

JAERI-Tech  
2000-038



JP0050373



# HTTRの熱出力校正試験計画

2000年3月

中川繁昭・篠崎正幸・橘 幸男・国富一彦

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の間合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 2000

---

編集兼発行 日本原子力研究所

## HTTR の熱出力校正試験計画

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

中川 繁昭・篠崎 正幸・橘 幸男・国富 一彦

(2000年3月6日受理)

高温工学試験研究炉 (High Temperature Engineering Test Reactor: HTTR) の特徴を考慮して、出力上昇試験における安全かつ効率的な熱出力校正試験計画を立案した。計画を定めるにあたっては、ヘリウム循環機の発生熱により 1 次冷却材温度を約 213℃まで上昇させた確認試験(3)の測定結果より、熱出力評価に使用する測定量について定格運転時の予測値を予測し、定格出力運転時の熱出力測定誤差を熱流設計で使用している±2.0%以内に収める見通しを得た。本報告書は、HTTR 出力上昇試験における熱出力校正試験の内容、熱出力測定の誤差評価及び確認試験(3)の予備測定結果についてまとめたものである。

Test Program for NIS Calibration to Reactor Thermal Output in HTTR

Shigeaki NAKAGAWA, Masayuki SHINOZAKI, Yukio TACHIBANA  
and Kazuhiko KUNITOMI

Department of HTTR Project  
Oarai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received March 6, 2000)

Rise-to-power test program for reactor thermal output measurement has been established to calibrate a neutron instrumentation system taking account of the characteristics of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR). An error of reactor thermal output measurement was evaluated taking account of a configuration of instrumentation system. And the expected dispersion of measurement in the full power operation was evaluated from non-nuclear heat-up of primary coolant up to 213°C. From the evaluation, it was found that an error of reactor thermal output measurement would be less than  $\pm 2.0\%$  at the rated power. This report presents the detailed program of rise-to-power test for reactor thermal output measurement and discusses its measurement error.

Keywords: Rise-to-power Test, Reactor Thermal Output, Neutron Instrumentation System, Measurement Error Evaluation, HTTR

## 目次

1. はじめに .....	1
2. HTTR の原子炉熱出力測定 .....	3
2.1 加圧水冷却設備による除熱 .....	3
2.2 炉容器冷却設備による除熱 .....	4
2.3 補助冷却設備による除熱 .....	5
2.4 配管等からの放熱 .....	6
2.5 ヘリウム循環機の発生熱 .....	6
3. 出力上昇における試験計画 .....	8
3.1 試験目的 .....	8
3.2 試験内容 .....	8
3.3 試験条件 .....	8
3.4 計測項目 .....	8
3.5 計測方法 .....	9
3.6 評価方法 .....	9
3.7 試験手順 .....	9
3.8 判定基準 .....	9
4. 原子炉熱出力測定の誤差評価 .....	10
5. 確認試験(3)における予備測定結果及び評価 .....	11
6. おわりに .....	13
謝辞 .....	13
参考文献 .....	13

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Measurement of Reactor Thermal Output in HTTR .....	3
2.1 Heat Removal of Pressurized Water Cooling System .....	3
2.2 Heat Removal of Vessel Cooling System .....	4
2.3 Heat Removal of Auxiliary Cooling System .....	5
2.4 Heat Loss from Surface of Heat Exchanger and Piping .....	6
2.5 Heat Generation of Helium Gas Circulator .....	6
3. Test Program in Rise-to-Power Test .....	8
3.1 Objective .....	8
3.2 Outline of Test .....	8
3.3 Test Condition .....	8
3.4 Measurement Parameters .....	8
3.5 Measurement Method .....	9
3.6 Evaluation Method .....	9
3.7 Test Procedure .....	9
3.8 Criteria .....	9
4. Error Evaluation of Reactor Thermal Output Measurement .....	10
5. Preliminary Measurement and Evaluation Results of Non-nuclear Heat-up Test ..	11
6. Conclusion .....	13
Acknowledgement .....	13
References .....	13

## 1. はじめに

高温工学試験研究炉 (High Temperature Engineering Test Reactor: HTTR) は、我が国最初の高温ガス冷却炉で、原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C のヘリウム冷却黒鉛減速型原子炉である。HTTR は、高温ガス炉技術の基盤の確立、高温ガス炉技術の高度化及び高温工学に関する先端的基礎研究のため大洗研究所に建設され、1998 年 7 月から燃料装荷を開始し、同年 11 月 10 日に初臨界に達した。

HTTR の原子炉及び冷却系統の構成を Fig.1 に示す。炉心及び炉心構造物で発生する熱は、核分裂発熱、ガンマ線発熱等の原子炉内における発熱の総和であり、1 次冷却設備、2 次ヘリウム冷却設備の熱交換器等を介し、加圧水冷却設備に伝達され、加圧水空気冷却器により大気中に放散される。原子炉熱出力は、加圧水冷却設備の 1 次加圧水冷却器 (以下、PPWC と呼ぶ。) 及び 2 次加圧水冷却器 (以下、SPWC と呼ぶ。) による除熱、炉容器冷却設備による除熱、補助冷却設備の補助冷却器 (以下、AHX と呼ぶ。) による除熱、及び配管等からの放熱から、1 次ヘリウム循環機、2 次ヘリウム循環機の発生熱を差し引いたものである<sup>(1)</sup>。すなわち、下式により原子炉熱出力を求める。

$$P_t = W + V + A + C - G \quad \dots\dots\dots (1)$$

- P<sub>t</sub>: 原子炉熱出力
- W: 加圧水冷却設備による除熱
- V: 炉容器冷却設備による除熱
- A: 補助冷却設備による除熱
- C: 配管等からの放熱
- G: 循環機の発生熱

HTTR の出力上昇試験の熱出力校正試験においては、原子炉熱出力を測定し中性子計装の校正を実施する。原子炉熱出力の測定誤差については、炉心熱流設計において燃料最高温度を評価する際の工学的不確定因子の 1 つとして、原子炉出力 30MW の定格出力運転状態で 2.0%とされている<sup>(2)</sup>。そのため、(1)式の熱出力算出式において大部分を占める加圧水冷却設備による除熱量の測定については、温度計、流量計を多重化構成にすることによって測定精度を向上させている。

出力上昇試験における熱出力校正試験の試験計画を立案するにあたっては、試験を安全かつ効率的に進められるよう下記の点について考慮した。

- ① 可能な限り低出力から熱出力校正を実施し、原子炉出力を段階的に上昇させていく過程で順次熱出力校正を実施する。
- ② 熱出力測定は、HTTR の運転モードを考慮して PPWC のみを運転する単独運転モードと PPWC と SPWC を同時に運転する並列運転モードで実施する。
- ③ 中性子計装設備の信号は原子炉保護設備に使用しているので、校正を実施する際に誤スクラムを生じさせないようにする。
- ④ 中性子計装設備の信号は原子炉出力制御装置に使用しているので、校正を実施する際に

不必要な外乱をプラントに与えないよう及び誤スクラムを生じさせないようにする。

- ⑤ 熱出力の算出はプラント計算機に収録されている状態値により計算し、プラント計算機の熱出力演算機能を確認する。
- ⑥ 試験計画は、原子炉出力 30MW における原子炉出口冷却材温度が 850℃である定格運転までを対象とする。原子炉出口冷却材温度 950℃の高温試験運転における試験計画については、定格運転の試験結果を評価してから立案する。

原子炉熱出力の評価方法を示し、その測定誤差評価を実施した。また、ヘリウム循環機の発生熱により 1 次冷却材温度を約 213℃まで上昇させた確認試験(3)の測定結果を評価し、熱出力評価に使用する測定項目のうち、加圧水冷却設備による除熱を除いた各測定項目について定格運転時の予測値及びばらつきの幅を求めた。誤差評価及び確認試験(3)の測定結果から、定格出力運転時に原子炉熱出力の測定誤差を 2.0%以内に収められる見通しを得た。

本報告書では、第 2 章で原子炉熱出力の評価法について示し、第 3 章で出力上昇試験中の熱出力校正試験計画を示した。また、第 4 章で熱出力測定の誤差評価を示し、第 5 章で確認試験(3)の熱収支評価結果について示した。これらの計画及び予備検討結果に基づいて、平成 12 年 3 月から出力上昇試験を行う予定である。



## 2. HTTR の原子炉熱出力測定

HTTR において原子炉熱出力は、加圧水冷却設備による除熱、炉容器冷却設備による除熱、補助冷却設備による除熱及び配管等からの放熱、並びに 1 次ヘリウム循環機、2 次ヘリウム循環機の発生熱を測定することによって求められる。各機器の除熱量等は、温度、流量、圧力の検出器からの信号をプラント計算機に入力し、計算機で演算することによって算出している。以下に各測定項目の計装系統及び算出式について示す。

### 2.1 加圧水冷却設備による除熱

加圧水冷却設備の系統図及び計測器の位置を Fig.2.1.1 に示す。また、PPWC 及び SPWC の構造図を Fig.2.1.2 及び 2.1.3 に示す。PPWC は、たて置逆 U 字管型であり、胴部は二重胴構造になっている。胴下部の二重ノズルの内側から流入した 1 次冷却材であるヘリウムは、管外をバッフル板により流れを反転して上昇しながら管内の加圧水により冷却されて、胴上部の 1 次冷却材出口ノズルより 1 次ヘリウム循環機に導かれる。1 次ヘリウム循環機で昇圧された 1 次冷却材は、1 次冷却材入口ノズルにより内胴と外胴との間の環状部に流入して胴部を冷却しながら下降し、二重ノズルの環状部を経て原子炉圧力容器に還流する。加圧水は下鏡の加圧水入口ノズルより流入し、伝熱管内を流れて加熱され、加圧水出口ノズルより出る。PPWC は、単独運転時には約 30MW の除熱を行い、並列運転時には約 20MW の除熱を行う。SPWC は、PPWC と同様にたて置逆 U 字管型であり、胴部は二重胴構造になっている。管外の冷却材である 2 次ヘリウムは SPWC の胴上部から流入し、バッフル板の間を下降しながら加圧水により冷却され、胴下部の出口ノズル、2 次ヘリウム循環機、内胴と外胴の環状部、胴上部の二重ノズルを経て中間熱交換器（以下、IHX と呼ぶ。）に還流する。加圧水の流れは PPWC と同様である。SPWC は並列運転時のみ使用し、約 10MW の除熱を行う。

加圧水冷却設備による除熱量については、PPWC 及び SPWC の 2 次側流体である加圧水の出入口温度と流量を測定することによって求める。除熱量の算出式を以下に示す。

$$W = \left[ \frac{1}{3} \sum_i^3 F_{PPWCi} \times C_{pPPWC} \times \frac{1}{3} \sum_i^3 (T_{PPWCOUTi} - T_{PPWCINi}) + \frac{1}{3} \sum_i^3 F_{SPWCi} \times C_{pSPWC} \times \frac{1}{3} \sum_i^3 (T_{SPWCOUTi} - T_{SPWCINi}) \right] \times \frac{1}{3600}$$

ここで、

$W$  : 加圧水冷却設備による除熱量 (MW)

$F$  : 加圧水流量 (t/hr)

$C_p$  : 比熱 (kJ/kg°C)

$T$  : 加圧水温度 (°C)

(添字 *OUT* は出口温度を、*IN* は入口温度を示す。)

(添字 *PPWC* は 1 次加圧水冷却器を、*SPWC* は 2 次加圧水冷却器を示す。)

(添字 *i* は多重化構成のチャンネルを示す。)

PPWC 加圧水入口温度の計装系統図を Fig.2.1.4 に示す。PPWC 加圧水入口温度については、

測温抵抗体の3チャンネルで計測し計測範囲 50~170°Cである。PPWC 加圧水入口温度は安全系の信号として使用しているため、安全系の計装盤を経てプラント計算機に入力される。PPWC 加圧水出口温度及び SPWC 加圧水出入口温度の計装系統図を Fig.2.1.5 に示す。PPWC 加圧水出口温度及び SPWC 加圧水出入口温度については、それぞれ測温抵抗体の3チャンネルで計測され、計測信号は直接プラント計算機に入力される。計測範囲は PPWC の入口加圧水温度が 50~170°C、PPWC と SPWC の出口加圧水温度が 90~210°Cである。加圧水流量の計装系統図を Fig.2.1.6 に示す。PPWC 及び SPWC の加圧水流量については、差圧伝送器の3チャンネルで計測し、計測範囲は PPWC が 0~800t/hr、SPWC が 0~250t/hr である。PPWC 及び SPWC の加圧水流量は安全系の信号として使用しているため、安全系の計装盤を経てプラント計算機に入力される。

## 2.2 炉容器冷却設備による除熱

炉容器冷却設備の系統図及び計測器の位置を Fig.2.2.1 に示す。炉容器冷却設備は、工学的安全施設として強制循環による炉心の冷却が期待できない時に、崩壊熱及び残留熱を除去するために設けられたものである。水冷管パネル、循環ポンプ等から構成され、水冷管パネルは原子炉圧力容器を取り囲む1次遮へい体の表面に配置され、ふく射及び自然対流により、原子炉圧力容器表面から間接的に炉心を冷却する。原子炉の通常運転時には、1次遮へい体のコンクリートを冷却するために稼動している。

炉容器冷却設備による除熱量については、2系統ある水冷管パネルの冷却水の出入口温度と流量を測定することによって求める。除熱量の算出式を以下に示す。

$$V = [F_{VCSA} \times C_{pVCSA} \times (T_{VCSAOUT} - T_{VCSAIN}) + F_{VCSB} \times C_{pVCSB} \times (T_{VCSBOUT} - T_{VCSBIN})] \times \frac{1}{3600}$$

ここで、

$V$ : 炉容器冷却設備による除熱量 (MW)

$F$ : 炉容器冷却水流量 (t/hr)

$C_p$ : 比熱 (kJ/kg°C)

$T$ : 炉容器冷却水温度 (°C)

(添字  $OUT$  は出口温度を、 $IN$  は入口温度を示す。)

(添字  $VCSA$  は A 系統を、 $VCSB$  は B 系統を示す。)

炉容器冷却水パネル入口温度の計装系統図を Fig.2.2.2 に示す。炉容器冷却水パネル入口温度については、測温抵抗体の1チャンネルで計測し計測範囲は 0~100°Cである。検出器からの信号が直接プラント計算機に入力される。炉容器冷却水冷却器入口温度の計装系統図を Fig.2.2.3 に示す。炉容器冷却水冷却器入口温度については、測温抵抗体の1チャンネルで計測し計測範囲は 0~100°Cである。検出器からの信号が計装盤を経てプラント計算機に入力される。炉容器冷却水流量の計装系統図を Fig.2.2.4 に示す。炉容器冷却水流量については、差圧伝送器の1チャンネルで計測し計測範囲は 0~120t/hr である。炉容器冷却水流量は安全系の信号として使用しているため、安全系の計装盤を経てプラント計算機に入力される。

### 2.3 補助冷却設備による除熱

補助冷却設備の系統図及び計測器の位置を Fig.2.3.1 に示す。補助冷却設備は工学的安全施設であり、原子炉スクラム時の崩壊熱除去を行う。AHX の構造図を Fig.2.3.2 に示す。AHX はたて置逆 U 字管型であり、胴部は二重胴構造になっている。原子炉压力容器から導かれた 1 次冷却材のヘリウムは、胴下部の二重ノズルの内側から流入し、管外をバッフル板により流れを反転して上昇しながら管内の加圧水により冷却されて、胴上部の 1 次冷却材出口ノズルより補助ヘリウム循環機に導かれる。循環機で昇圧された 1 次冷却材は、1 次冷却材入口ノズルから内胴と外胴との間の環状部に流入して下降し、二重ノズルの環状部を経て原子炉压力容器に還流する。補助冷却水は下鏡の補助冷却水入口ノズルより流入し、伝熱管内を流れて加熱され、補助冷却水出口ノズルより出る。原子炉の通常運転時には、補助冷却設備は待機状態であり AHX ヘリウム戻し弁が閉止されているので、1 次冷却材は 1 次ヘリウム純化設備に導かれる。このとき AHX の管外は約 200kg/hr のヘリウムが、管内は約 20t/hr の補助冷却水が流れている。1 次ヘリウム純化設備で不純物を除去された 1 次冷却材の一部（約 90kg/hr）は、戻り加熱器で加熱され純化系戻りノズルから内胴と外胴との間の環状部に流入して下降し、二重ノズルの環状部を経て原子炉压力容器に還流する。また、残りの 1 次冷却材（約 110kg/hr）は、原子炉压力容器上鏡部にあるスタンドパイプ内の制御棒駆動装置を冷却するページガスとして原子炉压力容器に還流する。

