

JAERI-Tech
2000-009



JP0050322



HTTR出力上昇試験の制御特性試験計画

2000年2月

中川繁昭・斎藤賢司・本間史隆・橋 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。
入手の問い合わせは、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 出力上昇試験の制御特性試験計画

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・齋藤 賢司・本間 史隆・橋 幸男・国富 一彦

(2000 年 1 月 21 日受理)

高温工学試験研究炉 (High Temperature Engineering Test Reactor: HTTR) の出力上昇試験における制御特性試験は、出力上昇段階において初めて実施可能な加圧水温度制御系、原子炉入口温度制御系、原子炉出力制御及び原子炉出口温度制御系を対象とした試験である。これらの制御系に対して、定値制御特性及び外乱応答特性を明らかにするための試験計画を立案した。この試験により HTTR の制御特性が明らかになるとともに、比例ゲイン及び積分時定数等の通常運転における制御定数が決定される。また、試験のため原子炉に人為的に外乱を与えることから、試験実施時の安全確保について必要な検討を実施した。

本報告書は、HTTR 出力上昇試験における制御特性試験の内容及び試験実施時の安全性について検討した結果をまとめたものである。検討の結果、制御特性試験を安全かつ効率的に実施できる見通しを得るとともに、試験対象の制御系について外乱に対する安定領域を明らかにすることことができた。

Test Program for Reactor Control System in Rise-to-Power Test in HTTR

Shigeaki NAKAGAWA, Kenji SAITO, Fumitaka HONMA,
Yukio TACHIBANA and Kazuhiko KUNITOMI

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

(Received January 21, 2000)

Rise-to-power test programs for reactor control systems of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) have been established to confirm a stability performance during normal operation and anticipated perturbation. The performances of the pressurized water temperature control, the reactor inlet coolant temperature control, the reactor power control and reactor outlet coolant temperature control in the HTTR are not obtained until a reactor power rises up to enough level in a rise-to-power test. Some parameters such as proportional gain and reset time in a feedback controller can be decided through rise-to-power tests for reactor control systems. These test programs should be established with taking fully account of safety.

This report presents the detailed program of rise-to-power tests for reactor control systems and discussed a fundamental consideration to perform safely the test. From the result of deep discussion, we obtained sufficient outlook to conduct all the tests safely and efficiently. Also the stable region to perturbation was made clear for each control system.

Keywords: Rise-to-power Test, Reactor Control System, Feedback Controller, HTTR

目次

1. はじめに	1
2. 出力上昇試験の対象となる原子炉制御設備	3
2.1 加圧水温度制御系	3
2.2 原子炉入口温度制御系	3
2.3 原子炉出力制御系	4
2.4 原子炉出口温度制御系	4
2.5 試験時に外乱入力のため使用する機器	5
3. 試験計画	6
3.1 加圧水温度制御系の試験計画	6
3.2 原子炉入口温度制御系の試験計画	7
3.3 原子炉出力制御系の試験計画	9
3.4 原子炉出口温度制御系の試験計画	11
4. 試験時に想定される異常の検討	14
4.1 加圧水温度制御系についての検討	14
4.2 原子炉入口温度制御系についての検討	14
4.3 原子炉出力制御系についての検討	15
4.4 原子炉出口温度制御系についての検討	16
5. 事前評価	17
5.1 加圧水温度制御系の事前評価	17
5.2 原子炉入口温度制御系の事前評価	18
5.3 原子炉出力制御系の事前評価	19
5.4 原子炉出口温度制御系の事前評価	22
6. おわりに	23
謝辞	23
参考文献	23

Contents

1. Introduction	1
2. Reactor Control System Tested in Rise-to-power Test	3
2.1 Pressurized Water Temperature Control	3
2.2 Reactor Inlet Coolant Temperature Control	3
2.3 Reactor Power Control	4
2.4 Reactor Outlet Coolant Temperature Control	4
2.5 Extra Device Used to Add Test Perturbation	5
3. Test Program	6
3.1 Test Program for Pressurized Water Temperature Control	6
3.2 Test Program for Reactor Inlet Coolant Temperature Control	7
3.3 Test Program for Reactor Power Control	9
3.4 Test Program for Reactor Outlet Coolant Temperature Control	11
4. Discussion about Abnormal Event Anticipated during Test	14
4.1 Discussion about for Pressurized Water Temperature Control	14
4.2 Discussion about for Reactor Inlet Coolant Temperature Control	14
4.3 Discussion about for Reactor Power Control	15
4.4 Discussion about for Reactor Outlet Coolant Temperature Control	16
5. Pre-analysis for Test Simulation	17
5.1 Pre-analysis for Pressurized Water Temperature Control	17
5.2 Pre-analysis for Reactor Inlet Coolant Temperature Control	18
5.3 Pre-analysis for Reactor Power Control	19
5.4 Pre-analysis for Reactor Outlet Coolant Temperature Control	22
6. Conclusion	23
Acknowledgement	23
Reference	23

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 の原子炉制御設備⁽¹⁾は、原子炉の通常運転時に原子炉出力、原子炉出口冷却材温度、原子炉入口冷却材温度、1 次冷却材流量等を制御するもので、運転モード選択装置、原子炉出力制御装置、プラント制御装置から構成する。原子炉出力及びプロセス量の制御は、Fig.1.1 に示すようにマイクロコンピュータを適用した分散制御とプラント計算機による集中監視を行う集中監視分散型制御方式によって行う。プラント計算機によるプラント状態値の監視は、中央制御室で 5 台の CRT により集中的に行える設計となっている。

HTTR の制御上の特徴は以下のとおりである。

- ① 炉心の熱容量が非常に大きいので、原子炉の出力変更に伴う炉心（燃料及び減速材）温度及び冷却材温度の挙動が緩慢である。
- ② 原子炉出口冷却材温度 950°C を達成するためには、原子炉出力、原子炉入口冷却材温度及び 1 次冷却材流量の制御変動幅を厳しく制限する必要がある。
- ③ 安定な核熱供給を達成するため、原子炉出口冷却材温度を一定に制御する必要がある。

上記①の特徴の上に②及び③を実現するため、原子炉制御設備として以下の制御系がある。制御系構成を Fig.1.2 に示す。

- ① 原子炉出口温度制御系
- ② 原子炉出力制御系
- ③ 原子炉入口温度制御系
- ④ 1 次加圧水冷却器流量制御系
- ⑤ 中間熱交換器流量制御系
- ⑥ 1 次冷却材圧力制御系
- ⑦ 1 次・2 次ヘリウム差圧制御系
- ⑧ 加圧水温度制御系
- ⑨ 1 次冷却材・加圧水差圧制御系

HTTR の出力上昇試験においては、原子炉制御設備のうち原子炉出口温度制御系、原子炉出力制御系、原子炉入口温度制御系及び加圧水温度制御系についての特性試験を実施する。これらの制御系については、他の流量制御系、圧力制御系と異なり、原子炉出力及び冷却材温度を上昇させた状態でのみ試験が実施可能である。特性試験においては、定格出力の 30% 以上の出力状態で想定される外乱に対し、制御系が安定に応答することを確認する。なお、流量制御系、差圧制御系については、これまでに実施された系統別・総合機能試験において安定な制御特性を有することが確認されている^{(2)~(4)}。

出力上昇試験における原子炉出口温度制御系、原子炉出力制御系、原子炉入口温度制御系及び加圧水温度制御系についての特性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 制御系に投入する外乱は、設計で想定されている最大外乱幅の半分以下の大乱から段階的に最大外乱幅まで変化させる。
- ② 制御定数（比例ゲイン、積分時定数）のサーベイは、原則として定格出力の 30%の出力状態で実施する。30%以上の出力状態では、サーベイにより決定した制御定数での応答確認試験を実施する。
- ③ 定格出力の 30%における出力状態で初めて制御特性試験を実施する場合は、加圧水温度制御系、原子炉入口温度制御系、原子炉出力制御系の順番で試験を実施する。これは原子炉で発生した熱の最終ヒートシンクである加圧水空気冷却器周りの制御応答を最初に確定することが目的である。
- ④ 原子炉出口温度制御系の特性試験は、当該制御系が定格出力近傍で使用するものなので、制御系を自動に投入できる定格出力の 90～100%の出力状態で実施する。
- ⑤ 外乱応答試験を実施するにあたっては、外乱に対する安定領域を事前に評価し確認する。
- ⑥ 制御応答の事前評価により、試験に要する時間を把握する。
- ⑦ 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°C 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°C 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。

検討の結果、HTTR の出力上昇試験における制御特性試験を安全かつ効率的に進められる計画を立案することができた。また、事前評価において制御系の安定範囲を評価し、制御特性試験の実施可能範囲を明らかにした。これらの計画に従って、平成 12 年 3 月から出力上昇試験を行う予定である。

2. 出力上昇試験の対象となる原子炉制御設備

出力上昇試験の制御特性試験において、試験対象となる加圧水温度制御系及び原子炉入口温度制御系、原子炉出力制御系及び原子炉出口温度制御系の制御ブロック図を Fig.2.1 及び 2.2 に、制御系の機能及び入出力信号を Table 2.1 に示す。制御特性試験のため設定値外乱は、加圧水温度制御系及び原子炉入口温度制御系についてはプラント制御装置エンジニアリングステーション (ENS) からソフトウェアの変更（設定値の変更）により入力される。原子炉出力制御系及び原子炉出口温度制御系については、ロジックローダーと電圧発生器を原子炉出力制御盤に接続して入力される。

2.1 加圧水温度制御系

加圧水温度制御系には、自動モードにおいてリモートモード及びローカルモードがある。

リモートモードにおいては、上位制御系である原子炉入口温度制御系とカスケード構成となり、1 次冷却材の原子炉入口温度を一定に維持する制御系で、原子炉出力 30%以上で使用する。加圧水空気冷却器の加圧水流量を調節する空気冷却器出口流量調節弁とバイパス流量調節弁の開度を同時に調節し、1 次加圧水冷却器入口の加圧水温度を、原子炉入口温度制御系から与えられる設定値に制御する。

ローカルモードにおいては、主盤の A/M (Auto/Manual) ステーション (135TIC5) で 1 次加圧水冷却器入口加圧水温度設定値を設定することができる。制御系は A/M ステーションの設定値に制御するように、空気冷却器出口流量調節弁及びバイパス流量調節弁の開度を調節する。加圧水温度制御系の A/M ステーションを Fig.2.3 に示す。

手動モードにおいては、主盤の A/M ステーションでバイパス流量調節弁の開度を手動で設定することができる。空気冷却器出口流量調節弁の開度は、バイパス流量調節弁の開度と逆動作になるように連動して動作する。なお、加圧水空気冷却器のバイパス流量は、機械的インターロックにより 20%～80%に制限されている。

1 次加圧水冷却器入口の加圧水温度は計測範囲 0～200°C の測温抵抗体 3 チャンネルで計測しており、制御信号としては中間値(2nd-high)信号を使用している。

出力上昇試験では、Fig.2.1 の制御ブロック図に示す加圧水温度制御系の PI 制御器 (135TM5S3) の比例ゲイン (P 値) と積分時定数 (I 値) を調節する。加圧水温度制御系に関連するパラメータの現状値を Table 2.2 に示す。

2.2 原子炉入口温度制御系

原子炉入口温度制御系は、1 次冷却材の原子炉入口温度を一定に維持するために、加圧水温度を調節する制御系で、原子炉出力 30%以上で使用する。

リモートモードにおいては、下位制御系である加圧水温度制御系とカスケード構成となり、1 次冷却材の原子炉入口温度を原子炉出力設定器出力に対応した設定値に維持するため、1 次加圧水冷却器入口加圧水温度の目標値を加圧水温度制御系に出力する。

ローカルモードにおいては、主盤の R/L (Remote/Local) ステーション (135TIC4) で原子炉入口冷却材温度を設定することができる。制御系は R/L ステーションの設定値に追従する

ように、1 次加圧水冷却器入口加圧水温度の目標値を MV 値（操作値）として加圧水温度制御系に出力する。原子炉入口温度制御系の R/L ステーションを Fig.2.4 に示す。なお、原子炉入口温度制御系に手動モードはない。

原子炉入口冷却材温度は計測範囲 150～450°C の測温抵抗体 3 チャンネルで計測しており、制御信号としては中間値(2nd-high)信号を使用している。

出力上昇試験では、Fig.2.1 の制御ブロック図に示す原子炉入口温度制御系の PI 制御器 (135TM4S3) の比例ゲイン (P 値) と積分時定数 (I 値) を調節する。原子炉入口温度制御系に関連するパラメータの現状値を Table 2.3 に示す。

2.3 原子炉出力制御系

原子炉出力制御系は、原子炉出力 30%以上で使用する。

リモートモードでは、原子炉出力 30%から 100%の範囲で主盤中央にある原子炉出力設定装置 (Fig.2.5 参照) から与えられた設定値に追従するように、制御棒位置指令信号と制御棒位置の偏差信号に比例した速度信号を制御棒駆動装置に送信し、制御棒の位置を調節する。

ローカルモードでは、原子炉出力 30%から 100%の範囲で主盤制御棒操作パネル上の原子炉出力調節計 (Fig.2.5 参照) から与えられた設定値に追従するように、制御棒位置指令信号と制御棒位置の偏差信号に比例した速度信号を制御棒駆動装置に送信し、制御棒の位置を調節する。

原子炉出力 90%以上の運転時に原子炉出口温度制御系を働かせた場合には、原子炉出口温度制御系から与えられる設定値に追従するように、制御棒位置指令信号と制御棒位置の偏差信号に比例した速度信号を MV 値として制御棒駆動装置に送信し、制御棒の位置を調節する。

自動制御運転において制御棒は、Fig.2.6 に示す順序で 1 対ずつ選択されて引抜き・挿入が行われる。選択された際の 1 対の駆動距離は最大 15mm 程度であり、駆動速度は制御偏差に応じて 1～10mm/sec である。また、自動制御運転において制御対象の制御棒として、「C+R1+R2 制御棒」、「R1+R2 制御棒」及び「R2 制御棒」のグループを選択できる。

手動モードでは、駆動制御棒を選択して「挿入」PB (プッシュボタン) または「引抜」PB を操作する。制御棒の駆動速度は、「速度切替」PB の操作により高速 10mm/sec (ただし、C 制御棒については 5mm/sec) と低速 1mm/sec を選択できる。なお、原子炉出力 30%以下の出力制御は手動操作により行う。

原子炉出力は、計測範囲 0.1～120% の非補償型電離箱 3 チャンネルで計測しており、制御信号としては中間値(2nd-high)信号を使用している。

出力上昇試験では、Fig.2.2 の制御ブロック図に示す原子炉出力制御系の比例積分演算要素の比例ゲイン (P 値) と積分時定数 (I 値) を調節する。原子炉出力制御系に関連するパラメータの現状値を Table 2.4 に示す。

2.4 原子炉出口温度制御系

原子炉出口温度制御系は、原子炉出力 90%以上で自動に投入できる制御系で、1 次冷却材の原子炉出口温度が主盤制御棒操作パネル上の原子炉出口温度調節計 (Fig.2.5 参照) から与

えられた設定値に追従するように、原子炉出力の目標値を原子炉出力制御系に与える。

原子炉出口冷却材温度は計測範囲 700~1000°C の K 型熱電対 3 チャンネルで計測しており、制御信号としては中間値(2nd-high)信号を使用している。

出力上昇試験では、Fig.2.2 の制御ブロック図に示す原子炉出口温度制御系の比例積分演算要素の比例ゲイン (P 値) と積分時定数 (I 値) を調節する。原子炉出口温度制御系に関連するパラメータの現状値を Table 2.4 に示す。

2.5 試験時に外乱入力のため使用する機器

(1) プラント制御装置エンジニアリングステーション (ENS)

ENS は通常運転時の制御機能に影響を与えることなく制御装置内部の信号情報を観るために設けられたものである。また、保守ツールとしても使用する。プラント制御装置盤 (FCS: Filed Control Station) とは OPS (Operators System) バスインターフェイスカードにより OPS バスをとおして接続されている。

出力上昇試験時には、ENS の画面で POL (Problem Oriented Language) で構成された制御プログラムの一部（設定値及び制御定数）を変更し、FCS に転送することで所定の条件を実現させる。ENS キーボード上の Enter キーによって FCS へのデータ転送が行われるので、試験実施の際には十分注意する必要がある。7 グループの FCS は各盤毎に CPU 2 系統を有するので、制御プログラム変更は両系統について実施する必要がある。なお、FCS の演算周期は約 300msec である。

(2) ロジックローダ及び電圧発生器

出力上昇試験において、原子炉出力制御装置内の条件変更にはロジックローダを、試験時の制御設定値変更（外乱の入力）には電圧発生器を使用する。

ロジックローダは、原子炉出力制御装置内の制御モデル及び伝送モデルの保守ツールであり、保守時に仮想機器として原子炉出力制御装置盤 (2442LP1~2442LP3) に接続して使用する。原子炉出力制御及び原子炉出口温度制御に関する制御プログラムは各盤毎に 1 セットずつあり 3 重化されているので、制御プログラム変更は各盤毎に実施する必要がある。なお、原子炉出力制御装置盤の演算周期は約 100msec である。

試験時の外乱入力は、仮想機器である電圧発生器を伝送インターフェイス盤 (2442LP5) の設定端子に接続して行う。盤面に「出口温度指令設定」、「出力指令設定」、「出力偏差設定」、「位置指令設定」の設定端子があるが、出力上昇試験では前者 2 つの設定端子を使用する計画である。原子炉出力制御装置盤への外乱信号は、設定端子直上にあるステップ入力許可 SW を ON とすることで転送されるので、試験実施の際にはステップ入力許可 SW を ON 状態のまま電圧発生器を接続あるいは操作しないよう十分注意する必要がある。信号転送は原子炉出力制御装置盤 3 台について同時に実行される。

ロジックローダ及び電圧発生器は試験時に制御盤への接続・取外しを行うので、その取り扱いには十分注意する必要がある。ロジックローダ及び電圧発生器の接続・取外しについては、手順確認試験を実施しその信頼性を確認している。手順確認試験の詳細については添付資料 1 に示すとおりである。なお、ロジックローダ及び電圧発生器を適用した制御系の試験は、

3. 試験計画

HTTR 出力上昇試験の全体計画を Fig.3.1 に示す。制御特性試験については、定格出力 30MW の 30%、50%、75%、100% の原子炉核出力保持状態で定值制御及び外乱応答の試験を実施する。制御系の比例ゲイン及び積分時定数は原則として定格出力の 30% の試験で決定し、より高い出力では確認のための応答試験を実施する。

3.1 加圧水温度制御系の試験計画

(1) 試験内容

加圧水温度制御系にステップ状設定値変更を与える試験を実施する。この際、制御定数である比例定数と積分時定数を変更して試験を実施し、制御系の応答結果から判断して制御定数を最終化する。原則として制御定数は、最初の試験出力である定格出力の 30% で最終化することとする。

(2) 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	30%

外乱条件としては、加圧水温度制御系の制御対象である 1 次加圧水冷却器 (PPWC) 入口加圧水温度の設定値を、±5°C または ±10°C の幅でステップ状に変更する。

1 次冷却材温度の変化率が保安規定の運転上の制限値 (Table4.1 参照) を上回ると予測される試験は実施しない。

(3) 計測項目

- ・ 1 次加圧水冷却器 (PPWC) 入口／出口加圧水温度
- ・ 2 次加圧水冷却器 (SPWC) 入口／出口加圧水温度
- ・ 加圧水空気冷却器入口／出口加圧水温度
- ・ PPWC 加圧水流量
- ・ SPWC 加圧水流量
- ・ 加圧水空気冷却器 (A/C) 加圧水流量
- ・ A/C バイパス加圧水流量
- ・ 制御目標値 (加圧水温度)
- ・ 制御操作値 (A/C 加圧水流量調節弁開度指令信号、A/C バイパス流量調節弁開度指令信号)
- ・ A/C 加圧水流量調節弁開度
- ・ A/C バイパス流量調節弁開度
- ・ 外気温度

(4) 計測方法

プラント計算機のトレンド画面により計測項目の監視を行う。また、試験用データ収集装置を用い、500 msec のサンプリング周期で試験データを収集する。

(5) 評価方法

PPWC 入口加圧水温度の応答が判定基準を満足していることを確認する。

(6) 試験手順

- ① 試験前準備確認を行う。
- ② 原子炉出力が所定の値であることを確認して加圧水温度制御系の制御器を自動（ローカル）にする。
- ③ 状態値が安定して制御設定値に追従していることを確認して制御器を手動にする。
- ④ 制御器の設定値を外乱条件にしたがって変更する。
- ⑤ 制御器を自動にして外乱を投入する。
- ⑥ 外乱投入後の状態値変化を観察し、状態値が安定して制御設定値に追従していることを確認する。

(7) 判定基準

制御設定値について所定のステップ状変更を実施した時、状態値が発散することなく安定に新たな制御設定値に制御されること。1 次加圧水冷却器加圧水入口温度高による加圧水循環ポンプトリップ（設定値：158.4°C）に至るような加圧水温度のオーバーシュートがないこと。

(8) 試験に要する日数

原子炉出力 (%)	ケース数	1 ケースの試験時間 (hr)	試験時間 (hr)
30	6*	4	24

* 制御定数の調整結果により変更する場合がある。

3.2 原子炉入口温度制御系の試験計画

(1) 試験内容

原子炉入口温度制御系にステップ状設定値変更を与える試験を実施する。この際、制御定数である比例定数と積分時定数を変更して試験を実施し、制御系の応答結果から判断して制御定数を最終化する。原則として制御定数は、最初の試験出力である定格出力の 30%で最終化することとする。

(2) 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	30%
並列	30%

外乱条件としては、原子炉入口温度制御系の制御対象である原子炉入口冷却材温度の設定値を、±10°C または ±30°C の幅でステップ状に変更する。なお、±30°C の試験は、原子炉出力制御系と連動させたリモートモードで実施する必要があるので、原子炉出力制御系の試験の中で原子炉入口温度の応答を確認する。

1 次冷却材温度の変化率が保安規定の運転上の制限値（Table4.1 参照）を上回ると予測される試験は実施しない。

(3) 計測項目

- ・原子炉入口／出口冷却材温度
- ・PPWC 出口ヘリウム温度
- ・IHX 出口 1 次ヘリウム温度
- ・IHX 入口 2 次ヘリウム温度
- ・IHX 出口 2 次ヘリウム温度
- ・SPWC 出口ヘリウム温度
- ・PPWC 入口／出口加圧水温度
- ・SPWC 入口／出口加圧水温度
- ・加圧水空気冷却器入口／出口加圧水温度
- ・PPWC 加圧水流量
- ・SPWC 加圧水流量
- ・加圧水空気冷却器（A/C）加圧水流量
- ・制御目標値（原子炉入口冷却材温度、加圧水温度）
- ・制御操作値（A/C 加圧水流量調節弁開度、A/C バイパス流量調節弁開度）
- ・A/C 加圧水流量調節弁開度
- ・A/C バイパス流量調節弁開度
- ・外気温度

(4) 計測方法

プラント計算機のトレンド画面により計測項目の監視を行う。また、試験用データ収集装置を用い、500msec のサンプリング周期で試験データを収集する。

(5) 評価方法

原子炉入口冷却材温度の変化が判定基準を満足していることを確認する。

(6) 試験手順

- ① 試験前準備確認を行う。
- ② 原子炉出力が所定の値であることを確認して加圧水温度制御系の制御器を自動（リモート）にする。この操作により、原子炉入口温度制御系は自動（ローカル）となり、加圧水温度制御系と連動して動作するようになる。
- ③ 原子炉入口温度制御系と加圧水温度制御系を切離して、原子炉入口温度制御系制御器の設定値を外乱条件にしたがって変更する。
- ④ 原子炉入口温度制御系と加圧水温度制御系を連動状態にして外乱を投入する。
- ⑤ 外乱投入後の状態値変化を観察し、状態値が安定して制御設定値（原子炉入口冷却材温度、加圧水温度）に追従していることを確認する。

(7) 判定基準

制御設定値について所定のステップ状変更を実施した時、状態値が発散することなく安定に新たな制御設定値に制御されること。1 次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高（設定値：425°C）及び中間熱交換器出口 1 次冷却材温度高（設定値：410°C）による原子炉スクラムに至るような原子炉入口冷却材温度のオーバーシュートがないこと。

(8) 試験に要する日数

原子炉出力 (%)	ケース数	1 ケースの試験時間 (hr)	試験時間 (hr)
30	7*	4	28

* 制御定数の調整結果により変更する場合がある。

3.3 原子炉出力制御系の試験計画

(1) 試験内容

本試験は、HTTR の主要な制御系のうち原子炉出口温度制御系及び 1 次冷却材圧力制御系を除いた全ての制御系を作動状態にして実施する。原子炉出力制御系については、制御装置単独のローカルモードの試験及び原子炉出力制御系の設定値変更に連動して原子炉入口温度制御系の設定値が変更されるリモートモードの試験を実施する。本試験では、原子炉に外乱を与えることなく一定の出力で運転する定值制御特性試験と、所定の外乱を与えてプラントの応答を確認する外乱応答特性試験がある。

定值制御特性試験では、所定の原子炉出力で連続運転を行い、制御対象の状態値が設定値に制御されていることを確認する（単独／並列運転）。なお、本試験は連続安定運転試験の中で確認する。

外乱応答特性試験では、下記の外乱に対するプラントの応答を確認する。

- ・原子炉出力制御系設定値のステップ状変更
- ・原子炉出力制御系設定値のランプ状変更

設定値をステップ状に変更する試験については、制御定数である比例定数、積分時定数を変更し、制御系の応答結果から判断して制御定数を最終化する。原則として制御定数は、最初の試験出力である定格出力の 30% で最終化することとする。

(2) 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	30%
単独	50%
単独	75%
単独	100%
並列	30%
並列	50%
並列	75%
並列	100%
並列	30%

外乱条件としては、原子炉出力制御系の制御対象である原子炉出力の設定値を下記のとおり変更する。

- ・原子炉出力制御系設定値のステップ状変更：±5%、±10%
- ・原子炉出力制御系設定値のランプ状変更：±0.025%/min

(原子炉出力 100%で原子炉出力を上昇させる試験は実施しない。)

1 次冷却材温度の変化率が保安規定の運転上の制限値（Table4.1 参照）を上回ると予測さ

れる試験は実施しない。

(3) 計測項目

- ・中性子束（出力領域中性子検出器の指示値）
- ・制御棒位置
- ・原子炉入口／出口温度
- ・1次冷却材流量
- ・1次冷却材圧力
- ・1次・2次ヘリウム差圧
- ・加圧水温度
- ・1次冷却材・加圧水差圧
- ・2次ヘリウム流量
- ・加圧水流量
- ・制御目標値
- ・制御操作値
- ・進み遅れ要素制御器出力
- ・制御棒制御偏差信号
- ・制御棒位置要求信号
- ・制御棒駆動モータ電流

