

# 高速実験炉「常陽」特殊試験結果報告書

等温反応度係数・流量係数

1982年2月

動力炉・核燃料開発事業団

## 高速実験炉「常陽」特殊試験結果報告書

## 等温反応度係数・流量係数

佐々木 誠<sup>\*</sup>、鈴木 惣十<sup>\*</sup>  
庄野 彰<sup>\*</sup>

## 要 旨

「常陽」増殖炉心では、等温反応度係数および流量係数に関して、50 MW 低出力試験中に詳細な測定を行った。以来、原子炉の50 MW および75 MW 定格運転が約4年間にわたって行われた。この間、炉心燃料集合体は、初期の70体から75 MW 第6サイクルの79体まで拡大された。

本試験は、75 MW 第5サイクルと第6サイクルとの間の特殊試験サイクル期間中に行ったもので、炉心の経年変化に伴って、等温反応度係数および流量係数が変化するかどうかを調べることを目的とした。

得られた結果は次の通りである。

## 〔等温反応度係数〕

- (1) 実測値は、設計値および低出力試験時の測定結果と良い一致を示した。〈実測値： $(-3.85 \pm 0.17) \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ C$ 〉
- (2) 有意な経年変化や出力係数特異現象に係わる変化は、認められなかった。

## 〔流量係数〕

- (1) 一次系ナトリウム流量を100%から20%へ変えた時の反応度変化量は、 $(-8.2 \sim -10.7) \times 10^{-3} \% \Delta k / k$ であった。この値は設計値の1/10に相当し、75 MW 出力上昇試験前の約1/3になっていることがわかった。
- (2) この流量係数の変化が、75 MW 出力上昇試験中に起った出力係数の特異現象と関連するかどうか、今後検討する必要がある。

Feb., 1982

Report on Result of Special test of  
Fast Experimental Reactor "JOYO"  
Isothermal Reactivity Coefficient and  
Flow Rate Reactivity Coefficient

Makoto SASAKI\*, Soju SUZUKI\*  
and Akira SHONO\*

Abstract

The isothermal reactivity coefficient and the flow rate reactivity coefficient of the Fast Breeder Reactor "JOYO" were measured during the power ascension test of 50 MW. After 4 years operation, the core configuration of "JOYO" was increased to 79 from 70 subassemblies.

The present experiment was intended to search the age effect for the above reactivity coefficients.

The results obtained were as follows.

< Isothermal reactivity coefficient >

- (1) The present value measured  $((-3.85 \pm 0.17) \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ C)$  shows good agreement with the design value and the value measured previously.
- (2) The age effect and the effect caused by the anomaly of the power reactivity coefficient are not found.

< Coolant flow rate reactivity coefficient >

- (1) The reactivity change caused by changing of the flow rates in primary sodium loop (100% to 20%) was  $(-8.2 \sim -10.7) \times 10^{-3} \% \Delta k/k$ . This value is about 1/10 of the design value and 1/3 of the measured value before the 75 MW power ascension test.
- (2) The detailed analysis is needed to search the relation between the anomaly of the power reactivity coefficient and the above change of this coefficient..

---

\* Technology Section, Fast Experimental Reactor Div., OEC

## 目 次

1. 試験の目的	1
2. 試験設備の概要	2
3. 試験の方法	10
4. 試験の結果	27
5. 考 察	35
6. 結 論	44
7. 謝 辞	45
参考文献	46
付 録 1 特殊試験計画書	47
2 ジャンパー管理表	48
3 調整棒値の補正について	57

## List of Tables

- Table 3.1 Process for Measurement of Isothermal Reactivity Coefficient
  - 3.2 Fitting Result of Dif & Rod Worth
  - 3.3 Calibration Result of Thermocouples
  - 4.1 Summary Data of Critical Point
  - 5.1 Measured Isothermal Reactivity Coefficients
  - 5.2 Measured Isothermal Reactivity Coefficients by Sodium Coolant Temperature Change (On-power)
  - 5.3 Measured Reactivity Exchange Caused by Coolant Flow Rate Change
  - 5.4 Nominal Value of Isothermal Reactivity Coefficients (Design)
  - 5.5 Design Value of Isothermal Reactivity Coefficient
  - 5.6 Coolant Flow Rate Reactivity Coefficient (Design)
  - 5.7 Reactivity Exchange Caused by Coolant Flow Rate Change

## List of Figures

- Fig. 2.1 Vertical Cross Sectional View of Reactor
- 2.2 Horizontal Cross Sectional View of Reactor Core
- 2.3 Vertical Cross Sectional View of Reactor Vessel
- 2.4 Core Configuration During testing
- 2.5 Configuration of In-vessel Fuel Rack during Testing
- 3.1 Flow for Measurement
- 3.2 Flow for Measurement of Critical Point
- 3.3 Hourly Plan of Measurement
- 3.4 Differential Worth and Stroke Curve of Regulation Rod 1
- 3.5 Differential Worth and Stroke Curve of Regulation Rod 2
- 4.1 Relation between Sodium Temperature and Reactivity Worth
- 4.2 Relation between Sodium Flow Rate and Reactivity Worth

## 1. 試験の目的

50 MW 炉心の低出力試験において、「常陽」増殖炉心の等温反応度係数と流量係数の測定が行われた。<sup>(1)</sup> 本測定時における炉心燃料は 70 体の集合体で構成され、未燃焼の炉心であった。

その後、増殖炉心の燃料は、75 MW 第 5 サイクル末期では炉中心で約 35,000 MWD/T まで燃焼が進み、燃料本数も 78 体に増大している。

そこで今回、炉心の経時変化に伴って等温反応度係数と流量係数に変化が生ずるかどうかを確かめるため、75 MW 第 5、第 6 サイクルの間で、これらの係数の測定試験を行うこととした。

## 2. 試験設備の概要

### 2.1 原子炉本体

原子炉本体は、Fig. 2.1 に示す様に、原子炉容器、その上部に配置した回転プラグ、及び炉心部より構成される。

原子炉容器は、炉心を収容する縦型円筒形の二重容器で、内部には炉心を支える炉心構造物が設けられ、上部には回転プラグで蓋がされている。

回転プラグは、大回転プラグに偏心して設けられた小回転プラグより成る二重回転方式であり、小回転プラグには燃料交換機、制御棒駆動機構が据付けられる炉心上部機構等を備えている。



## 2.2 炉心部の構造

炉心部は、Fig. 2.2 に示す様に、炉心燃料集合体と、その周囲をとり囲む半径方向ブランケット燃料集合体及び反射体によって構成され、これらの炉心構成要素は、炉心構造物の炉心支持板によって位置決めされ、ハイドロリック・ホールドダウン機構によって保持される。更に、炉心構造物はFig. 2.3 に示す様に、原子炉容器内の一次冷却材の流路の形成及び各炉心構成要素への流量配分を行う機能を有している。

炉心支持板は、炉心領域毎に連結管と炉心構成要素のエントランスノズルとの嵌合部の寸法を変化させて、炉心構成要素の誤装荷防止の機能も有している。

炉心部を構成する燃料集合体は、六角形状のラップ管内にウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットを収納した91本の燃料要素を内蔵する炉心燃料集合体と、劣化ウラン酸化物ペレットを収納した19本の燃料要素を内蔵する半径方向ブランケット燃料集合体より成る。反射体は、半径方向ブランケット燃料集合体の外側に配置され、炉心より漏れる中性子を反射する機能と高圧プレナムより導入される冷却材を低圧プレナムへ送る際の圧力調整の機能を有している。

中性子源はSb-Be型で放射性Sbを内蔵した $\gamma$ 線源部と、それを収納するBeを内蔵した受入集合体より構成される。

### 2.3 試験時の炉心構成

特殊試験サイクルでは、炉心燃料及び、径方向ブランケットの置換反応度測定試験が実施されているため、日毎に、その炉心構成は変わっていた。しかしながら、本等温係数測定試験が実施された昭和56年10月2日～3日の試験期間中は、外部中性子源を含め、炉心及び、炉内燃料貯蔵ラック内の炉心構成要素の配置の変更を行なわなかった。

本試験中の炉心構成の概要は次の通りである（Fig. 2.4～2.5）。

#### (1) 炉心構成

炉心燃料	79体
ブランケット燃料	( 36体(内側) 143体(外側)
制御棒	( 2体(調整棒) 4体(安全棒)
反射体	( 36体(スリット無し) 12体(スリット付)
中性子源	1体(7F1)

#### (2) 炉内燃料貯蔵ラック

炉心燃料	3体
炉心用計装燃料	0体
径ブランケット燃料	4体
径ブランケット用計装燃料	2体
サーペイランス	6体
ダミー燃料	1体
中性子源(Be部)	0体
r線源収納体	1体
反射体	2体
制御棒	1体

