

高速実験炉「常陽」 ヒートバランスの現状と考察

1980年12月

動力炉・核燃料開発事業団

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター

システム開発推進部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technology Management Section, O-arai Engineering Center, Power Reactor
and Nuclear Fuel Development Corporation 4002, Narita O-arai-machi Higashi-
Ibaraki-gun, Ibaraki, 311-14, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development
Corporation)

高速実験炉「常陽」

ヒートバランスの現状と考慮

寺田 和道* 石川 真* 田村 誠司*
土井 基尾* 鈴木 利明* 山本 寿**

要 旨

高速実験炉「常陽」に於けるヒートバランスは、現在、1次主冷却系の原子炉出入口温度差と流量より算出した発熱量と主冷却器の空気側の出入口温度と風量より算出した発熱量の間に75MW時Aループで約11%、Bループで約4%の差があり空気側が大となっている。空気側の出入口温度と風量は、主冷却器の出口ダクト部で熱電対及びピトー管により8×8個所測定を行ない、その平均値から算出している。

更に、1次主冷却系の原子炉出入口温度差と流量から算出した発熱量と主冷却器のNa側の温度差と流量より算出した発熱量は、Aループはほぼ一致し、Bループは約8%1次側が大となっている。

燃料集合体毎の出口冷却材温度と冷却材流量から積算した炉心発熱量は、1次主冷却系の温度、流量から算出した発熱量より、75MW出力時約7%程高くなっている。本理由として、燃料集合体出口の熱電対の位置が集合体に対し中心位置にあるため、その指示値が集合体の平均出口Na温度より高めの指示を示しているのではないかと考えられている。

Aループに於ける1次系及び2次系基準と空気系基準の発熱量の差、Bループの1次系基準と2次系基準の発熱量及び2次系基準と空気系基準の発熱量の差は、現在考えられている測定誤差の範囲を超えるものである。

本報告書は、高速実験炉部技術課で昭和55年2月より3月にかけて実施された熱出力検討会の内容をもとに、昭和55年3月末時点での「常陽」の熱出力とヒートバランスの現状と考察について、述べたものである。

* 大洗工学センター高速実験炉部技術課

** 現在、(株)日立製作所、エネルギー研究所

Sep., 1980

Heat Balance and Thermal Power Calculations for the JOYO Experimental Fast Reactor

KAZUMICHI TERATA*, MAKOTO ISHIKAWA*
SEIZI TAMURA*, MOTOO DOI*
TOSHIAKI SUZUKI* and HISASHI YAMAMOTO**

Abstract

Heat balance measurements and calculations were performed for the JOYO experimental fast reactor.

Some pertinent results of this tests are presented below.

- The heat removal rates calculated using the air flowrates and ΔT s from the DHXs differed from heat removal rates obtained using measured primary sodium flowrates and ΔT s.

The heat removal rates determined from the DHX data are about 11% larger and about 4% larger than the rates obtained from the primary sodium data for the A Loop and B Loop of JOYO, respectively.

The air flowrates and outlet temperatures from the DHX are measured on an 8×8 grids in the outlet area of the air cooler, using Pitot tubes and thermocouples.

- The heat removal rates obtained using measured secondary sodium flowrates and DHX ΔT s are almost same as and about 8% smaller than the rates obtained from the primary sodium data for the A Loop and B Loop of JOYO, respectively.
- The core heat generation rate (including blanket effects, etc.) calculated using the measured individual subassembly outlet temperatures, and subassembly

* Reactor Technology Section, Experimental Fast Reactor Division, O-arai Engineering Center, PNC.

** Energy Research Laboratory, HITACHI LTD. at present.

flowrates, is about 7% larger than the value calculated using the primary sodium flowrate and the reactor ΔT .

The reason for this discrepancy is conjectured to be due to the fact that the subassembly average outlet temperature is lower than the measured value, since the thermocouple is located in the center of the subassembly outlet channel.

In both the A and B Loops of JOYO, the error between the heat removal rates from the measured DHX and the primary or secondary sodium flowrate and temperature data, and in the B Loop between the heat removal rates obtained from the primary sodium data and the secondary flowrate and DHX ΔT , are greater than the error band of the instrumentation. The causes of this unbalance in the heat removal are being investigated.

This report is based on the meetings held in February and March 1980 in the Reactor Technology Section of the Experimental Fast Reactor Division to study the reasons for these unusual results.

目 次

1. は じ め に	1
2. 「常陽」の原子炉熱出力の定議について	2
3. 主冷却系のヒートバランス	3
4. 炉心発熱と系統発熱	16
5. ポンプ入熱及び自然放熱量	22
6. 結 果	26
7. 考 察	27
付録A 熱出力較正	28
付録B 熱電対較正	48
付録C 熱出力検討会資料	52

List of Figures

Fig.3- 1	Correlation of Heat Transfer Rate for A Loop.....	5
Fig.3- 2	Correlation of Heat Transfer Rate for B Loop.....	6
Fig.3- 3	Correlation of Heat Transfer Rate	7
Fig.3- 4	Heat Balance Sheet (25 MW)	8
Fig.3- 5	Heat Balance Sheet (40 MW)	9
Fig.3- 6	Heat Balance Sheet (50 MW)	10
Fig.3- 7	Heat Balance Sheet (65 MW)	11
Fig.3- 8	Heat Balance Sheet (75 MW)	12
Fig.3- 9	Temporary Measuring System for Air Flow Rate	13
Fig.3-10	Distribution of Air Outlet Temperature and Velocity at DHX (1A, 2A).....	14
Fig.3-11	Distribution of Air Outlet Temperature and Velocity at DHX (1B, 2B).....	15
Fig.4- 1	JOYO Reactor Core Arrangement.....	19
Fig.4- 2	Relative Location of T/C	19
Fig.5- 1	Heat Removal by Concrete Shield Cooling System.....	24
Fig.A- 1	Cooling System	36
Fig.A- 2	Flow Diagram of Thermal Power Calibration	37
Fig.A- 3	Neutron-thermal Power Calibration Curve (Start-up Range)	38
Fig.A- 4	Neutron-thermal Power Calibration Curve (Intermediate Range) ...	39
Fig.A- 5	Overlap between Start-up range and Intermediate Range.....	40
Fig.A- 6	Neutron-thermal Power Calibration Curve (Intermediate Range ch.3) (before Adjustment).....	41
Fig.A- 7	Neutron-thermal Power Calibration Curve (Intermediate Range ch.4) (before Adjustment).....	42
Fig.A- 8	Neutron-thermal Power Calibration Curve (Intermediate Range ch.5) (before Adjustment).....	43
Fig.A- 9	Neutron-thermal Power Calibration Curve (Intermediate Range ch.3) (after Adjustment)	44
Fig.A-10	Neutron-thermal Power Calibration Curve (Intermediate Range ch.4) (after Adjustment)	45
Fig.A-11	Neutron-thermal Power Calibration Curve (Intermediate Range ch.5) (after Adjustment)	46

List of Tables

Table 4-1	Core Heat Generation (70 Core Fuel Subassemblies).....	20
Table 4-2	Core Heat Generation verses Number of Core Fuel Subassemblies	20
Table 4-3	Measured and Design Flowrate	21
Table 4-4	T-F Balance under Hypothesis (1)	21
Table 4-5	T-F Balance under Hypothesis (2)	21
Table 5-1	Heat Load of Cell or Equipments in the Under-floor Area.....	25
Table A-1	Thermocouple Calibration Results	47
Table B-1	List of Calibrated Thermocouples.....	49
Table B-2	Comparing Calibration Results of Reactor Inlet and Outlet, IHX Inlet and Outlet Thermocouples before Test with Ones after Test	50
Table B-3	Comparing Calibration Results of DHX Inlet and Outlet Thermocouples before Test with Ones after Test	51

1. は じ め に

50 MW, 75 MW性能試験結果より, 高速実験炉「常陽」におけるヒートバランスは, 1次主冷却系の原子炉出入口温度差と流量より算出した発熱量と主冷却器の空気側の風量と出入口空気温度より算出した発熱量の間に75 MW出力時Aループで約11%, Bループで約4%程度の差があり空気側の方が大となっている。

1次主冷却系の原子炉出入口温度差と流量より算出した発熱量と主冷却器のNa側の温度差と流量より算出した発熱量の間はAループはほぼ同じであり, Bループは約8%1次側が大となっている。

又, 燃料集合体毎の出口冷却材温度と冷却材流量^注から積算した炉心発熱量は1次主冷却系の温度流量から導出した発熱量より75 MW出力時約7%程高くなっている。

Aループに於ける1次系及び2次系と空気系の発熱量の差, Bループの1次系と2次系の発熱量の差及び2次系と空気系の発熱量の差は現在考えられている測定誤差の範囲を超えるものでもある。本原因については種々の検討が行なわれたが現在明らかにはなっていない。

熱出力としてどこを基準とするかは, 今後の100 MWへの出力上昇に関連して重要となる。

本報告書は高速実験炉部技術課で昭和55年2月より3月にかけて実施された熱出力検討会の内容をもとに昭和55年3月末時点での「常陽」の各部の発熱量の現状と考察について述べたものである。

注: 低出力試験時に燃料集合体毎の冷却材流量の測定が行なわれた。

2. 「常陽」の原子炉熱出力の定義について

「常陽」原子炉設置変更許可申請書により、原子炉熱出力は1次冷却材が中間熱交換器により2次冷却材へ伝達する熱、すなわち、原子炉内で発生する熱に1次冷却材ポンプからのエネルギーを加え、これから原子炉及び1次冷却設備の放射熱損失と原子炉補助設備の熱損失を差引いたものとして定義されている。

3. 主冷却系のヒートバランス

(1) 主冷却系ヒートバランスの現状

Fig. 3-1, Fig. 3-2 に 75 MW 出力上昇試験時に測定された交換熱量の比較を示す。

図中の記号は

Q_{IHX} : 1 次主冷却系を基準とした発熱量

Q_{DHXNa} : 2 次 "

Q_{DHXAir} : 主冷却器空気側を基準とした発熱量

であり、 Q_{IHX} を基準に Q_{DHXNa} , Q_{DHXAir} を表わしている。75 MW 出力時のヒートバランスより各発熱量の比は以下の通りである。

A ループ

$$Q_{DHXAir} = 1.11 Q_{IHX} = 1.09 Q_{DHXNa}$$

B ループ

$$Q_{DHXAir} = 1.04 Q_{IHX} = 1.13 Q_{DHXNa}$$

Fig. 3-3 に A ループ, B ループそれぞれ測定された除熱量を加算し, 1 次系, 2 次系, 空気系の除熱量を比較した結果を示す。

Q_{IHX} : 1 次系流量及び IHX 1 次側出入口 Na 温度から算出した発熱量

Q_{DHXNa} : 2 次系流量及び DHXNa 側出入口 Na 温度から算出した発熱量

Q_{DHXAir} : 空気風量及び A/C 出入口空気温度から算出した発熱量

従って

$$Q_{DHXNa} = Q_{IHX} - (\text{系統放熱量}) + (\text{2 次ポンプ入熱})$$

$$Q_{DHXNa} = Q_{DHXAir} - (\text{送風機入熱})$$

であるが

1) A, B ループ共 Q_{DHXAir} が最も大きく測定されている。

2) B ループでは Q_{DHXNa} が Q_{IHX} に比べて系統放熱量の影響を超える程の差がある。

上記の点において, バランスがとれていない。

(2) 主冷却器空気側除熱量の測定誤差について

空気側除熱量測定系を Fig. 3-4 に示す。

i) 空気温度測定誤差

センサ 入口空気温度 : $\pm 0.5^{\circ}\text{C}$ (JIS C 1604. 1974)

" 出口 " : $\pm 3.0^{\circ}\text{C}$ (JIS C 1602. 1974)

補償導線 : $\pm 0.4^{\circ}\text{C}$

計 器 : $\pm 1.8^{\circ}\text{C}$

データのゆらぎ : $\pm 1.0^{\circ}\text{C}$

入口温度では

$$\pm \sqrt{(0.5)^2 + (0.4)^2 + (1.8)^2} = \pm 1.9^\circ\text{C}$$

出口温度では

$$\pm \sqrt{(3.0)^2 + (0.4)^2 + (1.8)^2} = \pm 3.7^\circ\text{C}$$

75 MWでの空気温度上昇は $220^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C} = 200^\circ\text{C}$ 程度であるので

$$\frac{\pm 5.6}{200} \times 100 = \pm 2.8\%$$

ii) 空気流量測定誤差

ピトー管係数 : $\pm 1.0\%$

マンオメータ : $\pm 1.0\%$

データのゆらぎ : $\pm 2.0\%$

ダクト断面積 : $\pm 0.7\%$

標準ピトー管誤差 : $\pm 0.5\%$

測定方法 (64点平均) : $\pm 1.0\%$

より

$$\pm \sqrt{(1.0)^2 + (1.0)^2 + (2.0)^2 + (0.7)^2 + (0.5)^2 + (1.0)^2} \\ = \pm 2.8\%$$

iii) 温度測定間の熱収支

i) 放熱

伝熱管部より温度測定点までは約6 mであり、その間のダクトは保温されているので放熱は無視出来る。

ロ) 入熱

送風機動力分が全て伝熱管部で空気温度上昇に寄与したとすると、4台で1.4 MW分除熱量過大評価していることになる。

送風機軸馬力 5000 m^3/min : 360 kw (Aループ相当) 4000 m^3/min : 330 kw (Bループ相当) 空気系としては 350×4=1400 kw
--

ハ) 除熱量に対する割合

$$\frac{1.4}{75} \times 100 = 1.9\%$$

iv) 空気側除熱量測定誤差

$$\text{i) ii) iii) より } \pm \sqrt{(2.8)^2 + (2.8)^2} - 1.9 = \pm 4.0 - 1.9 = \begin{matrix} +2.1\% \\ -5.9\% \end{matrix}$$

$$Q_{\text{DHX.Air}} = 1.130 Q_{\text{IHX}} - 0.736 \text{ (MW)}$$

$$Q_{\text{DHX.Na}} = 0.978 Q_{\text{IHX}} - 0.071 \text{ (MW)}$$

◇ 1979, 8/1-8/3 $Q_{\text{DHX.Air}}$
(R/V 入口 270°C)

○ $Q_{\text{DHX.Air}} (= Q_{\text{DHX.1A}} + Q_{\text{DHX.2A}})$

△ $Q_{\text{DHX.Na}} (= Q_{\text{DHX.1A}} + Q_{\text{DHX.2A}})$

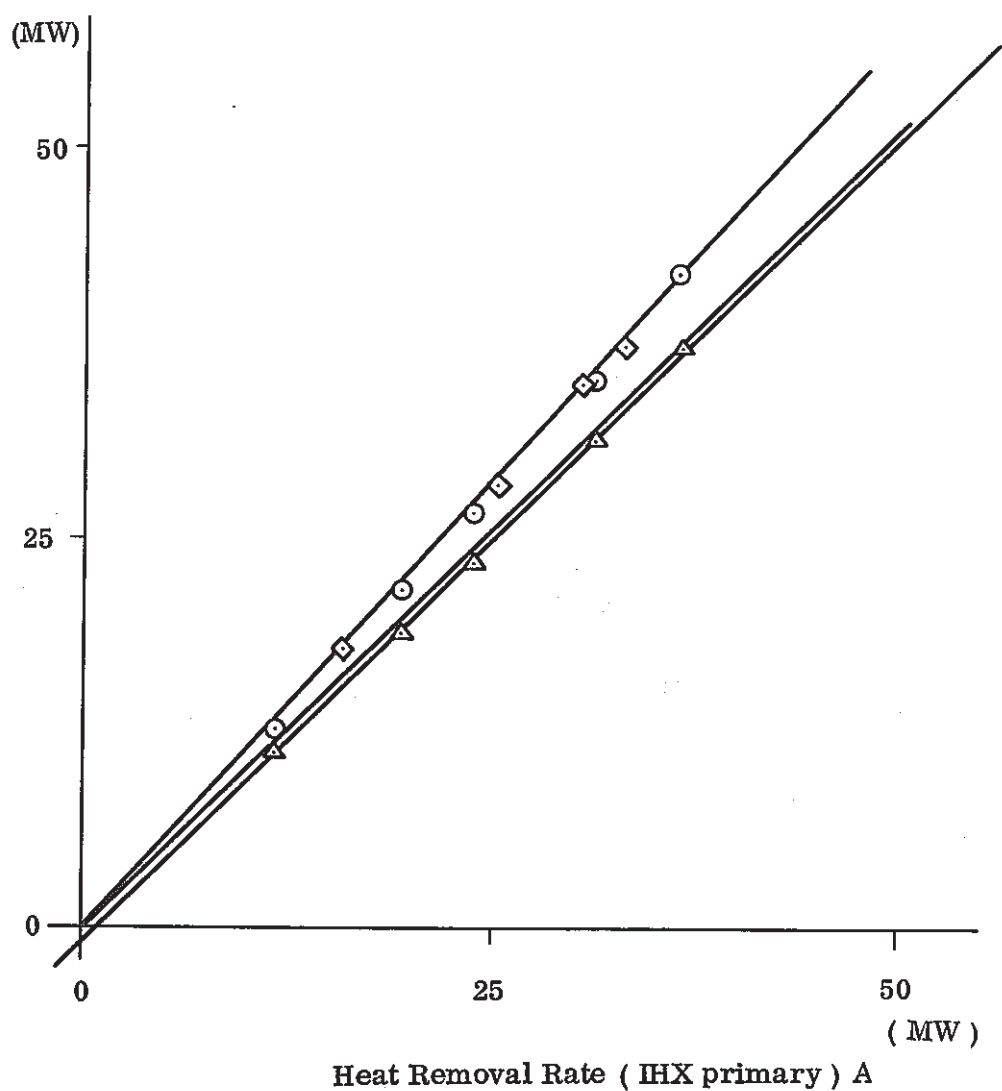


Fig.3-1 Correlation of Heat Transfer Rate for A Loop

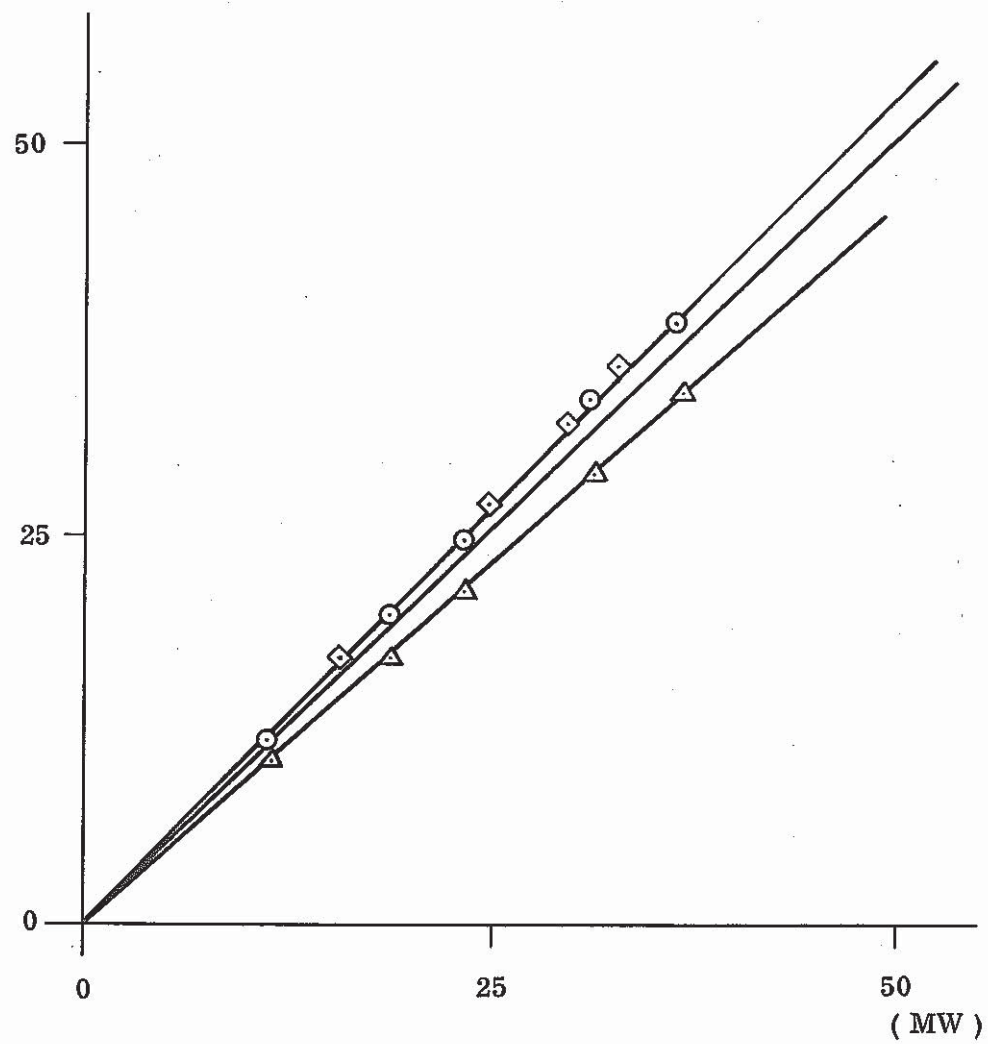
$$Q_{\text{DHX.Air}} = 1.065 Q_{\text{IHX}} + 0.096 \text{ (MW)}$$

