

JAERI-M

4 6 9 9

JRR-1 の解体

1972年2月

研究炉管理部

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

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

JRR-1 の解体

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

(1972年1月26日受理)

本報告は、「JRR-1の建設」および「JRR-1の運転と利用」に次ぐものである。
原子炉の解体は我が国にとって初めての経験であり、当時、解体の定義も確立していなかったもので、解体決定までの経緯を記すとともに今回の解体の特色である燃料溶液の取出し、および解体後の残存施設の管理について記述した。

MOTHBALL OF JRR-1

Division of Research Reactor Operation, Tokai, JAERI

(Received 26 January 1972)

This is the third report for JRR-1 (water-boiler reactor), which follows on the earlier reports entitled "Construction of JRR-1" and "Operation and Uses of JRR-1," respectively.

The mothball of JRR-1 was the first to be ever made on a nuclear reactor in Japan.

The circumstances leading to the decision on its mothball are first explained. Then, the extraction of fuel solution from the core and the maintenance after mothball are described.

目 次

まえがき	1
1 JRR-1の概要	1
1.1 概 要	1
1.2 構造および設備	1
2 解体決定までの経過	4
2.1 JRR-1の老朽化現象	4
2.2 JRR-1の利用	4
2.3 運転に必要な経費について	5
2.4 学界, 産業界等の影響について	5
2.5 原子炉解体の了解	5
3 解体の概要, 所内安全審査および原子力局への手続き	6
3.1 JRR-1の解体の概要	6
3.2 原子炉運転委員会の審査および結果	6
3.3 関係諸法等の手続きについて	9
3.4 原子炉解体の経費と性格	12
4 燃料溶液の取出し	13
4.1 燃料容器の概要	13
4.2 燃料容器の安全性の検討	16
4.3 燃料取出し装置の概要	16
4.4 燃料取出し装置の安全性	17
4.5 燃料取出しに使用した器材	19
4.6 燃料容器および燃料取出し装置の予備テスト	20
4.7 燃料取出しのモックアップテスト	27
4.8 燃料取出し作業スケジュールと手順書	28
4.9 燃料取出しの経過	33
4.10 燃料の化学分析とその検討	36
4.10.1 洗浄の準備と経過	38
4.10.2 燃料取出し作業および洗浄作業中の放射線管理	43
4.10.3 燃料容器の内部圧力および酸水素濃度の測定	44
4.10.4 燃料容器の運搬	46
5 ガス再結合器水の取出し	47
5.1 ガス再結合器水取出し装置	47
5.2 ガス再結合器水取出し準備と手順書	49
5.3 ガス再結合器水の取出し作業	53
6 施設の安全措置	57

6.1	冷却水の取出し	57
6.2	核燃料物質の処分	57
6.3	放射性廃棄物の処分	59
6.4	バルブ配管の閉栓	61
6.5	圧力計の移設および新設	64
6.6	立入禁止区域の設定	64
6.7	電源の遮断	66
7	解体終了後の施設の管理	68
7.1	放射線管理	68
7.2	残存施設の点検	68
8	使用済燃料の固化・廃棄	72

表目次

Table 4.1	燃料容器の漏洩率	23
4.2	燃料容器のホールドアップ量と燃料取出し量	27
4.3	燃料取出しサンプリング記録	35
4.4	分析結果の総括表	36
4.5	燃料溶液の変化	37
4.6	燃料およびガス再結合器水の取出し量	37
4.7	燃料容器の温度による補正表	46
5.1	ガス再結合器水取出し記録	54
5.2	" 保管理	55
5.3	" 分析結果	55
6.1	核燃料物質の処分一覧	58
6.2	放射性液体廃棄物一覧	59
6.3	解体による固体廃棄物	60

図目次

Fig. 4.1	燃料容器および燃料取出し装置外観図(写真)	14
4.2	燃料容器構造図	14
4.3	燃料取出, 洗浄系統図	18
4.4	ベローバルブ構造図	21
4.5	スエージロック構造図	21
4.6	液面計校正曲線	24
4.7	"	24
4.8	"	25
4.9	"	25
4.10	"	26

Fig. 4.11	燃料取出し装置の圧力体積変化	34
4.12	燃料容器の内部圧力変化	45
5.1	ガス再結合器水取出し装置外観図（写真）	48
5.2	" " 系統図	48
5.3	タンク A レベル計校正曲線	51
6.1	燃料，ガスおよび水操作弁	62
6.2	解体による安全標示	62
6.3	炉心系統の圧力計（写真）	65
6.4	サブパイプ室内の遮断（"）	65
6.5	炉体周辺の柵	65
7.1	炉室内空間線量率および表面汚染密度	69
7.2	炉室地階 " "	70

Mothball of JRR-1

Contents

Preface

1	JRR-1	1
1.1	General Description	1
1.2	Structure and Facilities	1
2	Process to the Decision of Mothball	4
2.1	Reactor Superannuation	4
2.2	Utilization	4
2.3	Cost of Reactor Operation	5
2.4	Influence on Academic Circles, Domestic Institutes and etc.	5
2.5	Approval of Mothball	5
3	General Description of Mothball, Examination of Safety and Regal Procedure.	6
3.1	Outline of Mothball	6
3.2	Examination and Conclusion	6
3.3	Regal Procedure	9
3.4	Cost of Mothball	12
4	Extraction of Fuel Solution	13
4.1	Container for Spent Fuel	13
4.2	Safety of Container	16
4.3	Instrument for Fuel Extraction	16
4.4	Safety of Equipment for Fuel Extraction	17
4.5	Instruments for Extraction	19
4.6	Handling Pretest of Container and Instrument	20
4.7	Mock-Up Tests	27
4.8	Working Schedule and Manual	28
4.9	Process of Extraction	33
4.10	Chemical Analysis	36
4.11	Clean-Up of Fuel System	38
4.12	Radiation Monitoring	43
4.13	Measurements of Pressure and Concentration of Oxygen and Hydrogen in the Container	44
4.14	Transportation of Container	46

5	Extraction of Water from Gas Recombiner	47
5.1	Extraction Equipment	47
5.2	Preparation and Manual for Handling	49
5.3	Extraction Work	53
6	Safety Measures	57
6.1	Extraction of Cooling Water	57
6.2	Disposal of Nuclear Fuel Materials	57
6.3	Disposal of Radioactive Wastes	59
6.4	Seal of Valves	61
6.5	Installation of Pressure Gauge	64
6.6	Establishment of Keep-Off Area	64
6.7	Closing of Power Supply	66
7	Maintenance of Facilities After the Mothball	68
7.1	Radiation Monitoring	68
7.2	Check of Facilities	68
8	Solidification and Disposal of Spent Fuel	72

まえがき

JRR-1は、昭和32年8月27日に臨界に到達したのち、わが国における最初の原子炉として、実験、照射を行なうための共同利用施設および原子力技術者の訓練施設として運転を続けてきたが、43年9月19日をもって約11年間にわたる運転に終止符をうち、44年度に解体を行なった。原子炉の解体はわが国で初めての事例であることから、種々の解体方法が考えられた。結局わが国で最初の原子炉として施設を可能な限り保存しながらも原子炉としての機能をなくし、かつ解体が終了したのちの施設の安全性を維持することになった。

解体工事は、44年度初めから準備し、44年10月21日に科学技術庁長官あてJRR-1原子炉施設の解体届を提出したのち、11月21日から解体工事に着手し、45年3月31日に終了した。

解体工事は、JRR-1管理課のほか、解体工事の着手とともに新たに加わった12名により実施した。また、解体に必要な諸手続などは研究炉業務課が行なった。

なお、解体の実施担当者は次のとおりである。

鈴木一彦，青柳長紀（JRR-1管理課）

佐々木吉方，山本章，富岡秀夫

一色正彦，来栖洋二，近藤忠美

宮内武二郎（研究炉利用課）

林 悌二，滝田公男（ホットラボ管理室）

亀山 巖，熊谷正行（JRR-3管理課）

鎌田 裕（JPDR管理部第3課）

以上は解体の実施時における組織および所属である。

1 JRR-1 の概要

1.1 概要

JRR-1は、原子炉の建設経験を得るとともに炉物理実験、放射化分析、RIの生産、原子力技術者の養成訓練を行なう目的をもって設置された。

この炉は、米国NORTH AMERICAN AVIATION, Inc.の原子力部門であるATOMICS INTERNATIONAL社によって昭和31年8月に建設が開始され、昭和32年8月27日臨界に達したが、その後11余年間ほぼ順調に運転されて、運転を停止した昭和43年9月19日まで積算出力量181.600kWh、運転時間8,043時間を記録した。

1.2 構造および設備

1.2.1 原子炉の型式および熱出力

型式 濃縮ウラン軽水減速均質溶液型
熱出力 50KW

1.2.2 原子炉施設の一般構造

原子炉施設の耐震設計は、次の方針にもとづいて行なわれている。

設計水平震度は、原子炉本体、制御棒駆動機構などの施設は0.6G、炉室などのように機能喪失が重大な事故を起すおそれのある施設および周辺公衆の災害を防止するための施設は0.3G、その他の建屋は0.2Gに耐えるように設計されている。また設計垂直震度は、それぞれ設計水平震度の $\frac{1}{2}$ の値で設計されている。

1.2.3 原子炉本体の構造および設備

原子炉本体は、炉心タンク、反射体、遮蔽体からなり、炉心タンクには配管を通じてガス再結合器が付属している。

(1) 炉心

炉心は、ステンレス製球型タンクで燃料溶液が収納されている。タンクの上部には、燃料溶液、噴き戻し用の溢流器が設けられている。炉心の中心から対称に4本の制御棒が垂直方向に設けられ、水平方向に炉心の中心を貫通した1本の実験孔がある。炉心内には、熱を除去するための冷却コイルが内蔵されガスを処理するための炉地下室にガス再結合器が付属して取付けられている。

炉心主要寸法 最大炉心寸法 直径 40cm

厚さ 1.8mm

燃料の最大そう入量 ウラン235 1,370g

燃料溶液 32ℓ

(2) 燃料体

燃料の種類 硫酸ウラニル溶液

ウラン235 濃縮度 20%

減速材および反射材の種類 減速材 軽水

反射材 黒鉛

(3) 原子炉容器

炉心タンク、溢流器、再結合器および付属配管類は、核分裂生成物に対し一次の気密構造となっている。核分裂生成物の漏洩をさらに完全に防止するため一次気密構造を二次気密構造で囲んでいるが、これには燃料ドレインタンク、一次冷却系統施設が含まれている。

放射線遮蔽体の構造は、主要部分は黒鉛と重コンクリートの壁で炉本体の側面および上面の厚さは約 1.6 m、底面の厚さは約 0.6 m である。

(4) 核燃料物質の取扱施設および貯蔵施設

未使用燃料は、耐火構造の燃料貯蔵庫に臨界防止のため分散配置して貯蔵し、使用済燃料は円筒型 32.5 ϕ の燃料ドレインタンクに保管している。また炉心への燃料の装荷、取り出しは燃料取り扱い施設で行なう。

(5) 原子炉冷却系統施設

一次冷却系統は、循環ポンプ 1 基 (60 ℓ /min)、ステンレス製熱交換器 1 基 (円筒型、外径約 15.5 cm 長さ約 180 cm)、サージタンク 1 基 (19 ℓ) およびステンレス製冷却管 (外径 6.4 cm) からなり、冷却材には軽水を用いている。

二次冷却系統設備は、貯蔵タンク 1 基 (3m³)、給水ポンプ 2 基および鉄製配管からなり、冷却水は貯蔵タンクから重力落下により循環する。

(6) 計測制御系統施設

④ 計装設備

計装設備は、中性子束を測定する核計測設備と温度、圧力、流量などを測定するプロセス計測設備がある。

核計装等の設備は、次のものからなる。

中性子源領域 固定型計数方式モニター..... 2チャンネル

中間および出力領域 固定型電動方式モニター..... 2チャンネル

出力領域 固定型電流方式モニター..... 1チャンネル

その他主要な計装設備として、炉心タンクの温度、ガス再結合器の圧力・流量・温度、冷却水の流量・温度、制御棒位置の計測等がある。

⑤ 安全保護回路設備

安全保護回路設備として、中性子束上昇、ペリオド減少、炉心温度上昇等の際に作動する原子炉停止回路、ガス再結合器ポンプ圧力低下、サージタンク水位低下等の際作動する警報回路等がある。

⑥ 制御設備

制御設備は、炉心タンクにそう入される制御棒と制御棒駆動機構からなる。

制御棒は、棒状直径 1.6 cm 長さ 40 cm のボロンカーバイトを制御材として用いたもので球形炉心に中心から対称に 4 本配置してある。

制御棒駆動機構は、炉本体上部に装備し制御棒を上方からそう入する。電動機によるラックピニオン方式で、制御棒は保持電磁石によりつり下げられており、スクラムの際には電磁石保持が解除されて自由落下する。

(7) 放射性廃棄物の廃棄施設

気体廃棄設備は、排風機、フィルタ、排気塔などで構成されており、気体廃棄物はフィルタでろ過した後排気塔から大気に放出する。異常の場合は、水封ダンパーで炉室外へ放出しないよう遮断する。

液体廃棄物の廃棄設備は、貯蔵能力最大 4.5 m^3 のコンクリート製であり、固体廃棄物の廃棄設備は、炉室北側の壁面に奥行約 3 m 直径約 10~20 cm の使用済試験体冷却貯蔵孔 15 本が水平方向に設けられている。

(8) 放射線管理施設

原子炉付属モニタとしてサブパイルガスモニタ、二次冷却水モニタおよび炉室エリヤモニタ等があり、その他放射線測定器としてスタックダストモニタ、ハンドフットモニタ等がある。

(9) 原子炉格納施設

原子炉を格納する施設として炉室、サブパイル室、および制御室があり、建物（東西 22 m、南北 15 m、高さ 13.7 m、床レベル地下 3.5 m）は鉄筋コンクリート造りである。

(10) その他原子炉付属施設

実験設備として実験孔、実験器具格納孔、各種実験装置、換気設備等として送排風用ダクト、送排風機および非常用水封ダンパーがあり、その他非常用電源設備として、照明用電源（AC 100V）、排水用動力源（ガソリンエンジン 2 基）がある。

2 解体決定までの経過

JRR-1は、昭和32年8月の初臨界以来約11年間当初の目的に従ってほぼ順調に運転され多くの成果をあげた。

しかし、昭和41年ころからガス再結合器の触媒の作動状況から原子炉の寿命が注目されるようになった。昭和43年度事業計画策定の際、JRR-1の使用について慎重検討し、科学技術庁その他関係機関と協議の結果、昭和44年度に解体することに決定した。

2.1 JRR-1の老朽化現象について

JRR-1の老朽化の諸現象については「JRR-1の運転と利用」(JAERI-memo 4506)に詳細に記載されているが、その主要事項として、ガス再結合器の触媒の機能の低下がある。

JRR-1の炉心内で発生した分解ガスは、系内に充填されている酸素とともに再結合器ポンプによって再結合器に導かれる。再結合器内には酸素と水素ガスを再結合させるためのアルミナベッドの白金触媒(3×3mmペレット)を内蔵した触媒床があり、ここで分解ガスの酸素、水素ガスが水となる。触媒床中央部には240Wのヒーターが取付けられており、低出力時においても触媒の温度が常に90℃以上に保持される構造となっている。

JRR-1が臨界に達した昭和32年から昭和33年ころの初期における高出力運転時の触媒床の温度分布は、分解ガスの入口である上部が最も高く、中央、下部の順に低下しこれら3点は、ほとんど等しい温度を示していた。この温度分布が昭和37年ころから逆転し下部、中部、上部の順で低下し、昭和42年には上部、中部の温度は、かなり低い値を示してきた。触媒の反応熱による最高温度点は、ガス入口で上部から中部さらには下部へと徐々に推移することは当然の現象であるが、すでに下部の温度計その入位置まで達してきたことは、触媒の残る有効容積が少なくなったことを意味する。このことから運転可能な年限は極めて概略ではあるがあと1～2年程度にすぎないと推定された。

2.2 JRR-1の利用について

JRR-1原子炉施設は、炉物理実験、放射化分析、RIの生産、原子力技術者の養成訓練^{*1}に利用されてきたが、炉施設の老朽化の状況から従来のまま定常的に共同利用運転を続けることが困難となってきた。一方、JRR-2、JRR-3の共同利用運転も軌道にのって来たため、JRR-1の定常的共同利用は、昭和42年6月をもって停止し以後原子炉研修所の研修用のみに利用されてきた。また、昭和43年度からは、JRR-4におい原子炉研修所の研修も実施できることとなった。

以上の経緯からJRR-1の利用については、利用希望がまったくないとはいえないが、JRR-2、JRR-3、JRR-4、の運転が軌道にのった現在では、JRR-1で消化して

*1 JRR-1利用の詳細については「JRR-1の運転と利用」JAERI-memo 4506参照

きたものの大半はJRR-2, JRR-3, JRR-4で吸収できるようになり, またこれらの炉の利用の方が好ましい事例が多くなってきた。

2.3 運転に必要な経費について

JRR-1を今後も継続して運転する場合における所要経費については, 施設の老朽化に伴う整備と運転維持およびこれに要する人員等を考え, かつ, JRR-2, JRR-3, JRR-4の定常的な稼働を考え必ずしも経済的でない判断した。

2.4 学界・産業界等の影響について

JRR-1の運転を停止した場合の影響について, 学界, 産業界, 官公立研究機関等に打診した結果, JRR-1を廃止することに異存のないことが確認できた。なお, 当所以外の機関がJRR-1を引き取り, 運転管理することについて学界, 産業界等の意向を打診したが, 全くその意思はないことが表明された。

2.5 原子炉解体の了解

原子力委員会および原子力局には, 昭和44年度概算予算要求策定の際, JRR-1解体費用を要求したので一応JRR-1の運転廃止, 解体について了解を得ていると考えられたが, 原子炉の設置, 廃止等の問題は, 原子力開発政策上の重要事項であるため, 改めて原子炉解体の了解を得ることとした。

3 解体の概要, 所内安全審査および原子力局への手続き

J R R - 1 解体の計画は, 作業時の安全性, 解体後の安全の維持等, 技術的検討および関係諸法等の手続との両面から慎重な検討を行なった。

3.1 J R R - 1 の解体の概要

J R R - 1 の解体は, 原子炉施設の原型をとどめないまでにバラバラにすることは経済的に著しい負担となるため, 原子炉施設の機能を停止するに十分な措置を講ずることを基本として, 解体後の残存施設を原型のまま長期保存し, 核燃料物質によって汚染されたものとして所内規定により管理することとした。解体は次の方法によった。

3.1.1 装荷燃料溶液は, 燃料ドレインタンクから取出し 5 基の使用済燃料容器に分散収納して廃棄物処理場において保管廃棄し, 燃料買取りの手続が完了次第固化し廃棄する。

3.1.2 未使用の残り燃料は他に所内転用使用する。

3.1.3 ガス再結合器および一次, 二次冷却水は取出して廃棄する。

3.1.4 炉心, 燃料ドレインタンク等の燃料系統は蒸留水により十分洗浄したのち, 系統内のバルブを閉じ密閉封印する。

3.1.5 取りはずしが容易で転用可能なものは撤去して他に転用する。

3.1.6 原子炉計装, 安全保護回路, 制御設備など計測制御電源は全部遮断する。

3.1.7 サブパイル室のある地下 2 階は上述の措置を行なったのち施錠する。さらに高放射線区域はコンクリートブロックを積み立入り禁止とする。

3.1.8 炉室は炉体周辺に柵を設け, 柵内を立入り禁止とする。

3.1.9 実験室, ディスポーザルタンク, 放射線管理施設 (原子炉付属モニタを除く) 等は放射性同位元素使用施設に転用し, 現状のまま使用する。

3.2 原子炉運転委員会の審査および結果

J R R - 1 解体の安全性の検討および審査は当研究所に置かれている原子炉運転委員会において行なわれ, 若干の付帯条件をつけた上でその安全性は確保されると認められた。次にその答申の全文を掲げる。

JRR-1の解体に係る安全性について

44運委第18号

昭和44年8月22日

東海研究所長殿

原子炉運転委員会

委員長 川崎正之

JRR-1の解体に係る安全性について

(答 申)

標記のことについて、結論を得たので、下記のとおり答申する。

記

1 審査結果

JRR-1の解体に係る安全性について、研究炉管理部より提出の資料「JRR-1の解体計画書(案)」「JRR-1の解体に関する説明書(手引)」「JRR-1原子炉施設解体規程(案)」「解体後のJRR-1施設の管理」に基づき審査した結果、JRR-1の解体に係る安全性は十分確保されるものと認める。

2 審査事項

JRR-1の解体に係る安全性について

(1) JRR-1の解体計画について

JRR-1の解体とは、原子炉施設の機能を停止し、十分な安全対策を講じたのち、施設を原型のまま核燃料物質によって汚染されたものとして管理し長期保存することをいう。

上記のことを遂行するため計画された各施設の解体の方法、解体工事工程、核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の処分の方法は、いずれも十分検討されたものであり妥当なものと認める。

(2) 使用済燃料容器の安全性について

(i) 使用済燃料容器は、JRR-1の解体に関する説明書に記載のあるほか、次の付帯条件が満足されれば、約10年はその安全性は確保し得るものと認める。

(付帯条件)

i) バルブは遮蔽体の外側に取り付け、放射線によるテフロンパッキングの劣化損傷を避けるよう措置すること。

ii) 外側鉛容器の内側(内部容器と接する部分)は耐食性のステンレス鋼(SUS27)で内張りし、燃料溶液の漏洩に対しては2重の安全性を維持させる。又、遮蔽体の表面は軟鋼で覆い、外気による表面の腐食を少なくするため、防錆塗装をすること。

iii) 使用済燃料容器には、液面計、水準器等のほか、あらたに圧力計を設置すること。

iv) 使用するステンレス鋼は化学組成の明確な素材を使用し、沸騰硝酸テスト、ならびに溶接部分はX線検査を行なうこと。

V) 使用済燃料を収容した容器は、炉室に約3ヶ月間置き、容器内の圧力測定を行ない、安全性を確認したのち処理場の保管廃棄施設に運搬すること。

(a) 再臨界の問題

使用済燃料が入る容器の寸法は高さ27.2 cm、内径20.2 cm、円筒形で最大燃料収容量は7ℓである。この場合の臨界量の計算結果は、JRR-1球型炉心の場合の ^{235}U 臨界量(^{235}U で1170~1190 gr)に比較して約1/3程度(^{235}U で352 gr)であり、しかも6ℓづつ5つ分割収納、分散管理されるので臨界になるおそれはないものと認める。

(b) 腐食の問題

燃料溶液を収納する内部容器の材料は、耐食、耐熱性に特に優れた不銹鋼(JIS SUS 33, AISI Type 316L相当)を使用し、さらに厳重な検査をするので、腐食に対する対策は十分考慮されているものと認める。

その他、配管、バルブ類についても腐食に対する適切な対策がされているものと認める。

(c) 放射線防護の問題

遮蔽計算の結果、使用済燃料容器の鉛の厚さは約15 cmであり、燃料溶液約6ℓを収納した場合の使用済燃料容器の表面線量率は約100mr/hr以下である。

この値は許容表面線量率(200mr/hr)を下まわる値であり、区域放管の厳重な監視のもとに作業を行なうならば、作業員の被ばくに係る安全性は確保されるものと認める。

(d) 輸送中の安全性について

使用済燃料容器の重心は低く安定よく設計されており、容器には十分な機械的強度をもった補強具(ショックアブソーバー)を取り付け、いづれの方角から転落しても容器を破損しないよう措置を講じてあるので、転落または横転事故等に対する対策は十分考慮されているものと認められる。もし輸送中に不測の事態が生じた場合でも、応急な措置ができるだけの十分な器材を、輸送車に積み、人も監視しながら輸送するので、輸送に関し関係個所と事前に協議するならば、輸送に係る安全性は確保されるものと認める。

(3) 燃料取出し装置の安全性について

今回使用予定の燃料取出し装置は、JRR-1にて過去2回、順調に燃料取出しを完了した経験のある装置と全く同じ仕様のもを、新たに製作し、つかうのでその安全性は十分確保されるものと認める。

(4) 解体作業時の安全性について

(i) JRR-1の解体に関する保安、災害防止のための組織管理等について基本事項を定めた解体規程を制定し、これに基づき総ての作業を行なうので、作業に係る管理体制および保安体制は十分適切であると認められる。

さらに、詳細な取出し手順書等があり、過去2回の燃料取出し時には、この手順書に従い安全に燃料容器を取出した経験があるので、今回も作業員が十分注意して行なうならば、作業は確実に、しかも事故もなく行なえるものと認める。

(ii) 今回の解体では核燃料物質によって汚染された物は、切断等の加工は一切行なわず、燃料系統はバルブで密封負圧し、炉心ガス再結合器、ドレンタンクを含む二次気密構造内に封入閉鎖するので安全上問題となる作業はほとんどない。

(4) 解体作業に係る作業員の被ばく等については、事前にその作業内容、モニターの方法、防護措置等について、区域放管と十分協議をして実施するので、被ばくに係る安全性は十分確保されるものと認める。

(5) 解体工事着手後の安全性について

(イ) 施設の安全性

燃料溶液を取出した後の原子炉本体燃料系統の安全管理については、次の理由により、燃料系統は乾燥しないで系内を密封する方法で、その安全は確保されるものと認める。

i) 燃料系統は一次の気密構造であり、さらにこの系統は二次の気密構造内に設置されており、放射性ガス、ダストの飛散を防ぐことができる。

ii) 燃料系には A I S I Type 347 ステン鋼 (オーステナイト系) が使用され、耐食性が優れ、腐食速度も遅いと考えられる。種々の原因により腐食が進行し、燃料系統に孔があき、放射性的の金属酸化物が落ちるような状態になるまでには相当の期間がかかるものと考えられる。