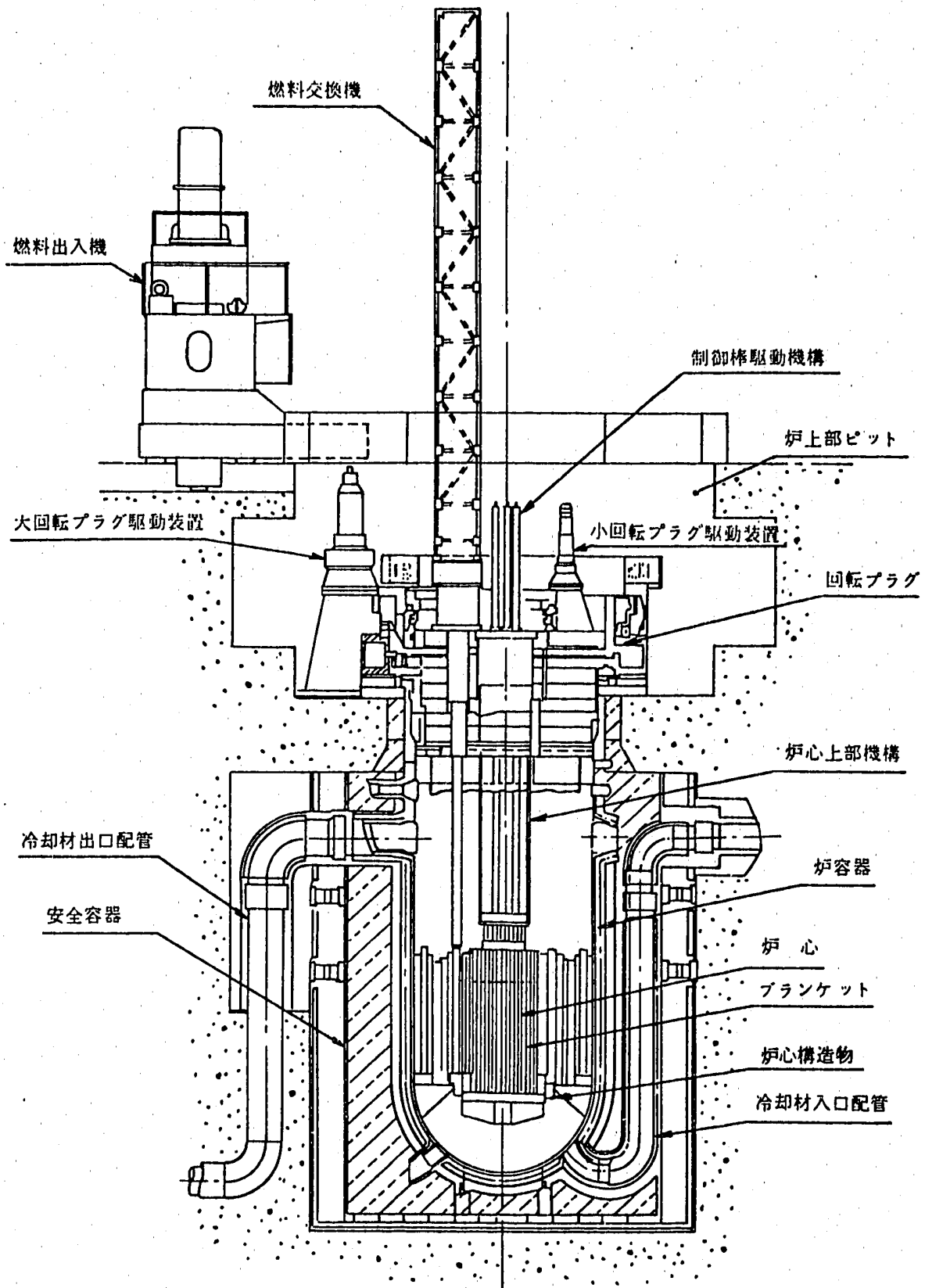


Fig. 2.1 Vertical Cross Sectional View of Reactor

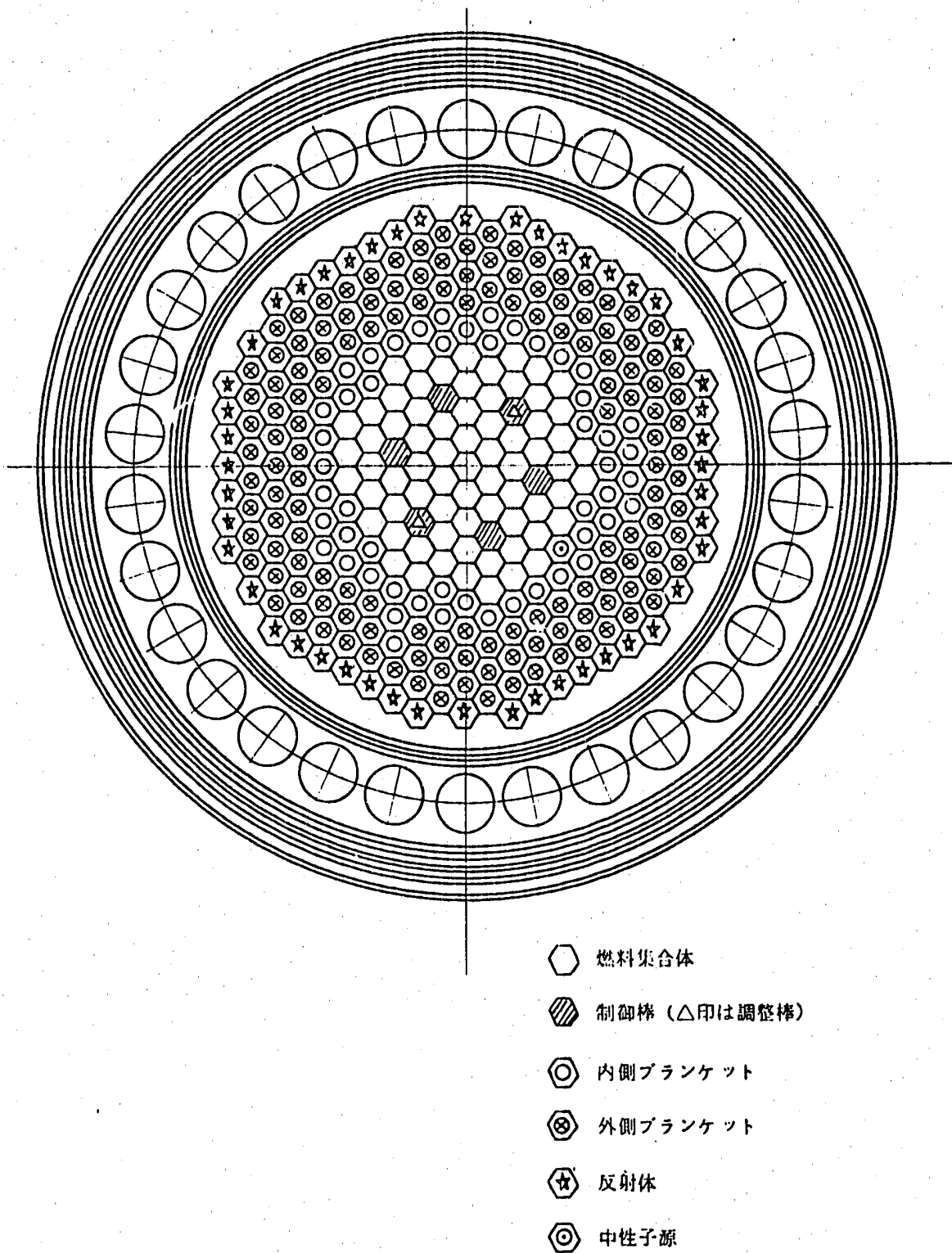


Fig. 2.2 Horizontal Cross Sectional View of Reactor Core

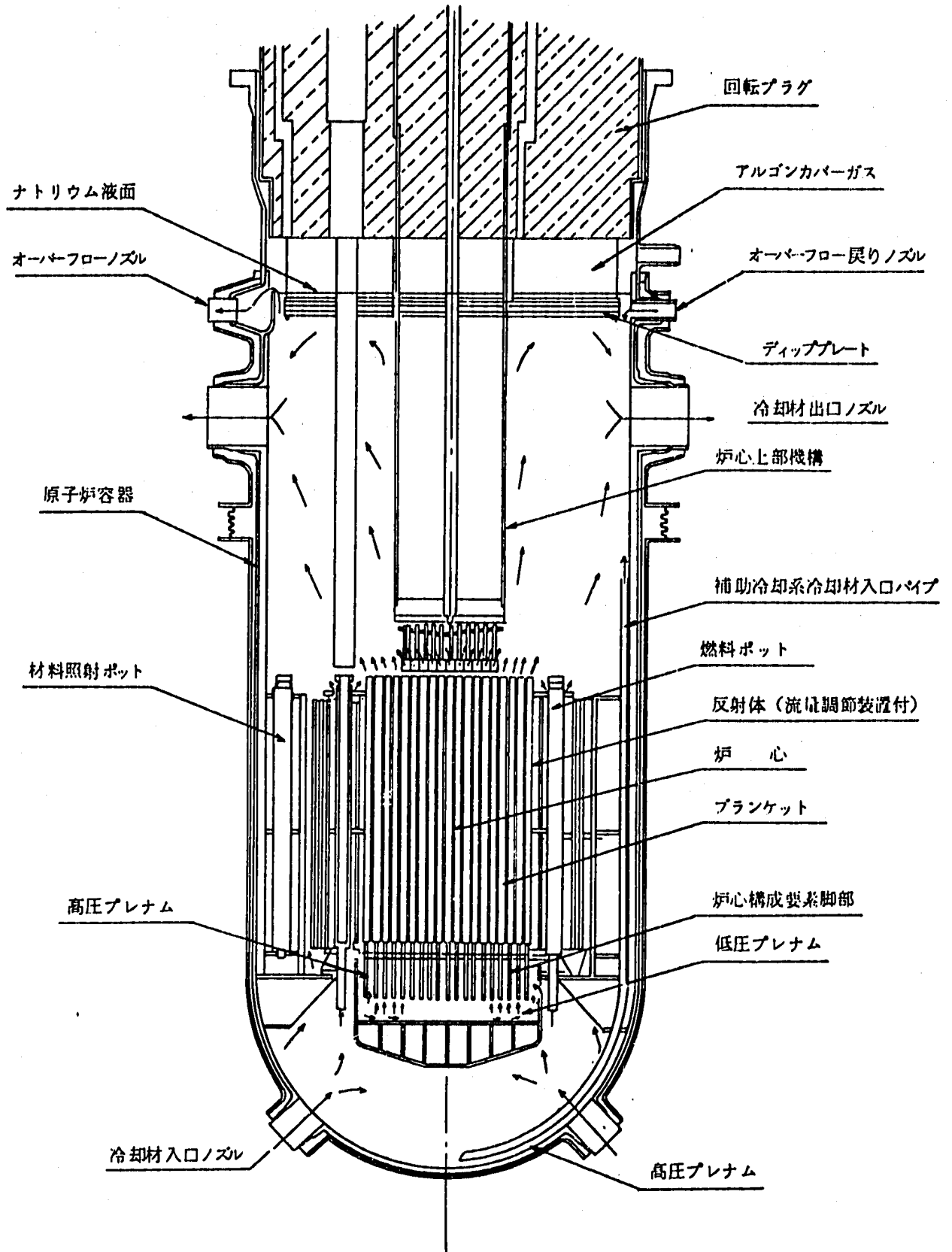
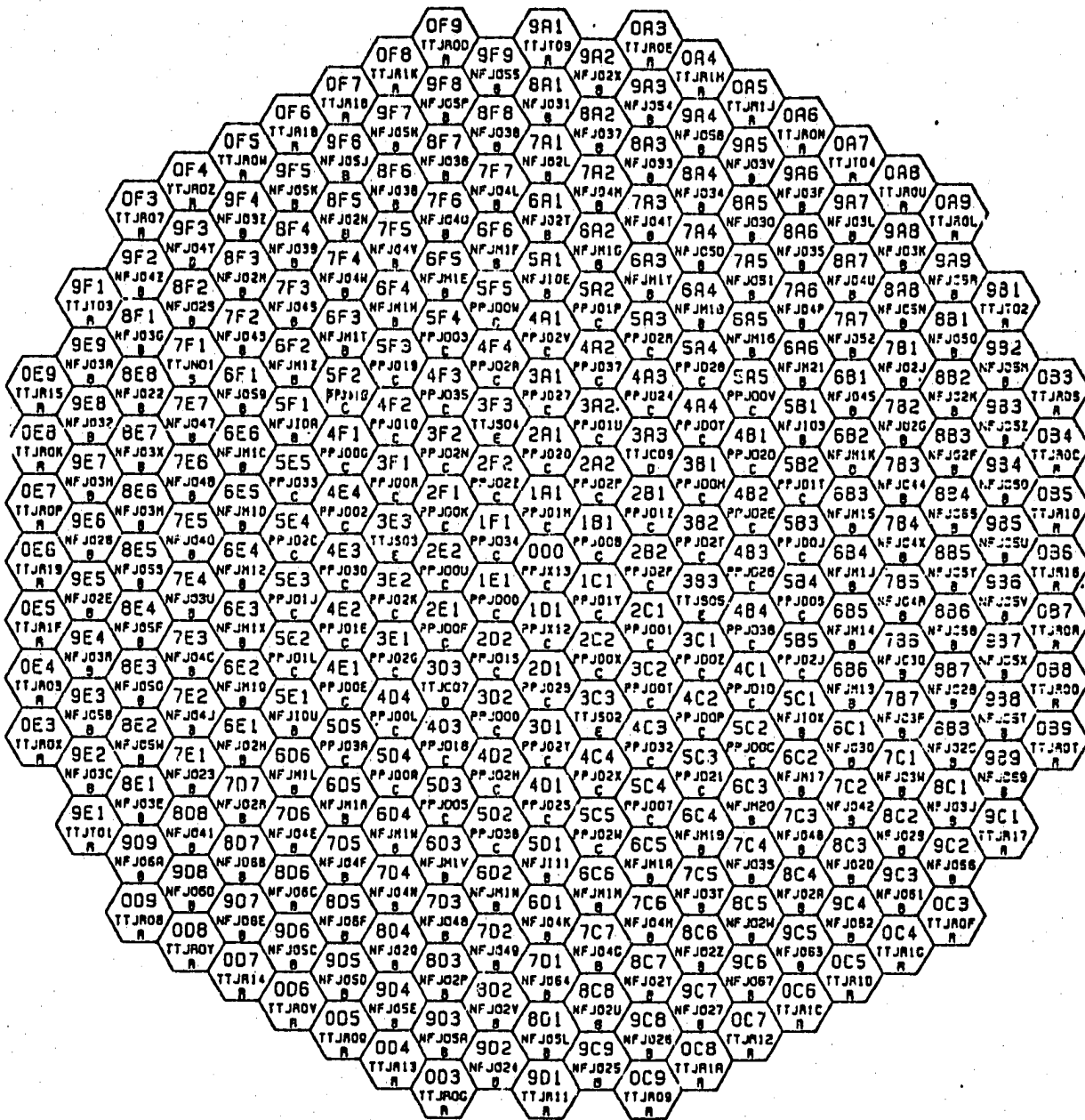


Fig. 2.3 Vertical Cross Sectional View of Reactor Vessel

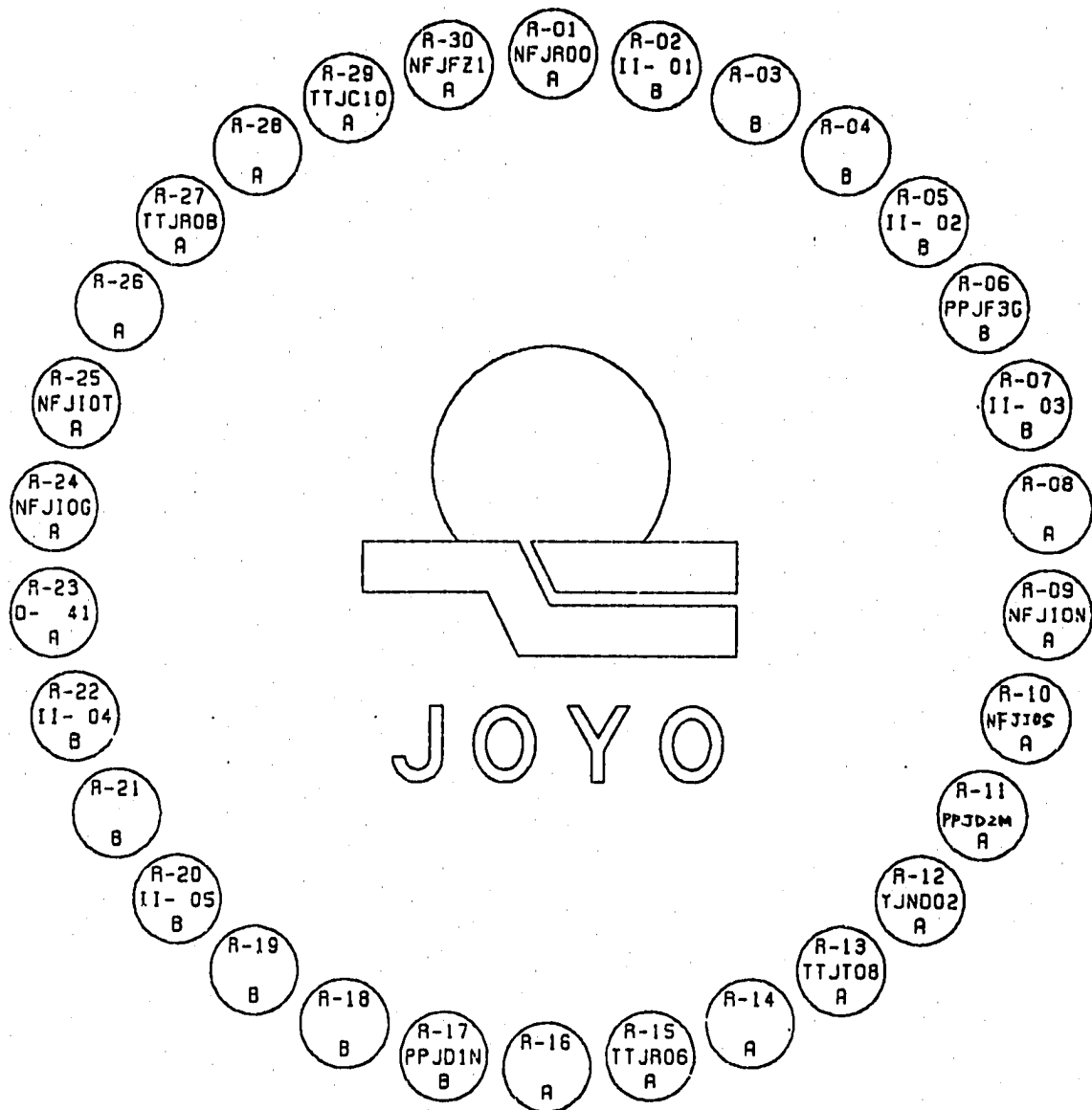


75MW SPECIAL CYCLE OPERATION

DATE : 1981/10/02

# JOYO CORE CONFIGURATION

Fig. 2.4 Core Configuration during Testing



75MW SPECIAL CYCLE OPERATION

DATE : 1981/10/02

# JOYO RACK CONFIGURATION

Fig. 2.5 Configuration of In-vessel Fuel Rack during Testing

### 3. 試験の方法

#### 3.1 試験の概要

本試験は、原子炉の等温反応度係数（以下、等温係数と略記する）と流量係数を測定するため、原子炉起動モードにて、一次系冷却材流量 100%～20%、原子炉入口温度を 170℃～250℃の条件の下に、臨界点を維持し、原子炉の余剰反応度を測定するものである。

この際、原子炉入口温度の制御は、二次系の予熱ヒータの制御にて行い、臨界操作は、一次系冷却材温度が約 10℃変化する毎に実施するものとする。

Fig. 3.1 に測定手順を示す。

尚、制御棒延長管の熱膨張効果を調べるため、原子炉が 170℃と 250℃の温度条件下においてこの温度変化に伴う調整棒全挿入位置の変化を測定する。



### 3.2 試験の詳細

本試験の時間の順を追った工程表を Fig. 3.3 に示す。本図には、プラント状態も合わせて示す。試験の流れを Fig. 3.1 と Table 3.1 に示す。その内、臨界点測定手順については、詳細に Fig. 3.2 に示す。

等温係数の測定は、原子炉入口 Na 温度を変化させ、炉心を等温状態に保持し、炉心温度の変化に対する炉心余剰反応度の変化割合を求めるものである。

原子炉入口の Na 温度は、通常原子炉起動前、および燃料交換モードを含んだ温態待期状態には、250℃の等温状態である。本試験では、原子炉温度を 250℃から 170℃への下降、および 170℃から 250℃への上昇を行ない、これら温度の下降、上昇時に炉心余剰反応度を測定した。

この際、一次系 Na 流量は、原則として 100% とするが、流量係数及び、本試験と並行して実施される炉雑音測定のために、250℃および 170℃温度状態においては、特に、一次系 Na 流量を 50% と 20% に降下させた。

上記の系統温度及び Na 流量条件にするためには、安全保護系等の設定条件の変更が必要であるため、3.3 及び 3.4 節に示す通りの信号ジャンパー作業を次の通り実施した。(付録 2 参照)

- (1) 一次系冷却材 Na 流量を 80% 以下で原子炉を起動するので、「一次系冷却材 Na 流量低」の安全保護系の信号をジャンパーした。
- (2) 二次系冷却材 Na DHX 出口温度が 220℃以下で、DHX ベーンを手動により開閉し、一次系冷却材 Na 温度を制御するため、「二次系冷却材 Na DHX 出口温度低」信号をジャンパーした。

原子炉温度の上昇は、二次系冷却材 Na の予熱ヒータ制御によって行ったため、最大 5℃/hr の温度上昇率が限界であった。一方、原子炉温度の下降は、二次系冷却材 Na を、DHX にて、空気を冷却することにより行った。この場合、臨界点測定に 1 回約 15 分必要であるため、臨界点保持操作上から、10℃/hr の温度下降率とした。

原子炉温度上昇・下降中における原子炉の臨界維持は、調整棒で制御した。本来、制御棒延長管の熱膨張効果を調べるためには、約 10℃毎に臨界点を測定するが、この際は、調整棒をラッチ、デラッチとすることが良法である。しかしながら、本試験中、反応度計の調子が悪く、頻繁に炉停止と原子炉起動操作を行うことは好ましくないと判断した。そこで、制御棒延長管の熱膨張効果を調べるため、調整棒をラッチ、デラッチして制御棒の指示値を確認する作業は、原子炉温度 250℃及び 170℃で計三回実施することとした。

調整棒位置から、炉心余剰反応度を求める際には、調整棒校正試験<sup>(2)</sup>データ(1981年9月11日実施)を用いた。但し、1981年9月26日に炉心〔5F3〕位置の径ブランク集集体が新炉心燃料集集体に置き替られたので、調整棒値値 (Table 3.2, Fig. 3.4~3.5) をその分だけ補正した。(付録 3 参照)