補助冷却設備による除熱量については、AHX の 1 次側流体である補助ヘリウムの出入口温度と流量を測定することによって求める。ヘリウムの温度については、補助冷却設備二重配管で AHX 出入口ヘリウム温度を、スタンドパイプの入口でページガス温度を測定する。流量については、AHX 戻りヘリウム流量とページガス流量を測定する。除熱量の算出式を以下に示す。

$$A = (F_1 \times C_p \times (T_{AHXIN} - T_{AHXOUT}) + F_2 \times C_p \times (T_{AHXIN} - T_{PURGE})) \times \frac{1}{3600} \times \frac{1}{1000}$$

ここで、

$A$  : 補助冷却設備による除熱量 (MW)

$F$  : ヘリウム流量 (kg/hr)

(添字 1 は AHX 戻りヘリウムを、2 はページガスを示す。)

$C_p$  : 比熱 (kJ/kg°C)

$T_{AHXIN}$  : AHX 入口ヘリウム温度 (°C)

$T_{AHXOUT}$  : AHX 出口ヘリウム温度 (°C)

$T_{PURGE}$  : ページガス温度 (°C)

AHX 出入口ヘリウム温度の計装系統図を Fig.2.3.3 に示す。AHX 出入口ヘリウム温度については、K 型熱電対の 1 チャンネルで計測する。計測範囲は AHX 出口が 0~600°C、AHX 入口が 0~1100°C である。AHX 出入口ヘリウム温度は安全系の信号として使用しているため、安全系の計装盤を経てプラント計算機に入力される。ページガス温度の計装系統図を Fig.2.3.4 に示す。ページガス温度については、測温抵抗体の 1 チャンネルで計測する。計測範囲は 0~60°C である。検出器からの信号はプラント制御装置盤内で A/D 変換され、デジタ

ル信号として GPIB を介してプラント計算機に入力される。AHX 戻りヘリウム流量とパージガス流量の計装系統図を Fig.2.3.5 に示す。AHX 戻りヘリウム流量とパージガス流量については、差圧伝送器の 1 チャンネルで計測し計測範囲は 0~200kg/hr である。各チャンネルの差圧信号については、安全系の計装盤を経てプラント制御装置盤内で A/D 変換され、同様に A/D 変換された温度と圧力の信号により温圧補正を行う。その後デジタル信号として GPIB を介してプラント計算機に入力される。

## 2.4 配管等からの放熱

配管、熱交換器等の保温材表面からの放熱量を個々に測定することは困難であるため、格納容器再循環冷却装置の交換熱量から求める。すなわち、循環機、ポンプ等が運転状態で原子炉の起動前の格納容器再循環冷却装置交換熱量を初期値として、原子炉が起動し系統の温度が上昇した時の交換熱量との差（交換熱量の増加分）を配管等からの放熱量とする。格納容器再循環冷却装置の系統図及び計測器の位置を Fig.2.4.1 に示す。格納容器再循環冷却装置は、通常運転時において原子炉格納容器内の空気を循環冷却することによって雰囲気温度を適切に維持する装置であり、冷却コイルを内蔵した空調器、送風機等から構成する。冷却コイルに使用する冷水は、空調用冷水装置 I から供給する。

配管等からの放熱量については、冷却コイルに使用する冷水の原子炉格納容器の出入口温度及び流量を測定することによって求める。除熱量の算出式を以下に示す。

$$C = F_C \times \rho \times C_p \times (T_{COUT} - T_{CIN}) \times \frac{1}{60} \times \frac{1}{1000} - C_0$$

ここで、

$C$  : 配管等からの放熱量 (MW)

$F_C$  : 冷水流量 (m<sup>3</sup>/min)

$\rho$  : 冷水密度 (kg/m<sup>3</sup>)

$C_p$  : 冷水比熱 (kJ/kg°C)

$T_{COUT}$  : 原子炉格納容器出口冷水温度 (°C)

$T_{CIN}$  : 原子炉格納容器入口冷水温度 (°C)

$C_0$  : 原子炉を運転していない時の再循環冷却装置交換熱量 (MW)

空調用冷水温度の計装系統図を Fig.2.4.2 に示す。空調用冷水温度については、原子炉格納容器の出入口温度とも測温抵抗体の 1 チャンネルで計測し計測範囲は 0~50°C である。検出器からの信号は直接プラント計算機に入力される。空調用冷水流量の計装系統図を Fig.2.4.3 に示す。空調用冷水流量については、電磁流量計の 1 チャンネルで計測し計測範囲は 0~1m<sup>3</sup>/min である。検出器からの信号は直接プラント計算機に入力される。原子炉が起動していない時の再循環冷却装置の交換熱量  $C_0$  は、確認試験(3)の運転データに基づいて 90kW とする。設定の根拠については第 5 章に示す。

## 2.5 ヘリウム循環機の発生熱

ヘリウム循環機（以下、G/C と呼ぶ。）の構造図及び G/C 周りの計測器位置を Fig.2.5.1 に

示す。G/C はたて型遠心式動圧ガス軸受型循環機であり、主冷却設備には IHX 用に 1 台、PPWC 用に 3 台、SPWC 用に 1 台設置されている。これら 5 台の循環機は、全て同一構造であり、インペラ、上部・下部ケーシング、熱遮へい板、電動機、冷却ファン、冷却水ジャケット。フィルタ等から構成されている。並列運転時には 5 台全ての循環機を運転し、単独運転時には PPWC 用の循環機 3 台を運転する。

G/C の発生熱量については、G/C 出入口のヘリウム温度及びヘリウム流量を測定することによって求める。除熱量の算出式を以下に示す。

$$G = \sum_i^{3,5} \left[ F \times C_p \times (T_{OUT} - T_{IN}) \times \frac{1}{3600} \right]$$

ここで、

$G$  : G/C の発生熱量 (MW)

$F$  : ヘリウム流量 (t/hr)

$C_p$  : ヘリウム比熱 (kJ/kg°C)

$T$  : ヘリウム温度 (°C)

(添字  $OUT$  は出口温度を、 $IN$  は入口温度を示す。)

(添字  $i$  は循環機を示す。)

PPWC 及び IHX 用の G/C 入口ヘリウム温度の計装系統図を Fig.2.5.2 に示す。1 次 G/C の入口温度については、K 型熱電対の 1 チャンネルで計測し計測範囲は 0~500°C である。検出器からの信号は直接プラント計算機に入力される。SPWC 用 G/C 入口ヘリウム温度の計装系統図を Fig.2.5.3 に示す。K 型熱電対の 1 チャンネルで計測し計測範囲は 0~500°C である。検出器からの信号はプラント制御装置盤内で A/D 変換され、デジタル信号として GPIB を介してプラント計算機に入力される。IHX 及び PPWC 用 G/C 出口ヘリウム温度の計装系統図を Fig.2.5.4 に示す。IHX 及び PPWC 用 G/C 出口ヘリウム温度については、測温抵抗体の 1 チャンネルで計測し計測範囲は 0~500°C である。検出器からの信号は安全系の信号として使用されているため、安全系の計装盤を経てプラント計算機に入力される。なお、PPWC の G/C については B 号機の出口温度信号のみがプラント計算機に入力される。SPWC 用 G/C 出口ヘリウム温度の計装系統図を Fig.2.5.5 に示す。SPWC 用 G/C 出口温度については、測温抵抗体の 3 チャンネルで計測し計測範囲は 0~500°C である。検出器からの信号は安全系の計装盤を経てプラント制御装置盤内で A/D 変換され、シグナルセクタにより 3 チャンネルの中間値となり、デジタル信号として GPIB を介してプラント計算機に入力される。ヘリウム流量の計装系統図を Fig.2.5.6 に示す。ヘリウム流量については、差圧伝送器の 3 チャンネルで計測し計測範囲は 0~17t/hr である。各チャンネルの差圧信号については、安全系の計装盤を経てプラント制御装置盤内で A/D 変換され、同様に A/D 変換された温度と圧力の信号により温圧補正を行う。その後シグナルセクタにより 3 チャンネルの中間値となり、デジタル信号として GPIB を介してプラント計算機に入力される。

### 3. 出力上昇における試験計画

#### 3.1 試験目的

HTTR 出力上昇試験の全体計画を Fig.3.1 に示す。熱出力校正試験では、中性子検出器の応答確認試験で校正された中性子計装を、熱交換器の状態値等から求められる熱出力により再校正する。

#### 3.2 試験内容

原子炉の熱出力を、加圧水冷却設備による除熱、炉容器冷却設備による除熱、補助冷却設備の加圧水側の除熱及び各機器からの放熱から、ヘリウム循環機等による発生熱（入熱）を差し引くことによって求める。すなわち、下式により原子炉の熱出力を求め、中性子計装の校正を行う。

$$P_t = W + V + A + C - G$$

P<sub>t</sub>: 原子炉熱出力

W: 加圧水冷却設備による除熱

V: 炉容器冷却設備による除熱

A: 補助冷却設備による除熱

C: 機器からの放熱

G: 循環機等からの入熱

校正は低出力から実施し、原子炉出力を上昇させる過程で順次実施する。

#### 3.3 試験条件

試験条件を以下に示す。

運転モード	原子炉出力
単独	10%
単独	30%
単独	50%
単独	75%
単独	100%
並列	30%
並列	50%
並列	75%
並列	100%

#### 3.4 計測項目

- ・ 中性子束（広領域、出力領域）
- ・ 制御棒位置
- ・ PPWC 加圧水出口温度
- ・ PPWC 加圧水入口温度
- ・ PPWC 加圧水流量
- ・ SPWC 加圧水出口温度

- ・ SPWC 加圧水入口温度
- ・ SPWC 加圧水流量
- ・ 炉容器冷却水パネル出口温度
- ・ 炉容器冷却水パネル入口温度
- ・ 炉容器冷却水パネル流量
- ・ 補助冷却器 (AHX) 出口補助冷却水温度
- ・ AHX 入口補助冷却水温度
- ・ 補助冷却水流量
- ・ 空調用冷水装置 I C/V 冷水出口温度
- ・ 空調用冷水装置 I C/V 冷水入口温度
- ・ 空調用冷水装置 I C/V 冷水出口流量
- ・ ヘリウムガス循環機直流電圧
- ・ ヘリウムガス循環機直流電流

### 3.5 計測方法

プラント計算機に入力された計測項目から原子炉熱出力が演算され出力される。なお、PPWC と SPWC の加圧水温度が計測範囲の下限值を下回る場合は、ワイドレンジの温度計を使用してプラント計算機による演算とは別に原子炉熱出力を算出する。

### 3.6 評価方法

原子炉熱出力の評価値と中性子計装の指示値を比較し、両者の差を確認する。なお、原子炉出力 100%における熱出力の測定誤差は、単独運転時約 1.6%、並列運転時約 1.4%である。誤差の評価方法については第 4 章に示す。

### 3.7 試験手順

- (1) 運転手引きにしたがって原子炉を所定の出力に到達させ、原子炉出口冷却材温度の変化率で  $1^{\circ}\text{C/hr}$  以内を目安としてプラント全体が熱平衡状態になった時、計測項目から熱出力を算出する。
- (2) 中性子計装の指示値と熱出力に差がある場合には、ゲイン調整によりその指示値を熱出力に合わせる。この場合、原子炉出力制御系のモードが手動であることを確認するとともに、当該チャンネルはパーシャルトリップ状態にする。
- (3) 熱出力校正後、手動による制御棒操作により熱交換器性能確認試験等の試験出力へ出力調整を行う。

### 3.8 判定基準

中性子計装の指示値を原子炉熱出力に校正できること。

#### 4. 原子炉熱出力測定の評価

HTTR の原子炉熱出力は、1 章の(1)式により評価されるので、熱出力の測定誤差は下式により求められる。

$$E_{Pt} = \sqrt{\left(\frac{W}{Pt} E_W\right)^2 + \left(\frac{V}{Pt} E_V\right)^2 + \left(\frac{A}{Pt} E_A\right)^2 + \left(\frac{C}{Pt} E_C\right)^2 + \left(\frac{G}{Pt} E_G\right)^2}$$

上式各項の除熱量 ( $W$ 、 $V$ 、 $A$ 、 $C$ 、 $G$ 、以下代表して  $Q$  とする。) は、熱交換器等の流量 ( $F$ )、冷却材の比熱 ( $C_p$ )、冷却材温度 ( $T$ ) から

$$Q = F \times C_p \times (T_{OUT} - T_{IN})$$

により求められるので、除熱量の誤差 ( $E_Q$ ) を下式により評価する。

$$E_Q = \sqrt{E_F^2 + E_T^2}$$

ここで、 $E_F$  は冷却材流量の測定誤差、 $E_T$  は温度の測定誤差である。なお、測定誤差を評価するにあたっては、計測器単体の誤差、プラント計算機に入力されるまでの信号変換器等の誤差及び計測範囲を考慮する。

冷却材流量の測定誤差 ( $E_F$ ) は、オリフィス係数の誤差 ( $E_K$ ) と測定差圧の誤差 ( $E_p$ ) から

$$E_F = \sqrt{E_K^2 + \frac{1}{4} E_p^2}$$

により求められる。

温度の測定誤差 ( $E_T$ ) は、熱交換器の出入口温度 ( $T_{OUT}$ 、 $T_{IN}$ ) 及びその測定誤差 ( $E_{T_{OUT}}$ 、 $E_{T_{IN}}$ ) から

$$E_T = \sqrt{\left(\frac{T_{OUT}}{T_{OUT} - T_{IN}}\right)^2 E_{T_{OUT}}^2 + \left(\frac{T_{IN}}{T_{OUT} - T_{IN}}\right)^2 E_{T_{IN}}^2}$$

により求められる。

多重性 ( $n$  チャンネル) を持つ計測系統の誤差 ( $E$ ) については、1 チャンネルの誤差を  $E'$  として下式により求められる。

$$E = \sqrt{\frac{E'^2}{n}}$$

上記の評価法により HTTR の定格・単独運転モード、及び定格・並列運転モードについて求めた原子炉熱出力の測定誤差を Table 4.1 に示す。なお、これまでに示した熱出力測定誤差の評価法については、日本機械学会発行の「計測の不確かさ」<sup>(3)</sup>を参考とした。誤差評価に使用した計測器及び信号変換器の誤差については、計装系統の性能検査における測定結果を反映させた。

誤差評価の結果、原子炉出力 100%における原子炉熱出力の測定誤差は、単独運転時に約 1.6%及び並列運転時に約 1.4%である。原子炉出力が小さくなると、熱交換器出入口の冷却材温度差が小さくなるので、熱出力測定誤差も大きくなり、原子炉出力 30%においては、単独運転時に約 4.4%及び並列運転時に約 3.7%である。



## 5. 確認試験(3)における予備測定結果及び評価

平成 11 年 5 月から 7 月かけて実施した確認試験(3)の熱収支を評価した。確認試験(3)では、ヘリウム循環機の入熱により 1 次冷却材の温度を 213℃まで上昇させた。この場合の熱収支は下式で現される。

$$\begin{aligned} \text{(熱収支)} = & \text{(ヘリウム循環機の発生熱)} - \text{(炉容器冷却設備による除熱)} \\ & - \text{(補助冷却設備による除熱)} - \text{(配管等からの放熱)} \end{aligned}$$

確認試験(3)の上記に示す各測定データを分析、検討することによって、出力上昇試験における熱出力測定を評価するにあたっての基礎データとすることできる。以下に試験中の測定データ及び評価について示す。

確認試験(3)時の 1 次冷却材温度の変化を Fig.5.1 に、ヘリウム循環機の発生熱量と熱収支について評価した結果を Fig.5.2 に示す。熱収支については、昇温を開始した 6 月 1 日以降徐々に系統への入熱量が下がっていく傾向が見られる。6 月 3 日の夜に不連続点が見られるのは、ヘリウム循環機の回転数を  $10600\text{m}^{-1}$  から  $9600\text{m}^{-1}$  に変更したためである。また、昇温開始以前には 1 次冷却材流量制御性試験として過渡応答試験を実施していたので、熱収支の評価対象外とした。6 月 9 日以降原子炉入口温度は約 213℃に達して平衡値となっているが、熱収支が完全にバランスしているとは言えず、20kW 程度系統への入熱過多となっている。原子炉入口温度がほぼ平衡に達していること、熱収支の評価式中の配管等からの放熱が多少ではあるが上昇傾向にあること (Fig.5.5 参照) から、全体の熱収支を完全にバランスさせるためには温度一定運転を継続させる必要があると考えられる。これは配管等からの放熱を再循環冷却装置の交換熱量から求めるので、原子炉格納容器内コンクリートの熱容量の影響を受け熱平衡状態に達するまでには時間を要しているものと考えられる。