$$Q_{\text{DHX.Na}} = 0.912 Q_{\text{IHX}} + 0.234 \text{ (MW)}$$

◇ 1979 8/1~8/3 $Q_{\text{DHX.Air}}$

○ $Q_{\text{DHX.Air}}$

△ $Q_{\text{DHX.Na}}$



Heat Removal Rate (IHX primary) B

Fig.3-2 Correlation of Heat Transfer Rate for B Loop

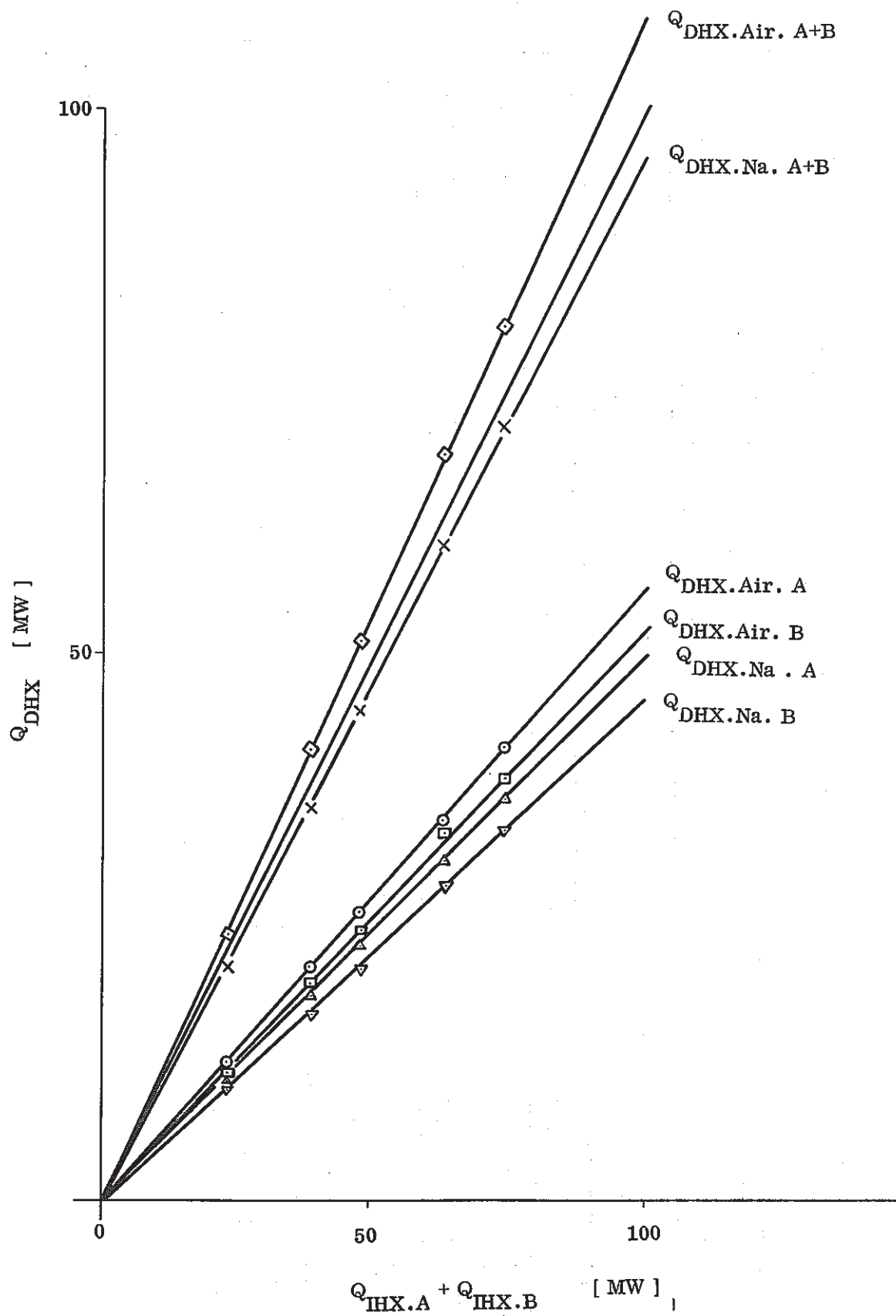
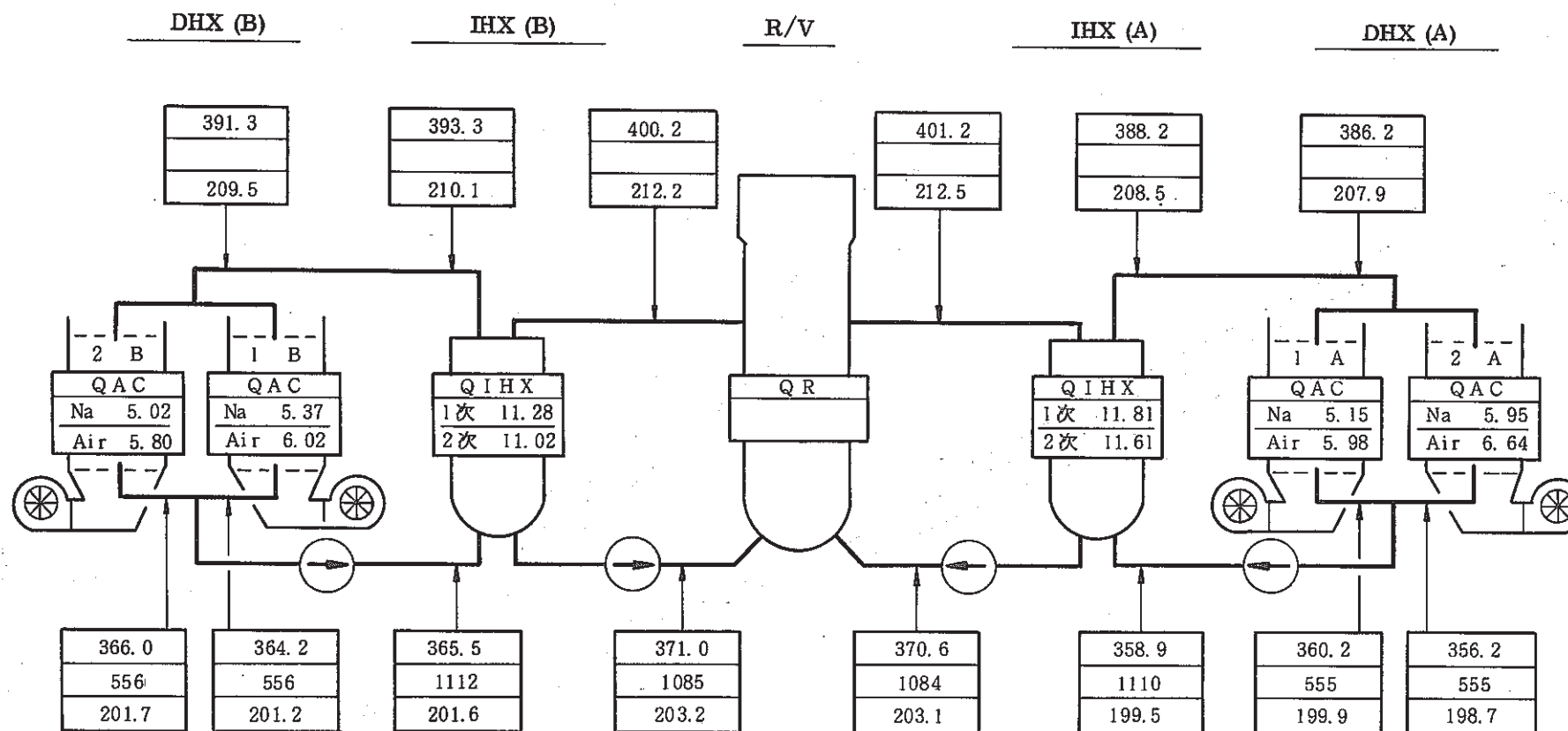


Fig.3-3 Correlation of Heat Transfer Rate

7 / 6 25 MW



Temperature	°C
Flow	Ton/h
Enthalpy	kcal/kg

Fig.3-4 Heat Balance Sheet (25 MW)

7 / 6 40 MW

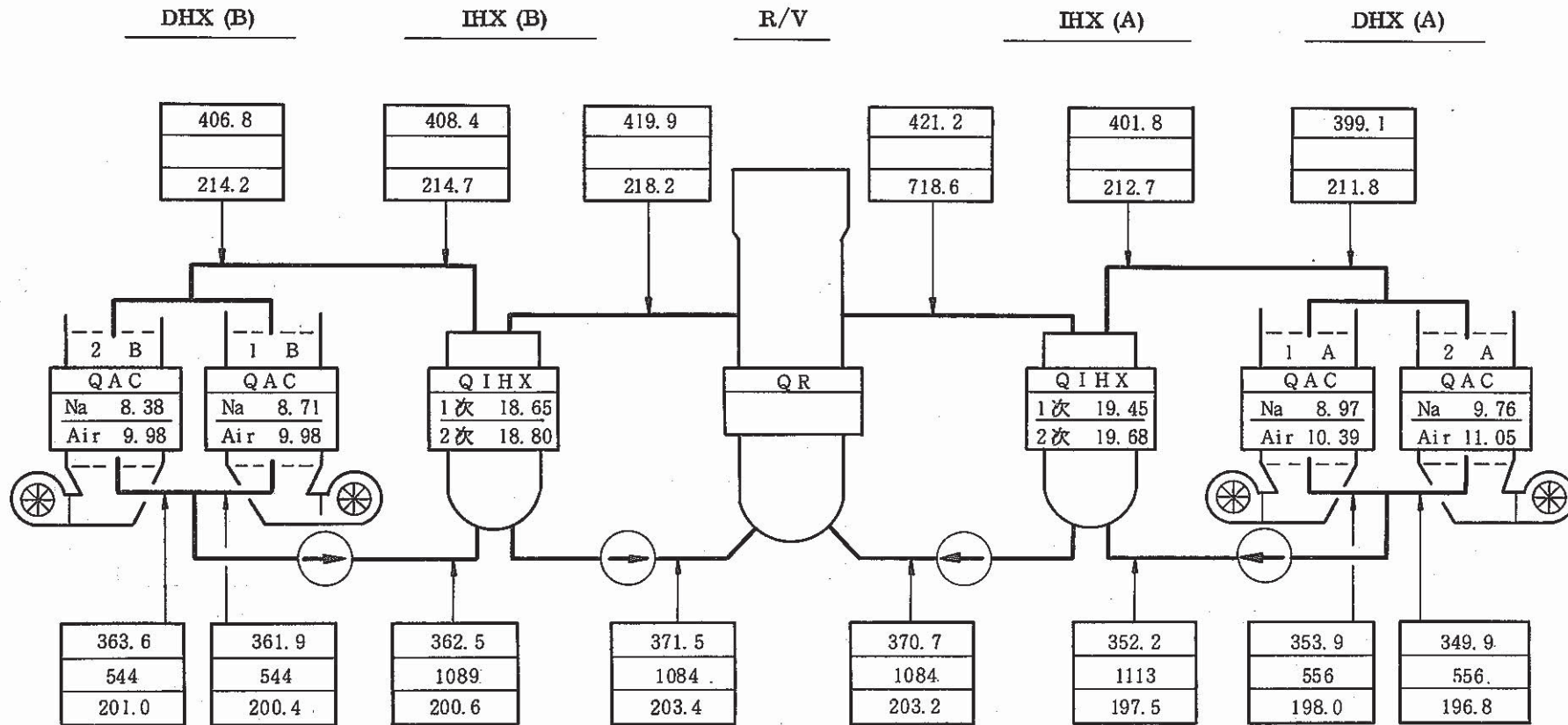
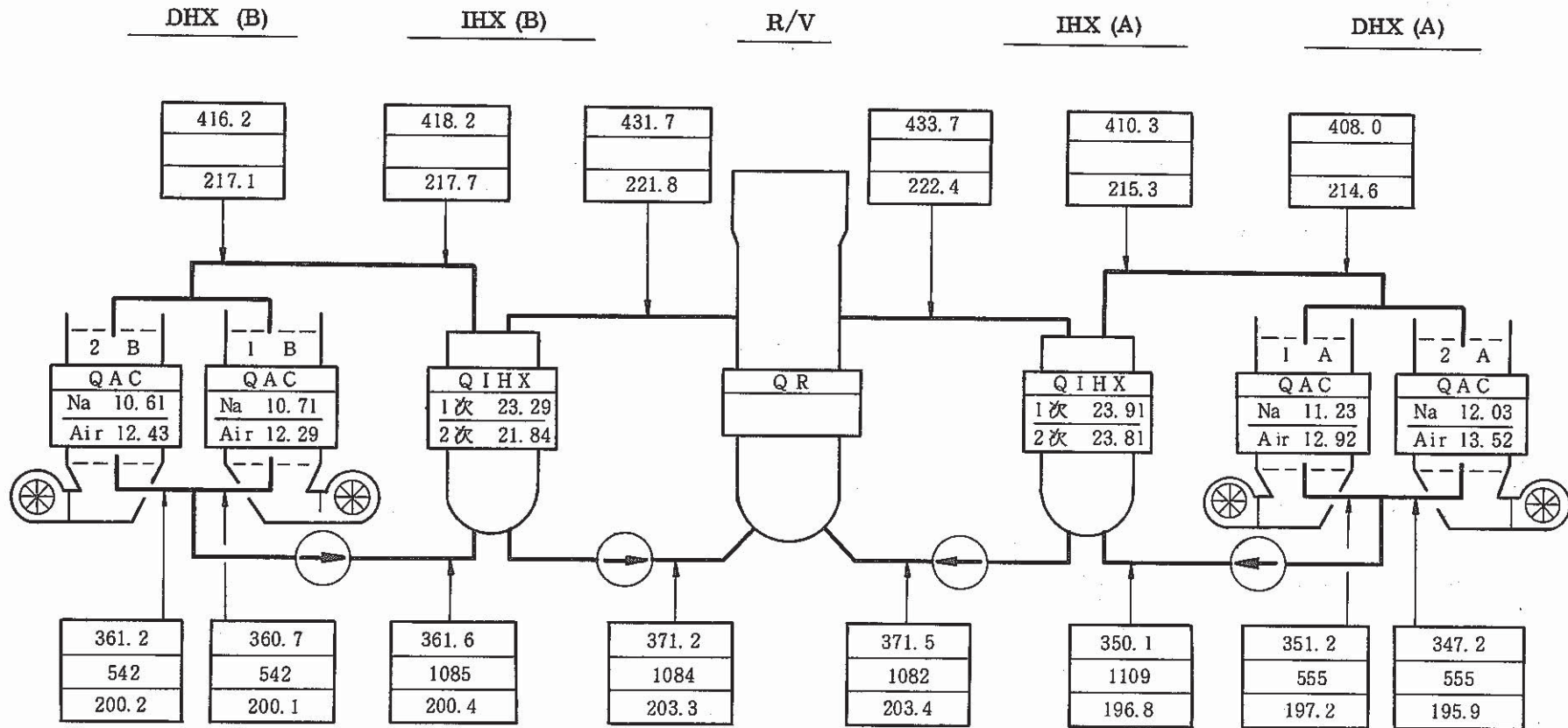


Fig.3-5 Heat Balance Sheet (40 MW)