原子炉の温度は、一次系冷却材 Na の原子炉出入口温度の平均値を使用した。この出入口温度は、熱電対 (Table 3.3) の定点校正試験<sup>(3)(4)</sup>で補正された温度を指示する熱出力測定システム値を採用した。尚、本システムのバックアップのために、「常陽」オンライン計算機 (日立製 H-500) の計測値もデータ採取した。

### 3.3 試験前準備

本試験開始前に、下記準備作業を実施する。

	作業内容	担当	備考
1	原子炉を起動モードにする。 一次系冷却材流量 100 % 一次系冷却材温度 250℃	原一課	
2	熱出力測定システムを起動させる。	技術課	
3	一次系冷却材流量を20%にするためのジャンパー作業許可を受ける。	原一課	ジャンパー管理表提出 (技術課)
4	一次系冷却材流量低のジャンパー作業許可を受ける。	原一課	ジャンパー管理表提出 (技術課)

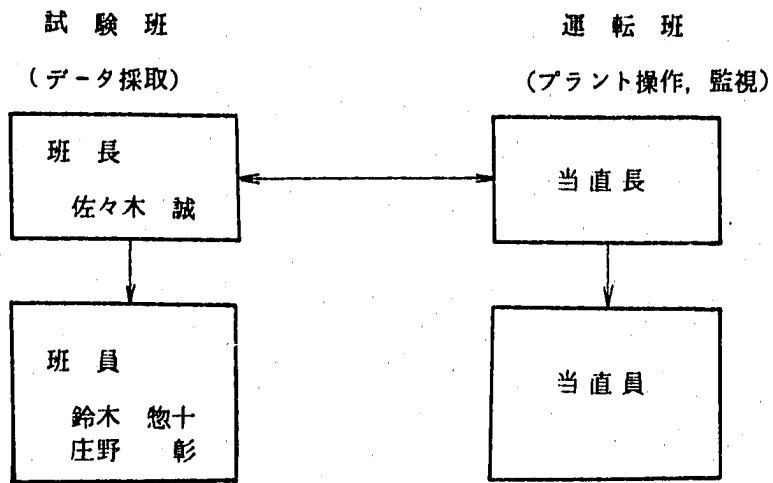
### 3.4 試験前確認事項

以下のチェックシートにより、試験前プラント状態を次項目について確認する。

	内 容	確 認
1	通常原子炉起動前確認	
2	H - 500 の起動確認	
3	熱出力測定システムの起動確認	
4	「一次系流量低」信号ジャンパー作業の許可の有	
5	同上, 作業準備の確認	
6	「主冷却器出口温度低」保護系信号ジャンパー作業の許可の有	
7	同上, 作業準備の確認	

### 3.5 試験の体制

試験の実施体制を次に示す。



### **3.6 試験終了後の処置**

本試験終了後は、通常温態待期状態にする。

Table 3.1 Process for Measurement of Isothermal Reactivity Coefficient

ステップ	作業手順	担当	備考
1	通常手順による原子炉起動 一次系冷却材流量 100 % " 温度 250 °C	原1	
2	「主冷却器出口Na 温度低」保護系信号ジャンパー	原1	
3	安全棒全引抜	原1	
4	調整棒ラッチ・デラッチ点確認	原1/技	
5	「一次系流量低」保護系信号ジャンパー	原2	
6	一次系流量 20 %に下降	原1	
7	臨界点確認	原1/技	
8	一次系流量 50 %に上昇	原1	
9	臨界点確認	原1/技	
10	一次系流量 100 %に復帰	原1	
11	一次系冷却材温度下降 (10 °C/hr) (臨界点保持)	原1	250 °C → 170 °C
12	臨界点確認 (約 10 °C毎)	原1/技	
13	一次系流量 20 %に下降	原1	
14	臨界点確認	原1/技	
15	一次系流量 50 %に上昇	原1	
16	臨界点確認	原1/技	
17	一次系流量 100 %に復帰	原1	
18	「一次系流量低」ジャンパー復帰	原2	
19	調整棒ラッチ・デラッチ点確認 (一次系冷却材温度 170 °C)	原1/技	
20	臨界点確認	原1/技	170 °C → 250 °C
21	一次系冷却材温度上昇 (5 °C/hr) (臨界保持)	原1	
22	臨界点確認 (約 10 °C毎)	原1/技	
23	調整棒ラッチ・デラッチ点確認 (250 °C)	原1/技	
24	「主冷却器出口Na 温度低」ジャンパー復帰	原1	
25	手動調整棒一斉挿入により、原子炉停止	原1	

Table 3.2 Fitting Result of DIF & ROD Worth

STROKE X	DIF.WORTH (NDK/K/MM)	MOD.WORTH (NDK/K)	DIF.WORTH (NDK/K/MM)	MOD.WORTH (NDK/K)
0	0.27892110E-03	0.0	0.23475257E-03	0.0
10	0.35193912E-03	0.31382998E-02	0.31689814E-03	0.27424074E-02
20	0.44317171E-03	0.78994996E-02	0.41631702E-03	0.63943808E-02
30	0.55869313E-03	0.12956018E-01	0.53133047E-03	0.11120416E-01
40	0.67265448E-03	0.18101479E-01	0.65907546E-03	0.1706345E-01
50	0.80728295E-03	0.25561323E-01	0.80046221E-03	0.24359379E-01
60	0.95287594E-03	0.34343569E-01	0.95108198E-03	0.33109341E-01
70	0.11078094E-02	0.44639967E-01	0.11102052E-02	0.43409355E-01
80	0.12705279E-02	0.56525785E-01	0.12762809E-02	0.55336817E-01
90	0.14395455E-02	0.70071459E-01	0.14478398E-02	0.6895315E-01
100	0.16134495E-02	0.85332938E-01	0.16234575E-02	0.84306777E-01
110	0.17989949E-02	0.10235226E+00	0.18018342E-02	0.10143149E+00
120	0.19796019E-02	0.12115836E+00	0.19817066E-02	0.12034845E+00
130	0.21513585E-02	0.14178789E+00	0.21610919E-02	0.14106481E+00
140	0.23320229E-02	0.16418523E+00	0.23412739E-02	0.1635835E+00
150	0.25115099E-02	0.18840432E+00	0.252128110E-02	0.1878594E+00
160	0.26888099E-02	0.21440804E+00	0.26935209E-02	0.21355034E+00
170	0.28629412E-02	0.24216974E+00	0.28644922E-02	0.24174392E+00
180	0.30330336E-02	0.27165341E+00	0.28644922E-02	0.27122499E+00
190	0.31982495E-02	0.30281419E+00	0.30308245E-02	0.30234379E+00
200	0.33578095E-02	0.33559954E+00	0.31919042E-02	0.33564272E+00
210	0.35109939E-02	0.36994916E+00	0.33468259E-02	0.36925783E+00
220	0.36571449E-02	0.40579593E+00	0.34949875E-02	0.40491799E+00
230	0.37956585E-02	0.44306654E+00	0.36357855E-02	0.44194692E+00
240	0.39259791E-02	0.48168182E+00	0.37686664E-02	0.48026395E+00
250	0.40476173E-02	0.52155715E+00	0.38931458E-02	0.5197882E+00
260	0.41601885E-02	0.56260359E+00	0.40087812E-02	0.5604078E+00
270	0.42631142E-02	0.60472786E+00	0.41151865E-02	0.60305209E+00
280	0.43562353E-02	0.64783293E+00	0.42120339E-02	0.64461565E+00
290	0.44392049E-02	0.69181865E+00	0.42990409E-02	0.68799913E+00
300	0.45117699E-02	0.73658216E+00	0.43759719E-02	0.73210009E+00
310	0.45737476E-02	0.78201866E+00	0.44426398E-02	0.7768178E+00
320	0.46249793E-02	0.82802183E+00	0.44989176E-02	0.8220441E+00
330	0.46653412E-02	0.87448189E+00	0.45447052E-02	0.8570782E+00
340	0.46948083E-02	0.92128165E+00	0.45799535E-02	0.89136897E+00
350	0.47133304E-02	0.96834147E+00	0.46046488E-02	0.92597349E+00
360	0.47209524E-02	0.10155210E+01	0.46188347E-02	0.9609499E+01
370	0.47177225E-02	0.10627232E+01	0.46225674E-02	0.10021507E+01
380	0.47037639E-02	0.11098994E+01	0.46159849E-02	0.10282342E+01
390	0.46782039E-02	0.11567640E+01	0.45992173E-02	0.10441011E+01
400	0.46442189E-02	0.12033892E+01	0.45724511E-02	0.1058151E+01
410	0.45990497E-02	0.12496138E+01	0.4535909E-02	0.1070479E+01
420	0.45439288E-02	0.12953367E+01	0.4489842E-02	0.10818179E+01
430	0.44791408E-02	0.13404598E+01	0.44345269E-02	0.10923448E+01
440	0.44050142E-02	0.13848877E+01	0.43792722E-02	0.11020417E+01
450	0.43219039E-02	0.14285297E+01	0.42974353E-02	0.11108334E+01
460	0.42301975E-02	0.14712973E+01	0.42163655E-02	0.11189651E+01
470	0.41302927E-02	0.15131063E+01	0.41274726E-02	0.11234787E+01
480	0.40226439E-02	0.15538769E+01	0.40311594E-02	0.11270417E+01
490	0.39077215E-02	0.15935345E+01	0.39278753E-02	0.1130033E+01
500	0.37860844E-02	0.16320105E+01	0.38190959E-02	0.11324288E+01
510	0.36580695E-02	0.16692343E+01	0.37028959E-02	0.1134288E+01
520	0.35244117E-02	0.17051596E+01	0.3580821E-02	0.1135569E+01
530	0.33856141E-02	0.17397041E+01	0.34546638E-02	0.1136389E+01
540	0.32422948E-02	0.17728491E+01	0.33238758E-02	0.11367334E+01
550	0.30950273E-02	0.18045378E+01	0.31891879E-02	0.113665E+01
560	0.29445069E-02	0.18347388E+01	0.30511813E-02	0.11361165E+01
570	0.27913449E-02	0.18634195E+01	0.29103868E-02	0.1135243E+01
580	0.26362224E-02	0.18905582E+01	0.27674271E-02	0.11339643E+01
590	0.24798403E-02	0.19161396E+01	0.26228022E-02	0.11322514E+01
600	0.23229945E-02	0.19401521E+01	0.24774095E-02	0.11291826E+01
610	0.21661378E-02	0.1962588E+01	0.23315554E-02	0.11248026E+01
620	0.20102529E-02	0.19834785E+01	0.2185982E-02	0.11191932E+01
630	0.18560633E-02	0.2002886E+01	0.20413015E-02	0.1112557E+01
640	0.17042875E-02	0.2020669E+01	0.18981209E-02	0.1104809E+01
650	0.15558951E-02	0.20369053E+01	0.1757093E-02	0.1095972E+01
660	0.14110687E-02	0.20517349E+01	0.16183575E-02	0.1086056E+01
670	0.12712197E-02	0.20651407E+01	0.14840086E-02	0.1075296E+01
680	0.11369081E-02	0.20771779E+01	0.13531679E-02	0.1063633E+01
690	0.10089823E-02	0.20879002E+01	0.12270109E-02	0.1051184E+01
700	0.8827285E-03	0.20973797E+01	0.11060722E-02	0.10380293E+01
			0.99101299E-03	0.89762964E+01



Table 3.3 Calibration Result of Thermocouples  
1次・2次主冷却系統熱電対校正結果  
(1981年10月31日以降)

測定位置	検出器番号	製造番号	使用期間	校正結果 (計測値 - 基準値)			備考
				錫 231.9°C	鉛 327.5°C	亜鉛 419.6°C	
原子炉入口A	TE31.1-7A (A)	034359	1980.12	+0.9	-0.1	0.0	(注3)
	(B)		?	+1.0	0.0	+0.1	
原子炉入口B	TE31.1-7B (A)	034360	1980.12	+1.3	+0.1	+0.4	(注3)
	(B)		?	+1.0	0.0	+0.3	
原子炉出口A	TE31.1-1A (A)	034357	1980.12	+1.9	+0.8	+1.1	(注3)
	(B)		?	+1.1	0.0	+0.3	
原子炉出口B	TE31.1-1B (A)	034358	1980.12	+2.1	+1.1	+1.5	(注3)
	(B)		?	+1.2	+0.2	+0.3	
IHX(A) 2次入口	TE31.2-4A	034361	1980.12	+1.0	-0.1	+0.2	(注3)
IHX(B) 2次入口	TE31.2-4B	034362	1980.12	+1.6	+0.3	+0.5	
IHX(A) 2次出口	TE31.2-5A	034363	1980.12	+1.6	+0.7	+0.8	
IHX(B) 2次出口	TE31.2-5B	034364	1980.12	+1.8	+0.7	+0.8	
DHX(A) 入口	TE31.2-1A	AB846505	1979.12	+1.9	+1.1	+1.4	
DHX(B) 入口	TE31.2-1B	AB846506	1979.12	+1.9	+0.9	+1.2	
DHX(1A) 出口	TE31.2-2A-1	AB846502	1979.12	+3.3	+2.6	+2.7	(注4)
DHX(2A) 出口	TE31.2-2A-2	AB846501	1979.12	+2.0	+1.3	+1.2	
DHX(1B) 出口	TE31.2-2B-1	AB846503	1979.12	+3.8	+3.2	+3.2	
DHX(2B) 出口	TE31.2-2B-2	AB846504	1979.12	+3.4	+2.7	+2.6	
DHX(A) 出口	TE31.2-3A	AB846507	1979.12	+1.3	+0.4	+0.5	
DHX(B) 出口	TE31.2-3B	AB846508	1979.12	+1.5	+0.5	+0.7	

- (注) 1. 原子炉出入口, IHX 出入口は新熱電対, DHX 出入口は1979年12月に設置した熱電対, 原子炉出入口は, 2芯の中, (A)が熱出力較正用, (B)がデータロガー。
2. 計器の誤差0.3°Cを補正した。
3. 定格第4, 第5運転によるドリフト分を補正した。但し, 250°C付近でのドリフト量を各点に加算した。(1981.10.31)
4. 信号取出し場所変更による誤差を較正定数に加算した。(1981.10.31)