Fig.5.3 に炉容器冷却設備による除熱量の変化を示す。炉容器冷却設備の除熱量は、原子炉入口温度が 213℃となった時点で約 300kW となっている。原子炉の入口温度と出口温度の差は原子炉圧力容器表面からの放熱によるものと考えられるので、温度と流量の測定値から除熱量を評価した。原子炉圧力容器表面からの放熱は、原子炉入口温度 213℃の時約 370kW となっていることから、約 70kW の熱が炉容器冷却設備以外の 1 次遮へい体コンクリート等に逃げていると考えられる。

Fig.5.4 に補助冷却設備による除熱量の変化を示す。補助冷却設備の除熱量は、原子炉入口温度が 213℃となった時点で約 33kW となっている。

Fig.5.5 に配管等からの放熱量の変化を示す。配管等からの放熱量は、原子炉入口温度が 213℃となった時点で約 70kW となっている。配管等からの放熱量を評価するにあたっては、原子炉が起動していない時の再循環冷却装置交換熱量 (2.4 項に示す  $C_0$ ) を 90kW とした。これは、平成 11 年 2 月から 3 月にかけて実施された定期自主点検、及び確認試験(3)が開始される 5 月中旬までの期間における交換熱量から、再循環冷却装置を連続運転している期間の平均値である。Fig.5.6 に示すように、再循環冷却装置は平成 11 年 1 月の臨界試験終了後に起動され、その交換熱量は起動後は 140kW 程度の値を示していたが徐々に減少している。2 月初めから 3 月末までは、再循環冷却装置の連続運転により交換熱量が安定していることからこ

の間の平均値として 90kW を求めた。

炉容器冷却設備による除熱量及び配管等からの放熱量について、確認試験(3)期間中の 1 次冷却材温度はほぼ平衡と考えられる時期の測定結果から、原子炉入口温度との相関関係を評価した。炉容器冷却設備による除熱量については、温度が高くなるにつれて原子炉压力容器表面からのふく射伝熱が支配的になることから、多項式近似により原子炉入口温度との相関を求めた<sup>(4)</sup>。また、配管等からの放熱量については、線型近似により原子炉入口温度との相関を求めた。原子炉出力 30MW の定格運転時には原子炉入口温度が約 400℃となるが、このとき炉容器冷却設備による除熱量及び配管等からの放熱量はそれぞれ約 900kW<sup>(4)</sup>及び約 160kW (Fig.5.7 参照)になると予測される。

原子炉入口温度が 213℃で平衡値に達したと考えられる 6 月 9 日から 6 月 13 日の測定データにより、熱収支、ヘリウム循環機の発生熱、炉容器冷却設備による除熱、補助冷却設備による除熱、配管等からの放熱の平均値とばらつき量を求めた。結果を Table5.1 に示す。ヘリウム循環機の発生熱については、平均値約 435kW に対し最大±7%程度のばらつきが見られる。循環機発生熱に温度依存性はないことから、定格運転状態において循環機の発生熱はほぼ同程度と考えられ、最大 30kW 程度ばらつくと考えられる。炉容器冷却設備による除熱については、平均値約 310kW に対し最大±6%程度のばらつきが見られる。定格運転時の予測値 900kW から、その時のばらつきは最大 54kW 程度と考えられる。補助冷却設備による除熱については、平均値約 32.9kW に対し最大±4%程度のばらつきが見られる。設計データに基づいた定格運転時の予測値 180kW から、その時のばらつきは最大 7kW 程度と考えられる。配管等からの放熱の平均値については、平均値約 72kW に対し最大±30%程度のばらつきが見られる。定格運転時の予測値 160kW から、その時のばらつきは最大 48kW 程度と考えられる。原子炉熱出力に対しては、各除熱量のばらつきについて二乗平均した 0.3%がこれら測定値全体のばらつきとして現れると考えられる。第 4 章の誤差評価で示したように、原子炉出力 100% 運転時の熱出力測定誤差は、単独運転時に約 1.6%及び並列運転時に約 1.4%であることから、0.3%の測定値のばらつきによる誤差を考慮して 2.0%以内に収められる。

## 6. おわりに

HTTR の出力上昇試験において実施する熱出力校正試験についての試験計画を立案した。また、確認試験(3)の測定結果を評価することで、配管等からの放熱について定格運転時の予測値 180kW を求めた。さらに、計測システムの誤差及び測定値のばらつきによる誤差を評価し、原子炉熱出力測定への影響が定格出力 30MW に対して 2.0%以内に収められることを示した。これらの試験計画及び予備検討結果を踏まえて、平成 12 年 3 月から試験を行う予定である。

本試験計画については、出力上昇試験の最初の試験出力 9MW での試験結果を検討し、必要であれば高出力での試験計画に反映させる予定である。

## 謝辞

制御特性試験の試験計画を立案するにあたり、大洗研究所田中利幸所長、高温工学試験研究炉開発部馬場治部長、大久保実次長、藤川正剛次長、川崎幸三原子炉主任技術者、安藤弘栄氏、HTTR 試験室及び HTTR 技術開発室の方々には多大な助言をいただきました。ここに深く感謝の意を表します。

軽水炉等の試験実績を踏まえて本試験計画について助言していただいた三菱重工(株)の関係者に感謝いたします。

HTTR 出力上昇試験専門部会において、本試験計画に貴重なご意見、ご指摘をしていただいた専門委員の方々に感謝いたします。

## 参考文献

- (1) 日本原子力研究所：日本原子力研究所大洗研究所設置変更許可申請書 [HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置] ,(平成 2 年 10 月一部補正)(1990).
- (2) 丸山創 他：JAERI-M 88-250, “高温工学試験研究炉炉心燃料最高温度計算用工学的安全係数の評価”(1988).
- (3) 日本機械学会：「計測の不確かさ」(1987).
- (4) 橋幸男 他：私信

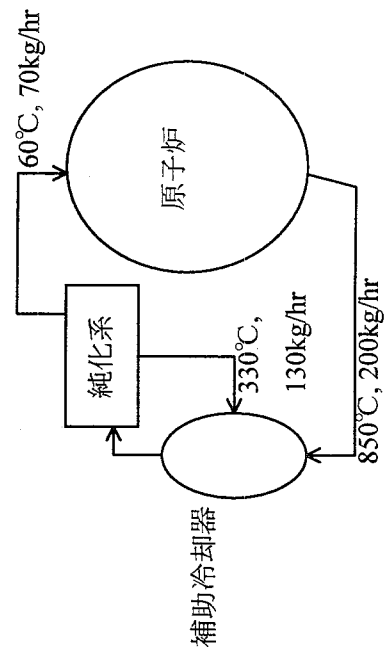
Table 4.1 原子炉熱出力測定 of 誤差評価結果

定格・単独運転モード									
原子炉出力	W <sub>PPWC</sub> の誤差	W <sub>SPWC</sub> の誤差	V の誤差	A の誤差	C の誤差	G の誤差	Pt の誤差		
30%	3.7%	—	108.0%	4.7%	27.9%	25.1%	4.4%		
50%	2.1%	—	64.9%	3.4%	27.9%	25.9%	2.6%		
75%	1.5%	—	43.4%	2.9%	27.9%	27.2%	1.9%		
100%	1.2%	—	32.6%	2.7%	27.9%	28.8%	1.6%		
定格・並列運転モード									
30%	3.7%	3.7%	108.0%	4.7%	27.9%	27.4%	3.7%		
50%	2.2%	2.1%	64.9%	3.4%	27.9%	28.2%	2.2%		
75%	1.6%	1.6%	43.4%	2.9%	27.9%	29.4%	1.7%		
100%	1.3%	1.3%	32.6%	2.7%	27.9%	30.9%	1.4%		

Table 5.1 確認試験(3)における熱収支評価における各測定量の平均値と測定値のばらつき

	平均値	最大値	最小値	定格運転時の 予測値	定格運転時に予測 されるばらつき	原子炉出力 30MW に対する割合
熱収支	18.8kW	48.8kW	-31.5kW	—	—	—
ヘリウム循環機の発生熱	434.5kW	460.1kW (+5.9%)	406.6kW (-6.4%)	430kW	30kW (±7%)	0.10%
炉器冷却設備による除熱	310.0kW	328.8kW (+6.1%)	292.9kW (-5.5%)	900kW	54kW (±6%)	0.18%
補助冷却設備による除熱	32.9kW	33.6kW (+2.1%)	31.7kW (-3.8%)	180kW	7kW (±4%)	0.02%
配管等からの放熱	71.8kW	88.7kW (+23.5%)	50.1kW (-30.2%)	160kW	48kW (±30%)	0.16%
					二乗平均	0.26%