(4) 計測方法

プラント計算機のトレンド画面により計測項目の監視を行う。また、外乱応答特性試験のうち制御系設定値のステップ状変更については、試験用データ収集装置を用い、500msec のサンプリング周期で試験データを収集する。

(5) 評価方法

原子炉出力の変化が判定基準を満足していることを確認する。

(6) 試験手順

(a) 定值制御特性試験

所定の原子炉出力で連続運転し、状態値が制御設定値に制御されていることを確認する。

(b) 原子炉出力制御系設定値のステップ状変更に対する制御特性試験

①試験前準備（変化率制限要素の設定値変更）確認を実施する。

②原子炉出力が所定の値であり、状態値が制御設定値に追従していることを確認する。

③原子炉出力設定器の「出力変更停止」PB を ON する。

④原子炉出力設定器の「目標値変更許可」PB を押した後、「出力目標値設定器」PB により目標値を外乱条件にしたがって変更する。

⑤「出力上昇」PB または「出力降下」PB を押して外乱を投入する。

⑥外乱投入後の状態値変化を観察し、状態値が安定して制御設定値に追従していることを確認する。

(c) 原子炉出力制御系設定値のランプ状変更に対する制御特性試験

本試験は通常の出力変更の運転手順に従う。詳細は運転手引きのとおりである。

(7) 判定基準

(a) 定值制御特性試験

状態値が制御設定値に制御されていること。

(b) 原子炉出力制御系設定値のステップ状変更に対する制御特性試験

原子炉出力のオーバーシュートがなく、また、各状態値が発散することなく、安定に新たな制御設定値に制御されること。

(c) 原子炉出力制御系設定値のランプ状変更に対する制御特性試験

原子炉出力のオーバーシュートがなく、また、各状態値が発散することなく、安定に新たな制御設定値に制御されること。

(8) 試験に要する日数

(a) 定值制御特性試験

原子炉出力 (%)	ケース数	1 ケースの試験時間 (days)	試験時間 (days)
30	1	3	3
50	1	3	3
75	1	3	3
100	1	3	3

(b) 原子炉出力制御系設定値のステップ状変更に対する制御特性試験

原子炉出力 (%)	ケース数	1 ケースの試験時間 (hr)	試験時間 (hr)
30	7*	2×5, 14×2	38
50	2*	14	28
75	2*	14	28
100	1*	14	14

* 制御定数の調整結果により変更する場合がある。

(c) 原子炉出力制御系設定値のランプ状変更に対する制御特性試験

Fig.3.1 (HTTR 出力上昇試験計画) 参照

3.4 原子炉出口温度制御系の試験計画

(1) 試験内容

外乱を与える一定の出力で運転する定值制御特性試験と、所定の外乱を与えて運転する外乱応答特性試験を行う。

定值制御特性試験では、所定の原子炉出力で連続運転を行い、制御対象の状態値が設定値に制御されていることを確認する。

外乱応答特性試験では、ステップ状設定値変更を与える試験を実施する。この際、制御定数である比例定数と積分時定数を変更して試験を実施し、制御系の応答結果から判断して制御定数を最終化する。

(2) 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	100%

外乱条件としては、原子炉出口温度制御系の制御対象である原子炉出口冷却材温度の設定

値を、±20°Cまたは±40°Cの幅でステップ状に変更する。なお、原子炉出力 100%で原子炉出力を上昇させる試験は実施しない。

1 次冷却材温度の変化率が保安規定の運転上の制限値（Table4.1 参照）を上回ると予測される試験は実施しない。

(3) 計測項目

- ・中性子束
- ・制御棒位置
- ・原子炉入口／出口温度
- ・1 次冷却材流量
- ・1 次冷却材圧力
- ・制御目標値（原子炉出口冷却材温度）
- ・進み遅れ要素制御器出力
- ・制御棒制御偏差信号
- ・制御棒位置要求信号
- ・制御棒駆動モータ電流

(4) 計測方法

プラント計算機のトレンド画面により計測項目の監視を行う。また、外乱応答特性試験については、試験用データ収集装置を用い、500msec のサンプリング周期で試験データを収集する。

(5) 評価方法

原子炉出口冷却材温度の変化が判定基準を満足していることを確認する。

(6) 試験手順

(a) 定值制御特性試験

所定の原子炉出口冷却材温度で連続運転し、状態値が制御設定値に制御されていることを確認する。

(b) 原子炉出力制御系設定値のステップ状変更に対する制御特性試験

①試験前準備（変化率制限要素の設定値変更）確認を行う。

②原子炉出口冷却材温度が所定の値であり、安定して制御設定値に追従していることを確認して原子炉出口温度制御系の制御器を自動にする。自動制御対象制御棒は「C + R 1 + R 2」とする。

③原子炉出口冷却材温度が安定して制御設定値に追従していることを確認して原子炉出口温度制御系の制御器を手動にする。

④原子炉出口温度制御系制御器の設定値を外乱条件にしたがって変更する。

⑤制御器を自動にして外乱を投入する。

⑥外乱投入後の状態値変化を観察し、状態値が安定して制御設定値（原子炉出口冷却材温度）に追従していることを確認する。

(7) 判定基準

(a) 定值制御特性試験

状態値が制御設定値に追従していること。

(b) 原子炉出力制御系設定値のステップ状変更に対する制御特性試験

制御設定値について所定のステップ状変更を実施した時、状態値が発散することなく安定に新たな制御設定値に制御されること。原子炉出口冷却材温度高（設定値：定格運転時 869°C、高温試験運転時 967°C）による原子炉スクラムに至るような原子炉出口冷却材温度のオーバーシュートがないこと。また、原子炉出力のオーバーシュートがないこと。

(8) 試験に要する日数

(a) 定值制御特性試験

原子炉出力 (%)	ケース数	1 ケースの試験時間 (days)	試験時間 (days)
100	1	3	3

(b) 外乱応答特性試験

原子炉出力 (%)	ケース数	1 ケースの試験時間 (hr)	試験時間 (hr)
100	1*	10	10

* 制御定数の調整結果により変更する場合がある。

4. 試験時に想定される異常の検討

制御特性試験が安全かつ効率的に実施できるよう、試験時に想定される異常及び試験を実施するに当って作動する可能性のあるインターロックについて検討した。試験に伴うスクラム信号の発信については、制御定数の最適化のため応答試験を多数実施する定格・単独運転モードの原子炉出力 9MW での試験について検討した。ただし、原子炉出口温度制御系については原子炉出力 90% (27MW) 以上で適用する制御系なので、原子炉出力 30MW での試験について検討した。試験時の挙動については、5 章に示す事前解析の結果に基づいている。HTTR の保安規定に記載されている「運転上の制限値」、「安全保護回路の作動条件」、「工学的安全施設作動条件」、「制御棒引抜阻止回路の作動条件」及び「本体施設の警報装置の作動条件」を Table 4.1~4.5 に示す。

各制御系について共通に注意する事項は下記のとおりである。

- ・試験時には、制御系を自動に投入する際、可能な限り外乱が入らないように設定値を調整する。
- ・試験時に初めて制御系を自動に投入した直後がもっとも制御系が発散し易いので、その旨運転班員及び試験班員に確認し試験を開始する。
- ・試験では、はじめから大きな外乱を印加せず、小さい外乱で制御特性を確認し、段階的に外乱を大きくして最終的に予定した外乱で試験を実施する。
- ・試験実施時の人員配置と役割分担を明確にしておく。

4.1 加圧水温度制御系についての検討

試験時に「運転上の制限値」、「安全保護回路の作動条件」、「工学的安全施設作動条件」、「制御棒引抜阻止回路の作動条件」及び「本体施設の警報装置の作動条件」に抵触するような状態値はないと考えられる。これらは事前解析に基づき、試験中の温度変化率、回路の作動条件（設定値）等について確認した。

-5°C の制御設定値変更を行った場合、反応度フィードバック効果による原子炉出力の上昇は約 0.25MW (定格出力の約 0.8%) である。1 次冷却材温度の変化率の最大値は 3°C/hr 以下であり、原子炉出口冷却材温度 650°C 未満における運転上の制限値 35°C/hr を上回らない。

試験時に発報が予想される警報はない。

試験時に発散等の異常な兆候が現れた場合は、制御系のモードを手動にする。

4.2 原子炉入口温度制御系についての検討

試験時に「運転上の制限値」、「安全保護回路の作動条件」、「工学的安全施設作動条件」、「制御棒引抜阻止回路の作動条件」及び「本体施設の警報装置の作動条件」に抵触するような状態値はないと考えられる。これらは事前解析に基づき、試験中の温度変化率、回路の作動条件（設定値）等について確認した。

-10°C の制御設定値変更を行った場合、反応度フィードバック効果による原子炉出力の上昇は約 0.75MW (定格出力の約 2.5%) である。1 次冷却材温度の変化率の最大値は 8°C/hr 以下であり、運転上の制限値 35°C/hr を上回らない。

試験時に発報が予想される警報は「プラント制御設備制御系異常」である。警報発報理由は「原子炉入口温度制御系偏差大（設定値：7°C）」及び「原子炉入口温度設定値異常（設定値：3°C）」であり、制御設定値にステップ状の外乱を与えたために生じる警報である。したがって、ある幅以上のステップ状設定値変更試験を実施する場合は必ず発報されるものである。設備の異常ではなく安全上の問題はないので、警報発報時にはアラームを停止する。

試験時に発散等の異常な兆候が現れた場合は、下位制御系である加圧水温度制御系の制御系のモードをリモートからローカルにする。

4.3 原子炉出力制御系についての検討

原子炉出力制御系は3重化（制御盤3面）構成になっており、信号の中間値（2nd-High）を選択して制御動作のための処理を行っている。したがって、ロジックローダにより制御系の設定を変更する時は、2番目の制御盤の変更時に変更設定が有効となるので、その際の制御系の動作については、異常な挙動が生じていないことを特に注意して確認する必要がある。

事前解析に基づき試験中の温度変化率、回路の作動条件（設定値）等について確認した結果、ローカルモードの試験時に「運転上の制限値」、「安全保護回路の作動条件」、「工学的安全施設作動条件」、「制御棒引抜阻止回路の作動条件」及び「本体施設の警報装置の作動条件」に抵触するような状態値はないと考えられる。しかし、リモートモードにおいて10%の制御設定値変更を行った場合は、1次冷却材温度変化率について「運転上の制限値」を上回る可能性があるので、小さな設定値変更の試験時に1次冷却材温度変化率を確認する必要がある。

ローカルモードにおいて+5%（1.5MW相当）の制御設定値変更を行った場合、各試験ケースで原子炉出力のオーバーシュートが現れるようなことはない。1次冷却材温度の変化率の最大値は10°C/hr以下であり運転上の制限値35°C/hrを上回らない。5%の制御設定値変更については、試験時に発報が予想される警報はない。しかし、10%の制御設定値変更については「原子炉出力制御制御偏差大（設定値：±10%）」警報の発報が予想される。これは制御設定値にステップ状の外乱を与えたために生じる警報であるので、10%のステップ状設定値変更試験を実施する場合は必ず発報されるものである。設備の異常ではなく安全上の問題はないので、警報発報時にはアラームを停止する。

また、リモートモードにおいて10%の制御設定値変更を行った場合は、「プラント制御設備制御系異常」及び「原子炉出力制御制御偏差大（設定値：±10%）」警報の発報が予想される。警報発報理由は「原子炉入口温度制御系偏差大（設定値：7°C）」、「原子炉入口温度設定値異常（設定値：3°C）」及び原子炉出力制御系偏差大であり、制御設定値にステップ状の外乱を与えたために生じる警報である。したがって、ある幅以上のステップ状設定値変更試験を実施する場合は必ず発報されるものである。設備の異常ではなく安全上の問題はないので、警報発報時にはアラームを停止する。

リモートモードにおいて+10%（3MW相当）の制御設定値変更を行った場合、試験ケースで原子炉出力のオーバーシュートが現れるようなことはない。1次冷却材温度の変化率の最大値は40°C/hrであり運転上の制限値35°C/hrを上回る可能性があるので、小さな値の設定値

変更試験を行い、原子炉出口冷却材温度の変化を確認しながら、運転上の制限を超えないように試験を行う。事前評価によると、+5%（1.5MW相当）の制御設定値変更の場合には、1次冷却材温度の変化率の最大値は28°C/hrであり運転上の制限値35°C/hrを上回らない。なお、試験時に発報が予想される警報は、「プラント制御設備制御系異常」及び「原子炉出力制御制御偏差大（設定値：±10%）」である。警報発報理由は「原子炉入口温度制御系偏差大（設定値：7°C）」、「原子炉入口温度設定値異常（設定値：3°C）」及び原子炉出力制御系偏差大であり、制御設定値にステップ状の外乱を与えたために生じる警報である。したがって、ある幅以上のステップ状設定値変更試験を実施する場合は必ず発報されるものである。設備の異常ではなく安全上の問題はないので、警報発報時にはアラームを停止する。

試験時に発散等の異常な兆候が現れた場合は、原子炉出力制御系のモードを手動にする。

試験時に使用するロジックローダ及び電圧発生器での異常が原子炉出力制御装置に悪影響を及ぼさないよう対策をとる必要があるが、第2章で述べたとおり原子炉出力制御装置への異常信号の入力は阻止されているので、試験中に制御設備へ悪影響を及ぼすことはない。

4.4 原子炉出口温度制御系についての検討

試験時に「安全保護回路の作動条件」、「工学的安全施設作動条件」、「制御棒引抜阻止回路の作動条件」及び「本体施設の警報装置の作動条件」に抵触するような状態値はないと考えられる。しかし、最大外乱幅の試験を行った場合、1次冷却材温度変化率について「運転上の制限値」を上回る可能性があるので、小さな外乱の試験時に1次冷却材温度変化率を確認する必要がある。

原子炉出力30MW及び原子炉出口冷却材温度850°Cの状態で-40°Cの制御設定値変更を行った場合、原子炉出口温度がアンダーシュートすることはない。しかし、この時の1次冷却材温度の変化率は、最大40°C/hrであり原子炉出口冷却材温度650°C以上における運転上の制限値15°C/hrを上回る可能性がある。したがって、制限値を超える恐れがない-15°Cの制御設定値変更試験を最初に行い、原子炉出口冷却材温度の変化を確認しながら、運転上の制限を超えないように試験を行う。原子炉出力の変化幅は最大で約8%（約2.4MW）である。

試験時に発報が予想される警報はない。

試験時に発散等の異常な兆候が現れた場合は、下位制御系である原子炉出力制御系のモードを手動にする。

5. 事前評価

制御特性試験における制御定数のサーベイ範囲を明らかにするために、高温ガス炉用プラント動特性解析コード"ACCORD"⁽⁵⁾を使用して事前解析を実施した。本事前解析により、制御系の安定領域を解析的に確認することができる。また、試験に必要な時間の概略値を得ることができる。

ACCORD コードについては、他のプラント動特性解析コードとのクロスチェックにより解析結果の妥当性が示されている⁽⁵⁾。また、系統別・総合機能試験の結果を用いて機器構造物の熱容量が実機を模擬するように、解析モデルに改良を加えてきた。制御系の解析モデルについては、系統別・総合機能試験で実施された 1 次冷却材流量制御系の特性試験結果を解析結果と比較することにより、その妥当性を確認している。

以下に制御特性試験の事前解析の内容について示す。

5.1 加圧水温度制御系の事前評価

(1) 解析条件

- ・定格・単独運転モード
- ・原子炉出力 : 9MW
- ・原子炉入口冷却材温度 : 180°C
- ・原子炉出口冷却材温度 : 315°C
- ・加圧水温度の初期値 : 79°C
- ・±5°C の加圧水温度制御系の設定値変更
- ・A/C 周りの初期値

加圧水流量 :	194 t hr (加圧水全流量 638 t hr の 30 %)
バイパス流量 :	444 t hr (加圧水全流量 638 t hr の 70 %)
入口加圧水温度 :	92 °C
出口加圧水温度 :	51 °C
合流部加圧水温度 :	79 °C
空気風量 :	2178 t hr (ファン 6 台運転時の定格風量)
外気温度 :	33 °C

(2) 解析ケース

事前解析のケースを下記に示す。太線で囲んだ CASE2、CASE3、CASE7、CASE10 及び CASE11 が出力上昇試験における試験ケースである。なお、太字の CASE7 は制御定数の標準値を用いたケースである。

		積分時定数 (I 値)			
		100	500	1000	2000
比例ゲイン (P 値)	0.6	CASE1	CASE2	CASE3	CASE4
	1.2	CASE5	CASE6	CASE7	CASE8
	2.4	CASE9	CASE10	CASE11	CASE12
	10.0	CASE13	CASE14	CASE15	CASE16

(3) 解析結果

各解析ケースの安定性の結果を下記に示す。外乱投入時に発散するケースについて×印を、収束するケースに○印を付した。

		積分時定数 (I 値)			
		100	500	1000	2000
比例ゲイン (P 値)	0.6	○	○	○	○
	1.2	○	○	○	○
	2.4	○	○	○	○
	10.0	○	○	○	○

各解析ケースの挙動に関して、出力上昇試験で実施する試験ケースについて示したものと Fig.5.1.1 に示す。また、制御定数の積分時定数を固定して比例ゲインを 0.6~10.0 の範囲で変化させた場合のケースについて示したものと Fig.5.1.2~5.1.5 に、制御定数の比例ゲインを固定して積分時定数を 100~2000 の範囲で変化させた場合のケースについて示したものと Fig.5.1.6~5.1.9 に示す。全ての解析ケースの主要な状態値の変化については付録に示す。

(4) 考察

制御偏差が 1°C 以内となる時間を試験時間として考えると、制御定数が標準値である CASE7 の解析結果 (Fig.5.1.1 参照) から、試験時間として外乱を投入してから 2hr、復帰の応答のために 2hr の合計 4hr 必要である。

安定性については、制御系の応答が最も早くなる CASE13 の場合でも、オーバーシュートはほとんどない。したがって、制御系の定数について、P 値は 0.6~10.0、I 値は 100~2000 の範囲で変更しても制御系が不安定になることはないと考えられる。ただし、P 値を小さくした場合、I 値を大きくした場合には制御設定値に応答が収束するまで時間がかかる。

5.2 原子炉入口温度制御系の事前評価

(1) 解析条件

- ・定格・単独運転モード
- ・原子炉出力 : 9MW
- ・原子炉入口冷却材温度 : 180°C
- ・原子炉出口冷却材温度 : 315°C
- ・加圧水温度制御系とカスケード構成とする。
- ・±10°C の原子炉入口温度制御系の設定値変更
- ・A/C 周りの初期値 : 加圧水温度制御系事前解析の条件と同じである。

(2) 解析ケース

事前解析のケースを下記に示す。太線で囲んだ CASE2、CASE3、CASE7、CASE10 及び CASE11 が出力上昇試験における試験ケースである。太字の CASE7 は制御定数の標準値を用いたケースである。

		積分時定数 (I 値)			
		60	300	600	1200
比例ゲイン (P 値)	0.5	CASE1	CASE2	CASE3	CASE4
	1.0	CASE5	CASE6	CASE7	CASE8
	2.0	CASE9	CASE10	CASE11	CASE12
	10.0	CASE13	CASE14	CASE15	CASE16

(3) 解析結果

各解析ケースの安定性の結果を下記に示す。外乱投入時に発散するケースについて×印を、収束するケースに○印を付した。

		積分時定数 (I 値)			
		60	300	600	1200
比例ゲイン (P 値)	0.5	○	○	○	○
	1.0	○	○	○	○
	2.0	×	○	○	○
	10.0	×	○	○	○

各解析ケースの挙動に関して、試験ケースについて示したものと Fig.5.2.1 に示す。また、制御定数の積分時定数を固定して比例ゲインを 0.5~10.0 の範囲で変化させた場合のケースについて示したものと Fig.5.2.2~5.2.5 に、制御定数の比例ゲインを固定して積分時定数を 60~1200 の範囲で変化させた場合のケースについて示したものと Fig.5.2.6~5.2.9 に示す。-10°C の設定値変更の時に不安定な挙動を示すケースはないが、Fig.5.2.6 及び Fig.5.2.7 に示すように試験開始時の状態の復帰させる +10°C の設定値変更の時に CASE1 及び CASE5 は、約 7°C のオーバーシュートして振動しながら制御設定値に整定する。また、Fig.5.2.8 に示すように CASE9 は振幅約 4°C、周期 20 分の振動的な挙動を示している。CASE13 についても同様に振動的な挙動を示している (Fig.5.2.9 参照)。全ての解析ケースの主要な状態値の変化については付録に示す。

(4) 考察

制御偏差が 1°C 以内となる時間を試験時間として考えると、制御定数が標準値である CASE7 の解析結果 (Fig.5.2.1 参照) から、試験時間として外乱を投入してから 2hr、復帰の応答のために 2hr の合計 4hr 必要である。

安定性については、制御系の応答が早くなる CASE9 及び CASE13 の場合に、原子炉入口冷却材温度は発散傾向となる。したがって、制御系の定数について、CASE9 及び CASE13 のケースを除いた P 値は 0.5~10.0、I 値は 60~1200 の範囲で制御系が不安定になることはないと考えられる。ただし、P 値を小さくした場合、I 値を大きくした場合には制御設定値に整定するまで時間がかかる。

5.3 原子炉出力制御系の事前評価

5.3.1 ローカルモード

(1) 解析条件

- ・ 定格・単独運転モード
- ・ 原子炉出力 : 9MW

- ・原子炉入口冷却材温度 : 180°C
- ・原子炉出口冷却材温度 : 315°C
- ・原子炉入口温度制御系は作動状態とする。ただし、原子炉出力制御装置はローカルモードなので、原子炉出力制御系の設定値に関係なく原子炉入口温度制御系の設定値は 180°C である。
- ・ $\pm 2\% / \pm 5\%$ の原子炉出力制御系の設定値変更
- ・A/C 周りの初期値 : 加圧水温度制御系事前解析の条件と同じである。

(2) 解析ケース

事前解析のケースを下記に示す。太線で囲んだ CASE1、CASE2、CASE5、CASE9 及び CASE13 が出力上昇試験における試験ケースである。太字の CASE9 は制御定数の標準値を用いたケースである。

		積分時定数 (I 値)				外乱幅(%)
		1	6	12	24	
比例ゲイン (P 値)	0.5 倍	—	—	CASE1	CASE2	$\pm 2\%$
	CASE3	CASE4	CASE5	CASE6	CASE7	$\pm 5\%$
	標準値*	CASE8	CASE9	CASE10	CASE11	$\pm 5\%$
	2.0 倍	CASE12	CASE13	CASE14	CASE15	$\pm 5\%$
	10.0 倍	CASE16	CASE17	CASE18	CASE19	$\pm 5\%$

* 各制御棒に対する比例ゲインは以下のとおり。

C 制御棒 : 2.199 mm/%

R1 制御棒 : 2.590 mm/%

R2 制御棒 : 5.943 mm/%

(3) 解析結果

各解析ケースの安定性の結果を下記に示す。外乱投入時に発散するケースについて×印を付した。

		積分時定数 (I 値)				外乱幅(%)
		1	6	12	24	
比例ゲイン (P 値)	0.5 倍	—	—	○	○	$\pm 2\%$
	○	○	○	○	○	$\pm 5\%$
	標準値*	×	○	○	○	$\pm 5\%$
	2.0 倍	×	○	○	○	$\pm 5\%$
	10.0 倍	×	○	○	○	$\pm 5\%$

各解析ケースの挙動に関して、試験ケースの原子炉出力について示したものを Fig.5.3.1 及び Fig.5.3.2 に示す。また、外乱幅 $\pm 5\%$ に対し制御定数の積分時定数を固定して比例ゲインを標準値の 0.5 倍～10.0 倍の範囲で変化させた場合のケースについて示したものを Fig.5.3.3～5.3.7 に、制御定数の比例ゲインを固定して積分時定数を 1～24 の範囲で変化させた場合のケースについて示したものを Fig.5.3.8～5.3.11 に示す。試験ケースに不安定な挙動となるものはない。CASE7、CASE11 及び CASE15 は、Fig.5.3.4 及び Fig.5.3.5 に示すように外乱投入時に振幅約 4MW の振動的な挙動を示している。周期については、CASE7 が約 24 分、CASE11 及び CASE15 が約 12 分である。全ての解析ケースの主要な状態値の変化については付録に示す。

(4) 考察

原子炉出力の制御偏差が不感帯の幅である 0.5%以内となる時間を試験時間として考えると、制御定数が標準値である CASE9 の解析結果 (Fig.5.3.2 参照) から、試験時間として外乱を投入してから 0.5hr、復帰の応答のために 0.5hr の合計 1hr 必要である。しかし、付録に示すように原子炉入口温度の制御偏差が 1°C以内となる時間としては、試験時間として外乱を投入してから 2hr、復帰の応答のために 3.5hr の合計 5.5hr 必要である。

安定性については、制御系の応答が早くなる CASE7、CASE11 及び CASE15 の場合に、原子炉出力は発散傾向となる。したがって、制御系の定数について、CASE7、CASE11 及び CASE15 のケースを除いた P 値は標準値の 0.5 倍～10.0 倍、I 値は 6～24 の範囲で制御系が不安定になることはないと考えられる。ただし、P 値を小さくした場合、I 値を大きくした場合には制御設定値に整定するまで時間がかかる。

5.3.2 リモートモード

(1) 解析条件

- ・定格・単独運転モード
- ・原子炉出力 : 9MW
- ・原子炉入口冷却材温度 : 180°C
- ・原子炉出口冷却材温度 : 315°C
- ・原子炉入口温度制御系はリモートモードで作動状態とする。したがって、原子炉入口温度制御系の設定値は原子炉出力制御系の設定値に応じた値となる。
- ・+3%、+5%、+10%の原子炉出力制御系の設定値変更
- ・各制御系の制御定数については標準値を使用する。
- ・A/C 周りの初期値：加圧水温度制御系事前解析の条件と同じである。

(2) 解析ケース

- ・原子炉出力 9MW における+3%の原子炉出力制御系設定値変更
- ・原子炉出力 9MW における+5%の原子炉出力制御系設定値変更
- ・原子炉出力 9MW における+10%の原子炉出力制御系設定値変更

(3) 解析結果及び考察

原子炉出力 9MW における原子炉出力制御系設定値変更時の挙動に関して、外乱投入後 30 分間の原子炉出力について示したものを Fig.5.3.12 に、外乱投入後 7 時間の 1 次冷却材温度について示したものを Fig.5.3.13 に示す。