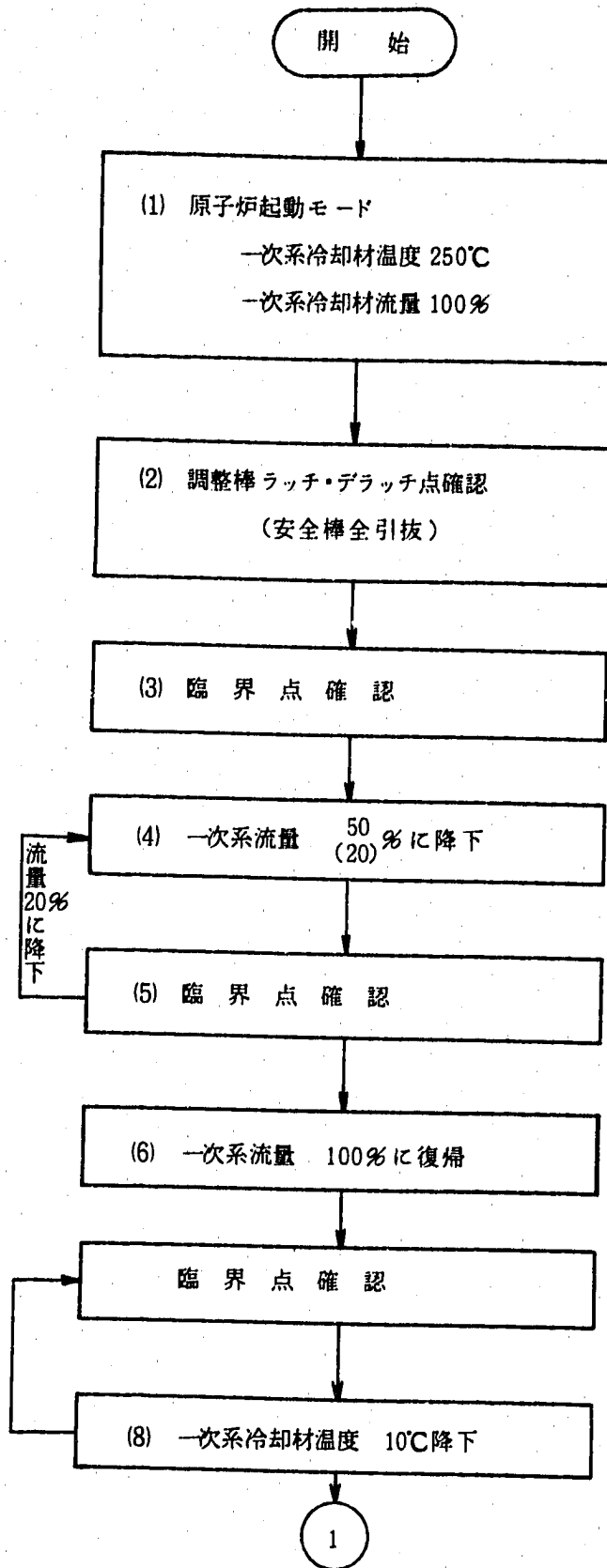


Fig. 3.1 Flow for Measurement

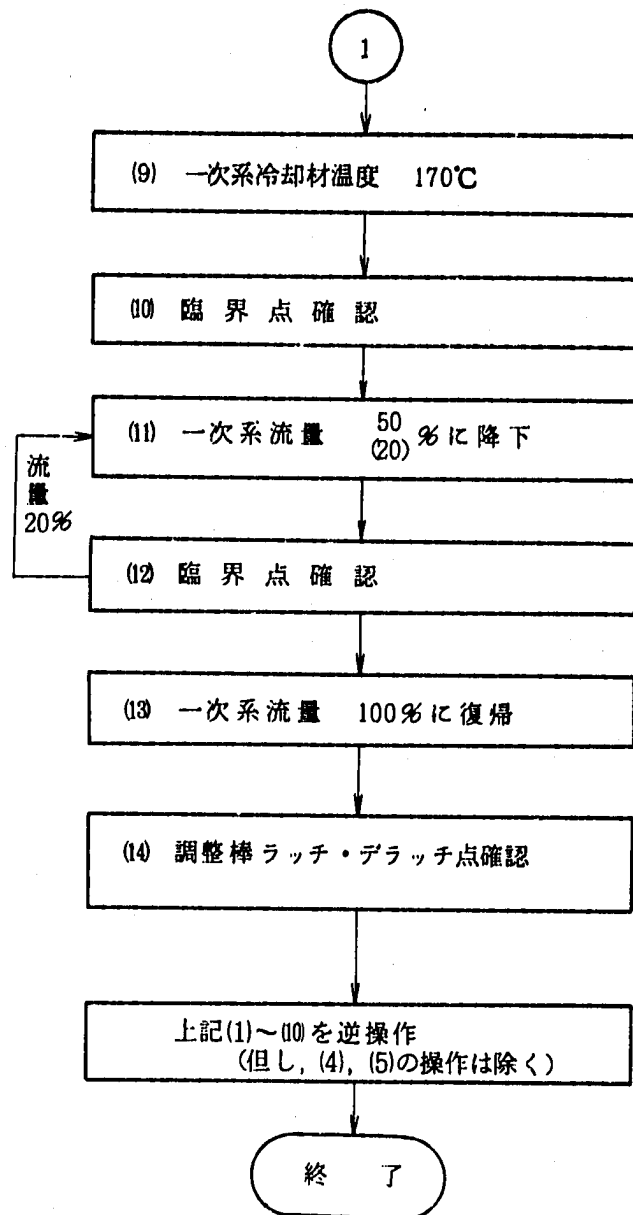


Fig. 3.1 Flow for Measurement (cont'd)

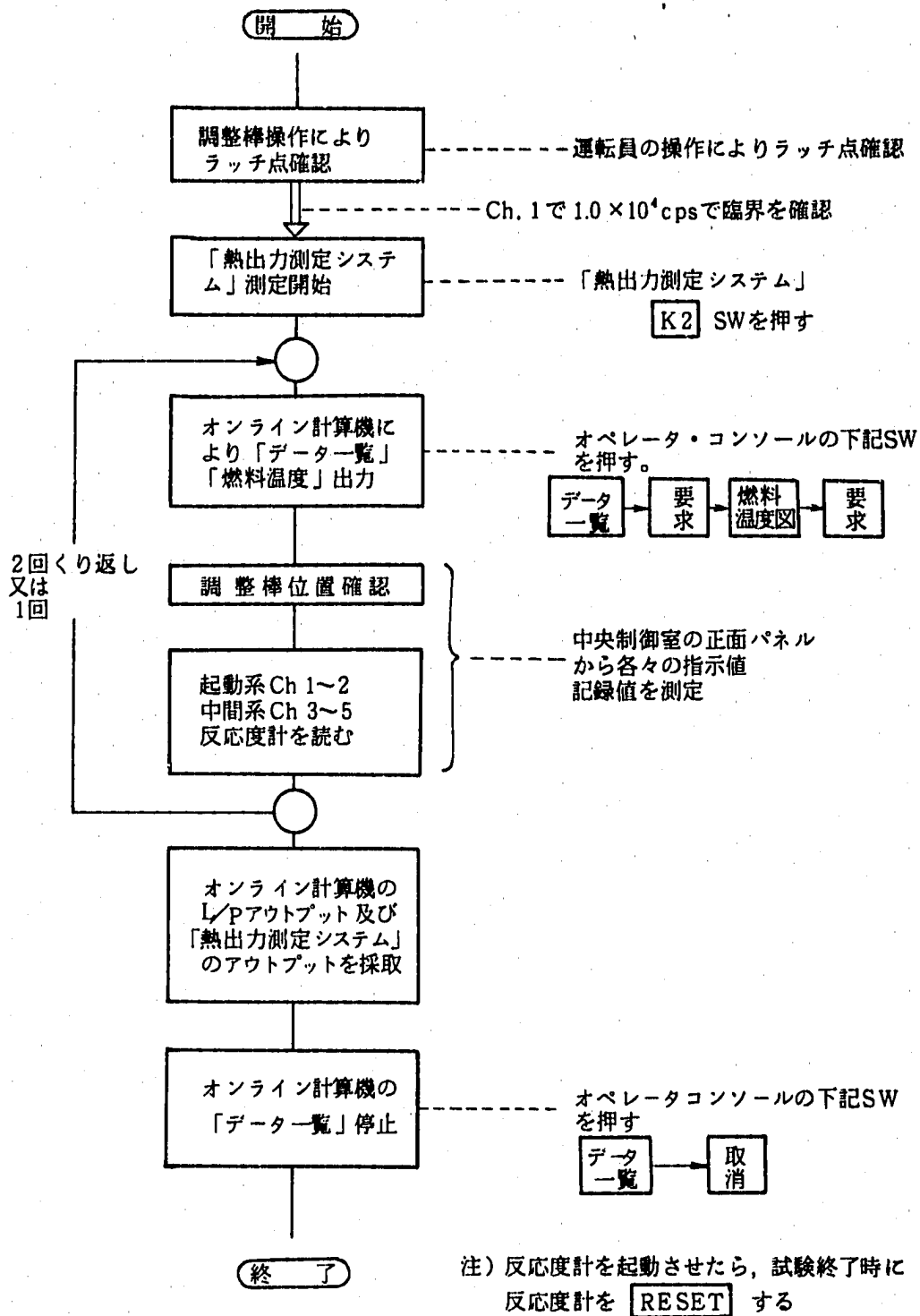
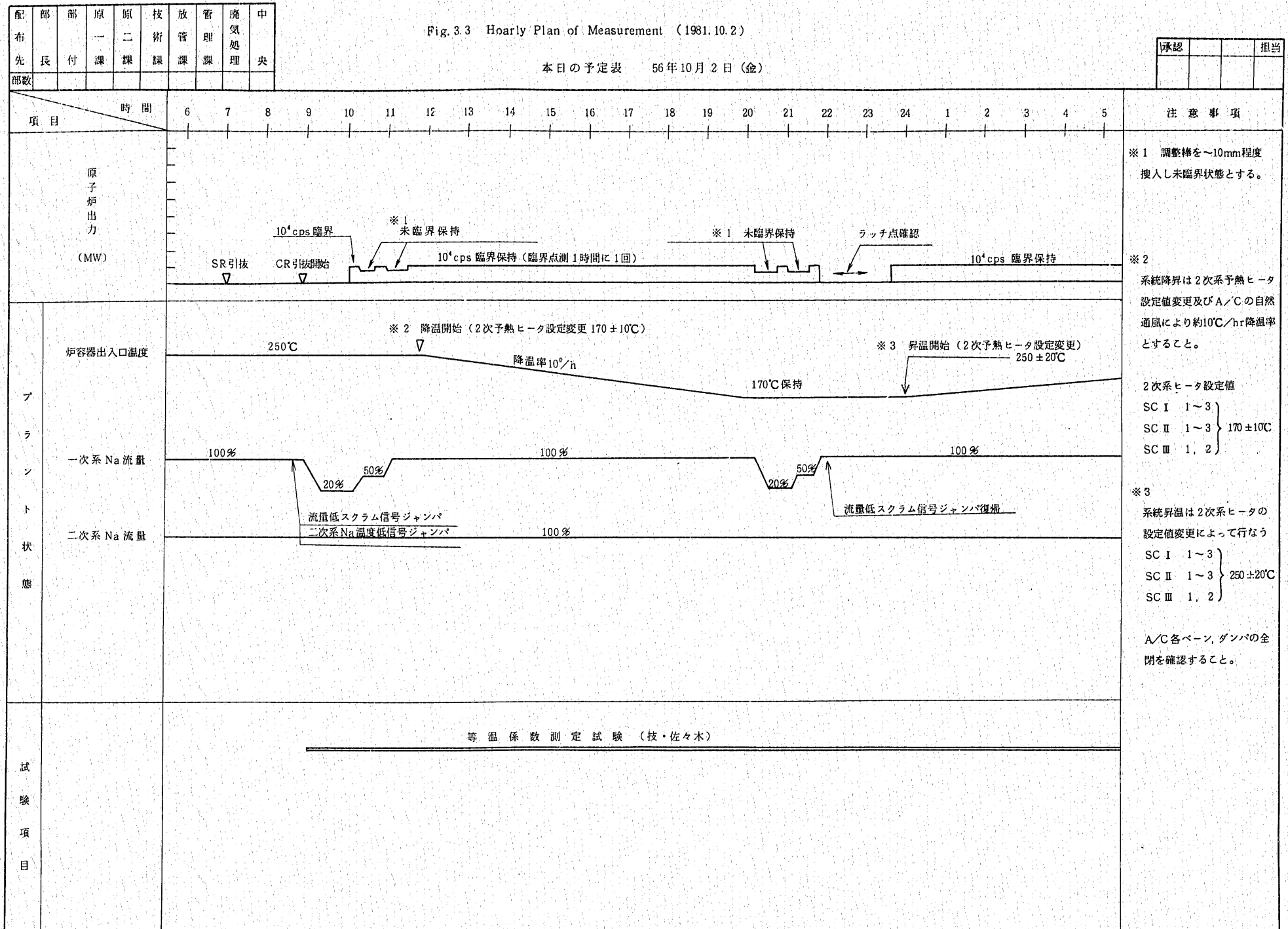


Fig. 3.2 Flow for Measurement of Critical Point

Fig. 3.3 Hoarly Plan of Measurement (1981.10.2)

本日の予定表 56年10月2日(金)

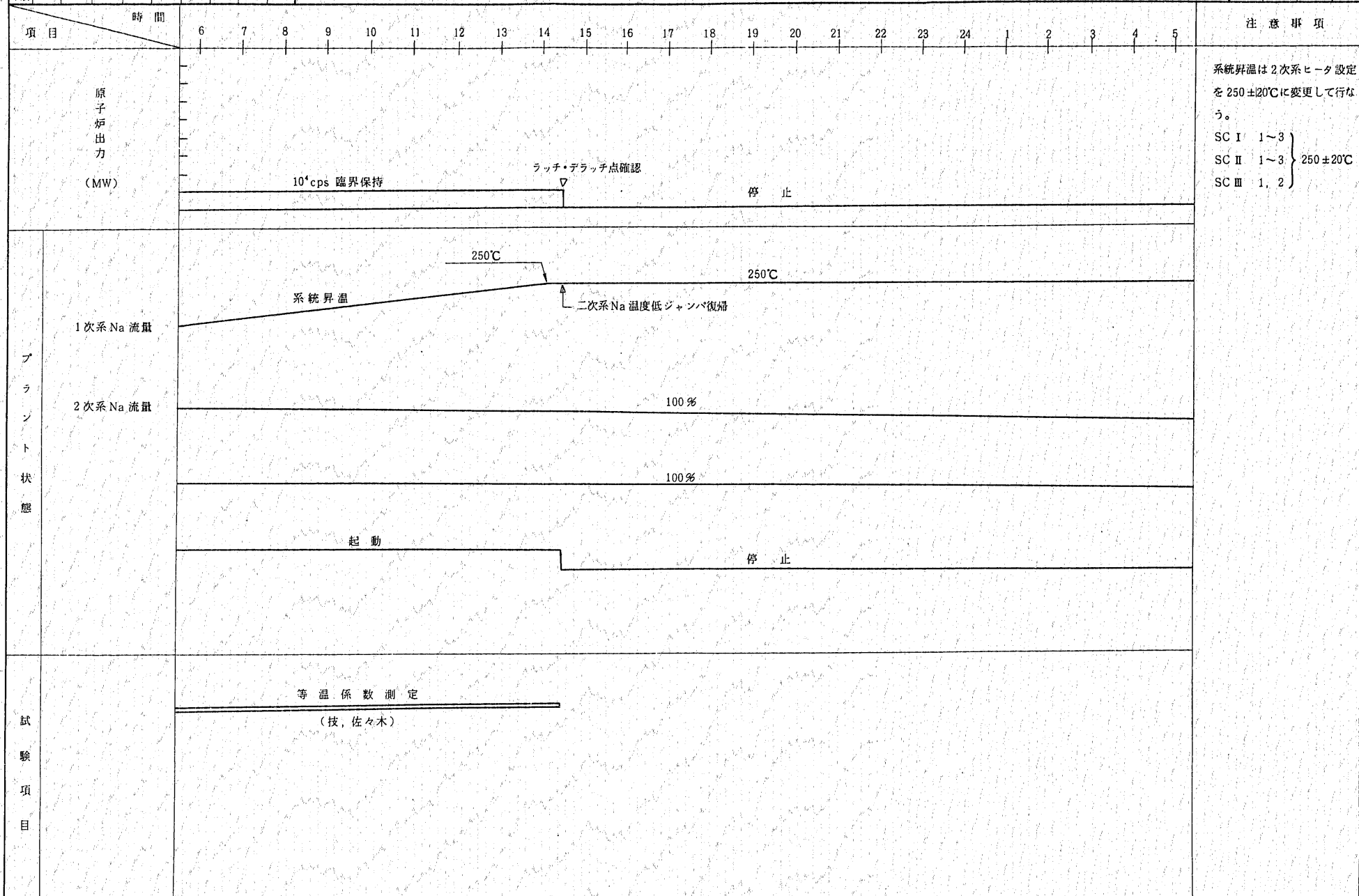


配 布 先	部 長	部 付	原 一 課	原 二 課	技 術 課	放 管 課	管 理 課	廃 気 処 理	中 央
部数									

Fig.3.3 Hoarly Plan of Measurement (1981.10.3)

本日の予定表 56年10月3日(土)