定格運転時の補助冷却設備による除熱量の予測値は、下記の設計データより求めた。



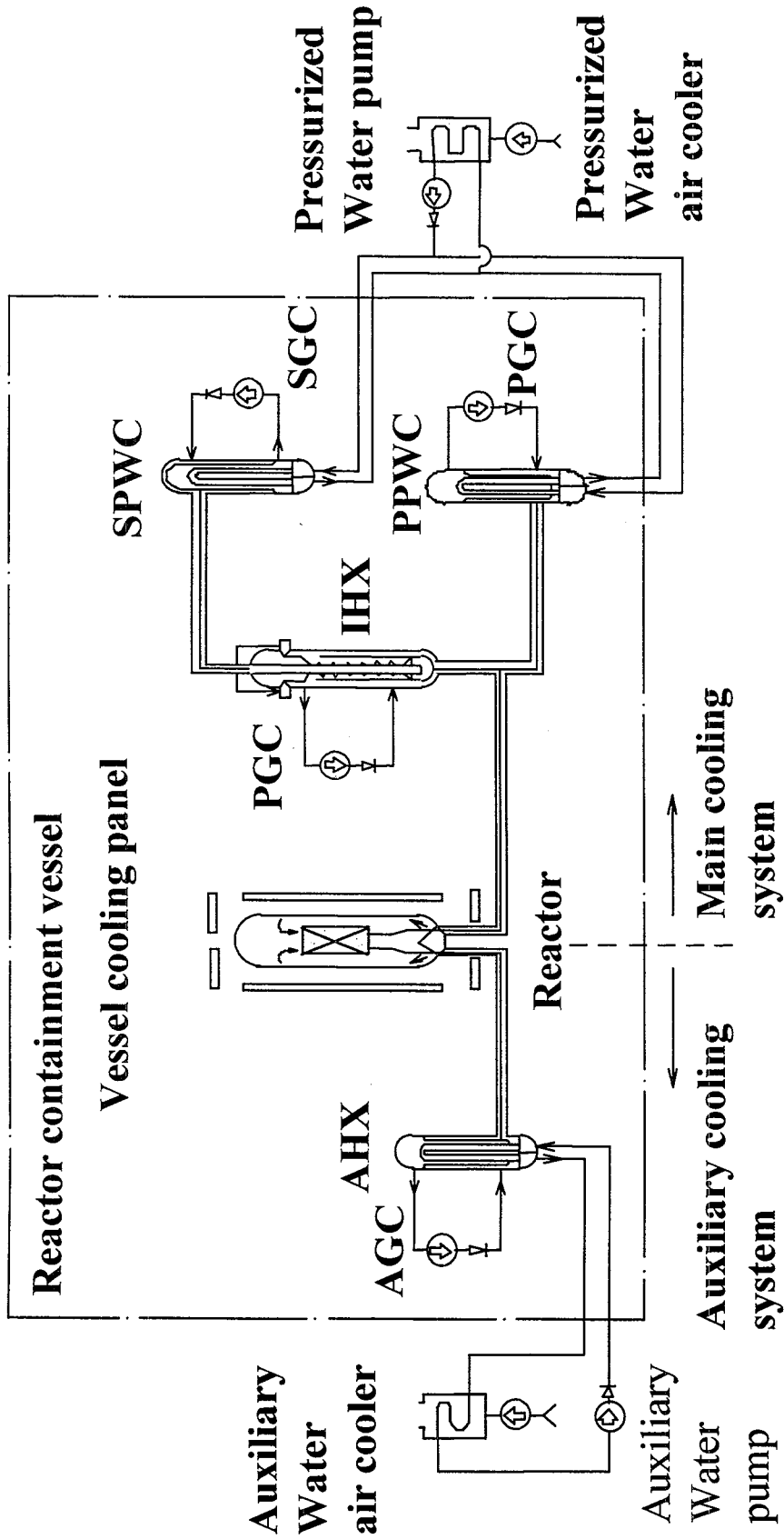


Fig.1 HTTRの原子炉及び冷却系統の構成

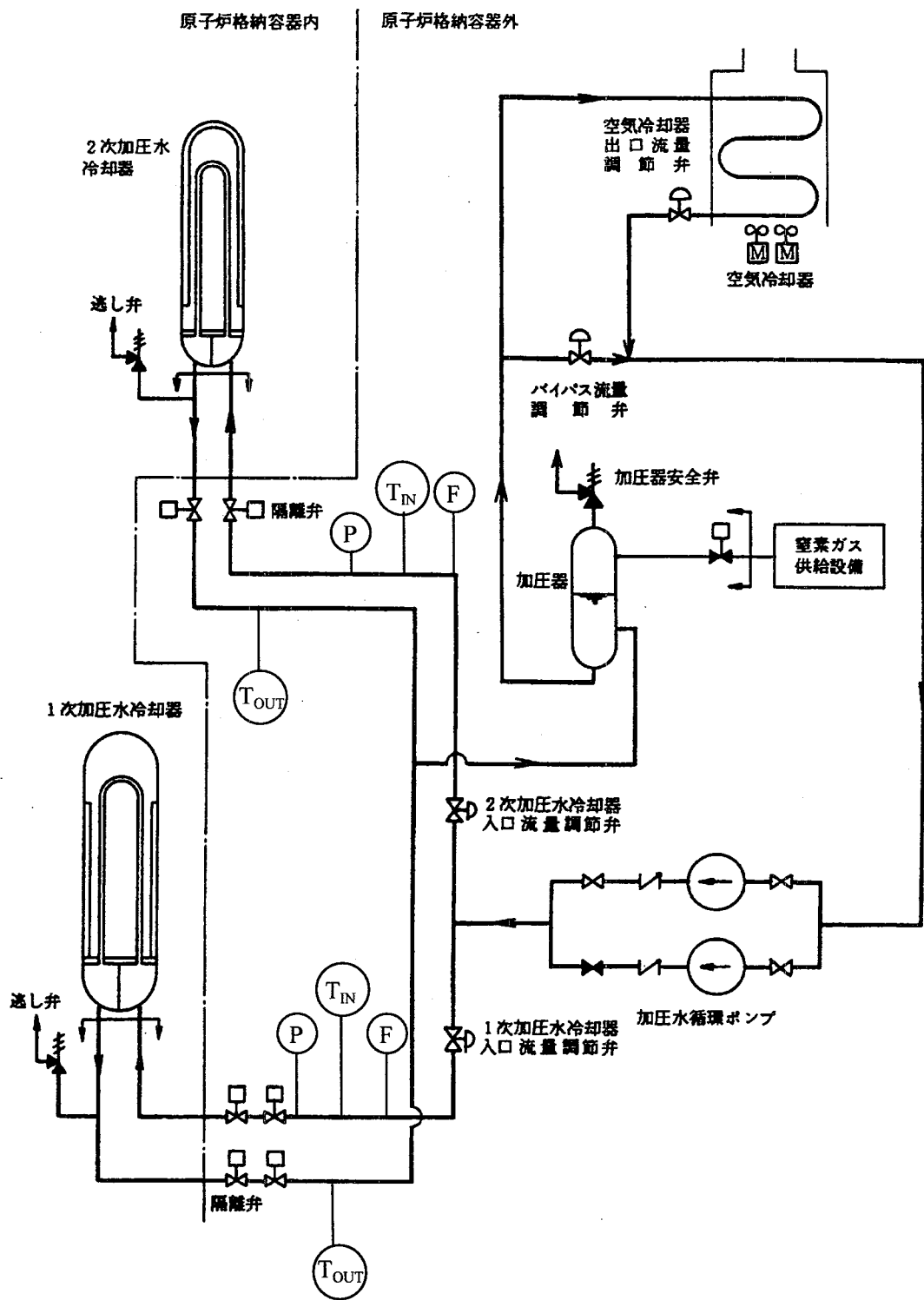


Fig.2.1.1 加圧水冷却設備の系統図

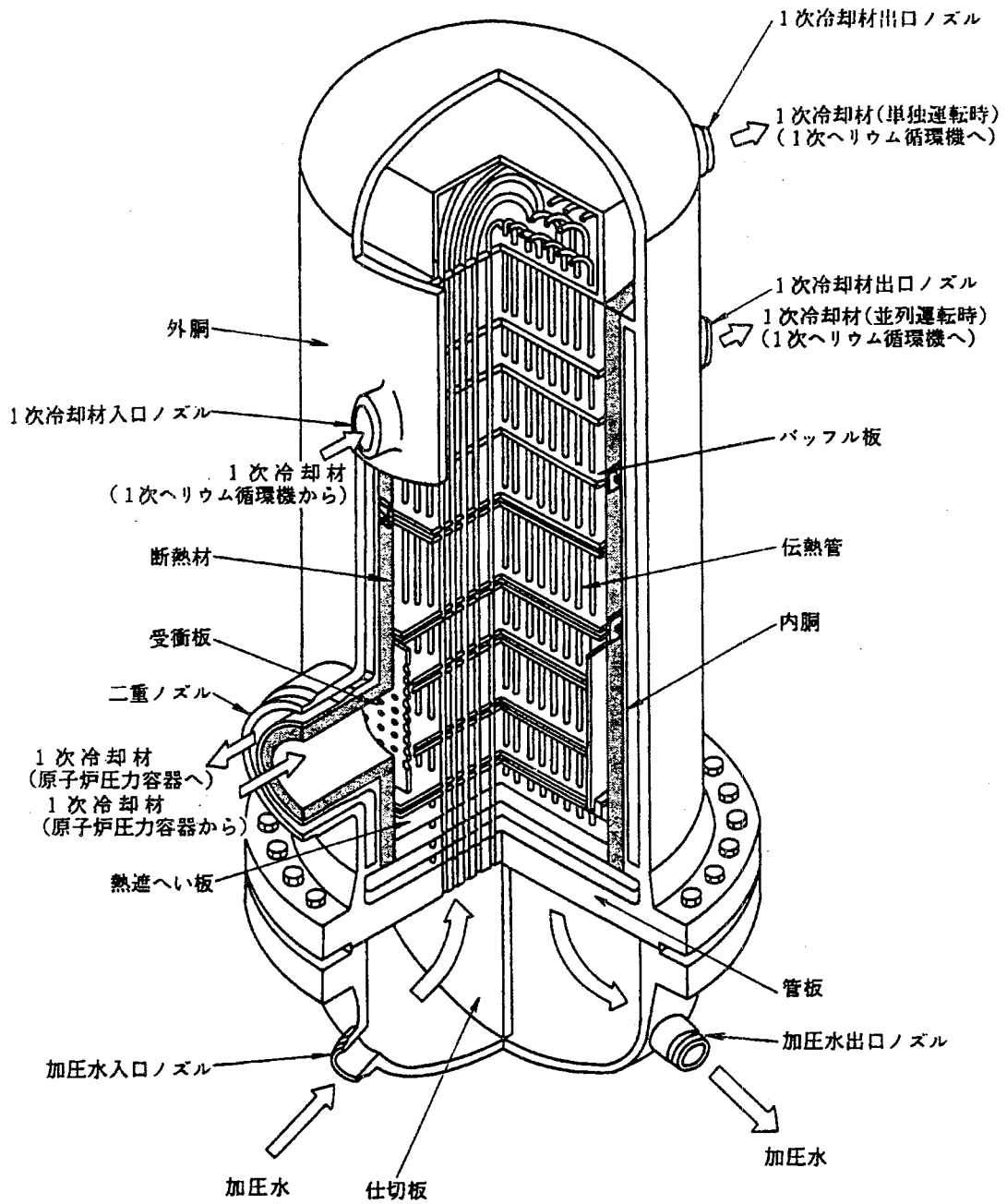


Fig.2.1.2 1次加圧水冷却器の構造図



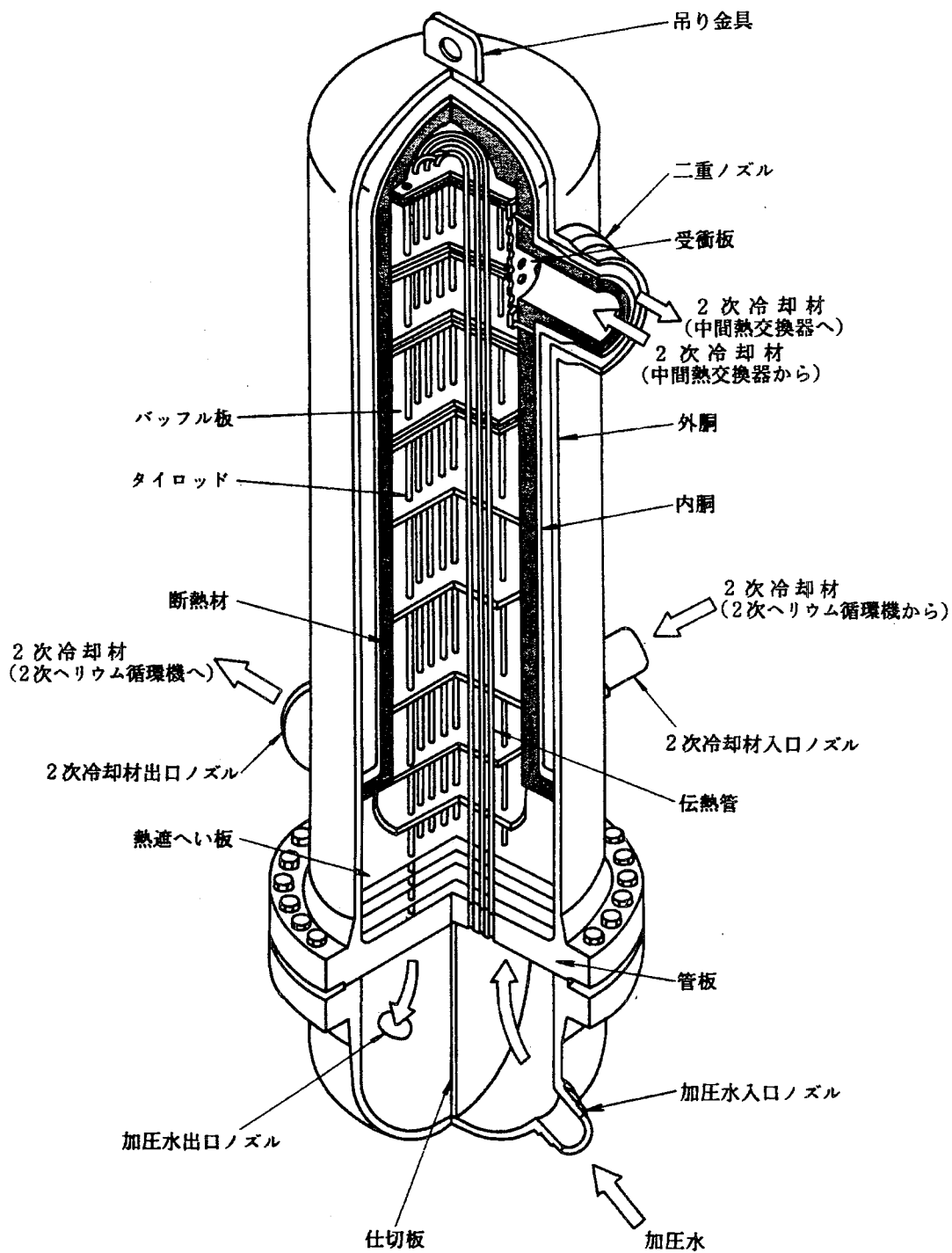


Fig.2.1.3 2次加圧水冷却器の構造図

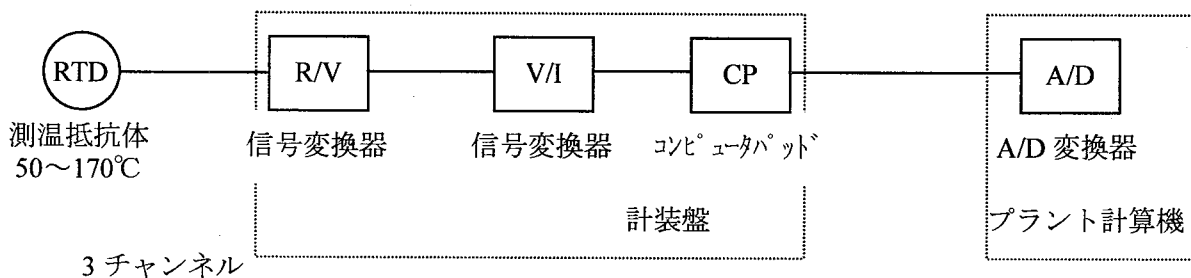


Fig.2.1.4 PPWC 加圧水入口温度の計装系統

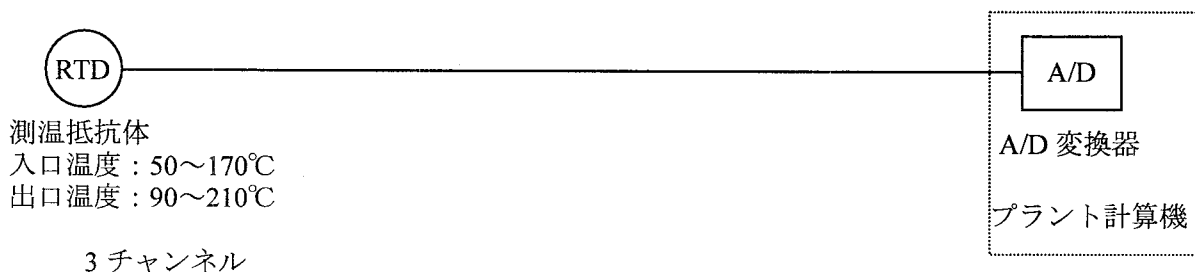


Fig.2.1.5 PPWC 加圧水出口温度及び SPWC 加圧水温度の計装系統

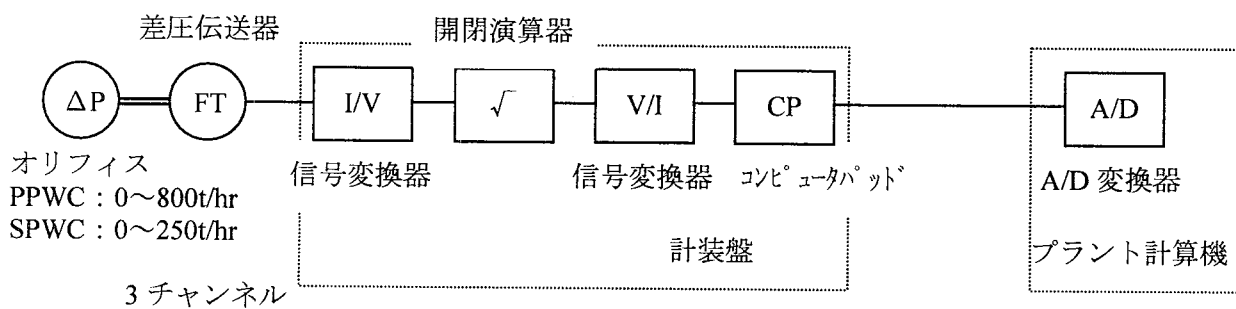


Fig.2.1.6 加圧水流量の計装系統

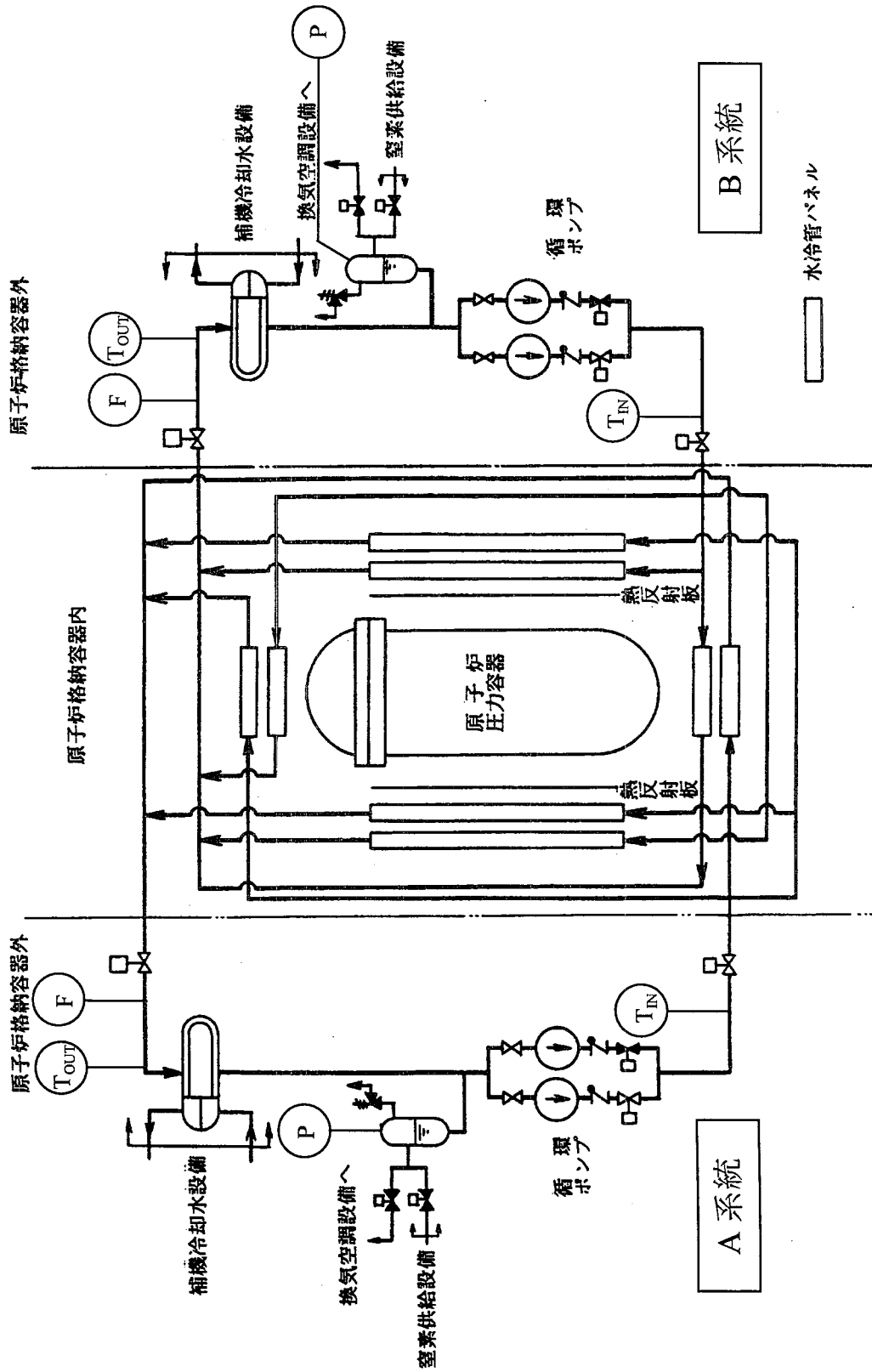


Fig.2.2.1 炉容器冷却設備の系統図