標準値の制御定数による試験ケースについて、原子炉の挙動が不安定になるようなことはない。原子炉出力 9MW における+10%の原子炉出力制御系設定値変更については、原子炉出力はオーバーシュートがなく、約 10 分の時定数で新たな制御設定値である原子炉出力 40% (12MW) に制御される。原子炉入口冷却材温度については、約 5°Cのオーバーシュートの後、原子炉出力 12MW の対応する設定値 210°Cに制御される。原子炉出口冷却材温度については、1 次冷却材流量が一定値に制御されているので、原子炉出力及び原子炉入口冷却材温度の変化に応じた挙動となるが、外乱投入後の最初の 1 時間で約 40°Cの温度変化が生じ、1 次冷却材

温度変化率の運転上の制限値である $35^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ を上回っている。原子炉出力 9MW における $+3\%$ 及び $+5\%$ の原子炉出力制御系設定値変更についての解析結果についても、 $+10\%$ の場合と同様な挙動になる。しかし、原子炉出口冷却材温度変化率については、それぞれ $17^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ 、 $27^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ であり運転上の制限値を上回ることはない。したがって、原子炉冷却設備機器へのサーマルショックを防止する観点から、実際の試験時には、 $+5\%$ の原子炉出力制御系設定値変更を最初に実施し、1次冷却材の温度変化率を確認しながら進める計画とする。

5.4 原子炉出口温度制御系の事前評価

(1) 解析条件

- ・定格・単独運転モード
- ・原子炉出力 : 30MW
- ・原子炉入口冷却材温度 : 395°C
- ・原子炉出口冷却材温度 : 850°C
- ・ -40°C の原子炉出口温度制御系の設定値変更
- ・各制御系の制御定数については標準値を使用する。
- ・A/C 周りの初期値

加圧水流量 :	374 t/hr (加圧水全流量 619 t hr の 59%)
バイパス流量 :	255 t hr (加圧水全流量 619 t hr の 41%)
入口加圧水温度 :	181°C
出口加圧水温度 :	115°C
合流部加圧水温度 :	142°C
空気風量 :	2178 t hr (ファン 6 台運転時の定格風量)
外気温度 :	33°C

(2) 解析ケース

- ・原子炉出力 30MW における -40°C の原子炉出口温度制御系設定値変更

(3) 解析結果及び考察

原子炉出力 30MW 、原子炉出口冷却材温度 850°C における -40°C の原子炉出口温度制御系設定値変更時の挙動を Fig.5.4.1 に示す。

標準値の制御定数による試験ケースについて、原子炉の挙動が不安定になるようなことはない。原子炉出口冷却材温度は設定値 810°C に対して約 5°C アンダーシュートしている。アンダーシュート分を補償するため外乱投入 5hr 後においても、原子炉出力は緩やかに上昇している。試験の復帰動作として実施される $+40^{\circ}\text{C}$ の原子炉出口温度制御系設定値変更時において同程度のオーバーシュートが予想されるが、原子炉スクラム設定値は 869°C であり試験により誤スクラムすることないと考えられる。試験中の1次冷却材温度変化率は、運転上の制限値である $15^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ を上回っている。この場合、原子炉冷却設備機器へのサーマルショックを防止する観点から、運転上の制限値を超える外乱試験は実施しないこととする。したがって、実際の試験時には、 15°C の原子炉出口温度制御系設定値変更を最初に実施し、1次冷却材の温度変化率を確認しながら進める計画とする。

6. おわりに

HTTR の出力上昇試験において実施する原子炉出口温度制御系、原子炉出力制御系、原子炉入口温度制御系及び加圧水温度制御系の試験計画を立案した。試験計画の立案に当っては、事前評価結果を参考にし試験中に異常な状態にならないことを確認することができた。また、試験の実施可能範囲をサーベイすることで、原子炉出力制御系、原子炉入口温度制御系及び加圧水温度制御系の安定領域を明らかにすることができた。これらの試験計画に従って、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での試験結果を踏まえ、必要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、川路皓 HTTR 試験室計測制御グループリーダには、制御設定値変更の投入方法について具体的な助言をいただきました。また、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。事前評価にあたり解析作業に協力していただいた(株)CSK 野口氏に感謝いたします。

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)及び(株)東芝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) S. Saito et al. : JAERI 1332, "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)" (1994).
- (2) 試験室 : 私信
- (3) 試験室 : 私信
- (4) 田中利幸 他 : 日本原子力学会誌, 日本原子力学会, 41, 686 (1999)
- (5) 竹田武司 他 : JAERI-Data/Code 96-032, "高温ガス炉用プラント動特性解析コード"ACCORD"の開発" (1996).

Table 2.1 Function of each control system, input and output signal

制御系	制御機能	入力信号 (PV 値)	出力信号 (MV 値)
加圧水温度制御系	1 次加圧水冷却器入口の加圧水温度を適切な値に制御するため、加圧水空気冷却器の空気冷却器出口流量調節弁及びバイパス流量調節弁の開度を調節する。	1 次加圧水冷却器入口加圧水温度 (135TE5A, 135TE5B, 135TE5C)	空気冷却器出口流量調節弁(135VC1) 開度 バイパス流量調節弁(135VC2)開度
原子炉入口温度制御系	1 次冷却材の原子炉入口温度を一定に維持するためには、加圧水温度を調節する。	原子炉入口冷却材温度 (133TE4A, 133TE4B, 133TE4C)	加圧水温度制御系目標値
原子炉出力制御系	原子炉出力が設定値に追従するように、制御棒位置指令信号と制御棒位置の偏差信号に比例した速度信号を制御棒駆動装置に送信し、制御棒の位置を調節する。	原子炉出力 (出力領域中性子束) (2411NY011A, 2411NY011B, 2411NY011C)	制御棒速度指令
原子炉出口温度制御系	1 次冷却材の原子炉出口温度が設定値に追従するように、原子炉出力の目標値を原子炉出力制御系に与える。	原子炉出口冷却材温度 (133TE1A, 133TE1B, 133TE1C)	原子炉出力制御系目標値

Table 2.2 Parameters in pressurized water temperature control system

制御系名称	分散	POL ループ/シート	AP シンボル	パラメータ 名称	パラメータ 意味	現状設定値
加圧水温度 制御系	G2	25/2	135TM5S1 (S/S)	135T5S1D (SET)	CONST	1879
				135T5S1AD (SET)	CONST	2.0
				135T5S1SD (SET)	CONST	0.8
				135T5S1S (SET)	CONST	4.0
		25/4	135TM5S3 (PI)	GAIN	比例ゲイン	0.4
				RESET	積分時定数	1000.0
				RATE	—	0.0
				HILIMT	弁開度上限	95.0%
				LOLIMT	弁開度下限	5.0%
				SET	制御偏差大 警報	0.7°C
		135TS5S2 (H)	135TT5S1	GAP	—	0.0
				PRESET	ワンドットタイマー	1.2
				PRESET	ワンドットタイマー	1.2

注：出力上昇試験で調整するパラメータを太枠で示す。

Table 2.3 Parameters in reactor inlet coolant temperature control system

制御系	分散	POL ループ/シート	AP シンボル	パラメータ 変数	パラメータ 意味	現状設定値
原子炉入口 温度制御系	G2	24/2	133TM4S4 (S/S)	133T4S4D (SET)	CONST	1867
				133T4S4AD (SET)	CONST	0.8
				133T4S4SD (SET)	CONST	0.4
				133T4S4S (SET)	CONST	2.0
		133TM4S5 (FX)	(X1, Y1) (X2, Y2) (X3, Y3) (X4, Y4)	NUMBER	関数データ 点数	4.0
				(X1, Y1)	データ 1	0%, 180°C
				(X2, Y2)	データ 2	30%, 180°C
				(X3, Y3)	データ 3	100%, 395°C
				(X4, Y4)	データ 4	120%, 395°C

注：出力上昇試験で調整するパラメータを太枠で示す。

Table 2.3 Parameters in reactor inlet coolant temperature control system (continued)

制御系	分散	POL ループシート	AP シンボル	パラメータ 変数	パラメータ 意味	現状設定値
原子炉入口 温度制御系	G2	24/4	133TM4S1 (S/S)	133T4S1D (SET)	CONST	1873
				133T4S1AD (SET)	CONST	3.0
				133T4S1SD (SET)	CONST	1.3
				133T4S1S (SET)	CONST	3.0
		24/6	133TS4S2 (H)		SET	405.0
			133TS4S2 (H)		GAP	7.5
		24/6	133TM4S9 (RLIM)	133T4S9S (SET)	CONST	0.0139°C/sec
			133TS4S4 (H)		SET	30.7
			133TS4S4 (H)		GAP	0.0
			133TM4S9		HILIMIT	395.0
		24/8	133TT4S1		LOLIMIT	180.0
			133TT4S1		PRESET	ワンショットタイマー
			133TM4S3 (PI)		GAIN	比例ゲイン
		24/10	133TM4S3 (PI)		RESET	積分時定数
			133TM4S3 (PI)		RATE	—
			133TM4S3 (PI)		HILIMIT	加圧水温度 上限
			133TM4S3 (PI)		LOLIMIT	加圧水温度 下限
			133TS4S3 (H)		SET	制御偏差大 警報
			133TS4S3 (H)		GAP	—
		24/10	133TM4S6 (FX)		NUMBER	閾数データ 点数
			133TM4S6 (FX)		(X1, Y1)	データ 1 0%, 180°C
			133TM4S6 (FX)		(X2, Y2)	データ 2 30%, 180°C
			133TM4S6 (FX)		(X3, Y3)	データ 3 100%, 395°C
			133TM4S6 (FX)		(X4, Y4)	データ 4 120%, 395°C
		24/10	133TS4S5 (H)		SET	制御設定値 異常警報
			133TS4S5 (H)		GAP	—

注：出力上昇試験で調整するパラメータを太枠で示す。

Table 2.4 Parameters in reactor power and reactor outlet coolant temperature control systems

制御系	制御要素	該当レジスタ	現状設定値	
			換算値	工学値
原子炉出力制御系	原子炉出力信号入力進み	FS0043	0.0	0.0sec
	原子炉出力信号入力遅れ	FS0044	2.0	2.0sec
	原子炉出力指令信号入力進み	FS0047	0.0	0.0sec
	原子炉出力指令信号入力遅れ	FS0048	2.0	2.0sec
	原子炉出力指令進み	FS0235	999.0	999.0sec
	原子炉出力指令遅れ	FS0236	999.0	999.0sec
	原子炉出力指令不感帯	FS0240	0.004	0.4%
	原子炉出力制御偏差 引抜き／挿入要求判定	FS0241	-0.003	
	C 制御棒比例ゲイン	FS0096	0.043	2.20mm/%
	R1 制御棒比例ゲイン	FS0097～FS0102	0.050	2.59mm/%
	R2 制御棒比例ゲイン	FS00103～FS0108	0.116	5.94mm/%
	C 制御棒積分時定数	FS0128	12.0	12.0sec
	R1 制御棒積分時定数	FS0129～FS0134	12.0	12.0sec
	R2 制御棒積分時定数	FS00135～FS0140	12.0	12.0sec
	C 制御棒位置バランスゲイン	FS0256	2.33	0.0455 %/mm
	R1 制御棒位置バランスゲイン	FS0323, FS0363, FS0398, FS0434, FS0470, FS0506	2.0	0.0386 %/mm
	R2 制御棒位置バランスゲイン	FS0543, FS0579, FS0613, FS0650, FS0685, FS0721	0.862	0.0168 %/mm
	原子炉出力制御偏差大	FS0820, FS0821	0.1	10%
	C 制御棒感度補正関数	FS1056, FS1057	-0.067	-342mm
		FS1058, FS1059	1.0	5130mm
	C 制御棒感度補正逆関数	FS2016, FS2017	-0.067	-342mm
		FS2018, FS2019	1.0	5130mm
R1 制御棒感度補正関数	FS1120, FS1121 FS1184, FS1185 FS1248, FS1249 FS1312, FS1313 FS1376, FS1377 FS1440, FS1441	-0.067	-342mm	
	FS1122, FS1123 FS1186, FS1187 FS1250, FS1251 FS1314, FS1315 FS1378, FS1379 FS1442, FS1443	1.0	5130mm	

注：出力上昇試験で調整するパラメータを太枠で示す。

Table 2.4 Parameters in reactor power and reactor outlet coolant temperature control systems (continued)

制御系	制御要素	該当レジスタ	現状設定値	
			換算値	工学値
原子炉出力制御系	R1 制御棒感度補正逆関数	FS2080, FS2081 FS2144, FS2145 FS2208, FS2209 FS2272, FS2273 FS2336, FS2337 FS2400, FS2401	-0.067	-342mm
		FS2082, FS2083 FS2146, FS2147 FS2210, FS2210 FS2274, FS2275 FS2338, FS2339 FS2402, FS2403	1.0	5130mm
		FS1504, FS1505 FS1568, FS1569 FS1632, FS1633 FS1696, FS1697 FS1760, FS1761 FS1824, FS1825	-0.067	-342mm
		FS1506, FS1507 FS1570, FS1571 FS1634, FS1635 FS1698, FS1699 FS1762, FS1763 FS1826, FS1827	1.0	5130mm
		FS2464, FS2465 FS2528, FS2529 FS2592, FS2593 FS2656, FS2657 FS2720, FS2721 FS2784, FS2785	-0.067	-342mm
	R2 制御棒感度補正逆関数	FS2466, FS2467 FS2530, FS2531 FS2594, FS2595 FS2658, FS2659 FS2722, FS2723 FS2786, FS2787	1.0	5130mm

注：出力上昇試験で調整するパラメータを太枠で示す。

Table 2.4 Parameters in reactor power and reactor outlet coolant temperature control systems (continued)

制御系	制御要素	該当レジスタ	現状設定値	
			換算値	工学値
原子炉出口温度制御系	原子炉出力指令変換関数 (定格運転モード)	FS0928	0.3	
		FS0929	1.3	
		FS0930	2.3	
		FS0931	3.3	
	原子炉出力指令変換関数 (高温試験運転モード)	FS0944	0.3	
		FS0945	1.3	
		FS0946	2.3	
		FS0947	3.3	
	原子炉出口温度信号入力進み	FS0045	0.0	0.0sec
	原子炉出口温度信号入力遅れ	FS0046	2.0	2.0sec
	原子炉出口温度制御比例ゲイン	FS0075	2.5	0.25%/°C
	原子炉出口温度制御積分時定数	FS0076	800.0	800.0sec
	原子炉出口温度指令進み	FS0215	999.0	999.0sec
	原子炉出口温度指令遅れ	FS0216	999.0	999.0sec
	原子炉出力指令バランスゲイン	FS0224	0.04	0.4°C/%
	原子炉出口温度制御偏差大	FS0815, FS0816	0.085	85°C

注：出力上昇試験で調整するパラメータを太枠で示す。

Table 4.1 Limiting value for reactor operation

設備	制限事項	制限値
原子炉 本体施設	(1) 最大過剰反応度 (2) 反応度停止余裕（ここでいう反応度停止余裕とは、最大反応度効果を有する制御棒 1 対が全引抜位置のまま挿入できない時の反応度停止余裕をいう。） (3) 最大反応度添加率 (4) 連続最大熱出力 (5) 原子炉出口冷却材温度 ・定格運転時 ・高温試験運転時 (6) 1 次冷却材の昇温、降温速度 650°C未満 650°C以上 (7) 1 次側部遮へい体温度 (8) 1 燃焼サイクルにおける高温試験運転の積算運転日数 及び合計運転日数（積算運転日数／合計運転日数） ・高温試験運転のみを行う場合 ・高温試験運転と定格運転を行う場合	0.165 Δk/k 0.01 Δk/k 以上 2.4 × 10 ⁻⁴ Δk/k/s 30MW 859°C以下 957°C以下 35°C/h 以下 15°C/h 以下 65°C以下 330 日以下 220 日以下／660 日以下

Table 4.2 Signal set point for reactor scram

項目	作動条件	阻止条件
原子炉スクラム 単独運転時及び並列運転時	広領域中性子束高	原子炉出力 30MW における広領域中性子束の 20%以上
	出力領域中性子束高	低設定：原子炉出力 30MW における出力領域中性子束の 20%以上
		高設定：原子炉出力 30MW における出力領域中性子束の 105.5%以上
	制御棒位置偏差大	制御棒相対位置の最大偏差が 20cm 以上 *1
	1 次加圧水冷却器 ヘリウム流量低	運転モードに応じた定格流量の 93%以下
	1 次冷却材放射能高	0.07MBq/cm ³ 以上
	1 次加圧水冷却器 出口ヘリウム温度高	425°C以上
	炉心差圧低	原子炉出力 100% 時：運転モードに応じた定格差圧の 78%以下 原子炉出力 0～100% の間：原子炉出力に比例した運転モードに応じた定格差圧の 30～78% の値以下

Table 4.2 Signal set point for reactor scram (continued)

項目		作動条件	阻止条件
原子炉スクラム	1次加圧水冷却器 加圧水流量低	運転モードに応じた定格流量の 87%以下	原子炉出力が 40000s^{-1} (広領域中性子束) 以下の場合手動 でスクラムを阻止できる。
	1次冷却材・加圧水 差圧高	0.83MPa 以上	原子炉出力が 40000s^{-1} (広領域中性子束) 以下の場合手動 でスクラムを阻止できる。
	1次冷却材・加圧水 差圧低	0.15MPa 以下	原子炉出力が 40000s^{-1} (広領域中性子束) 以下の場合手動 でスクラムを阻止できる。
	地震加速度大	水平方向加速度が 0.70m/s^2 以上 又は垂直方向加速度が 0.35 m/s^2 以上	—
	手動スクラム	2 個の操作スイッチのうちいずれか 1 個のスイッチ操作による。	—
	中間熱交換器 1次冷却材流量低	運転モードに応じた定格流量の 92%以下 ただし、単独運転時を除く。	原子炉出力が 40000s^{-1} (広領域中性子束) 以下の場合手動 でスクラムを阻止できる。
	中間熱交換器 出口 1次冷却材 温度高	410°C以上 ただし、単独運転時を除く。	—
	1次・2次 ヘリウム 差圧大	0.17MPa 以上 ただし、単独運転時を除く。	原子炉出力が 40000s^{-1} (広領域中性子束) 以下の場合手動 でスクラムを阻止できる。
	2次ヘリウム 流量低	運転モードに応じた定格流量の 88%以下 ただし、単独運転時を除く。	原子炉出力が 40000s^{-1} (広領域中性子束) 以下の場合手動 でスクラムを阻止できる。
	定格運転時	原子炉出口 冷却材温度高	869°C以上
高温試験運転時	原子炉出口 冷却材温度高	967°C以上	—
	1次加圧水冷却器 ヘリウム流量低	運転モードに応じた定格流量の 27%以下	原子炉出力が 40000s^{-1} (広領域中性子束) 以下の場合手動 でスクラムを阻止できる。
	原子炉出口冷却材温 度高	967°C以上	—
特殊運転時	炉心差圧低	運転モードに応じた定格差圧の 3%以下	原子炉出力が 40000s^{-1} (広領域中性子束) 以下の場合手動 でスクラムを阻止できる。

Table 4.3 Signal set point for engineered safety features actuating

項目	作動条件	阻止条件
原子炉格納容器隔離	原子炉格納容器内圧力高	34.3kPa 以上
	原子炉格納容器内放射能高	通常運転時の放射能濃度の 10 倍以上
	1 次冷却材・加圧水差圧低	0.15MPa 以下 原子炉出力が 40000s^{-1} (広領域中性子束) 以下の場合手動で原子炉格納容器隔離を阻止できる。
	1 次ヘリウム純化設備流量高	定格流量の 127%以上
	サービスエリア放射能高	通常運転時の放射能濃度の 10 倍以上
	手動隔離	2 個の操作スイッチのうちいずれか 1 個の操作による。
補助冷却設備起動	原子炉スクラム	原子炉スクラムしや断器開 原子炉スクラムバイパスしや断器を手動閉で補助冷却設備起動を阻止できる。 1 次冷却材・補助冷却水差圧低で補助冷却設備起動を阻止できる。
	手動隔離	2 個で 1 組からなる 2 組の操作スイッチのうち、いずれか 1 組のスイッチ操作による。
補助冷却水系隔離	1 次冷却材・補助冷却水差圧低	0.17MPa 以下 原子炉出力が 40000s^{-1} (広領域中性子束) 以下の場合手動で補助冷却水系隔離を阻止できる。
	手動隔離	2 個で 1 組からなる 2 組の操作スイッチのうち、いずれか 1 組のスイッチ操作による。

Table 4.4 Signal set point for control rod withdrawal preventing interlock

項目	作動条件	阻止条件
制御棒引抜阻止インターロック	広領域中性子束高 原子炉出力 30MW における広領域中性子束の 15%以上	原子炉出力が 5%以上の場合 手動で制御棒引抜阻止を解除できる。
	出力領域中性子束高 低設定：原子炉出力 30MW における出力領域中性子束の 15%以上	原子炉出力が 5%以上の場合 手動で制御棒引抜阻止を解除できる。
	高設定：原子炉出力 30MW における出力領域中性子束の 103%以上	—
	出力領域中性子束変化率高 原子炉出口冷却材温度高 原子炉出力 30MW における出力領域中性子束の 7%ステップ相当以上 定格運転時 : 859°C以上 高温試験運転時 : 957°C以上	—
制御棒パターンインターロック	制御棒相対偏差大 原子炉出力が 30%を超える場合において制御棒位置の相対偏差が 20mm 以上 *1	—
	連続引抜制限 原子炉出力が 30%を超える場合において同一制御棒の連続的な引抜量または挿入量が 50mm 以上 *2	—

*1：ただし、①最外周制御棒の 3 対を除く。

- ②最外周制御棒 3 対を除く可動反射体領域のその他の制御棒について制御棒位置が上限になると制御棒相対位置比較から除く。
- ③原子炉出力が 30%以上 50%以下の間において最外周の制御棒 3 対を除く全制御棒について相対偏差が減少方向にある場合を除く。
- ④特殊運転の制御棒引抜試験時は 50mm 以上

*2：ただし、最外周制御棒 3 対を除く。

Table 4.5 Signal set point for operation alarm

項目	作動条件
広領域中性子束高	原子炉出力 30MW 広領域中性子束の 15%以上
出力領域中性子束高	低設定：原子炉出力 30MW における出力領域中性子束の 15%以上
	高設定：原子炉出力 30MW における出力領域中性子束の 103%以上
制御棒位置偏差大	原子炉出力が 30%を超える場合において制御棒位置の相対偏差が 20mm 以上*1
燃料領域放射能高	通常運転時の放射能濃度の 10 倍以上
1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低	運転モードに応じた定格流量の 97%以下（ただし、特殊運転における循環機停止試験時を除く。）
1 次冷却材放射能高	0.01MBq/cm ³ *2
1 次加圧水冷却器出口 ヘリウム温度高	420°C以上
1 次加圧水冷却器加圧水流量低	運転モードに応じた定格流量の 92%以下
1 次冷却材・加圧水差圧高	0.78MPa 以上
1 次冷却材・加圧水差圧低	0.19MPa 以下
1 次ヘリウム純化設備流量高	222kg/h 以上
原子炉格納容器内圧力高	19.6kPa 以上
原子炉格納容器内放射能高	通常運転時の放射能濃度の 2 倍以上
サービスエリア放射能高	通常運転時の放射能濃度の 2 倍以上
1 次冷却材・補助冷却水差圧低	0.25MPa 以下
1 次ヘリウム循環機出口圧力 (1 次加圧水冷却器) 高	4.12MPa 以上
原子炉入口冷却材温度高	405°C以上
1 次ヘリウム循環機出口 圧力 (1 次加圧水冷却器) 低	3.8MPa 以下
1 次ヘリウム循環機回転数 (1 次加圧水冷却器) 高	12100min ⁻¹ 以上
1 次加圧水冷却器加圧水入口 温度高	158.4°C
加圧水放射能高	通常運転時の放射能濃度の 2 倍以上
加圧水電気伝導度高	28 μ S/cm 以上
補助冷却器入口ヘリウム 温度高	750°C以上
補助冷却水流量低	待機運転時：18t/h 以下、起動時：48t/h 以下
補助冷却水圧力高	原子炉入口温度が出力上昇時に 280°C以下又は出力下降時に 260°C以下の場合：1.4MPa 以上
	原子炉入口温度が出力上昇時に 280°C以上又は出力下降時に 260°C以上の場合：2.4MPa 以上
補助冷却水圧力低	原子炉入口温度が出力上昇時に 280°C以下又は出力下降時に 260°C以下の場合：1.0MPa 以下
	原子炉入口温度が出力上昇時に 280°C以上又は出力下降時に 260°C以上の場合：2.0MPa 以下

Table 4.5 Signal set point for operation alarm (continued)

項目	作動条件
単独運転時及び並列運転時	炉容器冷却水流量低 70t/h 以下
	中間熱交換器 1 次冷却材 流量低 運転モードに応じた定格流量の 96%以下 ただし、単独運転時を除く。
	中間熱交換器 1 次冷却材 温度高 405°C以上 ただし、単独運転時を除く。
	1 次、2 次ヘリウム差圧大 0.16MPa 以上 ただし、単独運転時を除く。
	2 次ヘリウム流量低 運転モードに応じた定格流量の 93%以下 ただし、単独運転時を除く。
	1 次ヘリウム循環機回転数 (中間熱交換器) 高 12100min ⁻¹ 以上 ただし、単独運転時を除く。
	中間熱交換器出口 2 次 ヘリウム温度高 918°C以上 ただし、単独運転時を除く。
	2 次ヘリウム循環機 出口圧力高 4.41MPa 以上 ただし、単独運転時を除く。
	2 次ヘリウム放射能高 通常連転時の放射能濃度の 2 倍以上 ただし、単独運転時を除く。
	2 次ヘリウム循環機回転数高 12100min ⁻¹ 以上 ただし、単独運転時を除く。
高温試験運転時	2 次加圧水冷却器加圧水 入口流量低 190t/h 以下 ただし、単独運転時を除く。
	補助冷却器ヘリウム流量低 補助ヘリウム循環機 2 台運転時 : 2.15t/h 以下 補助ヘリウム循環機 1 台運転時 : 3.0t/h 以下
	原子炉出口冷却材温度高 859°C以上
特殊運転時	高温プレナム部温度高 925°C以上
	炉心差圧低 原子炉出力 100%時 : 運転モードに応じた定格差圧の 80% 以下 原子炉出力 0~100% の間 : 原子炉出力に比例した運転モードに応じた定格差圧の 35~79%以下
特殊運転時	1 次加圧水冷却器ヘリウム 流量低 運転モードに応じた定格流量の 31%以下
	原子炉出口冷却材温度高 957°C以上
	炉心差圧低 運転モードに応じた定格差圧の 5%以下