承認			担当



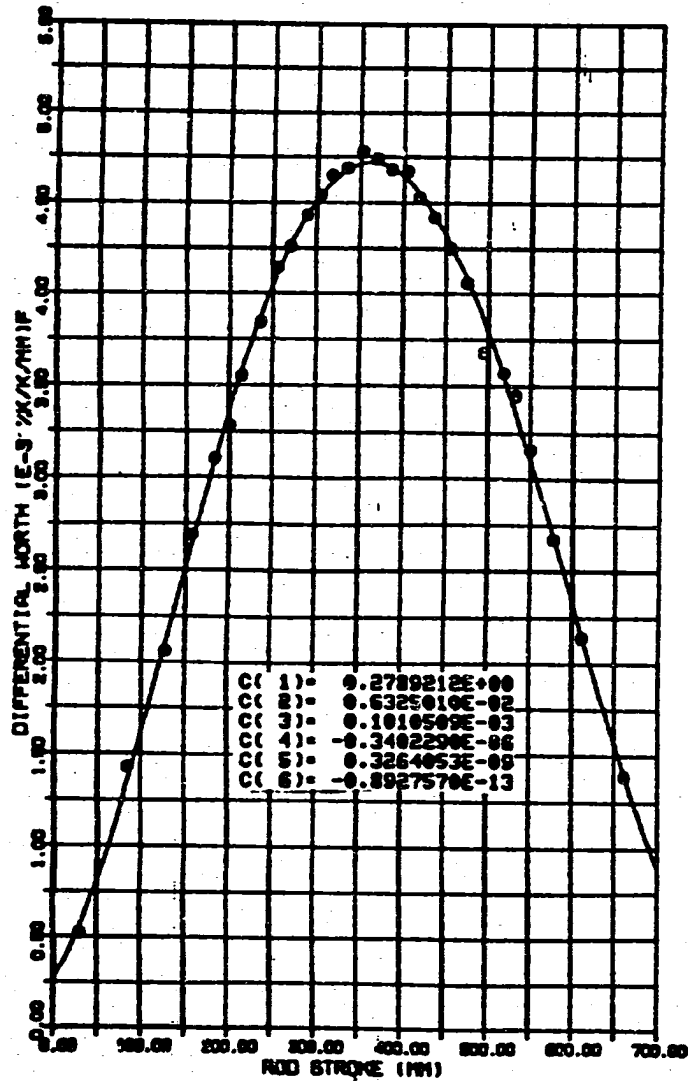


FIG REG.ROD DIFFERENTIAL WORTH  
S56 9 11 (RR1)

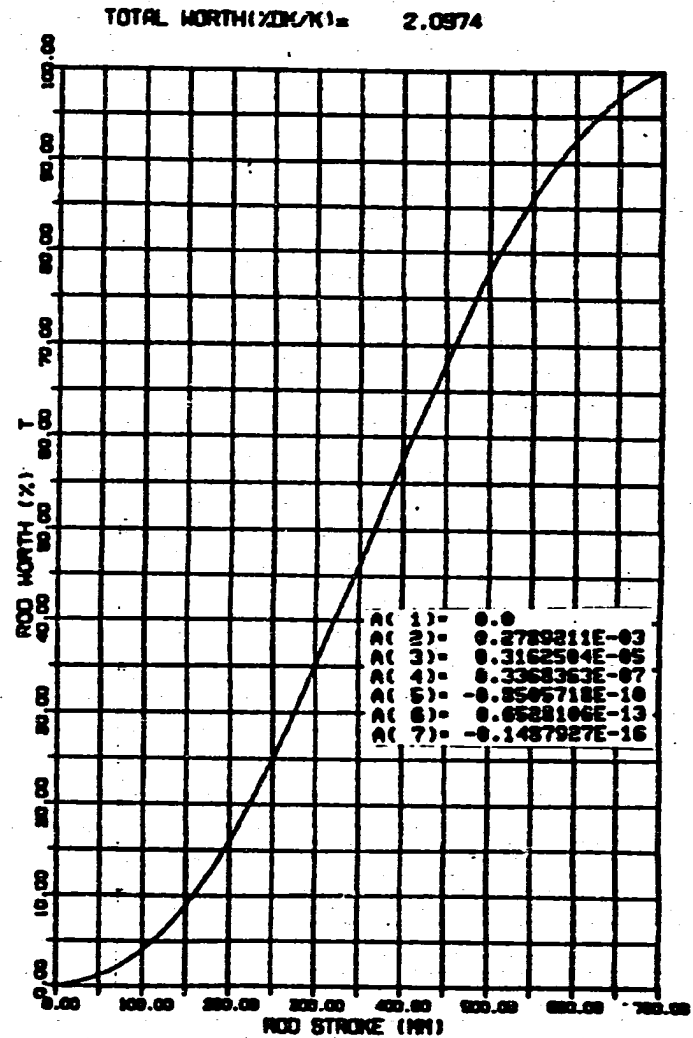


FIG REG ROD STROKE CURVE  
S56 9 11 (RR1)

Fig. 3.4 Differential Worth and Stroke Curve of Regulation Rod 1

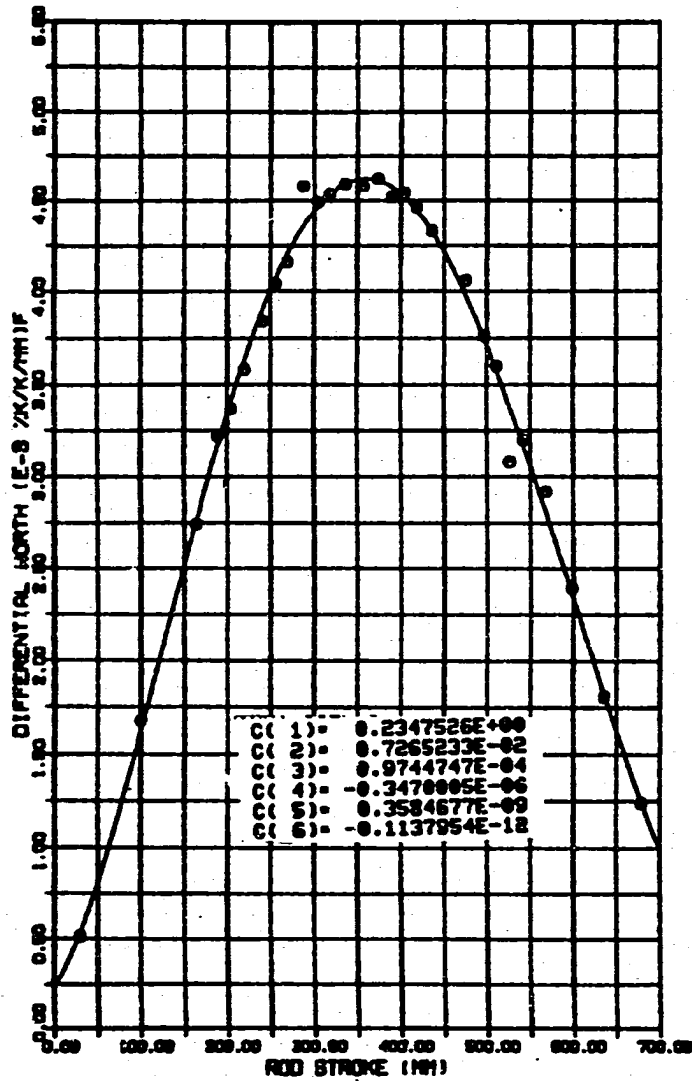


FIG REG.ROD DIFFERENTIAL WORTH  
S56 9 11 (RR2)

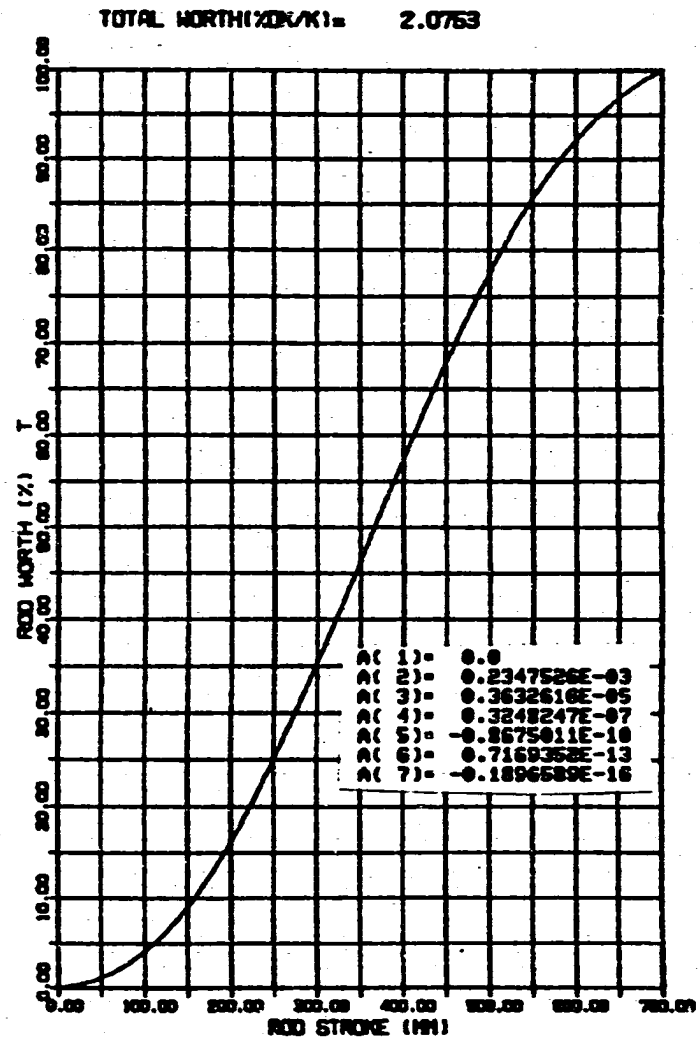


FIG REG ROD STROKE CURVE  
S56 9 11 (RR2)

Fig. 3.5 Differential Worth and Stroke Curve of Regulation Rod 2



## 4. 試験の結果

一次系冷却材 Na 原子炉出入口平均温度と原子炉余剰反応度の関係を Table 4.1 に示す。

原子炉平均温度が 250 °C から 170 °C 迄の間で 14 点, 170 °C から 250 °C の間で 9 点の測定データを得た。

### 4.1 等温反応度係数

Table 4.1 の測定データを整理して, 原子炉平均温度と炉心の余剰反応度の関係を Fig. 4.1 に示す。

原子炉温度を 250 °C から 170 °C へ下げた時のデータ (流量 100 % 時) は 10 点ある。これ等のデータから最小二乗法により, 原子炉平均温度  $t$  (°C) と炉心余剰反応度  $\rho$  (% $\Delta k/k$ ) の関係を求め, 次式に示した。

$$\rho(t) = -3.888_4 \times 10^{-3} t + 3.054_2 \quad (\% \Delta k/k) \quad (4.1)$$

又, 原子炉平均温度 170 °C から 250 °C への界温時の測定データ数 12 点から, 同様に以下の関係から得られた。

$$\rho(t) = -3.865_2 \times 10^{-3} t + 3.041_6 \quad (\% \Delta k/k) \quad (4.2)$$

(4.1) (4.2) 式から, 等温係数は各々

$$\frac{d\rho(t)}{dt} = -3.88_8 \times 10^{-3} \pm 2.34_7 \times 10^{-5} \quad (\% \Delta k/k / ^\circ C) \quad (4.3)$$

$$\frac{d\rho(t)}{dt} = -3.86_6 \times 10^{-3} \pm 1.24_7 \times 10^{-5} \quad (\% \Delta k/k / ^\circ C) \quad (4.4)$$

を得た。

従って, 平均の等温反応度係数は

$$\frac{d\rho(t)}{dt} = -3.87_7 \times 10^{-3} \pm 2.65_8 \times 10^{-5} \quad (\% \Delta k/k / ^\circ C)$$

で与えられる。

## 4.2 流量係数

Table 4.1 に示した測定データを整理し、一次系冷却材 Na 流量と炉心余剰反応度との関係を Fig. 4.2 に示す。

流量係数としては、非常に小さい値を得た。

$$\rho(f) = -1.01_5 \times 10^{-4} f + 2.09_2 \quad \% \Delta k / k / \% \text{流量} \quad \text{at } 250^\circ \text{C} \quad (4.5)$$

$$\rho(f) = -1.24_4 \times 10^{-4} f + 2.40_5 \quad \% \Delta k / k / \% \text{流量} \quad \text{at } 170^\circ \text{C} \quad (4.6)$$

結局、平均の流量係数は、

$$\frac{d\rho(f)}{df} = -1.12_9 \times 10^{-4} \pm 2.91_5 \times 10^{-5} \quad \% \Delta k / k / \% \text{流量} \quad (4.7)$$

を得た。

100%流量と20%流量間の炉心余剰反応度差は、170℃及び250℃炉心温度共に、約2φ\*であった。

---

\* 1\$ = 0.5% Δk/k (1φ = 0.005% Δk/k)

### 4.3 制御棒案内管の熱膨張効果

原子炉一次系冷却材Naの平均温度170℃と250℃において、調整棒1, 2をラッチ・デラッチし、制御棒上部案内管熱膨張効果による指示値の読取誤差を求めたところ、本効果は、約2℃あることが判った。(Fig. 4.1, Table 4.1)

この効果を考慮し、4.1節で求めた等温係数を再評価すると、

$$\frac{d\rho(t)}{df} = -3.85 \times 10^{-3} \pm 1.66_2 \times 10^{-4} \quad (\% \Delta k/k/^\circ\text{C}) \quad (4.8)$$

が得られた。

Table 4.1 Summary Data of Critical Point

No 4 - 1													
臨 界 デ - タ 整 理													
56年10月2日～10月2日													
データ番号	測定日時	ラッチL/SON位置		調整棒実測位置		調整棒補正位置		調整棒からの 余剰反応度 (%Δk/k)	炉出入口平 均Na温度 (°C)	炉出入口Na 温度補正反応 度(250°C) -(%Δk/k)	250°C規格化 余剰反応度 (%Δk/k)	流 量 (%)	積算熱出力 (MWD)
		RR 1 (mm)	RR 2 (mm)	RR 1 (mm)	RR 2 (mm)	RR 1 (mm)	RR 2 (mm)						
1-1	9/12 14:50	-38.1	-38.1	350.0	461.7	350.1	461.8	1.7456	245.9 <sub>6</sub>	-0.0153	1.7303	20	
2-1	9/25											20	
4-1	10/2 10:26	-37.3	-37.5	350.0	388.3	349.3	387.8	2.0736	252.2 <sub>6</sub>	+0.0085	2.0821	19.34 <sub>9</sub>	
								2.0808		+0.0085	2.0893		
4-2	11:37			350.0	387.6	349.3	387.1	2.0840	251.1 <sub>6</sub>	+0.0043	2.0883	49.13 <sub>9</sub>	
4-3	12:00			350.0	383.5	349.3	389.0	2.0753	251.5 <sub>6</sub>	+0.0053	2.0811	103.7 <sub>1</sub>	
4-4	10/2 13:51	-37.3	-37.5	350.0	378.8	349.3	378.3	2.1245 <sub>6</sub>	238.7			102.92 100	
4-5	14:45			350.0	370.2	349.3	369.7	2.1643 <sub>6</sub>	229.2			103.52	
4-6	15:44			350.0	362.9	349.3	362.4	2.1981 <sub>9</sub>	219.6			103.42	
4-7	16:41			350.0	354.5	349.3	354.0	2.2371 <sub>6</sub>	210.4			104.15	
4-8	17:45			350.0	345.9	349.3	345.4	2.2770 <sub>0</sub>	200.2			104.07	
4-9	18:51			350.0	337.2	349.3	336.7	2.3172 <sub>2</sub>	190.5			104.04	
等温係数： $-3.77 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C$ (低出力試験時測定)      燃焼係数： $-1.54 \times 10^{-4} \% \Delta k/k / MWD$ ラッチ L/S ON 位置を -38.0 mm に規格化													

[5F 2]  
ブランケット[5F 2]  
炉心燃料

Table 4.1 Summary Data of Critical Point (cont'd)