この期間の推算は約 40 年 (±20 年) という値は妥当であり、かつその時点でなんらかの処置を講ずる。

iii) 解体後の施設は核燃料物質により汚染された物として管理し、一次系の気密状態を監視点検するため、あらたに圧力計を一次系燃料注入取出口に新設し、さらに既設のガス再結合器圧力計の電源を別系統より配線し、定期的に測定する。その他の施設の保安点検もあわせて行なう。

このための具体的な点検マニュアルを作成すること。

iv) 炉室、炉本体、サブバイル室は耐震、耐火構造になっているので、地震、火災による破損のおそれはない。

(6) 使用済燃料の保管廃棄に係る安全性

(イ) 使用済燃料溶液は専用の保管廃棄施設に廃棄する。

保管廃棄施設は、鉄筋コンクリート製ピット構造で、内面はモルタル防水塗装が施されている。床部は燃料容器が、それぞれ隔壁により、しきられた独立した位置に置かれるようになっている。

さらに、ピット内ガスモニタリング、容器周辺のγサーベイ、容器内圧力測定等を定期的に行なうので、施設に係る安全性は確保されるものと認められる。

(ロ) 使用済燃料容器は(2)使用済燃料容器の安全性についての項に記載のあるごとく、耐触、耐圧設計の気密容器であるが、もしも容器の気密が破れ、内蔵する放射性ガスが漏洩しても、許容濃度以下であり、安全上問題はない。

3.3 関係諸法等の手續きについて

J R R - 1 原子炉施設の解体は、水均質臨界実験装置の解体とともにわが国において最初の原子炉施設の解体であり、また関係法である「核原料物質・核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下「規制法」といえ。)においても解体の定義が必ずしも明確でなく解体に係る法律上の諸手續について多くの問題があり慎重に検討された。

3.3.1 当所の希望するJRR-1の措置について

当所においては前に述べたような理由からJRR-1原子炉施設の措置については、次の措置をとることを希望していた。③運転を停止する。④工事費用はできるだけ少なくする。⑤十分な安全措置をとる。⑥電源は遮断し、系内は密閉封印する。⑦^{*1}原型は保存する。⑧法律上の原子炉施設から除外する。

このような目的に最も適した法律上の取扱いをどうするかが問題となった。

3.3.2 規制法の適用について

規制法上原子炉施設でなくするためには次の方法があると考えられた。

① 第26条の設置変更許可 ② 第38条の解体届 ③ 第65条の事業の廃止届等の三つがあったが当所で希望したJRR-1の措置の状況から②の解体届が適用されることとなった。

3.3.3 解体の定義について

規制法の規定でいう解体とは具体的にどのような措置をいうのか。④原子炉施設とは炉本体、建物、給排水等設備、実験用機器等広い範囲であるというか炉本体のみでよいのかまず原子炉施設の範囲を明らかにする。⑤その原子炉施設にどのような措置をすることが解体なのか、すなわち原型をとどめないまでにバラバラにする必要があるのか、または施設は残しても燃料を抜きとり、電源を遮断し、安全上問題のないような措置でよいのか。一般的な定義を明確にする必要があった。

これが明らかになっているならJRR-1の解体もこの考え方に従って措置をすればよいこととなる。しかし大型原子炉から臨界実験装置までを含む原子炉施設について一般的な定義を定めることは約2年の検討の期間を費しても明確な定義づけは行ない得なかった。

3.3.4 解体届の作成

解体の一般的な定義が明らかにされなかったので解体届の作成にさいしては、当所の解体計画を原子力局に示しこの方法で法律上の解体といえるか検討を依頼した。その結果JRR-1原子炉に限って解体と認められると判断された。

原子炉施設の解体届(JRR-1原子炉施設の解体44年10月付)は、規制法第38条第1項の規定に基づき作成された。(詳細は解体届参照)

作成に際しての法的解釈および留意事項は、次のとおりである。

- ① 解体届の提出によりJRR-1原子炉施設に係る法律的事項はすべて消滅する。(ただし、保安規程は解体工事着手まで効力を有する。)
- ② 施設は、解体工事の着手をもって原子炉施設ではなくなる。
- ③ 解体後の残存する施設は、核燃料物質によって汚染された物として管理する。ただし規制法には核燃料物質によって汚染された物の管理の方法について規定がないので所内の規定により管理する。
- ④ 未使用燃料は、原子炉燃料から一般研究用燃料物質に移管する。使用済燃料は、高レベル廃液として廃棄物処理場の専用ピットに保管廃棄する。
- ⑤ 原型は長期保存する。
- ⑥ 解体業務に関する保安の監督は、旧原子炉主任技術者が行なう。

* 1 わが国第1号原子炉として記念するため

㊦ 今回の解体の方法は、J R R - 1 は特例とし、今後の原子炉施設の解体の前例とはしない。

㊧ 解体に係る説明資料の提出

① J R R - 1 の解体に関する説明書

解体作業実施のための手順を詳細に定めた。

② J R R - 1 の解体に関する規程

解体に関する保安について定め災害を防止することを目的として組織、管理、解体等に関する規定を定めた。

③ 炉心等の腐食による安全性の検討

解体後の炉心の安全性について詳細な検討を行なった。

④ J R R - 1 残存施設等の管理に関する規程

解体後の残存施設、使用済燃料の管理について基本的事項を定めた。

上記各資料は、解体届の説明資料として原子力局に提出した。

3.3.5 J R R - 1 に係る所内各規程の改正および廃止

J R R - 1 原子炉施設の安全確保のため所内において種々な規定を定めていたが解体作業に必要なものを除いて次のように改正または廃止手続を行なった。

(1) J R R - 1 保安規程の改正

前述のとおり法律的には解体工事の着手と同時に J R R - 1 は原子炉施設ではなくなる。したがって、J R R - 1 保安規程はこの時点で廃止しても法律的には差支つかえなくなる。

しかし、解体工事着手の初期では、未だ施設としては原子炉として存在するものであり、その安全性確保のためには原子炉として取り扱うことが望ましい。また、解体に関する保安と災害の防止について定めた「J R R - 1 の解体に関する規定」のうち、解体に関する保安の監督者（原子炉主任技術者）、および解体作業の実施者（J R R - 1 管理課長、利用施設管理者および利用施設管理班）等の組織については、保安規程の組織に係る規定を準用したため直ちに廃止できなかった。

そのため規制法第 37 条第 1 項の規定に基づく保安規程を単なる所内規定に改め規制法の適用外とし、しかも所内的には有効とした。（解体工事着手時 44 年 11 月 21 日）

改正事項

（目的）

第 1 条 この規程は、J R R - 1 原子炉施設（以下「J R R - 1」という。）に関する保安について定め、もってこれに係る災害を防止することを目的とする。

と改め第 1 条目的から「規制法第 37 条第 1 項に基づく」を削除した。なお、この改正により原子炉主任技術者の地位は、規制法第 40 条の規定に基づく原子炉主任技術者ではなく、第 38 条第 2 項の規定に基づき災害を防止するため必要な解体に関する保安の監督者となった。

(2) その他の規程の廃止

J R R - 1 保安規程の下部規定として定めてあった「J R R - 1 運転及び保守の組織並びに利用施設等について」、「J R R - 1 訓練運転者の心得について」は、J R R - 1 の解体作業終了時（45 年 3 月 31 日）に不必要となり廃止した。

3.3.7 解体に伴う規程の制定

JRR-1の解体に関する規定の制定

解体作業の実施における保安および災害を防止することを目的とした「JRR-1の解体に関する規程」は解体届の提出前の昭和44年10月17日に制定し解体工事の着手前の昭和44年11月20日から施行された。この規程の主な事項は① 旧原子炉主任技術者が保安監督を行なう。② 原子炉本体施設の解体および解体中の保安管理はJRR-1施設を熟知しているJRR-1管理課員が行ない、炉に付属している利用施設（実験設備）は、それぞれ過去にその施設を利用していた利用施設管理班員が行なう。③ 解体関係者の相互連絡の方法、解体作業計画の作成方法、燃料の管理（取扱い取出し方法）、放射性廃棄物の廃棄方法（燃料固化液体気体の廃棄物）、放射線管理、非常の場合の措置等について、その基本的な考え方を示した。④ なお、この規定に定めのない解体に係る安全上の重要項目、その他放射線管理については、それぞれ所内各規定を準用し従うこととした。したがって解体に伴う安全上の重要な問題の解析、安全審査および放射線管理は、すべて原子炉と同程度に扱った。

3.4 原子炉解体の経費と性格

JRR-1の解体は既に述べたように、その機能を停止して長期保存することとなったが、これは我が国最初の原子炉でありモニュメントとして外観を損なわずに保存することとしたため、又解体に要する費用を考慮した結果であり、一般に「解体」というイメージに必ずしもそうものではなかった。しかし、諸外国における原子炉の解体例をみると、これに類似した方法がとられているところが多い。

解体諸経費の積算は、種々の要因を考えねばならないが、ここでは直接経費としての支出のみを掲げた。

JRR-1 解体経費

項 目	金 額 (円)
燃料収納容器 5基	3,300,000
燃料取出装置 一式	625,000
ガス再結合器取出装置 一式	493,000
取出装置用バルブ	536,000
燃料等取出用付属品 (スウェージロック, タイゴンチューブ等)	159,000
燃料容器廃棄施設の建設	1,000,000
配管等の撤去閉栓工事	17,500
サブパイル室ブロック積み工事	56,000
炉体周辺の柵の取付	80,000
サブパイル室圧力計の取付け	14,800
その他消耗品等	100,000
記録映画用経費	117,400
計	6,498,700

4 燃料溶液の取り出し

JRR-1 解体に伴い、使用済燃料をドレインタンクから取り出し廃棄する作業を行なった。取り出し作業を安全かつ確実に遂行するために、燃料取り出し装置を用いた。取り出した使用済燃料は、専用の燃料容器に収納した。

燃料容器は、使用済燃料からの強度の放射線を遮蔽して安全に運搬できるものでなければならず、かつ、これで長期間保管廃棄するため、十分な検討を加えた上で製作にあたった。

4.1 燃料容器の概要

JRR-1 使用済燃料容器の設計、製作に当っては、特に次項に記す容器の安全性に関する審査結果を十分考慮した。

4.1.1 燃料容器の構造

燃料容器は次の部分からなっている。

- ① 内部容器
- ② 燃料出し入れのための配管
- ③ 遮蔽体
- ④ 液面計、検出器、水準器
- ⑤ その他、運搬用つり手、プラグなど

燃料容器の構造と外観を Fig 4.1 および Fig 4.2 に示す。

4.1.2 燃料容器の細部仕様

(1) 内部容器

- ① 型 状 円筒型
- ② 寸 法 外型 216.3mm 高さ 320mm
- ③ 肉 厚 円筒部 8mm 上面 12mm 下面 15mm
- ④ 使用素材 SUS 33
- ⑤ 耐 圧 10 kg/cm² 以上
- ⑥ 漏洩限度 $\sim 10^{-5}$ lμ Hg/sec

(2) 配管、バルブ

- ① 配管寸法 外径 1/4 インチ
- ② 配管使用素材 SUS 33
- ③ バルブ ベローズ型気密バルブ
- ④ バルブの使用素材 SUS 27 一部テフロン SUS 28 など
- ⑤ バルブの性能 4.5.3 参照
- ⑥ 配管、バルブの取り付け Fig 4.3 に示す系統図のとおり製作
- ⑦ バルブの固定 容器本体の配管出口部分の支持台に固定

(3) 遮蔽体

- ① 範 囲 内部容器、配管、液面計検出部をすべてかこむ。

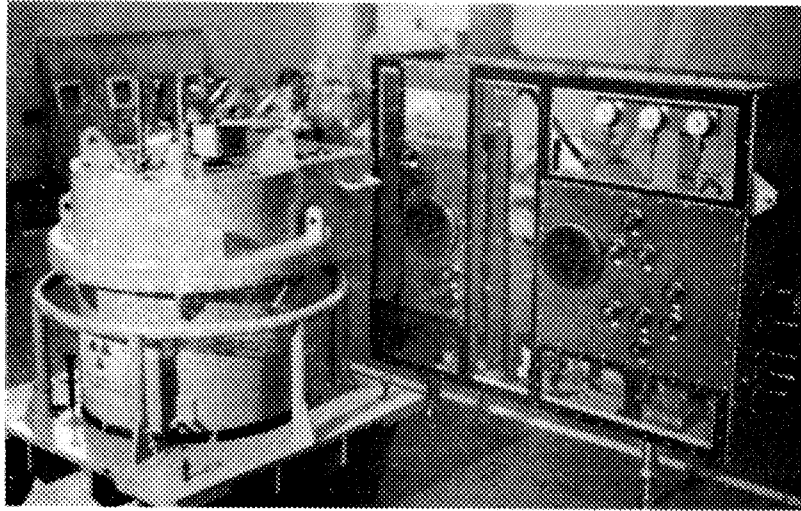


Fig. 4.1 燃料容器および燃料取り出し装置外観図

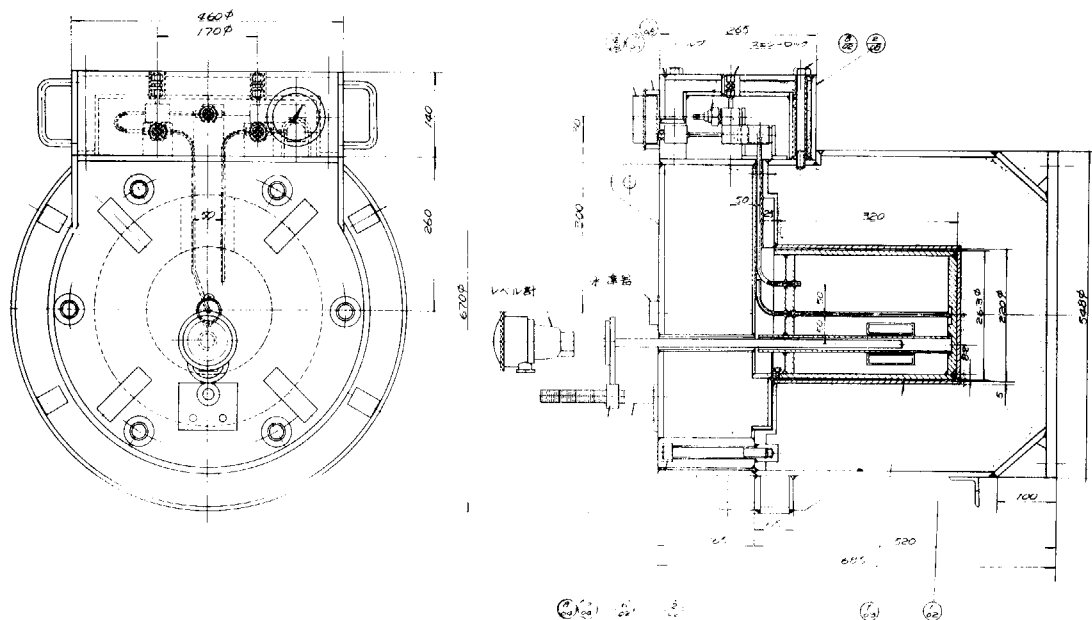


Fig. 4.2 燃料容器構造図

- (2) 型 状 円筒型
- (3) 使用素材 鉛, ステンレス鋼, 軟鋼
- (4) 厚 さ 内部容器をかこみ最小 15 cm
- (5) 内 張 り 内部容器接触面は SUS 27 (厚さ 5 mm) を使用, それ以外は軟鋼を使用
- (6) 外 装 軟鋼使用, 表面は防錆のため船底用塗料がぬってある。
- (7) 構 造 上部蓋部分で切断, 取りはずし可能 内部容器, 配管等が取り出し可能な構造
- (8) 補 強 底面を鋼材により補強
- (4) 液面計, 水準器
- (1) 液面計検出部 フロート式, 内部容器内に密封
- (2) 検出部の取り付け 内部容器に溶接接続
- (3) 検出部使用素材 SUS 33, SUS 27
- (4) 液面計指示部 遠隔探知方式 指示は液面一定の所で, アラームを発し, ランプ点灯
- (5) 性 能 液面計検出誤差 0.1 l 以内
検出面探知範囲 2 l ~ 7 l
- (6) 校 正 フロート式のため流入液体の比重による校正表を使用
- (7) 水 準 器 上部蓋部分の中央に取り付け
- (5) その他 運搬用つり手, プラグなど
- (1) 運搬用つり手 下部本体および上部上蓋に各 4 個
- (2) プ ラ グ 交換用 液面計検出部用で検出孔をうめるもの
- (3) 圧 力 計 内部容器内の圧力測定可能 検出体材質は SUS 27
測定範囲 $-760 \text{ mmHg} \sim 1 \text{ kg/cm}^2$

4.1.3 溶接方法と溶接条件

内部容器は, 溶接部をできるだけ少なくし, 内部容器と配管の接続には, 熱処理に注意した。溶接方法は, すべてスミニック法で行ない, 溶接部については, X線検査一級合格を条件とした。さらにテストピースを使用し, 溶接部の腐食の状態をみるため, 沸騰硝酸テストを実施した。

4.1.4 燃料容器の漏洩限度

燃料容器に使用した部品の漏洩については, すべてヘリウムリークテストを行なった。その条件は次のとおりである。

- | | | |
|------------|---------|--|
| (1) 内部容器 | 内部真空状態で | $10^{-5} \text{ l}\mu\text{Hg/sec}$ 以下 |
| (2) 配 管 | " " | $10^{-5} \text{ l}\mu\text{Hg/sec}$ 以下 |
| (3) バ ル ブ | " " | $10^{-3} \text{ l}\mu\text{Hg/sec}$ 以下 |
| (4) 液面計検出器 | " " | $10^{-3} \text{ l}\mu\text{Hg/sec}$ 以下 |

さらに内部容器, 配管, バルブ, 液面計検出器などを組み上げて溶接完了した状態で, 漏洩率は内部真空にて $10^{-3} \text{ l}\mu\text{Hg/sec}$ 以下に押えるようにした。

4.1.5 燃料容器の耐圧

燃料容器の耐圧は, 内部容器, 配管, バルブ, 液面計検出部などを組み上げて溶接完了した

状態で、最低 10 kg/cm^2 の内圧に十分耐え、破壊または急激な漏洩が起らないことを条件とした。また、使用した各部品については耐圧条件 10 kg/cm^2 を十分満足するものを使用した。

4.2 燃料容器の安全性の検討

燃料容器は、強度の放射線を有している核燃料物質を収納することおよび核燃料を取り扱う上から核的安全性の保証を要するため、その安全性を慎重に検討した。

4.2.1 核的安全性

1個の燃料容器への使用済燃料の収納量を最大 6 l とし、全体として5個の容器に分納するようにした。容器自体は最大収納量 7 l であるが、万一 7 l の燃料が内部容器内に流入しても U-235 量で約 360 g 程度であることから臨界の危険性は全くない。

4.2.2 腐食の問題

使用済燃料溶液は、約 0.4 N の硫酸ウラニルであることから内部容器壁の酸化による腐食が考えられる。そのため内部容器については、ステンレス鋼 (SUS 33) を使用し、その他配管、バルブ等もすべてステンレス鋼にした。また、バルブの一部には、テフロン・パッキングを使用しているので放射線による劣化防止のため、燃料容器の遮蔽体外に取り付けるように設計した。特に溶接部分から腐食が生じやすいことを考慮し、X線検査と沸騰硝酸テストを行ない、内部容器に欠陥部分が生じないようにした。

4.2.3 放射線の防護

使用済燃料からの強度の放射線を遮蔽するため、内部容器の周囲に最小 15 cm の鉛の遮蔽体をもうけた。これは、燃料の冷却期間を短かくとり、かつ放射線のエネルギーを考えられる最大のものを仮定して計算して、表面線量が 1 mR/hr 程度となるようにしたものである。その他、容器内からの部分的な放射線の漏洩を防止するため、遮蔽体の分割や、配管の取り付けなど設計に工夫をこらした。

4.2.4 核分裂生成ガスの漏洩

使用済燃料から発生する核分裂生成ガスが外気へ流出するのを防ぐため、内部容器、配管、バルブ等は十分に気密を保持する構造に設計し、漏洩限度は、全体として内部真空状態で $10^{-3} \text{ l} \mu \text{ Hg/sec}$ 以下の漏洩率になるようにした。

4.3 燃料取り出し装置の概要

燃料取り出し装置の構造、細部仕様などは、次のとおりである。この装置は、すでに2回の燃料取り出し試験の際用いられた装置に多少改良を加えた設計にしてある。

4.3.1 燃料取り出し装置の構造

燃料取り出し装置本体は、次のような部分からなっている。

- (1) 配管、バルブ
- (2) U字管、水銀マンオメーター
- (3) 連成計
- (4) トラップ
- (5) 配管、バルブ、遮蔽体
- (6) グローブボックス、グローブ

グローブボックスの外観，装置の系統図を Fig 4.1 および Fig 4.3 に示す。

4.3.2 燃料取り出し装置の細部仕様

(1) 配管

- ① 寸法 外径 1/4 インチ
- ② 使用素材 SUS 27
- ③ 接続 溶接

(2) バルブ

ベローズ型気密バルブ（燃料容器に使用のものと同規格のもの）

(3) 遮蔽体

- ① 遮蔽範囲 燃料通過部の配管およびバルブ
- ② 構造 円筒型 組立分解可能
- ③ 使用素材 鉛
- ④ 厚さ 最小 20mm

(4) グローブボックス

- ① 格納範囲 系統図の斜線範囲内の装置を収納
- ② 使用素材 軟鋼，ステンレス プラスチック，ゴム等
- ③ 構造 容易に組立て，分解可能

(5) グローブ

- ① 個数 2個
- ② 材料 ゴム
- ③ 使用範囲 グローブボックス内の配管接続口などが取り扱い可能な範囲

(6) 連成計

- ① 指示範囲 760mmHg \sim 0 \sim 1 kg/cm²
- ② 圧力変化の読み取り範囲 0.1 kg/cm²
- ③ 型式 リークタイト式

(7) U字管，水銀マンメーター，トラップ

- ① 材質 JIS1級品 ~~シリカ~~ 珪酸ガラス
- ② 水銀マンメーター目盛 0 \sim 800mm 1mm精度

4.4 燃料取り出し装置の安全性

4.4.1 耐食性

装置のバルブ，配管，タンクなどは，すべて酸性燃料溶液に対して腐食性の少ないステンレス鋼（SUS 27）を使用した。バルブは使用済燃料容器に用いたものと同性能のものを使用した。

4.4.2 気密性，耐圧性

放射性分裂生成ガスの装置からの漏洩に留意し製作した。漏洩限界は，装置完成後，内部真空または 2 kg/cm² において 10^{-3} l μ Hg/sec 以下の漏洩率に押えるようにした。さらに二重の気密性を保つため装置全体をグローブボックスで囲んだ。取り出し装置の耐圧については，

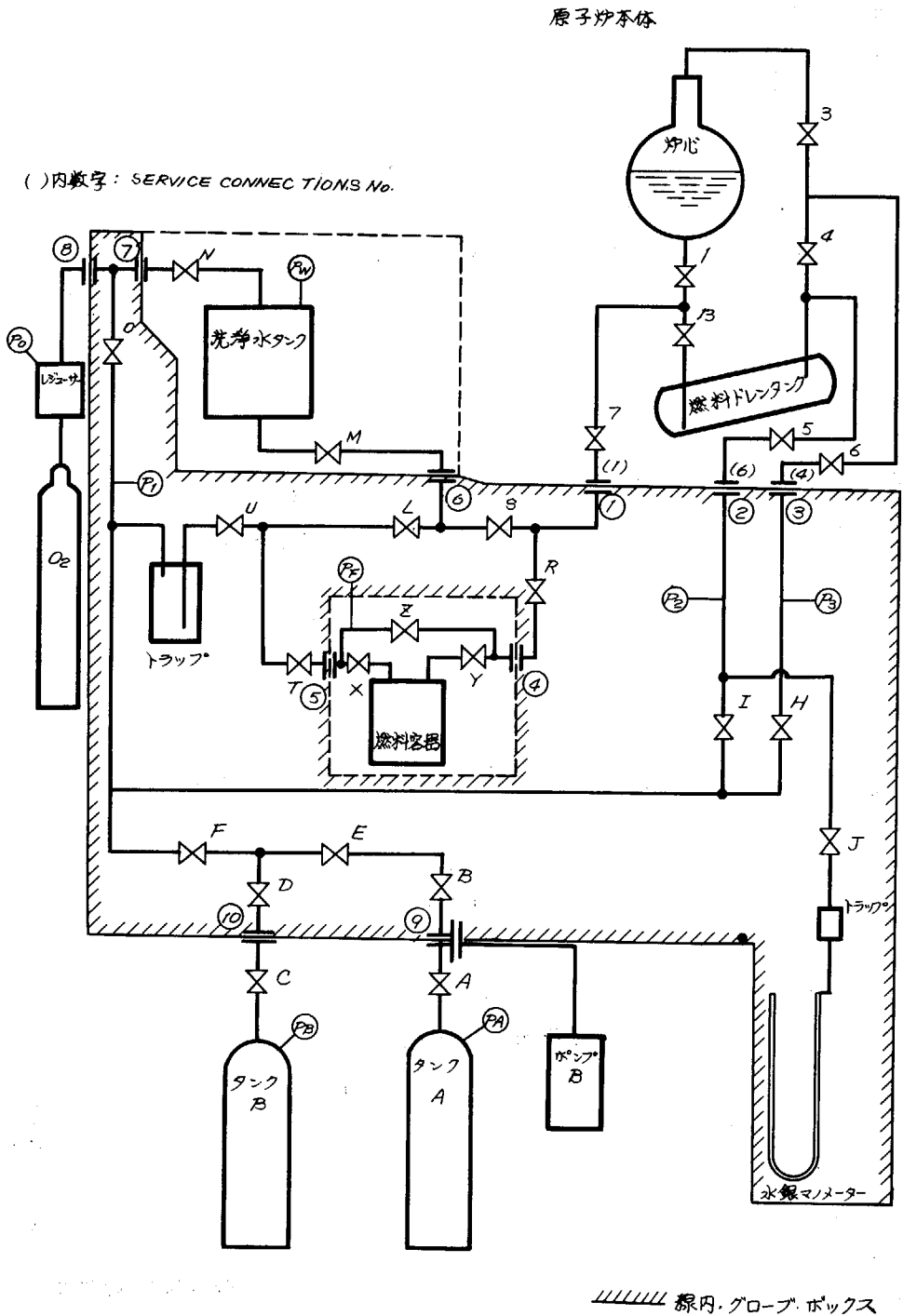


Fig. 4.3 燃料取出洗浄系統図

その使用圧力が $760 \text{ mmHg} \sim 1 \text{ Kg/cm}^2$ の範囲内であるが安全をみつもって 4 kg/cm^2 の試験圧力に十分耐え得るようにした。

