

JAERI-M

4 6 3 0

低温化学照射装置 (LTFL) の運転報告・I  
(昭和 44 年度運転・特性試験)

1971年11月

佐藤 章一・森山 犀・助川 友英

団野 皓文・大島 恵一\*, 山崎 弥三郎  
岡本次郎・浜ノ上 慶男・池添 康正  
徳永 興公

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

低温化学照射装置（L T F L）の運転報告。I  
(昭和44年度運転・特性試験)

日本原子力研究所・高崎研究所・研究部

佐藤章一・森山 昇・助川友英\*

団野皓文・大島恵一\*\*・山崎弥三郎

岡本次郎・浜ノ上熊男\*\*\*・池添康正

徳永興公\*\*\*\*

昭和44年度に行なわれた低温化学照射装置の運転について述べた。計7回の運転で、装置の特性、特にヘリウム流路の圧力、温度特性を測定し、設計計算値と比較できる結果を得るとともに、試料取扱いなどの運転操作の習熟も企った。本装置で、充分安全に化学反応系の核分裂片照射実験を行なうことができ、所期の目的を達せられるとみられる。

\* 東海研究所・原子炉工学部

\*\* 東京大学工学部

\*\*\* 東海研究所・原子炉化学部

\*\*\*\* 高崎研究所・開発試験場

Operation Report on the Low Temperature Fissiochemical Loop (LTFL).

1. Test Operations During the Period of April 1969 to March 1970.

S. SATO, N. MORIYAMA, T. SUKEGAWA,<sup>\*</sup> A. DANNO,

K. OSHIMA,<sup>\*\*</sup> Y. YAMAZAKI, J. OKAMOTO,

K. HAMANOUE,<sup>\*\*\*</sup> Y. IKEZOE and O. TOKUNAGA<sup>\*\*\*\*</sup>

Division of Research, Takasaki Radiation

Chemistry Research Establishment, JAERI.

(Received November 1971)

The Low Temperature Fissiochemical Loop (LTFL) has been test operated seven times with or without nuclear reactor power, during the F.Y. 1969 - 1970 period. Operational characteristics of the loop were measured, evaluated and compared with the design calculations, including the pressure loss and temperature distribution along the coolant helium piping, performance of the instruments and thermal effects of reactor radiations on the capsule and in-pile plug of the loop.

It was found that the loop can be operated with sufficient safety for the irradiation of chemical reaction systems in the presence of fissionable materials, as designed.

---

\* Division of Reactor Engineering, Tokai Research Establishment, JAERI.

\*\* Faculty of Engineering, The University of Tokyo.

\*\*\* Division of Chemistry, Tokai Research Establishment, JAERI.

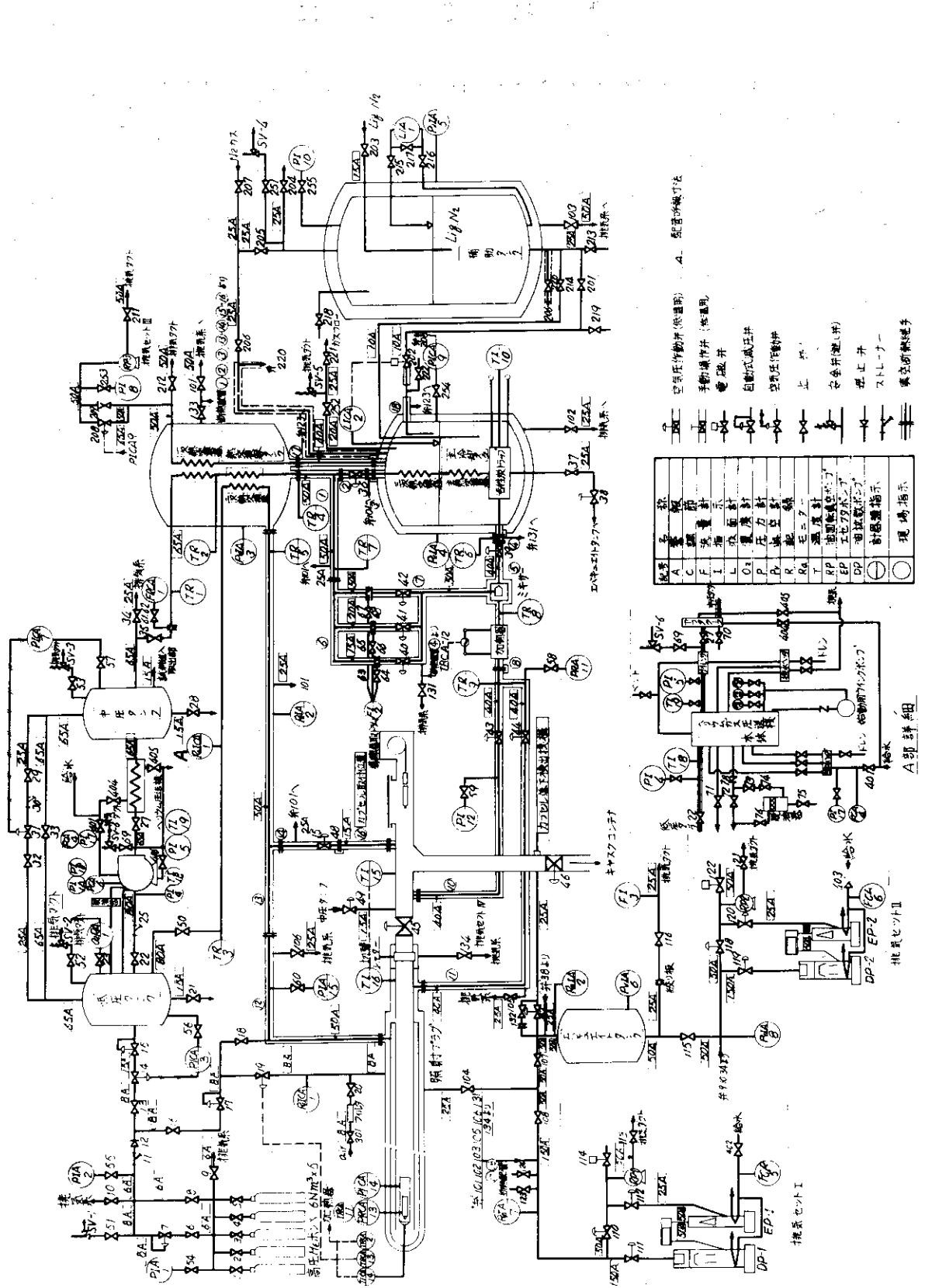
\*\*\*\* Pilot Scale Research Station, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment, JAERI.