No. 4 - 2		臨 界 デ - タ 整 理											
		56年10月2日～10月3日											
データ番号	測定日時	ラッチL/SON位置		調整棒実測位置		調整棒補正位置		調整棒からの 余剰反応度 (%Δk/k)	炉出入口平 均Na温度 (°C)	炉出入口Na 温度補正反応 度(250°C) -(%Δk/k)	170°C規格 化余剰反応度 (%Δk/k)	流 量 (%)	積算熱出力 (MWD)
		RR 1 (mm)	RR 2 (mm)	RR 1 (mm)	RR 2 (mm)	RR 1 (mm)	RR 2 (mm)						
4-10	10/2 19:45	-37.3	-37.5	350.0	328.9	349.3	328.4	2.3554 <sub>2</sub>	179.7			104.71 100	
4-11	20:48			350.0	321.0	349.3	320.5	2.3915 <sub>8</sub>	170.1 <sub>6</sub>	+0.000	2.3921	103.9 <sub>2</sub>	
4-12	21:41			350.0	316.8	349.3	316.3	2.4107 <sub>1</sub>	167.6	-0.0090	2.4017	18.37 <sub>7</sub>	
4-13	22:30			350.0	316.3	349.3	315.8	2.4129 <sub>8</sub>	166.4 <sub>8</sub>	-0.0133	2.3997	48.90 <sub>0</sub>	
4-14	23:32			350.0	318.2	349.3	317.7	2.4043 <sub>4</sub>	166.4 <sub>5</sub>	-0.0134	2.3910	104.2 <sub>7</sub>	
		-37.9	-38.0	350.0	318.2	349.9	318.2	2.3992 <sub>2</sub>	166.4 <sub>5</sub>	-0.0134	2.3858		
4-15	10/3 0:37	-37.9	-38.0	350.0	323.2	349.9	323.2	2.3764 <sub>0</sub>	172.1 <sub>3</sub>			104.82	

等温係数：  $-3.77 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C$  (低出力試験時測定)      燃焼係数：  $-5.54 \times 10^{-4} \% k/k / MWD$   
 ラッチ L/S ON 位置を - 38.0 mm に規格化

Table 4.1 Summary Data of Critical Point (cont'd)

No. 4 - 3		臨 界 デ - タ 整 理											56年10月3日～10月3日	
データ番号	測定日時		ラッチL/S ON位置		調整棒実測位置		調整棒補正位置		調整棒からの 余剰反応度 (%Δk/k)	炉出入口平 均Na温度 (°C)	炉出入口Na 温度補正反応 度(250°C) -(%Δk/k)	250°C規格化 余剰反応度 (%Δk/k)	ch.1計数率 (cps)	計算熱出力 (MWD)
			RR 1 (mm)	RR 2 (mm)	RR 1 (mm)	RR 2 (mm)	RR 1 (mm)	RR 2 (mm)						
4-16	10/3	1:33	-37.9	-38.0	350.0	328.9	349.9	328.9	2.3502 <sub>9</sub>	179.0 <sub>3</sub>			104.31	
4-17		3:04			350.0	338.2	349.9	338.2	2.3074 <sub>6</sub>	189.5 <sub>6</sub>			103.24	
4-18		4:40			350.0	346.3	349.9	346.3	2.2700 <sub>0</sub>	199.5 <sub>0</sub>			104.24	
4-19		6:25			350.0	354.3	349.9	354.3	2.2329 <sub>2</sub>	208.9 <sub>6</sub>			103.45	
4-20		8:38			350.0	363.5	349.9	363.5	2.1902 <sub>5</sub>	220.1 <sub>5</sub>			103.38	
4-21		10:40			350.0	370.6	349.9	370.6	2.1573 <sub>4</sub>	229.4 <sub>0</sub>			102.56	
4-21-2		12:04	-37.9	-38.0	350.0	375.7	349.9	375.7	2.1337 <sub>4</sub>	235.0 <sub>0</sub>			102.39	
4-22		13:15			350.0	379.8	349.9	379.8	2.1147 <sub>9</sub>	239.8 <sub>8</sub>			102.57	
4-22-2		14:51			350.0	383.9	349.9	383.9	2.0958 <sub>9</sub>	244.9 <sub>3</sub>			102.74	
4-23		17:38			350.0	391.3	349.9	391.3	2.0618 <sub>9</sub>	253.3 <sub>5</sub>			101.72	
			-38.7	-39.0	350.0	391.3	349.7	392.3	2.0582 <sub>5</sub>	253.3 <sub>5</sub>				

等温係数:  $-3.77 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C$  (低出力試験時測定)      燃焼係数:  $-5.54 \times 10^{-4} \% \Delta k/k / MWD$

ラッチL/S ON位置を-38.0mmに規格化

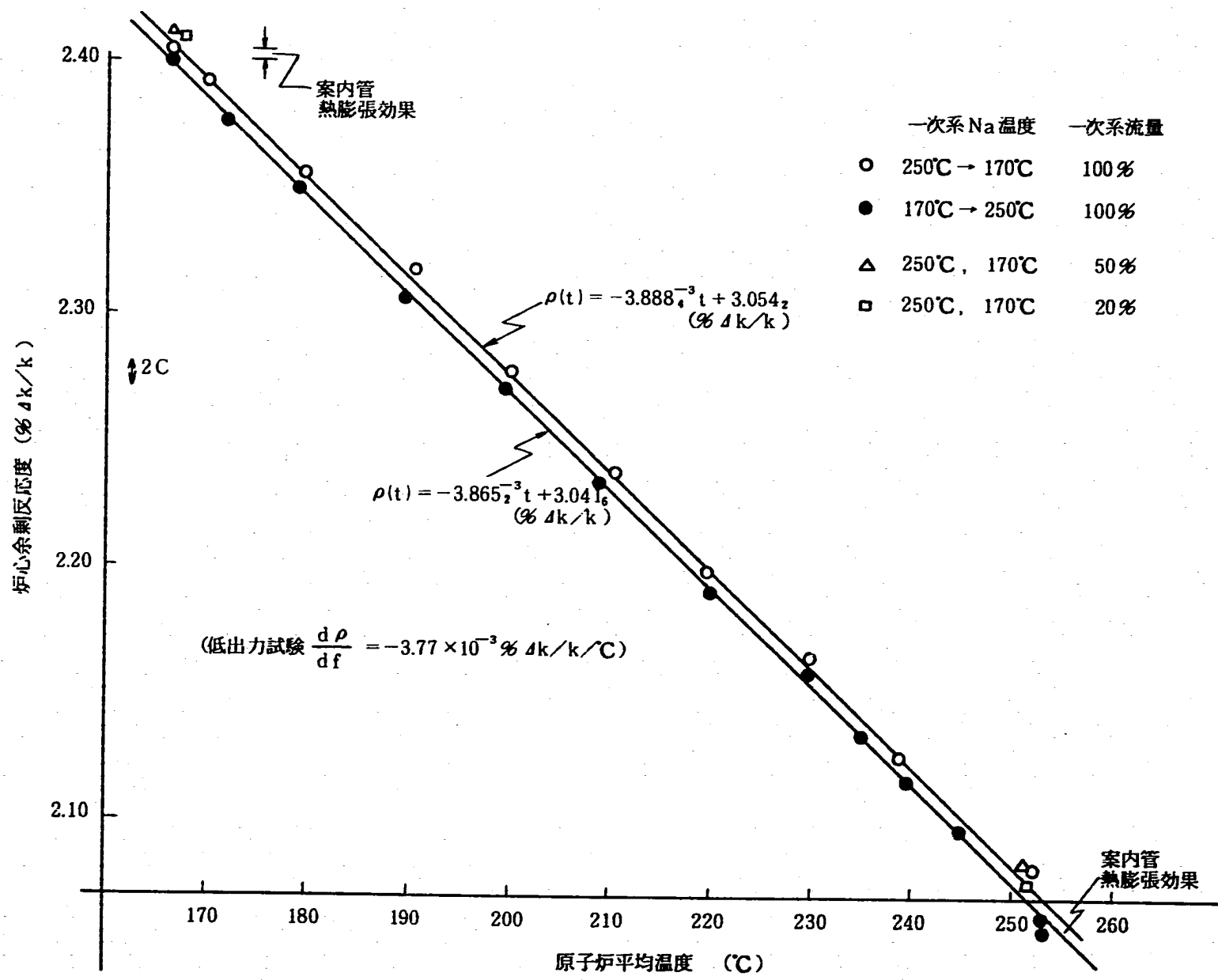


Fig. 4.1 Relation between Sodium Temperature and Reactivity Worth

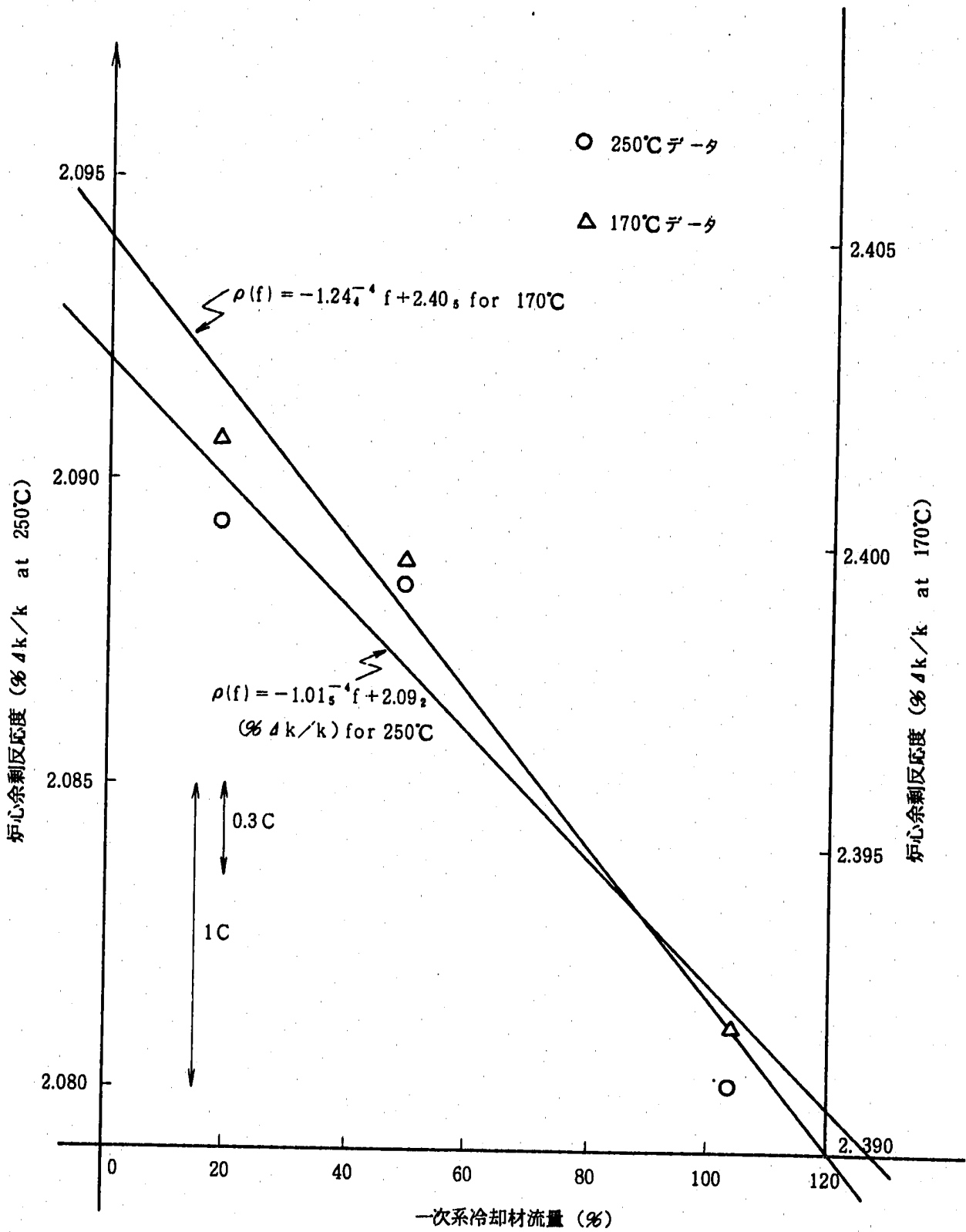


Fig. 4.2 Relation between Sodium Flow Rate and Reactivity Worth



## 5. 考 察

### 5.1 測定データの経時変化

「常陽」増殖初期炉心から、本試験迄に測定された等温係数値を Table 5.1, 5.2 に示す。この内、本試験と同等の試験方法を用い測定しているものは、50 MW 炉心の出力上昇試験時のみ（同表中  $-3.77 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ C$ ）である。他の試験の合間に炉心の余剰反応度を求め、そこから導いた等温係数であり、測定温度点が少なく、いくぶん粗い測定値であり、誤差評価も十分に行われていない。

同表に示されている値からは、炉心の拡大及び、燃料燃焼度の進行に伴った等温係数の終時変化は見られない。又、75MW炉心出力上昇試験時に生じた出力係数特異現象に伴った、等温係数の変化も現われていない。

Table 5.3 には、流量係数について同様の測定結果を示す。流量係数については、詳細な経時変化を追跡すべきデータが無いので断言できないが、75MW炉心の出力上昇試験前後で、値が約  $1/3$  に小さくなったと推定できる。この原因が何によるものかは、現在不明である。

## 5.2 測定値と設計値の比較

等温係数設計値をTable 5.4及び5.5に示す。設計では150℃から250℃の間の等温係数は、 $(-3.65 \pm 1.63) \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ\text{C}$ であることが示されている。従って、本試験での測定値 $(-3.85 \pm 0.17) \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 及び、Table 5.1に示されている測定値は、この設計値の誤差範囲に納まっている。又、本試験の測定値と設計の公称値とは、5.5%以内で一致している。

流量係数と流量変化に伴う反応度変化量の設計値をTable 5.6及び5.7に示す。設計値は、今回測定した流量変化に伴う反応度変化量に比べて、約10倍大きいことが判る。

即ち、100%流量と50%流量の間の反応度変化量の設計値は $-97.8 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$ であり、今回の測定では、 $(-8.7 \sim -7.2) \times 10^{-3} \% \Delta k/k$ であった。この違いの原因は、設計値が50MW出力状態を対象にしたものであるのに対し、本測定が零出力状態であることによるのかどうか、これらの測定データからは明らかに出来ない。

Table 5.1 Measured Isothermal Reactivity Coefficients

測定時期	炉心燃料 本数	等温係数  $\times 10^{-3} \% \Delta k/k$	測定条件			
			出力 MW	温度範囲 ℃	その他	
50 MW 初期炉心 出力上昇試験	64	-3.67	0	170 ↔ 250	流量 20, 100 %	
	70	-3.77	0 ~ 2	260 → 300		
第1サイクル 第2サイクル 75MW 出力上昇試験 第1サイクル 第2サイクル		-3.87	0 ~ 2	302 → 345	流量 20, 100 %	
		-3.71	0 ~ 2	342 → 352		
		-3.77 ± 0.02	0	170 ↔ 250		
	73	-3.7	~ 2	310 → 350 → 370		fitting 誤差 < 0.3 φ
		-3.8	~ 2	370 → 355		
	-4.0	~ 0	270 → 285	fitting 誤差 < 0.6 φ		
75	-3.7	0 ~ 2	260 → 370			
76	-3.9	0 ~ 2	270 → 350			
77	-4.0	0 ~ 2	250 → 350			
77	-3.9	0 ~ 2	250 → 320			
第5サイクル	78	-4.0	0 ~ 2	250 → 350		
特殊試験サイクル	79	-3.85 ± 0.17	0	170 250		

$$1 \phi = 5 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$$

Table 5.2 Measured Isothermal Reactivity Coefficients  
by changing of Inlet Na Temperature (on power)

測定時期	炉心燃料 本数	等温係数	測定条件		
			出力	温度範囲	その他
50 MW 出力上昇試験	70	$\times 10^{-3} \% \Delta k/k$	MW	$^{\circ}\text{C}$	
		- 3.6	15	364 ↔ 375	
75 MW 出力上昇試験	73	- 3.86	25	364 ↔ 375	
		- 4.0	50	270, 275, 280, 285	