4.4.3 放射線の防護

燃料取り出しにあたって、配管内を燃料が移動しているとき取り出し装置の放射線の表面線量は最大となる。したがって、取り出し装置の配管中、燃料の移動する部分をできるだけ短かくし、かつその部分を約 2 cm の鉛で遮蔽した。

また、取り出し作業中放射性ガスの漏洩に対し、内部被曝を防止するためダストモニターを使用して装置全体を囲むグローブボックス内の空気を連続的に吸引し、測定した。

4.5 燃料取り出しに使用した器材

4.5.1 タンク類

燃料取り出しに使用したタンク類の主なものは、次のとおりである。

- (1) 核分裂生成ガス収納用タンク
- (2) 洗浄水タンク
- (3) リザーバータンク

核分裂生成ガス収納用タンクは、過去2回の燃料取り出し試験に使用したものをそのまま用いた。これは、内容積 50 l のステンレス製タンクで、ガス取り入れ口と、内部圧力測定用の圧力計がついている。

洗浄水タンクは2種あり、一つは少量の洗浄に用いたもので、ガラス製ビーカー形のもので、もう一つは、炉心、燃料ドレインタンク洗浄用のタンクである。これは燃料を取り出すために製作したステンレス製の内容積 40 l のタンクであり、タンク内圧力測定用圧力計および上下に取り出し口をもつ構造になっている。取り出し口にはステンレス製ベローバルブがついている。

リザーバータンクは、過去の燃料取り出し試験に使用したステンレス製タンクを用いた。

4.5.2 燃料サンプリング容器

燃料サンプリング容器は、過去2回の燃料取り出し試験の際用いたものを一部部品交換と修理をして今回も使用した。容器は、鉛遮蔽体、バルブ、配管部分、サンプラーからなるが、バルブ、配管部分は、処理場において、その内部をよく除染し、各種パッキング部分を新品に交換した。サンプラーは、新たに一級珪硼ガラスで製作した。

4.5.3 タイゴン・チューブ、スウェージロック、バルブ

燃料の取り出しには、燃料容器、燃料取り出し装置、タンク類など相互間の配管接続部からの核分裂生成ガスの漏洩に特に注意した。配管の接続には、高度の気密性のたもてるスウェージロック、タイゴンチューブを使用し、さらにバルブは漏洩の少ないベローズ型バルブを用いた。これらの物品の規格を次に記す。

(1) バルブ

- | | |
|---------|----------------|
| (1) 品名 | ステンレス製ベローズ型バルブ |
| (2) 製作所 | 大野ベロー工業株式会社 |
| (3) 型式 | SB-60型 |

- ④ 使用材質 主としてSUS27 一部テフロン SUS28
- ⑤ 構造寸法 Fig 4.4を参照
- ⑥ 性能 圧力 10^{-5} mmHg \sim 10 kg/cm²
真空(到達) 10^{-5} mmHg
許容リーク量 圧力 2 kg/cm² で 10^{-3} l μ Hg/sec

(2) スウェージロック

- ① 品名 スウェージロックユニオン (1/4インチ)
- ② 製作所 CREWFORD FITTING Co.
- ③ 型 400-6-316
- ④ 使用材質 AISI 316
- ⑤ 構造・寸法 Fig 4.5参照
- ⑥ 性能 真空度(到達) 10^{-3} mmHg (タイゴンチューブ接続の場合)

(3) タイゴンチューブ

- ① 品名 タイゴンチューブ
- ② 製作所 CREWFORD FITTING Co.
- ③ 構造 外径 1/4インチ

4.5.4 真空ポンプ

真空ポンプは2台使用した。ポンプはオイル式の一般市販されているもので、真空到達 10^{-3} mmHg の性能を持つ。1台は放射能により汚染する場合、もう1台は、汚染されていないときに使用した。

4.5.5 遮蔽体

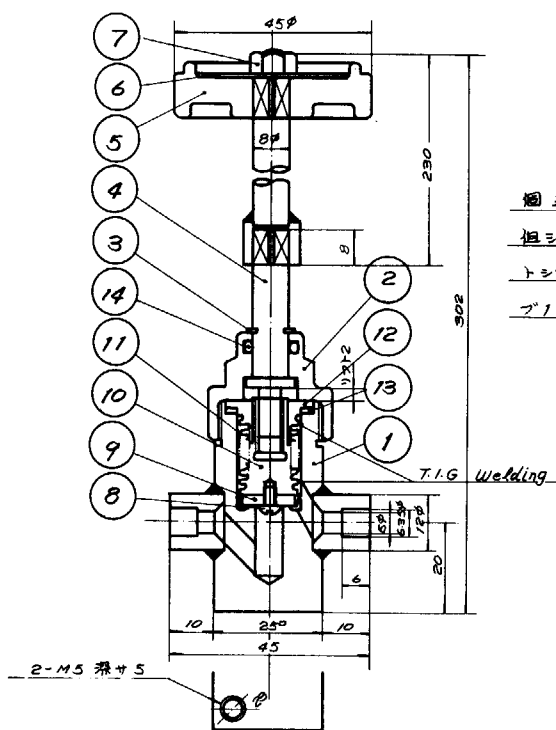
燃料の取り出し装置と燃料容器または燃料サンプリング容器を結ぶタイゴンチューブの配管中を燃料が流れるとき、空間線量率がかなり高くなる。そこでタイゴンチューブを最低3 cmの鉛で囲む遮蔽台を作製した。設計では、できるだけタイゴンチューブの長さを短くするようにしたが、あまり燃料容器と取り出し装置が接近すると、バルブ操作に支障をきたすため適当なバランスをとった長さにした。

4.6 燃料容器および燃料取り出し装置の予備テスト

燃料容器と燃料取り出し装置は、その性能や安全性を確かめるため、使用前の予備テストを実施し、そのうち一部不十分な部分は改良した。

4.6.1 燃料容器の漏洩、耐圧テスト

燃料容器納入後、内部容器からの放射性ガスや燃料の漏洩についての安全性をたしかめるため、ヘリウム・リークテストを実施した。テストは、内部容器内を高度の真空に保ち、外部からヘリウムガスを吹き付け、ヘリウム検出器で漏洩率を測定するいわゆるHe 真空法(被覆法、吹付法)によった。5個の燃料容器の漏洩率をTable 4.1に示す。その結果、漏洩率は、最初予定した内部容器単独の最大漏洩許容値 10^{-5} l μ Hg/sec がぎりぎりの値を示したが、この測定は、内部容器、配管、バルブ等を完全に組み上げた状態で行なったので、そのときの最大許容値 10^{-3} l μ Hg/secは、十分満足している。

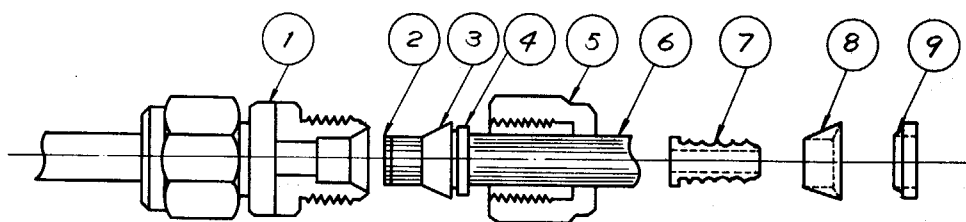


図表 197
 担シ予備 パッキン
 トシテ ④ ③ ヲバル
 プ1個 = リキ1組

社 様	
形 体	硫 酸 水 素
温 度	常 温
圧 力	10^{-5} mm Hg - 6 kg/cm ²
テ ス ト	耐 圧 10 kg/cm ²
	真 空 (側 進) 0^{-5} mm Hg
許 容 リーク 量	圧 力 2 kg/cm ² = 7×10^{-3} Lu Hg/sec
	リーク フレオン

14	オリング	ハ10-	1	
13	パッキン	チロン	1	
12	ベロフランジ	SUS27	1	
11	ベローズ	SUS27	1	
10	ケレップ	SUS27	1	
9	パッキン	チロン	1	
8	ビス	SUS27	1	
7	ナット	SUS27	1	
6	ネームプレート	B6P	1	Crメッキ
5	ハンドル	チロン	1	
4	スピンドル	SUS27	1	
3	ストップリング	SUS27	1	
2	ボンネット	SUS27	1	
1	ボディー	SUS27	1	
部 番	部 品 名	取 扱	組 数	備 考

Fig. 4.4 ベローバルブ構造図



- | | | | |
|---|---------------|---|---------------|
| ① | FITTING BODY | ⑥ | TYGON TUBE |
| ② | INSERT | ⑦ | INSERT |
| ③ | FRONT FERRULE | ⑧ | FRONT FERRULE |
| ④ | BACK FERRULE | ⑨ | BACK FERRULE |
| ⑤ | NUT | | |

Fig. 4.5 スウェーロック構造図

次に燃料容器の耐圧テストとは N_2 ガスを使用し、容器内に約 10 kg/cm^2 の圧力を加え、数時間放置する方法で行なったが、容器は破壊したり、急激に漏洩を生じたりしなかった。

4.6.2 液面計の校正

燃料容器に流入する燃料の収納量を正確におさえるため、内部容器の燃料液面を正確に測定し、液面の高さから、容器内に入った燃料の容積を算出した。実際には、あらかじめ液面計検出棒による警報作動位置と、その時流入した体積との間の校正曲線を求めておいて、必要に応じて検出棒の位置を定められるようにした。校正曲線を求める場合、液面計はフロート式のため、液体の比重により補正する必要がある。そこで比重のちがいによるフロートのずれを計算により次のようにして求めた。

$$\frac{H_1}{H_0} = \frac{V_1}{V_0} \quad \dots\dots (1)$$

$$W = V_1 C \quad \dots\dots (2)$$

(アルキメデスの原理)

- ただし H_0 フロートの高さ
 H_1 水没しているフロート部分の高さ
 V_0 フロートの体積
 V_1 水没しているフロートの体積
 W フロートの重量
 C 液体の比重

上式の(1)、(2)から H_1 について解くと

$$H_1 = \frac{V_1}{V_0} H_0 = \frac{WH_0}{V_0} \cdot \frac{1}{C}$$

ここで比重 C の溶液と蒸留水の場合の H_1 の差 ΔH_1 を求めてみると、蒸留水の場合は $C = 1$ であることから

$$\Delta H_1 = \frac{WH_0}{V_0} \cdot \frac{1}{1} - \frac{WH_0}{V_0} \cdot \frac{1}{C} = \frac{WH_0}{V_0} \left(1 - \frac{1}{C}\right) \quad \dots\dots (3)$$

実際にこの計算式が有効に使用できるか否かを確認するため、燃料容器に使用する内部容器、液面計検出器 1 式を完全に組み上げる前に借り入れ、モック・アップ装置として組み上げた。模擬燃料としては、硝酸アルミニウムで比重のちがう液体を作り、予備テストした結果、実測値がほぼ計算式の値と一致することが確認された。また、液面計の検出器の作動状態も上述実験で確認された。

燃料容器が納入されたのち、あらかじめ蒸留水により流入体積と液面計作動設定点との校正曲線を求め、さらに計算式(3)を使用して、補正された最終的な校正曲線を作った。補正式に代入した、フロートのディメンジョン、重量、燃料溶液の比重の値は、次の実測値を使用した。

$$W = 213 \text{ g}$$

$$V_0 = 260 \text{ cm}^3$$

$$H_1 = 8.1 \text{ cm}$$

$$C = 1.33$$

5個の燃料容器それぞれの蒸留水による校正曲線と、計算の結果を使用して補正した校正曲線を合せて Fig 4.6 ~ Fig 4.10 に示す。

燃料取り出しに当っては、この校正曲線を使用して、定められた収納量の位置に検出棒をセットし、容器内に流入した燃料容積を決めた。

4.6.3 ホールドアップ量の測定

燃料容器の構造図からもわかるとおり、燃料の出し入れに使われる Xバルブ側配管は、内部容器底面までおりている。しかし、実際には、容器に蒸留水を入れ排出したとき若干の水が底面に残る。この排出できない水の量をホールドアップ量と呼んでいるが、5個の容器についてこの値を測定した。測定は1ℓの蒸留水を正確に測定し、容器に流しこみ、ただちに排出し、その水をメスシリンダーで測定する。このときホールド・アップ量は、

$$\text{ホールドアップ量} = \text{内部容器流入量 (1ℓ)} - \text{排出量}$$

として求められる。

この方法で5個の容器を測定した結果の各値を Table 4.2 に示す。

燃料取り出し作業までに、内部容器に残った蒸留水を完全に乾燥させることは困難であったので、上述ホールドアップ量の蒸留水を残したまま燃料を収納した。したがって実際に燃料容器に入った燃料の体積は、液面計設定点で定めた燃料の流入体積から、ホールドアップ量を引いた値となる。

4.6.4 燃料取り出し装置の漏洩耐圧テスト

燃料取り出し装置は、納入後ヘリウム・リークデテクターで漏洩検査を実施した。テスト方法は、取り出し装置配管系内に約 1 kg/cm^2 程度のヘリウムガスを充填し、検出器で漏洩部分を調べる He 加圧法を用いた。

取り出し装置各部分を綿密に検出器で調べた結果、すべての部分で検出感度 ($10^{-8} \text{ } \ell\mu\text{Hg/sec}$) 以下であった。

耐圧テストは、酸素ガスを全配管系に約 2 kg/cm^2 程度かけ、数時間程度放置したが、系内の圧力に変化を生じなかったので、装置は所定の耐圧を十分有することが判明した。

Table 4.1 燃料容器の漏洩率

容器 No.	測定値	Back ground	漏洩率
No. 1	$5 \times 15 \text{ rang}$	5×15	$\sim 10^{-5} \text{ } \ell\mu\text{/sec}$
No. 2	5×60	5×15	$\sim 10^{-5} \text{ } \ell\mu\text{/sec}$
No. 3	5×15	5×15	$\sim 10^{-5} \text{ } \ell\mu\text{/sec}$
No. 4	1×15	1×15	$\sim 10^{-5} \text{ } \ell\mu\text{/sec}$
No. 5	10×15	10×15	$\sim 10^{-5} \text{ } \ell\mu\text{/sec}$

$$\text{Standard Leak} \quad 10 \times 20 \rightarrow 2.356 \times 10^{-5} \text{ } \ell\mu\text{/sec}$$

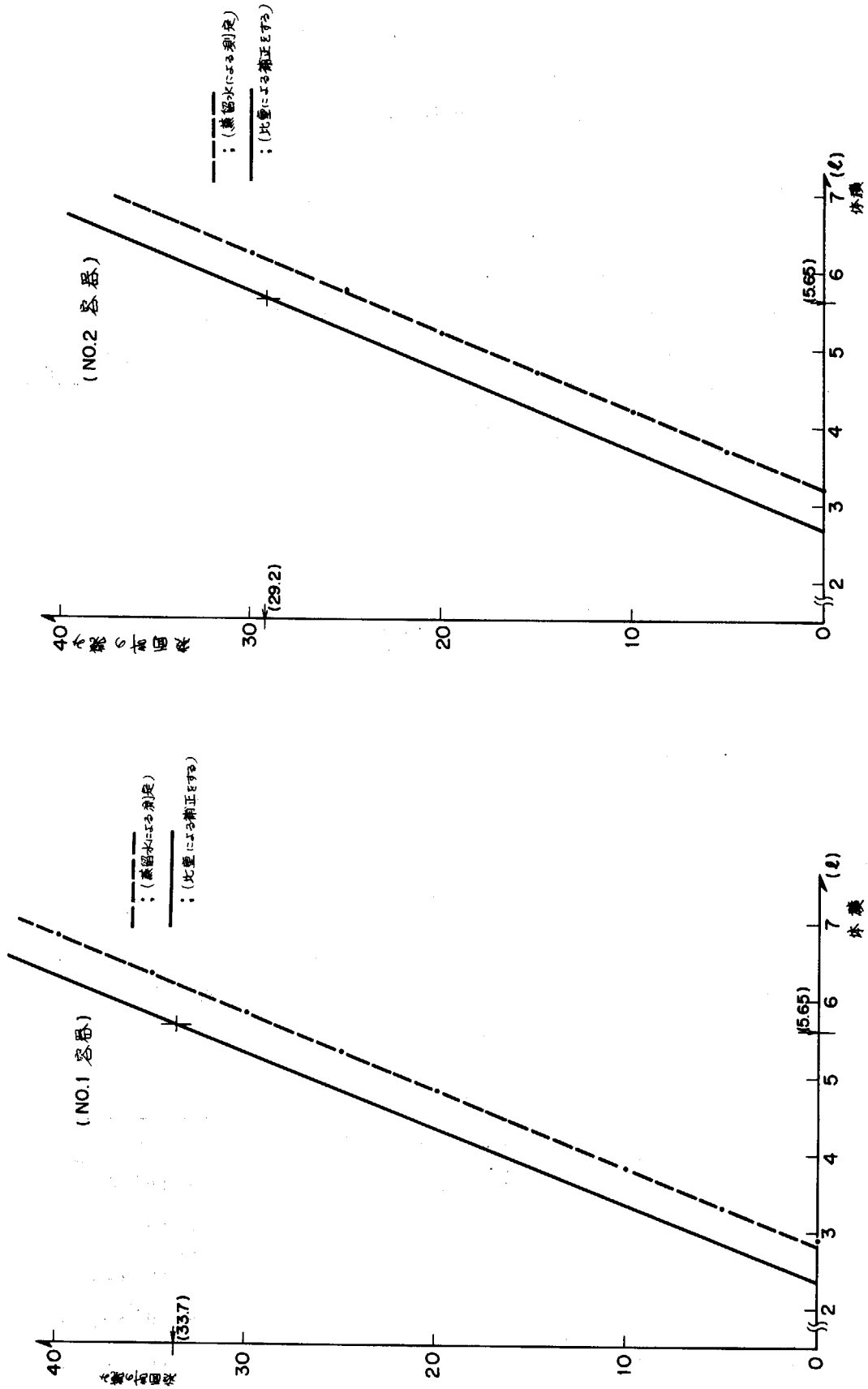


Fig. 4.6 液面計校正曲線

Fig. 4.7 液面計校正曲線

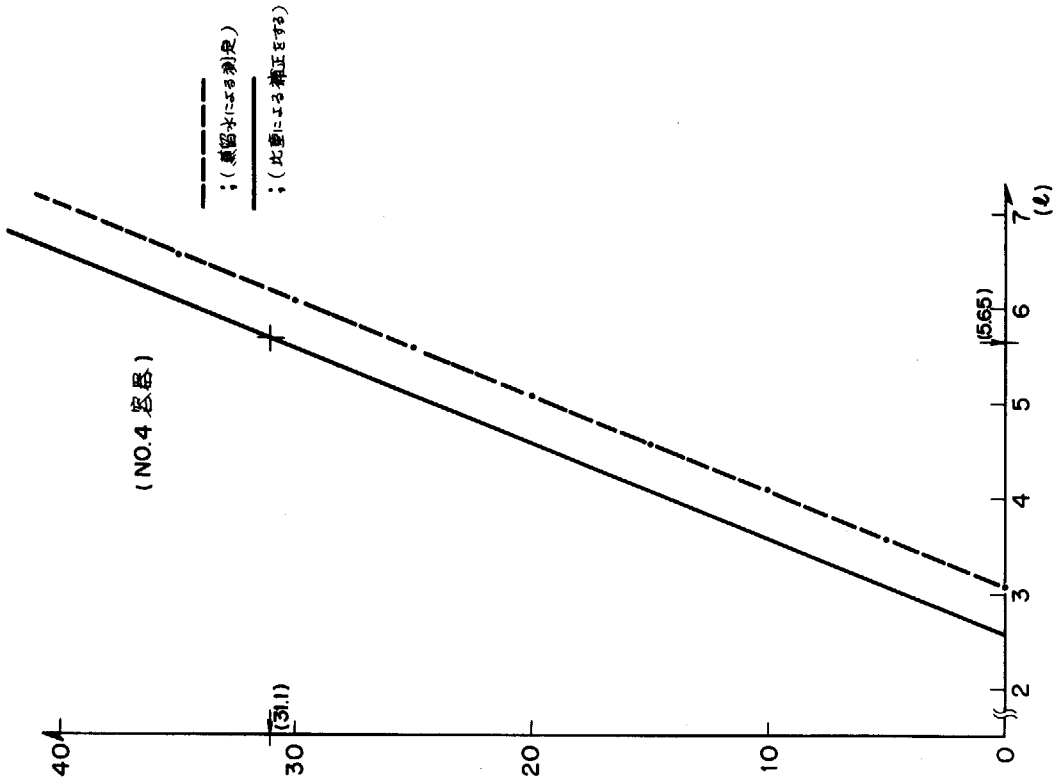


Fig. 4.9 液面計校正曲線

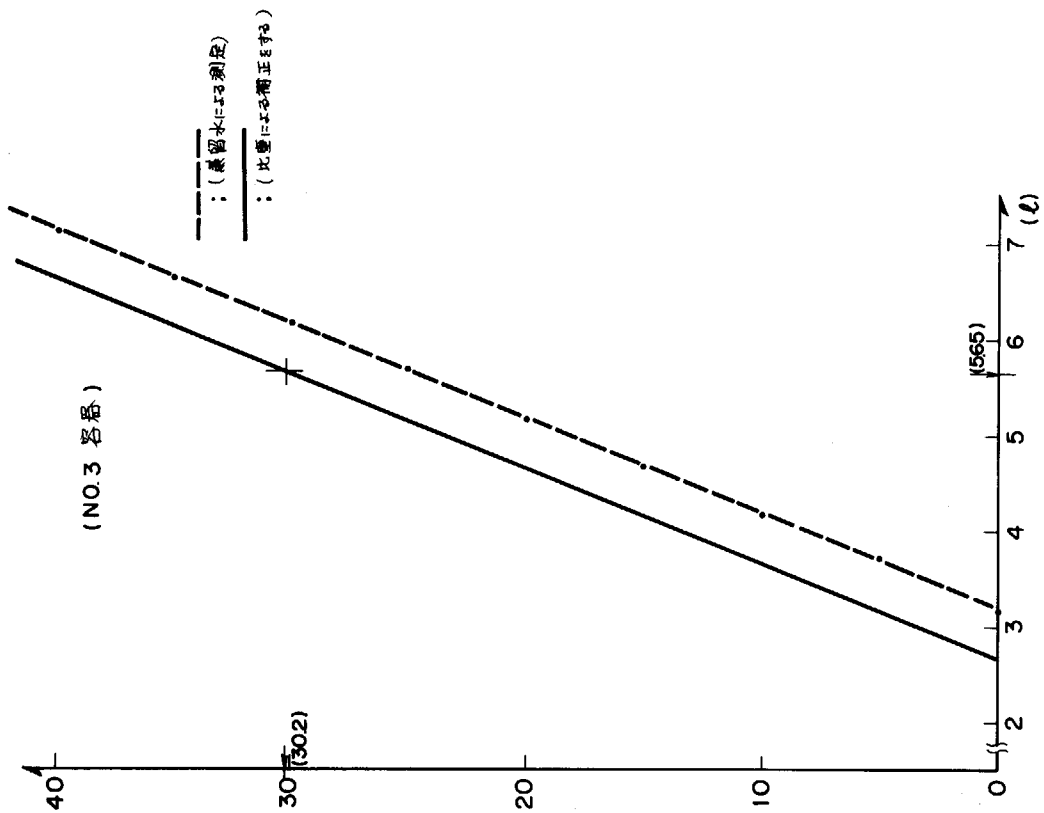


Fig. 4.8 液面計校正曲線

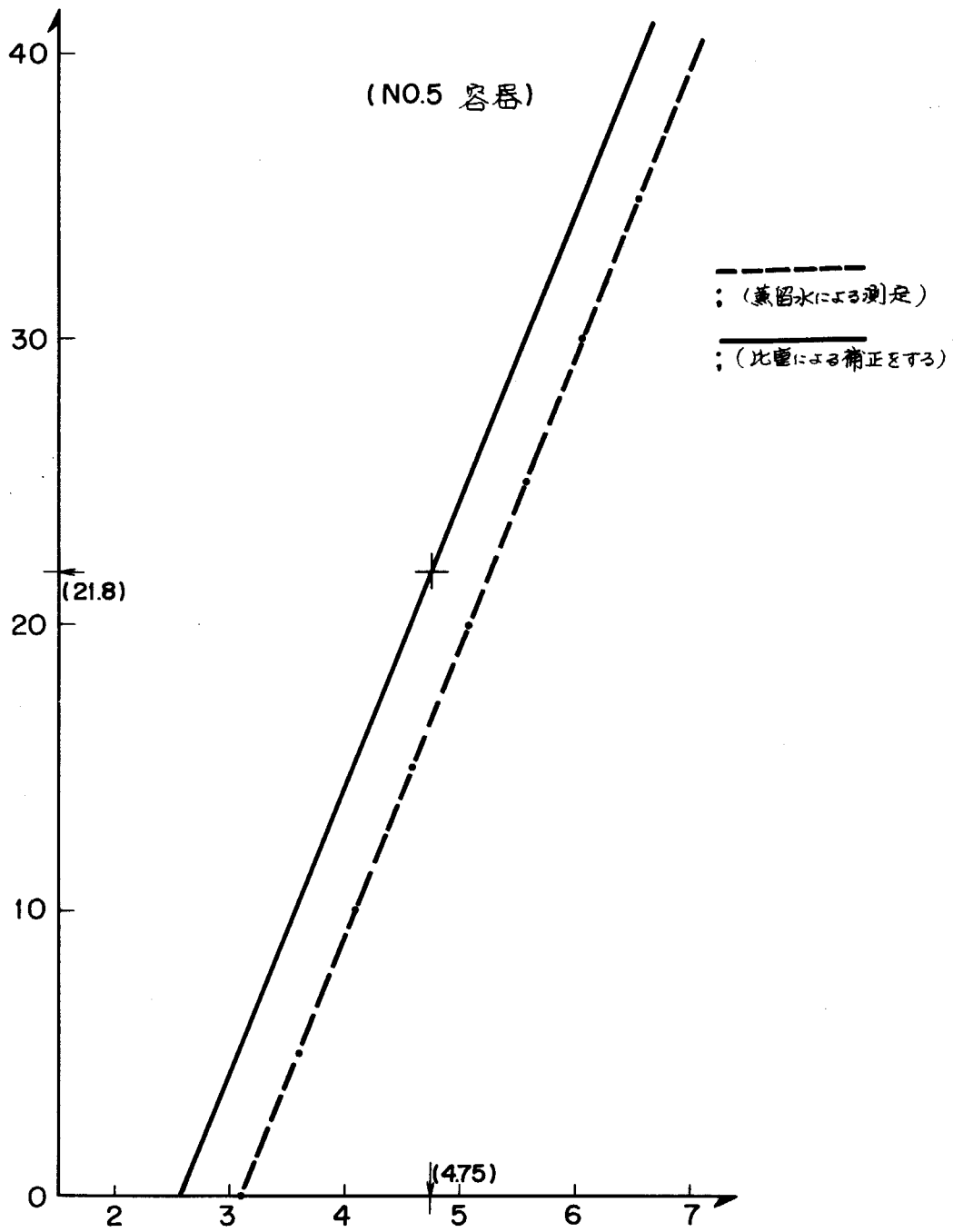


Fig. 4.10 液面計校正曲線

Table 4.2 燃料容器のホールドアップ量と燃料取出し量

容器 No	液面計の 読み (mm)	燃料溶液量 (ℓ)	容器・ホールド アップ量(ℓ)	真の燃料 溶液の容積	最終的な 液面計の読み	燃料容器内 全量(ℓ)
1	33.7	5.65	0.050	5.60	34.6	5.75
2	29.2	5.65	0.072	5.58	29.5	5.68
3	30.2	5.65	0.030	5.62	31.0	5.75
4	31.1	5.65	0.048	5.60	32.1	5.75
5	21.8	4.75	0.050	4.70	35	6.05
合計				27.10		28.98

