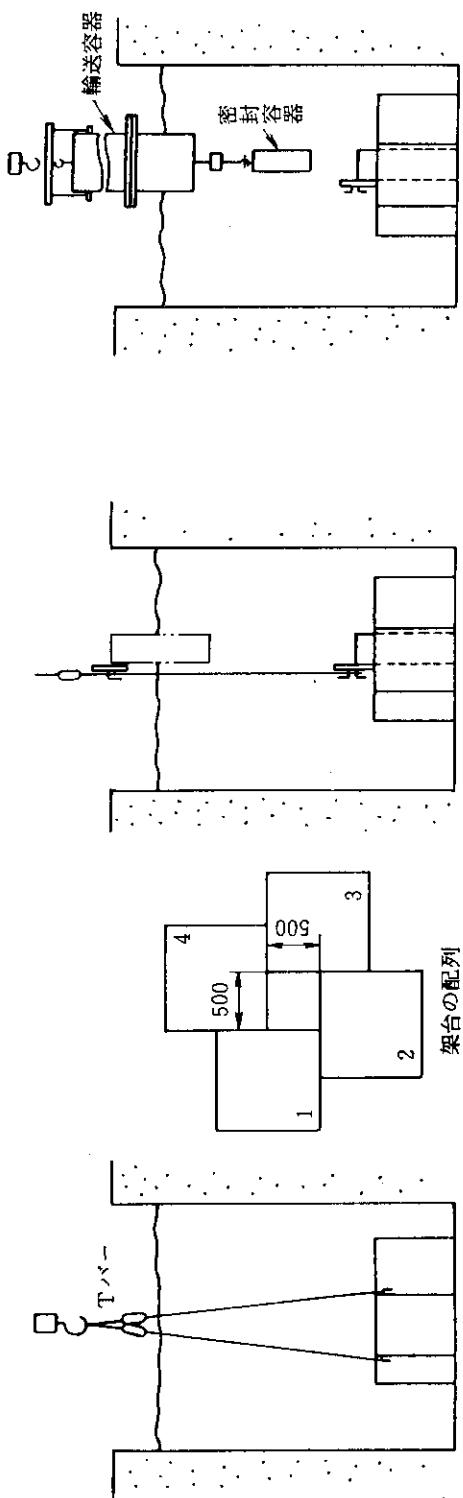
保管は、安全性の検討で述べた様に、耐震上から、貯槽底に横形にして保管した。この一連の保管作業手順を図 A - 3.1 に示す。

ロ 保管手順

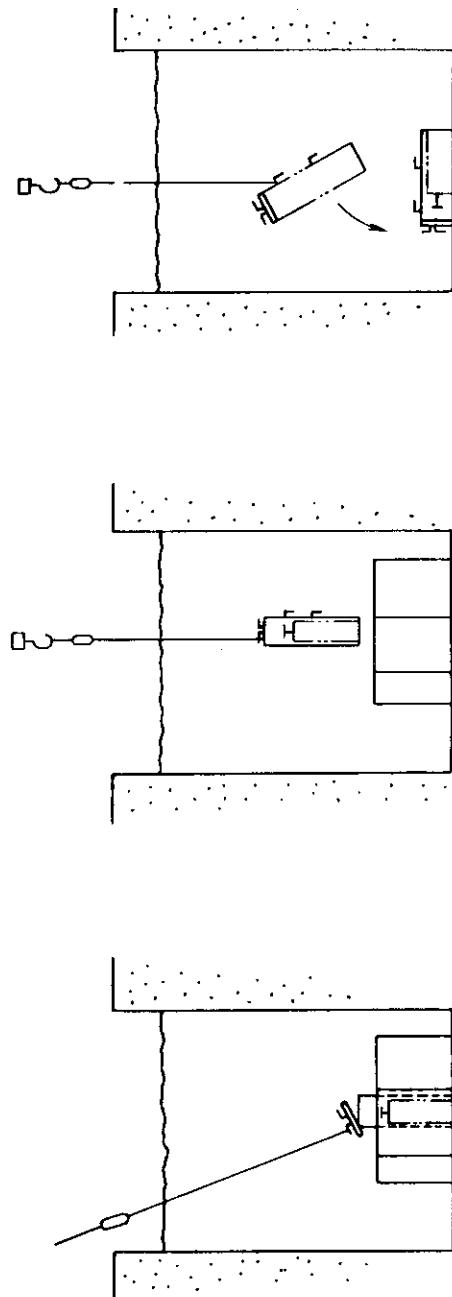
- (イ) 輸送容器にスカート部（下部遮へい体）を取付ける。
- (ロ) 貯槽底に使用済燃料用架台（4ヶ）を T バーで移動し配置する。
- (ハ) 密封容器架台の蓋を開けた状態で、上記架台間に T バーで吊下ろして設置する。
- (二) 輸送容器にチェーンブロックを取り付け、同容器の密封容器吊具のチャックと連結させる。
- (ホ) 輸送容器をクレーンで貯槽に移動し、スカート部を水に埋没させる。
- (ヘ) チェーンブロックで密封容器を下ろし、密封容器架台に収納する。
- (ト) チェーンブロックは貯槽水で汚染するため回収する。
- (チ) T バーで密封容器架台の蓋を閉る（ロック確認）。
- (リ) 密封容器架台を T バーで吊り、移動する（蓋の吊具を使用）。
- (ヌ) 密封容器架台の横の吊具を使用し横転して保管する。
- (ル) 使用済燃料用架台を片づける。