# 目 次 な し

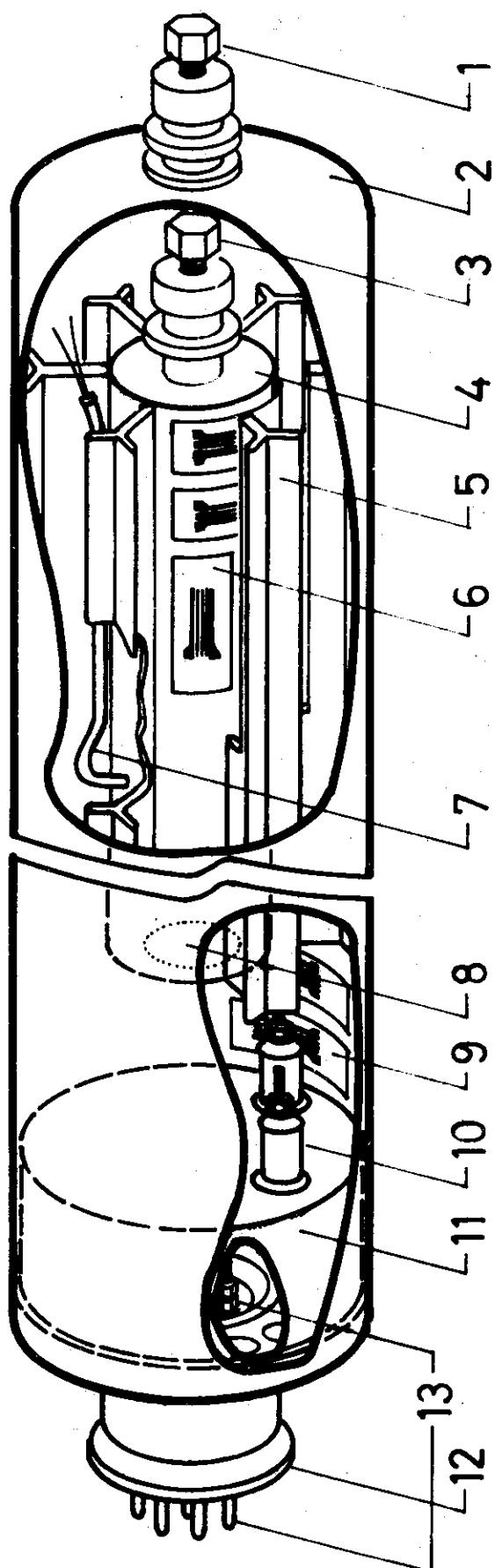
## 1. はじめに

低温化学照射装置 (Low Temperature Fissiochemical Loop, LTFL) は、化学反応器として原子炉を利用するという概念、即ち化学原子炉の考えを実現することを最終目標とし、このような原子炉に適用可能な化学反応系の探索を可能とするための装置として提案<sup>1)</sup>された。その後、昭和40年に概念設計<sup>2)</sup>を行い、44年3月まで炉外<sup>3)</sup>、炉内試験<sup>45)</sup>を終了し、44年度より使用可能の状態になったが、本装置を設置した JRR-3 が燃料要素破損などの事故により44年度中共同利用運転が行われなかった。このため原子炉は運転休止中であるが、装置の特性、特に運転、制御に関連したヘリウム循環流路の温度、圧力、流量などの特性を中心に、設計計算との比較を行うための運転を行い、あわせて運転員の操作習熟の機会を得ることとした。44年12月と45年1月には、JRR-3 が性能試験のため 5 MW と 10 MW でそれぞれ短期間運転されたので、この機会を利用して、原子炉運転中の特性試験も行うことができた。

L T F L のヘリウム流路を中心とした概略図と、カプセル構造を第1、2図に示す。



第1回 LTLフルポート



第2図 LTF-L用カプセル

- |                               |                         |
|-------------------------------|-------------------------|
| 1,3 ノズルとボルト(止め弁)              | 8 破裂板, $14\phi$ , 0.05t |
| 2 外カプセル, $55\phi \times 316L$ | 10 端子(8極)               |
| 4 内カプセル                       | 11 耐圧密端子板               |
| 5 除熱用アルミニ合金製フィン               | 12 セラミック絶縁コネクター         |
| 6,9 ストレッシャージ(カプセル毎(4素子))      | 13 コネクターピン              |
| 7 アルメル・クロメル熱電対                |                         |

## 2. 運 転 の 概 要

### 1 運転の概要

L T F L 運転は計 7 回行われたが、このうち第 1 回から第 3 回までの運転は、カプセルの圧力計（ストレンゲージ）の作動試験と、カプセルの取付作業の習得が主な目的であって、装置の全体からいえば部分的な運転、試験である。第 4 回以降は、照射試料が反応研究用のものではなくヘリウム充填、核燃料なしのカプセルであった点を除けば、完全な全運転操作を含むものであった。このうち、第 4 , 5 回の試験は原子炉（ J R R - 3 ）停止中に行われ、原子炉放射線の効果を除いた装置の熱的特性が測定されたのに対し、第 6 , 7 回の運転は原子炉出力それぞれ 5, 10 MW で行われた。これは、原子炉の性能試験として短期間運転された時期を利用したもので、第 4 , 5 回の結果と併せて、原子炉の出力の装置への影響を評価するのに役立った。

次に、各運転の主要実験条件、目的などを示す。

- 1) 第 1 回運転（ 4 4 年 4 月）。カプセルのストレンゲージの特性試験。
- 2) 第 2 回運転（ 4 4 年 5 月）。カプセルのストレンゲージの感度、操作上の安定性などの調整および試験。
- 3) 第 3 回運転（ 4 4 年 6 月 11 日）。カプセル取付作業手順の検討を目的とし、また照射試験を模擬して運転を行った。
- 4) 第 4 回運転（ 4 4 年 8 月 12 日）。ヘリウムバイパス流量と照射温度の関係、最低温度での温度分布、圧力損失の測定。
- 5) 第 5 回運転（ 4 4 年 9 月 12 日）。第 4 回運転の再実験を行って、データの再現性をみた。また、第 4 回運転で主熱交換器（主冷却タンク中）の活性炭吸着塔の再生不充分によると思われる予想以上の圧力損失があったため、8 月 27, 28, 29 の三日間活性炭再生操作を行ったので、この効果をみることも目的とされた。
- 6) 第 6 回運転（ 4 4 年 12 月 18 日）。原子炉性能試験のため 5 MW で運転中に、装置の運転を行い各特性試験を行ったほか、原子炉の出力低下をはさんで測定を行い原子炉放射線の熱的効果を確認する試験を行った。
- 7) 第 7 回運転（ 4 5 年 1 月 20 日）。第 6 回同様に、原子炉性能試験を利用して、 10 MW 運転中に各特性試験を行った。