*1 : ただし、 ①最外周制御棒の 3 対を除く。

②最外周制御棒 3 対を除く可動反射体領域の他の制御棒について制御棒位置
が上限になると制御棒相対位置比較から除く。

③原子炉出力が 30%以上 50%以下の間において最外周の制御棒 3 対を除く全制御
棒について相対偏差が減少方向にある場合を除く。

④特殊運転の制御棒引抜試験時は 50mm 以上

*2 : 0.01MBq/cm³ で警報装置が作動した後は、放射能濃度の挙動を監視するため、0.03 MBq/cm³
までの範囲で変更が可能。

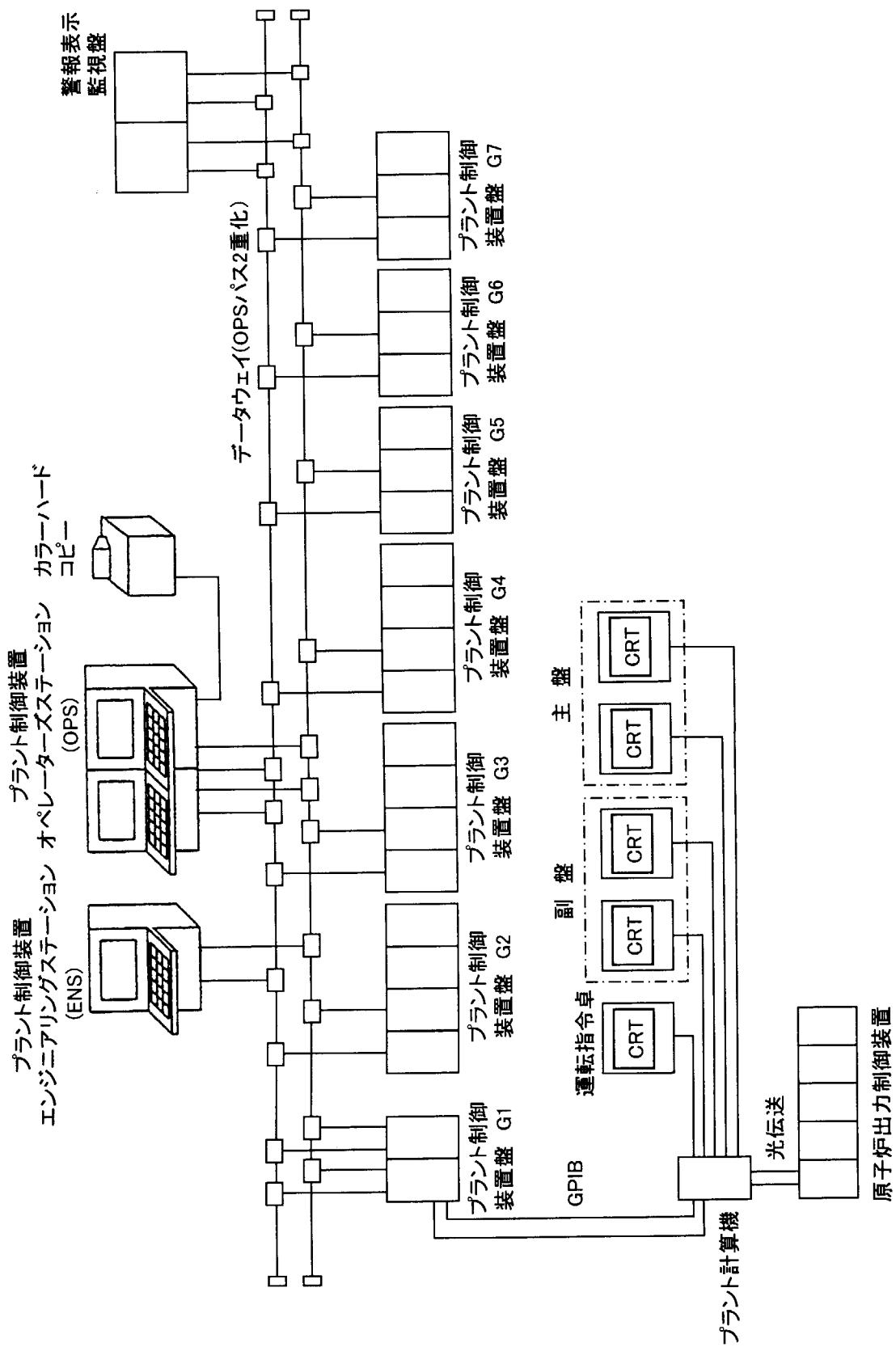


Fig.1.1 Overall architecture of I&C system in HTTR

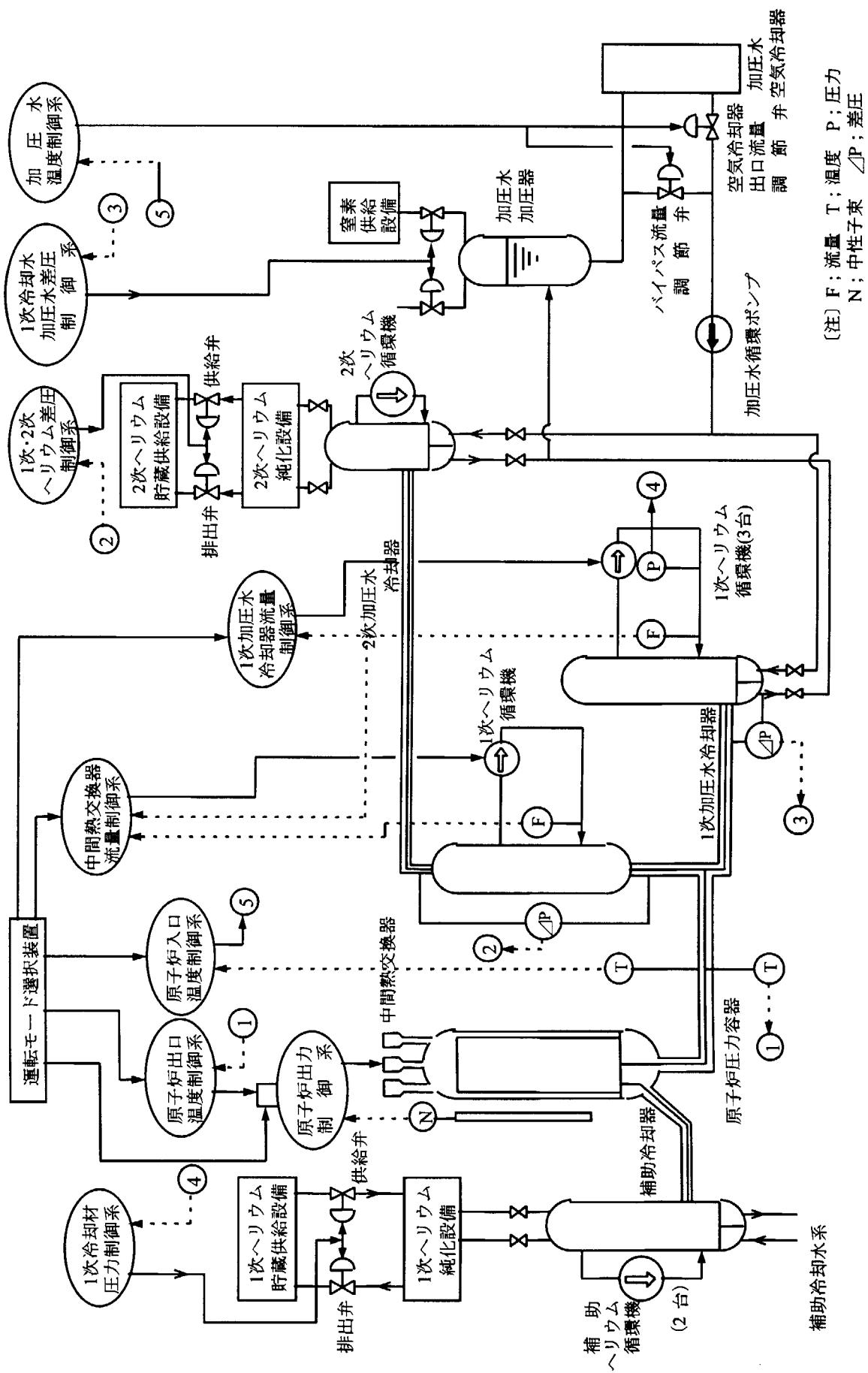


Fig1.2 Reactor control system in HTTR

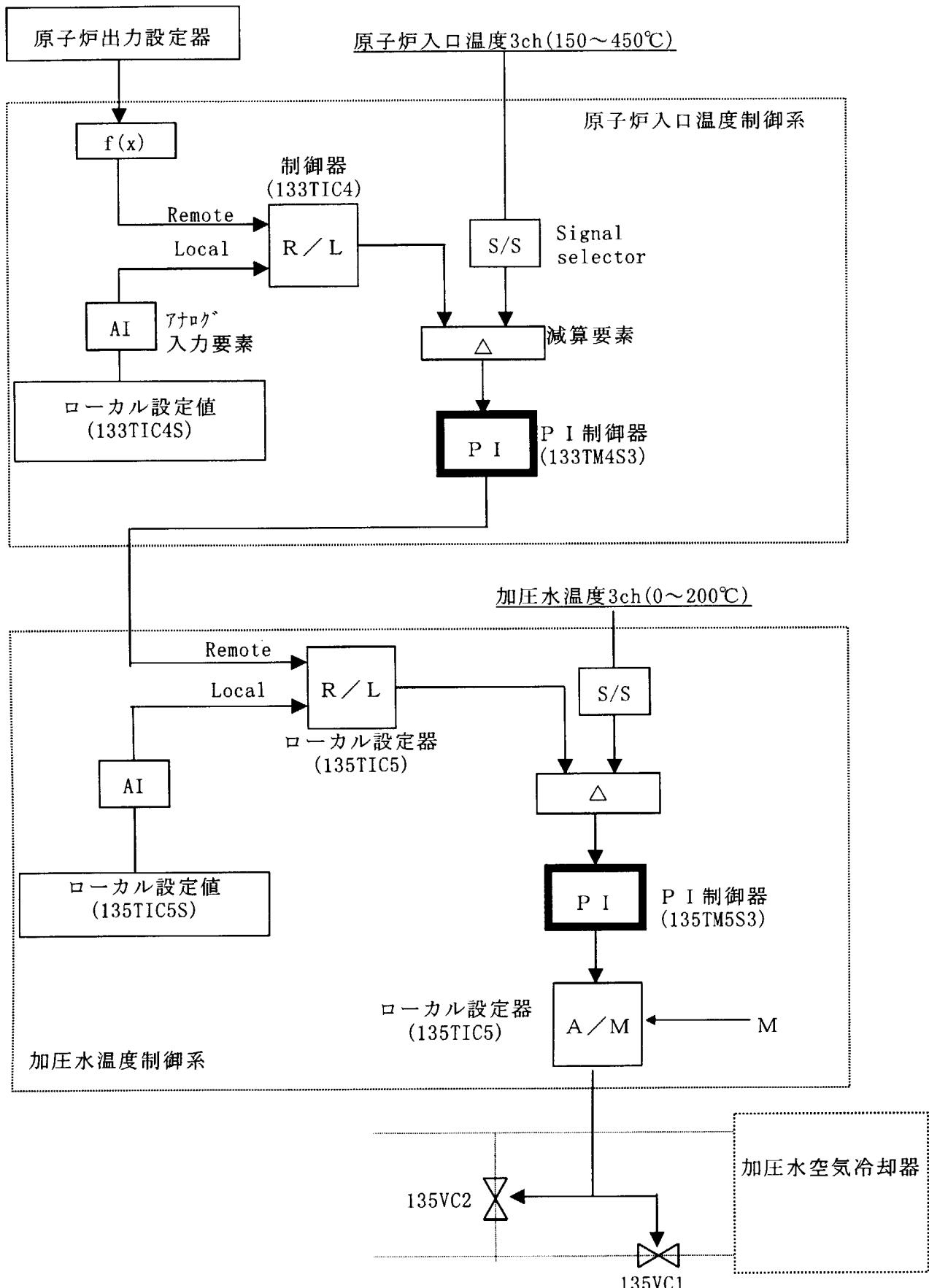


Fig. 2.1 Schematic diagram of pressurized water temperature and reactor inlet coolant temperature control systems

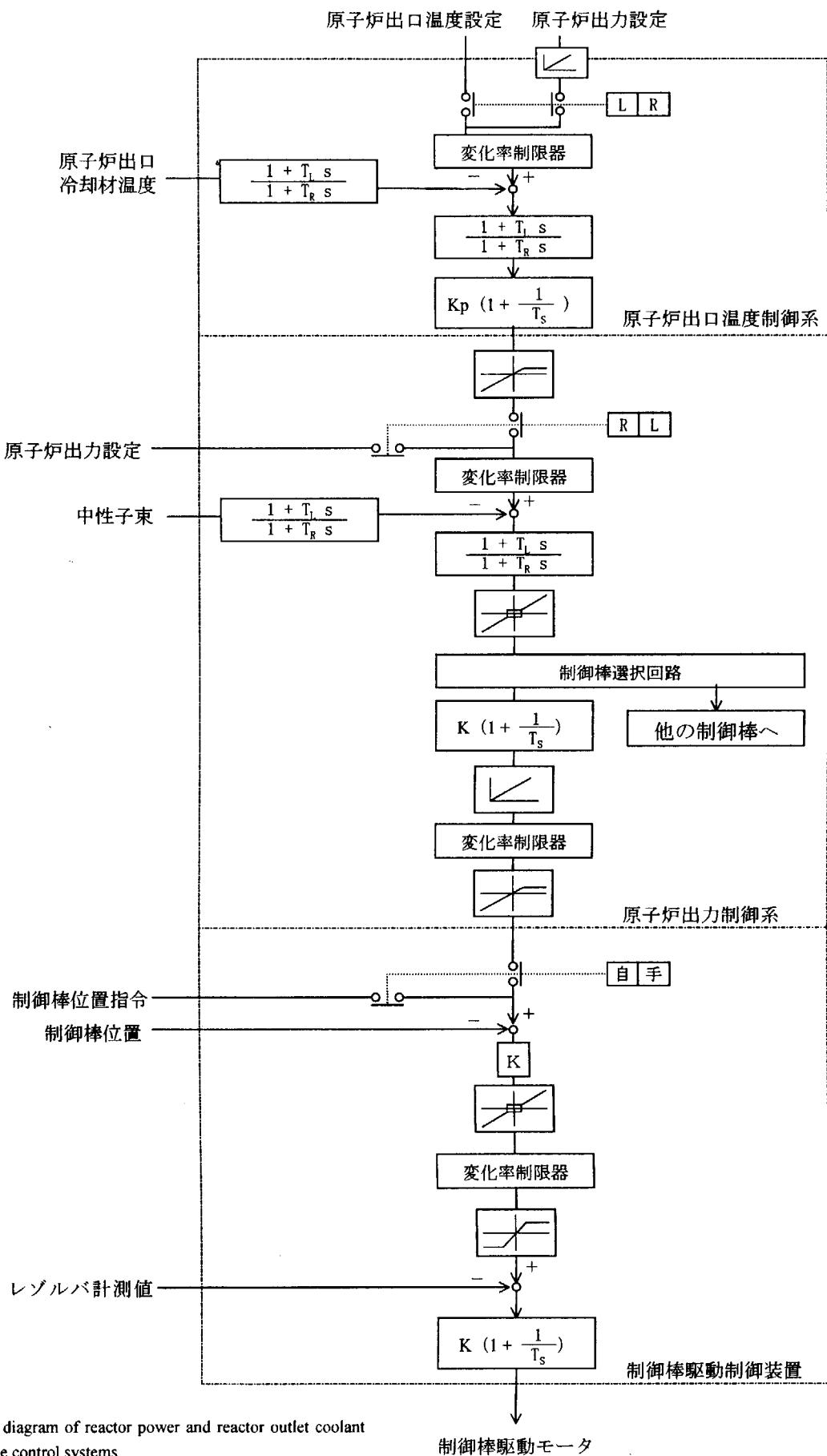


Fig.2.2 Schematic diagram of reactor power and reactor outlet coolant temperature control systems

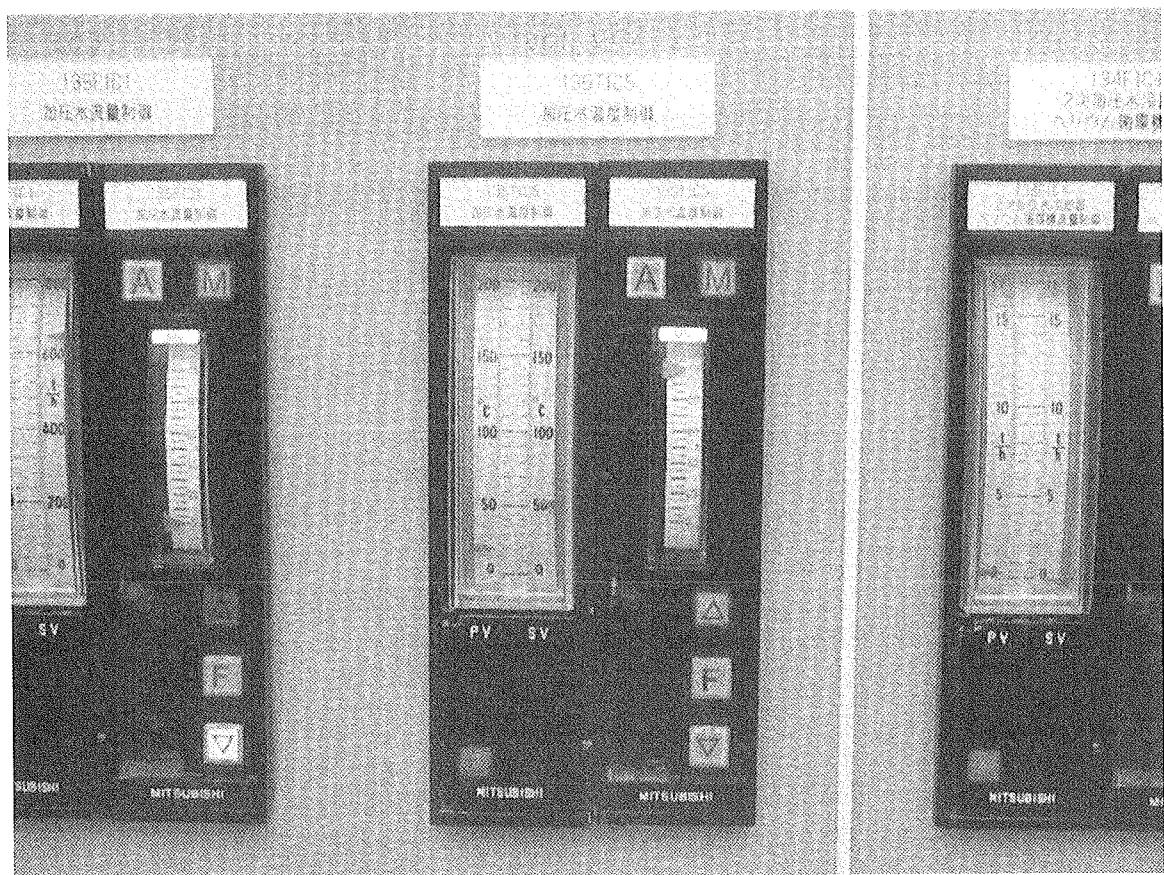


Fig.2.3 Exterior of A/M station for pressurized water temperature control system

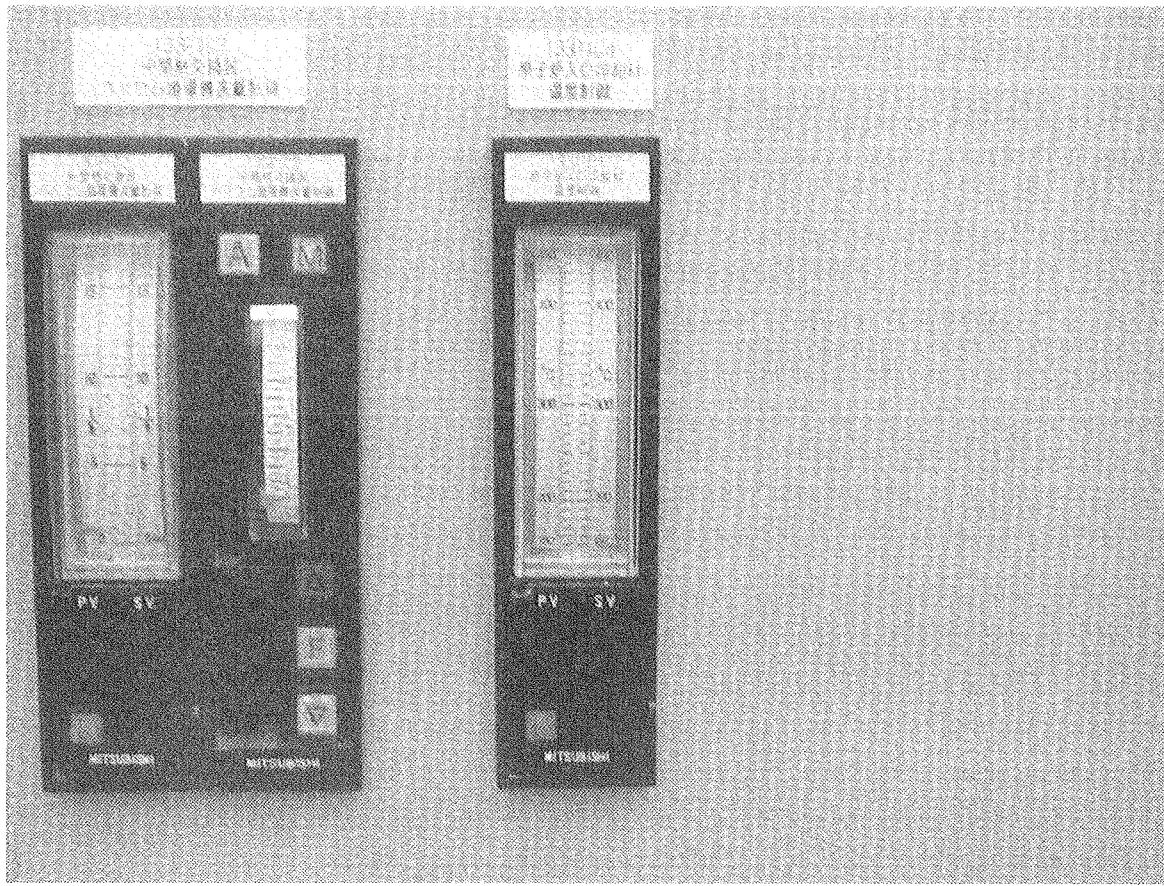


Fig.2.4 Exterior of L/R station for reactor inlet coolant temperature control system

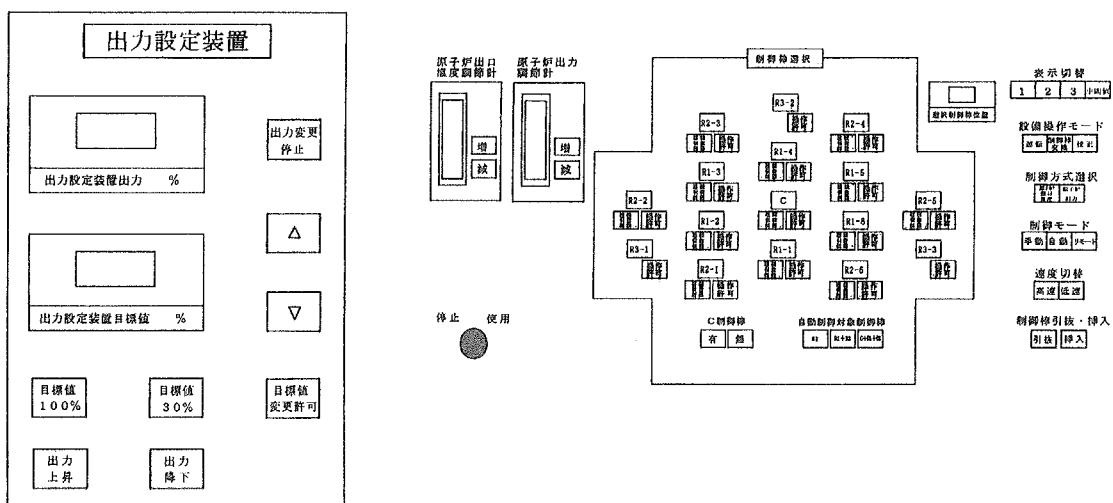
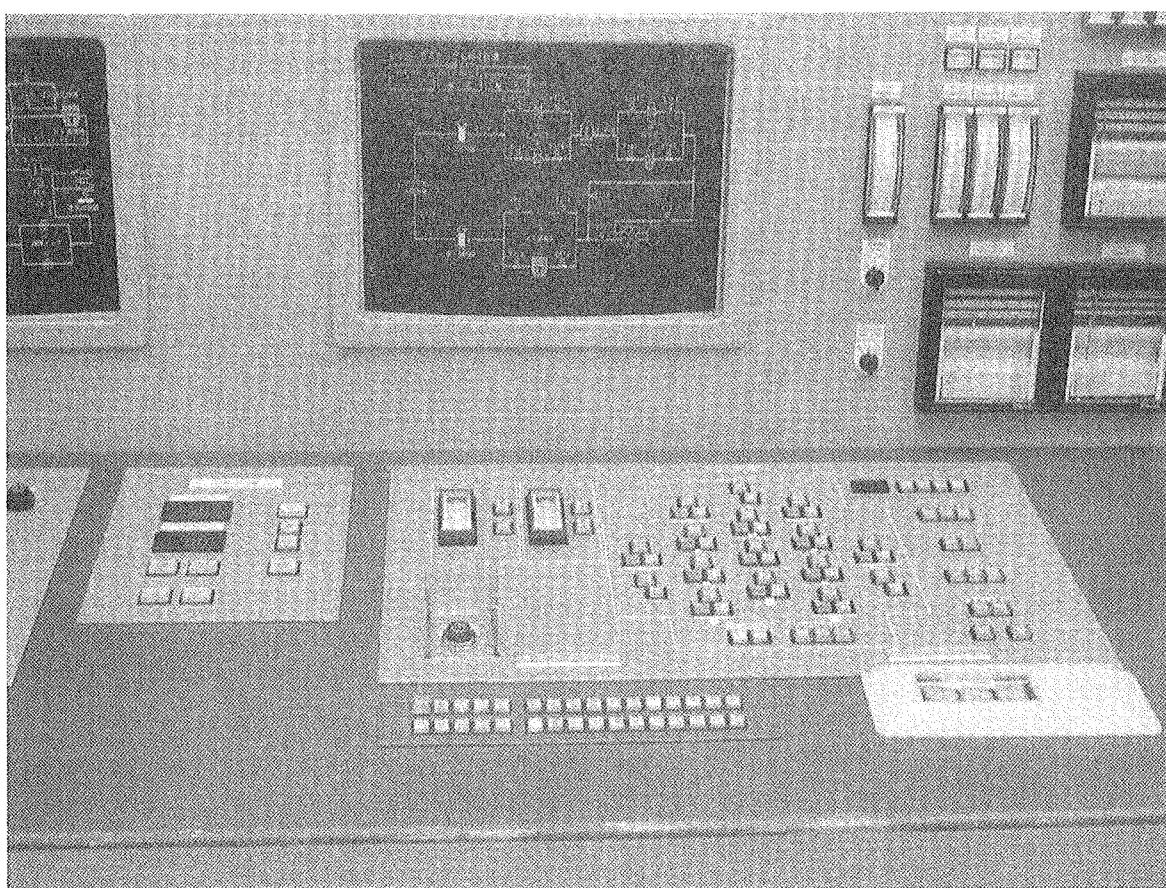