Table 5.3 Measured Reactivity Exchange caused by Coolant Flow Rate Exchange

測定時期	炉心燃料 本数	反応度変化量	測定条件		
			出力	流量範囲	その他
50 MW 低出力試験	70	$10^{-3}\% \Delta k/k$	MW	%	
		- 10 ± 15	0	20 → 50	
出力上昇試験	70	- 30 ± 15	0	20 → 100	
		- 13.4	37.6	100 → 77.8	
75 MW 出力上昇試験	73	- 30	0	20 → 100	
		- 35.5	0	17.4 → 100	
第1サイクル	75	+ 6.3	50	90 → 100	
		+ 2.0 ± 2.5	0	20 → 50	
		- 8.5 ± 2.5	0	50 → 100	
特殊試験サイクル	78	- 6.0 ± 2.5	0	20 → 100	
		- 8.2 ± 2.0	0	20 → 100	原子炉温度 250 °C
		- 10.7 ± 2.0	0	20 → 100	" 170 °C

Table 5.4 Nominal Value of Isothermal  
Reactivity Coefficients (Design)

内 訳	等 温 係 数 ( $-10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ )			
	20 ~ 100 °C	100 ~ 250 °C	250 ~ 370 °C	370 ~ 定格
燃 料 体 膨 張	0.31	0.32	0.34	0.37
冷 却 材 膨 張	2.87	1.29	1.36	1.47
構 造 材 膨 張	0.14	0.15	0.15	0.16
下部支持板の膨張	0.92	0.94	0.98	-
膨張係数小計	4.25	2.71	2.83	2.00
ドブラー効果	1.28	0.95	0.73	0.24
総 計	5.52	3.65	3.56	2.24

Table 5.5 Design Value of Isothermal  
Reactivity Coefficient (150 °C ~ 250 °C)

内 訳	等温係数 ( $-10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ )
	150 ~ 250 °C
燃料体膨張	0.57 ~ 0.14
冷却材膨張	1.78 ~ 0.75
構造材膨張	0.20 ~ 0.10
下部支持板の膨張	1.56 ~ 0.41
膨張係数小計	4.11 ~ 1.39
ドップラ - 効果	1.17 ~ 0.63
総 計	5.28 ~ 2.02

Table 5.6 Coolant Flow Rate Reactivity  
Coefficient ( Design )  
(  $\Delta k/k / \Delta F/F \times 10^{-4}$  )

出力 流量範囲	50 MW	100 MW
150 % ~ 120 %	5.4	10.0
120 % ~ 110 %	6.7	15.3
110 % ~ 100 %	9.3	16.0
100 % ~ 90 %	9.4	19.2
90 % ~ 80 %	16.2	28.3
80 % ~ 50 %	24.0	44.1



Table 5.7 Reactivity Exchange caused by  
Coolant Flow Rate Change

流量 出力	反応度変化 $\Delta k/k \times 10^{-5}$	
	50 MW	100 MW
150 %	32.2	61.2
120 %	16.0	31.1
110 %	9.3	16.0
100 %	0	0
90 %	-9.4	-19.2
80 %	-25.6	-47.5
50 %	-97.8	-179.7

## 6. 結 論

本試験により得られた結論は以下の通りである。

- (1) 等温係数は  $(-3.85 \pm 0.17) \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^{\circ}C$  であり、設計値とよく一致した。
- (2) 等温係数に関しては、有意な経時変化は認められなかった。
- (3) 75 MW 炉心出力上昇試験に生じた出力係数特異現象に伴う等温係数の変化は認められていない。
- (4) 一次冷却材 Na 流量が 100 % から 20 % へ変化した時の炉心余剰反応度変化は、 $(-8.2 \sim -10.7) \times 10^{-3} \% \Delta k/k$  であった。
- (5) 流量係数の測定値は、出力状態で与えられている設計値と比べ約 1/10 であった。
- (6) 75 MW 炉心出力上昇試験の前後で、流量係数は約 1/3 小さくなったと推定する。
- (7) 等温係数、流量係数とも今後炉心の拡大及び燃料燃焼効果を考慮した詳細解析を実施する必要がある。

## 7. 謝 辞

本試験を実施するにあたり、原子炉第一課の運転管理 Gr 員及び運転直員の方々に、大変お世話になりました。ここに感謝の意を表します。

## 8. 参 考 文 献

- (1) 広瀬正史, 妹尾誠他; 「常陽」性能試験結果報告書 - 等温反応度係数 - (NT-33)  
(社内資料) PNC SN941 79-119, 1979年8月
- (2) 網島幹泰; 「置換反応度測定のための制御棒校正」(課内資料), 技-56-170,  
1981年9月
- (3) 鈴木利明, 石川真他; 高速実験炉「常陽」75 MW性能試験報告書 - 冷却系熱電対校正結果 -  
(社内資料) PNC SN941 79-240, 1979年12月
- (4) 石川真, 佐久間孝志; 高速実験炉「常陽」75 MW性能試験報告書 - PT-11熱出力校正 -  
PNC SN941 80-211, 1980年11月

## 付 録 1. 特殊試験計画書

項 目	内 容
試 験 の 名 称	等温係数測定試験
試 験 目 的	原子炉の運転に伴う（炉心の燃焼、炉心燃料の本数変化）等温係数の変化を知り、「常陽」MK-II炉心、「もんじゅ」炉心設計の詳細化に反映させる。
試験設備の概要	<p>① 原子炉反応度制御設備 原子炉の余剰反応度は、安全棒4本及び調整棒2本を手動で操作することにより、制御される。</p> <p>② 冷却材温度制御設備 原子炉入口Na温度は、主冷却器入口ペーンの開度又は二次系Na予熱系の温度設定を制御することにより、間接的に制御される。</p>
試 験 の 方 法	<p>① 一次系ナトリウム冷却材流量を100～20%で運転中、同冷却材の原子炉入口温度を、約10℃のステップで170℃～250℃の間で変化させる。</p> <p>② 冷却材入口温度が安定したところで、安全棒4本全引抜にし、かつ調整棒2本により原子炉を臨界状態にする。</p> <p>③ 各冷却材入口温度状態での臨界位置から、原子炉余剰反応度を求め、等温係数を算出する。</p> <p>④ 上記測定を冷却材入口温度の上昇時、下降時に実施する。</p> <p>⑤ 測定終了後は、原子炉を停止させる。</p>
試験実施予定 時期と期間	1981年10月2日～4日
実 施 体 制	性能試験管理要領に準じ、原子炉の運転は原子炉第一課の運転直が行い、試験データの採取及び合図は技術課が行う。
備 考	<p>(1) 本試験では、主冷却器出口Na温度を220℃の保護系インターロック設定値以下にする必要があるため、このインターロックを試験中バイパスすることとする。</p> <p>(2) 一次系流量を100%から最大20%迄低下させるので、「一次系冷却材流量低」の保護系インターロックを流量低下させる前後のみバイパスさせる。</p>

2. ジャンパー管理表

No.

ジャンパー・リフト管理票 (正)

(仮設計器を含む)

依頼元 技 術 課

申請 56 年 9 月 11 日

1. 区 分

(1) 安全保護系に関するもの

(2) その他

2. 系統名および内容

(1) ジャンパー・リフト期間: 56年10月2日～56年10月3日(2日間)

(2) 系統名: 主冷却系統

(3) ジャンパー・リフト理由およびジャンパー・リフト箇所(添付資料)  有・無

等温係数測定試験のため、1次冷却材流量低、スクラム信号をジャンパする。

(1次主冷却材流量を20%で「起動モード」とする)

ジャンパー・リフト端子番号	盤 番 号	実 施 日 時	Tag.No	復 旧 日 時
Z 04 D 10 p-1	401	/ :		/ :
" D 11 "	"	/ :		/ :
Z 07 D 10 "	"	/ :		/ :
" D 11 "	"	/ :		/ :
Z 54 D 10 "	402	/ :		/ :
" D 11 "	"	/ :		/ :

3. 承認・作業

作業時間 10月2日9時～10月2日9時 (直長記入)

依 頼 元	運 管 Gr	原 1 課 長	原 主 技	統 管 者	担 当 者	当 直 長	担 当 者	当 直 長	依 頼 課 長	原 1 課 長	運 管 Gr
印	印	印	印	印	印	印	印	印	印	印	印

区分(2)のもの 作業開始 作業終了 依頼元

4. 復 旧

作業時間 10月3日3:55時～10月3日13:20時 (直長記入)

依 頼 元	運 管 Gr	原 1 課 長	担 当 者	当 直 長	担 当 者	当 直 長	依 頼 元 課 長	原 主 技	統 管 者	原 1 課 長	運 管 Gr
印	印	印	印	印	印	印	印	印	印	印	印

復旧作業開始 復旧作業終了 区分(2)のもの 保 管

No.

**ジャンパー・リフト管理票 (中制用)**  
(仮設計器を含む)

依頼元 技 術 課

申請 56 年 9 月 11 日

1. 区 分

- (1) 安全保護系に関するもの
- (2) そ の 他

2. 系統名および内容

- (1) **ジャンパー**・リフト期間： 56 年 10 月 2 日～ 56 年 10 月 3 日 ( 2 日間 )
- (2) 系統名： 主冷却系統
- (3) **ジャンパー**・リフト理由および**ジャンパー**・リフト箇所 (添付資料 ・無)

等温係数測定試験のため、1次冷却材流量低、スクラム信号をジャンパする。

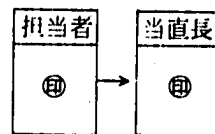
(1次主冷却材流量を20%で「起動モード」とする)

<b>ジャンパー</b> ・リフト端子番号	盤 番 号	実 施 日 時	Tag. No	復 旧 日 時
Z 04 D10 p-1	401	/ : /		/ : /
" D11 "	"	/ : /		/ : /
Z 07 D10 "	"	/ : /		/ : /
" D11 "	"	/ : /		/ : /
Z 54 D10 "	402	/ : /		/ : /
" D11 "	"	/ : /		/ : /