4.7 燃料取り出しのモック・アップ・テスト

モック・アップ・テストは、炉室に模擬炉心系を組み立て、それに燃料取り出し装置、燃料容器を据え付け、機器の性能、燃料取り出しの可能性、操作手順などの検討のため行なった。

このほか、燃料容器のサブパイル室内への搬入、搬出テスト、燃料容器と燃料取り出し装置の接続、切り離し方法の検討、放射線による被曝や周囲の汚染を防ぐための装置の取り扱い訓練などをあわせて行なった。

テストは同じ手順を数回にわたり繰り返し行なった結果、十分な成果をあげた。

4.7.1 モック・アップ装置の構造とテスト方法

モック・アップ装置として、模擬炉心部、同ガス再結合部、同ドレインタンクを、配管の代りにタイゴンチューブで接続し、模擬炉心系を作った。これらの装置は、第2回燃料取り出し試験時に使用したものである。これらの素材は、塩化ビニルで作られ原子炉の炉心系とほぼ同容積を有している。燃料溶液の代りには、精製水を使用し、ガスは系内に使用されている酸素を使った。

炉室に組み立てられた模擬炉心系の前にサブパイル、ルームと同型の区切をもうけ、その上に燃料取り出し装置、燃料容器、タンク、真空ポンプなどを置いた。模擬炉心は、実際の原子炉系と同じようにドレインタンク設置面より約3.5m高い位置にセットした。

4.7.2 テスト項目と結果

モック・アップテストは次の項目について実施した。

- (1) 燃料のドレインタンクからの取り出し
- (2) 燃料分析用試料サンプリング
- (3) 洗浄作業の手順
- (4) 燃料取り出し装置と燃料容器の接続、切り離し
- (5) 燃料取り出し装置と燃料サンプリング容器の接続、切り離し
- (6) サブパイル室への燃料容器の搬入、搬出
- (7) サブパイル室での燃料容器の移動

①から③までの項目については、あらかじめ用意された手順書に基づき燃料の移動、サンプリング、洗浄水の移動などが予定どおり行なわれるか否かをテストした。テストは、それぞれ3回繰り返し行ない、その間に部分的に手順の改良を行なった。さらに作業時に使用する予定の記録紙に、圧力計の指示値、マンメーターの読み、液面計の設定値、バルブの操作手順、作業時間などを記録し、実際の作業スケジュール立案の参考資料として活用した。

④、⑤の項目では、燃料容器やサンプリング容器の交換作業中、配管接続部の燃料による表面汚染、接続配管周囲の空間線量の増加などが起る可能性があったので、配管の遮蔽体取り付けテスト、配管の接続、切り離し方法および手順の検討を行なった。その結果、燃料取り出し装置の一部改良と若干の手順変更をすれば、全体として円滑に作業が実施できることを確認した。

次の⑥と⑦の項目では、大重量の燃料容器を炉室地下のせまいサブパイル室に搬入、搬出することの困難を解決するため製作した専用の運搬用台がサブパイルルーム内で燃料容器をのせて移動できるか否かのテストを行なった。その結果十分運搬可能なことが実証された。

また、この際サブパイルルーム入口部に段があり、台車の引き上げが困難だったのでコンクリート製の傾斜をつける改修工事を行なった。

4.8 燃料取り出し作業スケジュールと手順書

4.8.1 燃料取り出し作業の日程

モック・アップテスト終了後、燃料取り出し作業にかかったが、その日程を次のように立てた。

- 12月19日 燃料取り出し装置、燃料サンプリング容器の乾燥
- 12月20日 燃料取り出し装置の据付け
- 12月22日 燃料取り出し装置と燃料容器付属タンクの接続
- 12月23日 燃料溶液の取り出し №1, №2 容器分析用試料サンプリング
- 12月24日 燃料溶液の取り出し, №3, №4, №5 容器

ここで燃料サンプリングを燃料取り出しの中間で行なった理由は、サンプリングされた燃料の中に、配管内の不純物や、バルブ洗浄水が混入しないようにするためである。

4.8.2 手順書の作成と検討

燃料取り出し装置は、過去2回の燃料取り出し試験に使用された装置をもとに改良を加えて作った。したがって燃料取り出しの手順についても、その時使用した手順書を参考にして作った。今回は燃料の取り出し量が多く燃料容器やサンプリング容器の交換が合計6回にもおよぶので、放射線による被曝をできるだけ防ぐため、手順の簡略化をはかった。作成された手順書は、モックアップ・テストにより十分に検討され、必要な改良がなされたが、その主なものをあげると、

- ① 燃料取り出し装置と燃料容器の接続部の配管内に燃料溶液ができるだけ残らないような手順の改良
- ② 燃料取り出し装置のバルブの開閉により、逆流などで配管に不必要な燃料が流れこまないような手順の改良

- (3) 燃料容器の配管中に取り出した燃料が残らないような手順の改良
- (4) 配管に加える酸素圧力を、モック・アップテストのデータから最適なものに調整
- (5) 圧力計、マノメーターなどの記録回数と時間などの適正化

などである。

4.8.3 燃料取り出し手順書

検討を加えた最終的な燃料取り出しの手順書は次のとおりである。

燃料溶液の取り出し手順書

1 燃料取り出し装置の据付け取り出し準備

- (1) 燃料取り出し装置を γ 線照射室に搬入する。
- (2) 原子炉系配管出口(1)(4)(6)に装置の配管を接続し、グローブボックスと原子炉壁とを気密状態で据付け配管遮蔽体を取付ける。
- (3) Fig 4.3 の燃料取り出し洗浄系統図に示すように付属品を配管する。
- (4) 洗浄水タンク(ガラス製)に300 ccの蒸留水を入れる。
- (5) タンクA, タンクBは真空ポンプで-76 cmHgに減圧し接続する。
- (6) 装置内の空気を酸素で置換する。
 - (a) 全バルブ閉止確認
 - (b) 真空ポンプを回転しQを開ける。
 - (c) B, E, D, F, O, K, N, U, L, H, I, J を開ける(Jは除々に)
 - (d) $P_0 = P_1 = P_2 = P_3 =$ 約-76 cmHg のときBを閉める。
 - (e) 酸素減圧弁を開け, $L, P_1 = P_2 = P_3 =$ 大気圧にし, 減圧弁を閉める。
 - (f) Bを除々に開け $P_0 = P_1 = P_2 = P_3 =$ 約-76 cmHg のときBを閉める。
 - (g) E, D, F, O, K, N, U, L, H, I, J. を閉める。
 - (h) Qを閉める。真空ポンプの接続を除きポンプをoff → 搬出
 - (i) 全バルブ閉止確認

2 燃料容器と取り出し装置の接続

- (1) 燃料容器を所定の場所に据付ける。
- (2) 取出し装置の全バルブ閉止確認
- (3) Y側からのタイゴンチューブを(4)に接続する。
- (4) X側からのタイゴンチューブを(5)に接続する。
- (5) A, B, E, F, U, T, Z. を開ける。
- (6) $P_F = P_A$ のとき, Z, T, U, F, E, B, Aを閉める。 P_F, P_A の読み取り

3 ドレインタンクから燃料容器に燃料収納

- (7) 全バルブ閉止確認
- (8) 3, 4, 5. を開ける。 P_2 の読みとり, J 除々に開ける, P_m, P_R の読みとり
- (9) 6 を開ける。 P_2 の読み取り
- (10) 燃料溶液4 l (6 l) 収納した場合の P_3, P_m, P_R 変化を算出する。
- (11) Xを開ける。 P_F の読み取り

- (12) $P_F < P_3$ であることを確認
- (13) 液面計を4ℓの高さにセットする。
- (14) 液面計警報装置がonであることを確認
- (15) Y, R, 13を開ける。 P_F , P_m , P_3 , P_R の読み取り
- (16) 7除々に開ける。(燃料が容器に入り始める。)

燃料移動の確認

R Y間タイゴンチューブの観察

装置前面の γ 線量率計の指示上昇 P_F の指示上昇 P_3 , P_m , P_R の指示減少

- (17) P_F , P_3 , P_F γ 線量率の指示値5分間隔で読みとり
 - (18) P_F , P_3 の指示値が4ℓ(6ℓ)の予想値に近づいたときY閉止の準備をする。
 - (19) 液面計ブザーおよびランプが点灯したとき直ちにYを閉める。 P_F , P_3 , P_F の読み取り
 - (20) 液面計を6ℓにセットしYを開ける。
 - (21) 液面計ブザーおよびランプが点灯したら直ちにYを閉める, ブザーをとめる, P_m , P_F , P_2 , P_3 , P_F の読み取り
 - (22) 7, 13, Rを閉める。
 - (23) X, J, 3, 4, 5, 6を閉める。
 - (24) 全バルブ閉止確認
- 4 配管中の燃料の戻入れ
- (25) 全バルブ閉止確認
 - (26) 暖素減圧弁を開ける。 $P_0 = 0.5 \text{ kg/cm}^2$ にし, 減圧弁を閉める。
 - (27) 7, 13, 5を開ける。
 - (28) K, Oを開ける。
 - (29) K, Oを閉める。 P_1 , P_2 の読み取り
 - (30) U, T, Zを開ける。
 - (31) R除々に開ける。 P_1 の減少 P_2 の上昇監視
 - (32) $P_1 \div P_2$ になったらR, 7を閉め, Yを除々に開ける。 P_F の読みとり。
 - (33) U, T, Z, Y, 13, 5を閉める
 - (34) R-Y間のタイゴンチューブに燃料が残っていないことを確認する。
 - (35) 全バルブ閉止確認
- 5 配管の洗浄, 燃料容器の圧力調整
- (36) 全バルブ閉止確認
 - (37) P_0 が約 0.5 kg/cm^2 であることを確認
 - (38) K, Nを開け, K, Nを閉める。
 - (39) M, Y, Rを開ける。
 - (40) Sを除々に開け, 洗浄水タンクの蒸溜水が100cc入ったとき, 直ちにRを閉め, Sを閉める。
 - (41) Mを閉める。

- ④ K, Oを開ける。P₁ = 約 0.5 kg/cm² にし, O, Kを閉める。
 - ⑤ U, L, Rを開ける。Sを除々に開ける。
 - ⑥ U, L, Sを閉める。
 - ⑦ K, Oを開ける。P₁ = 約 0.5 kg/cm² にし, O, Kを閉める。
 - ⑧ U, Tを開ける。Zを除々に開ける。
 - ⑨ Z, R, Y, T, Uを閉める。
 - ⑩ 酸素減圧弁を開ける。P₀ = 1.0 kg/cm² にし, 減圧弁を閉める。
 - ⑪ K, O, U, Xを開ける。P_Fの読みとり
 - ⑫ Tを除々に開けて P_F = 0.5 kg/cm² のとき直ちに Tを閉める。
 - ⑬ X, U, O, Kを閉める。
 - ⑭ T-X間, R-Y間のタイゴンチューブに水が残っていないか確認。
 - ⑮ 全バルブ閉止確認
- 6 燃料容器を取り出し装置の切離し
- ⑯ 全バルブ閉止確認
 - ⑰ X-T間のタイゴンチューブをピンチコックでグローブボックス外側で締める。
 - ⑱ Y-R間のタイゴンチューブをピンチコックでグローブボックス外側で締める。
 - ⑲ X-T間の⑮でX側のスウェージロックをはずす。
 - ⑳ Y-R間の⑯でY側のスウェージロックをはずす。
 - ㉑ X-⑮間のタイゴンチューブを装置から引き抜く。
 - ㉒ Y-⑯間のタイゴンチューブを装置から引き抜く。
 - ㉓ 燃料容器を装置から引離す。

4.8.4 燃料分析用試料のサンプリング手順書

燃料サンプリングの手順書は、若干の部分の変更を除いて過去2回の取り出し試験のときのものと同様である。最終的な燃料分析用試料サンプリング手順書は、次のとおりである。

燃料分析用試料のサンプリング手順書

1 燃料取り出し装置との接続

- ① サンプリング容器を真空ポンプで-76 cmHg に減圧し X, Y, Zを閉める。
- ② サンプリング容器を所定の場所に据付ける。
- ③ 全バルブ閉止確認
- ④ Y, R, 間の接続をする。
- ⑤ X, T, 間の接続をする。
- ⑥ A, B, E, F, U, T, X, Yを開ける。
- ⑦ P₁ = P_A のとき, X, Y, T, U, F, E, B, Aを閉める。P₁, P_Aの読みとり

2 ドレインタンクからサンプリング容器に燃料の収納

- ⑧ 全バルブ閉止確認
- ⑨ 5を開ける。P₂ 読み取り

- ⑩ X, T, Uを開ける。P₁読み取り
- ⑪ P₁ < P₂であることを確認
- ⑫ U, T, Xを閉める。
- ⑬ Y, 7, 13を開ける。
- ⑭ R除々に開ける。
R, Y間のタイゴンチューブの観察
線量率計の指示上昇
サンプリング容器(ガラス製)の燃料レベル監視
P₂の指示値減少
- ⑮ 燃料の移動が停止した場合Y, Rを閉める。
- ⑯ U, Xを開ける。
- ⑰ T除々に開ける。燃料のレベル監視
- ⑱ P₁安定したときT, X, Uを閉める。P₁の読みとり
- ⑲ P₁ < P₂であることを確認。⑳へ移る。
- ㉔ もしP₁ > P₂の場合A, B, E, Fを開ける。
- ㉕ P_A = P₁のときF, E, B, Aを閉める。
- ㉖ U, Xを開ける。
- ㉗ T除々に開ける。燃料レベル監視
- ㉘ P₁安定したとき, T, X, Uを閉める。
- ㉙ Yを開ける。
- ㉚ P除々に開ける。
R, Y間のタイゴンチューブの観察
サンプリング容器(ガラス製)の燃料レベル監視
P₃の指示値減少
- ㉛ 燃料を規定量取り出したら直ちにR・Yを閉める。(規定量が取り出せない場合㉙に戻る)
- ㉜ 減圧弁をあけP₀ = 0.5 kg/cm²にする。
- ㉝ 減圧弁を閉める。
- ㉞ K, O除々に開けて, P₁ = 0.5 kg/cm²にしてOを閉める。記録 < $\frac{P_1}{P_3}$
- ㉟ Kを閉める。
- ㊱ U, T, Zを開ける。
- ㊲ R除々に開ける。P₁, P₂の変化観察
- ㊳ P₁ = P₂のときR, U, T, Z, 7, 13, 5を閉める。
- ㊴ R, Y間のタイゴンチューブをみて燃料が残っていないことを確認する。
- ㊵ 全バルブ閉止確認
- ㊶ X-T間のタイゴンチューブをピンチロックでグローブボックス外側で締める。
- ㊷ Y-R間のタイゴンチューブをピンチロックでグローブボックス外側で締める。
- ㊸ X-T間の⑤でX脚のスウェージロックをはずす。

- ⑩ Y-R間の④でY側のスウェージロックをはずす。
- ⑪ X-⑤間のタイゴンチューブを装置から引抜く。
- ⑫ Y-④間のタイゴンチューブを装置から引抜く。
- ⑬ 燃料容器を装置から分離す。

4.9 燃料取り出しの経過

燃料取り出し作業は、予定したスケジュールどおり順調に進み、予定期間内にすべての燃料を取り出すことができた。

4.9.1 燃料取り出し装置の据え付けと燃料取り出しの準備

モックアップテスト終了後、燃料取り出し装置と燃料容器の配管中に入った精製水を完全に乾燥させ、サブバイル室に搬入した。

燃料取り出し装置配管と原子炉本体の取り出し口配管は、スウェージロックにより接続した。グローブボックスと原子炉系取り出し口の壁とは、セルスポンジパッキングで密着させ、最終的にビスで止めた。またグローブボックス上部についたパイプからガスモニターへ空気を連続的に吸引し、万一核分裂生成ガスの漏洩があっても直接サブバイル室に拡散しないようにした。

次に燃料取り出し系統図にしたがい、減圧タンク、酸素ポンペ、リザーバータンク、洗浄水タンクなどをスウェージロックとタイゴンチューブにより、取り出し装置に接続した。

燃料容器はあらかじめ炉室で十分減圧したのち、クレーンでサブバイル室入口におろし、さらに台車にのせ、所定の場所まで運搬した。容器をのせた台車は固定して、燃料容器配管出口と燃料取り出し装置配管出口とを接続し、用意した配管遮蔽体の支持台を用い、タイゴンチューブの周囲を遮蔽した。

4.9.2 燃料の取り出し作業

燃料取り出し作業を手順書にしたがって進め、その経過は、取り出し作業記録用紙に記録した。その一部をTable 4.3に示す。

燃料の移動の開始または停止は、容器と取り出し装置を結ぶタイゴンチューブ部分を移動する燃料の色の変化により確認した。

容器に納められた燃料の容積は、容器の液面計から校正曲線をもちいて決定したが、さらに補助手段として、燃料の移動に伴う原子炉系内の圧力変化をガス再結合器圧力、取り出し装置のマノメーター、圧力計などにより一定時間間隔で測定し、その圧力差から計算により求めた。そのため、Fig 4.11図に示すような圧力-体積変化のグラフを作り、圧力変化の測定から、燃料容器へ移動した燃料の体積変化を予測した。取り出し装置のマノメーターと圧力計の指示値は、過去2回の燃料取り出し試験の際にも問題になった原子炉系の配管中にたまった水滴による誤差の発生の可能性があるため、この指示値は参考程度に利用した。

液面計のセットについては、容器収納予定6ℓの前に4ℓのところにもセットし、ここでアラームを確認したのち6ℓの位置にセットする手順をつかい、液面計の作動不良により6ℓ以上の燃料流入の危険性を防いだ。

この作業は、燃料サンプリングを間に入れて計4個の容器について繰り返した。最後の容器

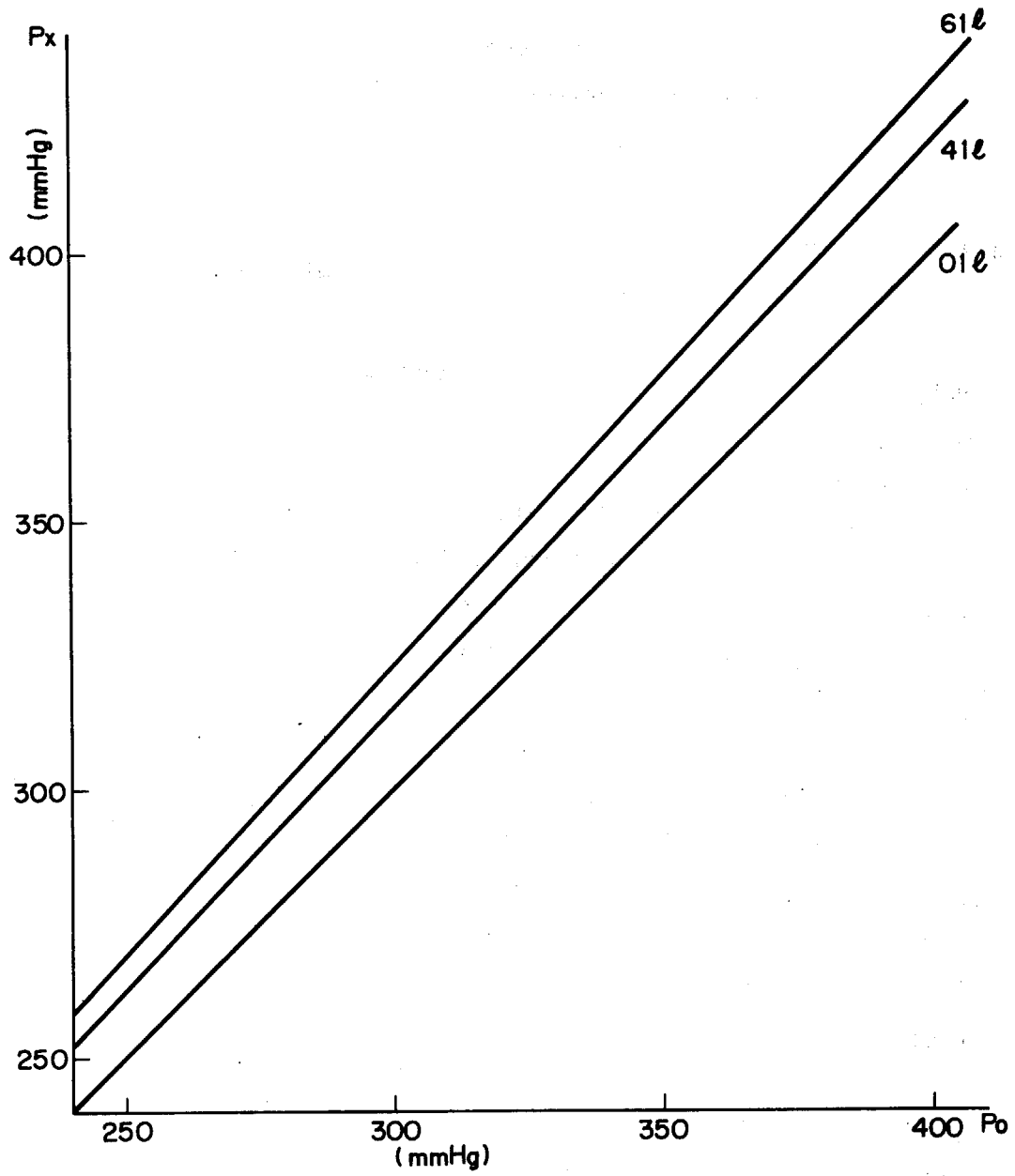


Fig. 4.11 燃料取出し装置の圧力，体積変化

は、残った燃料のすべてを収納しても6ℓにはならないので、まず2ℓから1ℓごとに液面計のセットを上げていき、最後に完全に燃料がドレインタンクから切れたことの確認は、取り出し装置と容器の間のタイゴンチューブの中の燃料の切れにより行なった。

各燃料容器に収納された燃料の容積と、燃料の全取り出し量は、前にTable 4.2に示したとおりである。

4.9.3 燃料分析試料のサンプリング経過

2番目と3番目の容器への取り出しの間に燃料分析試料のサンプリングを行なった。あらかじめ炉室でサンプラーと配管中を十分負圧にしておき、サンプリング容器を結ぶタイゴンチューブは、専用の遮蔽台により、その周囲を鉛でかこんだ。

サンプリングは、過去2回の燃料取り出し試験の経験にない、ほぼそれと同一の方法で行なった。サンプリング量は、前回と同様約10mlを採取する予定であったが、サンプリングした結果、溶液重量にして、15.32gであった。

Table 4.3 燃料取り出し 記録(No. 1)
燃料サンプリング

昭和44年12月23日

JRR-1管理課

手順番号	時刻	バルブ名	open close 確認	P _m (mm)		差 圧	P ₁	P ₂ (cmHg)	P ₃ (cmHg)	P ₀	P _F (cmHg)	P _A P _B	P _r (PSIA)	γ線線 量率	備考 (液面計設定値)
				R	L										
3-⑦	10.43	全	close 確認												
⑧	10.44	3.4.5	open					-25							
⑨	10.44	6	open					-28							
	10.46	J	徐々に open	51.6	28.4										
⑩	10.50		OK					-28	-25				9.7		
⑪	10.53	X	open							-73					
⑫	10.54		OK												
⑬	10.55		OK												
⑭	10.55		OK												
⑮	10.55	Y, R, 13	open	51.6	28.4										
⑯	10.59	7	open					-28	-25		-73		9.7		
⑰	11.02							-28	-25		-72		9.55		
⑱	11.05							-30	-25		-70		9.3		
⑲	11.07	Y	close					-30	-25		-69		9.2		
⑳	11.09		OK												
㉑	11.12	Y	open												6ℓセット(5.9) 目盛33.7