Fig.2.5 Exterior of controller for reactor power and reactor outlet coolant temperature control system, and control rod operation panel

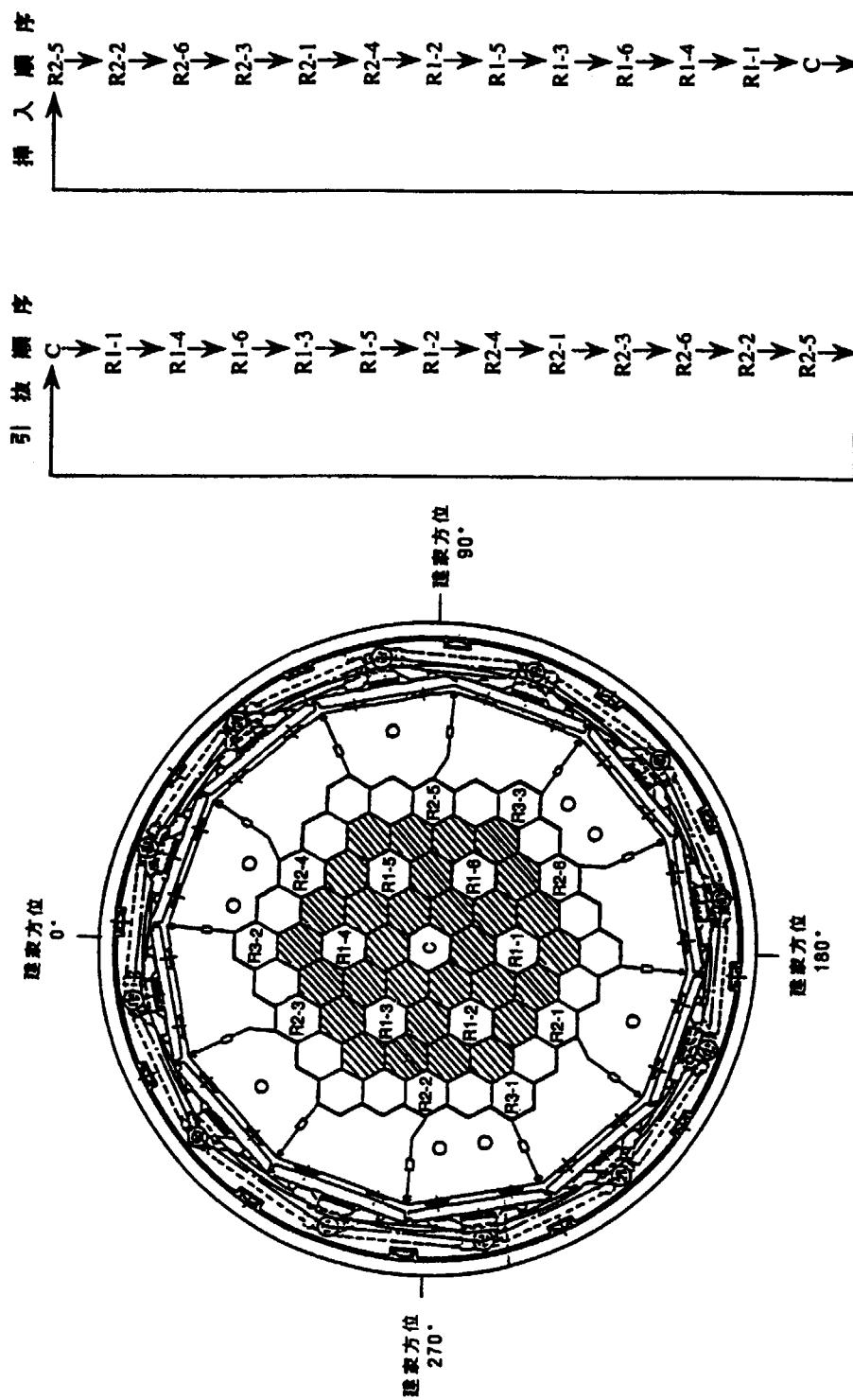
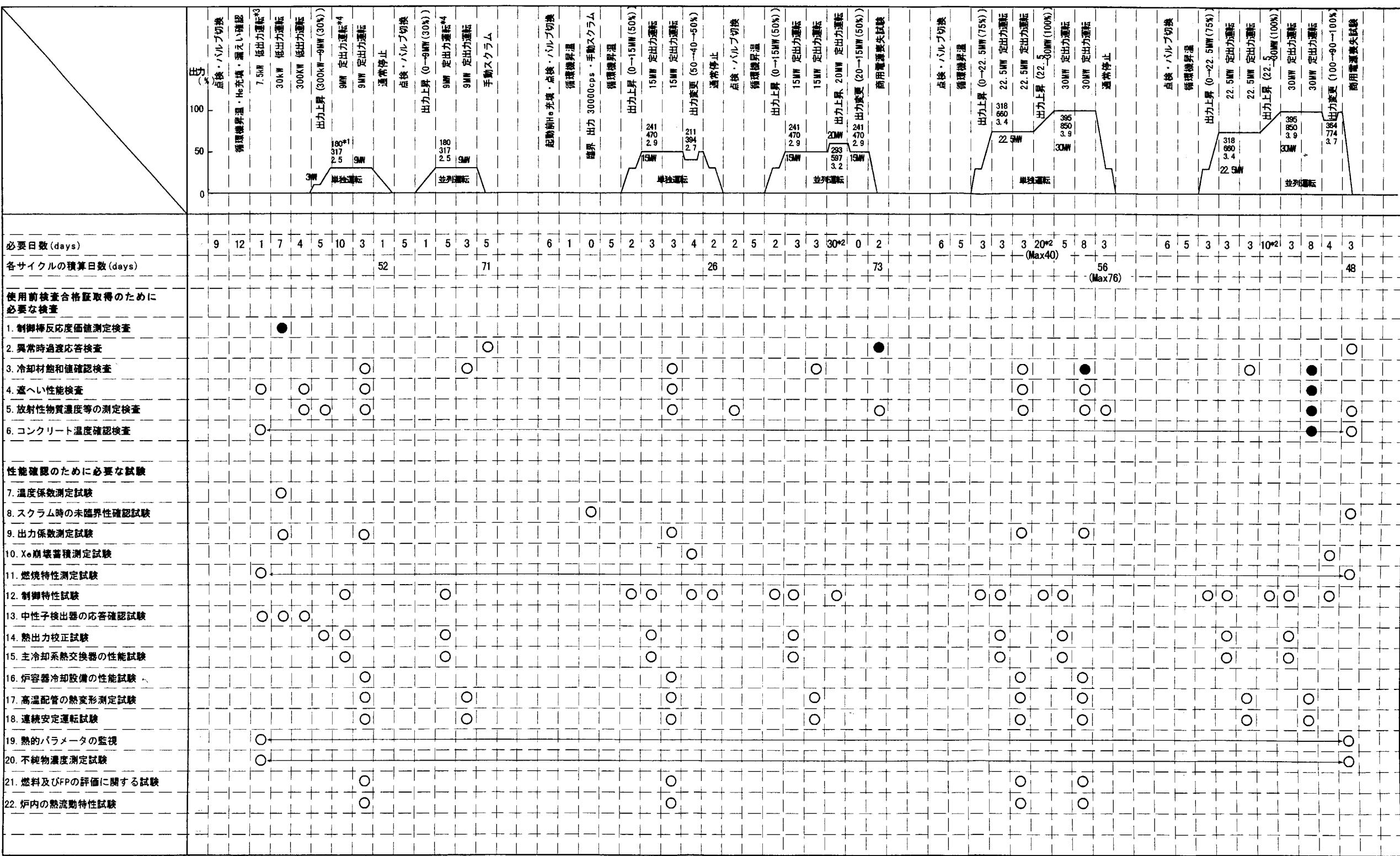


Fig.2.6 Selection sequence of control rod in reactor power control system

This is a blank page.



(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。
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。

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

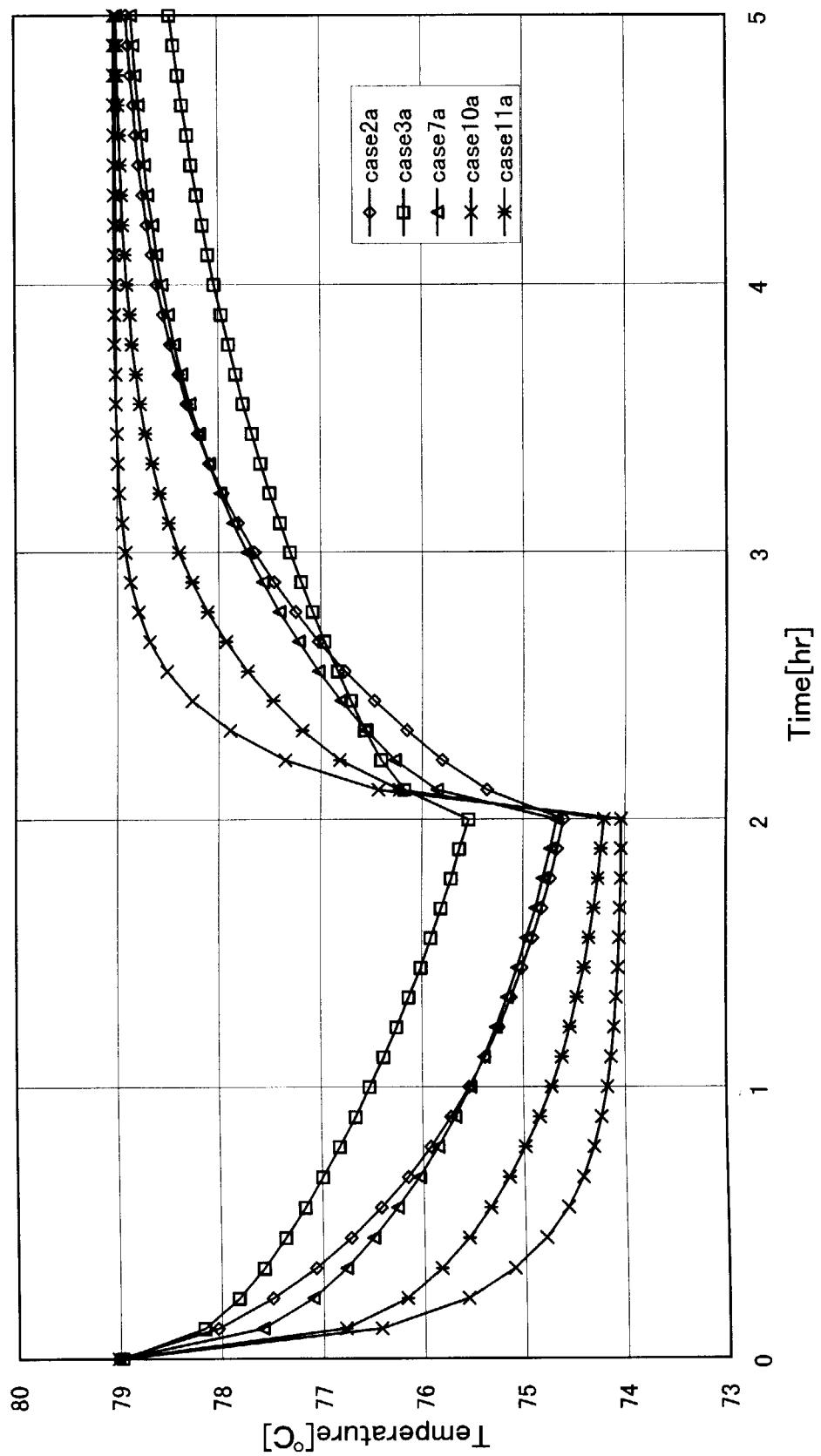


Fig.5.1.1 Comparison of test cases for pressurized water temperature control system (S. Nakagawa)

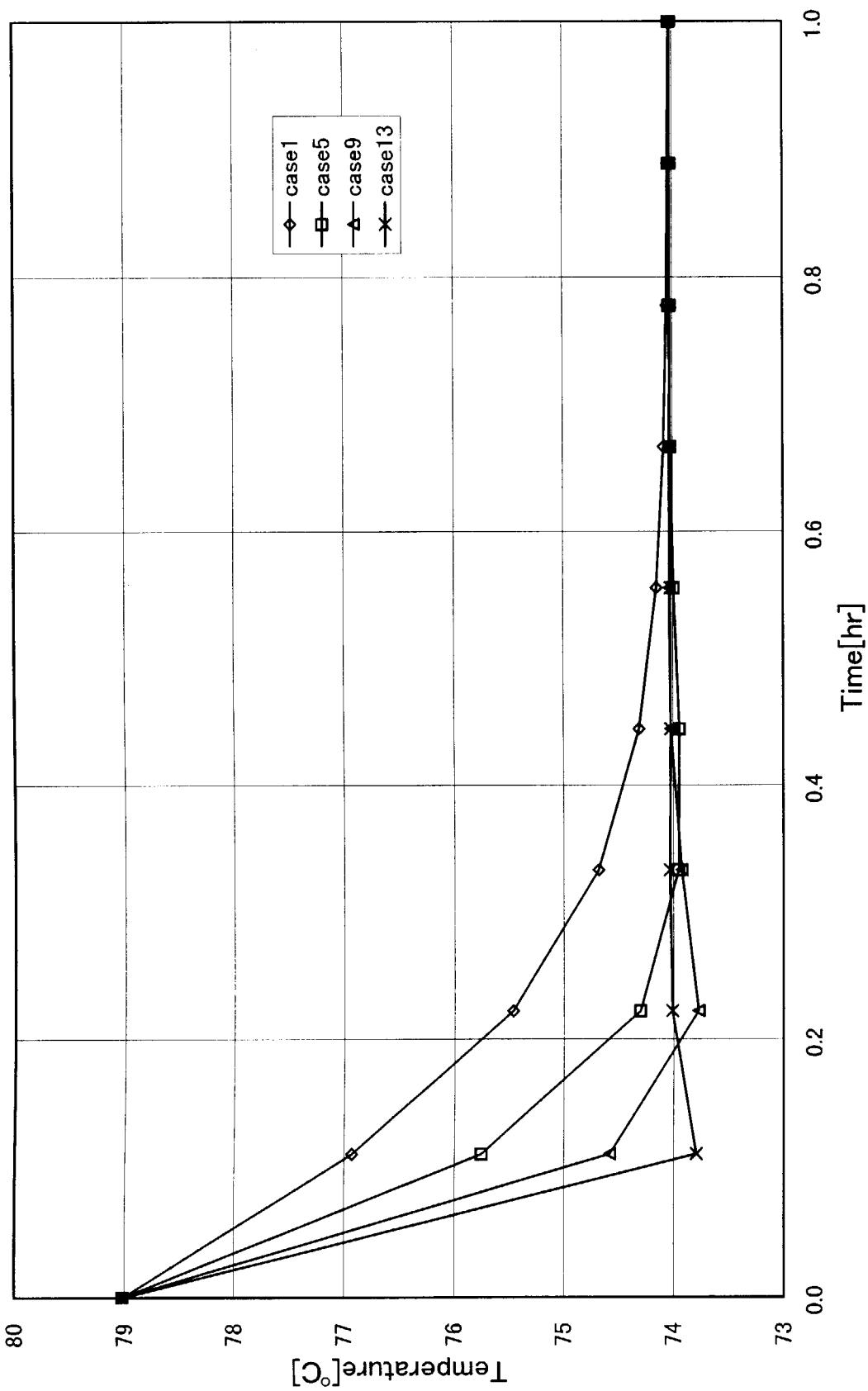


Fig.5.1.2 Comparison of cases in which gain is changed from 0.6 to 100.0 with constant reset time 10sec in pressurized water temperature control system (S. Nakagawa)

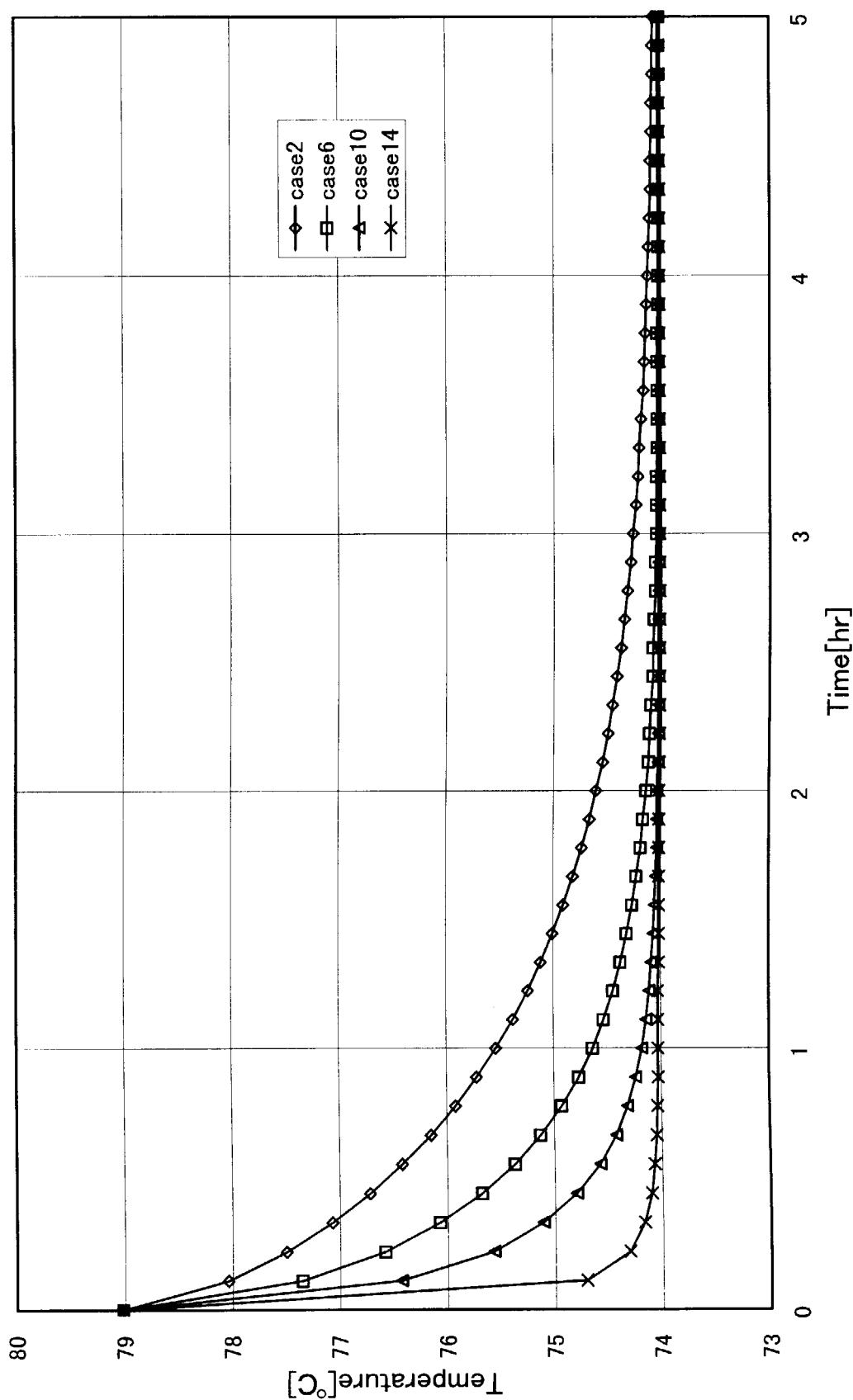


Fig.5.1.3 Comparison of cases in which gain is changed from 0.6 to 10.0 with constant reset time 500sec in pressurized water temperature control system (S. Nakagawa)

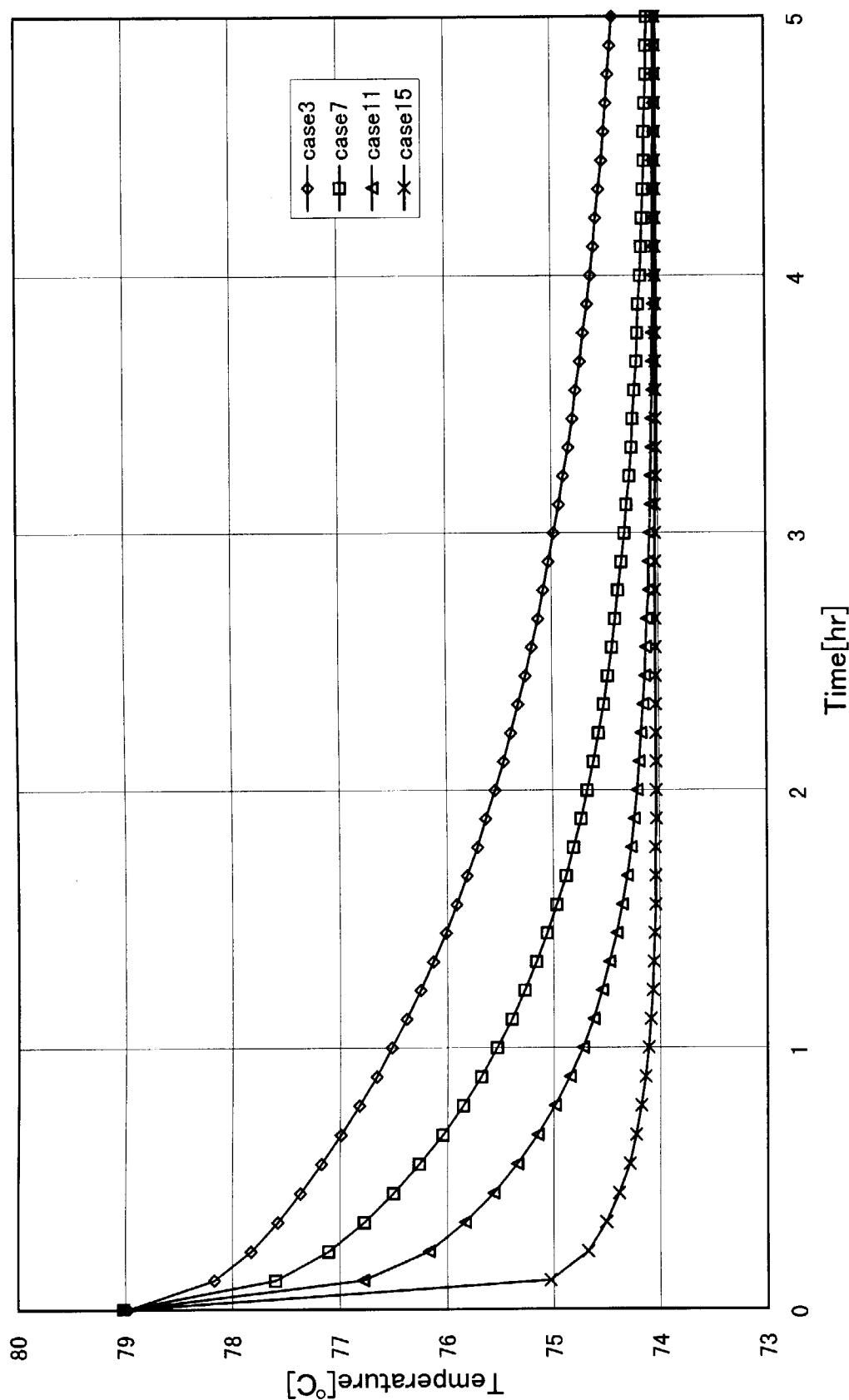


Fig.5.1.4 Comparison of cases in which gain is changed from 0.6 to 10.0 with constant reset time 1000sec in pressurized water temperature control system (S. Nakagawa)

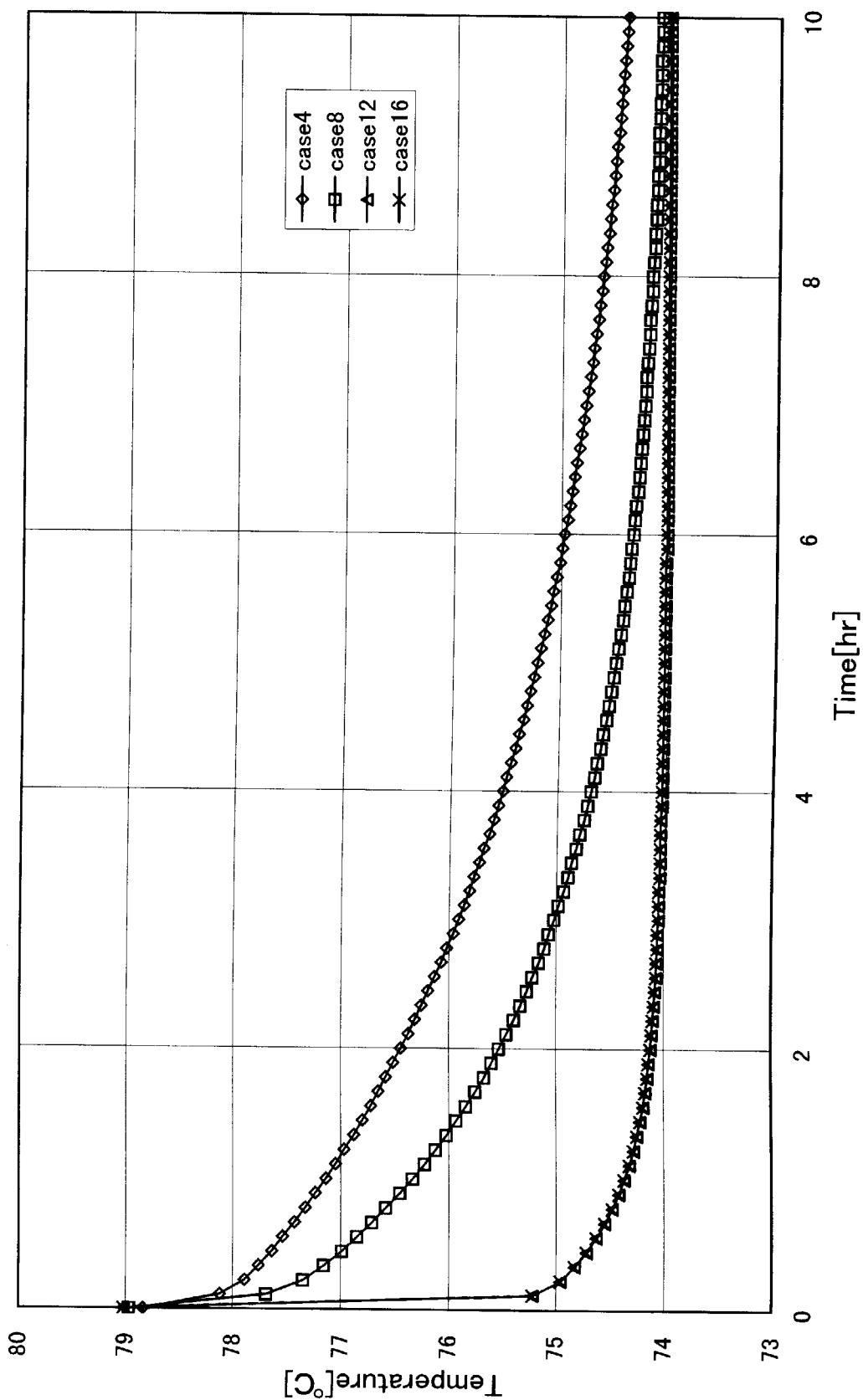


Fig.5.1.5 Comparison of cases in which gain is changed from 0.6 to 10.0 with constant reset time 2000sec in pressurized water temperature control system (S. Nakagawa)