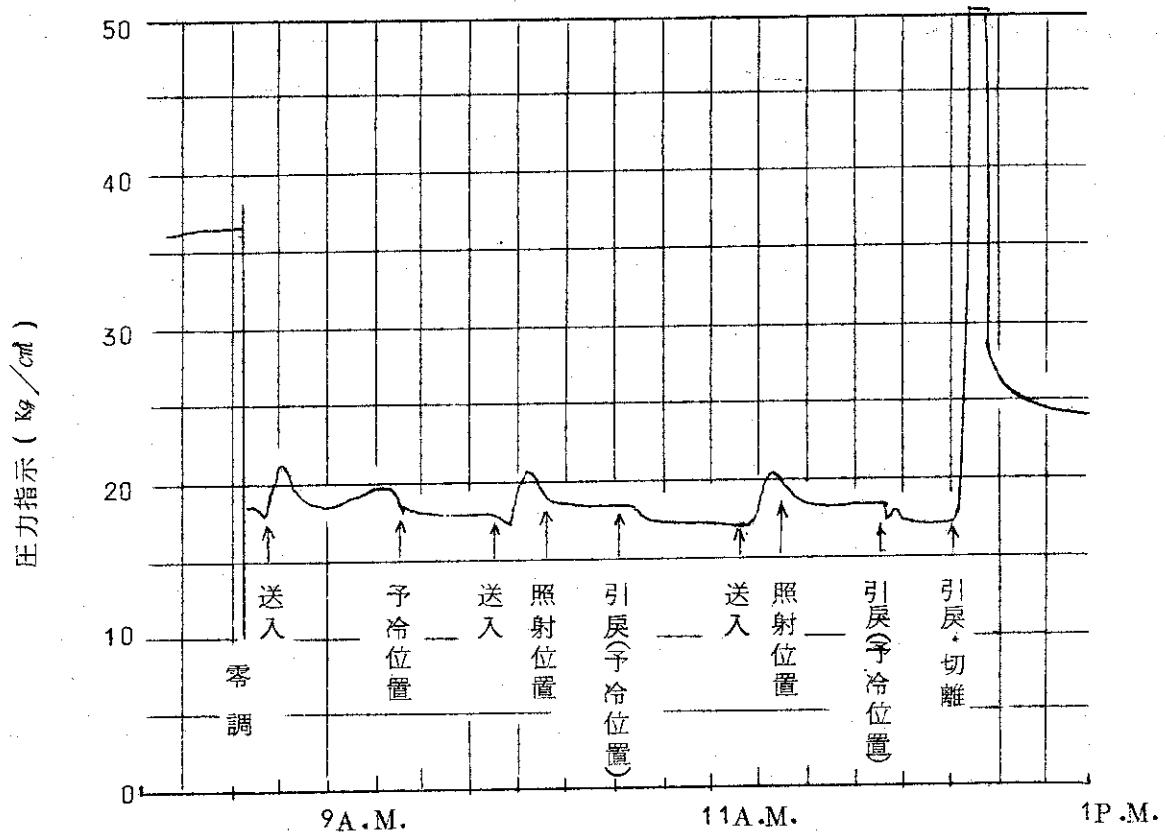
### 2 運転の経過

ここで各運転の経過と主な試験結果について述べる。

#### 2.1 第 1 回および第 2 回運転

今回の試験においては、カプセルがリード線コネクターに取付け（常温）操作されてから、予冷位置に送られ、次に照射位置まで送入される間に、内カプセル圧力計（ PRCA-13 ）の指示が大きなふれを出し、そのためカプセルの自動引き戻しを含む警報が自動的に出ることにつながるトラブルとなる点が中心となる問題であった。これは炉外試験においてリード線の振

動と、冷却によるゲージの抵抗変化によることが認められた。この指示のふれを減らすため、炉内試験まで圧力計のストレンゲージは、内カプセルと外カプセル(PICA-14)の両方共四素子をブリッジに組み、交流で測定を行うように、炉内試験まで改善を行ったが、なおゲインの調整などを行ったものである。この結果、第3図に示す程度にふれは減少し、操作上のトラブルとはならなくなつた。



第3図 カプセル圧力計指示の操作に伴う変動

## 2.2 第3回運転

この運転は、常温での照射運転操作を行うことと、カプセルの取付作業を行って操作手順の妥当性を検討することを目的として行われた。

(1) カプセル取付操作。カプセルは、リード線コネクターと遠隔で取付けを行うことを標準として設計されている。このため、安全性を高くするために、遮蔽上から、コネクターを直視しながら取付け工具を用いて作業する第一法、および、更に安全性が高いように、遮蔽横に作業者が位置し、鏡を使い手先のみがコネクターから直接の放射線を受け、目は受けないようにして同じく取付け工具を用いて作業する第二法を、作業員が交代しながら行ってみた。

その結果、遮蔽上からコネクターを直視する第一法が採られた。その際厚さ10cmの鉛ガラス窓を固定し、これを通してコネクター部分を見ながら作業する第三法も実際的に検討した上

で今後の方針を決定した。これは、この直視の方法でも、作業に多少の慣れがあれば作業時間を5分以内の程度に縮めることは容易であること、また間接的な方法（第二および第三法）は、コネクターとカプセルの接続の位置合せのマークが見にくく、また、操作が格段に困難となるため、接続の確実性も劣り、その後の操作上からトラブルの可能性を増すと総合的に判断されたためである。第一法をとる場合、実際には手先または水晶体の位置で放射線レベルが高ければ、コネクターの残留放射能の減衰を待つことで作業の安全性は確保される。

(2)照射運転操作試験。装置の真空排気、液体窒素の主冷却タンクへの充填を行ったが、カプセル取付け作業中に取扱部にあるリミットスイッチを破損したのでカプセルの送入操作までは行われなかった。これはカプセル取付け工具が重く、滑りやすいことも一因であると考え、後により軽量の工具を二、三製作し、以後それを使用した。