4.10 燃料の化学分析とその検討

4.10.1 燃料の化学分析の結果

サンプリング容器に取り出した燃料溶液は、分析のためJRR-1ホットケープ内で分析センターに渡した。

分析は、2回の燃料取り出し試験と同一の項目について行なった。今回の分析結果も含めて、今までのデータを総まとめしたものをTable 4.4に示す。燃料分析に関する詳細は、分析センターから報告されるレポートを参照されたい。

Table 4.4 分析結果の総括表

分析項目	燃料溶液 1 g 中の存在量				分析担当	
	臨界時 (1957)	第1回試験 (1960)	第2回試験 (1967)	今回 (1970)		
U濃度 (g)	0.1831	0.171 ₆	0.169 ₆	0.179 ₄	分析センター	
Cr (μ g)	6	74	83	89	分析センター	
Cu (μ g)	34	59	70	84		
Fe (μ g)	228	615	515	542		
Ni (μ g)	7	127	65	87		
密度 (g/cm^3)	1.35	1.32	1.33	1.35	分析センター	
H ₂ SO ₄ (M)	(約0.4)	-	0.28	0.28	分析センター	
燃焼率	²³⁸ U	-	6.1 $\times 10^4$ (KWH)	20.9 $\times 10^4$ (KWH)	21.9 $\times 10^4$ (KWH)	分析センター
	¹³⁷ Cs	-	-	15.5 $\times 10^4$ (KWH)	14.9 $\times 10^4$ (KWH)	
²³⁹ Pu (μ g)	-	-	-	27	分析センター	
放射能	β	-	-	6.87	152 (mCi/ml)	研究炉技術課
	γ	-	-	(mCi/g)	0.18 (" ")	
放射線核種	⁹⁵ Zr ⁹⁵ Nb ¹⁰⁶ Rh ¹³⁷ Cs ¹⁴⁴ Ce ¹⁴⁴ Pr				研究炉技術課	

4.10.2 燃料溶液の変化

すでに第1回の燃料取り出し試験のガス再結合器水の分析により、ガス再結合器水は、再結合器と炉心の間を移動すること、そのため燃料溶液の濃度は原子炉の運転経歴により常に変化すること、炉心内の燃料(ウラン)は、ほとんど再結合器の方へ移動しないことなどが判明している。そこでウラン濃度と密度の変化から炉心内燃料の全装荷量の変化を計算により算出し、原子炉系内圧力変化から求めた値および実測値(これは燃料溶液とガス再結合器水を実測した値)と比較してみた。その計算結果をTable 4.5に示す。この結果から実測値と各計算値の値

をみると比較的一致しているものとかかなりの差があるものがある。

なお、第2回燃料取り出しのときは、ガス再結合器水を取り出さなかったため、実測的には、燃料全装荷量を算出し得なかった。そのため第2回燃料取り出し時のガス再結合器圧力変化による計算から求めた、炉心内燃料全装荷量 26.23ℓ の値は、かなりの誤差を含んでいると考えなければならない。

次に原子炉系内にある、全燃料とガス再結合器水との合計値を、臨界時および今回の取り出しについて比較した。その結果を Table 4.6 に示す。これによると臨界時の値 37.40ℓ と今回の取り出し値 37.25ℓ とはよい一致をしめした。この間燃料のサンプリングや追加燃料の加算などを考えると当然この程度の差があると考えられる。第1回の燃料取り出し時の燃料全装荷量は臨界時の値をそのまま使用し、炉心内装荷量は計算から求めた。

Table 4.5 燃料溶液の変化

	臨界時(ℓ)	第1回取り出し試験(ℓ)	第2回取り出し試験(ℓ)	今回(ℓ)
再結合器圧力による計算値		27.4	26.34	
実測値	26.23	28.65		27.10
U濃度から計算した値 (U濃度)	26.23 (0.1831)	28.61 (0.1716)	29.06 (0.1696)	26.96 (0.1794)
比重から計算した値 (比重)	26.23 (1.35)	28.69 (1.32)	27.87 (1.33)	26.23 (1.35)

Table 4.6 燃料およびガス再結合器水の取出量

	炉心内燃料(ℓ)	再結合器水(ℓ)	合計(ℓ)	備考
臨界時	26.23	11.17	37.40	
第1回取り出し試験	(28.65)	8.75	()	()は計算値
第2回取り出し試験				
今回	27.10	10.15	37.25	

4.10.3 燃料溶液中の溶解物

炉心タンク壁の腐食の進行度を調べるため、前2回の燃料取り出し試験とおなじく、サンプリングした燃料溶液中の Fe, Ni, Cr, Cu の定量分析を行なった。それらの分析データから

次のような点が結論づけられる。

- (1) Fe, Ni, Cr, Cu の存在量は、今回の分析結果からみると急激な増加はない。
- (2) 35年の第1回燃料取り出し試験の分析結果以後の2回の分析結果は、Fe, Ni, Cr, Cu のいずれも、その存在量の増加はほとんどみられない。
- (3) 以上の点からすると第1回取り出し試験当時発表された「燃料溶液を中心とした JRR-1 の総合試験」に述べられている「非照射下における炉心構造材 (Cb 安定化型 オーステナイト系ステンレス鋼) の模擬燃料溶液による腐食試験の結果」から推定した「腐食の初期には急激な重量減少があり、その後は時間の経過に伴って腐食度は減少し、受動態化の傾向がみられる。これは反応初期にできる二価の鉄塩がニッケル塩とともにきわめて安定かつ不溶性に富むため保護膜をステンレス鋼表面に作ることなく溶解が進むが、JRR-1 のように酸素ガス雰囲気では、二価の鉄は三価の鉄となり、不安定な第二塩を生じ、これが加水分解して保護膜をしてステンレス鋼表面に沈着し腐食度をある程度減少せしめる。」という結論がうらづけられる。
- (4) このことは、初期の急激な炉内酸素圧力の減少が第1回燃料取り出し試験後は、ほとんど見られないことから推定できる。

4.1.1 洗浄の準備と経過

ドレインタンク内の燃料を完全に取り出した後、原子炉系内の洗浄作業にうつった。洗浄は炉心、ドレインタンクおよび原子炉系の配管の内部について行なった。洗浄には、精製水を使用した。

4.1.1.1 洗浄装置の構造

洗浄装置は、燃料取り出し装置に2個のタンクを接続し、1個には精製水を入れ、もう1個には洗浄水の廃液を引きこんだ。この2個のタンクは、燃料取り出し装置の洗浄水取り入れ口と燃料容器接続口に取り付けた。

4.1.1.2 モック・アップ、テスト

燃料取り出しのモック・アップ、テストとともに、洗浄作業についても、モック・アップ、テストを行なった。その目的は

- ① 洗浄水が予定どおり、移動することの確認
- ② 手順の検討
- ③ 作業の所定時間の予測
- ④ 作業訓練

などである。

テストは、模擬燃料系に燃料取り出し装置を接続した2個のタンクをつけ、精製水を使用し行なった。テストの結果洗浄作業記録に記されている手順書の一部を改良すれば十分実施ができることが判明した。

4.1.1.3 洗浄手順書

洗浄作業に使用した最終手順書は次のとおりである。

炉心燃料ドレインタンク洗浄手順書

1 洗浄水タンク→炉心タンクへ水の送り込み

準備 ・洗浄水タンクに蒸溜水を規定量入れる。

・洗浄水タンク内の空気を真空ポンプで排気する。

- ① 第 4. 3 図の燃料取出洗浄系統図に示すように付属品を配管する。
- ② 全バルブ閉止確認
- ③ O, F, E, B, A を開ける。
- ④ $P_1 = P_A$ のとき A, B, E, F, O を閉める。
- ⑤ 3, 6 を開ける。 P_3, P_R の読みとり
- ⑥ K, N を開ける。
- ⑦ 酸素減圧弁を開け, $P_W > P_3 + \text{Head}$ に加圧し N を閉める。(1 ℓ の場合)
- ⑧ 1, 7, M を開ける。
- ⑨ S 除々に開ける(炉心に水が入り始める。)

水の移動確認 M-S間のタイゴンチューブの観察

P_3, P_R の指示上昇

この間, P_W, P_3, P_R を 2 分間隔で読みとる。

この間減圧弁 N で $P_W > P_3 + \text{Head}$ に圧力を調節する。

- ⑩ M-S間のタイゴンチューブに水切れが生じたとき直ちに S を閉める。
- ⑪ P_W, P_3, P_R の読み取り
- ⑫ M を閉める。
- ⑬ O, U, L を開ける。
- ⑭ S を開け, 直ちに閉める。
- ⑮ 1, 7, O, U, L (N), K 減圧弁を閉める。
- ⑯ 3, 6 を閉める。
- ⑰ 1 ℓ の洗浄の場合, 燃料ドレインタンクに落す作業に入る。
30 ℓ の洗浄の場合, 炉心で 24 時間貯留する。

2 炉心→燃料ドレインタンクの水の移動

- ① 全バルブ閉止確認
- ② 3, 6 を開ける, P_3, P_R の読み取り
- ③ 5 J 除々に開ける, P_2, P_m の読み取り
- ④ 1, 13 を開ける。
・洗浄水は炉心から燃料ドレインタンクに重力落下する。
・この間 P_2, P_3, P_R, P_m を 2~3 分間隔で読み取る。
- ⑤ $P_2 = P_R, P_3$ のとき 4 を開ける。
- ⑥ 全量の洗浄水が燃料ドレインタンクに移動したとき, 1, 13, 3, 4, 5, 6 を閉め, J を閉める。
- ⑦ 全バルブ閉止確認

- ⑧ 1ℓの洗浄水の場合直ちに燃料容器に取出す作業に入る。
30ℓの洗浄水の場合、燃料ドレインタンク内に約24時間貯留する。

3 燃料ドレインタンク→洗浄水タンク (or 燃料容器) への収納

- (1) 1ℓの洗浄の場合洗浄水は燃料容器に取出す。

A ① 全バルブ閉止確認

- ② 5を開ける。P₂の読み取り
③ Xを開ける。P_Fの読み取り、P_F ≪ P₂であることを確認
④ A, B, E, F, O, Tを開ける。
⑤ P_A = P_F のとき T, U, F, E, B, Aを閉める。
⑥ P_F ≪ P₂ 確認
⑦ Y, 13, 7を開ける。
⑧ R除々に開ける。(燃料ドレインタンクから燃料容器に水が移動する。)
移動の確認 R-X間のタイゴンチューブの観察
P_Fの指示上昇、P₂の指示減少
この間P_F, P₂を2分間隔で読み取る。
⑨ 原子炉系1を開けR-X間にガスが出たとき直ちに1を閉める。
⑩ P-Y間のタイゴンチューブの水切れが生じたときPを直ちに閉める。
⑪ P_F, P₂, P_Rの読み取り
⑫ Y, X, 7, 13, 5を閉める。
⑬ 全バルブ閉止確認する。

1ℓの洗浄は2回行なうので 1 ①~3 ⑬ の手順を繰返す。

B 燃料容器配管中の圧力調整、装置との切離し

- ① Yを開ける。
② 減圧弁を開け P₀ = 0.5 kg/cm² にする。
③ K, Oを開ける。P₁ = 約 0.5 kg/cm² にし O, Kを閉める。
④ U, L, Rを開ける。S除々に開ける。
⑤ U, L, Sを閉める。
⑥ K, Oを開ける。P₁ = 約 0.5 kg/cm² にし O, Kを閉める。
⑦ U, Tを開ける。Z除々に開ける。
⑧ Z, R, Y, T, Uを閉める。
⑨ 酸素減圧弁を開ける。P₀ = 1.0 kg/cm² にし、減圧弁を閉める。
⑩ K, O, U, Xを閉める。P_Fの読み取り
⑪ Tを除々に開いて P_F = 0.5 kg/cm² のとき直ちにTを閉める。
⑫ X, U, O, Kを閉める。
⑬ T-X間, R-Y間のタイゴンチューブに水が残っていないか確認。
⑭ 全バルブ閉止確認
燃料容器と取出し装置の切離し
⑮ 全バルブ閉止確認

- (16) X-T間のタイゴンチューブをピンチコックでグローブボックス外側で締める。
 - (17) Y-R間のタイゴンチューブをピンチコックでグローブボックス外側で締める。
 - (18) X-T間の(5)でX側のスウェージロックをはずす。
 - (19) Y-R間の(4)でY側のスウェージロックをはずす。
 - 20 X-(5)間のタイゴンチューブを装置から引抜く。
 - (21) Y-(4)間のタイゴンチューブを装置から引抜く。
 - (22) 燃料容器を装置から引離す。
- (2) 30ℓ洗浄の場合、洗浄水は洗浄タンクに取り出す。

A 取出し

- (1) 洗浄水タンクを -76 cmHg に真空ポンプで減圧し、X、Yを閉める。
- (2) 洗浄水タンクを(4)(5)の接続口にスウェージロックで接続する。
- (3) 全バルブ閉止確認する。
- (4) 3, 4, 5を開ける。 P_2, P_R の読み取り
- (5) Xを開ける。 P_W の読み取り。 $P_W \ll P_2$ であることを確認。
- (6) Y, 13, 7を開ける。
- (7) R 徐々に開ける。(燃料ドレインタンクから洗浄水が移動する。)
移動の確認 R-X間のタイゴンチューブの観察
 P_W の指示上昇, P_3 の指示減少
この間, P_W, P_3, P_R を2分間隔で読み取り
- (8) R-Y間のタイゴンチューブの水切れが生じたときRを直ちに閉める。
 $P_W = P_F$ のとき
 - (a) $P_A \ll P_3$ であることを確認
 $P_A \gg P_3$ のときは負圧タンクを予備と交換する。
 - (b) A, B, E, F, Uを開ける。
 - (c) T 徐々に開ける。 $P_W = P_A$ のときTを閉める。
 - (d) U, F, E, B, Aを閉める。 $P_W \ll P_3$ であることを確認。
 - (e) (7), (8)の手順を繰り返す。
- (9) P_W, P_3 の読み取り。
- (10) Y, X, 7, 13, 5, 4, 3を閉める。
- (11) K, Oを開ける。 $P_1 = 0.5\text{ kg/cnf}$ にする。K, Oを閉める。
- (12) U, L, S, 7, 13, を開ける。
- (13) 13, 7を閉める。
- (14) K, Oを開ける。K, Oを閉める。
- (15) Yを開ける。R 徐々に開ける。
- (16) R, Y, S, L, Uを閉める。
- (17) 全バルブ閉止確認する。

B 洗浄水タンクと装置の切離し

- (1) X, Y閉止確認。T-X, R-Y間のタイゴンチューブをピンチコックで閉める。

- (2) T-X間の(5)のスウェーじロックをはずす。
 - (3) R-Y間の(4)のスウェーじロックをはずす。
 - (4) Y-④間とX-⑤間のタイゴンチューブを装置から引抜く。
 - (5) 燃料容器を装置から引離す。
- (3) 一次気密構造系(炉心燃料ドレインタンクガス再結合器)の圧力調整
- ① 全バルブ閉止確認
 - ② 3, 6, Jを開ける。 P_3, P_R の読み取り
 - ③ 4, 5を開ける。 P_3, P_2, P_m, P_R の読み取り
 - ④ $P_2 = P_3 = P_m = P_R$ であること
- 1) $P_2 = P_3 = P_m = P_R = 10 \text{ PSIA}$ 以下のとき
- (5) 酸素減圧弁を開ける。 $P_0 = 0.5 \text{ kg/cm}^2$ に加圧し、減圧弁を閉める。
 - (6) K, Oを開ける。 P_1 の読み取り
 - (7) H できるだけ徐々に開ける。 P_0, P_2, P_3, P_m, P_R 連続読み取り
(時間遅れがあるので注意を要する。)
 - (8) Hを時々閉め、 P_2, P_3, P_m, P_R を読み取る。
 - (9) $P_2 = P_3 = P_m = P_R = 10 \text{ PSIA}$ のとき、直ちにHを閉める。
 - (10) P_0, P_2, P_3, P_m, P_R を正確に読み取る。
 - (11) $P_2 = P_3 = P_m = P_R$ が 10 PSIA に到達しないとき、O, Kを閉め、⑤~⑧の手順を繰返す。
 - (12) K, O, J, 3, 4, 5, 6を閉める。
 - (13) 全バルブ閉止確認
- 2) $P_2 = P_3 = P_m = P_R = 10 \text{ PSIA}$ 以上のとき
- (14) $P_B < 10 \text{ PSIA}$ 以下であることを確認する。
 $P_B > 10 \text{ PSIA}$ のとき予備タンクと交換
 - (15) C, D, Fを開ける。
 - (16) I できるだけ徐々に開ける。 P_2, P_3, P_m, P_R の連続読み取り
 - (17) $P_2 = P_3 = P_m = P_R = 10 \text{ PSIA}$ のとき直ちにIを閉める。
 - (18) P_2, P_3, P_m, P_R を正確に読みとる。
 - (19) F, D, C, 3, 4, 5, 6を閉める。
 - (20) 全バルブ閉止確認。

4.1.1.4 洗浄作業の経過

洗浄は合計4回行なった。まず、1ℓの精製水で、2回にわたり炉心系配管、炉心、ドレインタンクなどに残留した燃料をすすめて排出した。その後30ℓの水で2回洗浄した。炉心、ドレインタンク等は、壁に付着した燃料を十分に洗い取るため、炉心へ洗浄水を約24時間入れておき、その後排出した。

最初2ℓの廃液は、放射能が強いため、燃料容器に収納した。30ℓの廃液については、洗浄用タンクをそのまま廃液収納用タンクとして転用した。

4.1.1.5 洗浄水の分析結果

第3回、第4回の洗浄によって出た廃液については、その一部をサンプリングし、U濃度を分析した。その結果は次のとおりである。参考のため廃液タンクの表面線量もあげておく。

第3回	U濃度	12 μ g/ml	表面線量	15mR/hr
第4回	U濃度	10 μ g/ml	表面線量	5mR/hr

上述の分析結果からみて、洗浄したのちの炉心タンク、燃料ドレインタンク内に付着残存しているウラン量は、微量であると推定される。

4.1.2 燃料取り出し作業および洗浄作業中の放射線管理

4.1.2.1 概要

燃料取り出しおよび洗浄作業中の放射線管理については、特に次の点を留意して行なった。

- ① 原子炉系内の核分裂生成ガスの漏洩
- ② 作業者の過度の γ 線被曝の防止
- ③ 作業室内の燃料液による表面汚染の管理

これらの放射線管理上の問題点については、燃料容器、燃料取り出し装置の設計、製作に当っても十分考慮し、さらに作業手順、作業時間などについても、前回の取り出し試験時の放射線管理に関する諸データなども参考にして慎重に検討した。その結果

- ① 核分裂生成ガスは系内から漏洩させない。
- ② 作業者の過度の γ 線被曝については計画被曝100mrem以下におさえる。
- ③ 作業室内の表面汚染は最小にいくとめる。

ことを目標に作業に入った。

4.1.2.2 原子炉系内の核分裂生成ガスの漏洩

原子炉系内に残留するガスを分析した結果、そのほとんどすべてが ^{85}Kr (半減期10.3y)であることが判明していた。そこで作業中、排出される塵埃ガスの放射能濃度を測定した。

(1) 排出塵埃ガスの測定

炉室建屋外に排出される塵埃ガスを塵埃ガスモニタにより連続モニタリングした。その測定結果は、作業中すべて検出感度以下であった。

(2) 作業室内塵埃ガスの測定

作業室内の塵埃ガスについては、取り出し作業中随時作業現場のサブマイル室内燃料取り出し装置周辺のガスをサンプリングし測定した。その結果は検出感度以下で作業室内への漏洩は認められなかった。作業室内の塵埃については、作業室内およびグローブボックス内の塵埃を室内塵埃モニタで連続的にモニタリングしたが、いずれも検出感度以下で、異常な放射性塵埃は検出されなかった。

4.1.2.3 作業室内の線量率測定と常時作業者の γ 線被曝

作業中の室内線量率は、必要のつど、電離箱型サーベイメータおよびGM型サーベイメータで測定した。作業中の最高空間線量率は、燃料取り出し装置前面で、約80mR/hr程度であった。燃料取り出しおよび洗浄作業中の常時作業者のポケット線量率計測定による最高 γ 線被曝は、20mrem以下であった。

なお、昭和44年11月24日の作業開始から昭和45年1月14日の作業終了までの全作業中での積算全身被曝量が、計画被曝100mremを超えた者はなかった。

4.1.2.4 床上および装置類の表面汚染

作業中および作業終了後の床面および装置の汚染度をスマイヤ法で測定した。その結果は、燃料取り出し装置の燃料容器接続配管接続口部分の若干の表面汚染が1回あったが、それ以外はすべて検出感度以下であった。装置の接続部分の汚染は、ガーゼで除染した結果、ほぼ完全に汚れがとれた。

4.1.3 燃料容器の内部圧力および酸水素濃度の測定

4.1.3.1 燃料容器内部の酸水素ガスの発生とその安全性

燃料容器に収納された燃料は、強度の放射線により酸水素ガスを発生させる。したがって燃料を容器へ収納後酸水素ガスが増加し、発生ガスによるデトネーションの危険性が考えられた。あらかじめ燃料容器内の酸水素ガスの発生速度が堆定困難なこと、また分解による圧力上昇についても、初期値の変化が、急増するのか、何らかの値に収束するのか、また上昇に要する時間がどのくらいなのかなどの点が解明困難であった。そこで

- (1) 燃料容器に内部圧力を測定する圧力計を備えつける。
- (2) 燃料収納後、密封し、JRR-1炉室内で3カ月間程度、内部圧力を測定する。
- (3) 燃料容器内の酸水素濃度を一定期間経過したのち測定する。

これらの測定データからデトネーションの可能性を判断し、安全性を十分確認してから、処理場に運搬することにした。

4.1.3.2 燃料容器内部圧力の測定

燃料容器内部圧力の測定は、数日間に1度程度、定期的に測定した。内部圧力の変化は、容器の温度に依存するので、熱電対を使用して、容器の温度も連続的に測定した。その結果をFig. 4.1.2に示す。測定データと同時に容器温度と内部容器内蒸気圧の補正を加えた結果を示す。補正はすべて容器温度20℃に換算したが、このデータからみると多少のバラツキはあるが、特に圧力の上昇は見いだし得なかった。参考のためこの補正に使用した補正表をTable 4.7に示す。この計算には温度変化に対する蒸気圧の表と簡単なボイル、シャルルの法則をつかって計算した。

4.1.3.3 燃料容器内の酸水素ガス濃度の測定

燃料容器内での放射線による酸水素ガスの発生を別の方法で測定するため、容器内ガスの酸水素濃度を測定した。そのため、5個の燃料容器のうち1個については、酸素ガスのカバーガスのかわりに、ヘリウムガスを置換した。置換ののち一定期間経過してから、容器内のガスを採取し、ガス中の酸素と水素の濃度を測定した。測定は、研究炉技術課で行なったが、容器内の酸水素発生量は非常に少なく、計算の結果によると数年間の範囲ではデトネーションを起すほどの量にならぬことが判明した。なお、この測定データと、安全解析については、別に発表するJRR-1の燃料分析の文献を参照されたい。

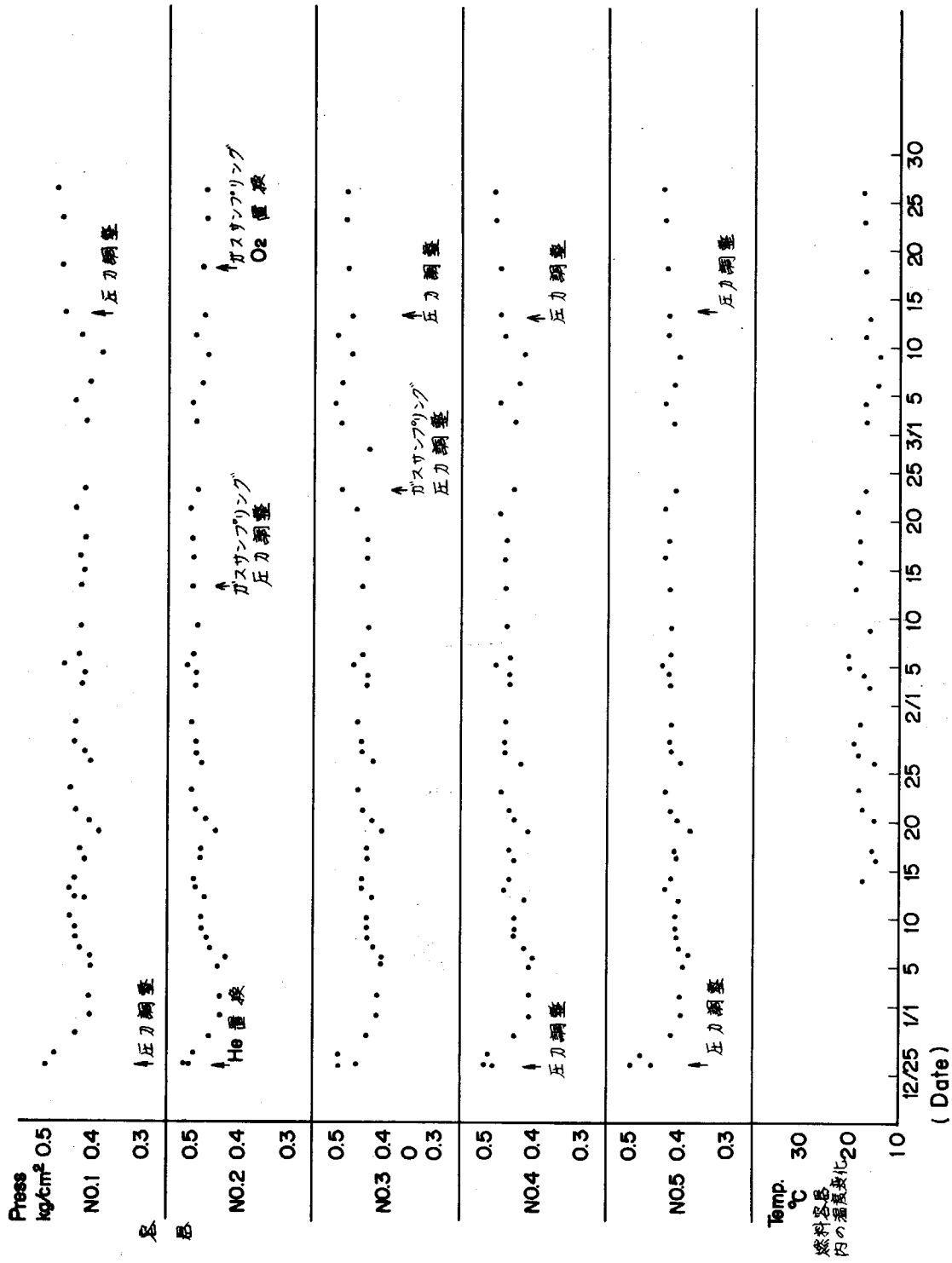


Fig. 4.12 燃料容器の内部圧力の変化

4.1.4 燃料容器の運搬

4.1.4.1 燃料容器の運搬方法とその安全性

強度の放射線を有した使用済燃料を収納した燃料容器をJRR-1建家から処理場のビット内まで運搬するとき、不測の事故に対して、何らかの防護処置をとっておく必要があった。そのため、まず、第1に運搬用補強具（ショック、アブソーバー）を製作し、その中に燃料容器を入れて運搬した。補強具は、約1.5トン近い燃料容器が落下距離2mの範囲で、いかなる方向から転落しても、燃料容器を破損に導びかない程度の性能を有している。