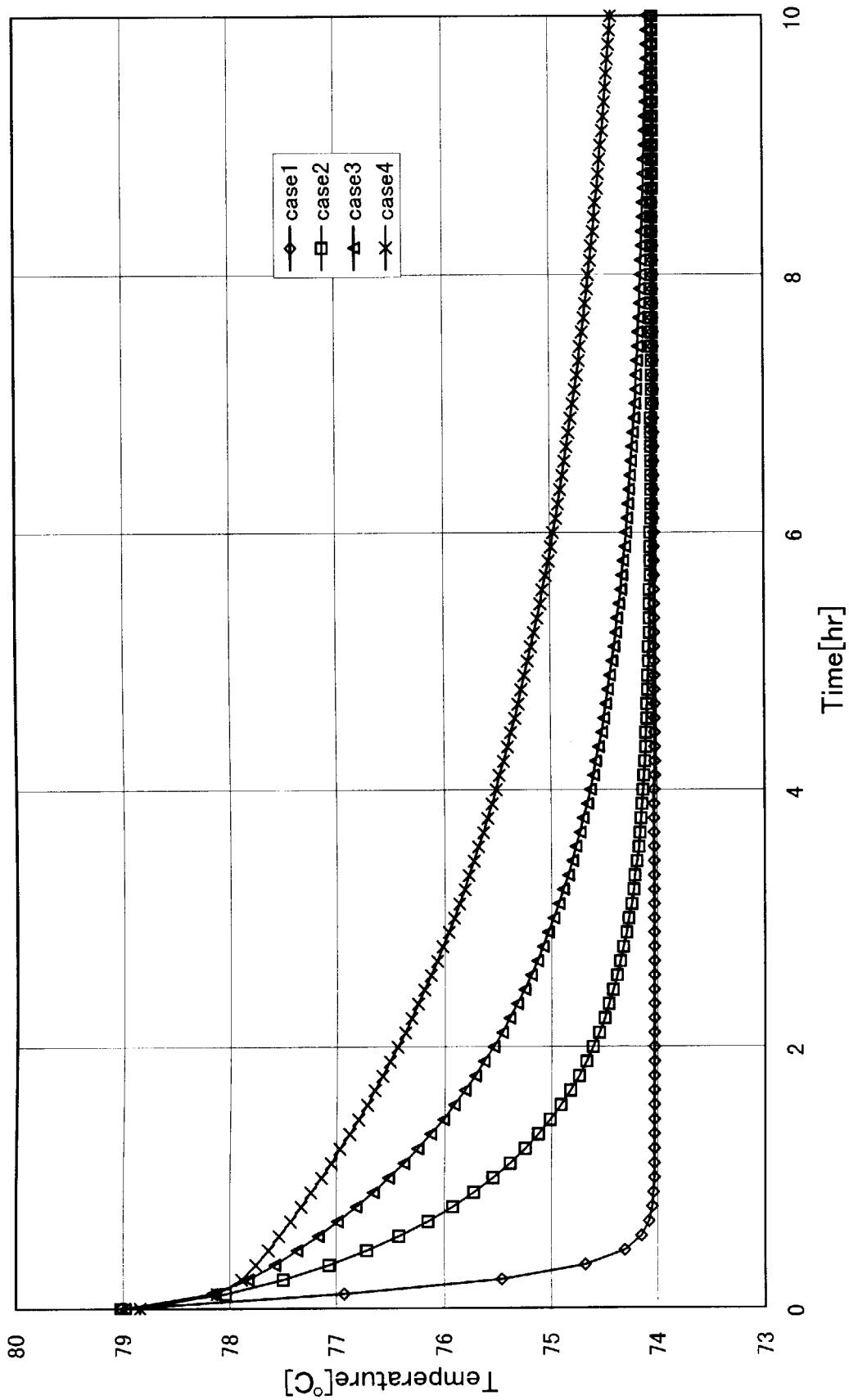


Fig.5.1.6 Comparison of cases in which reset timen is changed from 100sec to 2000sec with constant gain 0.6 in pressurized water temperature control system (S. Nakagawa)

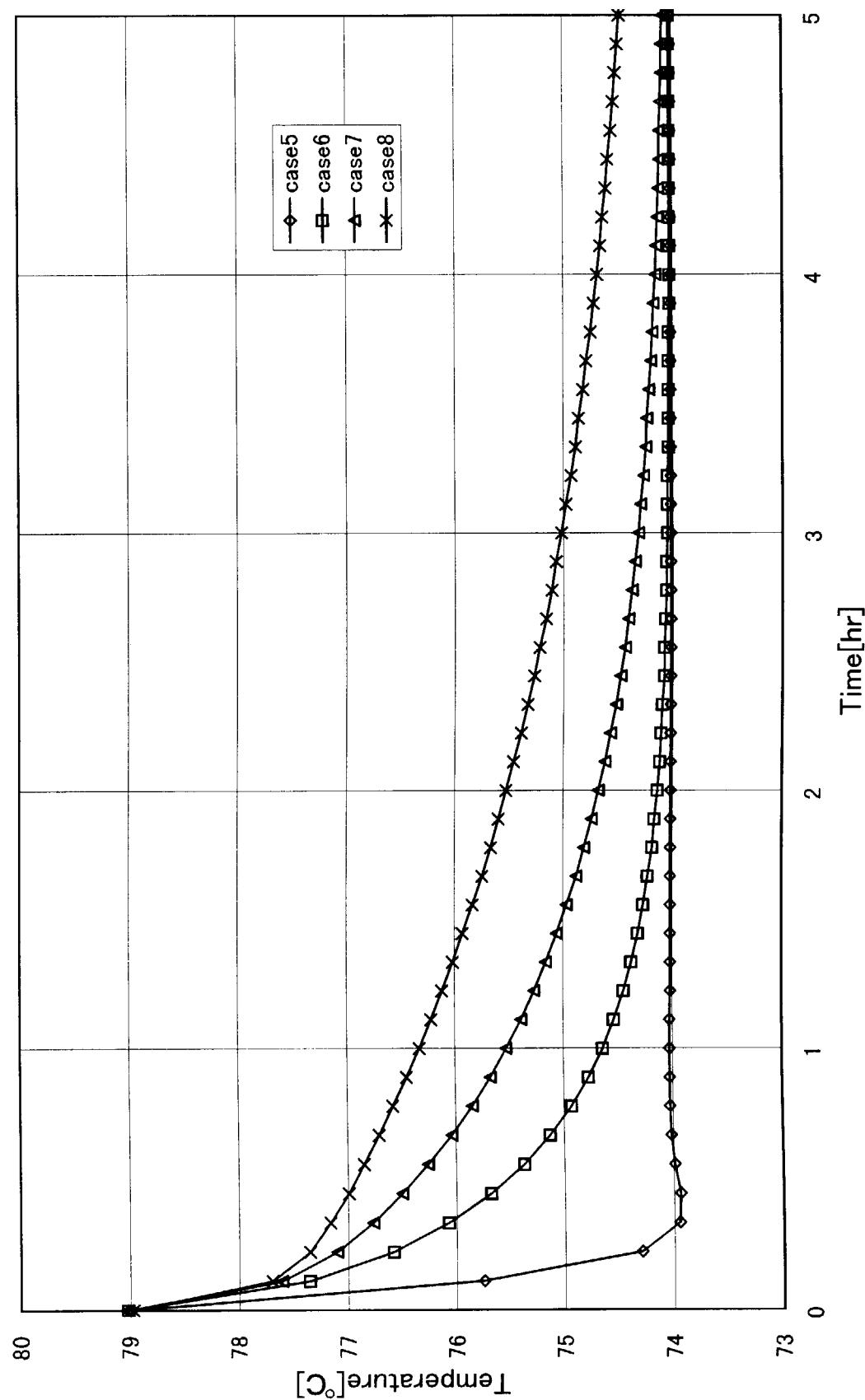


Fig.5.1.7 Comparison of cases in which reset timer is changed from 100sec to 2000sec with constant gain 1.2 in pressurized water temperature control system (S. Nakagawa)

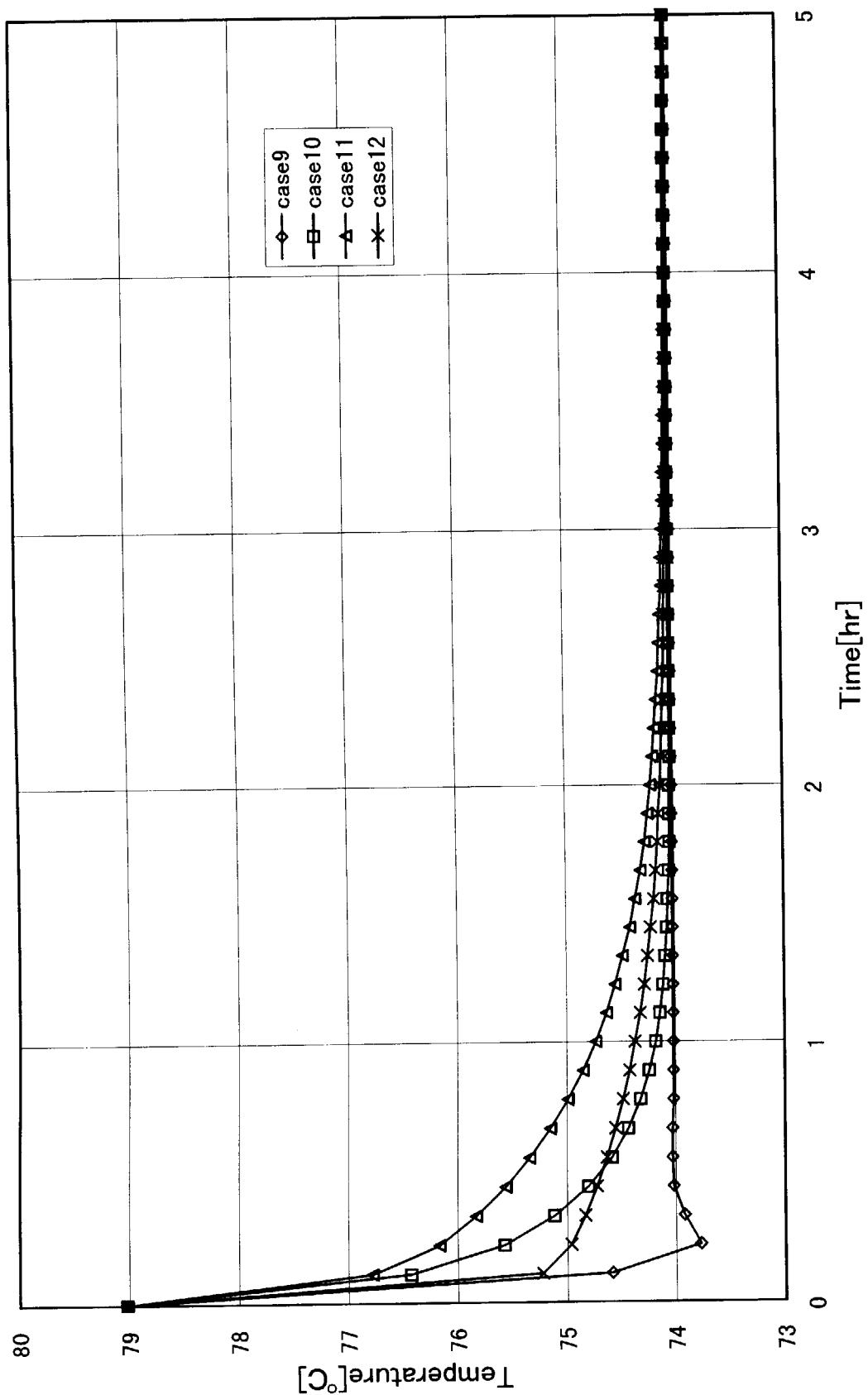


Fig.5.1.8 Comparison of cases in which reset timer is changed from 100sec to 2000sec with constant gain 2.4 in pressurized water temperature control system (S. Nakagawa)

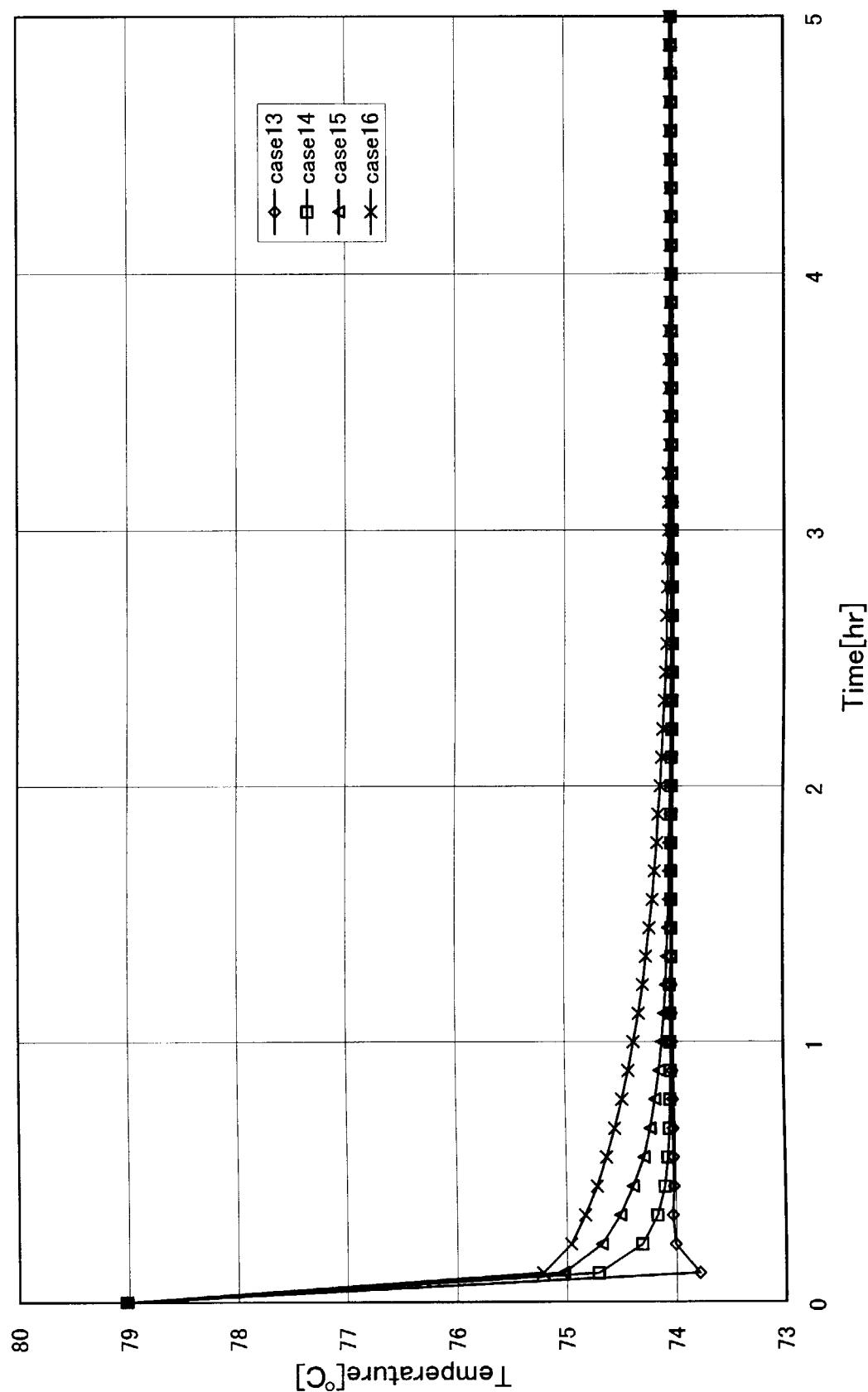


Fig.5.1.9 Comparison of cases in which reset timen is changed from 100sec to 2000sec with constant gain 10.0 in pressurized water temperature control system (S. Nakagawa)

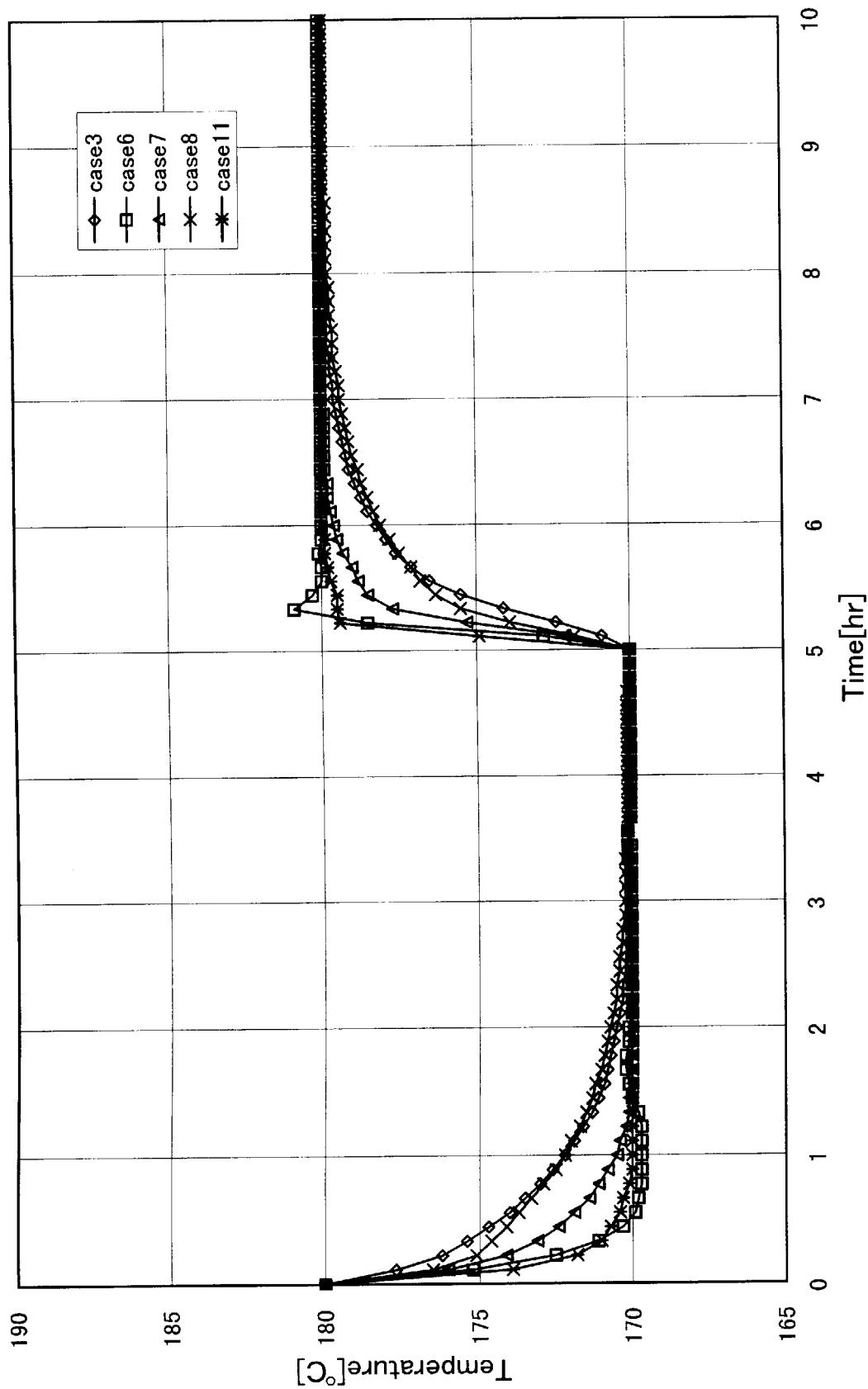


Fig.5.2.1 Comparison of test cases for reactor inlet coolant temperature control system (S. Nakagawa)

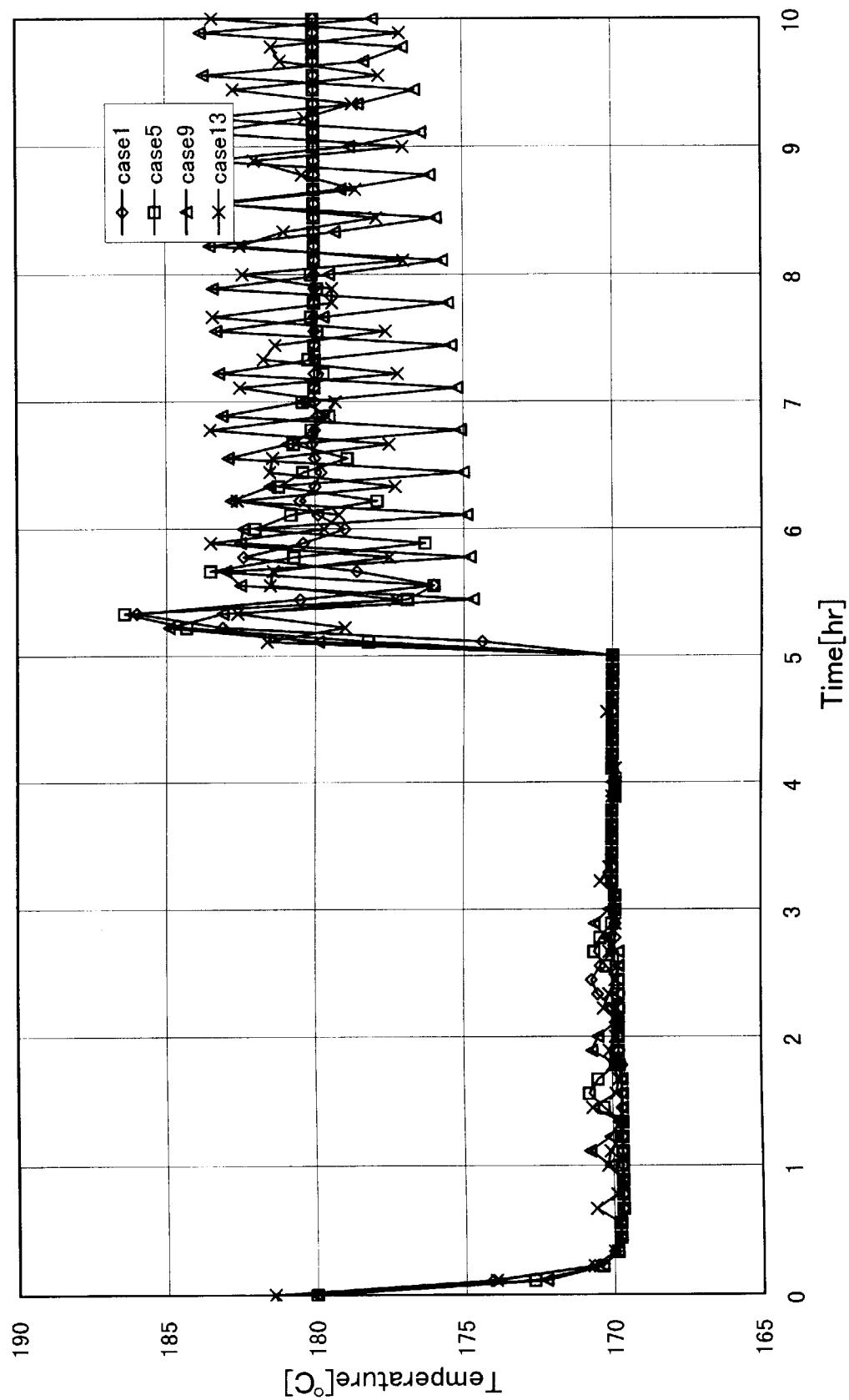


Fig.5.2.2 Comparison of cases in which gain is changed from 0.5 to 10.0 with constant reset time 60sec in reactor inlet coolant temperature control system (S. Nakagawa)