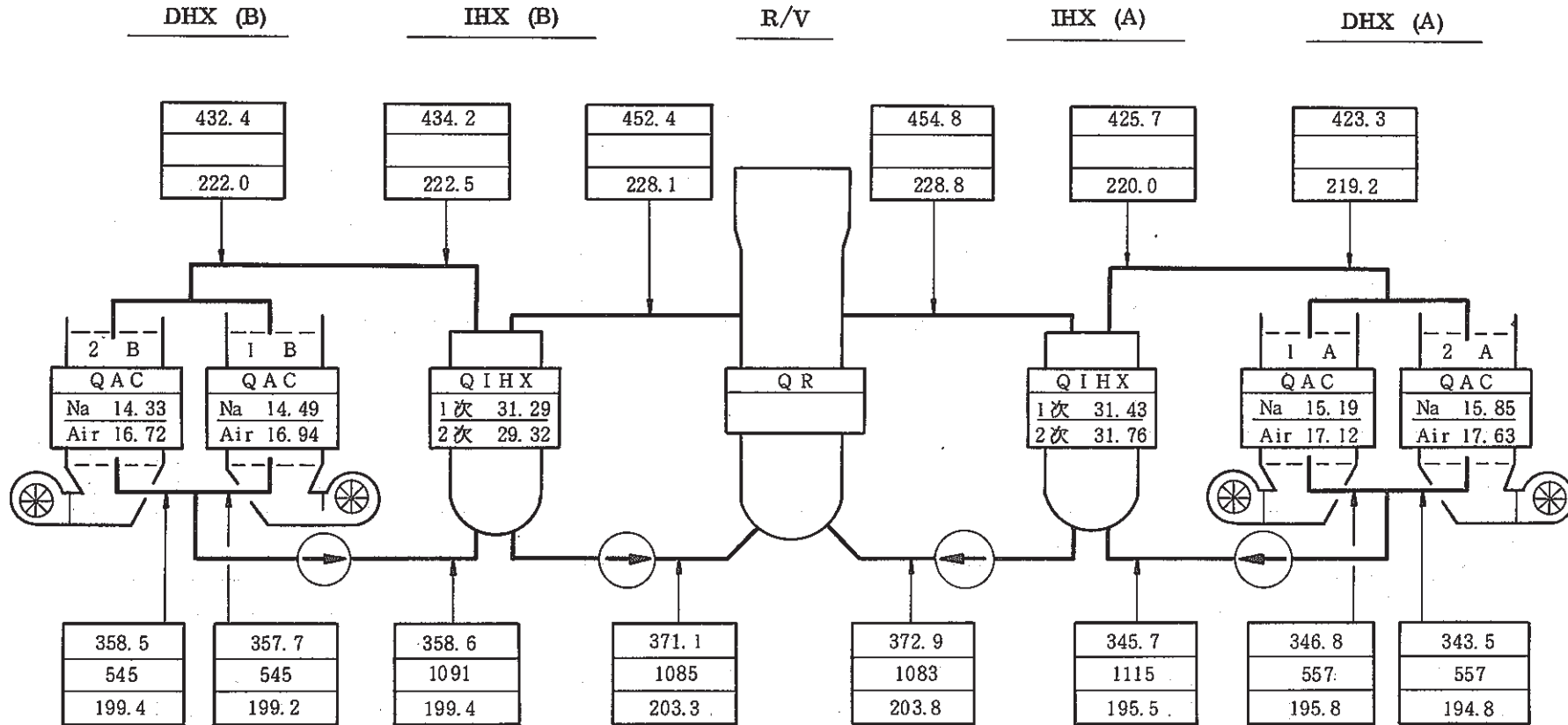
7 / 5 50 MW



Temperature	℃
Flow	Ton/h
Enthalpy	kcal/kg

Fig.3-6 Heat Balance Sheet (50 MW)

7/11 65 MW



Temperature	℃
Flow	Ton/h
Enthalpy	kcal/kg

Fig.3-7 Heat Balance Sheet (65 MW)

7 / 16 75 MW

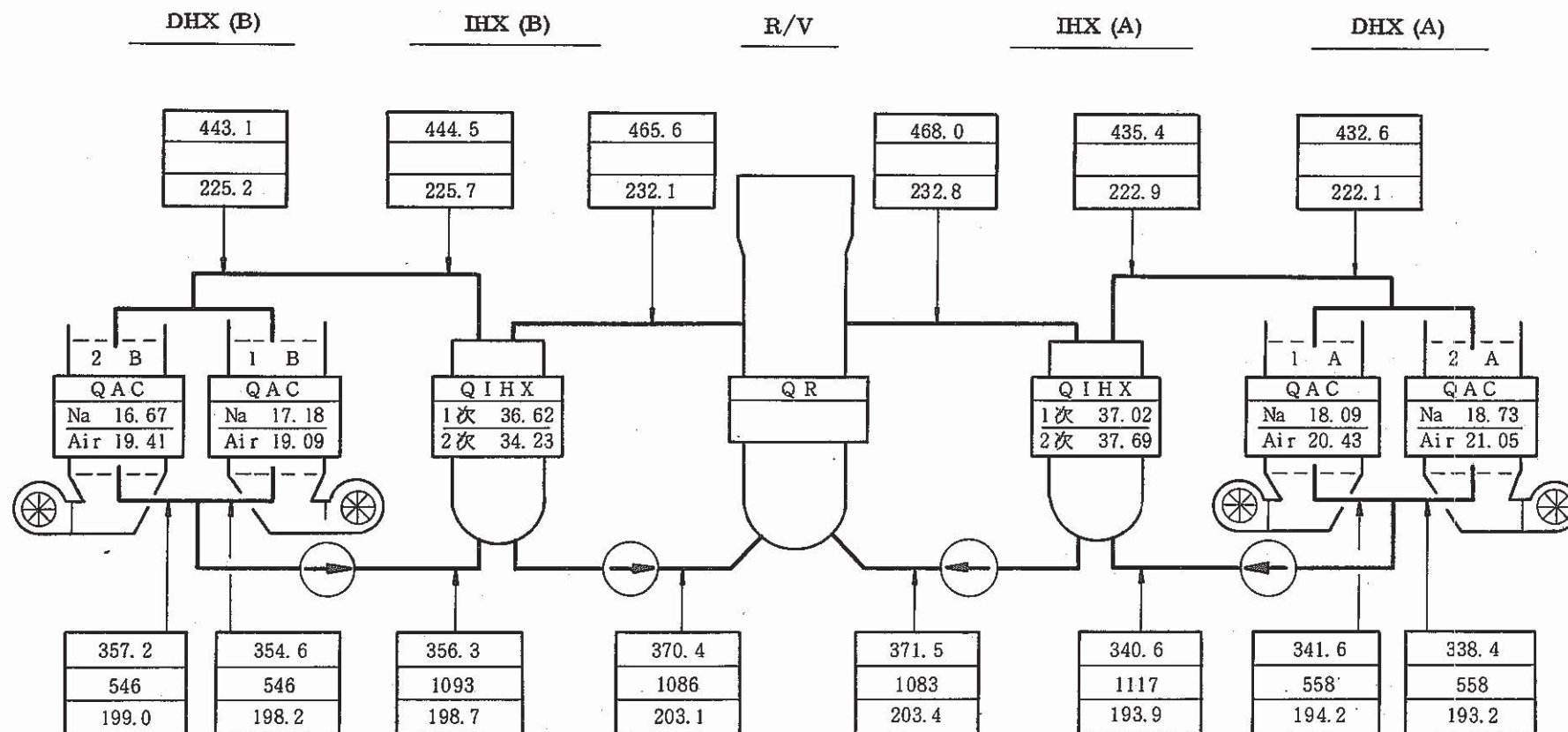


Fig.3-8 Heat Balance Sheet (75 MW)

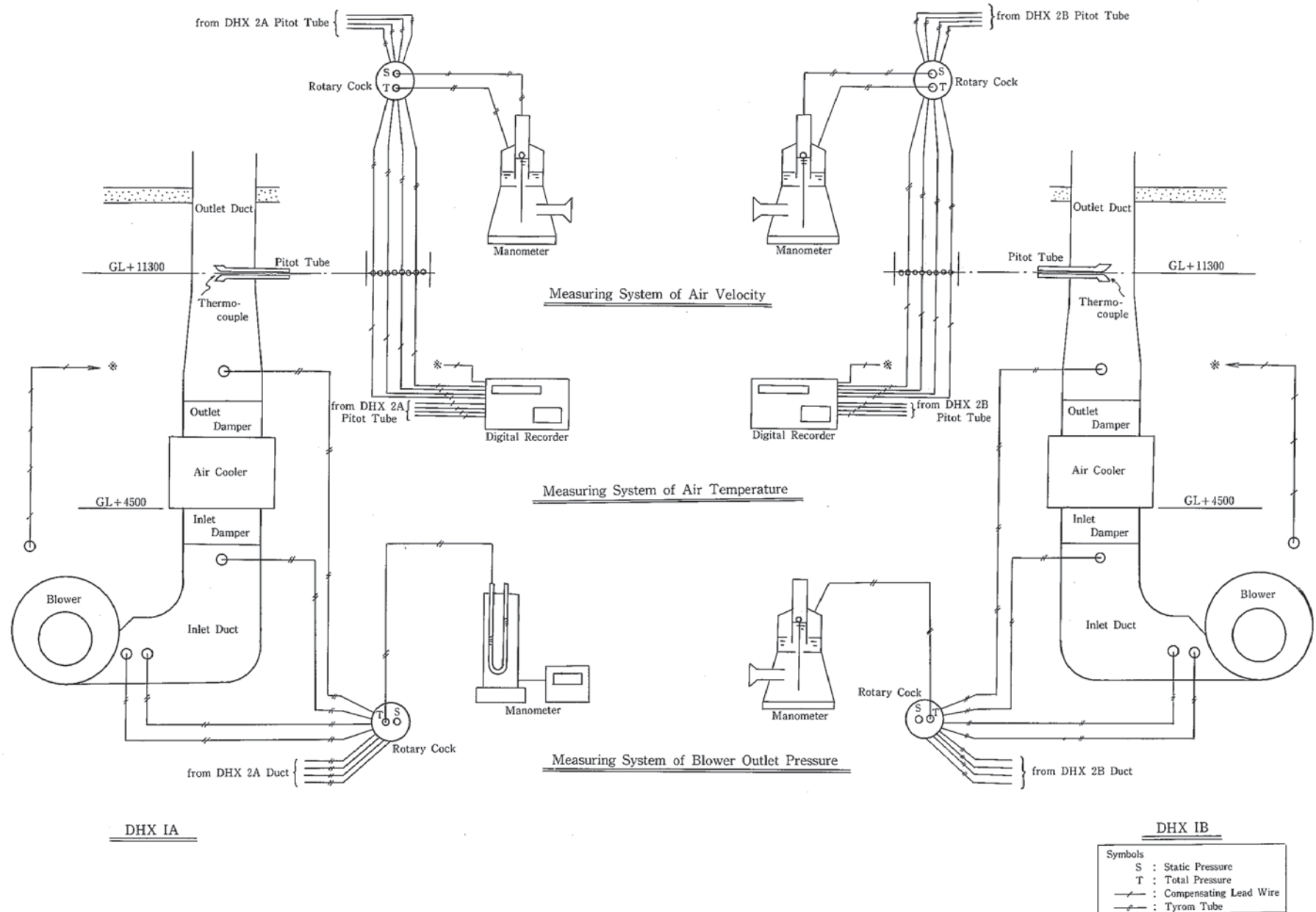


Fig.3-9 Temporary Measuring System for Air Flow Rate

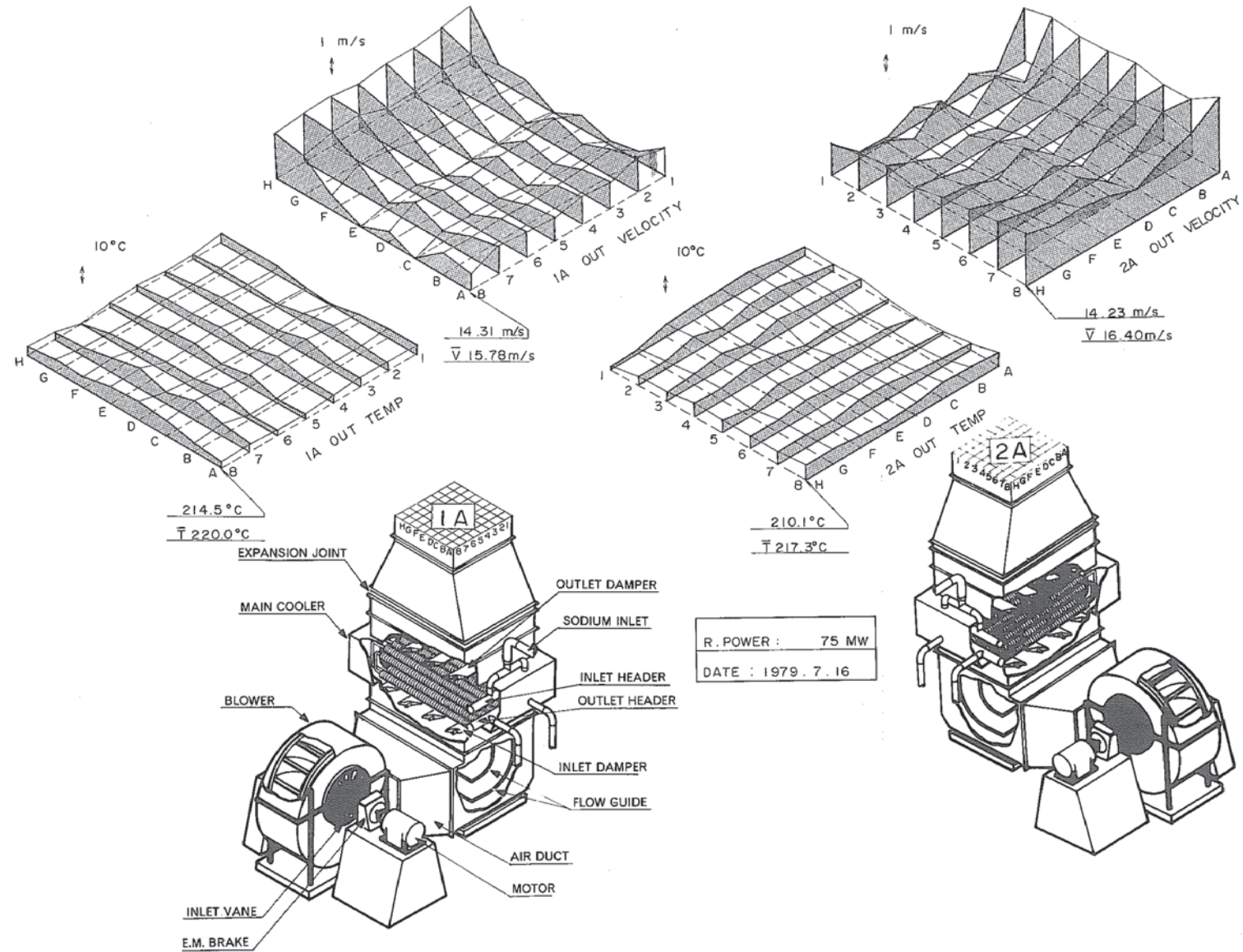


Fig.3-10 Distribution of Air Outlet Temperature and Velocity at DHX (1A, 2A)

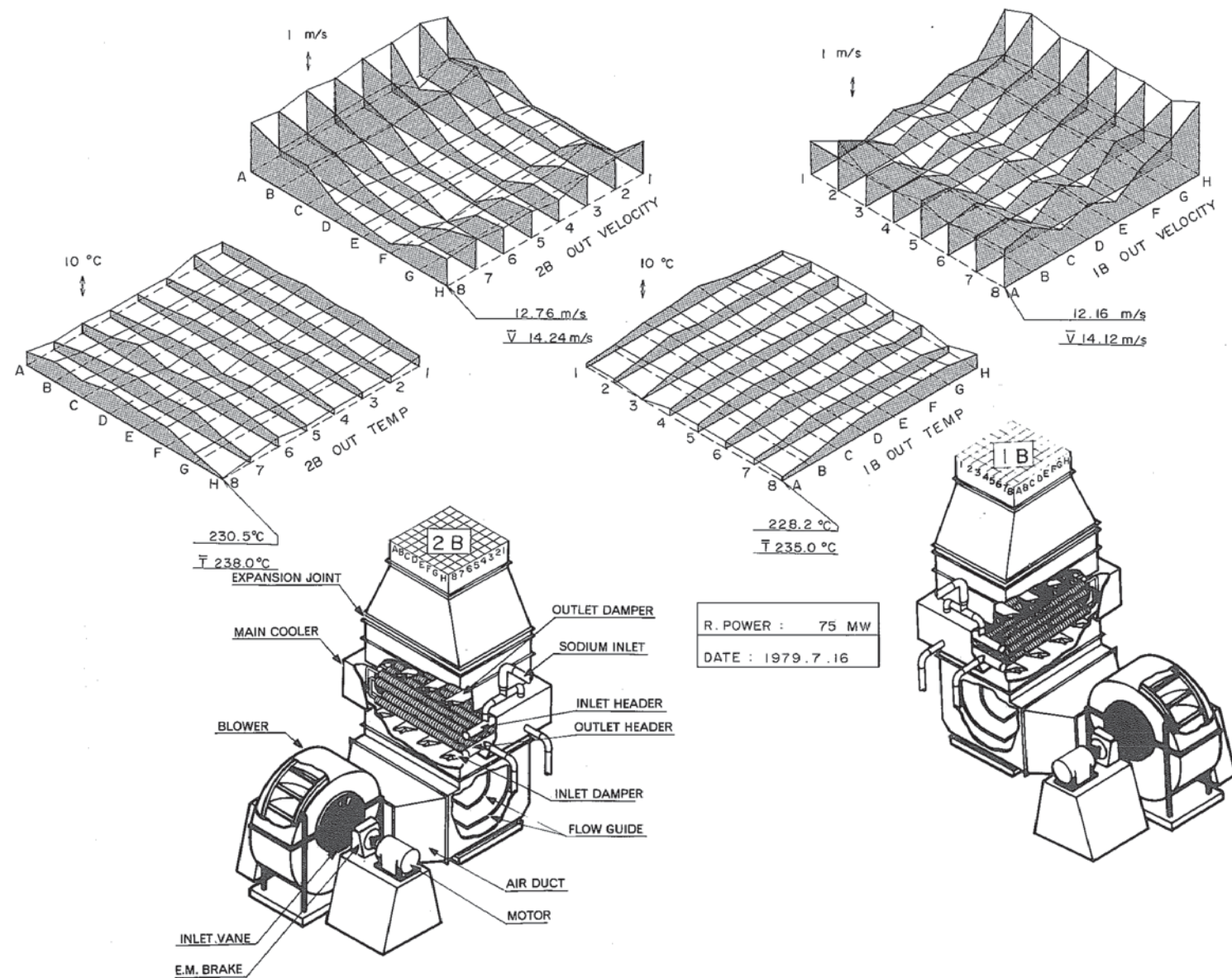


Fig.3-11 Distribution of Air Outlet Temperature and Velocity at DHX (1B, 2B)

4. 炉心発熱と系統発熱

(1) 概要

炉心中央部115体の燃料集合体についてその集合体出口冷却材温度が熱電対により原子炉運転中測定できる。一方集合体毎の冷却材流量は、低出力試験時に零出力、等温条件下で測定されている。以上の集合体毎の温度、流量の測定値より炉心部発熱を算出した。原子炉出入口エンタルピー差より求められる系統発熱とこの炉心発熱を比較すると、炉心発熱が約7%程高い結果が得られた。検討の結果、集合体出口の測定値が集合体出口冷却材の平均温度より高めに得られている可能性が強い。

(2) 温度測定

冷却材温度が測定される集合体はFig. 4-1に示す115体で、炉心燃料集合体全数と、内側ブランケット2列が対応する。各熱電対の取付位置は、集合体頂部より55 mm上方にあり、集合体を出た冷却材が互いに混合しない様に、熱電対は六角形の整流格子で他と隔離されている。Fig. 4-2に熱電対の取付位置を示す。