さらに、燃料容器の製作に当っては、容器底面の鉄板を厚くし、45°方向からの転落の場合、内部容器への応力を小さくするため、容器の底面に補強具（ラブ）をつけた。また、つり手などの機械強度も十分安全度を見積った製作をした。

4.1.4.2 運搬の経過

容器内の酸水素ガスについての測定がおわり、その安全性が確認されたので、処理場への容器の移動を決定した。

燃料容器の運搬は、45年3月31日に実施した。JRR-1建家内で運搬用補強具に納められた燃料容器は、運搬車にのせられ、補強具とも、チェーンで車に固定された。燃料容器は1回に1個ずつ運ばれ、処理場についた容器はクレーン車によりJRR-1の使用済燃料を保管、廃棄するための専用のD-1型ビット内の所定の場所に下された。5個の容器はすべて事故なくビット内に納められ、所定の運搬作業は終了した。

Table 4.7 燃料容器の温度による補正表

温度℃	補正係数	温度℃	補正係数	温度℃	補正係数	温度℃	補正係数
0	0.1200	0.5	0.1173	20	0	20.5	-0.00331
1	0.1144	1.5	0.1116	21	-0.00663	21.5	-0.00998
2	0.1088	2.5	0.1060	22	-0.01336	22.5	-0.01575
3	0.1031	3.5	0.1004	23	-0.02010	23.5	-0.02360
4	0.09746	4.5	0.09459	24	-0.02706	24.5	-0.03055
5	0.09174	5.5	0.08886	25	-0.03406	25.5	-0.03805
6	0.08593	6.5	0.08308	26	-0.04115	26.5	-0.04474
7	0.08018	7.5	0.07796	27	-0.04835	27.5	-0.05200
8	0.07434	8.5	0.07139	28	-0.05566	28.5	-0.05935
9	0.06845	9.5	0.06549	29	-0.06308	29.5	-0.06677
10	0.06250	10.5	0.05953	30	-0.07062	30.5	-0.07445
11	0.05650	11.5	0.05352	31	-0.07828	31.5	-0.08217
12	0.05050	12.5	0.04745	32	-0.08608	32.5	-0.08997
13	0.04440	13.5	0.04134	33	-0.09401	33.5	-0.09803
14	0.03830	14.5	0.03516	34	-0.1020	34.5	-0.1062
15	0.03205	15.5	0.02892	35	-0.1103	35.5	-0.1145
16	0.02578	16.5	0.02126	36	-0.1187	36.5	-0.1229
17	0.01943	17.5	0.01625	37	-0.1273	37.5	-0.1315
18	0.01277	18.5	0.00981	38	-0.1359	38.5	-0.1403
19	0.00656	19.5	0.00329	39	-0.1447	39.5	-0.1493

5 ガス再結合器水の取り出し

JRR-1の解体に伴い、使用済燃料の取り出し作業の前に原子炉系のガス再結合器水を取り出し廃棄する作業を行なった。ガス再結合器水は、強度の放射能を有するので、安全かつ確実に作業を実施するため、ガス再結合器水取り出し装置を製作した。取り出されたガス再結合器水は、鉛で遮蔽されたポリビンに移し、さらに固化したのち廃棄した。

5.1 ガス再結合器水取り出し装置

5.1.1 ガス再結合器水取り出し装置の概要

JRR-1 ガス再結合器水取り出し装置は、第1回燃料取り出し試験に使用した装置の取り付け台（基礎をつかい、その他の部分は、新しい部品に交換し製作した。

ガス再結合器水取り出し装置の本体および付属品の構造は、次のものからなる。

- ① バルブ、配管
- ② タンク（A、B）
- ③ バルブ、タンク取り付け台（基礎）
- ④ 連成計

装置全体の構造、外観図、系統図を Fig. 5.1 と Fig. 5.2 に示す。

またガス再結合器水取り出し装置の細部仕様は次のとおりである。

(1) 配管

- ① 外径 1/4吋
- ② 使用素材 SUS 27

(2) バルブ

ステンレス製ベローバルブ、燃料容器に使用したものと同一品

(3) タンク A

- ① 型 状 円筒形
- ② 使用素材 SUS 27
- ③ 漏洩限度 内部真空で 10^{-3} $\mu\text{Hg}/\text{sec}$
- ④ 内容積 約 13 ℓ
- ⑤ 液面計 指示範囲 5 ℓ ~ 13 ℓ で測定可能
フロート式、精度 1 mm の移動まで読める。

(4) 連成計

- ① 指示範囲 760 mmHg ~ 0 ~ 2 kg/cm²
- ② 圧力変化の読み取り精度 0.1 kg/cm² 以内
- ③ 型 式 リークタイト式

(5) バルブおよびタンク取り付け台（基礎）

軟鉄で骨組み、表面塗装

5.1.2 ガス再結合器水取り出し装置の安全性

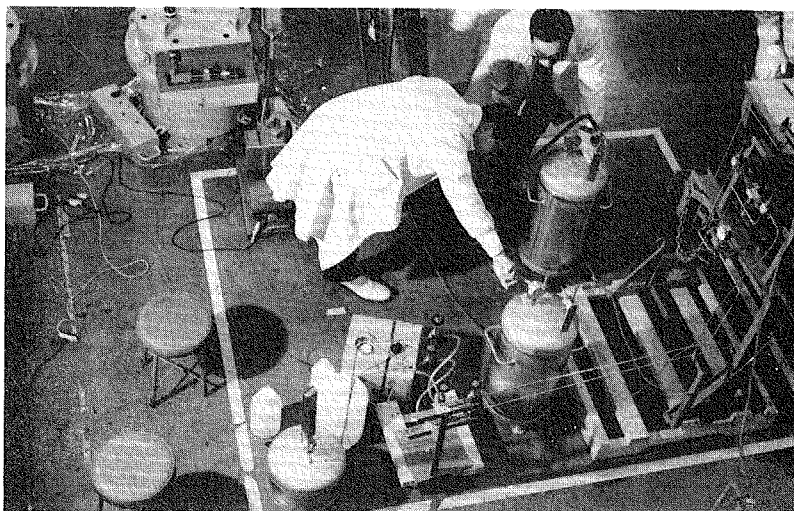


Fig. 5.1 ガス再結合器水取り出し装置外観図

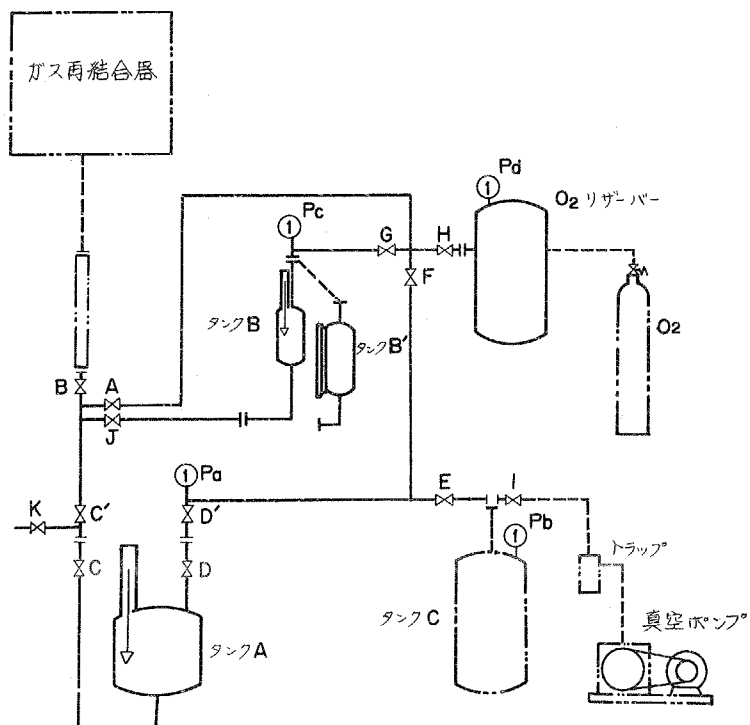


Fig. 5.2 ガス再結合器水取り出し装置系統図

(1) 耐食性，耐圧性

装置のバルブ，配管，タンク等はすべてステンレス鋼（SUS 27）を使用している。また装置の圧力は，大気圧を中心に $\pm 1 \text{ kg/cm}^2$ の範囲であるが，装置全体として 2 kg/cm^2 の耐圧テストに耐えられるように設計した。

また，ガス再結合器水の分析にあたり系内の不純物の混入を防ぐため，使用した装置内を化学的に洗浄し，純粋な状態にした。

(2) 気密性

核分裂生成ガスの漏洩に特に注意し，装置からガスの漏洩を防ぐため，使用部品は全て， 10^{-1} mmHg の状態では $10^{-3} \text{ } \mu\text{Hg/sec}$ 以下のものを使用した。バルブ，配管，タンク等の接続は溶接または，スウェージロックにより行ない，全体として，内部真空または 2 kg/cm^2 で $10^{-3} \text{ } \mu\text{Hg/sec}$ の漏洩限度におさえるようにした。

(3) 放射線の防護

ガス再結合器水を収納するタンク A は，タンク内にガス再結合器水がおさまったときの空間線量の増加を防ぐためガンマ線照射室のビットの中に入れ，上面に鉛のレンガを積んだ。その他作業中は取り出し装置付近の空気をダストモニターで吸引し，連続的に放射線量を測定した。

5.1.3 ガス再結合器水収納タンクその他の器材

ガス再結合器水を一度タンク A に取り出したのち，固化して廃棄するまでの間保管しておくタンクを製作した。このタンクは，運搬可能かつ強度の放射線を遮蔽できるようなものでなければならない。そのため，鉄鋼で箱を作り，ポリエチレンのビンを入れ，箱とビンの間に鉛ブロックを積んだ構造の容器を作った。ポリエチレンのビンは 10 l 容積をもち，ガス再結合器水を2個の容器にわけて収納するようにした。

その他核分裂生成ガス収納用のタンク，タイゴンチューブ，スウェージロック等は，燃料取り出しと同様のものである。

5.2 ガス再結合器水取り出しの準備と手順書

5.2.1 ガス再結合器水取り出し装置の予備テスト

ガス再結合器水取り出し装置は，納入後，装置の耐圧漏洩，およびタンク A の液面計の校正など予備テストを行なった。

(1) 耐圧テスト

耐圧テストは，酸素ガスをつかって行なった。まず，取り出し装置配管出口をすべてメクラにし，ボンベから取り出し装置中に 2 kg/cm^2 の酸素圧をかけ，数時間放置したが，圧力の低下はなかった。

(2) 漏洩テスト

He リークデテクターを使用し，漏洩テストを実施した。測定方法は，He 加圧法および He 真空法（被覆法および吸付け法）で行ない，前者は，取り出し装置配管とバルブ系統，後者はタンク類の測定につかった。測定の結果，取り出し装置，タンク類は，すべて漏洩限度 $10^{-3} \text{ } \mu\text{Hg/sec}$ 以下であることが判明した。

(3) タンク A の液面計校正

タンク A は、ガス再結合器水の取り出し量を測定するために液面計をつけた。液面計はフロート式で 1 mm 間隔の目盛がついている。そこで流入した液体の体積と、フロートの目盛の読みとの校正曲線をあらかじめ測定しておき、実際に取り出したガス再結合器水の量をフロートの読みから校正曲線をつかって求めるようにした。校正には、精製水を使用した。取り出し予定のガス再結合器水の比重は精製水と同じと考え、比重のちがいによる校正曲線の補正は行なわなかった。

測定した校正曲線を Fig. 5.3 に示す。

5.2.2 モック、アップテストと手順書

燃料取り出しに使用する模擬炉心系に、ガス再結合器水取り出し装置を据え付け、精製水を使用してモック、アップ、テストを行なった。その目的は、手順書の検討、操作訓練などである。テストの結果ガス再結合器水は、完全に取り出せることが判明し、テストの目的は、十分はたせた。

モック、アップ、テスト終了後の最終的なガス再結合器水取り出し手順書は次のとおりである。

ガス再結合器の水の取り出し手順

1 ガス再結合器水をタンク A に取出す。

- (1) Fig. 5.2 のガス再結合器水取出装置系統図に示すとおり配管する。タンク B にはあらかじめ 100 cc の蒸留水を入れておく。
- (2) 全バルブ閉止確認。
- (3) 真空ポンプを回転する。
- (4) I, E, D', D, C, C', F, H, G, A を開ける。
- (5) Pa, Pb, Pc, Pd が -70 cmHg に到達したとき、H, I を閉める。Pa, Pb, Pc, Pd 読み取り。
- (6) 酸素減圧弁を開け $P_d = 1.0$ kg/cm² にする。
- (7) 酸素減圧弁を閉める。
- (8) H を開ける。Pa, Pb, Pc, Pd 安定したとき、読み取り。
- (9) H を閉める。
- (10) 真空ポンプを回転する。
- (11) I を開ける。
- (12) Pa, Pb, Pc が -76 cmHg のとき I を閉める。
- (13) Pa, Pb, Pc 読み取り、真空ポンプを止める。
- (14) E, D', D, C, C', A, F, G を閉める。
- (15) 全バルブ閉止確認。
- (16) 制御台のリコンバイナースイッチを入れ、ガス再結合器水を約 5 分循環させる。P_R の読み取り。
- (17) リコンバイナースイッチを切り、P_R の読み取り。
- (18) D', D, C, C' を開ける。

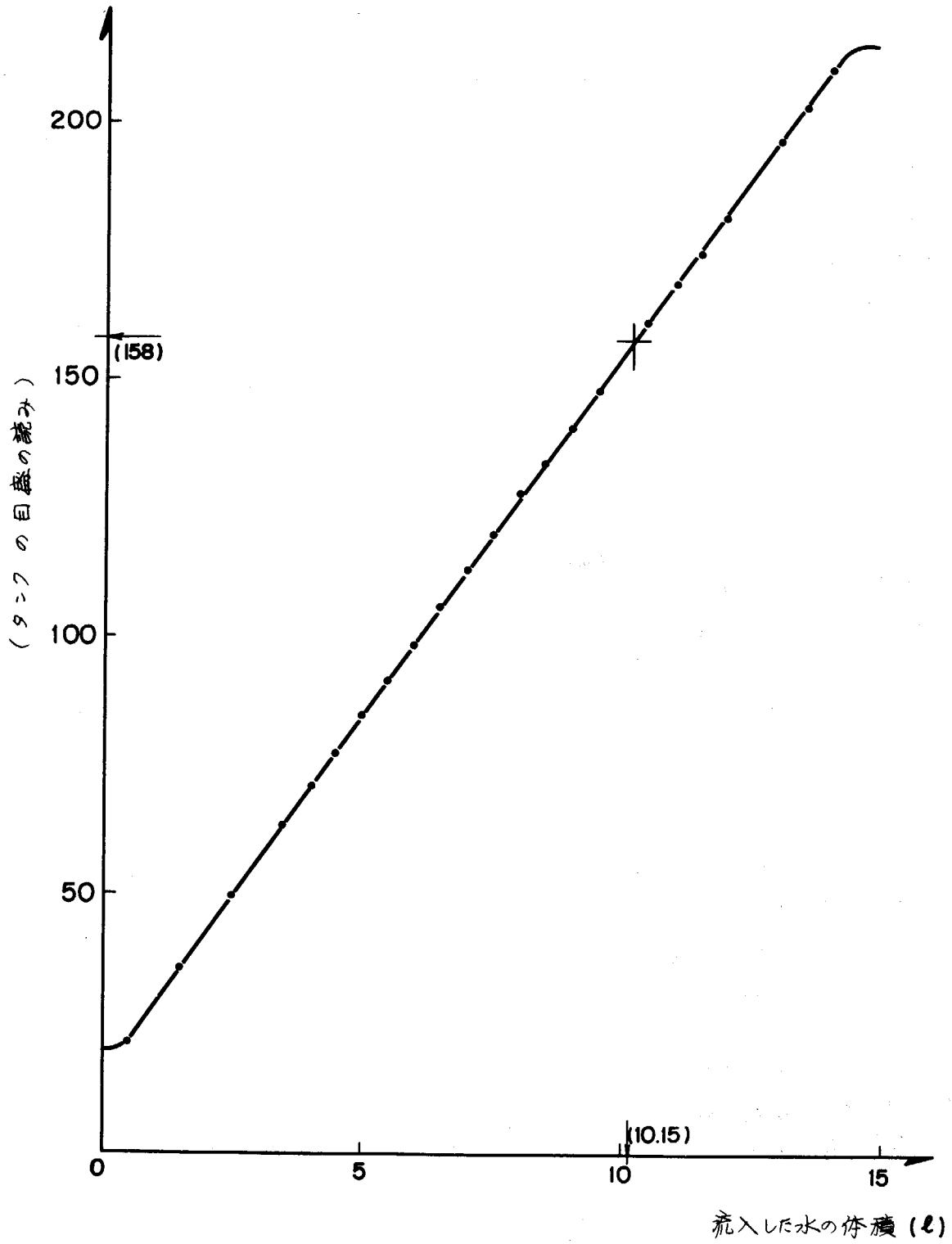


Fig. 5.3 タンクAレベル計校正曲線

- ①⑨ 原子炉系 2, 9, 10, 11 を開ける。
 ②⑩ 原子炉系 12 を開ける。H を除々に開ける。

水の移動の確認

原子炉接続口(3)からBまでのタイゴンチューブの監視 P_R の指示減少, P_a の指示上昇
 液面計の上昇で確認する。

P_R , P_a および液面計の変化を5分ごとに記録。

- ②⑪ P_R , P_a , 液面計の変化が無くなったときBを閉じる。
 ②⑫ Eを開ける。
 ②⑬ P_a , P_b の指示安定したときEを閉じる。 P_a , P_b の読み取り。
 ②⑭ H 除々に開ける。
 ②⑮ 全量のガス再結合器水が取出されたらB閉止。

確認 P_a , P_R の急激な変化 P_R , P_a の読み取り
 タイゴンチューブの水切れ 取出水量の読み取り

全量が取出せない場合は, ②⑪ ~ ②⑭ の手順を繰り返す。

- ②⑯ 12, 11, 10, 9, 2を閉める。
 ②⑰ C', C, D, D' を閉める。
 ②⑱ 全バルブ閉止確認。

2 水のサンプリング

- ②⑲ 全バルブ閉止確認。
 ③⑩ D, D' を開ける。
 ③⑪ E 除々に開ける。
 ③⑫ P_a , P_b が安定したときEを閉じる。 P_a , P_b の読み取り。
 ③⑬ 酸素減圧弁を開いて $P_d = 0.5 \text{ kg/cm}^2$ して減圧弁を閉じる。 P_d の読み取り。
 ③⑭ Kバルブの配管出口にサンプリング容器を置く。
 ③⑮ H, F, D, D', Cを開ける。
 ③⑯ K 除々に開ける。規定量の水を採取する。
 ③⑰ K, C, D, D', F, Hを閉める。
 ③⑱ 全バルブ閉止確認。

3 ガス再結合器水の分割収納

ガス再結合器水約 11 ℓをポリビン2本に分割収納する。

水の放射線量が高い場合は適量ずつ分割収納する。

- ④⑰ Kの配管出口に10 ℓのポリビンを接続する。
 ④⑱ 酸素減圧弁を開き, $P_d = 0.5 \text{ kg/cm}^2$ にする。
 ④⑲ H, F, D', D, Cを開ける。
 ④⑳ K 除々に開ける。ポリビンに水を収容する。
 この間 P_d は常に 0.5 kg/cm^2 に減圧弁で調節する。
 ④㉑ 規定量の水が収容されたときKを閉める。
 ④㉒ ポリビンをKの配管出口から除き密封する。
 ④㉓ 手順 ④⑰~④㉒を繰り返し, タンクAの全量の水をポリビンに収納する。

- ④ K を閉める。H 減圧弁を閉める。
- 4 配管洗浄および装置のとりはずし。
- ④ 原子炉系(3)に接続したタイゴンチューブの先端をピンチコックで閉める。
- ④ D', D, C, C', B, A, G, F を開ける。
- ④ J を開ける。E 除々に開ける。Pa > Pb であること。
- ④ Pa = Pb のとき B, C', C, D, D', E, A, J, G, F を閉める。
- ④ 全バルブ閉止確認。
- ④ タンク A, タンク C, O₂ リザーバータンクを切離す。

5.2.3 原子炉系への据え付けとガス再結合器水取り出し準備

モック・アップ・テスト終了後、サブパイル室に取り出し装置を運びこんだ。原子炉系ガス再結合器水取り出し口と、取り出し装置とは、タイゴンチューブとスウェージロックで接続した。またタンク A はピット内に置かれ上面を鉛で十分遮蔽した。その他核分裂生成ガス収納用タンク、真空ポンプなどを Fig 6.1 に示した系統図のように接続し、洗浄タンクには、100 cc の精製水を入れておいた。

5.3 ガス再結合器水の取り出し作業

5.3.1 取り出しの経過

ガス再結合器水の取り出しは、燃料取り出しにさきだち 12 月 9 日に実施した。作業中の経過は、「ガス再結合器水取り出し記録」に詳細に記録した。その一部を、Table 5.1 に示す。原子炉系ガス再結合器水から取り出された水は、一度タンク A に移され、その容積を液面計の指示値の読みから校正曲線をつかって求めた。その結果は次のとおりである。

液面計の読み	ガス再結合器水の量
158	10.15

参考のため、初臨界時に再結合器に入れた水の量、初臨界時、第 1 回燃料取り出し試験と今回のデータを含めてガス再結合器水の量をまとめて Table 4.6 に記しておく。

これらの値でもわかるが、ガス再結合器内の水は、原子炉の運転条件によって一定範囲内で炉心と再結合器間を移動することが前回の燃料取り出し時に判明している。

タンク A に取り出した水は、液面計の読み取りの後に、ただちに保管用のタンクに分納した。2 個のタンクに納められた量および各々の表面線量率を Table 5.2 に示す。

5.3.2 ガス再結合器水の化学分析

取り出されたガス再結合器水の一部をサンプリングし分析センターで化学分析した。その結果を第 1 回燃料取り出し試験のデータとともに参考のため Table 5.3 に示す。この表によるとガス再結合器水は昭和 35 年当時の状況とほとんど変化がないことがわかる。

当時だした結論

- (1) 再結合器水は炉心との間に移動がある。
- (2) 炉心からウランの移動はほとんどない。
- (3) ガス再結合器内の腐食は、ほとんど問題にならない。

昭和44年12月9日

JRR-1 管理室

Table 5.1 ガス再結合器水取り出し記録 (No. 2)

手順番号	時刻	バルブ名	Open close 確認	P _a (mmHg)	P _b (mmHg)	P _c (mmHg)	P _d (mmHg)	Aタンク レベル	目視 確認	Rec. Press. (PSIA)	Rec. Temp. (°C)	γ 線 線量率 (mR/hr)	備考(その他)
(16)	14:12	D, D, C, C'	open	<-76		<-76		18		11.0	24	0.02	
(17)	14:13	2, 9, 10, 11	open									0.02	
(18)	14:18		open										
	14:20	12	open										
	14:21	B	除々にopen										
	14:22			<-76		<-76		26		10.9	24	3.5~4	
	14:24			<-76		<-76		52		10.7	24	6	
	14:26			<-76		<-76		78		10.4	24	4.5	
	14:27			<-76		<-76		95		10.3	24	6.5	
	14:28			-76		<-76		110		10.2	24	7.5	
	14:29			-75		<-76		124		9.9	24	8	
	14:30			-74		<-76		135		9.9	24	9	
	14:31			-71		<-76		147		9.8	24.5	9	
(19)	14:32	B	close										
	14:33			-70		<-76		155		9.7	25.0	9.3	
(20)	14:35	B	少しopen										
	14:36	B	close	-68		<-76		158		9.7	25.0	10	
	14:39	B	少しopen										
	14:40	B	close	-65		<-76		158		9.65	25.0	10	

Table 5.2 ガス再結合器水保管量

ポリビンの大きさ	水の収納量	表面線量
10ℓ	4.6ℓ	300~400mR/hr 遮蔽なし3.5R/hr
10ℓ	4.6ℓ	" " " "
2ℓ	1.0ℓ	100mR/hr