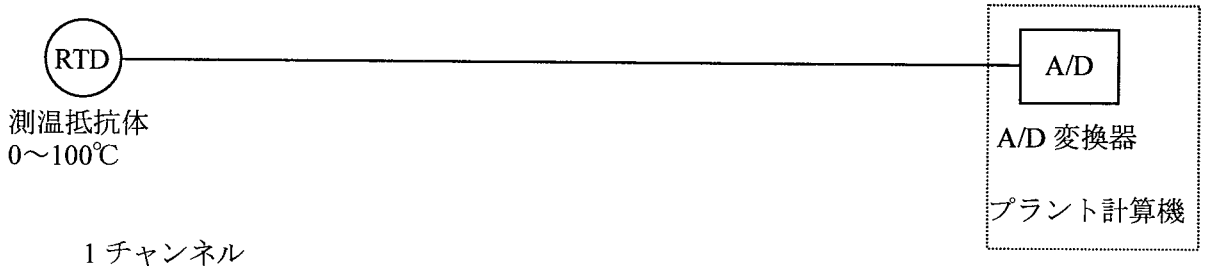


Fig.2.2.2 炉容器冷却水パネル入口温度の計装系統

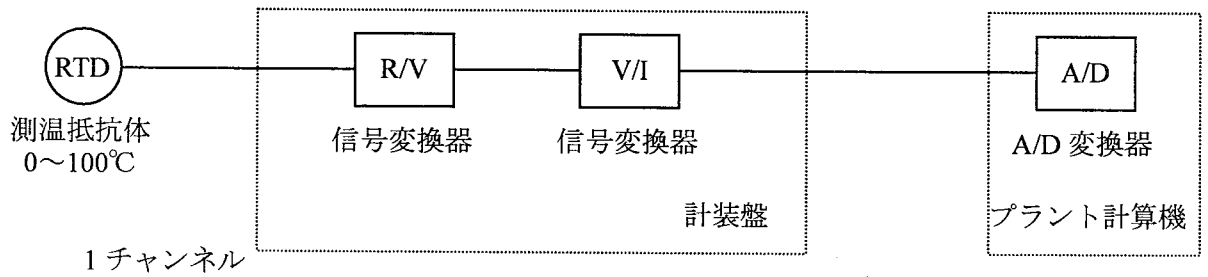


Fig.2.2.3 炉容器冷却水冷却器入口温度の計装系統

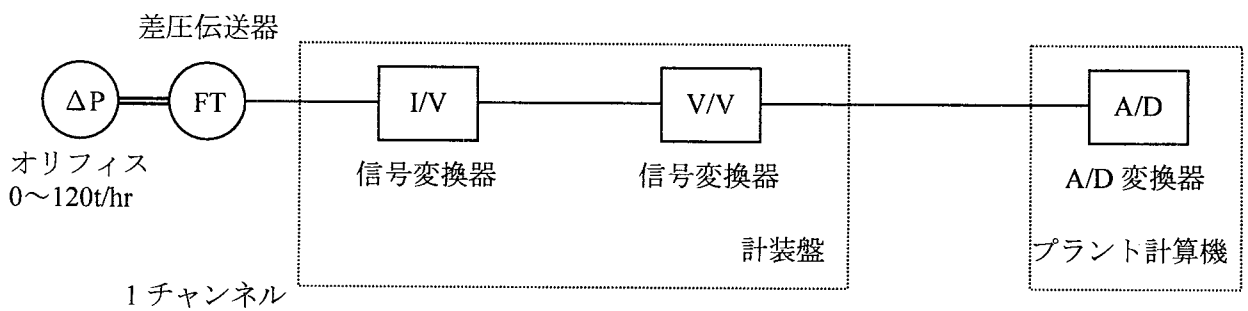


Fig.2.2.4 炉容器冷却水流量の計装系統

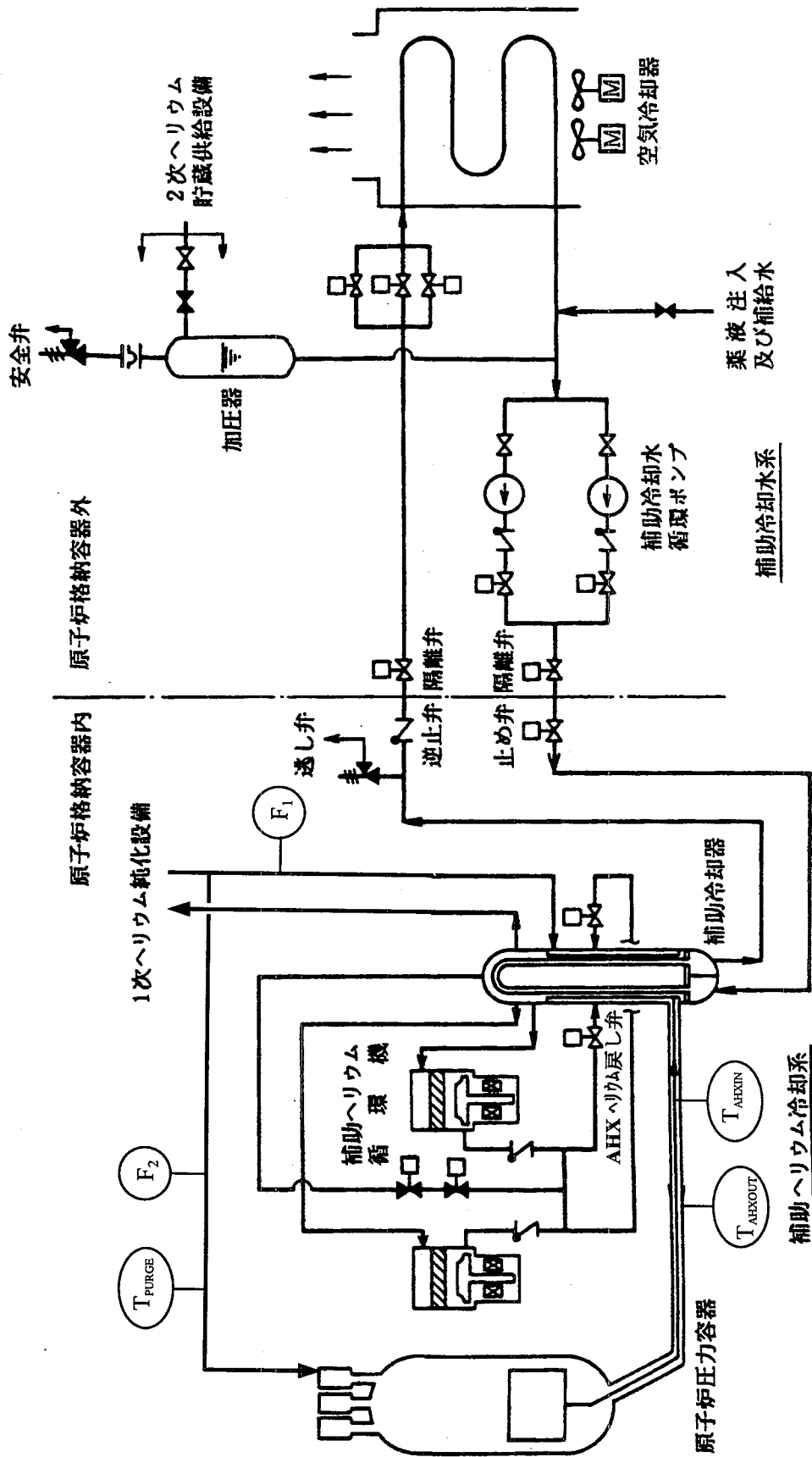


Fig.2.3.1 補助冷却設備の系統図

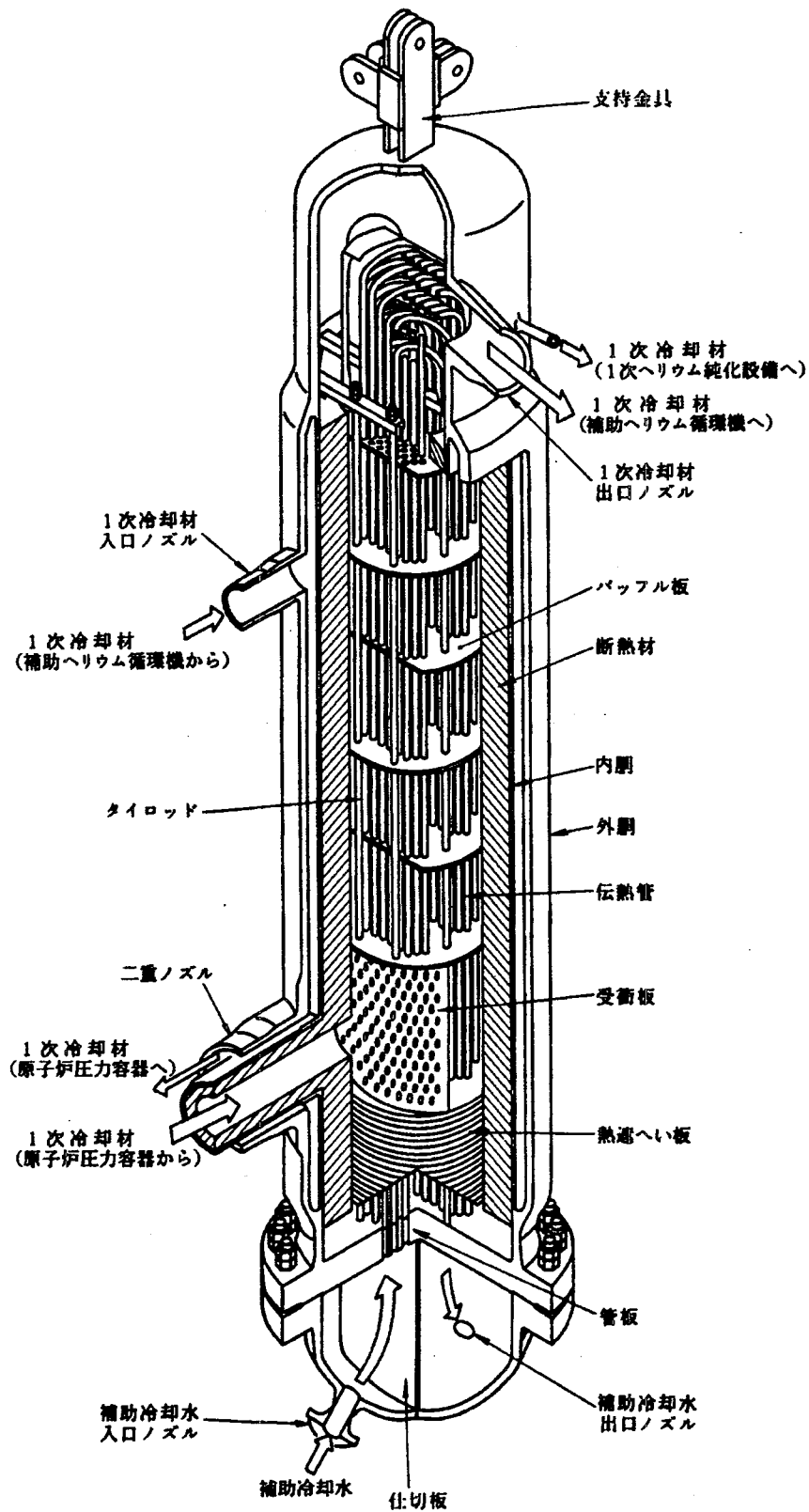


Fig.2.3.2 補助冷却器の構造図

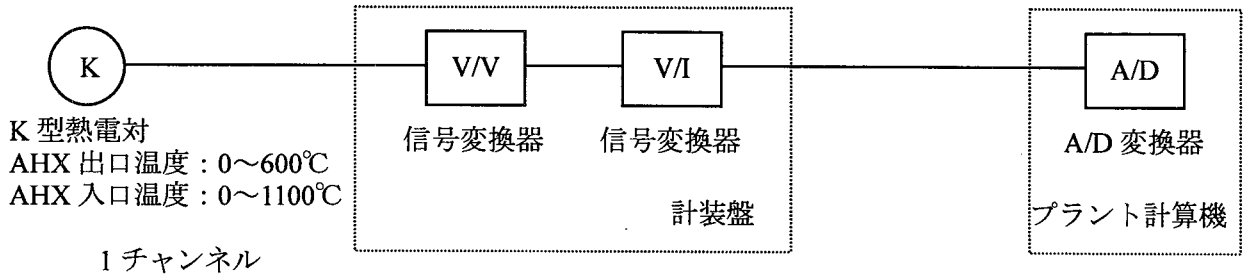


Fig.2.3.3 AHX 出入口ヘリウム温度の計装系統

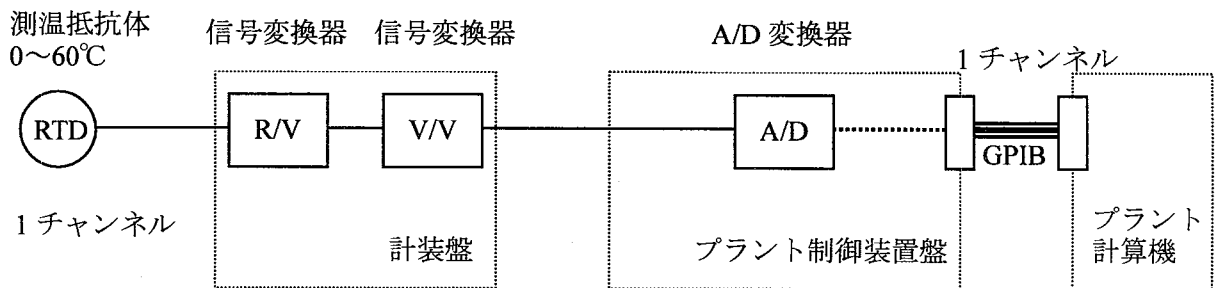


Fig.2.3.4 パージガス温度の計装系統

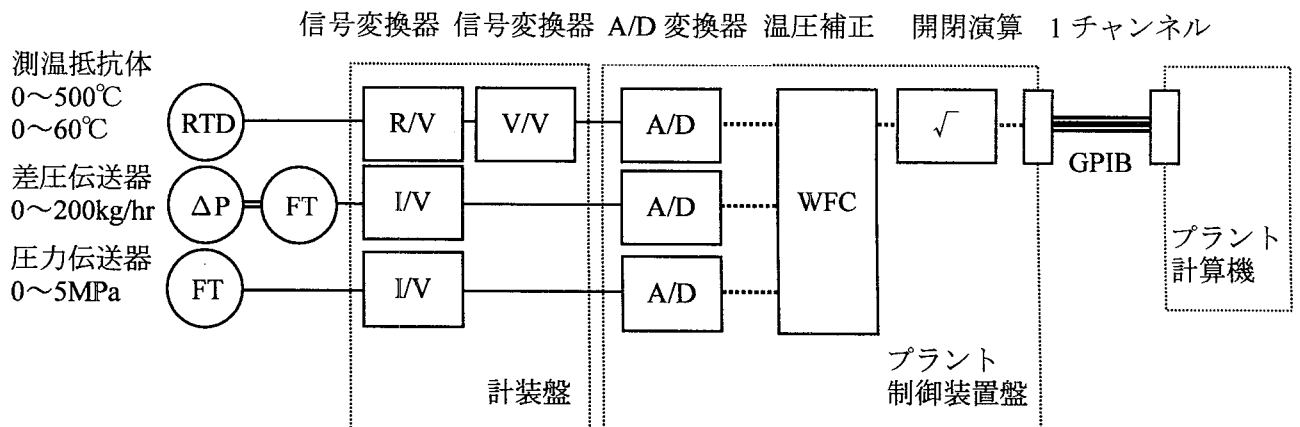


Fig.2.3.5 AHX 戻りヘリウム流量とパージガス流量の計装系統

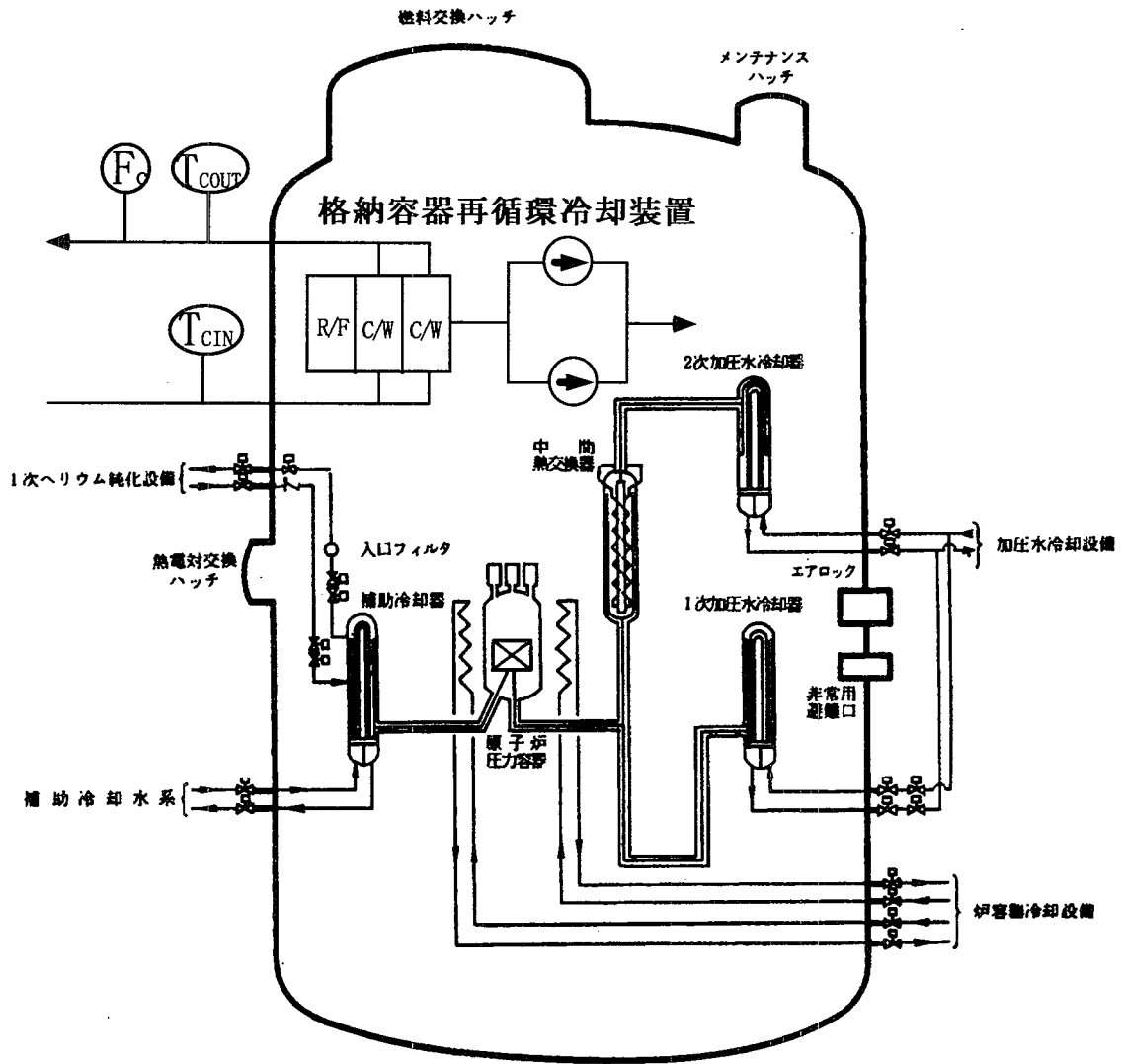


Fig.2.4.1 格納容器再循環冷却装置の系統図