(3) 流量測定

集合体の冷却材流量は、炉心中央より外側に向って減少していく様に下部のオリフィスにより配分が決められている。集合体毎の流量測定は、集合体頂部に永久磁石型の流量計を上からかぶせる様に据付けて実施した。集合体の流量領域（オリフィス領域）毎に最低6体以上測定し、全体で103点測定した。

(4) 測定結果

流量測定は、低出力試験時の70体炉心状態で実施されている。一方温度測定は、常時測定でき、ここでは各炉心体系毎のデータより炉心発熱を算出している。なお、集合体流量配分の炉心体系の相違（炉心燃料集合体本数の相違）による変化は、設計値を基に補正した。

Table 3-1に70体炉心の流量、温度測定値および炉心発熱を示す。

ここで温度の測定は50 MW出力（系統発熱）運転時に実施し、出力、系統流量、原子炉入口温度等の定格値からのずれは補正している。炉心燃料およびブランケット燃料部の発熱はそれぞれ50.34 MW、4.46 MWとなり、合計54.8 MWが得られ、定格出力（系統発熱）の9.6%増である。なおこの算出過程で、外側ブランケット（熱電対が装荷されていない）の発熱は、SMARTコードの炉心に対するブランケットの発熱割合より算出している。

Table 4-2に70体炉心より76体炉心までの、上述の方法によって得られた炉心発熱を示す。いずれの体型においても、炉心発熱は系統発熱より7~10%高い。

(5) 考察

前述の炉心発熱 P_{core} が系統発熱 P_{loop} と相違した原因について考察する。下記の4つの項目を原因と仮定し考察を行なった。

- (1) S/Aの流量測定値が高く得られていて、炉心発熱を高く評価している。
- (2) 系統流量が低く得られていて、系統発熱が低めに評価されている。
- (3) S/A出口温度が高く得られていて、炉心発熱を高く評価している。
- (4) 系統温度が低く得られていて、系統発熱が低めに評価されている。

S/A流量測定値を設計値と比較した結果をTable 4-3に示す。この表で領域のその他とあるのは、反射体、制御棒、燃料ラック等の燃料集合体以外の漏れ流量を含んだ流量であり、この“その他”流量の測定値は、系統流量より炉心部、ブランケット部の流量を差引いた値である。

ここで、炉心発熱が系統発熱と等しくなる様に炉心、ブランケット流量を約9%低く評価し、その条件で以下のヒートバランスが成立する“その他”流量を算出する。つまり

$$T_{out} = \frac{T_c F_c + T_B F_B + T_L F_L}{F_c + F_B + F_L} \quad (1)$$

ここで T_{out} : 原子炉出口温度

T_c, T_B, T_L : それぞれ炉心、ブランケット、その他の領域の冷却材出口平均温度

F_c, F_B, F_L : それぞれ炉心、ブランケット、その他の領域の流量

70体炉心時のデータに対して①式より F_L を求めると、

$$\begin{aligned} F_L &= \frac{T_c F_c + T_B F_B - T_{out} (F_c + F_B)}{T_{out} - T_L} \\ &= \frac{457.3 \times 412.20 + 405.2 \times 90.67 - 435 (412.2 + 90.67)}{435 - 370} \\ &= 99.85 \text{ (kg/sec)} \end{aligned}$$

なおここで“その他”領域の温度 T_L は、その領域では発熱は無いものとして原子炉入口温度 370℃と等しいとしている。この結果をTable 4-4にまとめる。

Table 4-3と比較すると炉心、ブランケットの流量が下がり“その他”流量が設計値の6割増しとなっている。“その他”流量がこの様に大幅に設計値と異なることは考えられない。またS/A流量測定は、同一の流量計で測定していることからたとえ絶対値に大きな誤差があったとしても、炉心、ブランケットの相対流量配分は正しいと考えられる。以上の点より(1)のS/A流量測定値が高いという仮説は棄却される。

次に、もし系統流量が低く見積られていて系統発熱が実際より低かったとすると、系統流量を実測値の9.6%増しとし、その増加分は炉容器内ではやはり“その他”流量の増加となる。この結果Table 4-5にまとめる。

Table 4-5において、 $P_{loop} = 54.80 \text{ MW}$ となる様に系統流量を1.096倍にして661.1 kg/secとしている。ここでも同様に“その他”流量が設計値より大幅に増ることになり仮説(2)も棄却される。

次の仮説(3)を後に残し、仮説(4)に移る。系統温度測定においては、その都度（運転サイクル毎に）温度計の校正を実施しており、また炉心を出た後充分な距離を経てから測定しているため冷却材のミキシングは充分である。また等温状態で原子炉出入口温度の相対誤差が測定されその誤差は系統出力算出時には補正されている。もし、炉心発熱と系統発熱との差が、原子炉出入口温度の誤差だとすると、6.1℃程になるが、現状では0.5℃以内の精度で測定可能である。

以上の観点より仮説(4)を棄却する。

仮説(3)の集合体出口冷却材が高く測定される可能性について検討する。集合体を出た後の冷却材が隣接するチャンネルの整流格子へ流れ込んで測定温度に誤差を与える可能性の少ないことは、模擬実験により確認されている。一方、集合体毎の温度予測値に対して一律に測定値が高いことからクロスフローによる隣接チャンネルの影響は少ないものと思える。また、温度計については零出力時の等温状態において原子炉出入口温度との相対校正を実施していることから測定系に問題があるとは思えない。しかし、測定値が集合体出口冷却材温度の平均温度を示していず、測定値が高いという点については否定することができない。つまり、熱電対は集合体に対して中心位置にあるため冷却材の平均温度より高い点の温度を測定している可能性が充分ある。米国のHallam炉において集合体出口冷却材温度測定値が約8℃その平均温度より高かったという事実に照らし合わせてみて、炉心の構造が異なるとは言え同様の可能性は常陽においてもある。従って炉心発熱が系統発熱を上回った原因として仮説(3)の集合体出口温度測定値が平均値より高めに評価されている可能性が強い。

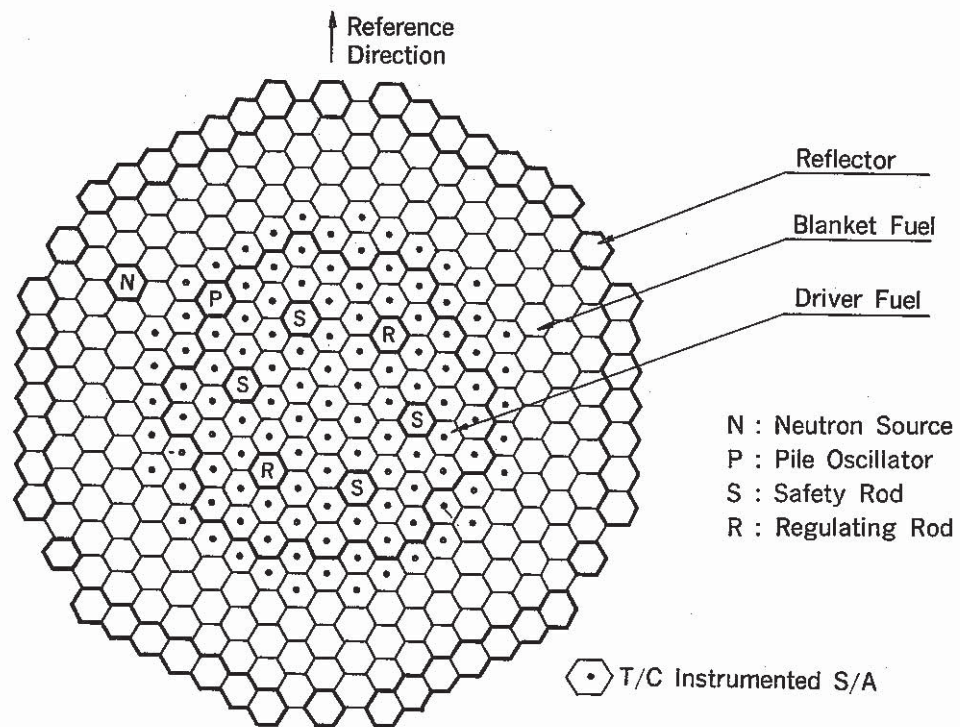


Fig.4-1 JOYO Reactor Core Arrangement

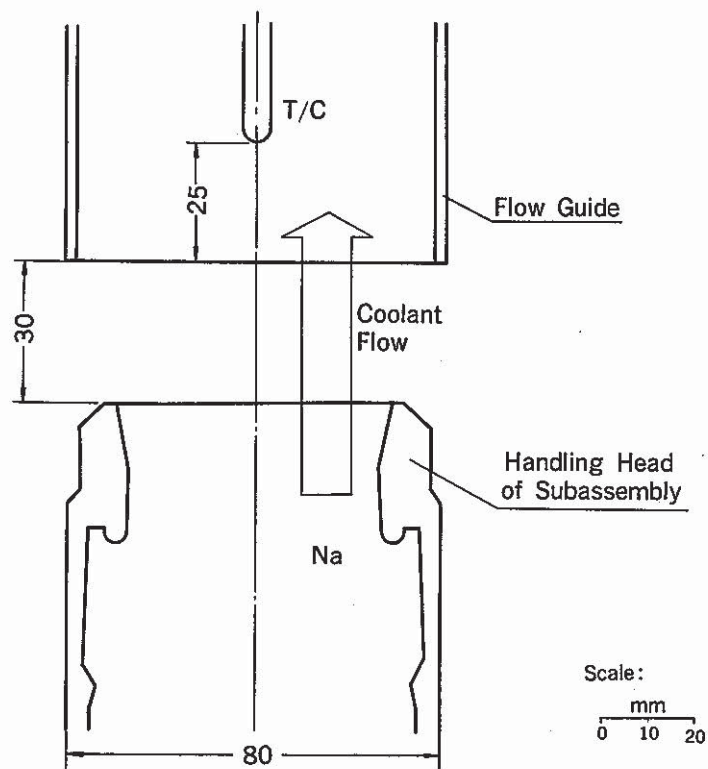


Fig.4-2 Relative Location of T/C

Table 4-1 Core Heat Generation (70 Core Fuel Subassemblies)

Orifice Zone	Number of Subassemblies	Mean Temperature	Flow	Zone Heat
Core 0,1	7	469.2 °C	7.77kg/sec	6.89MW
2	12	463.3	7.44	10.64
3	12	458.4	6.93	9.39
4	24	449.4	6.33	15.40
5	15	456.0	4.87	8.02
Core Total	70	(457.3)	451.80	50.34
Blanket 1	15	424.5	1.23	1.28
2	30	418.7	0.938	1.75
3 ~ 5	143	391.2	0.369	(1.43)
Blanket Total	188	(405.2)	99.36	4.46
Total	258	435.0		54.80

Table 4-2 Core Heat Generation versus Number of Core Fuel Subassemblies

Operation Cycle	Number of Core Fuel Subassemblies	Core Heat Generation (P _{core})	P _{core} /Rated Power
50MW-0cycle	70	54.80 MW	1.096
50MW-1	71	54.35	1.087
50MW-2	71	54.83	1.097
75MW-0	73	82.15	1.095
75MW-1	75	80.17	1.069
75MW-2	76	80.32	1.071

Table 4-3 Measured and Design Flowrates

Zone	Measured F	Design F	Ratio
Core	451.77 (kg/s)	438.09 (kg/s)	1.03
Blanket	99.37	102.83	0.97
Other	51.86	62.08	0.84
Total	603.2	603.2	1.00

Table 4-4 T-F Balance under Hypothesis (1)

ZONE	T (°C)	F(kg/s)	Ratio to Design F
Core	457.3	412.20	0.941
Blanket	405.2	90.67	0.882
Other	370	99.85	1.621

Table 4-5 T-F Balance under Hypothesis (2)

ZONE	T (°C)	F (kg/s)	Ratio to Design F
Core	457.3	451.80	1.030
Blanket	405.2	99.36	0.984
Other	370.0	109.94	1.785
Total	435.0	661.1	1.096

5. ポンプ入熱及び自然放熱量

(1) ポンプ入熱

1次及び2次主循環ポンプによるポンプ入熱として軸動力或いはポンプ動力を考えれば以下の通りとなる。

	電動機正味入力	ポンプ動力 ^注	ポンプ総合効率
1次主循環ポンプA	238 kw	139 kw	58 %
" B	233 kw	139 kw	59 %

100 %流量時

(出典SKSデータ)

	タップ位置	電動機入力	軸動力	ポンプ動力 ^注	総合効率
2次主循環ポンプA	6	133 kw	120kw	90kw	68%
" B	7	139 kw	127kw	90kw	65%

(出典SKSデータ)

注： $9.8 \times 10^{-3} r \cdot Q \cdot H$

r ：Na比重量 (Kg/m^3)

Q ：循環Na流量 (m^3/S)

H ：ポンプ揚程 (mNa)

(2) 自然放熱量

i) 自然放熱量の概算値

高温待機状態でのプラント全体からの自然放熱量の概算を行なうと以下の通りとなる。

検討前提条件

① 高温待機状態近傍での核加熱による約 $20^\circ\text{C}/\text{hr}$ 昇温時の熱出力：約 3 MW

② 高温待機状態近傍での自然放熱時の系統のNa温度低下率：約 $5^\circ\text{C}/\text{hr}$

以上の条件により高温待機状態での自然放熱量を求めると

$$\frac{3 \text{ MW}}{(20+5)^\circ\text{C}/\text{hr}} \times 5^\circ\text{C}/\text{hr} = 0.6 \text{ MW}$$

従って、高温待機状態でのプラント全体からの自然放熱量は約 1 MW内外とみなされる。

ii) 1次主冷却系からの放熱量

格納容器床下雰囲気の実測全熱負荷は出力 75 MW 運転時で約 $400 \times 10^3 \text{ Kcal}/\text{h}$ (約 0.47 MW) である。

1次主冷却系配管および機器からの放熱量はそれら配管・機器の設置されている室の実測熱負荷 (冷却風量と室の出入口ガスのエンタルピー差より求める) を足し合わせることで求める。75

MW運転時の放熱量は約 $110 \times 10^3 \text{ Kcal/h}$ (約 0.13 MW) で、全熱負荷の約 27 % である。

原子炉容器からの放熱量はコンクリート遮蔽体冷却系による炉容器ピット部の除熱量と回転プラグ冷却系による回転プラグからの除熱量を足し合せることにより求める。出力 75 MW 運転時の炉容器ピット部の除熱量は約 $160 \times 10^3 \text{ Kcal/h}$ (約 0.19 MW)、回転プラグからの除熱量は約 $8 \times 10^3 \text{ Kcal/h}$ (約 0.009 MW) であり、合計で約 $168 \times 10^3 \text{ Kcal/h}$ (約 0.20 MW) となる。

従って炉容器および 1 次主冷却系配管・機器からの放熱量は出力 75 MW において約 $278 \times 10^3 \text{ Kcal/h}$ (約 0.323 MW) であり、原子炉出力に対する割合は高々 0.4 % である。

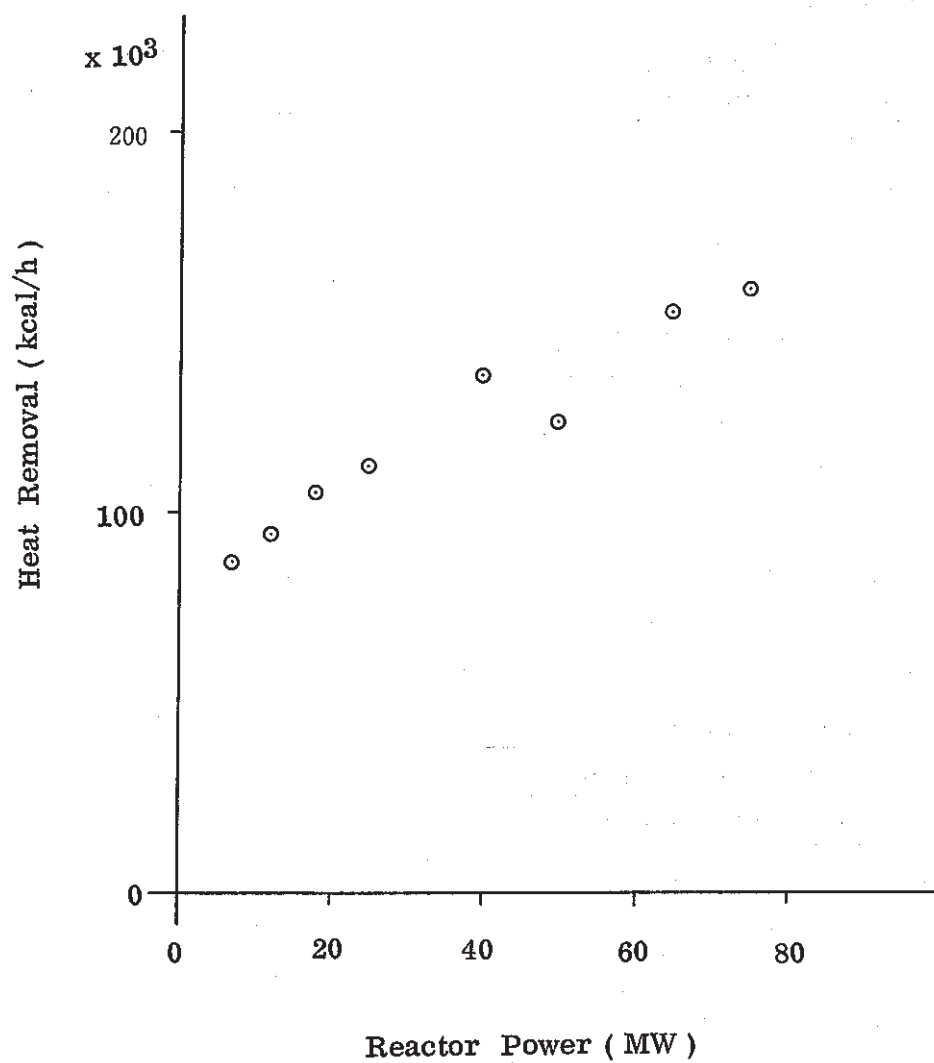


Fig.5-1 Heat Removal by Concrete Shield Cooling System

Table 5-1 Heat Load of Cell or Equipments in the Under-floor Area

Unit : 10^3kcal/h

No.	Cell or Equipment	Reactor Power	Zero			
		(MW)	(Cold sta- nd-by)	50	65	75
1	R 104 (Dump Tank-B)	4.5	4.7	5.0	4.6	
2	R 105 (OF/Tank)	12.9	13.7	14.2	16.0	
3	R 101, 102, 106, 107, 108, 109 (N ₂ Gas Blower and Space)	2.5	1.5	1.5	1.6	
4	R 201 (IHX-A and Piping)	13.0	22.2	23.9	27.0	
5	R103, 202 (Charge and Drain System)	26.0	38.8	39.8	36.2	
6	R203 (Cold Trap)	21.0	26.1	22.9	32.8	
7	R204 (IHX-B and Piping)	9.1	9.5	9.9	10.8	
8	R205 (Main Pump B and Piping)	15.9	21.6	22.2	24.2	
9	R206 (Main Pump A and Piping)	12.4	5.5	5.0	6.4	
10	R302 (IHX-A)	10.0	22.4	23.4	24.7	
11	R305 (IHX-B)	9.1	13.8	14.3	15.6	
12	R402 (Top of IHX-A)	6.7	10.0	10.2	11.0	
13	R404 (Secondary Piping A)	13.2	15.9	17.1	17.6	
14	R405 (Secondary Piping B)	26.7	36.5	39.3	42.0	
15	R408 (Top of IHX-B)	7.8	12.0	12.4	13.3	
16	EMP of Purification System	6.9	9.0	9.8	9.9	
17	EMP of Over Flow System	8.5	11.6	12.4	12.4	
18	EMP of Auxiliary System	6.5	10.0	10.8	11.1	
19	Rotating Plug	—	9.4	9.4	9.7	
20	Neutron Detector	4.2	6.3	6.9	6.1	
21	Component Cooling Fan	21.6	18.9	18.9	18.9	
22	Compensation of Heat Loss in Duct	37.3	44.6	51.8	53.4	
Total		275.8	364.0	381.1	405.3	