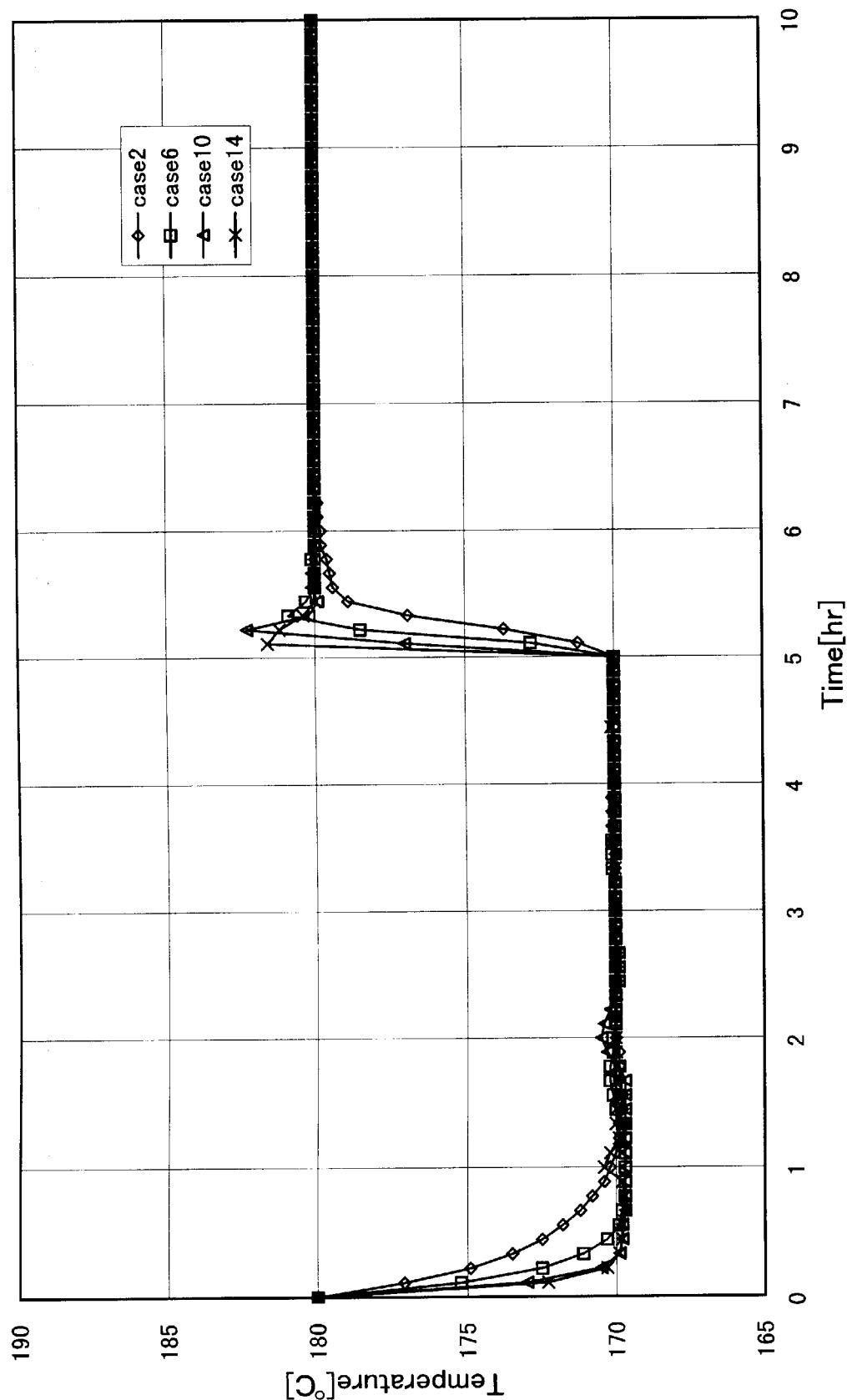


Fig.5.2.3 Comparison of cases in which gain is changed from 0.5 to 10.0 with constant reset time 300sec in reactor inlet coolant temperature control system (S. Nakagawa)

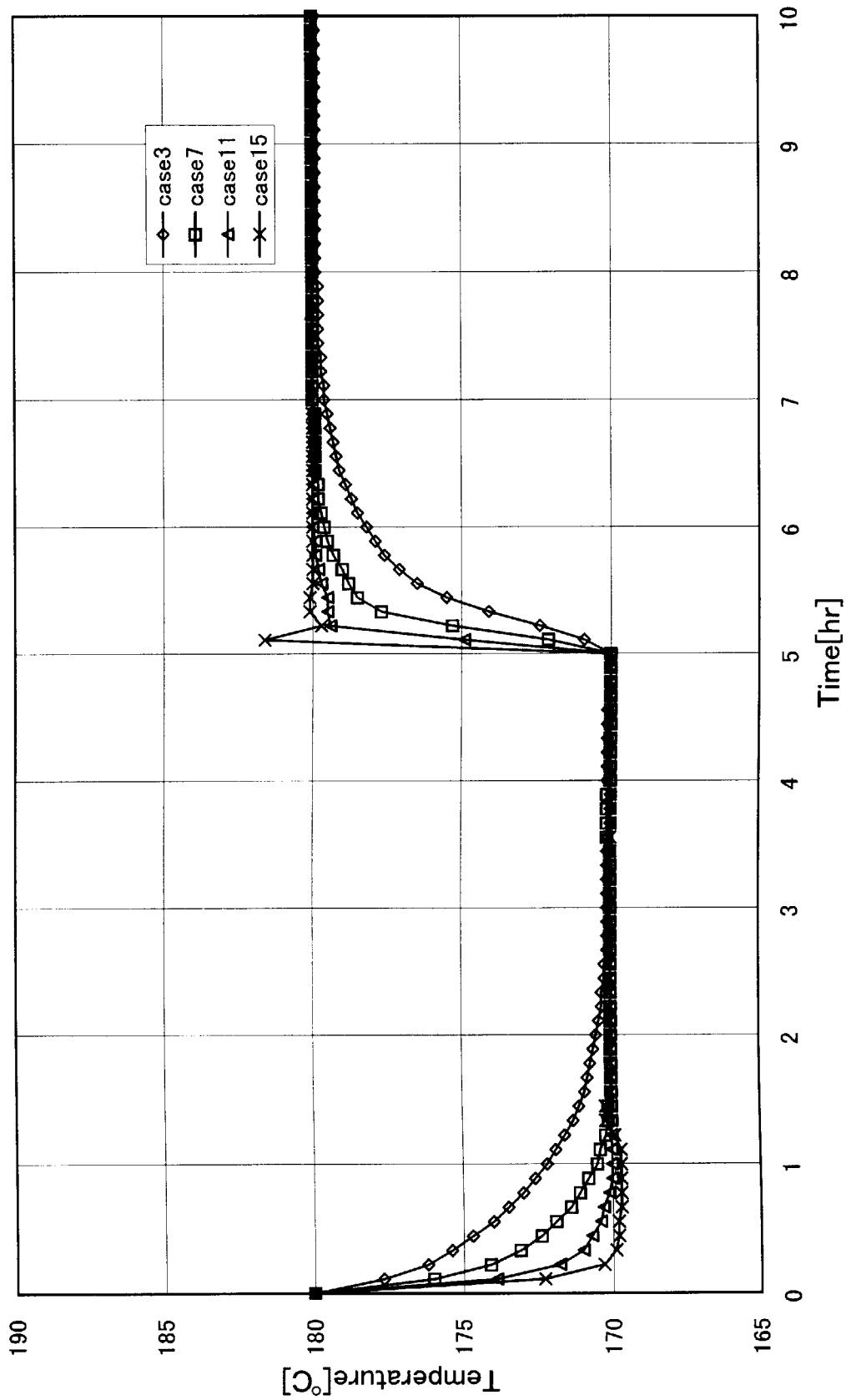


Fig.5.2.4 Comparison of cases in which gain is changed from 0.5 to 10.0 with constant reset time 600sec in reactor inlet coolant temperature control system (S. Nakagawa)

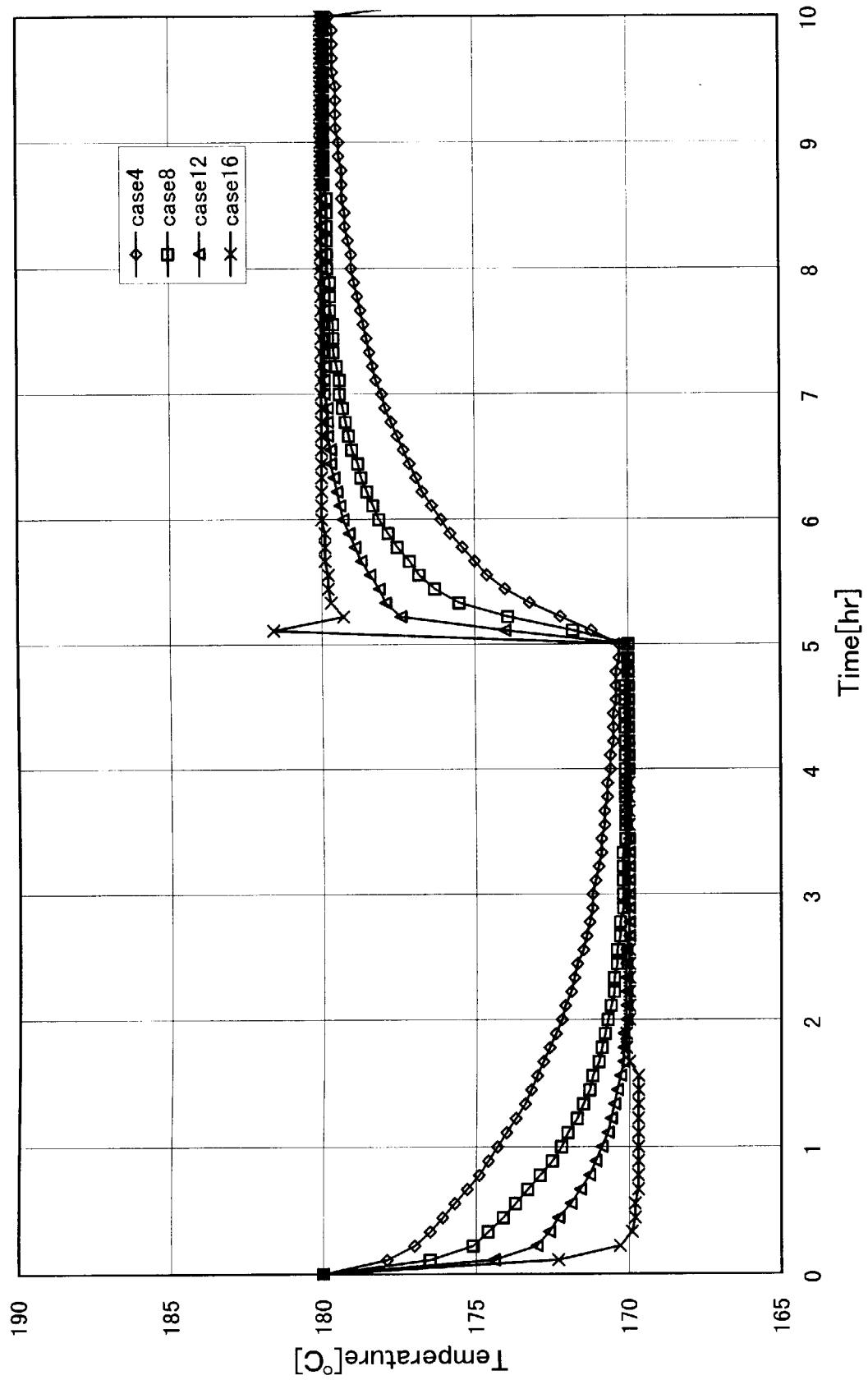


Fig.5.2.5 Comparison of cases in which gain is changed from 0.5 to 10.0 with constant reset time 1200sec in reactor inlet coolant temperature control system (S. Nakagawa)

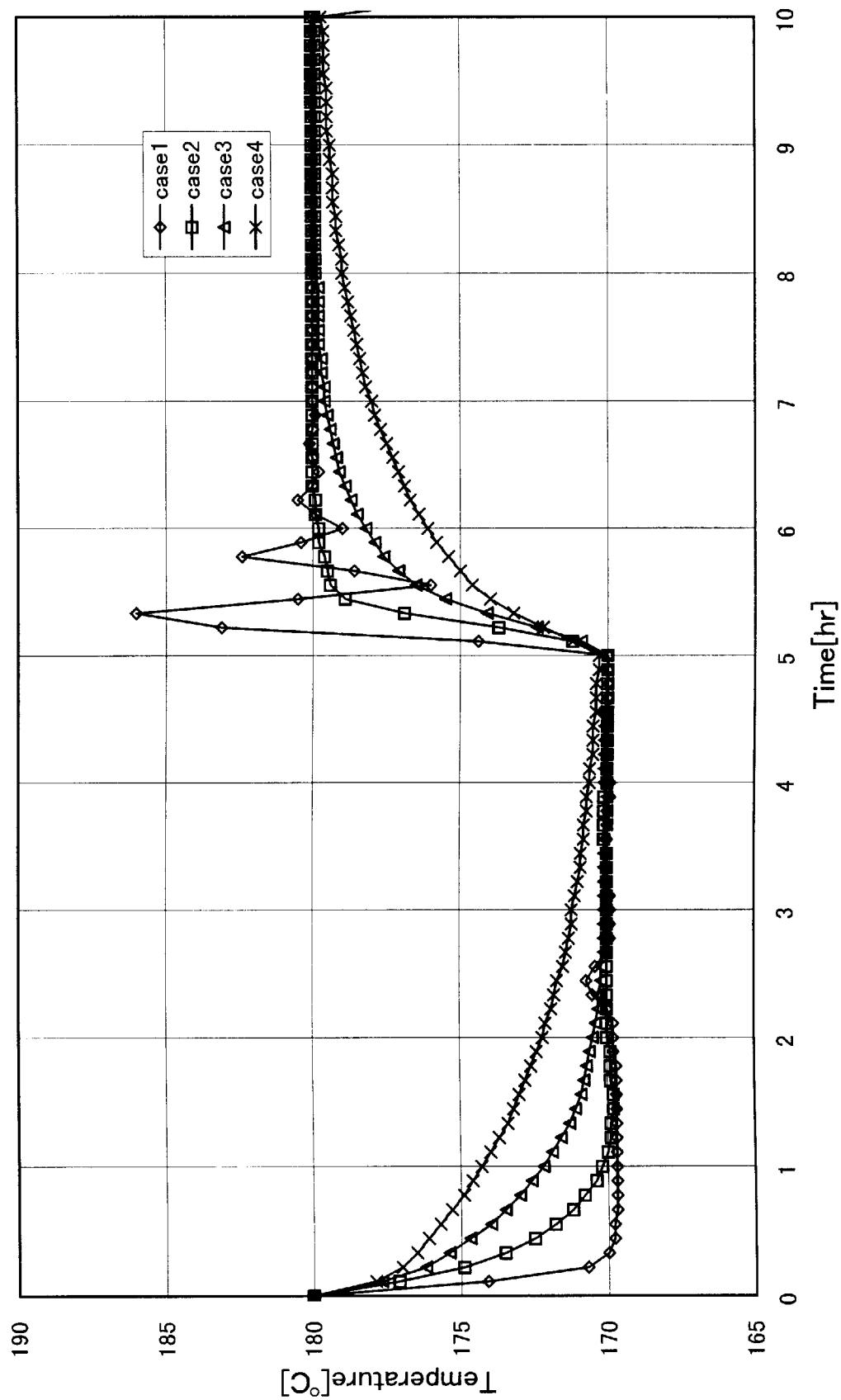


Fig.5.2.6 Comparison of cases in which reset time is changed from 60sec to 1200sec with constant gain 0.5 in reactor inlet coolant temperature control system (S. Nakagawa)

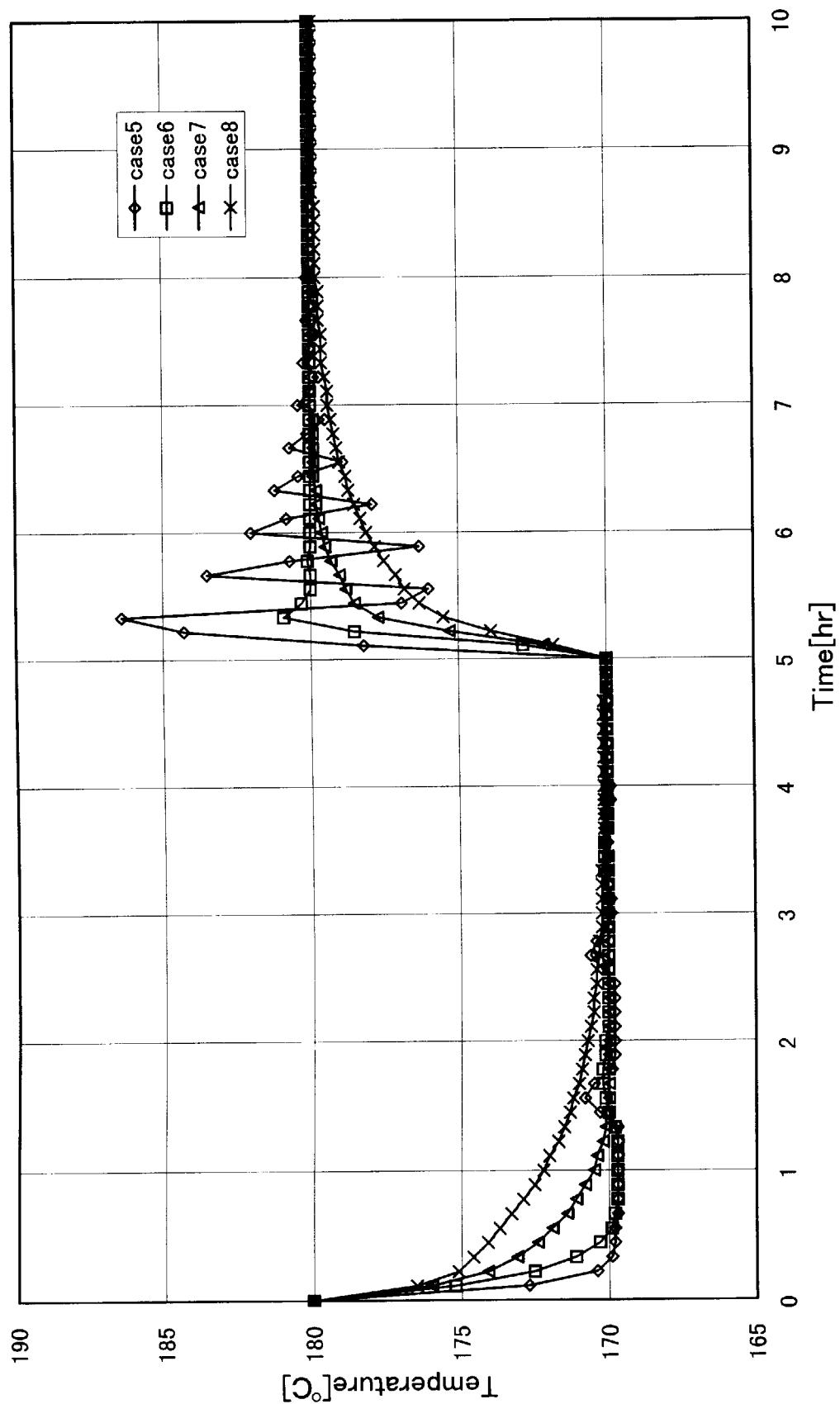


Fig.5.2.7 Comparison of cases in which reset time is changed from 60sec to 1200sec with constant gain 1.0 in reactor inlet coolant temperature control system (S. Nakagawa)

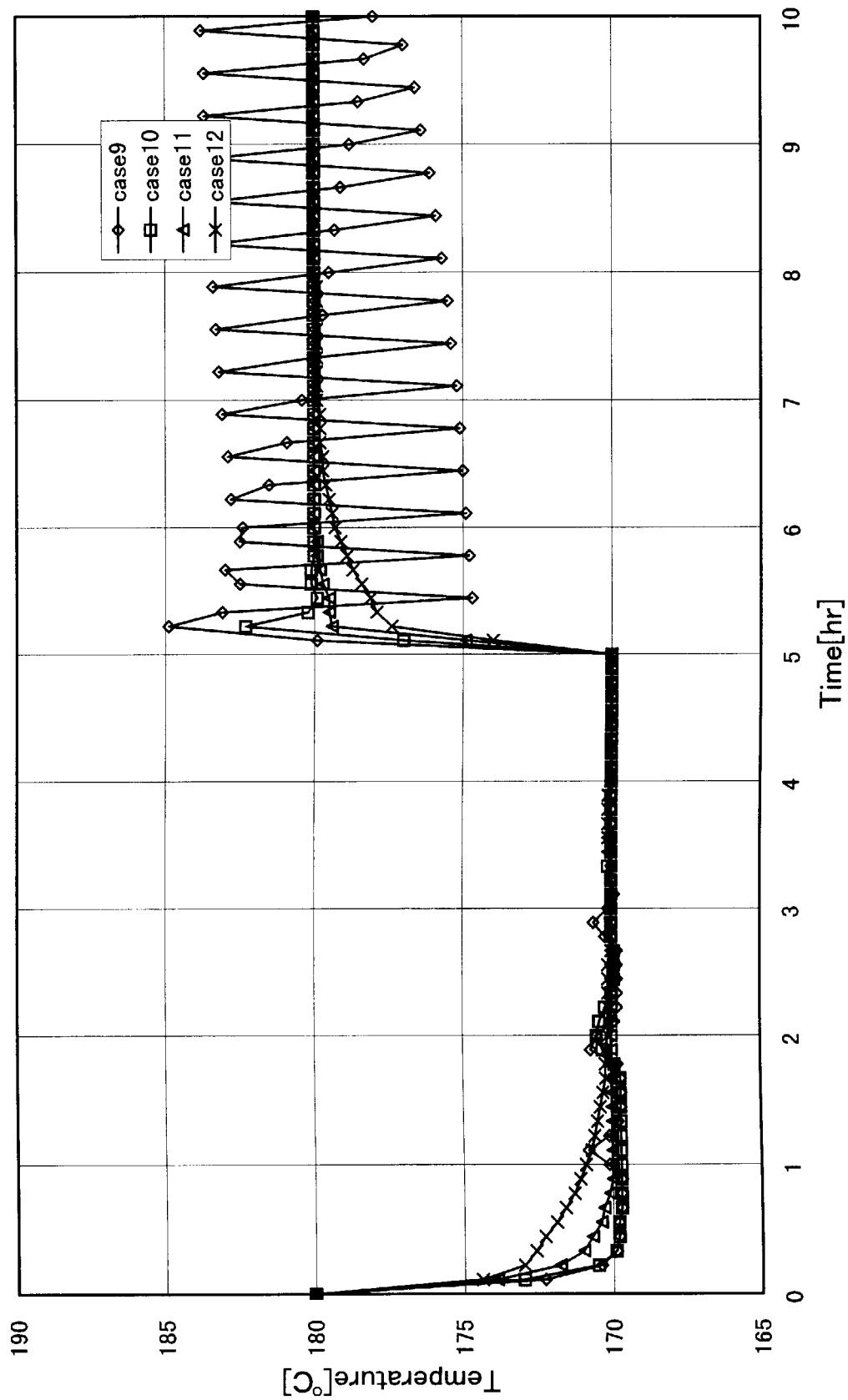


Fig.5.2.8 Comparison of cases in which reset time is changed from 60sec to 1200sec with constant gain 2.0 in reactor inlet coolant temperature control system (S. Nakagawa)

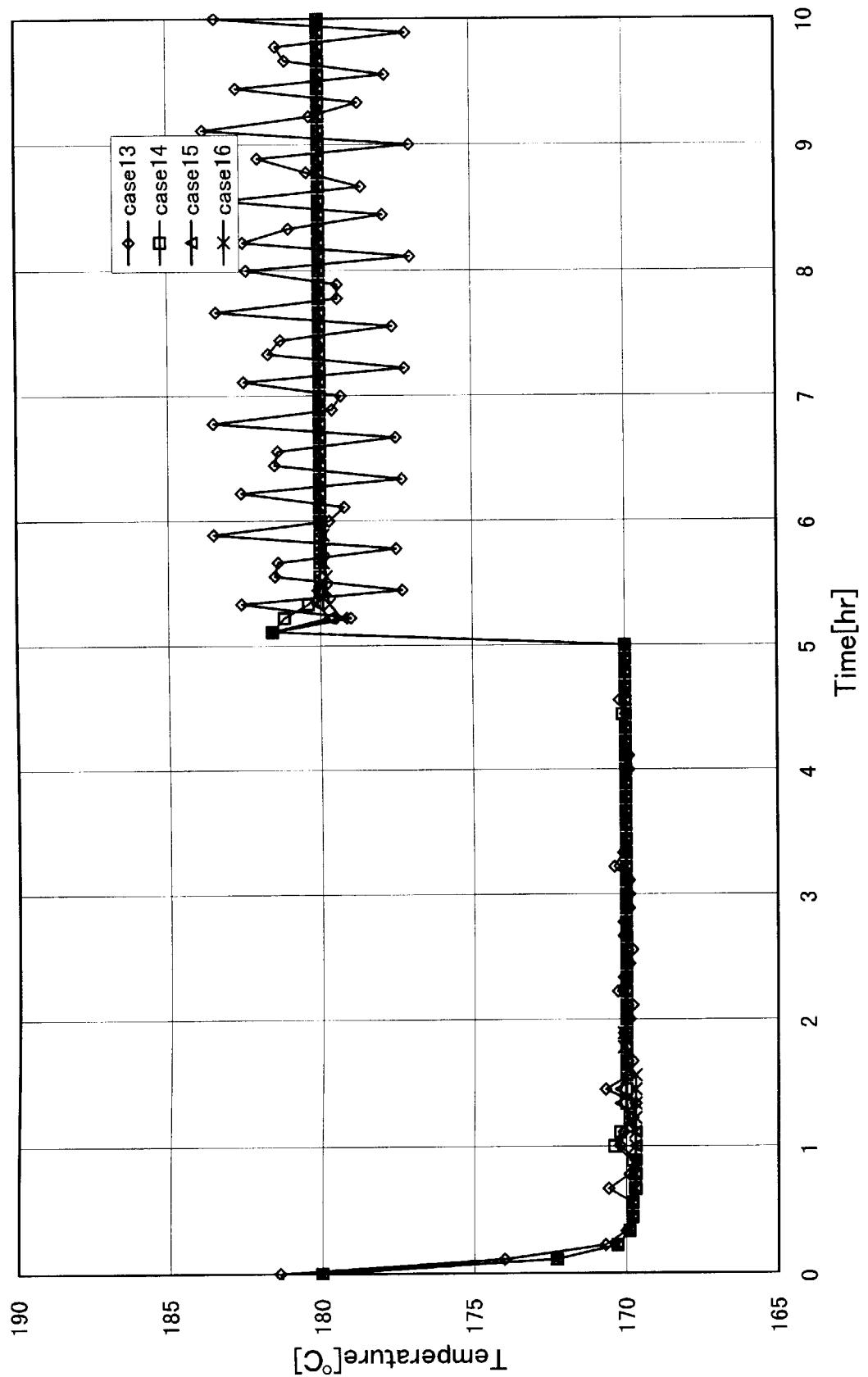


Fig.5.2.9 Comparison of cases in which reset time is changed from 60sec to 1200sec with constant gain 10.0 in reactor inlet coolant temperature control system (S. Nakagawa)