### 2.3 第4回および第5回運転

この2回の運転は共に炉出力零で行われ、ヘリウム流路について、バイパス流量の変化に対応した各部の温度と圧力を測定した。

実験条件は次の如くである。

- (1)カプセル挿入—最先端より60mm手前の位置とし、カプセル気送中の状態を模擬した。
- (2)加熱器—平衡温度を知り、後の実際の運転の参考とするため、通電しないこととした。
- (3)ヘリウム全流量調節—設計計算の前提に従うため、中圧タンク圧力調節計(PICA-7)を1.5、低圧タンク圧力調節計(PICA-3)を0.5 kg/cm<sup>2</sup> GICセットし、自動調節する。PICA-7=1.5 kg/cm<sup>2</sup> Gで、全流量が400 Nm<sup>3</sup>/hを越えたときは、中圧タンクから低圧タンクへの戻りの弁V-33を開き、越えなければV-33全閉とする。
- (4)バイパス流量調節—バイパス流量計(FI-2)を400(または最大)、350, 300, 200, 100, 0 m<sup>3</sup>/h IC設定する。このため表1のようなパターンで調節弁V-39, 40, 41,

表1.弁操作パターン

手順	弁位置 No.	主冷却路 V-39	バイパス流路			RP-
			V-42	V-41	V-40	
1	開始時	CLOSE	OPEN	CLOSE	CLOSE	OFF
2	以後	C → O	O	C	C	OFF
3		O	O → C	C	C	OFF
4		O	C	O → C	C	OFF
5		O	C	C	O → C	OFF
6		O	C	C	C	ON

42を操作する。バイパス流量Oのとき、そのままで平衡温度、圧力を読んだ後、主冷却タンク過冷却の窒素減圧ポンプRP-3を運転し、もう一度平衡温度、圧力を測定する。

(5)測定計器一次の読みを、各バイパス流量設定値で測定する。(＊印はRP-3 ONのときのみ)

## (1) 壓力 : 中圧タンク内

加熱器後	PICA-7
プラグ後	PIA-11
低圧タンク内	PICA-3
主冷却タンク内*	PICA-9
R P - 3 前*	PI-8

ほかに参考として、圧送機前、後の圧、( PI - 4, 5 )

## (2) 温度 : 中圧タンク後

H E № 2 後	T R-1
主 H E 後	T R-4
プラグ前	T R-6
プラグ先端	T I - 16
内カプセル温度	T R C A - 12, 13, T I C A - 14
H E № 2 前	T R-5
H E № 2 後	T R-3
H E № 1 後*	T R-2

## ( H E : 热交換器 )

(6) カプセル - He 2.0 kg/cm<sup>2</sup> G 充填の無核燃カプセル使用。

以上により測定を行った。測定結果などについては、第4回、第5回運転の場合もあわせて第3章に述べる。

第4回運転では、前半と測定中の操作は順調であったが、試験終了後のカプセル引戻し操作において、「試料引戻」ボタンを押した際、カプセルが切離し位置付近までもどっているにもかかわらずリード線巻き戻しモーターが停止せず、したがって前部シャッターと V - 45 が自動的に閉じなかった。このため必要な操作を手動で行って操作を終了した。このトラブルは、リード線の巻き取り不良などによるものであった。詳細は 3.3 の(2)に述べるが、第5回運転前に修理を完了した。

第5回運転は、主冷却タンク中の活性炭吸着塔の霜つきによると思われる圧力損失の過大な点を修正するため、3日間にわたり、延べ20時間の加熱排気(再生処理)後に行なった。その結果この部分の圧力損失は明らかに減少した。

## 2.4 第6回および7回運転

第6回運転は、J R R - 3 が F.F.D. 性能試験のため 5 MW 30 時間の運転を行った期間を利用して行なった。第7回も、炉の性能試験が 10 MW で 5 日間行われた期間を利用して行なった。

2回共に、測定条件、測定項目は原子炉運転中の運転であることを除けば、前の2回の運転と同じであるが、第6回運転では、安全回路の一つのチェックとして、ループ管路の放射線モニター (Ra ICA-1) の回路を電源断とし、この警報信号により自動引戻しを行なった。この時作動は正常であり、取出位置まで自動的に引戻されたカプセルを操作ボタン手動により取出し

た。また、この引き戻しの前、カプセル照射中に原子炉停止となつた場合について、温度変化などを観察したこと、第6回運転での特徴的なことであった。この時、カプセル温度は、約0.5°C低下したが、プラグ先端温度は低下が見られなかつた。このことは、ループ冷却能力に充分余裕があり5MWでの放射線発熱の影響は無視できる程度であることを示す。

### 3. 測定結果と論議

#### 3.1 圧力損失

ヘリウムの流れに関しては、設計<sup>2)</sup>にあたって、原子炉からの放射線、特にガンマ線によるカプセルおよびプラグの発熱を除去するための冷却効果と、カプセルの気送力を考慮して計算がなされた。その結果、カプセル気送に必要な流量を確保することが最も大きな条件になる<sup>2)</sup>ことから、カプセルとリード線コネクターの設計<sup>6)</sup>に注意をはらった。カプセル気送に充分な流量として、400 Nm<sup>3</sup>/h を考えて熱収支<sup>7)</sup>および熱交換器<sup>8)</sup>の計算を行い、圧力損失<sup>9)</sup>を算出した。熱交換器は、液体窒素との熱交換を行うための主熱交換器が銅の蛇管式であるほかは、気化した低温窒素の顯熱利用のための一次、三次熱交換器と、再生熱交換を行なう二次熱交換器ともに、マルチエントリー、波型フィンのアルミニウムロウ付け形式のもので、熱交換容量が大きく、圧力損失も比較的小さい。