6. 結 果

「常陽」の熱出力校正に際し、熱出力は1次主冷却系のNa流量と原子炉出入口温度差から求めており、熱出力の測定誤差は±3.9%である。(付録A参照)

燃料集合体毎の出口冷却材温度と冷却材流量^{注1}から積算した炉心発熱量は上記熱出力より7~10%程度高くなっている。

主冷却器の空気側の風量と温度より算出した除熱量も熱出力校正での熱出力より約9%程度高くなっている。空気側の除熱量の測定誤差は送風機入熱の効果を考えれば75MW出力時 $\begin{matrix} +2.1\% \\ -5.9\% \end{matrix}$ と見積られる。

上述の如く現在「常陽」のヒートバランスには不一致が生じている。

A, Bループ毎に考えると1次主冷却系を基準とした発熱量(Q_{IHX})^{注2}, 2次主冷却系の主冷却器のNa側を基準とした発熱量($Q_{DHX, Na}$)及び空気側を基準とした発熱量($Q_{DHX, AIR}$)の間には75MW出力時

i) Aループ

$$Q_{DHX, AIR} = 1.11 Q_{IHX} = 1.09 Q_{DHX, Na}$$

ii) Bループ

$$Q_{DHX, AIR} = 1.04 Q_{IHX} = 1.13 Q_{DHX, Na}$$

であり、A, Bループ毎にヒートバランスの不一致の程度は異なっている。

注 なお、1次系及び2次系での主ポンプによるポンプ入熱と自然放熱量はほぼ同等とみなされ、1次系及び2次系基準の熱出力の算出では無視しうる。

注1：低出力試験時に測定が実施された。

注2：サイフォンブレイク流量を考慮したことにより熱出力校正での熱出力より約0.8%程度低い発熱量となっている。

7. 考 察

A ループに於ける 1 次系及び 2 次系基準と空気系基準の発熱量の差, B ループに於ける 1 次系基準と空気系基準の発熱量の差及び 2 次系基準と空気系基準の発熱量の差は現在見積られている測定誤差の範囲を超えるものである。

1 次系及び 2 次系の主ポンプからの入熱及び放熱量は 500 kw~1MW とみなされ その効果は相殺しうると考えられる。

燃料集合体毎の出口冷却材温度と冷却材流量から積算した炉心発熱量が 1 次系基準の発熱量より大となっていることの原因として熱電対の位置が燃料集合体に対し中心位置にあるため, 集合体出口平均 Na 温度より高めを指示しているのではないかと考えられている。

昭和 55 年 2 月より 3 月にかけて, 課内で熱出力検討会を開きヒートバランスの不一致の原因の検討を行なったが明確とはならなかった。その後, 電磁流量計^注の指示値のチェックを超音波流量計を用い 2 次系を対象として実施した。本試験結果については別途報告を予定している。

今後, 更に風量等各部の測定方法と測定誤差の見直しを行ないヒートバランスの不一致の原因を明確にしておくことは 100 MW への出力上昇の観点からも大切である。

なお, 本報告書は上記熱出力検討会の内容をもとに作成したものである。

注: 電磁流量計の実流較正は, 設置前に実施されている。

付 録 A 熱 出 力 較 正

(1) 「常陽」における熱出力較正試験の位置づけ

「常陽」の運転は、核計装（高出力状態においては出力系）の指示値によって行なわれるが、その核計装指示値は、原子炉の運転開始時に、原子炉熱出力を測定し、その結果に核計装の指示値を、そのエレクトロニクスの調整によって一致させる方法により、較正されている。この核計装較正作業が熱出力較正試験の内容である。

従って、「常陽」においては、核計装指示値は単に、原子炉熱出力を模擬するモニタであり、原子炉出力の絶対値に関しては何らの意味も持たないので（相対変動には用いられるが）本章では、その調整誤差・指示値の変動等については割愛する。

（SN941 79-179 熱出力較正試験報告書を参照されたい。）

尚、1977年の低出力試験期間中においては、予め較正された小形核分裂計数管を炉内に挿入し、その計数率から原子炉出力を算出した。この方法により得られた炉出力を用いて核計装（但し起動系と中間系）を較正するのが核出力較正試験である。本章では、この核出力較正試験の要約、及び原子炉熱出力と核出力の比較についても触れる。

(2) 原子炉熱出力の定義及び測定方法

「常陽」原子炉設置許可申請書により、原子炉熱出力は1次冷却材が中間熱交換器により2次冷却材へ伝達する熱、すなわち、原子炉内で発生する熱に1次冷却材ポンプからのエネルギーを加え、これから原子炉及び1次冷却設備の放射熱損失と原子炉補助設備の損失を差引いたものとして定義されている。

従って、本試験での原子炉熱出力は下式から求めた。

$$Q_R = Q_{MA} + Q_{MB} + Q_P - Q_{LOSS} \quad \text{式1)}$$

ここに

Q_R : 原子炉熱出力

Q_{MA} : 1次主冷却系流量と炉容器出入口温度差から求まる熱量（Aループ）

Q_{MB} : 同 上 （Bループ）

Q_P : 1次主循環ポンプからの入熱のうち、炉容器出入口温度計位置から主中間熱交換器までの配管での圧損による入熱

Q_{LOSS} : 炉容器出入口温度計位置から主中間熱交換器までの配管からの放熱量

このうち、 Q_P 及び Q_{LOSS} は微少であり、直接の測定が不可能なので無視する。

従って式1)は

$$Q_R = Q_{MA} + Q_{MB}$$

$$= \frac{1}{860 \times 10^3} [\gamma_{MAi} W_{MA} (I_{MAO} - I_{MAi}) + \gamma_{MBi} W_{MB} (I_{MBO} - I_{MBi})] \quad \text{式(2)}$$

ここに

γ_{MAi} : T_{MAi} (Aループ炉容器入口温度) での比重 $[Kg/m^3]$

γ_{MBi} : T_{MBi} (Bループ炉容器入口温度) での比重 $[Kg/m^3]$

W_{MA} : Aループ流量 $[m^3/h]$

W_{MB} : Bループ流量 $[m^3/h]$

I_{MAO} : T_{MAO} (Aループ炉容器出口温度) でのエンタルピ $[Kcal/Kg]$

I_{MBO} : T_{MBO} (Bループ ") でのエンタルピ $[Kcal/Kg]$

I_{MAi} : T_{MAi} でのエンタルピ $[Kcal/Kg]$

I_{MBi} : T_{MBi} でのエンタルピ $[Kcal/Kg]$

※ 但し、上式の中で、A、Bのループ流量については本来は、中間熱交換器を通る流量即ちメイン流量からサイフォンブレイク流量を差し引いた値でなければならないが、サイフォンブレイク流量は、メイン流量の1%以下であるので、本試験ではこれを無視し、メイン流量を W_{MA} 、 W_{MB} とした。このサイフォンブレイク流量の効果、また、オーバーフロー系、補助系、ポンプ、放射熱などを考慮した原子炉炉内出力（即ち原子炉炉心からの発熱量）について、その評価結果を(4)節に示す。

式2)からわかるように、具体的測定は、A、B各ループのNa流量及び原子炉出入口Na温度を測定することによって行なわれる。

Fig. A-1に原子炉冷却系統図及び温度・流量の測定点を示す。Fig. A-2に熱出力校正の測定方法のブロック図を示す。

(3) 原子炉熱出力の測定誤差

1979年7月～8月に実施された75MW出力上昇試験期間を対象として、原子炉熱出力の測定誤差の要因及び定量評価を以下に示す。

i) Na温度測定

① 熱電対起電力（金属融点による定点較正值）の偏差

Aループ入口 -0.2°C

Aループ出口 $+2.4^\circ\text{C}$

Bループ入口 0.0°C

Bループ出口 $+0.1^\circ\text{C}$

② 定点校正試験の誤差 $\pm 0.4^\circ\text{C}$

③ 補償導線信用による誤差 $\pm 0.4^\circ\text{C}$

④ 測定計器の誤差 $\pm 0.3^\circ\text{C}$

⑤ 測定データのゆらぎ $\pm 0.5^{\circ}\text{C}$

ii) Na 流量測定

① 流量計の較正誤差 $\pm 2.2\%$

② 出力電圧 (mV) を流量 (m^3/h) に換算する際の誤差 $\pm 0.5\%$

③ 測定計器の誤差 $\pm 0.1\%$

④ 測定データのゆらぎ $\pm 0.2\%$

iii) 使用した物性値の誤差 (ANL 7323)

① Na 密度 $\pm 0.3\%$

② Na エンタルピ $\pm 0.2\%$

以上から、75 MW 定格出力時の熱出力測定誤差を評価する。Na 温度に関しては①のみ累積的誤差として扱い、②～⑤は統計的に扱う。

A ループ入口	$-0.2 \pm$	$\sqrt{(0.4)^2 + (0.4)^2 + (0.3)^2 + (0.5)^2} =$	$+0.6$ -1.0 $^{\circ}\text{C}$
A ループ出口	$+2.4 \pm$	"	$+3.2$ $+1.6$ $^{\circ}\text{C}$
B ループ入口	$0.0 \pm$	"	$+0.8$ -0.8 $^{\circ}\text{C}$
B ループ出口	$+0.1 \pm$	"	$+0.9$ -0.7 $^{\circ}\text{C}$

75 MW での原子炉出入口の Na 温度上昇は 97°C であるので、相対誤差としては

$$\text{A ループ} \quad \frac{3.2 + 1.0}{97} \times 100 = 4.3\%$$

$$\text{B ループ} \quad \frac{0.9 + 0.8}{97} \times 100 = 1.8\%$$

となり、両者の平均として、Na 温度測定誤差として $\pm 3.1\%$ を得る。

Na 流量に関しては①～④の全項目が統計的誤差であり、

$$\pm \sqrt{(2.2)^2 + (0.5)^2 + (0.1)^2 + (0.2)^2} = 2.3\% \text{ の誤差となる。}$$

Na 物性値に関しては $\pm \sqrt{(0.3)^2 + (0.2)^2} = \pm 0.4\%$ の誤差となる。

ゆえに、原子炉熱出力の測定誤差は、以下の値となる。

$$\pm \sqrt{(3.1)^2 + (2.3)^2 + (0.4)^2} = \pm 3.9\%$$

熱出力に換算すると、 $\pm 2.9 \text{ MW}$ である。(75 MW 定格時)

注) 75 MW 性能試験においては、金属融点 (鉛及び亜鉛) を用いて、熱電対起電力の絶対較正を行なった (Table A-1 参照)

(4) 原子炉熱出力と炉心発熱との差

炉心からの発熱は、下式から算出される。(図 3.1 参照)

$$Q_C = Q'_A + Q'_B + Q_{OV} + Q_{AUX} + Q_{LOSS} - Q_{PUMP}$$

ここで

Q_C : 炉心からの発熱量

Q'_A : サイフォンブレイク流量を考慮したAループからの除熱量

Q'_B : " Bループからの除熱量

Q_{OV} : オーバーフロー系からの除熱量

Q_{Aux} : 補助系からの除熱量

Q_{Loss} : 炉容器及び配管からの放熱量

Q_{Pump} : ポンプ入熱

以下に、原子炉熱出力との差について検討する。

- i) サイフォンブレイク流量は、A、Bループとも約 $10 \text{ m}^3/\text{hr}$ の一定値である。これは、主冷却系流量の約 0.8% であるので、原子炉熱出力 Q_R は、 $Q'_A + Q'_B$ より約 0.8% 大きい。
 - ii) 75 MW 出力運転時において、オーバーフロー系からの除熱量は約 0.16 MW、補助系からの除熱量は約 0.20 MW であり、両者の和は原子炉熱出力の約 0.5% である。
 - iii) 放熱量とポンプ入熱は、各々数百 kW 程度で、互いに相殺し合い、その差は微少である。
- 従って、(1) ~ (3) より、炉心からの発熱量 Q_c と原子炉熱出力 Q_R とは、 $\pm 0.3 \text{ MW}$ 以内で一致していると考えられる。

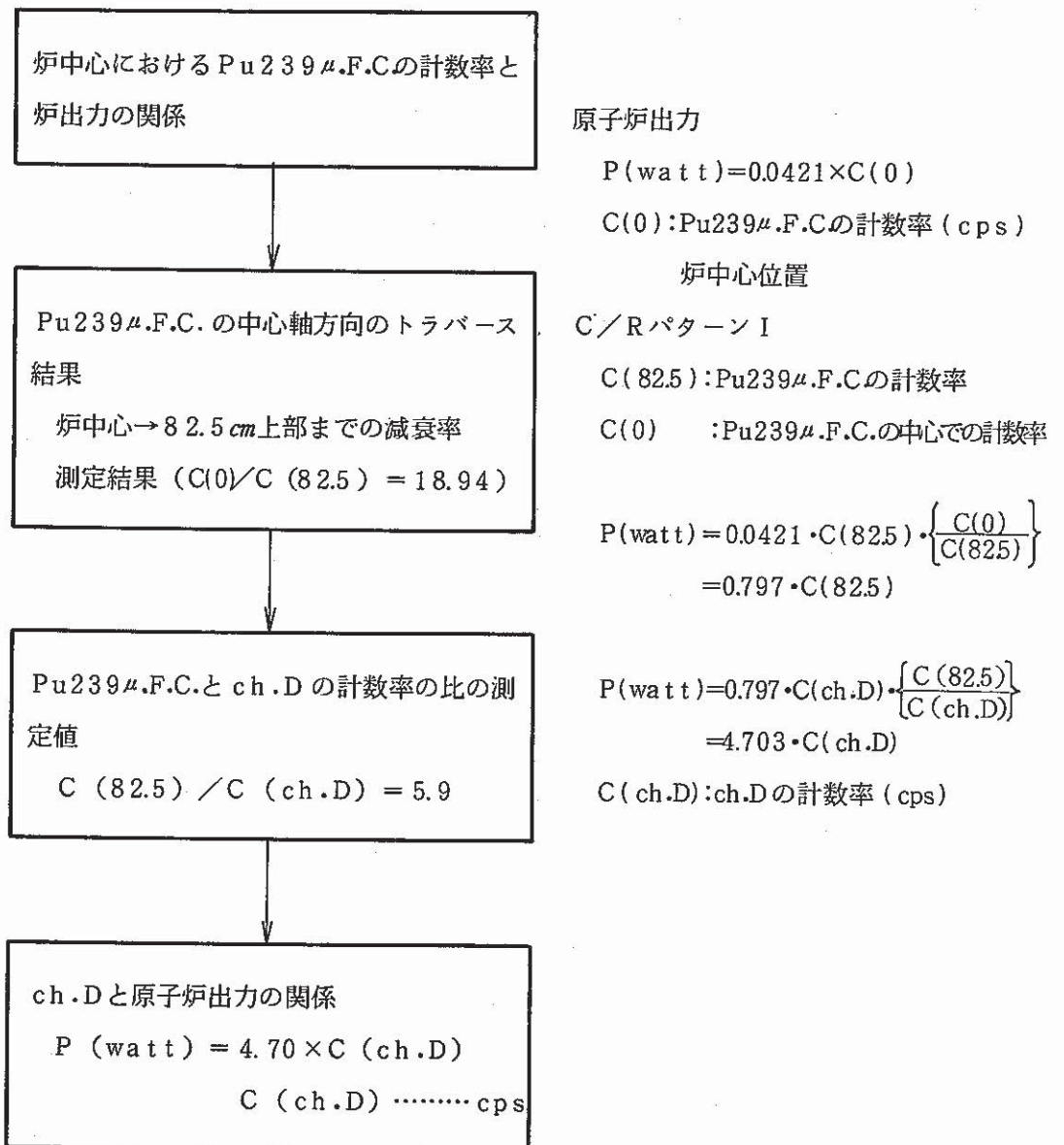
(5) 核出力較正

核出力較正試験は、原子炉の出力範囲 $0.1 \text{ kW} \sim 50 \text{ kW}$ が対象となった。

一連の試験で得られた $\mu \text{ F. C.}$ の特性から、Pu 239 (No 1) のカウンターを炉中心に設置した場合には、上記の出力範囲では、パルスの“数え落し”が多くなり精度が悪くなるので、カウンターの位置を変化させた。広い出力範囲でパルスの“数え落し”が少ない位置として、炉中心レベルより 82.5 cm 上部 (検出器駆動装置の上限 1400 mm 位置) の軸ブランケット上端が選ばれた。

また、原子炉出力モニター用の核分裂計数管 ch. D の計数が問題としている出力範囲で“数え落し”の少ないことが示されているので、最終的には $\mu \text{ F. C.}$ の計数率と ch. D の計数率の関係を通して ch. D の計数率と炉出力の関係から炉出力の絶対値を決めた。

主な手順は次の通りである。



- (1) Pu239 μ .F.C. の炉中心との関係について試験方法の節で示した結果は次の通りである。

$$P(watt) = 0.0421 \cdot C$$

C : Pu239 (Na1) の炉中心における計数率(cps)

- (2) 炉中心では μ .F.C.の計数率が大きく、“数え落し”が大きくなるので炉心から離れた位置($Z = 82.5 cm$)における計数率を用いる。後節に示すPu239 (Na1), (Na2)のカウンターの軸方向トラバース結果より、炉中心からの減衰率を求めた結果を用いる。制御棒パターンIのとき、Pu239 (Na1)のカウンターの計数率と(ch.1オペフロ)の計数率の比は(μ .F.C.)/(ch.1) = 3.093であった。一方、核出力校正時の μ .F.C.位置では(μ .F.C.)/(ch.1) = 0.163₃であった。