Table 5.3 ガス再結合器水分析結果

分析項目	試料量 (ml)	1ml中の含量 (μg)	第1回試験分析値(1960)		分析担当
			A液($\mu\text{g}/\text{ml}$)	B液($\mu\text{g}/\text{ml}$)	
Al	1	76	-	-	分析センター
Fe	5	4	1.6	5.08	"
Ni	5	6		1.42	"
U	10	14	13.2	14.4	"

という3点が今回の分析結果からもうらづけられた。

Table 5.3の分析結果から、第1回の分析結果では検出されていないアルミニウムが多量に検出されている。

炉心、ガス再結合器、配管、弁などは全てSUS43またはSUS33が用いられているため、構造材の腐食によるものとは考えられない。この原因として、ガス再結合器内の触媒床には、直径3mm、長さ3mmの酸化アルミが充填されており、35年の第1回の分析試験では検出されず、43年の第2回の試験で検出されたことは、36年8月頃から触媒床の再結合反応が低下を開始したことから、触媒床のペレットが溶解し、ガス再結合器水に溶け込んだものと推定される。

5.3.3 ガス再結合器水の固化

分析用試料のサンプリングののち、保管タンクに入っていたガス再結合器水を固化して廃棄する作業を行なった。固化はホットラボ管理室化学ケープで行なわれ、ポリピンにパーメキュライトと焼石膏を混合し、その中にガス再結合器水を流し込み、一昼夜放置して固化した。その後ポリピンは、廃棄物処理場へ運搬廃棄した。

5.3.4 ガス再結合器水取り出し中の放射線管理

ガス再結合器水の取り出し作業中の放射線管理は、燃料取り出し時と同様 ①核分裂生成ガスの漏洩 ② γ 線による被曝の管理 ③ガス再結合器水による表面汚染の防止、の3点に重点を置いて行なった。

核分裂生成ガスの漏洩は、作業室内ガスサンプリングと室内塵埃モニターによる連続モニタリングを行なったが、作業中全く検出感度以下であった。

さらに γ 線の空間線量率については、電離箱型サーベイ・メーターおよびGM型サーベイ・メーターで測定した。そのときの最大空間線量は、ガス再結合器が収納容器におさめられた時の表面線量が上面で300mR/hr～450mR/hr底面3.5R/hrとかなりの線量となった。そのため収納容器の運搬は短時間で行ない、全身被曝量を少なくするため作業員の数を多くした。表面汚染については、床面にビニールを張り、ガス再結合器取り出し装置と収納容器との接続部については二重にビニールシートを張りつめ、慎重に取りはずし作業を行なった。作業終了後、スミヤ法で測定したが、すべて検出感度以下であった。

6 施設の安全措置

6.1 冷却水の取出し

6.1.1 一次冷却水の取出し

JRR-1の運転を休止したのちも、一次冷却水は系内に注入された状態であったが、解体が終了したのち、配管などの腐食による冷却水の流出を防ぐため、一次冷却水全量を取り出した。系内に注入されていた冷却水は、42年9月に交換したもので使用期間が短かったため、電気伝導度は、当初の $3.1 \mu\text{S}/\text{cm}$ のものが $7 \mu\text{S}/\text{cm}$ に上昇した程度で、純度の高いものであった。

取出しの方法は、サブパイル室内の熱交換器のドレンコックへビニールホースを接続し、サージタンク上部のバルブを開け、系内を加圧せずに重力落下により、ポリビンへ収納した。大部分の冷却水を取り出したのち、配管構造上、最も低い位置にある一次冷却水循環ポンプのドレンコックへビニールホースを接続し、ポンプに貯留していた冷却水を取り出した。さらに一次冷却系配管は、複雑な構造になっているため、管内に付着残留している冷却水を、24時間および48時間放置し約 300ml を取り出した。取出した全量は、42年9月に注入した量とほぼ等しい 44.5l であった。取出した冷却水の放射性濃度は、 $10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ 以下であり、JRR-1の放射性廃液タンクへ廃棄した。

6.1.2 二次冷却水の取出し

43年9月の運転の終了時、炉室屋上にある冷却水貯蔵タンク内の二次冷却水はすでに排水していたが、二次冷却系配管の構造から最下部に位置する熱交換器の近辺の配管内には、二次冷却水が残留していた。この残留している二次冷却水の取出しは、熱交換器の下部にあるドレン孔に、ビニールホースを接続し、二次冷却水の入口、出口バルブを開け重力落下による方法で、一般排水溝へ排水した。さらに配管内に付着残留している冷却水を完全に取出すため、約24時間後に同様の操作を行ない、系内に冷却水が残留していないことを確認した。二次系内から一般排水溝に排水した冷却水の全量は約 30l であった。

6.2 核燃料物質の処分

6.2.1 使用済燃料の廃棄

JRR-1の炉心へ装荷されていた燃料溶液は、燃料ドレインタンクから燃料容器5基に分散収納し、廃棄物処理場へ運搬し、専用のD-1型廃棄施設へ保管廃棄した。JRR-1の運転期間中において、燃料溶液の分析試験を行なうために取出したもの、または取出しの前に系内を洗浄した核燃料物質が混入している分析用廃液および洗浄水は、核燃料物質の計量管理上すべて保管していたが、JRR-1の解体に伴い、放射性液体廃棄物として、廃棄物処理場へ運搬し廃棄した。

6.2.2 未使用燃料の処分

JRR-1の予備用燃料として、水溶液および結晶状態の硫酸ウラニルを、核燃料貯蔵庫に保管していたが、JRR-1の解体に伴い、すべて不用となったので、核燃料課へ移管し、核

燃料倉庫へ運搬し保管した。

6.2.3 フィッションチェンバーの処分

JRR-1の起動用中性子検出器として用いられていた、フィッションチェンバー2本を、サーマルコラムの下部の設置場所から撤去し、それに予備用として保管していた3本の合計5本を、JRR-2およびJRR-4の中性子束計測用として転用した。

これら核燃料物質の種類、量および処分の方法の一覧表をTable 6.1に示す。

Table 6.1 核燃料物質の処分一覧

核燃料物質の種類	ウラン量 (g)	ウラン-235量 (g)	処分の方法
使用済燃料	6,709.93	1,326.88	
放射性高レベル廃液	6,682.10	1,321.34	保管廃棄 放射性汚染処理課
放射性液体廃棄物	275.0	5.48	" "
分析試験用溶液	0.33	0.06	" RI研修所
未使用燃料	3,223.63	641.91	
結晶硫酸ウラニル	1,579.40	314.4	転用 核燃料課
溶液状硫酸ウラニル	1,644.20	327.5	" "
フィッションチェンバー	8.28	1.59	
№ 271	1.56	0.285	転用 JRR-2管理課
272	1.56	0.285	" "
352	1.72	0.332	" JRR-4管理課
388	1.72	0.344	" "
74,806	1.72	0.344	" "

放射性液体廃棄物中の核燃料物質量 (U^{235})

燃料取出し試験年月	取出量 (g)	減失量 (g)	残量 (g)
第1回 昭35年7月	1.36	0.05	1.31
第2回 昭39年9月	3.25	0.05	3.20
解体 昭45年1月	1.08	0.05 転用0.06	0.97

6.3 放射性廃棄物の処分

6.3.1 放射性液体廃棄物の廃棄

JRR-1の運転期間中に生じた放射性液体廃棄物は、そのつど廃棄してきたが、燃料取出し試験で生じた分析用廃液などは、核燃料物質が含まれているためすべて保管していた。この試験は、35年、42年および今回の解体の3回にわたって行なわれ、分析用燃料の廃液、燃料ドレインタンクの洗浄水、ガス再結合器水などが生じた。このほかに一次冷却水をJRR-1の11年間の運転期間中に5回交換し、分析試験、その他運転経過の参考のため保管していた。このうち解体により生じたガス再結合器水および燃料を分析した燃料廃液は、放射線量が高く液体状のまま廃棄することが困難なため、ガス再結合器水は、ホットラボの化学ケープ内で、燃料廃液は、JRR-1の炉室で固化し廃棄した。固化剤はパーメキュライトと焼石膏を1対1にし、固化溶液の2倍の量をあらかじめポリビンに入れておき、溶液を徐々に流し込んだ。固化するまでに要した時間は、約24時間であった。廃棄した放射性液体廃棄物の種類、量および表面線量をTable 6.2に示す。

Table 6.2 放射性液体廃棄物

溶液の種類	廃液量(ℓ)	取出年月	表面線量 mR/h	容器および処分
ガス再結合器水	8	3 5.6	0.1	ポリビン20ℓ 1本 2/17廃棄
ドレインタンク洗浄水	30	3 5.7	0.2	ポリビン30ℓ 1本 2/17 "
燃料分析廃液	3	3 5.8	10	ガラスビン, ポリビン10本 2/17 "
ドレインタンク洗浄水	100	4 2.9	50	ポリビン10ℓ 10本 2/17 "
燃料分析廃液	3	4 2.10	100	ポリビン 1ℓ 4本 2/17 "
ガス再結合器水	10	4 4.12	300	ポリビン10ℓ 2本 2/20 "
炉心, ドレインタンク洗浄水	0.5	4 4.12	100	ステンスタック13ℓ 1本 2/17 "
炉心, ドレインタンク洗浄水	60	4 5.1	15	ステンスタック40ℓ 2本 2/17 "
燃料分析廃液	3	4 5.1	350	ポリビン 5ℓ 1本 3/28 "
一次冷却水	40	3 6.5	-	ポリビン30ℓ 2本 2/16 "
"	40	3 9.9	-	ポリビン10ℓ 5本 2/16 "
"	40	4 2.9	-	ポリビン 20ℓ 2本 2/16 "
"	4 3.5	4 4.10	-	ポリビン20ℓ 3本 3/13 "

6.3.2 放射性固体廃棄物の廃棄

JRR-1の運転期間中に使用した実験装置、実験供試体などは、炉本体に設置した状態のもの、炉室内の実験器具格納孔、RI保管庫などで保管していた。これらの物は、JRR-1の解体に伴い、全数について表面汚染密度、表面線量率を測定し、表面線量のあるものおよび汚染のあるものまたは内部などに汚染されている可能性のあるものは、廃棄物処理場のD型廃棄施設へ廃棄した。廃棄した放射性固体廃棄物の種類、形状、表面線量をTable 6.3に示す。

Table 6.3 解体による固体廃棄物

廃棄物の種類	主要材質	概略寸法 (cm)	表面線量 mR/h
アルミ実験用ブラグ	アルミニウム	48φ×168	0.1
配管, タンク, キャプセルホルダ	ステンレス, アルミ	60φ×90	0.1以下
電線ビニール管, ゴム管	銅, ゴム	60φ×90	8
電線	" "	40×80×12	0.1以下
"	" "	65φ×15	"
ゴム管	ゴム	60φ×15	"
"	"	50φ×17	"
燃料取出装置	ステンレス, 軟鋼	97×35×110	2
実験用ブラグ	パラフィン, 軟鋼	40φ×35	0.1以下
"	ステンレス	25φ×130	"
"	"	25φ×102	"
"	"	22φ×141	"
"	軟鋼	19φ×80	"
"	"	25φ×137	1
"	ステンレス	16φ×83	0.5
"	"	16φ×83	9
"	"	25φ×81	0.1以下
"	軟鋼	32φ×49	"
"	ステンレス	14φ×83	"
"	"	15φ×86	"
"	"	24φ×82	"
"	"	24φ×82	"
"	軟鋼	16φ×55	1
"	"	16φ×55	1
"	ステンレス	18φ×63	100
"	"	18φ×63	300
ステンレス棒	ステンレス	10φ×80	0.1以下
グラファイト棒	グラファイト	9φ×70	0.5
アルミ筒	アルミニウム	9φ×144	0.1以下
照射筒	"	28×24×215	2
アルミ棒	"	25φ×340	1
鉄板	軟鋼	40×40×57	0.5
鉄棒	"	14φ×176	0.1以下
鉄台	"	39×40×35	"
コンテナ	"	15φ×12	1

廃棄物の種類	主要材質	概略寸法	表面線量mR/h
試料ホルダー	アルミニウム	9φ×89	2
"	"	20φ×94	1
"	"	25φ×150	2
ガイドスリーブ	軟鋼	18φ×125	0.1以下
"	"	17φ×80	"
"	"	25φ×154	"
"	"	31φ×44	"
"	"	30φ×105	"
"	"	30φ×85	"
"	"	30φ×92	"
"	"	30φ×82	"
γ線用チェンバー(4本)	アルミ, その他	24φ×30	0.4
電離箱(CIC)(4本)	"	28φ×98	5
"(CIC)	鉛, アルミ, その他	20φ×30	30
熱電対	鉄, コンスタantan	40×30×25	4
真空ポンプ	軟鋼	65×32×41	0.1以下
ソリウーションタンク	ステンレス	31φ×71	"
ステンレスタンク	"	40φ×80	"
"	"	"	"
ガス再結合器水取出装置	軟鋼ステンレス	80×70×145	1
燃料サンプリング容器	ステンレス, 鉛	60φ×77	0.1以下
気送管本体	鉛, パラフィン	100×160×145	"

炉本体に設置していた実験装置には、実験孔番号12, 13の垂直実験孔にバイロッシレーター装置、実験孔番号2, 7の水平実験孔に、気送管装置および動物照射装置があり、これらは利用施設管理者により撤去された。撤去したもののうち、実験孔内に挿入されていた照射筒は、素材にはアルミニウムが用いられていたが、表面線量で最大のものは500mR/hであり廃棄物処理場の運搬容器、および木製箱に梱包し、表面線量を200mR以下にして廃棄物処理場へ運搬し廃棄した。

6.4 バルブ・配管の閉栓

6.4.1 燃料系統施設

JRR-1の炉心、燃料ドレインタンク、ガス再結合器の配管系統は既にFig 6.1に示した。解体作業では、炉心に装荷していた燃料溶液を、燃料ドレインタンクから取出し、ガス再結合器に入っていた冷却水を取り出し、さらに炉心、燃料ドレインタンクは蒸留水により洗浄し、系内の圧力調整を行なったのち、各バルブおよび配管出口を閉じ封印した。

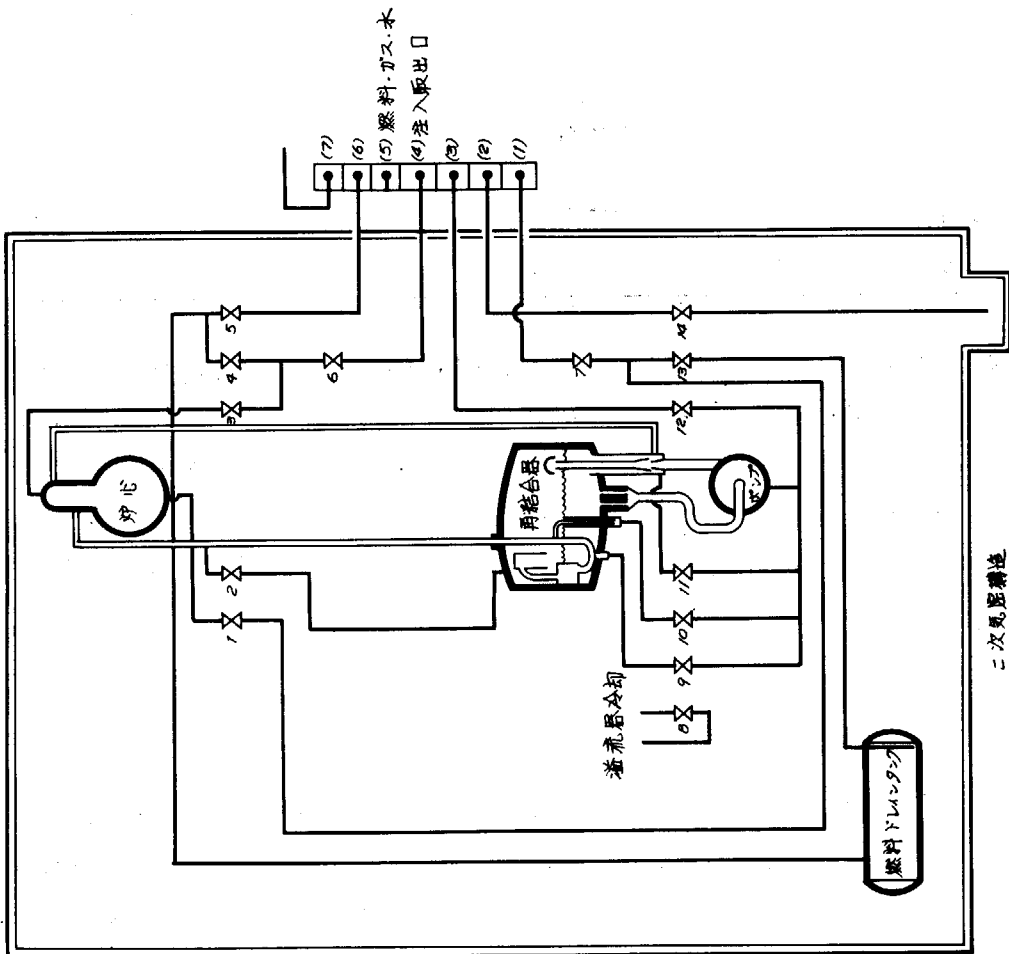


Fig. 6.1 燃料・ガスおよび水操作弁

1. 様式 1. バルブ等の標示

A
 CLOSE
 SEALE. 45.3.
 JRR-1

B
 OPEN
 SEALE. 45.3.
 JRR-1

2. 様式 2. 電源の遮断の標示

POWER OFF
 45.3. JRR-1

3. 様式 3. 実験孔等の封印標示

SEALE. 45.3. JRR-1

4. 様式 3. 立入制限等

A
 立入禁止

B

C
 係員以外の立禁止

D
 手とふれるな

Fig. 6.2 JRR-1の解体による安全標示

(1) バルブの状態

№1, 2, 5, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14は閉止で封印。

№3, 4は開放で封印

№6は通常閉止。炉心内の圧力測定をする場合に開放する。

(2) 封印の方法

弁操作室にあるバルブ操作口の鉄製枠にプラスチック板を接着しFig. 6.2の様式1-A, Bの標示をした。

(3) 配管出口の閉栓

操作バルブは(1)の状態にし、炉心などの圧力を測定するため、圧力計を新設した4番を除く1番から7番までの配管出口を、スウェーじロックで閉栓した。さらに接続口を覆う鉄製蓋板をボルト締めにして、Fig. 6.2の様式3の標示をした。

6.4.2 冷却系統施設

(1) 一次冷却設備

一次冷却系内に注入していた冷却水の全量を取り出したのち、系統内の冷却水注入孔、取出し口および流量計に付属するバルブを全て閉じ、Fig. 6.2の様式1-Aの封印標示をバルブのハンドルに取付けた。

① バルブを閉じた箇所

一次冷却水流量計バルブ

ガス再結合器水流量計バルブ

冷却水注入口(サージタンクガス抜きバルブ)

冷却水取出口(熱交換器下部)

(2) 二次冷却設備

二次冷却系内に残留していた冷却水の全量を排水したのち、系統内の全バルブを閉じ冷却水の給水側配管にプラグを挿入し、Fig. 6.2の様式1-Aの封印標示をした。

① 配管閉栓箇所

配管内プラグ挿入……………二次冷却水ポンプ室5カ所

配管めくら板挿入……………屋上貯水タンク出入口2カ所

② バルブを閉じた箇所

二次冷却水給水ポンプ室……………6カ所

制御室内二次冷却水出入口……………4カ所

(3) 非常用水封ダンパー装置

炉室換気系統の給気側、排気側の水封ダンパー装置の給水および排水配管の全バルブを閉じ、給水側は配管を閉栓し、Fig. 6.2の様式1-Aの封印標示をした。

① 配管閉栓箇所

給気側(炉室出入口気密扉区域)……………2カ所

排気側(排風機室内)……………1カ所

閉栓の方法は配管の接続フランジに鉄板を挿入した。

② バルブを閉じた箇所

給気側（炉室出入口気密扉区域）2カ所
排気側（排風機室内）1カ所
建家外（炉室東側）浄水場からの直送管1カ所

6.5 圧力計の移設および新設

炉心、ガス再結合器および燃料ドレインタンクは、燃料溶液に対して一次の気密構造になっており、3個のタンクは配管で接続されすべて溶接されている。解体作業では、燃料溶液および水はすべて取出し、系内を洗浄したが、ガス状核分裂生成物は殆んど取出さず、密封状態で系内に内蔵されている。これらの施設はすべてステンレス材（SUS43，または33）で作られているが、長期の年月を考えた場合、系内は洗浄したのち密封しているのち、残存する水分により炉心などの腐食が進行し密封状態が破れ、系内の放射性ガスが漏洩することが考えられる。このため、JRR-1の原子炉計測用として使用していたガス再結合器圧力計を、解体が終了したのちも制御室で作動させ、さらに地下2階のγ線照射室の炉心などの配管出口に圧力計を新設し、解体が終了したのちの安全性を確認することとした。

6.5.1 ガス再結合器圧力計の移設

ガス再結合器圧力計は、原子炉の計測用としてガス再結合器および炉心の圧力を測定していたもので、ガス再結合器に弁抵抗体が溶接され、圧力の変化をブリッチ抵抗の変化にかえ電氣的に測定している。解体作業では、計測制御系の電源はすべて遮断するため、ガス再結合器の電源部および指示計を制御台から撤去し、制御室の東側に別架台を設け、電源を制御室の壁コンセントからとった。

6.5.2 圧力計の新設

ガス再結合器圧力計は、電氣的に測定しているものであり、原子炉の建設当時に取付けられケーブルの絶縁抵抗が低下していることから、故障する可能性がある。故障した場合には交換が容易でないなどの点から、長期にわたり系内の一定圧力を監視するため、地下2階のγ線照射室の炉心等の配管出口№4に交換の可能なブルトン管を取付けた。燃料系統のバルブの状態は、№1から№14のバルブのうち、№3、4は常に開放の状態にあり、その他のバルブは常に閉止の状態になっている。炉心などの系内の圧力を測定する場合は、№6を開け、炉心、燃料ドレインタンク、ガス再結合器の圧力を同時に測定できるようにした。圧力計を取付けた写真をFig. 6.3に示す。

6.6 立入禁止区域の設定

6.6.1 高放射線区域への進入遮断

炉心、ガス再結合器、燃料ドレインタンクは、燃料溶液を取出し、洗浄したのち、系内に付着残留する燃料溶液、核分裂生成ガスおよびステンレス鋼の誘導放射能により高い放射線源として残存している。

炉心は、厚さ1.68mの重コンクリート遮蔽体により完全に囲まれているので、外部への放射線の漏洩はない。

燃料ドレインタンクは、地下2階のサブパイル室の壁内に格納され、前面を鉛ブロックで遮

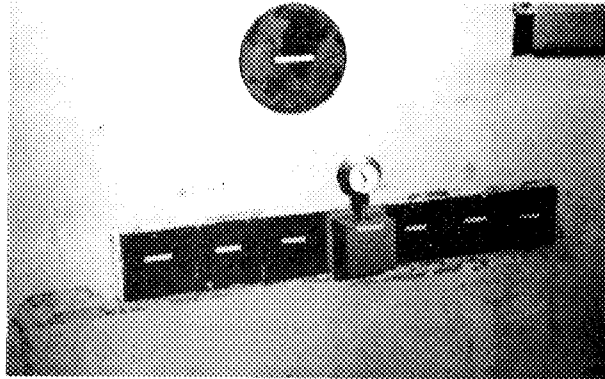


Fig. 6.3 炉心系統の圧力計



Fig. 6.4 サブバイル室内の遮断

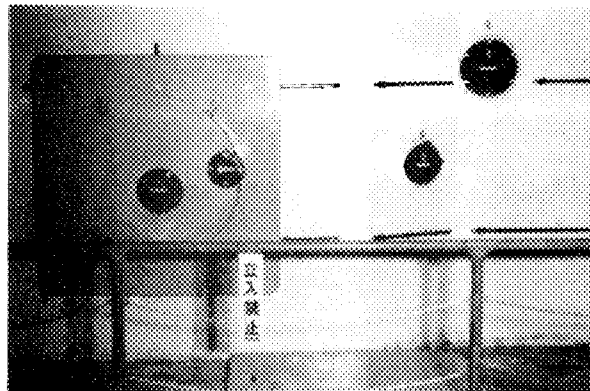


Fig. 6.5 炉体周辺の柵

蔽している。またガス再結合器は、サブパイル室の屈曲した室内の先端にあり、直接の放射線は避けられるようになっていいる。解体が終了したのち、残存施設の点検のさいサブパイル室まで入るため、燃料ドレインタンク、ガス再結合器からの放射線による高放射線区域への立入を不可能にするため、Fig. 6.4に示すコンクリートブロックを積み進入遮断をした。ブロックの取付け前面における表面線量率は、約10mR/hであり、何らかの事情により室内の先端まで入る必要が生じた場合は、ブロックの固定枠を取り除きブロックの撤去ができる構造になっている。

6.6.2 原子炉本体周辺の柵の取付

JRR-1の解体は、わが国で最初に建設された原子炉であり、できるだけ原型を残し長期に保存することとしたため、炉心を囲む反射体、遮蔽体を含む原子炉本体の周辺に柵を取付けた。遮蔽体には、炉心方向に各種の実験孔が設けられており、プラグが挿入され、ねじ締めのものに封印標示されている。これらの状態を長期に維持するため、取付けた柵内への立入を禁止した。柵は遮蔽体の表面から約1mの距離で、高さ80cmの鉄製パイプで炉体を囲んでいる。この柵は何らかの事情で取りはずしが必要な場合は、撤去できる構造になっている。柵の取付状態をFig. 6.5に示す。