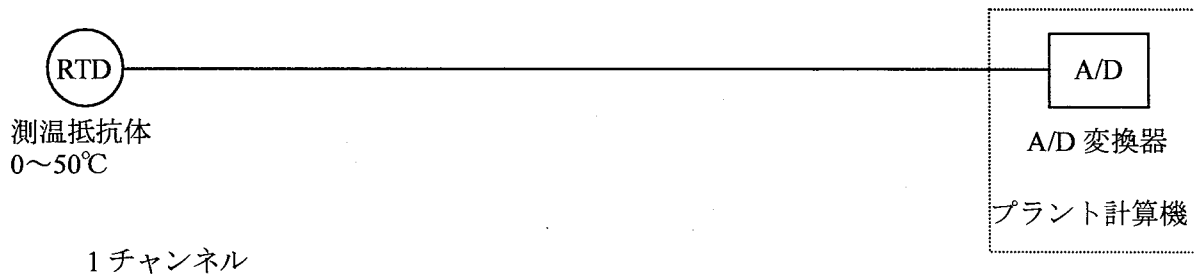


Fig.2.4.2 空調用冷水温度の計装系統

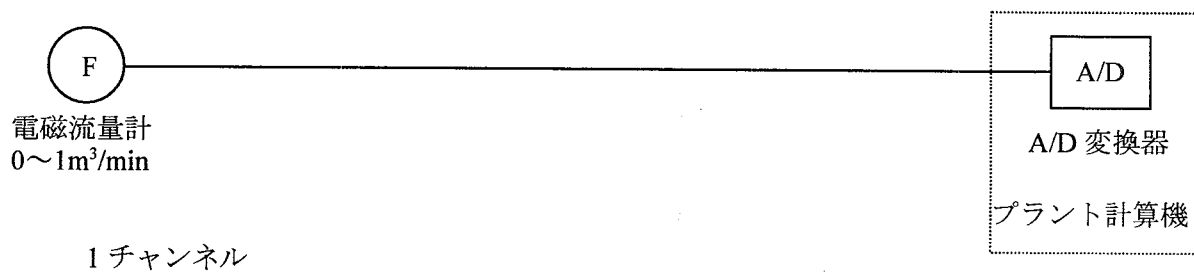


Fig.2.4.3 空調用冷水流量の計装系統

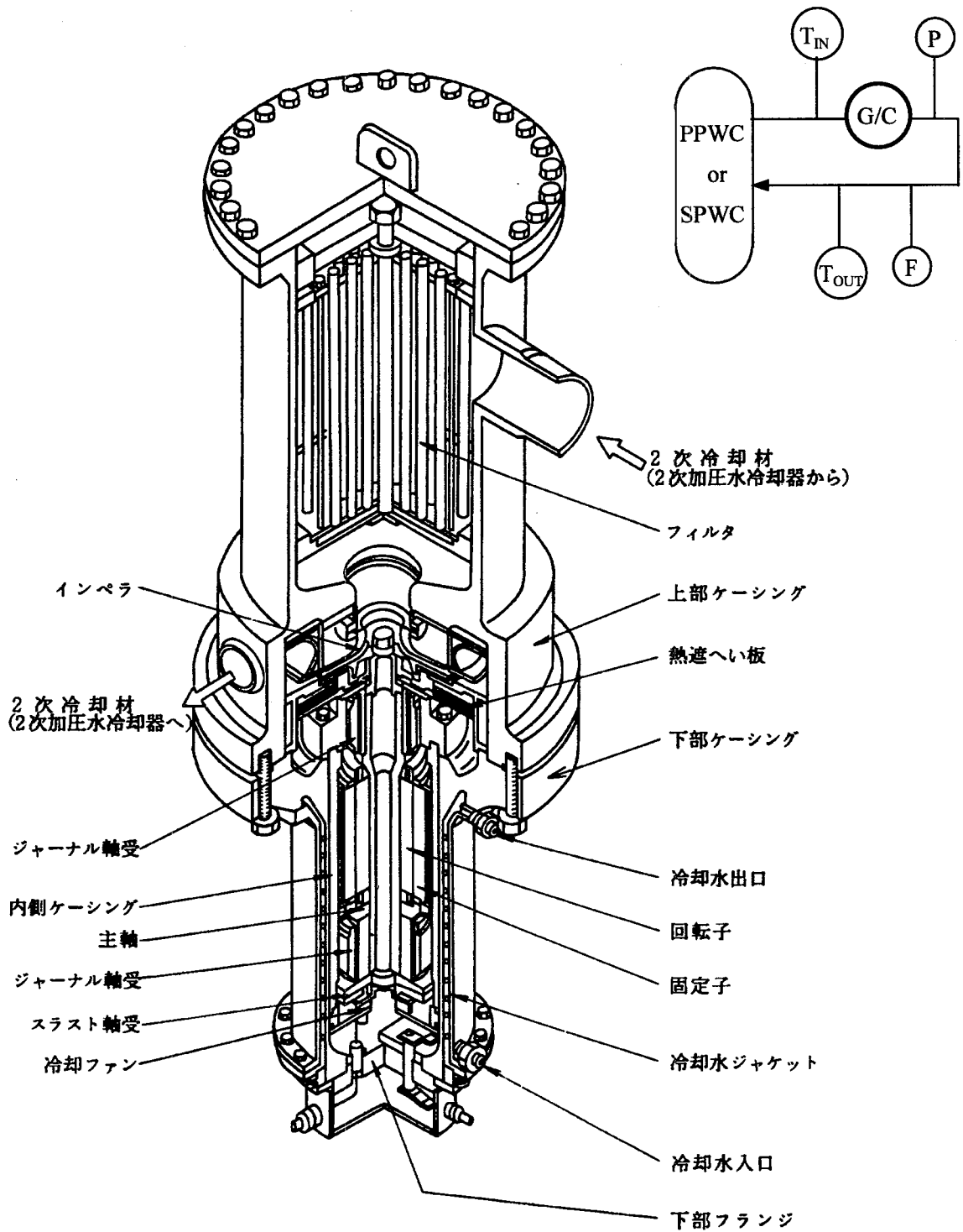


Fig.2.5.1 ヘリウム循環機の構造図

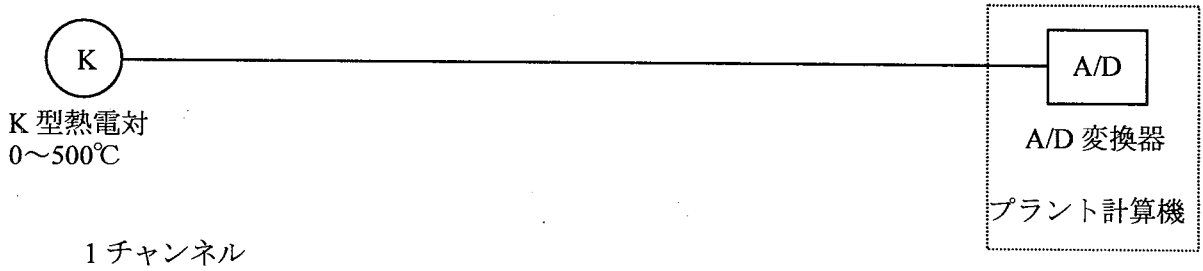


Fig.2.5.2 PPWC 及び IHX 用の G/C 入口ヘリウム温度の計装系統

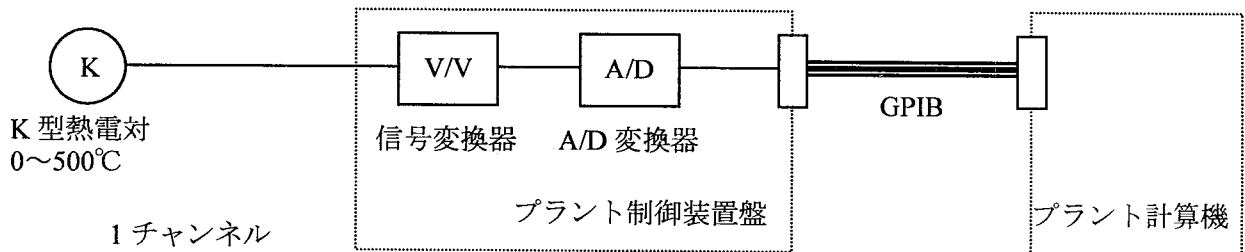


Fig.2.5.3 SPWC 用 G/C 入口ヘリウム温度の計装系統

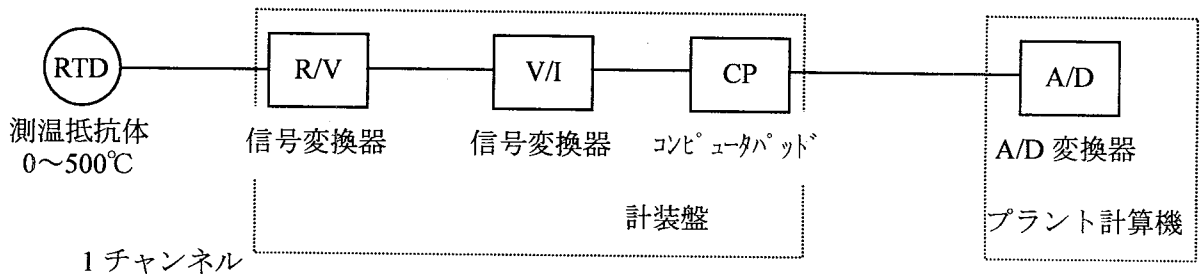


Fig.2.5.4 IHX 及び PPWC 用 G/C 出口ヘリウム温度の計装系統

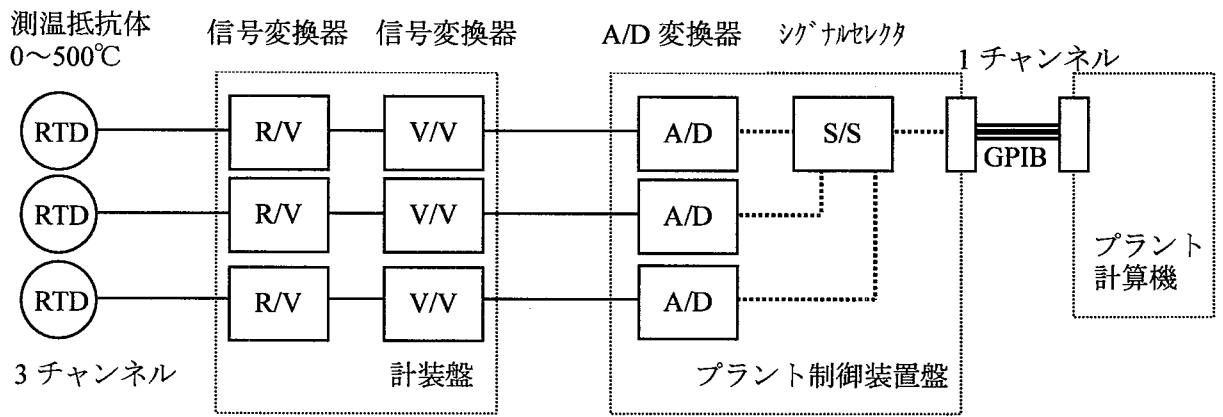


Fig.2.5.5 SPWC用G/C出口ヘリウム温度の計装系統

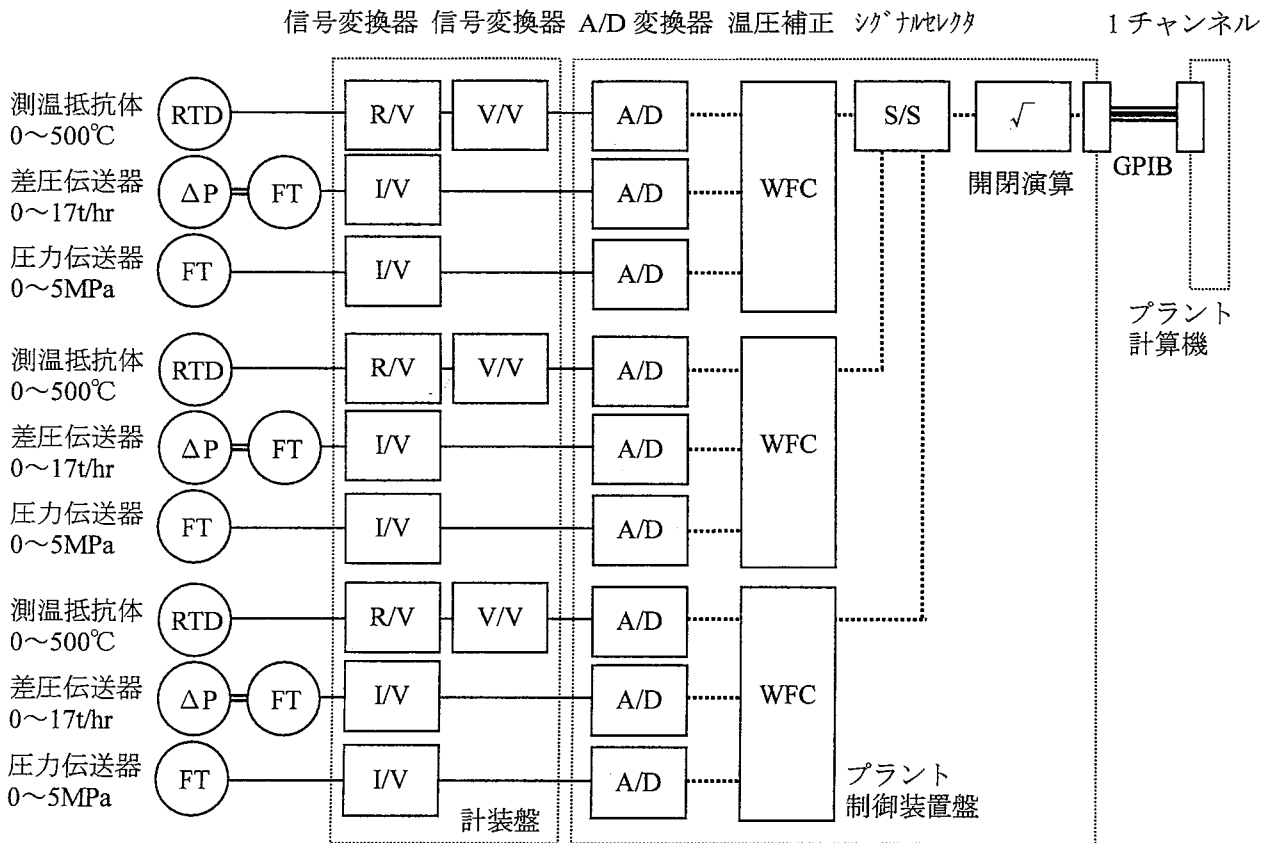
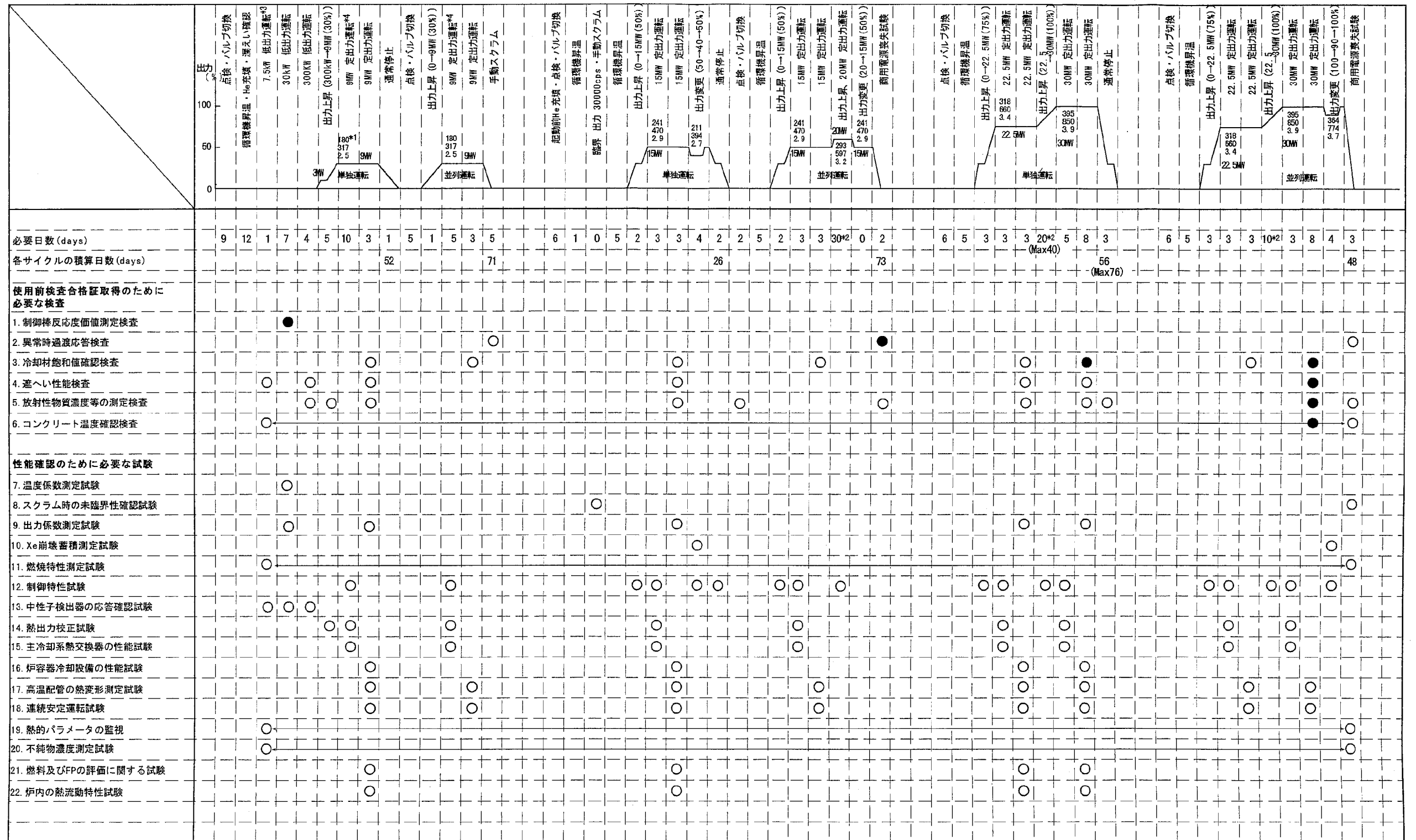