設計計算および実測による圧力分布を表2に示す。表から明らかなことは、設計計算では圧力損失が実測値より大きい。

表2. 圧力損失設計計算値と実測値<sup>\*1</sup>

ヘリウム流路 区間	圧力損失 計 算 値 (Kg/cm <sup>2</sup> )	圧力分布(圧力読み Kg/cm <sup>2</sup> G)					
		測定器 <sup>*2</sup>	計算値 <sup>*3</sup>	実測値			
				第4回	第5回	第6回	第7回
圧送機出口		P I -5		1.52	1.57	1.55	1.55
圧送機より二次熱交換器出口まで	0.1915	PICA-7	1.50	1.48	1.50	1.50	1.49
照射プラグ入口まで	0.0765	無					
照射プラグ出口まで	0.0300	PRA-11	1.23	0.72	0.76	0.85	0.71
二次熱交換器出口まで	0.0734	PIA-15	1.20	0.71	0.75	0.88	0.77
圧送機入口まで	0.0096	無					
低圧タンク		PICA-3	1.12	0.61	0.66	0.74	0.64
圧送機入口		P I -4		0.33	0.38	0.43	0.35

\*1 液体窒素減圧ポンプ不使用で最低温度運転の場合

\*2 測定器の表中の位置は、実際の位置が区間の前にあるように表示した。また測定器中でP I -4, 5とP I C A-7, 3について、計算では中圧、低圧タンクの圧は圧送機の出、入口の圧と大差ないものとして扱っていたので、両者を併記した。

\*3 計算は圧送機出口圧 1.5 Kg/cm<sup>2</sup> Gを前提とした。

送機出口から照射プラグ出口までの圧力損失が、0.27 Kg/cm<sup>2</sup> であるはずが、実測では0.65～0.78 Kg/cm<sup>2</sup> と著しく大きいこと、および低圧タンク圧力と圧送機入口(吸込)圧力の差が0.28～0.31 Kg/cm<sup>2</sup>と同じく予想より大きいことである。前のことは帰りの流路の照射プラグ出

口から圧送機入口まで（実際は低圧タンク入口まで）の区間の圧損失が計算値とよく合っていることと、流路の構造とから見て、主冷却器中にある活性炭吸着塔の圧力損失が大きいことによるものと思われる。さらにこの区間の圧力損失が最低温度での $0.65 \sim 0.78 \text{ kg/cm}^2$ という値に対して、常温では $0.3 \text{ kg/cm}^2$ 以下の程度であることから、活性炭への霜つきが活性炭吸着塔の圧損失の大きな原因となっているとみられる。これは、第4回と第5回の運転の間で活性炭を加熱排気したとき、圧損失が $0.76$ （第4回）から $0.74 \text{ kg/cm}^2$ （第5回）へ減少し、また再生処理をその後行わなかったためふたたび $0.78$ （第7回）と増大したことからも推察される。低圧タンク圧力と圧送機吸込口圧力との差が大きいことの原因は明らかでないが、吸込側圧力計（PI-5）の位置が吸込弁直前で、計算に含めた流路抵抗のほかの圧送機内部の流動抵抗が大きいことが影響していると思われる。

以上のように、圧力損失に関しては、常温付近の運転では問題ないが、低温運転ではかなりひんぱんに活性炭の再生処理を行う必要があることが明らかになった。

また、ヘリウム流路以外では、液体窒素減圧ポンプの運転により、主冷却タンク内の液体窒素の沸点を下げて過冷却を行う操作は、主として減圧ポンプ RP-3 ( $1,500 \text{ l/min}$ )の容量不足により充分な減圧が行えないことが主な原因で、問題点の一つである。これは液体窒素蒸発量が $50 \text{ l/h}$  ( $= 533 \text{ l/min}$  at  $1\text{atm}, 0^\circ\text{C}$ ) であるのに対し容量が不足していることもあるが、装置全体の配置上ポンプと主冷却タンクの間の距離がかなり遠くなつたことによる流動抵抗の因子もかなりきいていると思われる。

### 3.2 温 度 分 布

装置の性能に最も関係する冷却性能に関しては、冷却温度の調節、装置全体の熱損失の評価と熱交換器の設計、最低温度での過冷却効果、および原子炉放射線によるプラグ先端部とカプセルの放射線発熱の問題がある。