3. 作 業

上記**ジャンパー**・リフト作業終了しました。

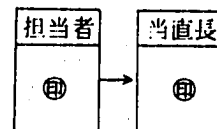
10 月 2 日 9 時～ 10 月 3 日 9 時

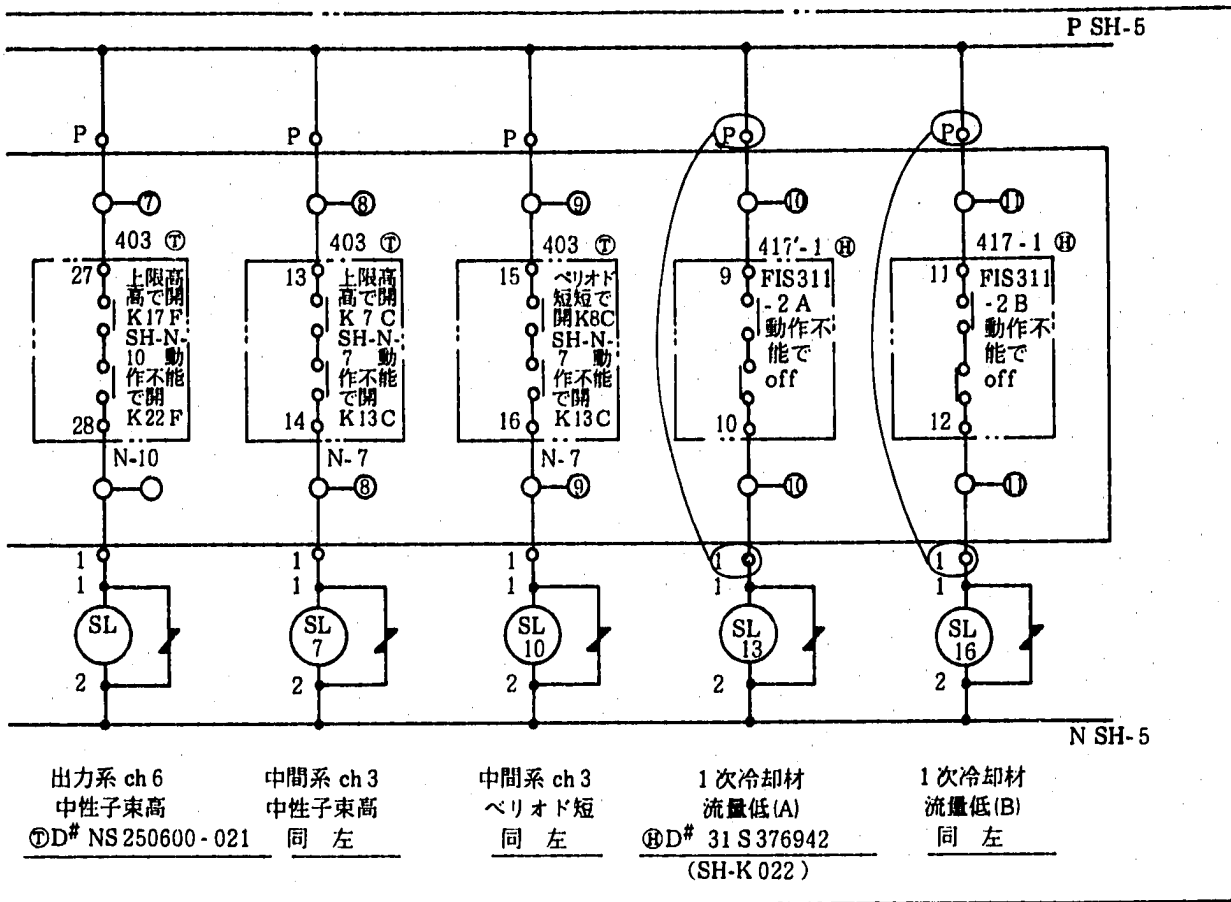


4. 復 旧

上記**ジャンパー**・リフト復旧作業を終了しました。

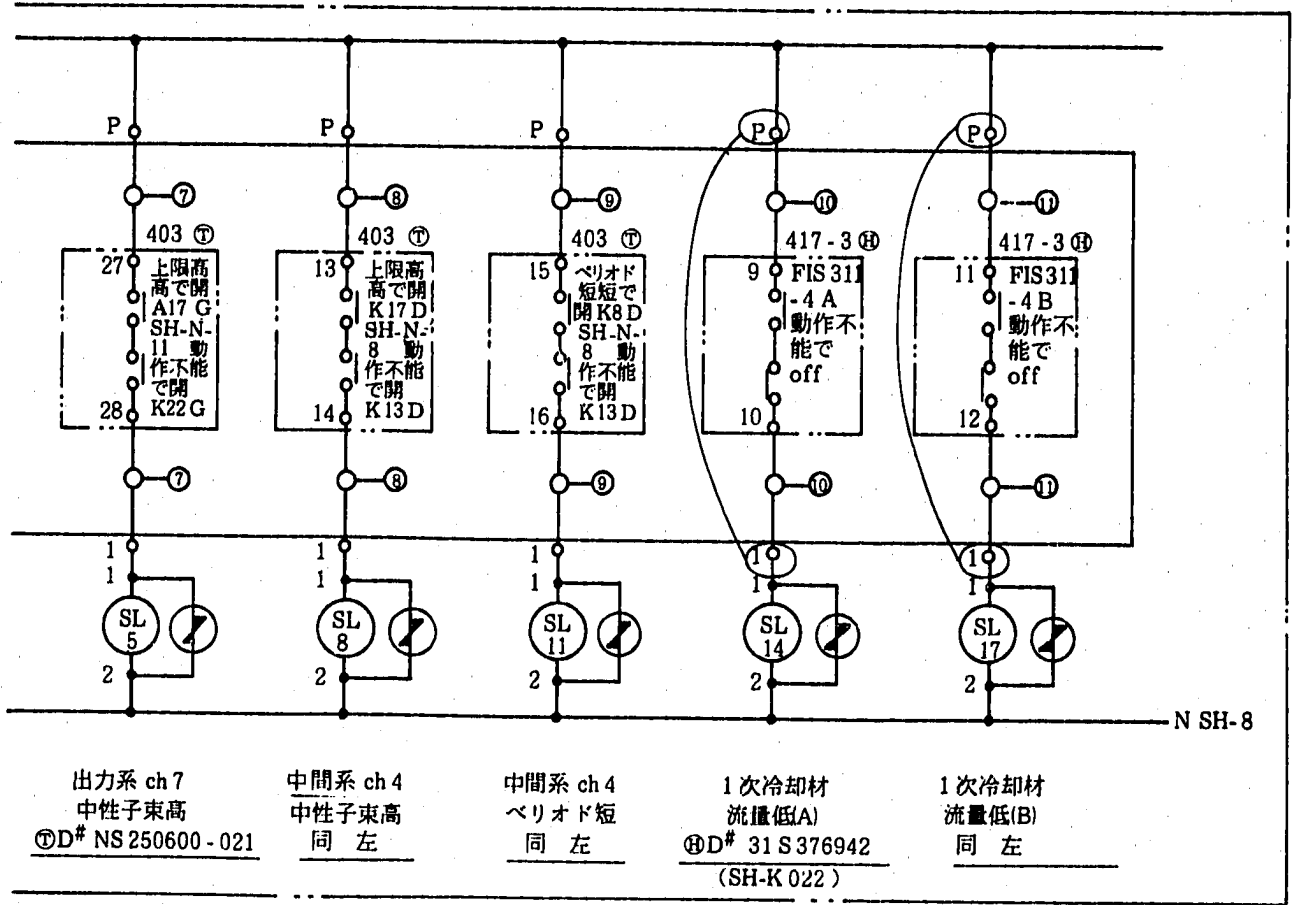
10 月 3 日 3:15時～ 10 月 3 日 3:16時



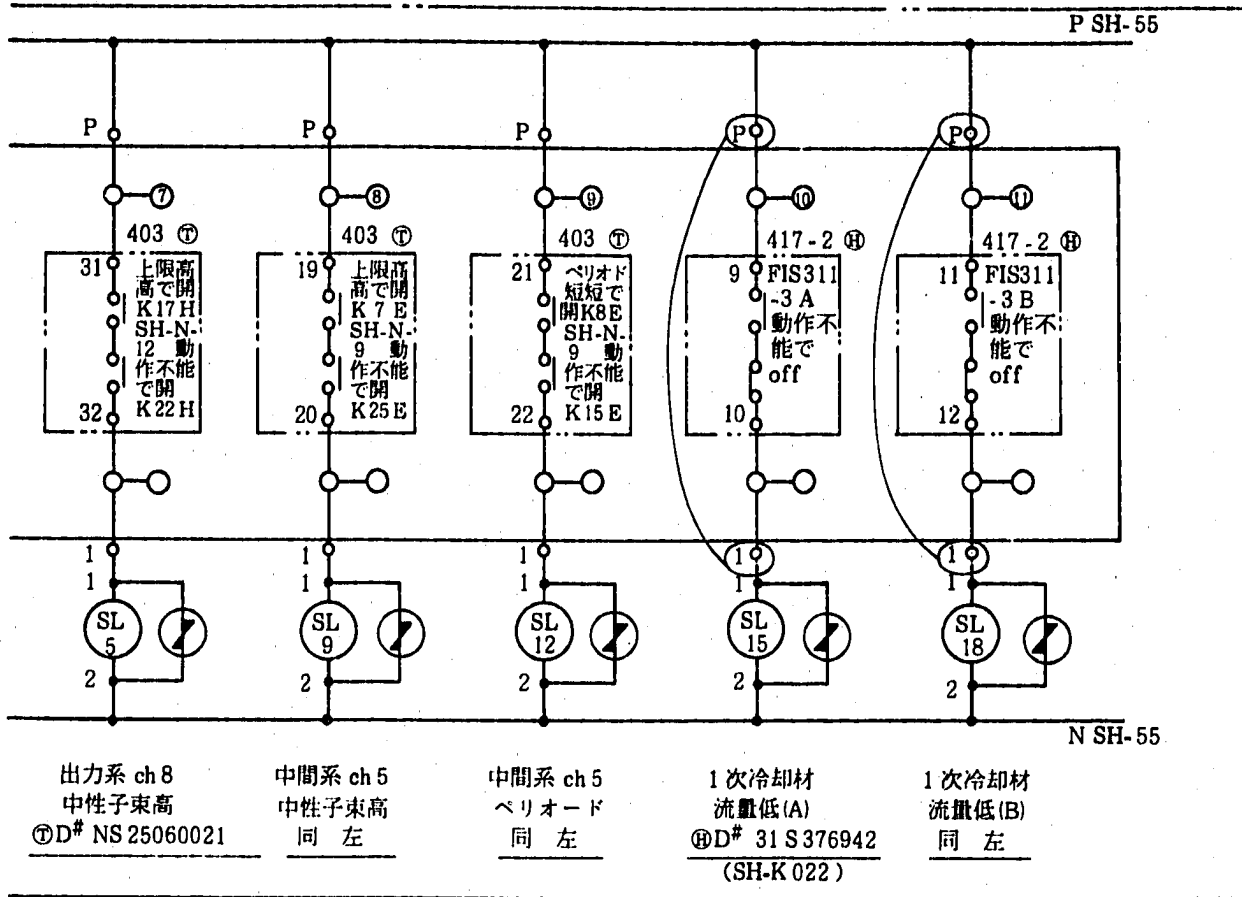


調査	古賀 72-11-22	ロジックA入力信号(1)
設計	佐藤 72-11-15	KK-7900051-4
保管	73.12.12	Z-4





調査	古賀 72-11-22	ロジックA入力信号(4)
設計	佐藤 72-11-15	KK - 7900051 - 7
保管	73.12.12	Z - 7



調査	古賀 72-11-22	ロジックB 入力信号(1)
設計	佐藤 72-11-15	KK - 7900051 - 54
保管	73.12.12	Z - 54

No.

**ジャンパー・リフト管理票 (正)**

(仮設計器を含む)

依頼元 技 術 課

申請 56 年 9 月 11 日

1. 区 分

- (1) 安全保護系に関するもの
- (2) その他

2. 系統名および内容

(1) **ジャンパー**・リフト期間: 56 年 10 月 2 日~56 年 10 月 3 日 ( 2 日間 )

(2) 系統名: \_\_\_\_\_

(3) **ジャンパー**・リフト理由および**ジャンパー**・リフト箇所 (添付資料  有・無)

<b>ジャンパー</b> ・リフト端子番号	盤 番 号	実 施 日 時	Tag.No	復 旧 日 時
TA31.2-2A-1 11BP-SC12ADi (1A)	432	10/2 10:00		10/3 18:40
TA31.2-2A-2 11BP-SC12AFi (2A)	"	10/2 10:00		10/3 18:40
TA31.2-2B-1 21BP-SC12BDi (1B)	"	10/2 10:00		10/3 18:40
TA31.2-2B-2 21BP-SC12BFi (2B)	"	10/2 10:00		10/3 18:40
		/ :		/ :
		/ :		/ :

3. 承認・作業

作業時間 10月2日10時~10月2日10時30 (直長記入)

依頼元	運営Gr	原1課長	原主技	統管者	担当者	当直長	担当者	当直長	依頼課長	原1課長	運営Gr
<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

区分(2)のもの      作業開始      作業終了      依頼元

4. 復 旧

作業時間 10月3日18時~10月3日18時 (直長記入)

依頼元	運営Gr	原1課長	担当者	当直長	担当者	当直長	依頼元課長	原主技	統管者	原1課長	運営Gr
<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

復旧作業開始      復旧作業終了      区分(2)のもの      保 管

No.

**ジャンパー・リフト管理票(中制用)**

(仮設計器を含む)

依頼元 技 術 課

申請 56 年 9 月 11 日

1. 区 分

- (1) 安全保護系に関するもの
- (2) その他

2. 系統名および内容

(1) **ジャンパー**・リフト期間： 56 年 10 月 2 日～56 年 10 月 3 日 ( 2 日間 )

(2) 系統名： 2 次冷却系統

(3) **ジャンパー**・リフト理由および**ジャンパー**・リフト箇所 (添付資料  有  無)

等温係数測定試験のため

(空気冷却器出口 Na 温度 220℃以下での運転)

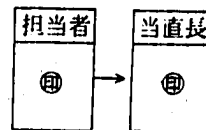
A/C 出口温度低 (1A, 2A, 1B, 2B) 信号ジャンパ

<b>ジャンパー</b> ・リフト端子番号	盤 番 号	実 施 日 時	Tag. No	復 旧 日 時
TA31.2-2A-1, 11BP-SC 12ADI (1A)	432	10/2 10:00		10/3 18:40
TA31.2-2A-2, 11BP-SC 12AFI (2A)	"	10/2 10:00		10/3 18:40
TA31.2-2B-1, 21BP-SC 12BDI (1B)	"	10/2 10:00		10/3 18:40
TA31.2-2B-2, 21BP-SC 12BEI (2B)	"	10/2 10:00		10/3 18:40
		/ :		/ :
		/ :		/ :

3. 作 業

上記**ジャンパー**・リフト作業終了しました。

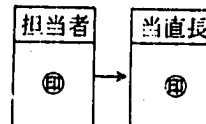
10 月 2 日 10 時～10 月 2 日 10 時 30 分

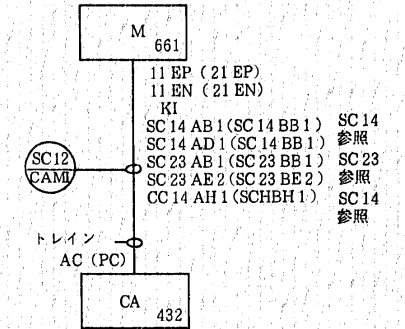
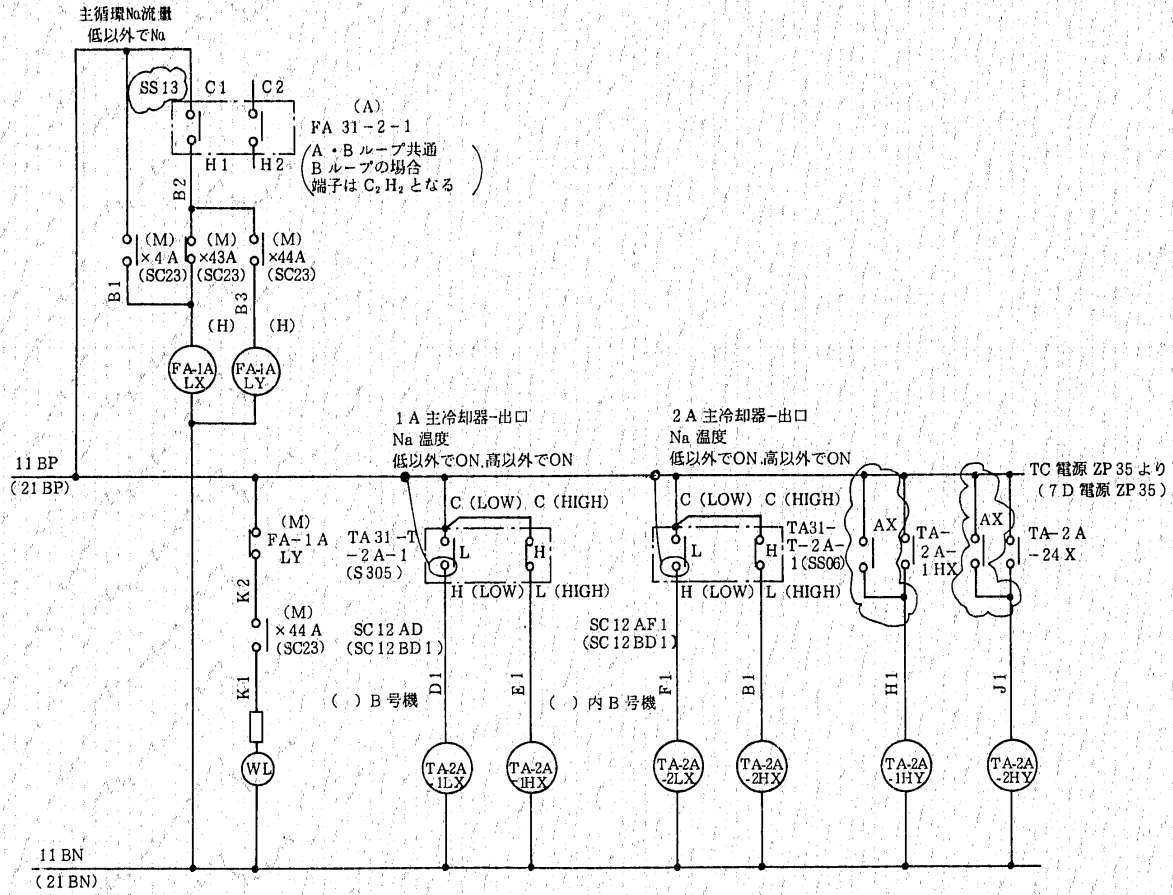


4. 復 旧

上記**ジャンパー**・リフト復旧作業を終了しました。

10 月 3 日 18 時～10 月 3 日 18 時





機器名称	号数
A ループ 2 次冷却系制御回路	A
B ループ	B

( ) 内は B 号機

A 号機		(B 号機)	A 号機	(B 号機)	1 A 号機		(1 B 号機)	1 A 号機	(1 B 号機)	2 A 号機		(2 B 号機)	2 A 号機	(2 B 号機)	1 A 号機		(1 B 号機)	2 A 号機	(2 B 号機)
FA-1ALY		(FA-1B LY)	FA-1ALY	(FA-1B LY)	TA-2A-1LX		(TA-2B-1 LX)	TA-2A-1HX	(TA-2B-1 HX)	TA-2A-2LX		(TA-2B-2 LX)	TA-2A-2HX	(TA-2B-2 NX)	TA-2A-1HY		(TA-2B-1 HY)	TA-2A-2HY	(TA-2B-2 HY)
SRD-8 (4/4)			SRD-4 (3/1)		SRC-8G (4/4)			SRD-4G(3/1)		SRD-8G (4/4)			SRD-4G(3/1)		MQ-508-OHN			MQ-508-OHN	
b 1 2	本シート		a 1 2		b 1 2	GM 18		a 1 2		b 1 2	GM 18		a 1 2		b 5B 5C		b 5B 5C		b 5B 5C
b 3 4			b 2 4		b 3 4	GM 18		b 3 4		b 3 4	GM 18		b 3 4		a 5B 6C	SS 05	a 5B 5C	SS 06	a 5B 5C
b 5 6			a 5 6		b 5 6	SA 14		a 5 6	本シート	b 5 6	SA 14		a 5 6	本シート	b 6B 5A		b 6B 5A		b 6B 5A
b 7 8			a 7 8		b 7 8			a 7 8		b 7 8			a 7 8		a 6B 6A	SS 05	a 6B 6A	SS 06	a 6B 6A
a 11 12					a 9 10					a 11 12	SC 16				b 7B 7C		b 7B 7C		b 7B 7C
a 13 14					a 11 12	SC 16				a 13 14					a 7B 8C	SS 05	a 7B 8C	SS 06	a 7B 8C
a 15 16					a 13 14					a 15 16					b 7B 7A	SS 05	b 7B 7A	SS 06	b 7B 7A
a 17 18					a 15 16					a 17 18					a 8B 8A	SS 05	a 8B 8A	SS 06	a 8B 8A

取付位置指示なきものは CA 取付を示す。

作成日付 DATE	展開接続図
48. 1. 6	(2 次冷却系制御回路)
SC 12	図番 XZ 95007

### 付録 3. 調整棒価値の補正について

本試験が実施された特殊試験サイクル開始に先立って、調整棒に対する制御棒校正を実施している。しかしながら、この制御棒校正を行った炉心構成と、本試験が行われた炉心構成では一部異なっている。即ち、制御棒校正を実施した炉心燃料本数は78体であり、等温係数測定を実施した炉心には、79体の炉心燃料が装荷されていた。

そこで、Table 4.1にあるように、9月12日の78体炉心余剰反応度と、10月2日の79体炉心余剰反応度を測定しているので、両者の250℃規格化余剰反応度差を用い、調整棒価値を補正した。補正方法は以下の通りである。

$$\text{補正因子} = \frac{1.020821}{1.017303} = 1.003。$$

即ち、制御棒校正で得られた調整棒価値を約0.3%大きくした値を、等温係数試験データの整理に用いた。

尚、等温係数値は、この制御棒価値の不確かさ分だけ、誤差を持つことになる。