Fig.2.5.6 ヘリウム流量の計装系統



- (備考) (1) ● : 使用前検査  
 (2) \*1 : 上段 : 原子炉入口冷却材温度 (°C)、中段 : 原子炉出口冷却材温度 (°C)、下段 : 1次冷却材圧力 (MPa[gauge])  
 (3) \*2 : 1次ヘリウム純化設備による不純物除去運転を含む  
 (4) \*3 : 7.5kWで試験データを取得した後14kWまで出力を上昇させ、中性子検出器の応答確認試験のデータを取得する。  
 (5) \*4 : 制御特性試験において原子炉出力は過渡的に最大12MWまで上昇する。

Fig.3.1 Schedule of HTTR rise-to-power test

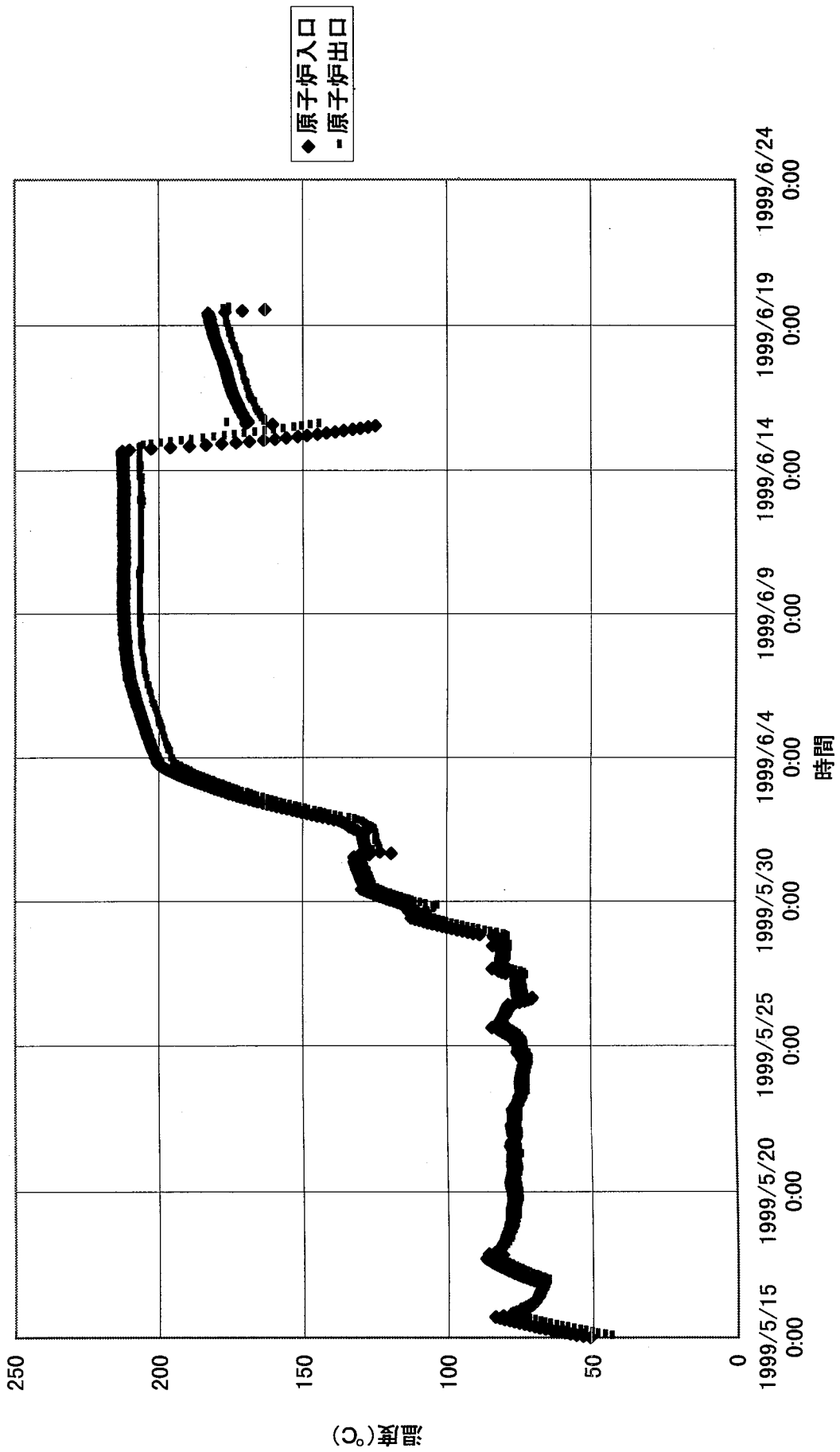


Fig.5.1 冷却材温度の変化

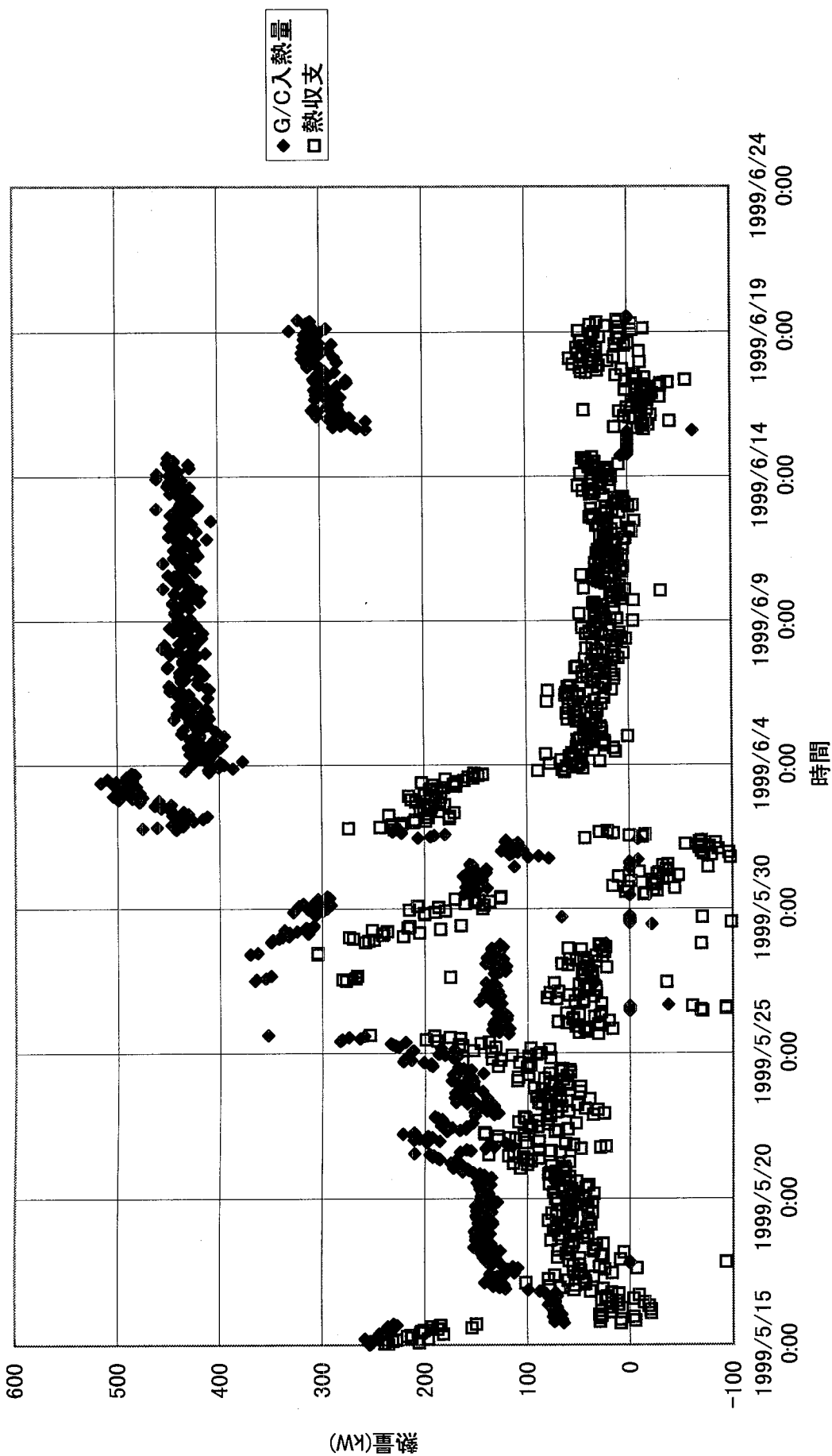


Fig.5.2 熱収支(再循環冷却装置除熱量の初期値を90kWとした場合)の変化

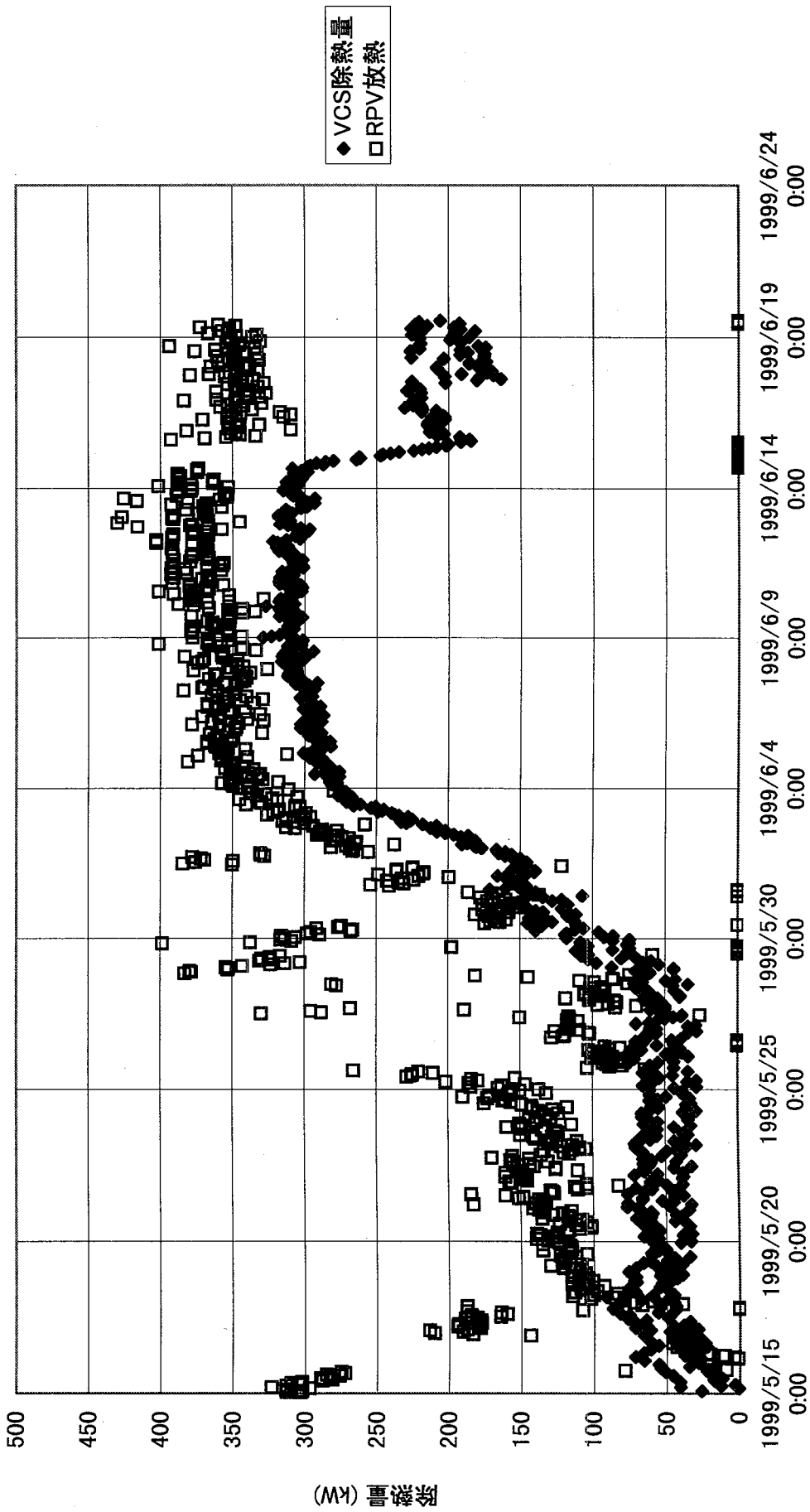


Fig.5.3 炉容器冷却設備の除熱量の変化



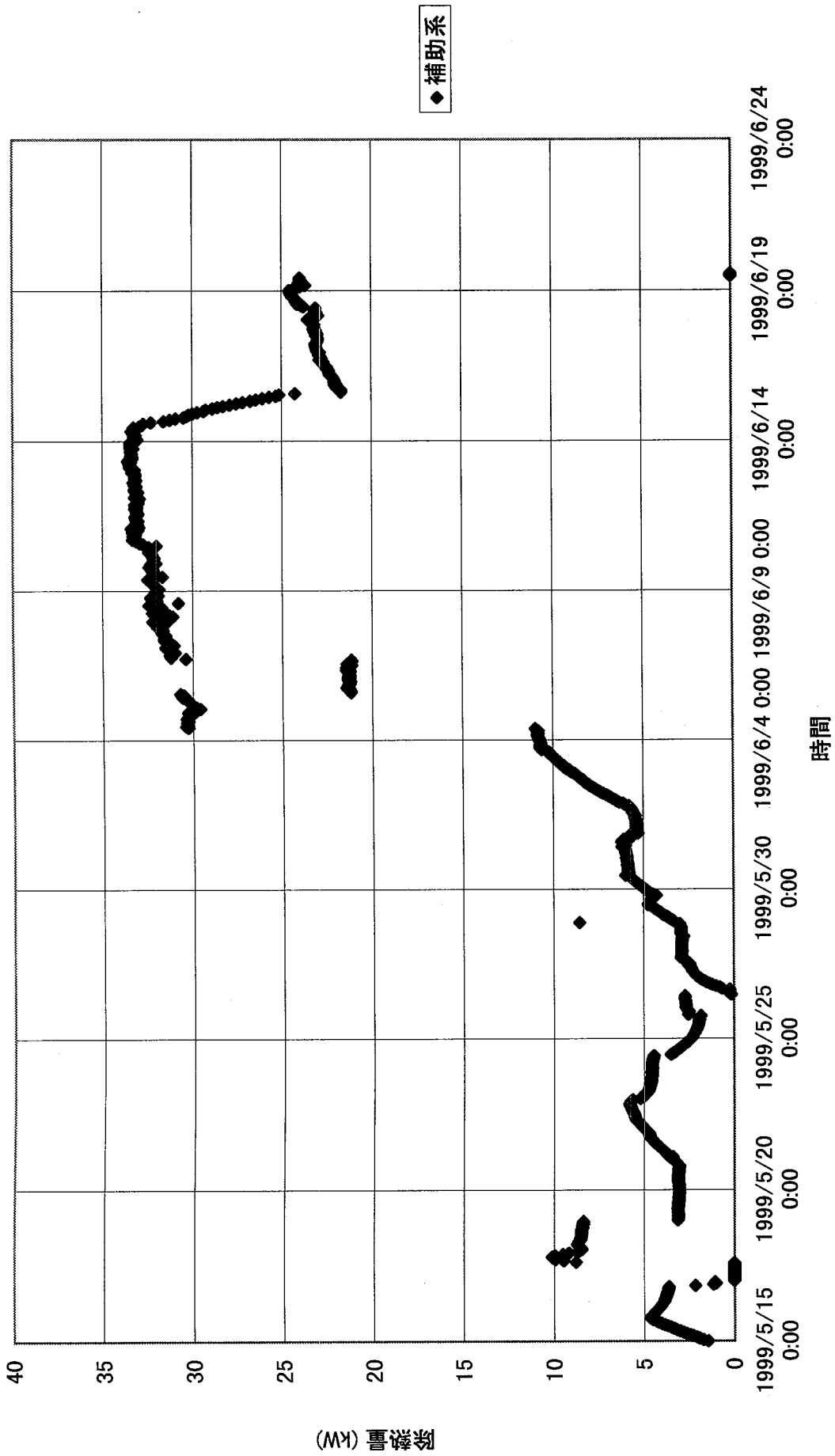


Fig.5.4 補助冷却設備による除熱量の変化

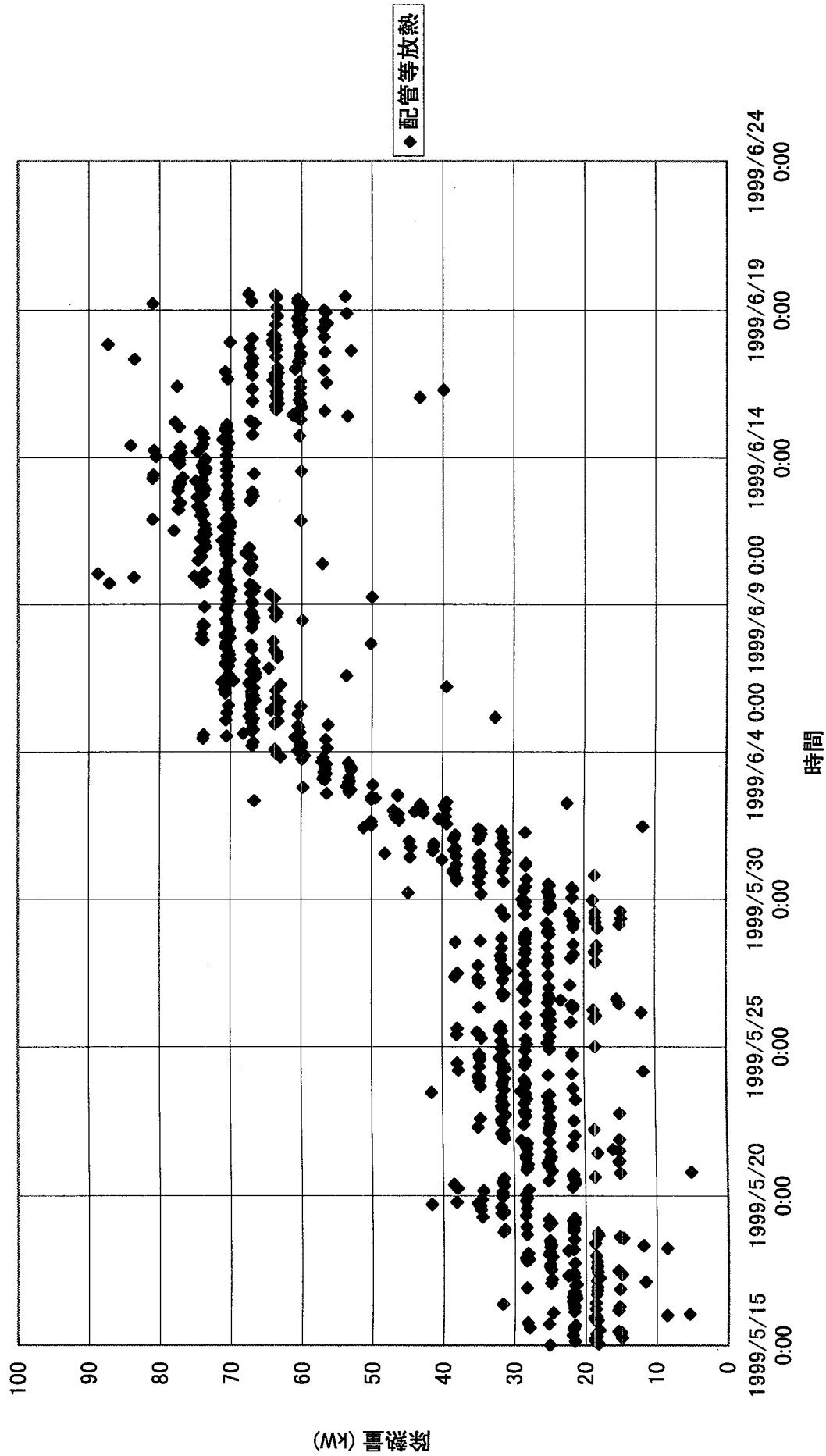


Fig.5.5 配管等からの放熱量(再循環冷却装置除熱量の初期値を90kWとした場合)の変化

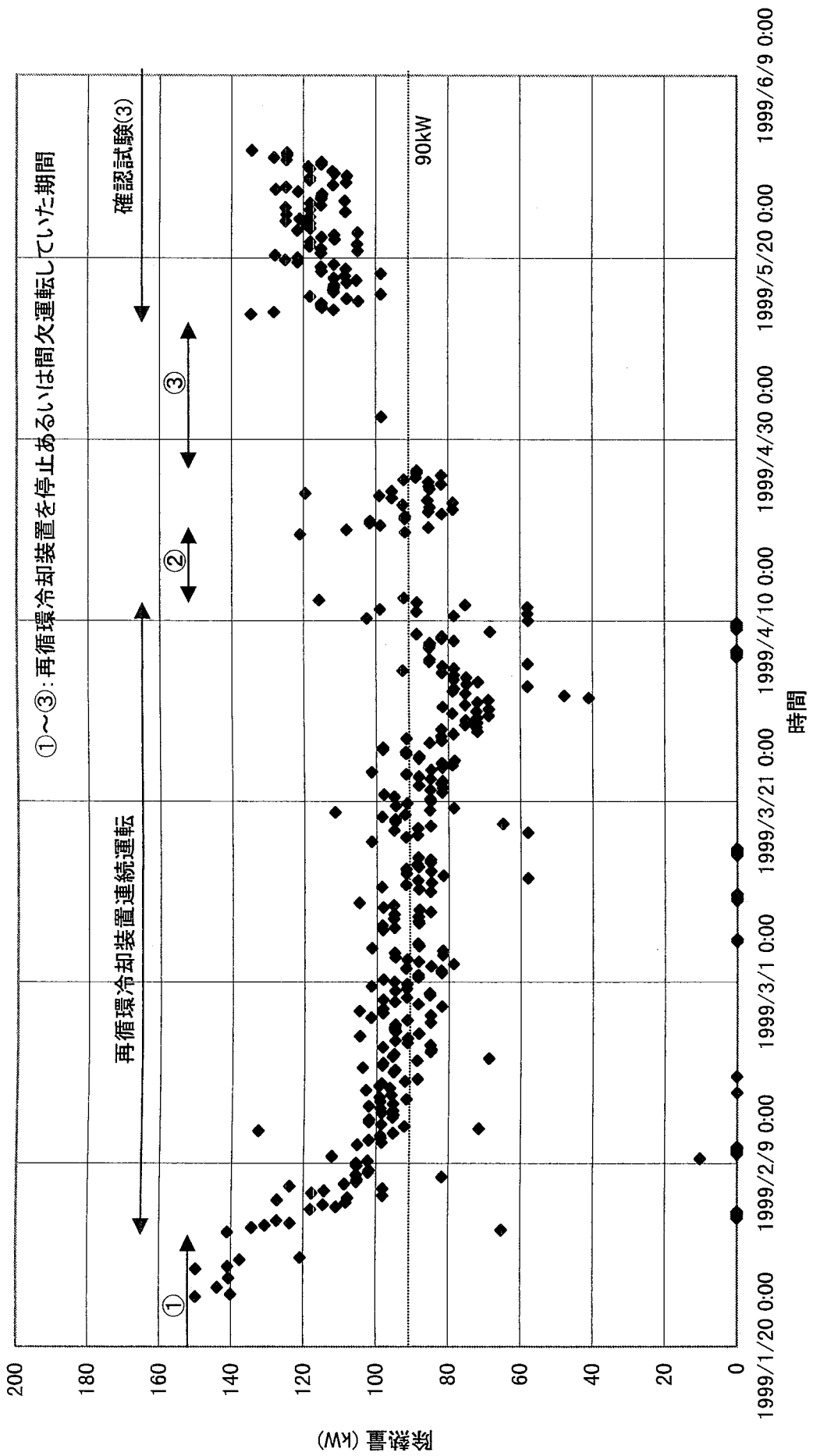


Fig.5.6 再循環冷却装置除熱量の変化

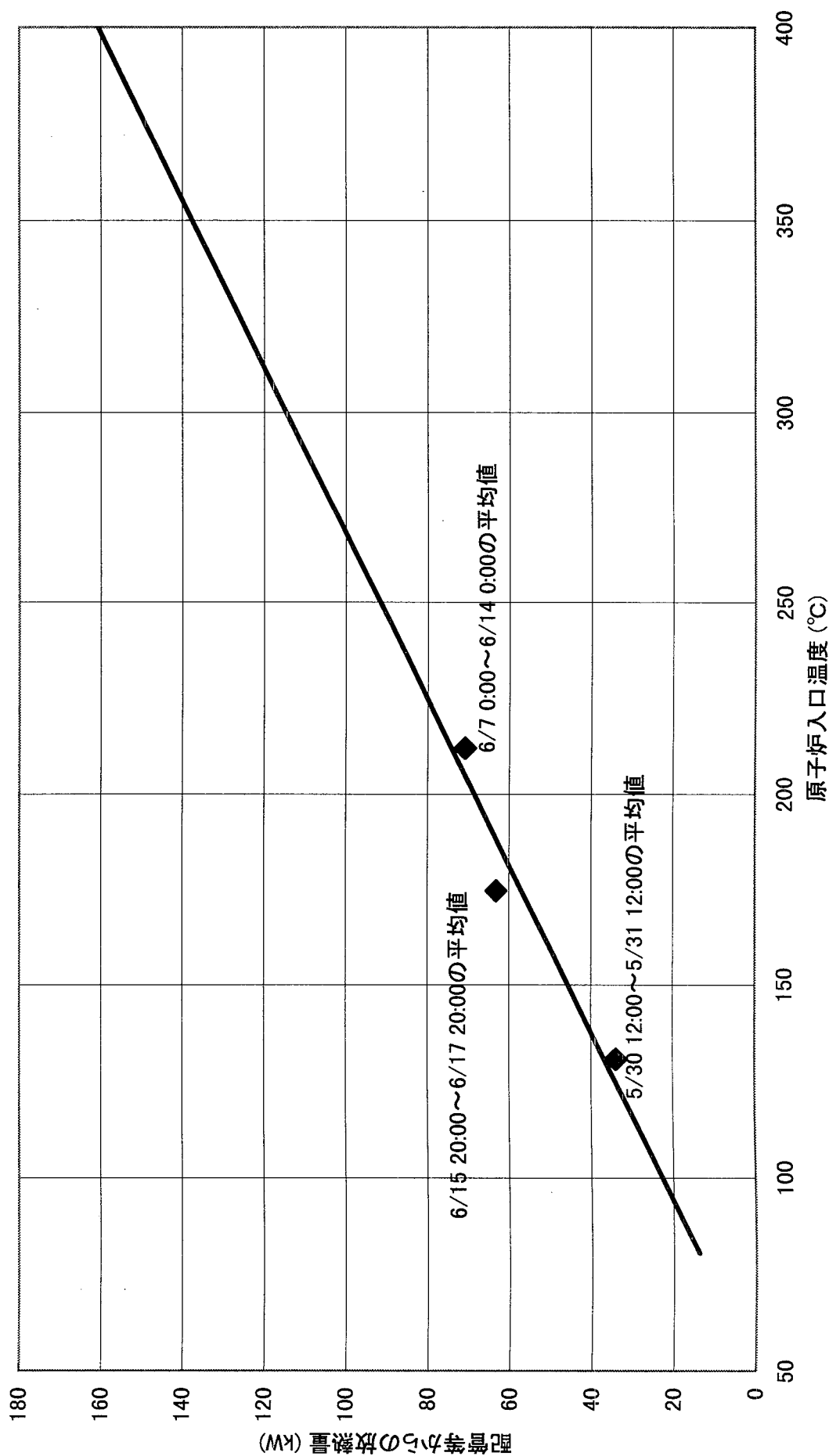


Fig.5.7 配管等の放熱量に関する原子炉入口温度との相関

This is a blank page.

# 国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10<sup>-19</sup> J  
 1 u = 1.66054 × 10<sup>-27</sup> kg

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	アト	a

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バロン	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10<sup>-10</sup> m  
 1 b = 100 fm<sup>2</sup> = 10<sup>-28</sup> m<sup>2</sup>  
 1 bar = 0.1 MPa = 10<sup>5</sup> Pa  
 1 Gal = 1 cm/s<sup>2</sup> = 10<sup>-2</sup> m/s<sup>2</sup>  
 1 Ci = 3.7 × 10<sup>10</sup> Bq  
 1 R = 2.58 × 10<sup>-4</sup> C/kg  
 1 rad = 1 cGy = 10<sup>-2</sup> Gy  
 1 rem = 1 cSv = 10<sup>-2</sup> Sv

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 度量衡局 1985年刊行による。ただし, および1uの値はCODATAの1986年値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘルも含まれているが日常の単位なここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わ合に限り表2のカテゴリーに分類される。
- EC閣僚理事会指令ではbar, barn, び「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N (=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (=1 N·s/m<sup>2</sup>) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m<sup>2</sup>/s = 10<sup>4</sup> St (ストークス) (cm<sup>2</sup>/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg (Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 <sup>3</sup>	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>
	6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605 J (計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>	= 4.184 J (熱化学)
	9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>	= 4.1855 J (15 °C)
	3.6 × 10 <sup>6</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>	= 4.1868 J (国際蒸気)
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>	仕事率 1 PS (仏馬力)
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>	= 75 kgf·m/s
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>	= 735.499 W
	1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1	

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>
	3.7 × 10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