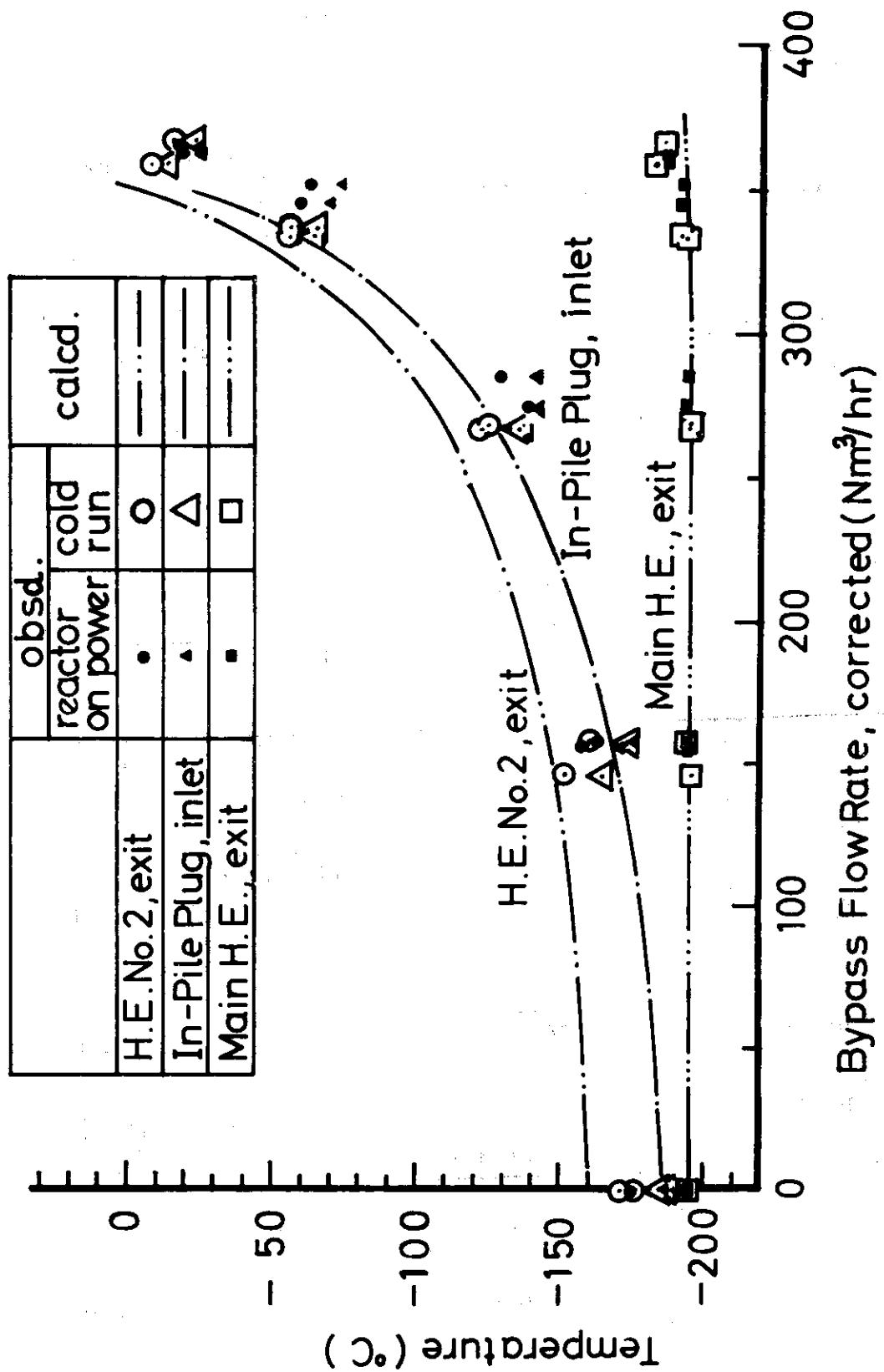
#### (1) 温度調節

本装置でカプセル照射温度の調節は、図1に示すように、再生熱交換器（二次熱交）を通りたあとのヘリウム流路を二つに分け、液体窒素による冷却が行われる流路（V-39により流量調節）と、この冷却が行われず $C_v$ 値の異なる3ヶの流量調節弁（V-40, 41, 42）によつて流量調節されるバイパス流路とに流れるヘリウム流量比を調節し、ミキサーで混合後のヘリウム温度を、照射温度によって調節することを行つようになつてゐる。このバイパス流量と照射温度の関係は設計計算で、全流量 $400 \text{ Nm}^3/\text{h}$ 、初圧 $1.5 \text{ kg/cm}^2\text{G}$ を前提として求められている。

実測による再生（二次）熱交換器出口温度、プラグ入口温度と主冷却器出口温度を、設計計算曲線と共に第4図に示す。図の横軸は、バイパス流量計（FI-2）の読みを、次の如く温度補正した値でとつた。

オリフィス流量計の流量算出式は、ASME式<sup>10)</sup>によれば、次のようになる。

$$Q_1 = K_o \phi F_o \sqrt{2g \Delta P / \gamma} \quad (1)$$



第 4 図 標準温度に補正したバイパス流量と各部の温度  
曲線は設計計算値。中空の点は原子炉停止時、中実の点は原子炉運転  
( 10 MW , 第 7 回 , 5 MW , 第 6 回 ) 時の測定値を示す。

ここで  $Q_1$  : 体積流量

$K_0$  : 流量係数, 絞り比による常数

$\phi$  : 膨張係数(圧損失小として, 定数とみなせる)

$F_0$  : 絞り断面積

$g$  : 重力加速度

$\Delta P$  : 差圧

$\gamma_1$  : 比重量

添字の1はオリフィス上流側を示す。従って読み取られた流量  $Q_1$  から標準温度での体積流量  $Q_0$  を求めるには,  $Q_0 = (定数) / \sqrt{\gamma_1}$ ,  $\gamma = 1/v = (定数) / T$  であるから,

$$Q_0 = Q_1 \sqrt{(T_0 / T_1)} \quad (2)$$

となる関係を用いればよい。バイパス流量計 FI-2 に対しては上流側にある TR-7 の値を, 全流量計 FRCA-1 に対しては, 断熱膨張を無視できるとして下流ではあるが位置の近い TR-1 の値をそれぞれ用いて流量補正が行われ, 図4の点の如くなつた。このうち問題となるのは, プラグ入口温度 (TI-16) で, こことプラグ先端温度の差は 2~3°C であるので, これを見込めば, 照射温度を望む値としたときのバイパス流量が求められる。

## (2) 热交換器設計計算の評価

前節と内容的には重なるが, 热交換器の設計計算値と実際の温度分布の比較を, 原子炉停止中と 10 MW 運転中の結果(第5回と第7回)について行うと表3の如くになる。

表. 3 热交換器の設計計算結果<sup>8)</sup>と実測値<sup>\*1</sup>

熱交換器	熱交換 容量 (kcal/h)	液 体	入口 温 度 (°C)			出口 温 度 (°C)		
			計算値	実 测 値		計算値	実 测 值	
				第5回	第7回		第5回	第7回
<i>M</i> 1	1340	He(in)	+ 30	+ 30	+ 24	+ 15	+ 6	+ 2
		N <sub>2</sub>	-177	-	-	- 32	-	-
<i>M</i> 2	16900	He(in)	+ 15	+ 6	+ 2	-175	-176	-175
		He(out)	-185	-186	-184	+ 5	- 1	- 4
<i>M</i> 3	179	He(in)	-175	-176	-175	-177	-	-
		N <sub>2</sub>	-196	-	-	-177	-	-
<i>M</i> 4	1695	He(in)	-177	-	-	-196	-194	-194
		Li g. N <sub>2</sub>	-196	(-196)	(-196)	-196	(-196)	(-196)

\*1 計算の前提条件: 主冷却器(*M*4)出口温度 -19.6°C, 全流量 400 Nm<sup>3</sup>/h, バイパス流量 0。

表から, 热交換器に関する設計計算結果と実測値とはよく一致していることが明らかで, 本装置の冷却性能は所期の目的を達している。

## (3) 原子炉放射線の熱的効果

第6, 7回運転の結果を第4, 5回運転の結果と比較すれば、原子炉放射線の熱的効果が明らかになる。

設計計算において、本装置プラグ先端部での発熱は、原子炉設計計算書<sup>11)</sup>の炉心付近の値を参考として、構造材SUS27の発熱0.2 watt/gととり<sup>2)</sup>核分裂片線源となる、ウラン量3.6 mg<sup>235</sup>Uの発熱1.07 Wを含めたカプセルの発熱(150 kcal/h), コネクター(75), プラグの内管と仕切管(1090)の総計1315 kcal/hという値が算出されている。実際には、プラグ位置が照射実験孔最先端より少し手前に位置していること、各種の端板があることなどから、これより発熱が少くなることは予想された。