(2) 密封容器架台の蓋の開け方

密封容器を同架台から取出すためには架台の蓋を開けなければならない。貯槽上からクレーンで T バーを下ろし、図 A - 3.2 の操作を行うことによって蓋を開けることができる。
(ロック機構の詳細は図 A - 3.3 に示す)

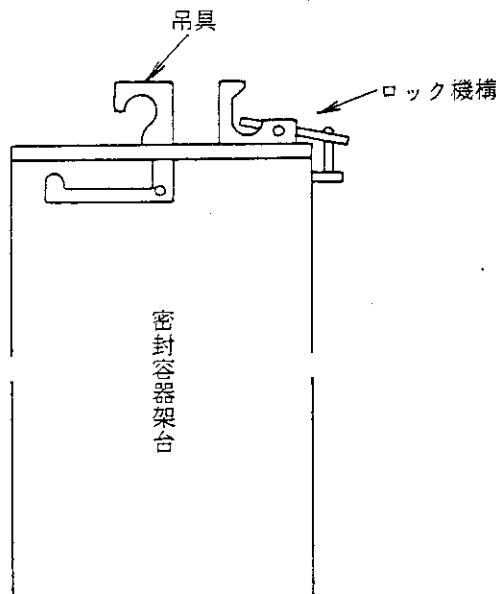


③ 密封容器収納

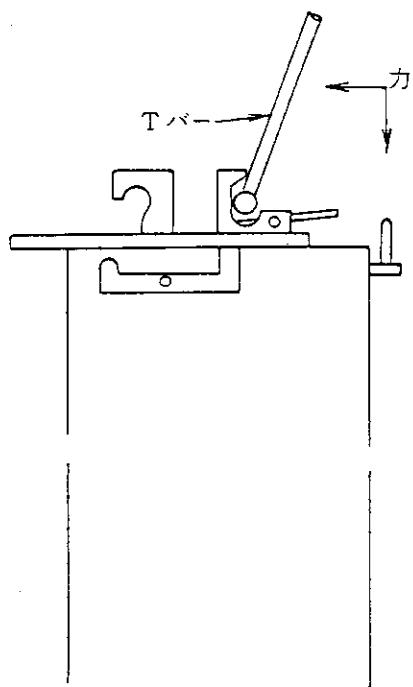


図A-3.1 密封容器保管手順

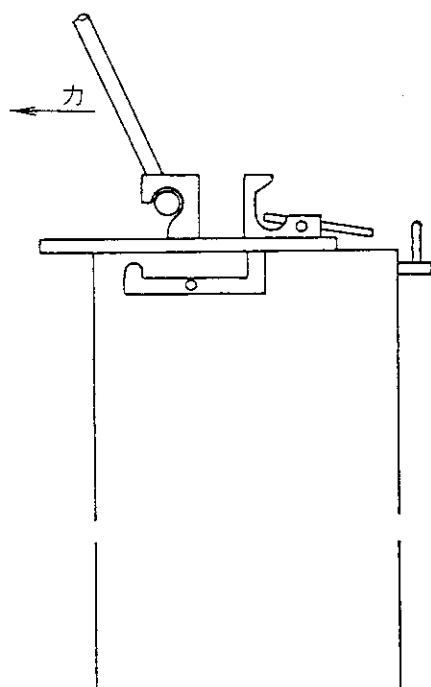