〔炉中心とRod Pattern-Iのピーク位置での計数率の差は、小さいことが中心軸上のトラバース結果から示される。〕

$$C(Z=82.5\text{ cmの計数率})/C(\text{炉中心の計数率})=0.0528$$

- (3) 一方、原子炉出力モニター用特設チャンネルch.Dは、その位置が炉心から適当に離れているので、炉出力の広い範囲で“数え落し”が少ない。炉出力との関係を求めるために、 $Z=82.5\text{ cm}$ 位置のPu239 (No.1) $\mu\text{F.C.}$ とch.Dの計数率を各出力レベルについて求める。このとき $\mu\text{F.C.}$ の不感時間は前節に述べた通り $10\text{ }\mu\text{sec}$ を用いて補正した。 $\mu\text{F.C.}$ とch.Dの計数がそれぞれ $3 \times 10^2\text{ cps} \sim 1.41 \times 10^4\text{ cps}$ と $5 \times 10\text{ cps} \sim 2.5 \times 10^3\text{ cps}$ の範囲では $\mu\text{F.C.}/\text{ch.D}$ の比率は次の通りである。

$$\mu\text{F.C.}/\text{ch.D}=5.9 \pm 0.1$$

- (4) 以上の結果から、“数え落し”の少ないch.Dの計数率の関係は次の通りとなった。

$$P(\text{watt})=4.70 \times C(\text{ch.D})$$

$C(\text{ch.D})$: cps 単位の計数率

以上の結果より次のことが言える。

- (a) 原子炉出力 0.1 kW から 10 kW の範囲で、原子炉出力と起動系ch.1, ch.2の指示値は直線関係をもっている。

低出力性能試験期間においてch.1指示値が $1 \times 10^4\text{ cps}$ の時原子炉出力は 1.4 kW であり、ch.2指示値が $1 \times 10^4\text{ cps}$ の時原子炉出力は 2.0 kW である。

- (b) 起動系と中間出力系は、原子炉出力 1.4 kW の範囲でオーバーラップしており、中間出力系(ch.3~ch.5)は 1 kW 以上で原子炉出力と直線性をもっていることが確認出来た。

- (c) 中央制御室の起動系の指示値(ch.1, ch.2)と、カウンターからの信号に分岐したオペフロでのモニター指示値の間は 10% 程度の差があった。これは、カウンターからの信号に対するDiscrilevelの設定点と信号処理のエレクトロニクス系の差(不感時間等の差)に起因するものと考えられる。

- (d) 核出力較正試験に対する不確かさは次の項目が考えられる。

(i) 較正に使用したPu239 $\mu\text{F.C.}$ の実効塗付量の誤差 …… $\pm 3.7\%$ (較正試験結果)

(ii) Pu239 $\mu\text{F.C.}$ の計数率の統計誤差(数え落しの補正誤差): 計数率が $8 \times 10^3\text{ cps}$ まで不感時間(τ)のノミナル値を $\tau=10\text{ }\mu\text{sec}$ としたが、 $2 \times 10^3\text{ cps}$ 以上では τ の計数率依存性がある。その大きさは、上記の範囲で τ の値の $\pm 25\%$ 程度である …… 不感時間の差が補正済計数率に与える不確かさ …… $\pm 1\%$

計数が $8 \times 10^3\text{ cps}$ より大きい場合は、 τ が更に大きくなり、系統的に補正量を小さくしている。その大きさは 10% 程度となる。

(iii) Pu239 $\mu\text{F.C.}$ の設定誤差 …… カウンター中心部の推定誤差として $\pm 5\text{ mm}$ と考える。

炉心上部でのPu239のトラバース曲線から、 $\pm 5\text{ mm}$ の位置の差による不確かさを推定する

…… $\pm 1\%$ 程度以内

(iv) ch.Dの計数に伴う不確かさの要因としては、Pu239 $\mu\text{F.C.}$ とch.Dの計数率の比を一

定としている効果を考える。

$$\frac{[\text{Pu239}\mu\text{.F.C.計数率}]}{[\text{ch.Dの計数率}]} = 5.9 \pm 0.1$$

この大きさによる誤差 $\pm 1.7\%$

- (V) 炉中心の計算値の不確かさ 2次元RZ拡散計算をベースに決めたが、計算に用いた一核分裂当りのエネルギー発生の実効値の誤差、計算手法と定数の誤差、通常の炉心燃料に対する計算値と測定に用いた案内管I型の存在による影響の不確かさ等 $\pm 5\%$
- (VI) 炉中心位置と核出力較正のときPu239 $\mu\text{.F.C.}$ を設定した位置までの減衰測定の誤差 (Pu239No.1, No.2の相対分布の平均値からの差とする。) $\pm 5\%$ 程度
- (VII) 起動系ch.1, ch.2と原子炉出力の関係を直線で近似するとき生ずる不確かさ $\pm 5\%$ 程度
- (VIII) 計算による誤差とそれ以外の誤差に分け, [(i)~(iv), (vi), (vii)]は独立とする。

計算値の不確かさ(V) $\pm 5\%$

それ以外 " $\pm 8.3\%$

合計の不確かさ $\pm 13.3\%$

(6) 核出力と熱出力の比較

核出力較正は、起動系と中間系に対して、1977年の低出力試験において、炉出力0.1~50kWの範囲で行なわれた。

又、中間系に対する熱出力較正は、1978年の50MW出力上昇試験において、炉出力8MW以上で行なわれている。

従って、両者の比較を行なうためには、2デカード以上の出力差を、中間系でつなぐ必要がある。

なお、中間系は1978年7月8日に熱出力16MWでエレクトロニクスを調整されているので、それ以前のデータで比較しなければならない。

Fig.A-6, Fig.A-8に調整以前の中間系の熱出力較正結果を示す。ch.3とch.4の指示値は、熱出力よりも約20%小さく、ch.5は約50%小さい。

この結果を統計処理すると調整前の中間系指示値は熱出力よりも平均として約3%小さいことになる。Fig.A-4でみられたように、50kW付近までは、ch.3~5は良く一致している。しかし、2デカード以上の外挿によりch.3~5の間には約30%の指示値のばらつきが出てしまった。

即ち、中間系でつなぐ事により、核出力と熱出力を比較する今回の方法は、少なくとも30%の誤差を含んでいる事になる。

このch.3~5のばらつきがエレクトロニクスの故障でない事は、Fig.3-9~Fig.3-11に示すように、7月8日の調整後の較正曲線が、ch.3~5とも良く一致するようになった事からもわかる。

(7) まとめと結論

- 1) 1次系ヒートバランスから得られる原子炉熱出力の測定誤差は $\pm 3.9\%$ 、75 MW 定格時の熱出力に換算すると ± 2.9 MWである。
- 2) 原子炉熱出力と炉心発熱の差異（サイフォンブレイク流量の差異等による熱出力定義の差異）は ± 0.3 MW以内で、測定誤差の範囲内である。
- 3) 核出力の較正誤差は $\pm 13.3\%$ で比較的大きい。
- 4) 核出力（中間系の指示値を2デカードにわたって外挿して推定したもの）は1次系ヒートバランスによる熱出力が高め（真値は75 MWより低い）である可能性を示しているが、3)の較正誤差の他、外挿にともなう大きな誤差の存在を考慮すると、原子炉出力を確定するための情報としては必要な信頼度を有していないと判断される。

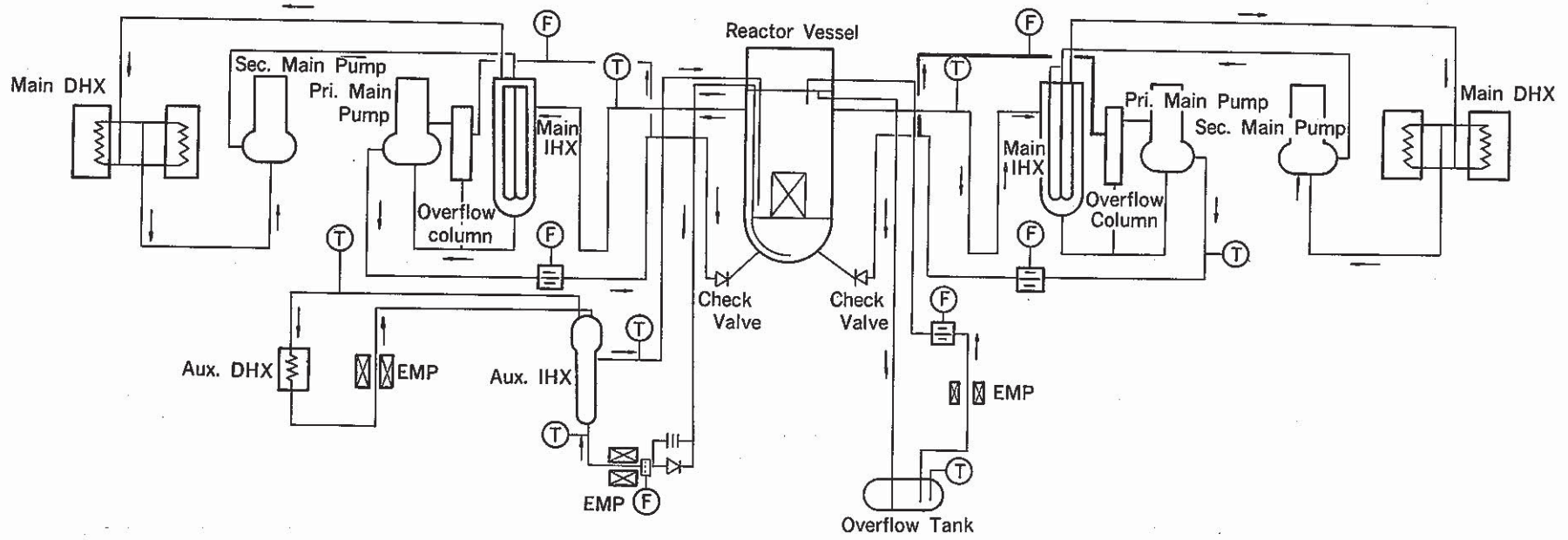


Fig.A-1 Cooling System

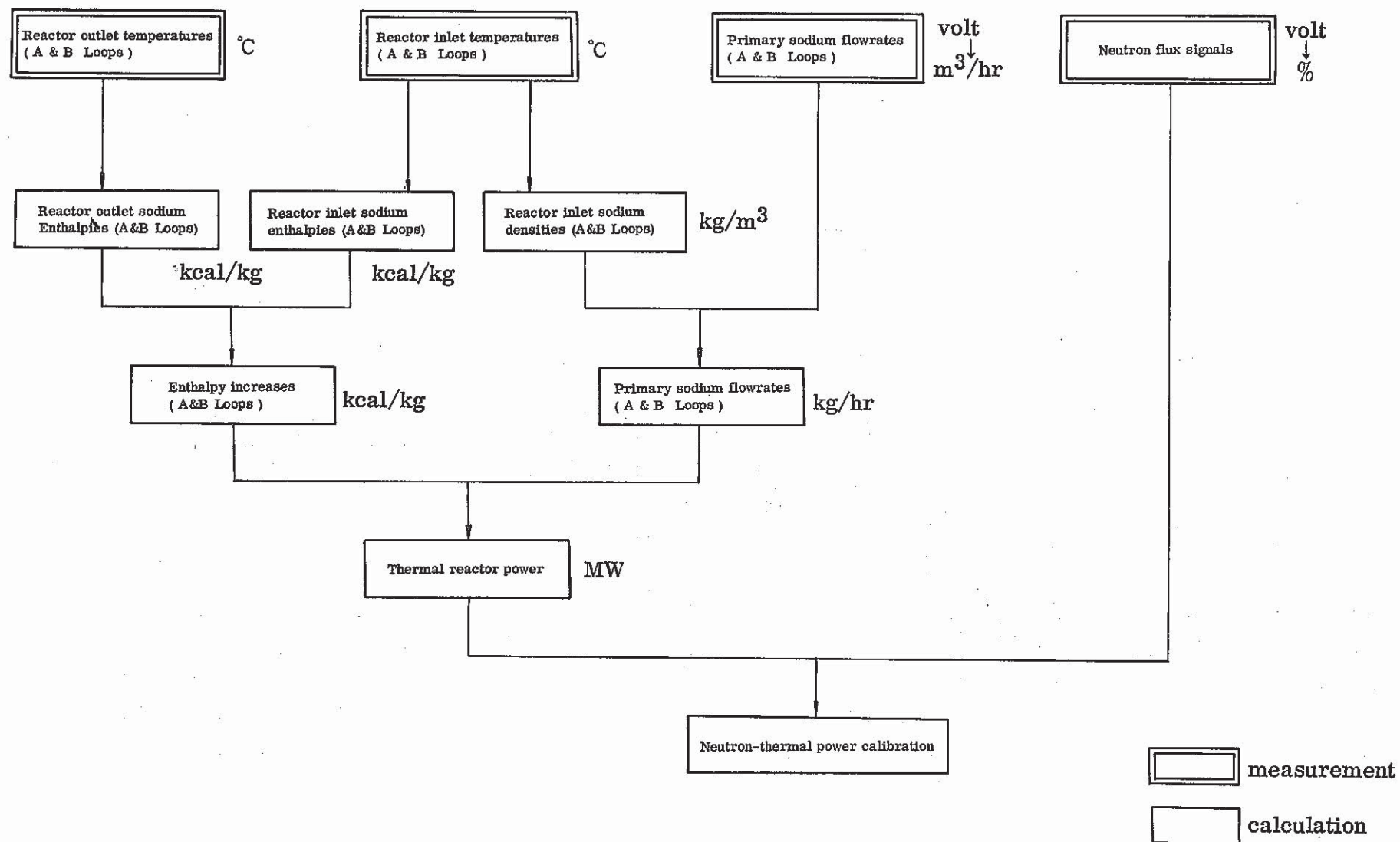


Fig. A-2 Flow Diagram of Thermal Power Calibration

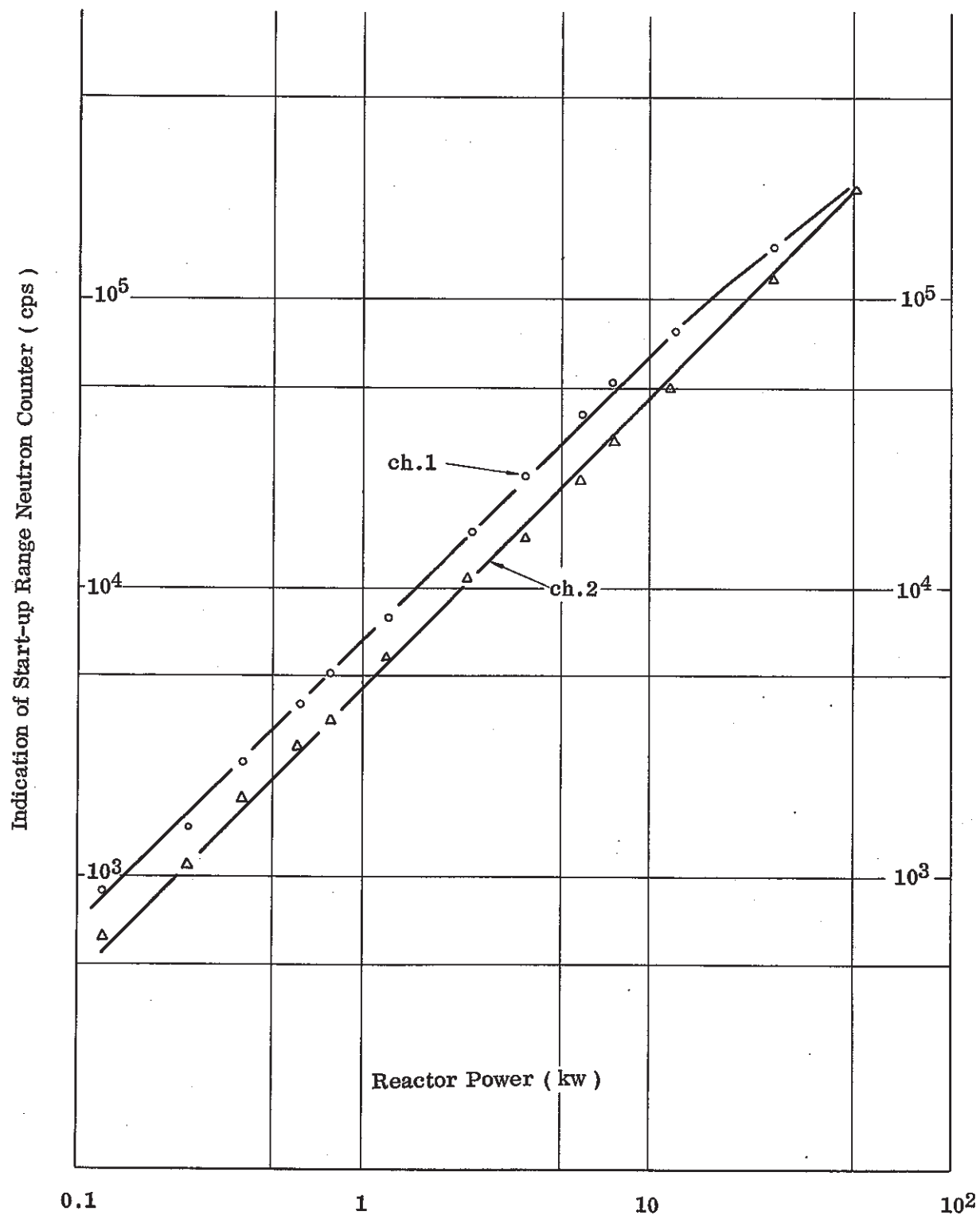


Fig.A-3 Neutron-thermal Power Calibration Curve
(Start-up Range)