原子炉10 MW運転中の第7回運転で、過冷却運転時に、カプセル温度(TRCA-11)は-194°C, プラグ先端温度(TRCA-12, 13, TICA-14)は-191, -190, -195°Cを示した。プラグ先端温度計3本のうち2本は原子炉停止中も、カプセル温度より3°~5°C低く指示しているので、TICA-14のほうが信用できるとみられる。以上の結果より原子炉運転によるカプセル温度とプラグ先端温度の温度差は2°C程度であるといえる。また、原子炉運転によるプラグ先端温度の上昇は、停止時と比較すれば明らかであるが、2°C以内であり、本装置の冷却性能は充分である。これは次に示す低流量実験の結果からもいえることである。

また、第6回運転の際、原子炉出力5 MWを0とする間に照射位置にあるカプセル温度に0.5°C以下の低下がみられた。このことも、放射線発熱がカプセル内を含めて、照射位置付近でよく除去されていることを示す。

## (4) 低流量実験

本装置では、ヘリウム全流量の正常値400 Nm<sup>3</sup>/hに対して、280 Nm<sup>3</sup>/hで警報一段が出され、200 Nm<sup>3</sup>/hでカプセル自動引戻しを含む警報二段が出る。全運転を通じて使用したカプセルはヘリウム充填のもので核分裂片の発熱と化学反応熱がないが、カプセルのガンマ発熱に比べれば、この2つは無視できるから、実際の危険のない条件で、警報二段が動作する場合での冷却能力の低下の度合を評価しておくことが、今後の利益と思われた。この意味で、全流量を220 Nm<sup>3</sup>/hに低下させ、バイパス流量0; カプセル照射位置最先端としたときのカプセル温度とプラグ先端温度の上昇を観察した(第7回運転)。

全流量293 Nm<sup>3</sup>/hから220 Nm<sup>3</sup>/hに低下したときの温度上昇は表4に示すように、プラグ

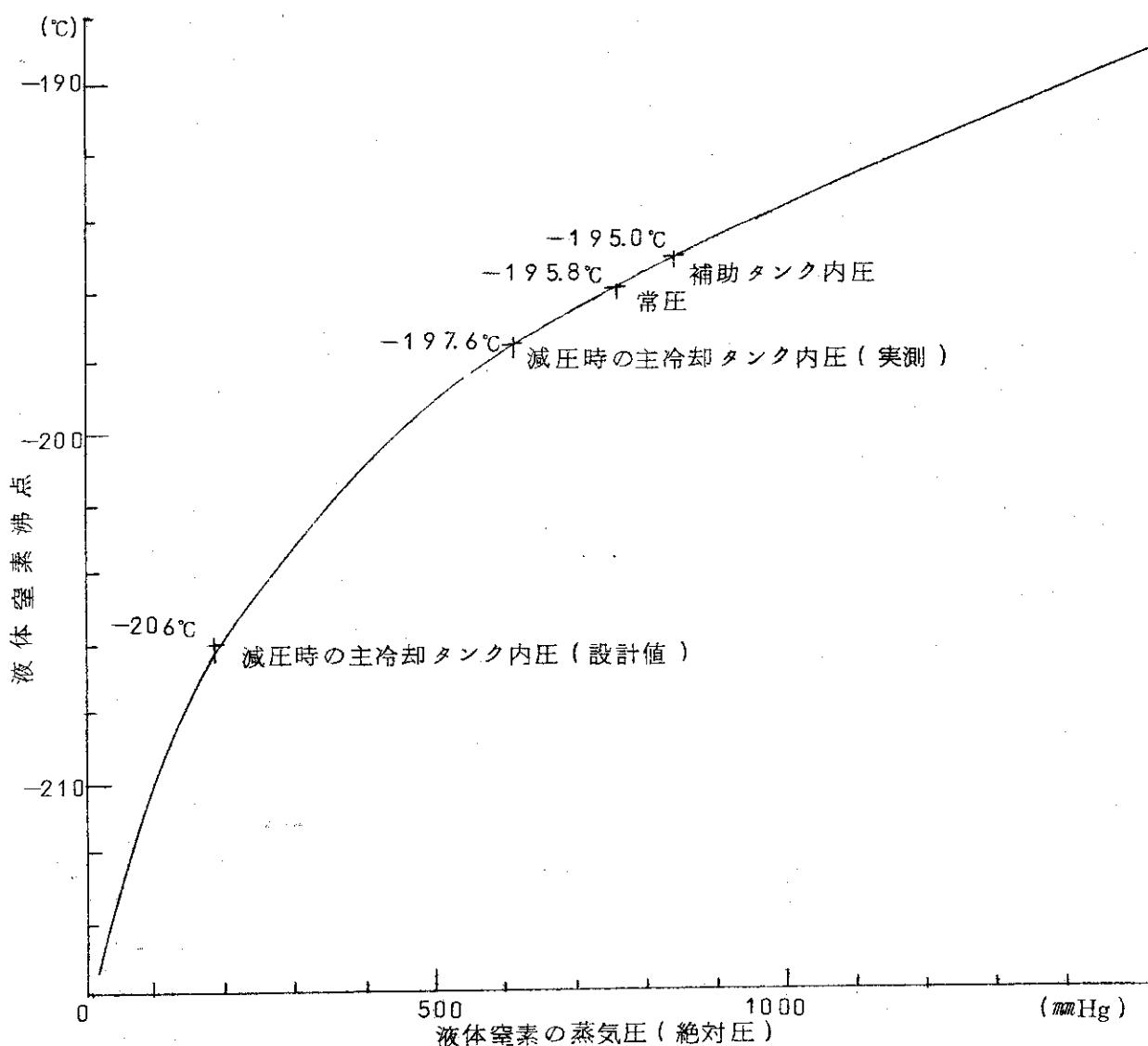
表4 低流量時の温度上昇(第7回運転)

計 器	読 み	
全流量(FRCA-11)	293	→ 220 Nm <sup>3</sup> /h
カプセル温度(TRCA-11)	-191	-189°C
プラグ先端 温 度	(TRCA-12) -188	-186°C
	(TRCA-13) -188	-186°C
	(TRCA-14) -191	-190°C

先端、カプセル温度共2℃程度上昇した。また、カプセル温度とプラグ先端温度(TICA-14)は290Nm<sup>3</sup>/hでは読み取り精度内で一致しているのに、220Nm<sup>3</sup>/hでは1℃の温度差がついた。測定値の信頼性の問題もあるので、低流量ではカプセル温度の上昇がやや大きい傾向があるが、ほとんど無視できる程度で、安全性の点からは警報二段動作の条件で充分安全であることが結論された。