(a) 蓋がロックしている状態



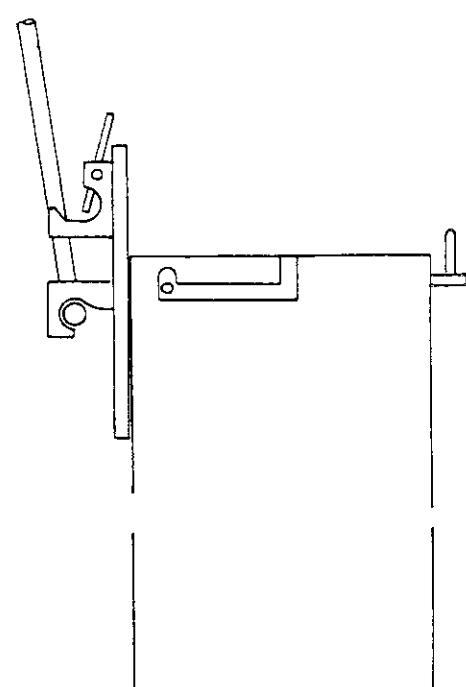
(b) ロック機構部にTバーを当て、蓋を少し移動しロック解除。



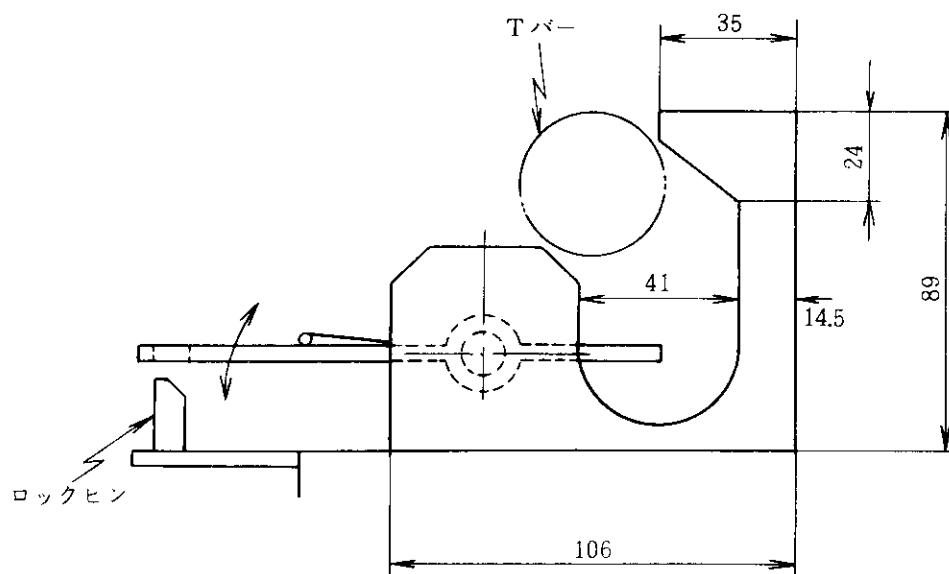
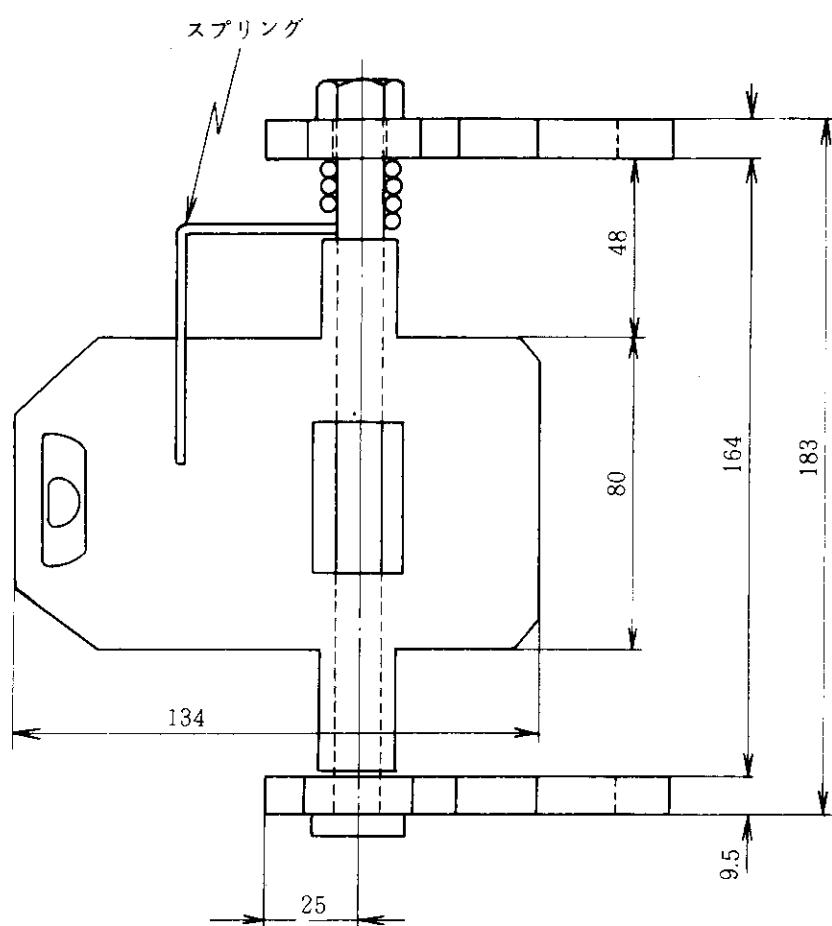
(c) Tバーを吊具にセットし蓋をスライド



(d) 蓋が開いた状態



図A-3.2 密封容器架台の蓋の開け方手順



図A-3.3 密封容器架台のロック機構