6.7 電源の遮断

6.7.1 計測制御系電源

(1) 制御台用電源

制御室東側の分電盤にてスイッチを切り、結線を除去し分電盤に電源遮断の標示をした。なお制御台照明用電源は別系統から配線した。

(2) 計測制御系電源

制御台用電源の遮断で、計測制御系の電源はすべて遮断するが、さらに核計装、安全保護回路、制御設備、放射線モニタ用の電源ケーブルを制御台ラックから撤去した。

6.7.2 冷却系統電源

(1) 冷却水循環用ポンプ電源

一次冷却水、ガス再結合器水循環用ポンプ電源は、機械室の配電盤No.20のスイッチを切り、さらに制御室東側の分電盤スイッチを切り結線を除去した。機械室の配電盤No.20および制御室の分電盤に電源遮断の標示をした。

(2) 二次冷却水給水用ポンプ電源

機械室の配電盤No.20のスイッチを切り、給水ポンプ室の分電盤スイッチを切り結線を除去したのち、電源遮断の標示をした。

6.7.3 付属施設用電源

(1) サーマルコラム可動用電源

炉本体壁面から遮蔽可動扉の駆動用モータの電源ケーブルを撤去し、電源遮断の標示をした。

(2) 気送管用電源

実験孔No.16に設置している気送管用配管は現状のままで、電源を装置の接続端子から切

し、電源遮断の標示をした。

(3) 非常用水封ダンパ電源

放射線管理室にある分電盤スイッチを切り、結線を除去したのち、制御室の操作盤に電源遮断の標示をした。

(4) 出力表示盤用電源

炉室東側の分電盤にてスイッチを切り、結線を除去したのち、操作リレー収納箱に電源遮断の標示をした。

(5) 運転表示用ランプ電源

制御室西側の分電盤にてスイッチを切り、結線を除去したのち、制御室の点滅機構ボックスに電源遮断の標示をした。

(6) サブパイル室ガス送風用電源

地下2階の弁操作室でスイッチを切り、電源ケーブル、電圧調整器を撤去したのち、ポンプに電源遮断の標示をした。

(7) サブパイル室照明用電源

地下2階のサブパイル室照明用電源は、制御台用電源と同一系統のため、制御台用電源の遮断に伴い、弁操作室の照明用電源から配線し、スイッチ箱に電源供給の標示をした。なお、この電源はサブパイル室内監視用のITV電源も共用している。

7 解体終了後の施設の管理

7.1 解体後の施設の放射線量

7.1.1 空間線量率および表面汚染密度

JRR-1の解体作業により生じた使用済燃料、放射性固体および液体廃棄物を搬出し、施設が長期に保存される状態で、炉室、サブパイル室、弁操作室、 γ 線照射室の空間線量率、および表面汚染密度の測定を行なった。測定結果をFig.7.1およびFig.7.2に示す。

炉室の空間線量率は、 0.03mR/h 以下であり、表面汚染密度は、 $200\text{dpm}/100\text{cm}^2$ 以下であった。地下2階の空間線量率は、サブパイル室の最先端のガス再結合器が放射線源となり、立入遮断をしたブロックの表面で最大 10mR/h であった。表面汚染密度は、地下2階のいずれの箇所でも $200\text{dpm}/100\text{cm}^2$ 以下であった。これらの測定値は、今後の残存施設の管理において、放射線安全のための基準となる。

7.1.2 系内の放射性ガス

JRR-1の解体が終了したのち、炉心、燃料ドレインタンク、ガス再結合器は、二重のバルブにより 10PSIA の圧力で密封し、長期に保存される。解体作業では、燃料溶液、冷却水はすべて取出されたが、系内には酸素ガスと混合した核分裂生成ガスが残存している。解体作業がすべて終了したのち、系内に残存する放射性ガスの核種、および濃度を測定した。測定の結果では、放射性ガスの核種は半減期 10.3 年の $\text{Kr}-85$ のみで、濃度は $1.4\mu\text{Ci}/\text{ml}$ であった。この濃度の放射性ガスが系内に均一にあるとした場合、系内の体積が約 104ℓ であるから、残存する放射性ガスの全量は 145mCi となる。

7.2 残存施設の点検

解体が終了したのちJRR-1の施設は、「JRR-1残存施設等の管理に関する規則」に従って、毎月1回次の方法により点検を行なうこととした。

(1) 制御室の点検

① ガス再結合器圧力計

制御台の別ラックに組込んだガス再結合器圧力計の指示値を読む。

② 冷却系の配管、バルブ

二次冷却系配管の入口側バルブおよび出口側バルブが閉められていること。

③ 室内施設の損傷等

制御台、炉室エリアモニタなど室内施設の損傷がないか。

(2) 炉室の点検

① №1実験孔周辺の γ サーベイ

№1実験孔の南側または北側のプラグ周辺をサーベイメータで測定し、指示値を記録する。

② 実験孔の閉鎖

炉体周辺の実験孔はすべてプラグが挿入され、ボルト締めになっていることを確認する。

測定日 昭和45年4月2日
 測定器 GMサーベイメータ、GMスケータ
 測定点 { ×印 空間線量率 ---->(mR/h)
 単位 { ⊗印 表面汚染密度 ---->(dpm/100cm²)
 △印は2階を示す
 表面汚染密度は全点 200 dpm/100cm² 以下

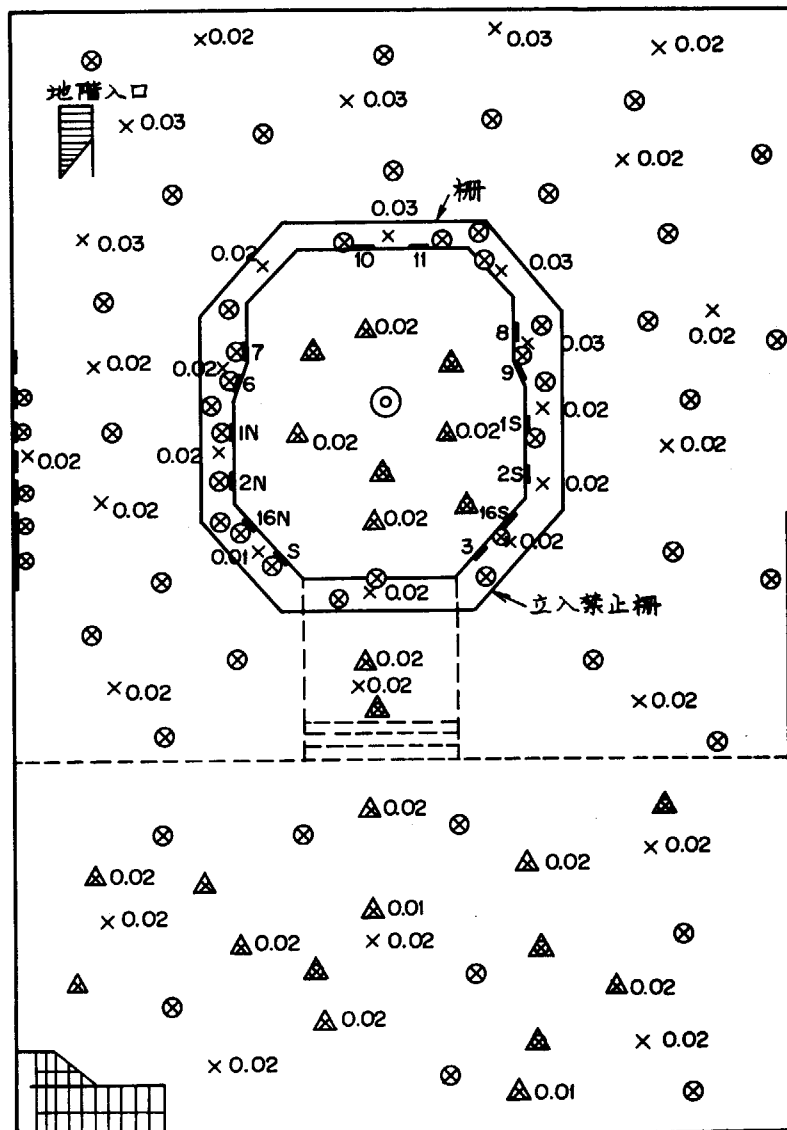


Fig. 7.1 JRR-1 炉室内空間線量率および表面汚染密度

測定日 昭和45年4月1日
 測定器 GMサーベイメータ、GMスケーラ
 単位 { 空間線量率 (mR/h)
 { 表面汚染密度 (dpm/100cm²)
 測定点 { ×印 空間線量率
 { ⊗印 表面汚染密度

表面汚染密度は全点 200 dpm/100cm² 以下

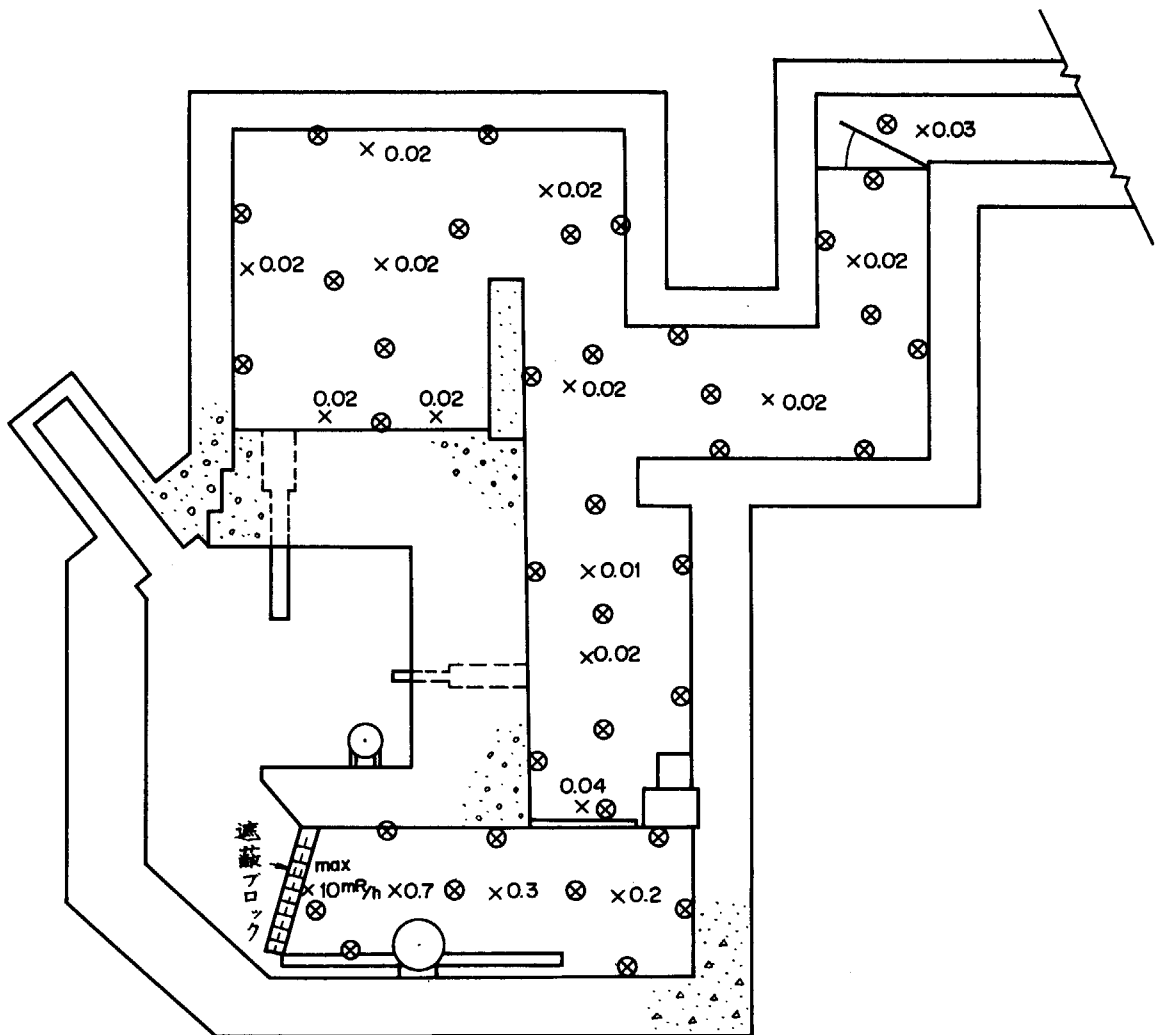


Fig. 7.2 JRR-1 炉室地階空間線量率および表面汚染密度

③ 炉室の気密

炉室出入口ニカ所の扉，大扉の気密保持の状態，および見学用窓に損傷がないか。

④ 室内施設の損傷

炉室内に残存する施設に損傷がないか。

(3) サブパイル室の点検

① 炉心等の圧力

弁操作室の6番のバルブを開け， γ 線照射室の圧力計の指示値を読み記録する。6番のバルブを閉じる。

② バルブ操作口の封印

弁操作室のバルブ1～5，7～14番の操作口が封印されていることを確認する。

③ ドアーの施錠，気密

サブパイル室のドアーの気密および施錠が確実に行なわれていることを確認する。

④ コンクリートブロックの状態

サブパイル室の先端を遮断したコンクリートブロックの取付けが正常であることを確認する。

⑤ コンクリート周辺の γ サーベイ

コンクリートブロック表面をサーベイメータで測定し記録する。

⑥ 周囲排水溝の排水

地下2階へ通ずる階段の横にある覗き窓から，サブパイル室周囲の排水溝の水位を調べ，水位が正常であることを確認する。

⑦ 室内施設の損傷

サブパイル室内の残存施設の損傷，施設の腐食状態について点検する。

8 使用済燃料の固化・廃棄

廃棄物処理場に保管廃棄した J R R - 1 の使用済燃料は、すでに述べたとおり溶液状の燃料であるため、これを固化して廃棄することとした。次に固化作業および廃棄の概要を述べる。

使用済燃料の入った容器 5 個をホットラボ東側ローディングドックから化学ケープサービスエリアに搬入した。容器は 1 回の作業あたり 1 個ずつケープにローディングし、 N_2 ガスを圧入する方法により燃料液を容器から取出し 20 ℓ 入りポリビンに移した。この液は 0.28 mol 硫酸性水溶液であるので、廃棄容器の腐食を防止するため中和することとした。中和は計算量から 10% 過剰の NaOH を水溶液の形で注入し、ガラス棒で攪拌して 1 時間放置した。

中和課程における発熱は、中和剤添加によって液温が最高 15℃ 程上昇したが、発泡、ヒューム発生等は認められなかった。

固化に用いた固化材は焼石膏、パーミキュライトの等容量混合物であり、容器は S S 4 1 材による容積約 12 ℓ のもので内外面とも防錆塗装を施したものである。

容器の内容積は 1 遮蔽容器に収納された燃料溶液の量約 5.8 ℓ (No 5 のみ約 6 ℓ) から中和液量を考慮しても固化用混合材 6 ℓ + 燃料液 6 ℓ で十分な容量である。

中和後 1 時間放置した燃料溶液は、異常のないことを確認した上でポリエチレン瓶の下部コックを開き、少量ずつ固化材を充填した容器に注入した。固化材は、容器に充填する際に液の浸透を良くするため、固化前にパーミキュライトと焼石膏が比重差と粒度の差のために分離するのをふせぐために、数段に厚紙を入れて上下に仕切っておいたが、この処置は液体高放射性廃棄物の固化に関するホットラボでの実験において有効であることが確認されているものである。

液の注加は 200~300 cc/min 程度であり、注加に要した時間は休止時間（下部の空気が逃げるために泡が発生するので一定量注加すると若干休止する。）を含めて約 1 時間であった。この間上述の空気の逃げるための発泡があっただけで特に異常な状態は認められず、固化時の温度も液の注加が終った時点から 20 分後に 48℃、30 分後 50℃、40 分後 50℃（室温 30℃）であり、固化に伴う発熱も大した問題とはならなかった。

以上の操作が終了したのち 1 夜放置して固化を完了したのち、固化の状況を確認して容器のねじ蓋をしめ容器を高放射性廃棄物（固体）用カートリッジに入れ、廃棄物用キャスクに入れて処理場に送り B 型ピットに収納した。

なお、キャスクからの燃料取出しに使用した 2 本のビニール管は、ケープへの容器持込み時に作業員がつけかえを行ない、コックの開閉はマニプレーターで操作できるように改造を施した把手を用いて遠隔操作で行なった。

また、燃料溶液を排出したのちの鉛遮蔽容器はビニールシートで包み、密封した状態で処理場へ移送し B - 1 ピットに廃棄した。

あ と が き

(1) 本報告は、JRR-1の建設から解体までに関する次の一連の記録報告の一部をなすものである。

- ① 「JRR-1の建設」JAERI-memo (公開) 4002, 1970年5月
- ② 「JRR-1の運転と利用」JAERI-memo 4506, 1971年7月
- ③ 「JRR-1解体」

(2) 本報告の執筆分担者は、次のとおりである。

- | | |
|----------|--------------------|
| 第1章～第3章 | 池沢 巖 (現RI研修所) |
| 第4章, 第5章 | 青柳長紀 (現研究炉技術課) |
| 第6章, 第7章 | 鈴木一彦 (現JRR-3管理課) |
| 第8章 | 伊藤尚徳 (ホットラボ管理室) |

全体のとりまとめは、大内利夫(現器機課); 黒沢俊昭(研究炉業務課)が行なった。

- (3) JRR-1の解体に関する経緯については本文に詳細に記してあるが、原子力局と十分に打合せを行なってその方法を決定したものである。しかし、このような解体の方法は、JRR-1についてのみ行なわれることになったものであって、今後起る原子炉の解体すべてについて前例とはならないが、考え方等について参考となれば幸いである。
- (4) 本報告をもって、JRR-1に関するすべての報告を終えることになった。JRR-1の解体に伴って刊行されたこれら報告書の作成に、種々ご教示を賜わった方々に感謝する。

付 録

JRR-1の運転管理に関連した報告の一覧

さきに、「あとがき」で述べたように、JRR-1に関する報告は本資料をもってすべて完了することになった。そこで、これまでに出版されているJRR-1の建設、運転管理に関する報文のタイトルリストを以下に記載する。

凡 例

1 JRR-1の建設、運転管理に関連した報告類のタイトルをリストしたものが本一覧表である。(JRR-1を利用した実験、照射などについての研究報告はここにのせていない。原子炉を運転管理する立場から関連ありとみた報文のみをリストした。)

2 歴史的な意義を考え、口頭発表報告は第2回原子力シンポジウム(1958年2月)での発表に限って第I部として掲載した。

3 報文は次のような分類にしたがってリストした。

- (1) 施設に関する資料
- (2) 建設から臨界試験までに関する報告
- (3) 特性試験関係の報告
- (4) 化学分析試験
- (5) 運転管理およびその経過に関連した報告
- (6) 共同利用に関するもの
- (7) 法規に関連するもの

4 この報文リストの作成にあたっては、主として次の資料によった。

JAERI-5011(Vol.1), Technical Publications by JAERI Staff
through 1964. 9月. 1965, 89 page

研究成果要旨集, Ⅱ5付録. JAERI-memo以前の資料リスト(1956.6月~1962年
9月) 1968.5月 57 page

JAERI-memo 2967, 報告者別JAERI-memoリスト. Ⅱ1., 情報資料課,
1968.2月. 77 page

I 口答報告

(第2回原子力シンポジウム(1958年2月, 東京)において発表されたものに限定する。)

C-46

JRR-1原子炉建家の建設について一重コンクリートの打設。能美英彦, 大村道夫, 岩田巖, 高瀬三俊, 金子 稔

A-19

JRR-1の建設経過について。神原豊三, 他

B-33

JRR-1の燃料溶解。内藤奎爾，梅沢弘一，吉田博之，鈴木敏夫，原 礼之助

A-21

JRR-1の制御系について。苦米地 顕，

A-20

JRR-1の臨界実験。松本元一

C-18

JRR-1運転開始前後における放射線モニターについて。村主 進，古田 悠，田村 務，好村滋洋，萩原賢二

A-22

JRR-1の特性(I)。庄司 務

A-23

JRR-1の特性(II)。高橋嘉右

A-11

JRR-1の中性子平均寿命 ℓ の測定-JRR-1の動特性。住田健二，高橋嘉右，中井浩二，黒川良右

A-24

JRR-1の応用について-原子炉実験孔内に挿入した各物質が原子炉の反応度に及ぼす影響。柿原幸二

II (所内報告および外部投稿報告)

II-1 施設に関する資料

JAERI 6001

JRR-1の概要とその安全対策。1957年8月，32page

JAERI 1003-F

JRR-1の制御系について，JRR-1管理室，1958年7月，37page

JRR-1の概要とその特性。神原豊三，柿原幸二，松本元一，庄司 務，原子力発電，2：(2) 55~63(1958)

JAERI-memo 2520

研究用原子炉(JRR-1, 2, 3, 4, およびJMTR)の構造概要，研究炉管理部，1965年12月，7page

II-2 建設から臨界試験までに関する報告

JAERI-memo 4002

JRR-1の建設，研究炉管理部，1970年5月，51page

JAERI 1003-B

JRR-1の臨界前試験，JRR-1管理室，1958年7月，20page

JAERI 1003-C

JRR-1の核燃料溶解，化学部，1958年12月，12page

JAERI 1003-D

JRR-1の臨界実験, JRR-1管理室, 1958年7月, 23 page

わが国における最初の原子炉。庄司 務, 科学, 28. (1) 29-33 (1月, 1958)

JAERI 1003-G

JRR-1臨界実験および出力試験中における放射線管理, 放射線管理室, 1959年12月, 24 page

II-3 特性試験関係の報告

JAERI 1003-E

JRR-1の特性試験, JRR-1管理室, 1958年7月, 39 page

JAERI 1004

JRR-1における中性子束の絶対測定。高橋嘉右, ほか, 1958年9月, 7 page

資料 756

JRR-1炉心 γ 線スペクトルの測定, 保健物理部, 1960年5月, 28 page

資料 520

JRR-1の熱電対と熱定数測定, 技術研究室, 1960年10月, 19 page

資料 523

JRR-1, JRR-2停止時の中性子減衰曲線, 富井格三, 1961年8月, 26 page

資料 563

JRR-1の反応度の温度係数の測定とその解析。江連秀夫, 1962年6月, 5 page

資料 42

JRR-1の反応度の温度係数の測定とその解析, 江連秀夫, 1962年6月, 35 page

原子核乾板によるJRR-1炉心からの漏洩中性子束スペクトルの測定

野本昭二, 中村知夫, 日本原子力学会誌, 4:365 (1962).

II-4 化学分析試験

資料 737

JRR-1 1次冷却水の分析, 上野馨, 1959年7月, 18 page

燃料溶液を中心としたJRR-1の総合試験(I)

JRR-1管理課, 日本原子力学会誌, 3:40 (1961).

燃料溶液を中心としたJRR-1の総合試験(II)

(化学分析)本島健次, 橋谷 博, 他, 日本原子力学会誌, 3:55 (1961).

焦点クロマトグラフ法によるJRR-1燃料溶液中の ^{137}Cs の迅速分離定量

矢島聖使, 波谷政夫, 木曾義之, 日本原子力学会誌, 4:361 (1962).

JAERI-memo 3109

JRR-1の燃料増殖試験, JRR-1管理課, 1968年5月, 100 page

JAERI-memo 3166

第2回JRR-1燃料溶液の分析, 大西 寛, 他, 1968年7月, 30 page

II-5 運転管理およびその経過に関連した報告

資料 524

JRR-1 2年間のあゆみ, JRR-1管理室, 1959年8月, 5 page

資料 729

JRR-1 建物および付属設備の放射線保安の立場からみた現状，保健物理部，1959年6月，39 page

わが国における原子炉の検査および試験の実態，1，JRR-1

苦米地 顕 (JRR-1 管理課) 原子力発電，6：(1)9~14 (1962)

JAERI-memo 1097

JRR-1 制御系機器による原子炉の異常検出について。苦米地 顕 (JRR-1 管理課) 1963年1月，18 page

JAERI-memo 1230

JRR-1 における今日までの問題点。苦米地 顕，石井敏雄 (JRR-1 管理課) 1963年6月，40 page

JAERI-memo 1287

JRR-1 の保守記録。苦米地 顕，油井多丸 (JRR-1 管理課)，1963年7月，83 page

JAERI-memo 1850

JRR-1 搬送ガス流量計の異常とその措置，JRR-1 管理課，1964年12月，40 page

JAERI-memo 1418

Maintenance experience on JRR-1 . 苦米地 顕 (JRR-1 管理課)

JAERI-memo 2517

研究炉の運転管理データ №1. 研究炉管理部，1966年11月，299 page

JAERI-memo 2739

研究炉の運転管理データ №2. 研究炉管理部，1967年7月，314 page

JAERI-memo 4506

JRR-1 運転と利用。鈴木一彦，大森栄一，山本 章，池沢芳夫，1971年7月，110 page
II-6 共同利用に関するもの

資料 526

JRR-1 共同利用説明書，JRR-1 管理室，1959年3月，28 page

資料 525

JRR-1 建家内で実験をする方へ，JRR-1 管理室，1959年3月，10 page

Review of the Utilization of JRR-1

杉本朝雄，柿原幸二，

Symposium on "Programming and Utilization of Research Reactors." held in Vienna, Oct. 16-21, 1961. (Published by Academic Press, London and NewYork) pp. 483-495.

JAERI-memo 1180

JRR-1 共同利用状況報告 (昭和33~36年度)。研究炉業務課 (坂東昭次，天野良雄，猿田 徹) 1963年4月，87 page

JAERI-memo 1580

JRR-1 利用に関するデータシート，研究炉業務課 (米栖洋二，大杉 稔) 1964年5月，63 page

JAERI-memo 3483

JRR-2停止に伴うJRR-1およびJRR-3の支援共同利用について(経過報告),
JRR-2復旧対策本部利用対策班, 研究炉利用課, 1969年2月, 66page

II-7 法規に関連するもの

資料 523

JRR-1保安規程, JRR-1管理室, 1959年9月, 112page

JAERI-memo 1500

JRR-1性能検査の基準に関する書類, 研究炉業務課, 1964年12月, 32page

JAERI-memo 2434

JRR-1の性能検査の基準に関する書類, 研究炉管理部, 1966年9月, 31page

以上