#### (5) 過冷却運転

窒素減圧ポンプRP-3を運転したときの主冷却タンク内とポンプ吸込口での圧は最大-20mmHgと-140mmHgの減圧となった。この試験中に、主冷却タンクに補助タンクから液体窒素の補給があったとき、主冷却タンク内の窒素圧は大きく上昇し0mmHg(1気圧)を超えることもあった。この原因としては、補給される液体窒素が補助タンク内で0.1気圧以上加圧されていて、主冷却タンク内で減圧されるためとみられる。第5図に示した窒素の蒸気圧を参考にすると、仮に液体窒素補助タンク中の窒素の圧が0.1kg/cm<sup>2</sup>G(窒素の沸点-195.0℃)



第5図 窒素の沸点の圧力依存性

あるとすれば、補給される液体窒素は $2.6^{\circ}\text{C}$ だけ高温であり、このため、主冷却タンク内で激しくふとうし、圧を上昇させることになる。このことからみて、補助タンク中の窒素の加圧はなるべく低い圧で行うことが望ましい。

過冷却運転は、設計<sup>2)</sup>では $-58.0\text{ mm Hg G}$ に減圧して $-20.6^{\circ}\text{C}$ まで低下させることができたが、実際は以上のような結果になり、温度的には、 $2^{\circ}\text{C}$ 程度の低下があったに止まった。

### 3.3 その他の

#### (1) 液体窒素消費量

第5回運転では、液体窒素消費量の大略を知るために、運転開始時に補助タンクを満した。液体窒素の補給は主冷却タンク液面計の信号により回分式で行われるので正確には求め難かったが、常温付近で $20\text{ l/h}$ 、 $-100^{\circ}\text{C}$ 付近で $40\text{ l/h}$ 、 $-180^{\circ}\text{C}$ 付近で $50 \sim 70\text{ l/h}$ とみられる結果を得た。この消費量は、設計計算値から予想される値と一致し、熱交換器関係の評価が実際と一致したこととあわせて、低温性能が設計通りであることが結論できる。

#### (2) リード線コネクターのトラブル

本年度の運転を通じて最大のトラブルとなったのは、第4回運転終了時に起きたリード線のからみであった。経過を追って述べれば、

(1) 8月12日：第4回運転終了時にカプセル引き戻しを行ったとき、位置指示計はカプセル落下位置を示したが、リード線巻き取りドラム駆動モーターが停止しなかったので、手動停止を行った。

(2) 8月13日：カプセル切り離し作動板、切り離しリミットスイッチを点検したが異常なし。

(3) 8月14日：カプセル送入引戻し操作を試験し正常。

(4) 8月15日：前日と同じ操作で、再び試験したところ引戻し完了しない状態で、モーターは通電されていて戻らず、ロックした状態となり、第4回運転の際と同じ現象が起きた。モーターを手動停止、手動巻き戻しを行おうとしたが、ドラム不動。

後に巻き取りドラムの蓋を開けて、ドラムを点検したところ、リード線（ $3.2\text{ mm o.d.}$ 、ステンレスシース線）がドラム中でからみ合っていた。

(5) 8月26日：ローラーと巻き取りドラムを取り外し、リード線を滑らかにドラムに巻き取り直し、位置調整を行った。この後、常温試運転を行い、シーケンスに従って、カプセル送入引戻しを行って異常ないことを確認した。

#### (3) その他のトラブル

本年度運転を通じて、そのほかにも中圧タンクアラーム接点接触不良などの小トラブルはかなりあったが、本質的な、安全性に關係するようなトラブルはなかった。第5回までで小トラブルも出つくしたのか、第6回、第7回運転は全くトラブルフリーの運転となった。

#### 4. 総 括

本年度は、原子炉の共同利用運転がなかったため、原子炉付属施設としての原子力局の使用前検査が受けられず、照射運転ができなかつたが、装置自体の性能を充分つかむための期間として有効に使われたと考えられる。

設計計算の結果と比較して、熱計算は実測値とよく合い、低温性能が充分であり、温度上の安全性が充分あることが、低流量実験などでも確かめられた。設計とのちがいで多少問題となるのは、過冷却操作が有効に行えないことと、活性炭吸着塔の圧力損失の大きいことであるが、共に操作にあたって通常の注意をはらえれば安全性の意味での問題はもちろん、装置の性能上も大きな問題とはならないと思われる。ただ、リード線コネクターのトラブルについては、45年度の運転でも類似のトラブルが発生し、この当時としてはやむを得ないと考えられるが、カプセル取扱いに直接関係した部分については設計、製作に当たりやや検討不充分であったといえるであろう。ただしこれは結果論である。

そのほか、運転にあたるメンバーの装置に対する「なれ」が得られ、以後の運転維持に自信がもてるようになったことは、無形ながら44年度の運転からの最大の収穫だった。

## 参 考 文 献

- 1) 放射線化学研究委員会化学用原子炉分科会，「化学用原子炉分科会報告書」  
38年10月
- 2) 高崎研究所研究部，「低温化学照射装置概念設計書」，JAERI-memo #3027  
43年2月
- 3) 高崎研究所・研究部「LTFLの炉外試験，（低温化学照射装置）」JAERI-memo #3453  
44年2月
- 4) 高崎研究所研究部，他「LTFLの炉内試験(I)」JAERI-memo #3852  
45年1月
- 5) 高崎研究所研究部他，「LTFLの炉内試験(II)」（未発表）
- 6) 高崎研究所研究部「低温化学照射装置の設計計算Ⅰ（カプセルの気送力について）」，  
JAERI-memo #3010，43年2月
- 7) 高崎研究所研究部，「低温化学照射装置の設計計算Ⅳ（各温度における熱収支および温  
度調節方法）」，JAERI-memo #3013，43年2月
- 8) 高崎研究所研究部，「低温化学照射装置の設計計算Ⅲ（熱交換器の設計計算）」  
JAERI-memo #3012，43年2月
- 9) 高崎研究所研究部，「低温化学照射装置の設計計算Ⅱ（圧力損失計算書）」  
JAERI-memo #3011 43年2月
- 10) 化学工学協会，「化学工学便覧」，丸善(1966)，P.1066
- 11) 石川 寛，朝岡卓見，笹倉 浩，JAERI 1002「JRR-3(国産一号炉)の設計計算」，  
1960年3月