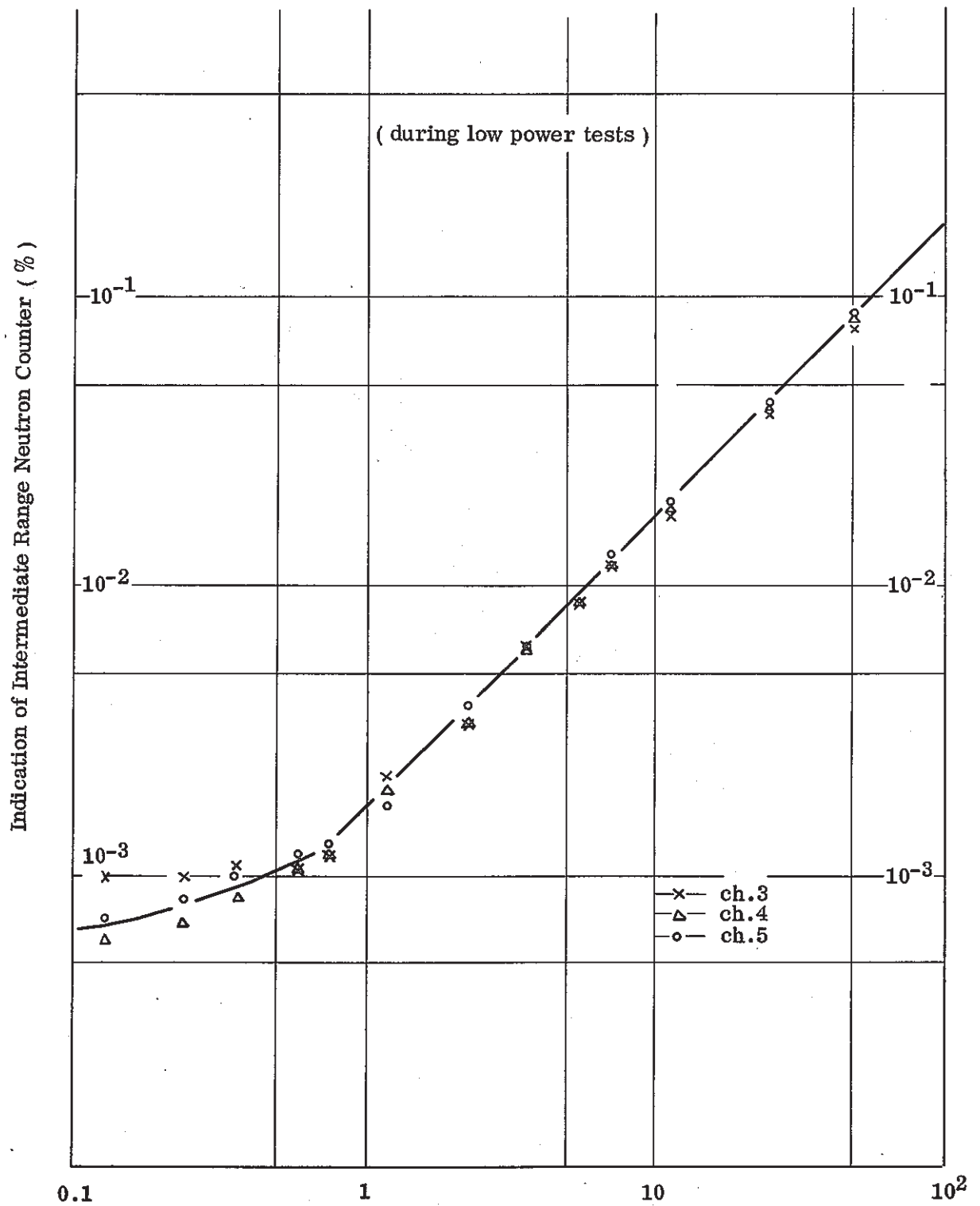


Fig.A-4 Neutron-thermal Power Calibration Curve
(Intermediate Range)

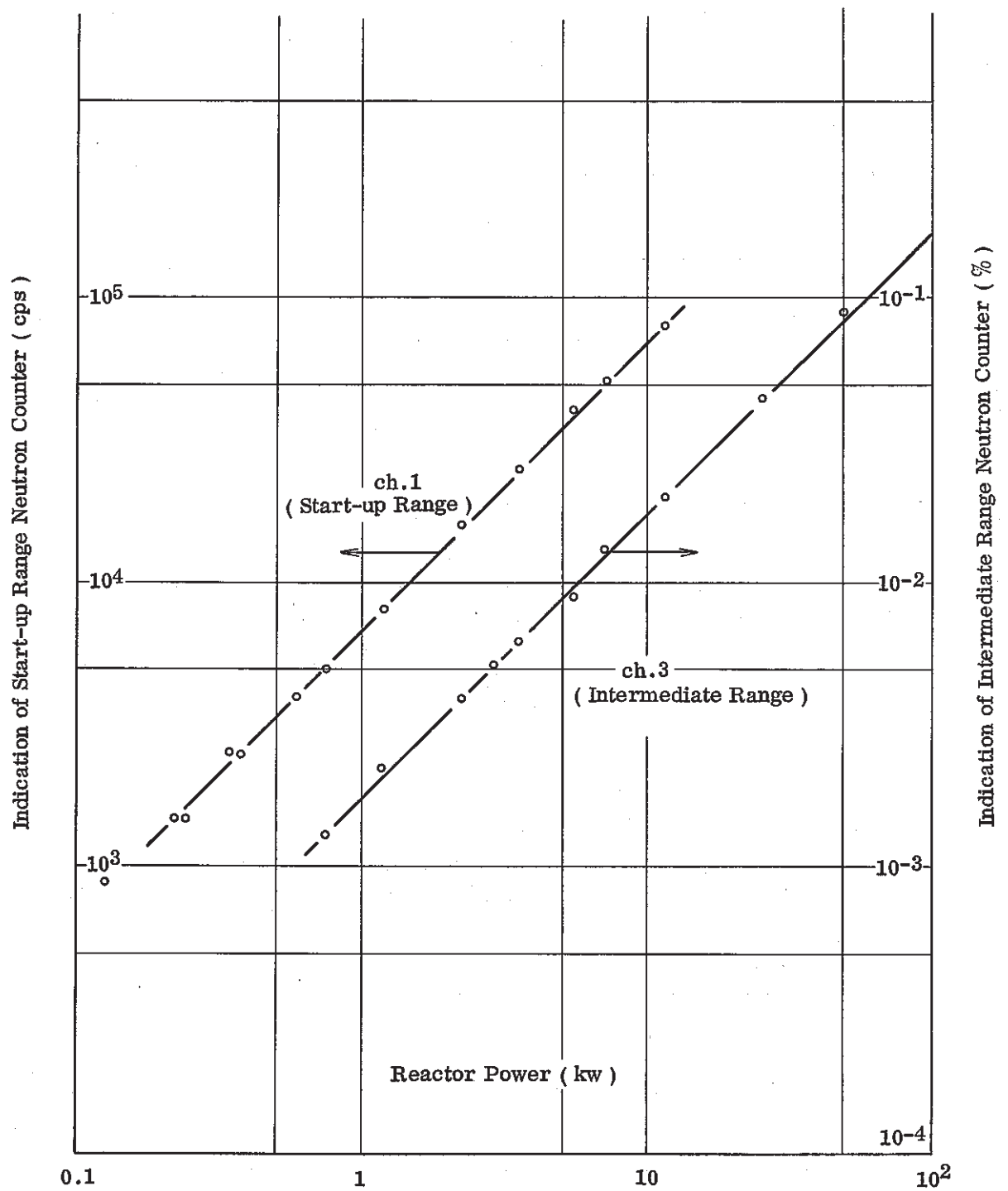


Fig.A-5 Overlap between Start-up Range and Intermediate Range Neutron Counters

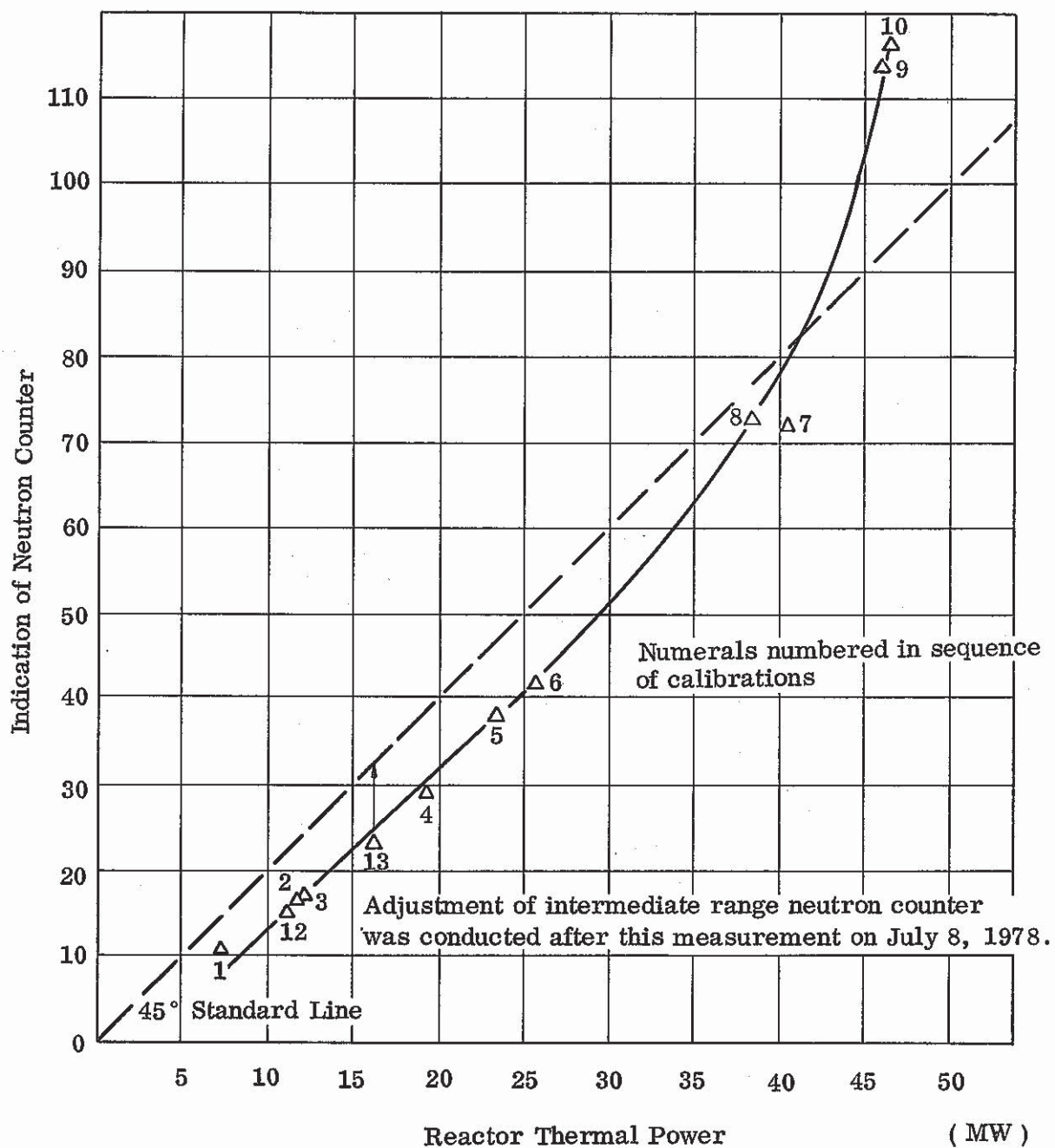


Fig.A-6 Neutron-thermal Power Calibration Curve (Intermediate Range ch.3)

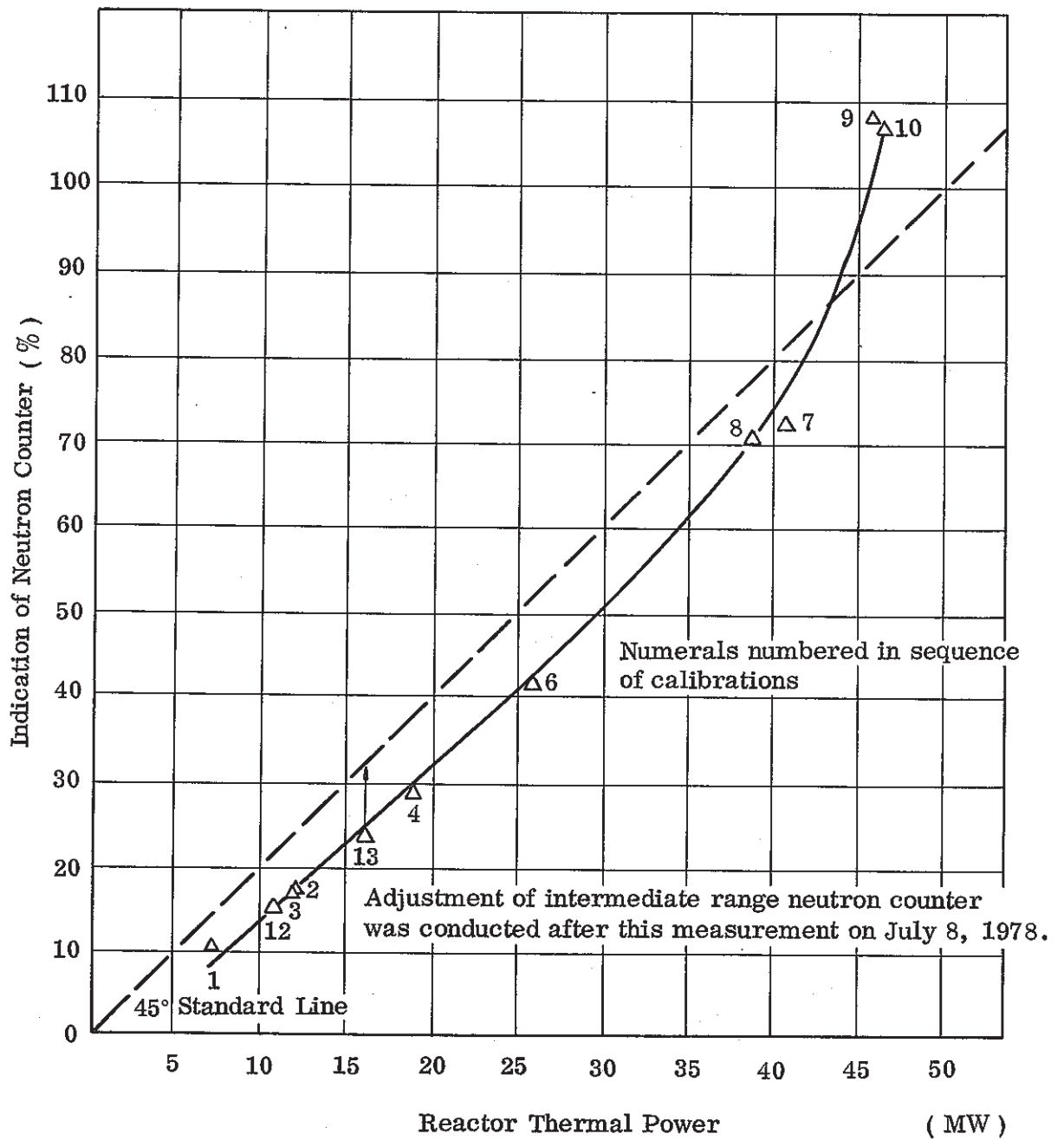


Fig.A-7 Neutron-thermal Power Calibration Curve (Intermediate Range ch.4)

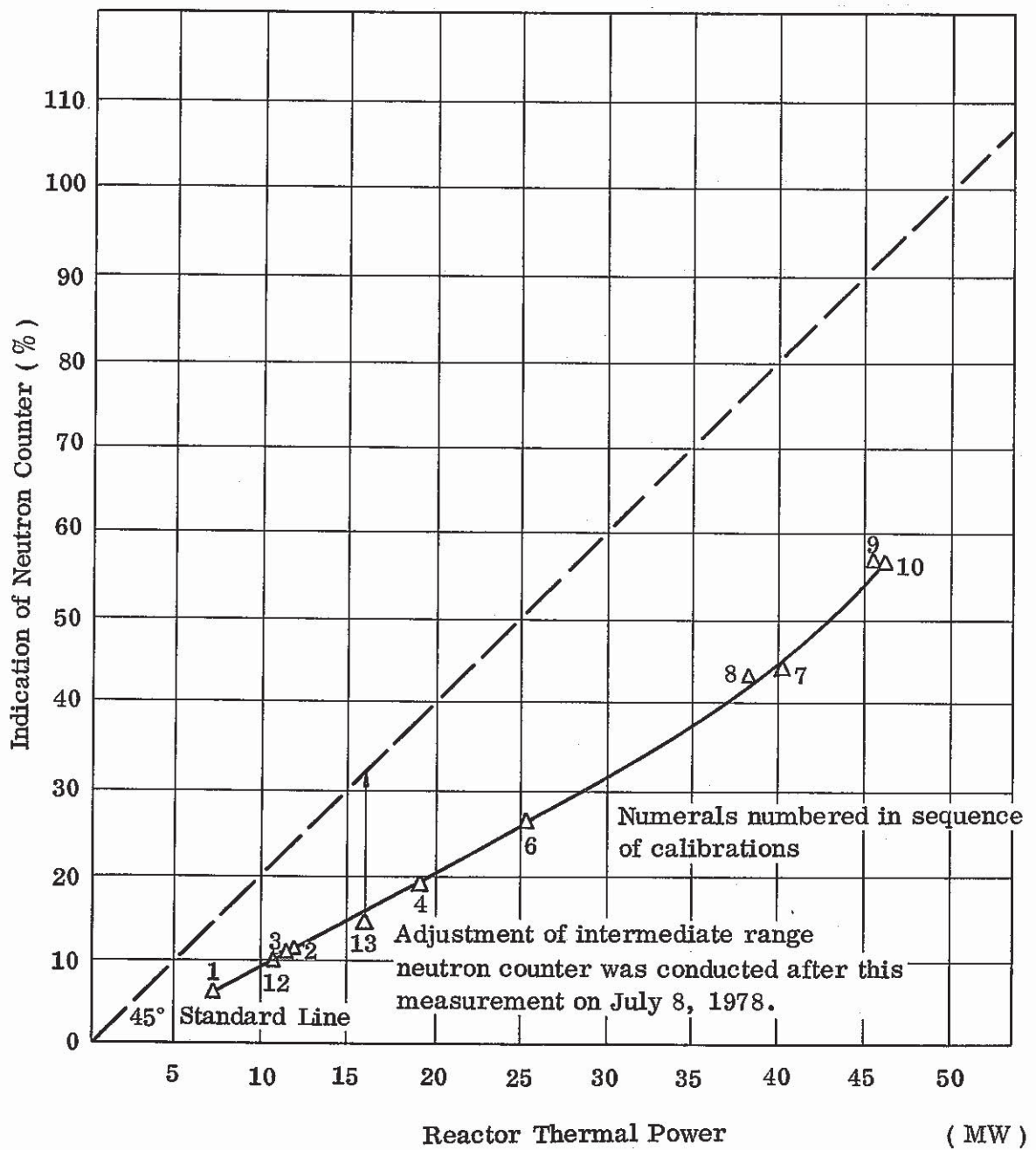


Fig.A-8 Neutron-thermal Power Calibration Curve (Intermediate Range ch.3)

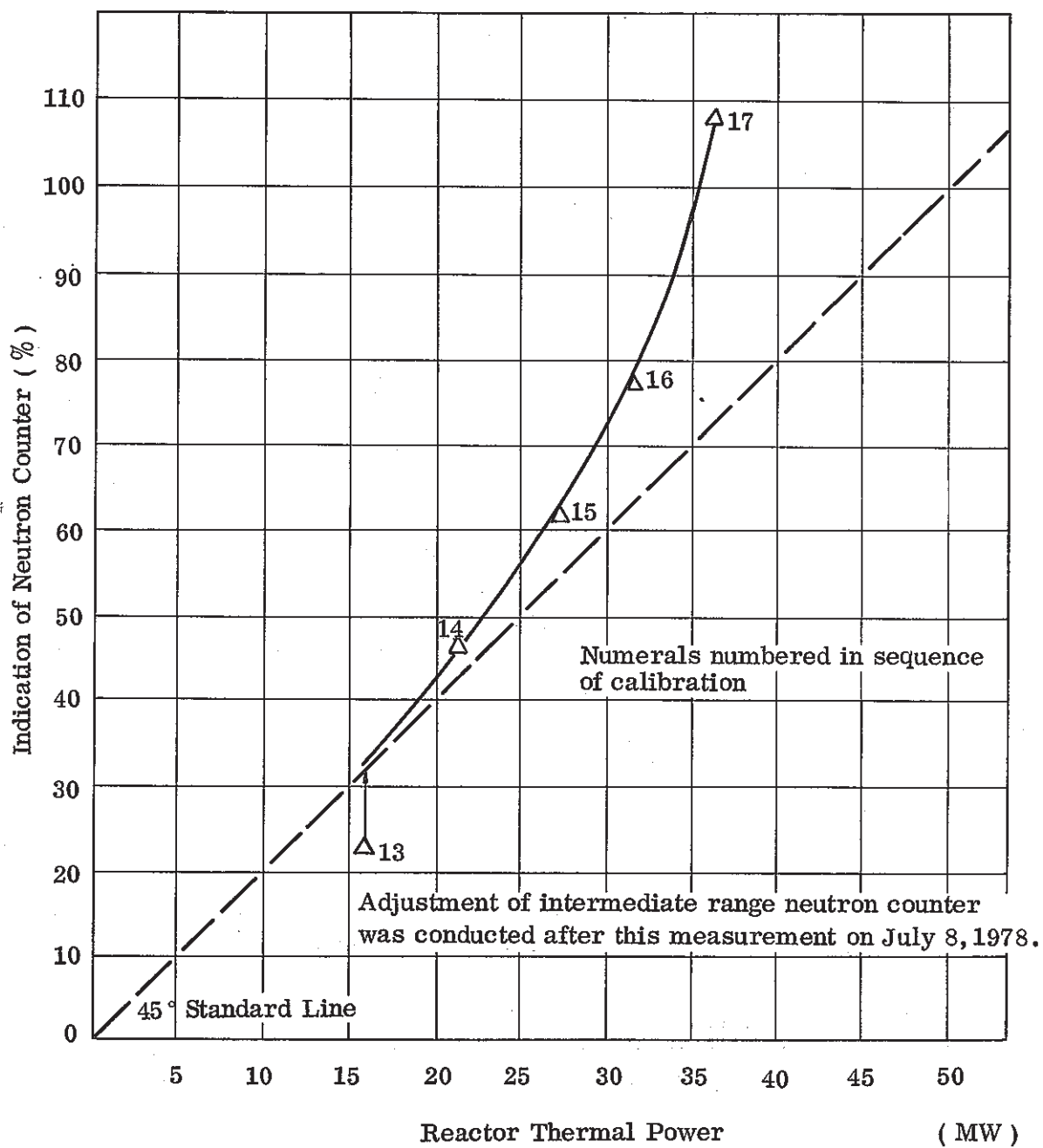


Fig.A-9 Neutron-thermal Power Calibration (Intermediate Range ch.3)

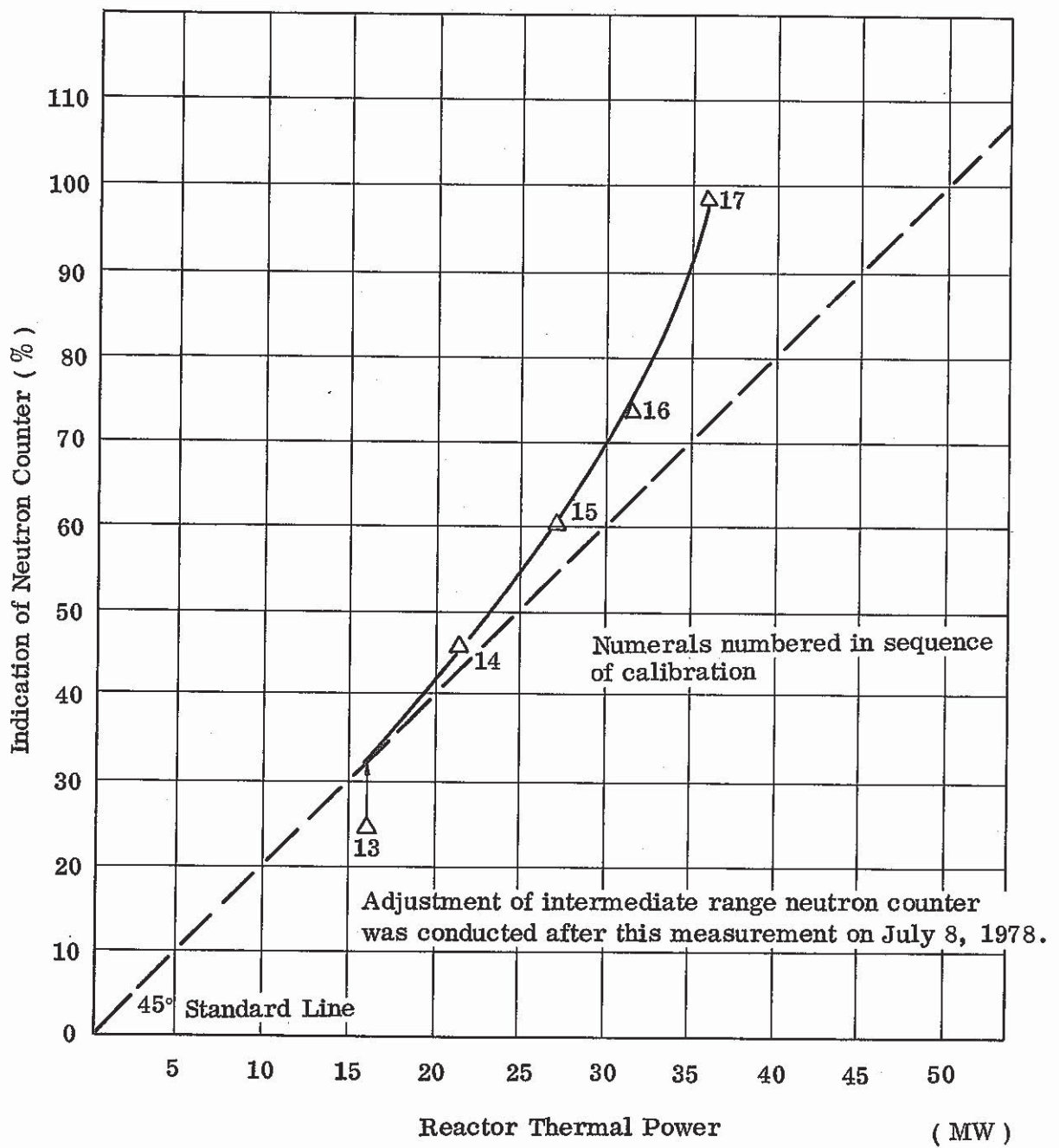


Fig.A-10 Neutron-thermal power calibration curve (Intermediate Range ch.3)

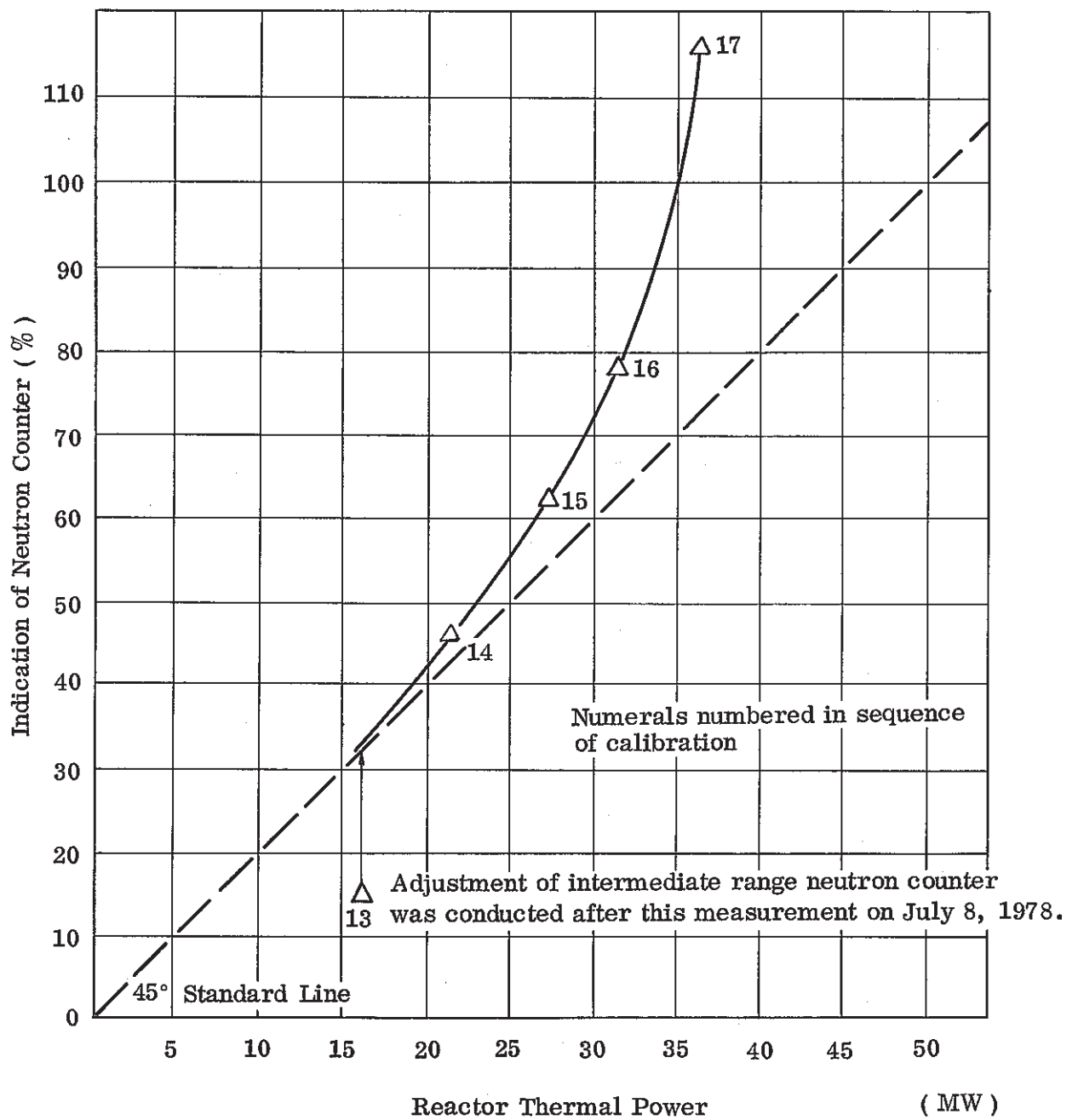


Fig.A-11 Neutron-thermal Power Calibration Curve (Intermediate Range ch.3)

Table A-1 Thermocouple Calibration Results (Metal Melting Point Reference Temperature Method)

T/C Position	Date	Difference from Reference Temperature		75MW Power Operation	75MW Power-up Tests	Thermal Power Measurement
		Pb (327.5°C)	Zn (419.6°C)			
Reactor Inlet A Loops (TE31.1-7A)	1979年 4月	°C -0.1 (± 0.4)	°C -0.3 (± 0.4)	°C - 0.2	°C 0.0	°C - 0.2
Reactor Outlet A Loops (TE31.1-1A)	1979年 12月	+3.6 (± 0.4)	+4.4 (± 0.4)	+4.0	* -1.6	+ 2.4
Reactor Inlet B Loops (TE31.1-7B)	1979年 4月	+0.4 (± 0.4)	-0.3 (± 0.4)	0.0	0.0	0.0
Reactor Outlet B Loops (TE31.1-1B)	1979年 4月	+0.2 (± 0.4)	+0.1 (± 0.4)	+0.1	0.0	+0.1

* Calibration of this T/C was performed following the 75MW power-up test due to difficulty of removing it from the primary piping.

This value for the correction factor was obtained at isothermal plant condition at 250°C

付 録 B 熱 電 対 較 正

常陽の50 MW出力上昇試験において冷却系の冷却材温度を正確に求めようとする場合は高精度のデジタルマルチ温度計（YEW製 Type 2572）を用いて補償導線の端末部にて測定を行った。しかしながらこの方法では測定器自身の精度は良くなるが熱電対自身についてはその製品のクラスが0.75級であれば起電力の誤差も $\pm 0.75\%$ 以内ということで、温度の絶対値を正確に求めることは出来なかった。

75 MWの出力上昇試験においては10℃毎に検定した0.4級の熱電対を用いることにより温度の絶対値をより正確に求めることが可能となったがその正確さを増すためには検出器から計測器までの補償導線および計測器が熱起電力に与える影響を定量的に把握する必要がある。

これらの影響を確認するために熱電対、補償導線および計測器の全てを含んだ計測系としての較正を1次および2次主冷却系の熱電対について75 MW出力上昇試験開始前および終了後に行った。較正には純金属の融解特性を利用した温度定点装置を使用した。Table A-1 に較正した熱電対を、Table A-2 と Table A-3 に較正結果を示す。

Table B-1 List of Calibrated Thermocouples

Location of T/C		Tag Number	Locations of Terminal		Fabrication Number of T / C	Type of T/C
			Pannel Number	Terminal Number		
Primary Loop	Reactor Inlet (A)	TE31.1-7AX	421	K002-03A	47273	Type k Chromel- Alumel
			—	—	47274	
	Reactor Inlet (B)	TE31.1-7BX	421	K002-03B	47275	"
			—	—	47276	
	Reactor Outlet (A)	TE31.1-1A	421	K002-01A	—	"
			—	—	—	
	Reactor Outlet (B)	TE31.1-1BX	421	K002-01B	47279	"
			—	—	47280	
	IHX Inlet (A)	TE31.2-4AX	—	X4-79, 80	47286	"
				X4-76, 77	47285	
Secondary Loop	IHX Inlet (B)	TE31.2-4BX	—	X4-65, 66	47287	"
				X4-62, 63	47288	
	IHX Outlet(A)	TE31.2-5AX	—	X4-73, 74	47290	"
				X4-70, 71	47289	
	IHX Outlet (B)	TE31.2-5BX	—	X4-58, 60	47291	"
				X4-56, 57	47292	
	DHX Inlet (A)	TE31.2-1A	661	X6-E1, E2	IRO526- K3-1-1	"
	DHX Inlet (B)	TE31.2-1B	661	X6-E1, E2	IRO526- K3-1-2	"
	DHX Outlet(1A)	TE31.2-2A.1	432	X5-A07	16654	"
	DHX Outlet(2A)	TE31.2-2A.2	432	X5-A08	IRO526- K1-1-2	"
	DHX Outlet(1B)	TE31.2-2B.1	432	X5-A09	IRO526- K1-1-3	"
	DHX Outlet(2B)	TE31.2-2B.2	432	X5-A10	IRO526- K1-1-4	"

Table B-2 Comparing Calibration Results of Reactor Inlet and Outlet, IHX Inlet and Outlet Thermocouples before Test with Ones after Test

Unit : °C

Metals Used for Calibration		Lead (327.5 °C)		Zinc (419.6 °C)	
Location and Sensor No.	Serial No.	Before Test (March, 1979)	After Test (Nov., 1979)	Before Test (March, 1979)	After Test (Nov., 1979)
Reactor Inlet (A) TE 31.1-7AX	47273	- 0.1	- 0.5	- 0.3	- 0.6
Reactor Inlet (B) Te 31.1-7BX	47275	+ 0.4	0.0	- 0.1	0.0
Reactor Outlet (B) TE 31.1-1BX	47279	+ 0.2	+ 1.4	+ 0.1	+ 1.3
IHX (A) Inlet TE 31.2-4AX	47286	+ 1.1	0.0	+ 0.6	- 0.6
IHX (B) Inlet TE 31.2-4BX	47287	- 0.1	- 0.3	- 0.3	- 0.6
IHX (A) Outlet TE 31.2-5AX	47290	+ 0.7	+ 0.5	+ 0.4	- 0.6
IHX (B) Outlet TE 31.2-5BX	47291	+ 0.5	+ 2.1	+ 0.6	+ 2.3

Table B-3 Comparing Calibration Results of DHX Inlet and Outlet Thermocouples
before Test with Ones after Test

Unit : °C

Location and Sensor No.	Metals Used for Calibration Serial No.	Lead (327.5 °C)		Zinc (419.6 °C)	
		Before Test (March, 1979)	After Test (Nov., 1979)	Before Test (March, 1979)	After Test (Nov., 1979)
DHX (A) Inlet TE 31.2-1A	IRO526-K3-1-1	+ 5.1	+ 5.0	+ 5.3	+ 5.1
DHX (B) Inlet TE 31.2-1B	IRO526-K3-1-2	+ 4.9	+ 3.8	+ 6.0	+ 4.8
DHX (1A) Outlet TE 31.2-2A-1	16654	+ 1.6	+ 2.1	—	+ 2.0
DHX (2A) Outlet TE 31.2-2A-2	IRO526-K1-1-2	+ 3.8	+ 3.6	+ 3.9	+ 4.1
DHX (1B) Outlet TE 31.2-2B-1	IRO526-K1-1-3	+ 4.0	+ 3.1	+ 4.6	+ 4.1
DHX (2B) Outlet TE 31.2-2B-2	IRO526-K1-1-4	+ 3.8	+ 3.1	+ 3.9	+ 3.2

付録C. 熱出力検討会提出資料

高速実験炉部技術課内での熱出力検討会に於いて提出された資料は以下の通りである。

第1回（昭和55年1月22日）

- I-1 試験結果（定常伝熱）
- I-2 等温時自然放熱降温曲線
- I-3 「常陽」における原子炉熱出力について
- I-4 Heat Load of Rooms or Equipments in the Under-floor Area
etc.
- I-5 ポンプ入熱
- I-6 50 MW第2サイクルにおける余剰反応度の変化
- I-7 電磁流量計の較正について（据付時との相対較正について）

第2回（昭和55年2月29日）

- II-1 炉心部のヒートバランスについて
- II-2 P P J D I A (5 A 3) 炉心燃料燃焼度解析（最高燃焼度ピンを対象）
- II-3 50 MW定格第2 cycleにおける出力系(Ch. 6)指示値と炉熱出力の比
(1979年1月13日～2月26日測定)
- II-5 「常陽」プラントでの自然放熱量の概要
- II-6 2次冷却系の輸送遅れ
- II-7 1 M W S G の E M F 流量異常指示について
- II-8 燃料集合体流動特性の経時変化について

第3回（昭和55年3月10日）

- III-1 出力電圧のゆらぎの相関を用いる電磁流量計の較正法に関する研究の計画について
- III-2 流速測定原理
- III-3 75 MW第1サイクル運転時の炉心ヒートバランス
- III-4 Flow signal of the S/A [0] flow meter vs. primary main
flow
- III-5 原子炉熱出力・核出力の比較検討
- III-6 空気側除熱量の測定誤差について
- III-7 熱出力較正曲線

第4回（昭和55年3月17日）

- IV-1 Heat Balance at Reactor Core For Study of Loop Flowrate
- IV-2 Results of Testing (Natural Circulation in - Vessel)
- IV-3 1次系, 2次系, 空気系除熱量の比の経時変化について

第5回（昭和55年3月19日）

原子炉入口Na温度-1次主循環ポンプ吐出圧