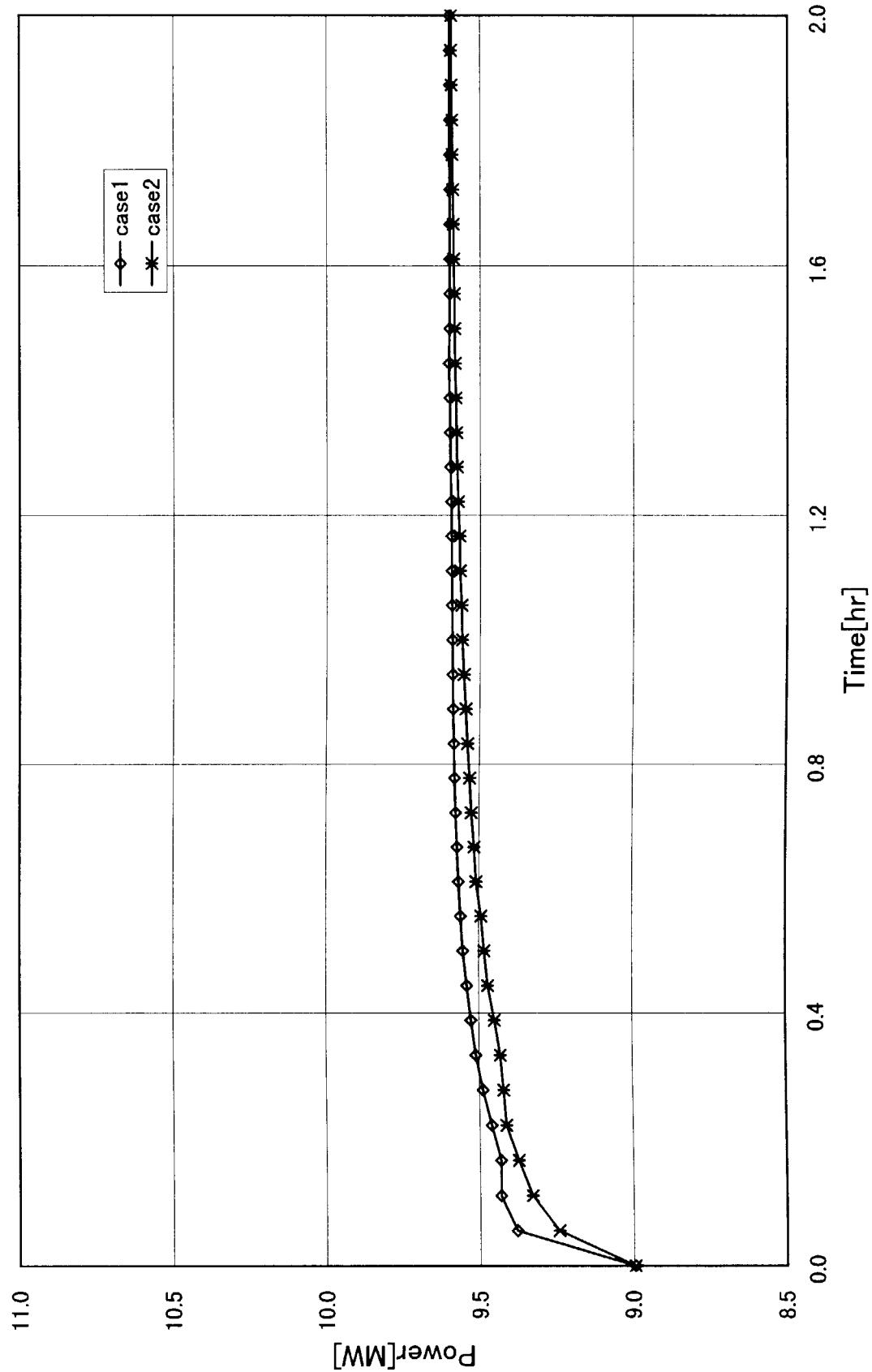


Fig.5.3.1 Comparison of test cases by 2% perturbation for reactor power control system (S. Nakagawa)

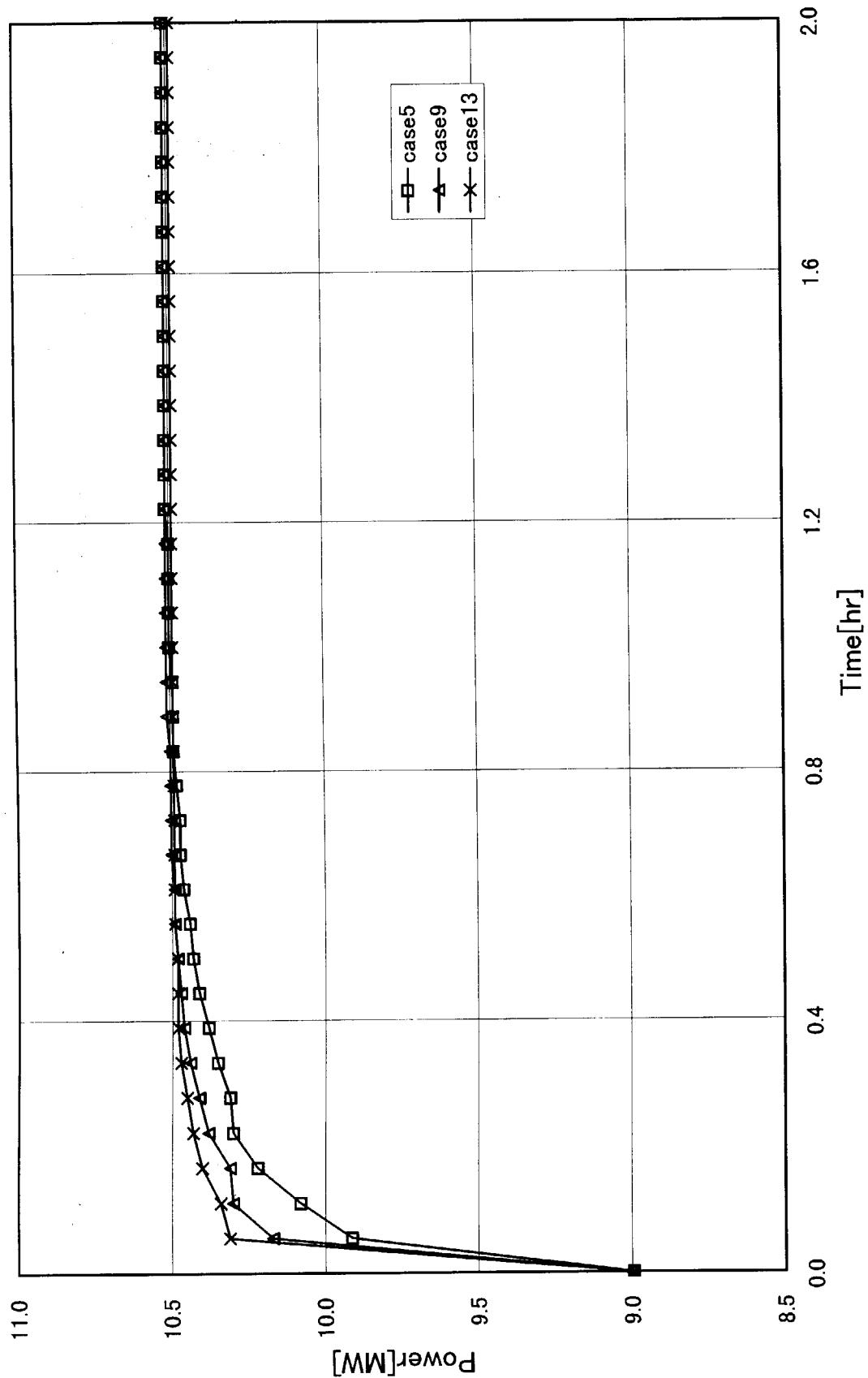


Fig.5.3.2 Comparison of test cases by 5% perturbation for reactor power control system (S. Nakagawa)

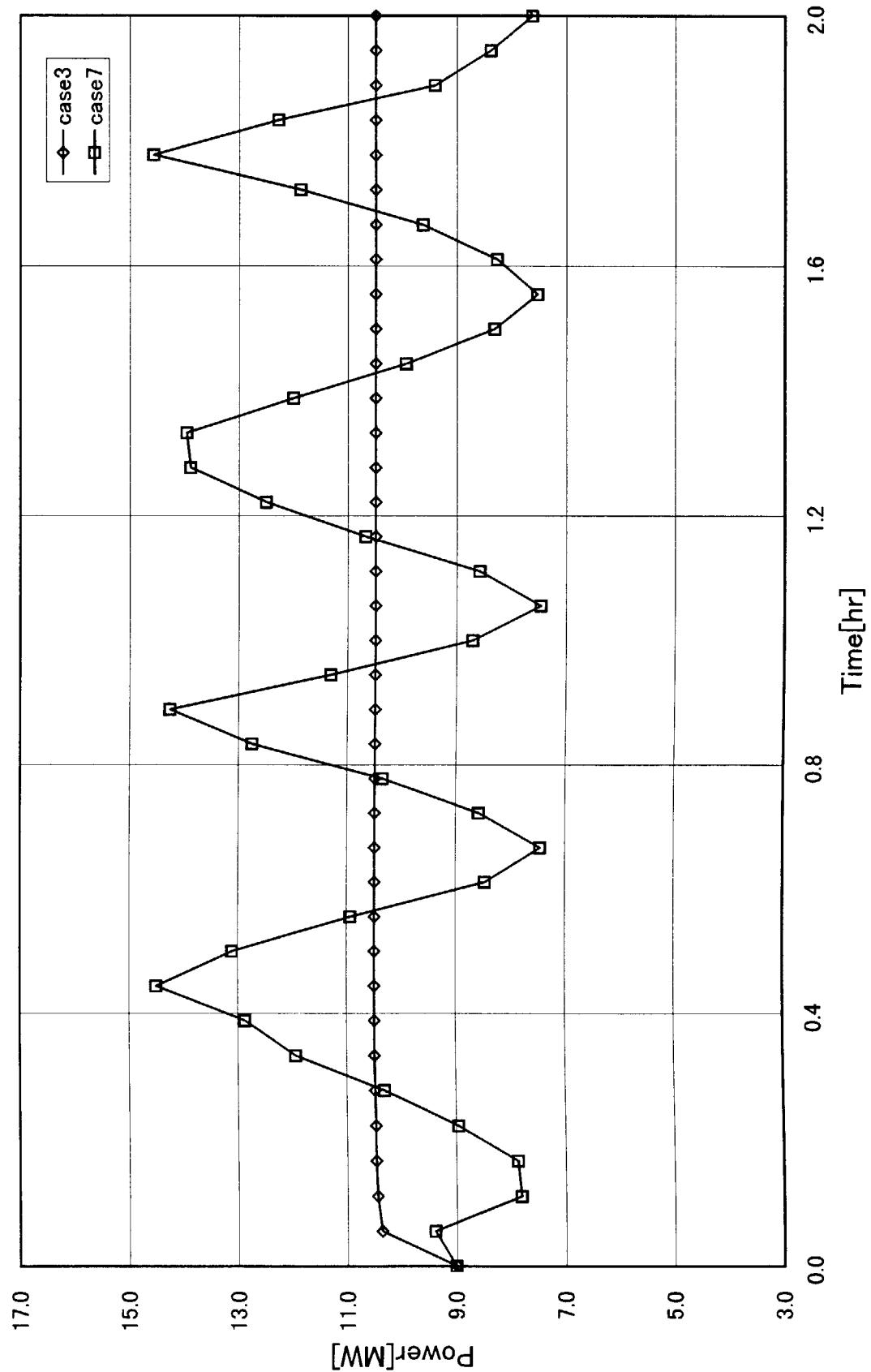


Fig.5.3.3 Comparison of cases in which gain is changed to 0.5 and 1.0 magnifications of design value with constant reset time 1sec in reactor power control system (S. Nakagawa)

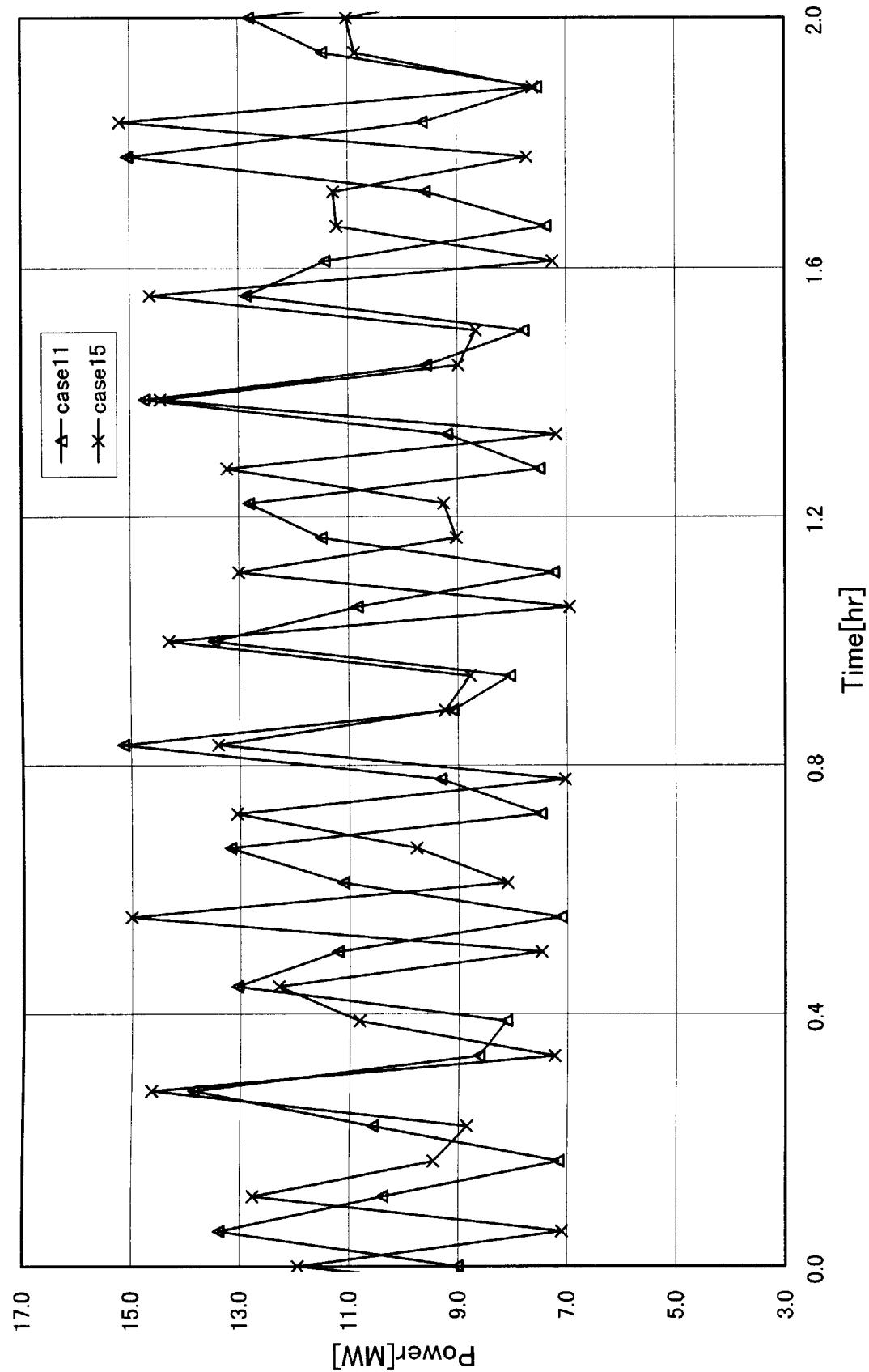


Fig.5.3.4 Comparison of cases in which gain is changed to 2.0 and 10.0 magnifications of design value with constant reset time 1 sec in reactor power control system (S. Nakagawa)

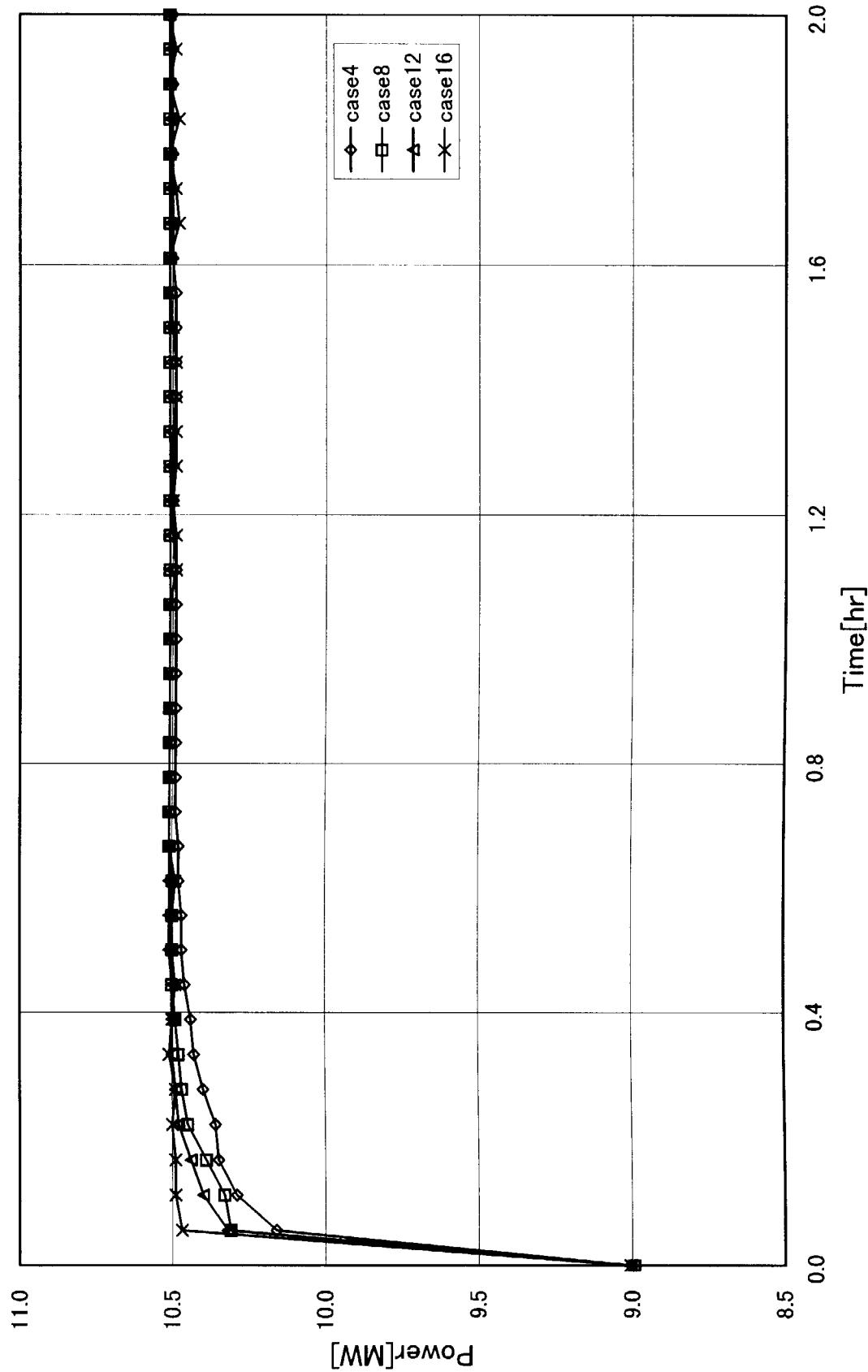


Fig.5.3.5 Comparison of cases in which gain is changed from 0.5 to 10.0 magnifications of design value with constant reset time 6sec in reactor power control system (S. Nakagawa)

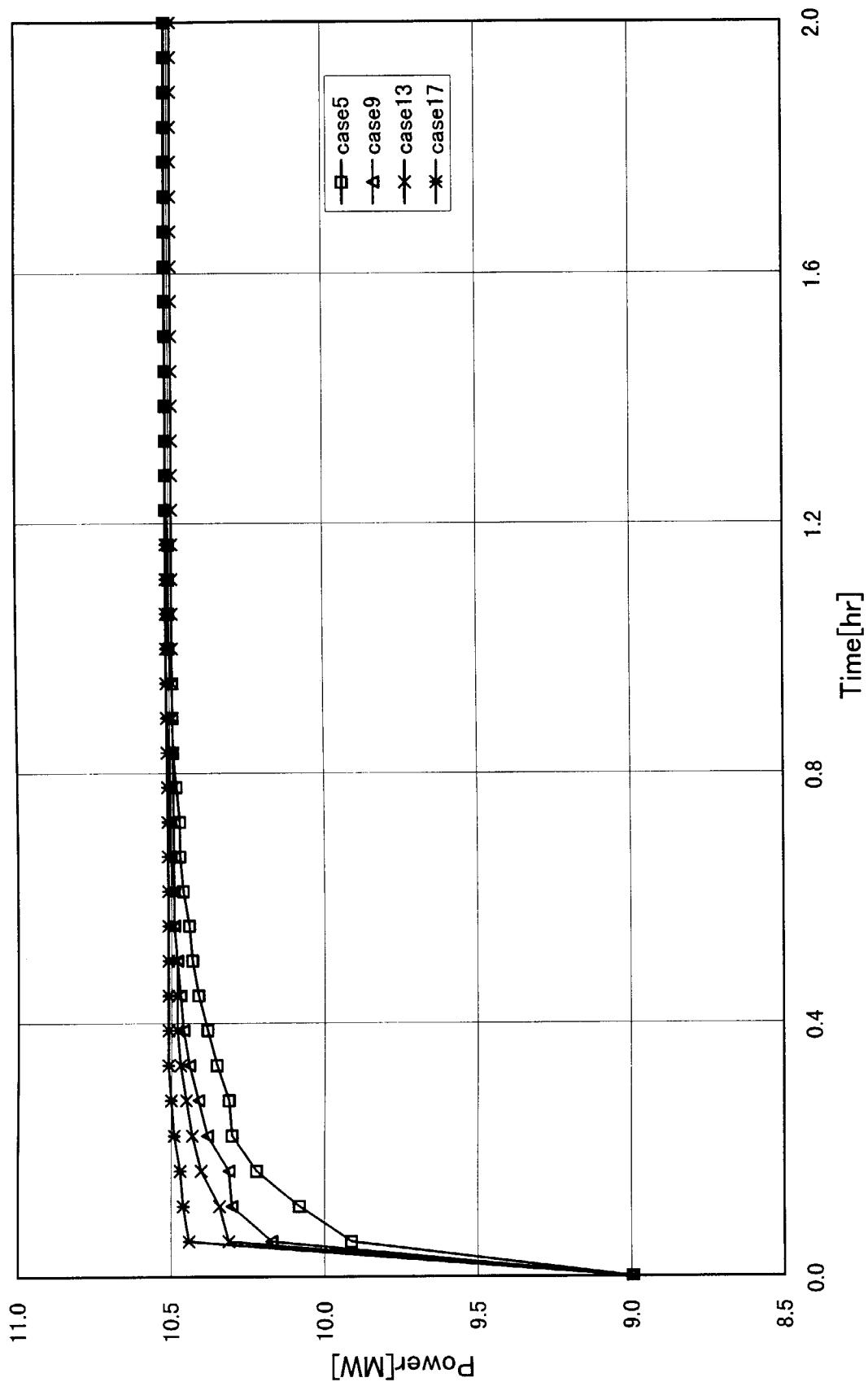


Fig.5.3.6 Comparison of cases in which gain is changed from 0.5 to 10.0 magnifications of design value with constant reset time 12sec in reactor power control system (S. Nakagawa)

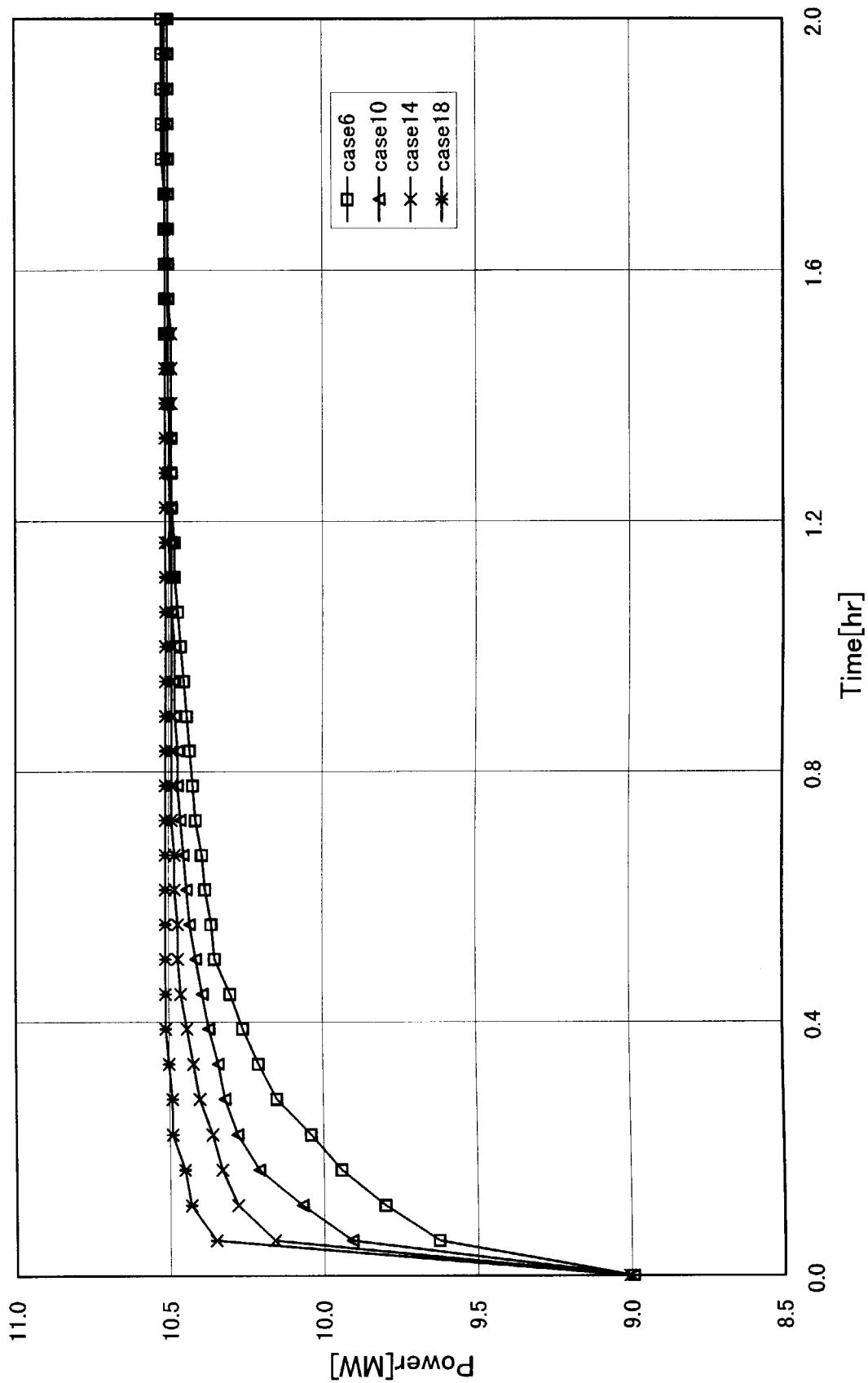


Fig.5.3.7 Comparison of cases in which gain is changed from 0.5 to 10.0 magnifications of design value with constant reset time 24sec in reactor power control system (S. Nakagawa)

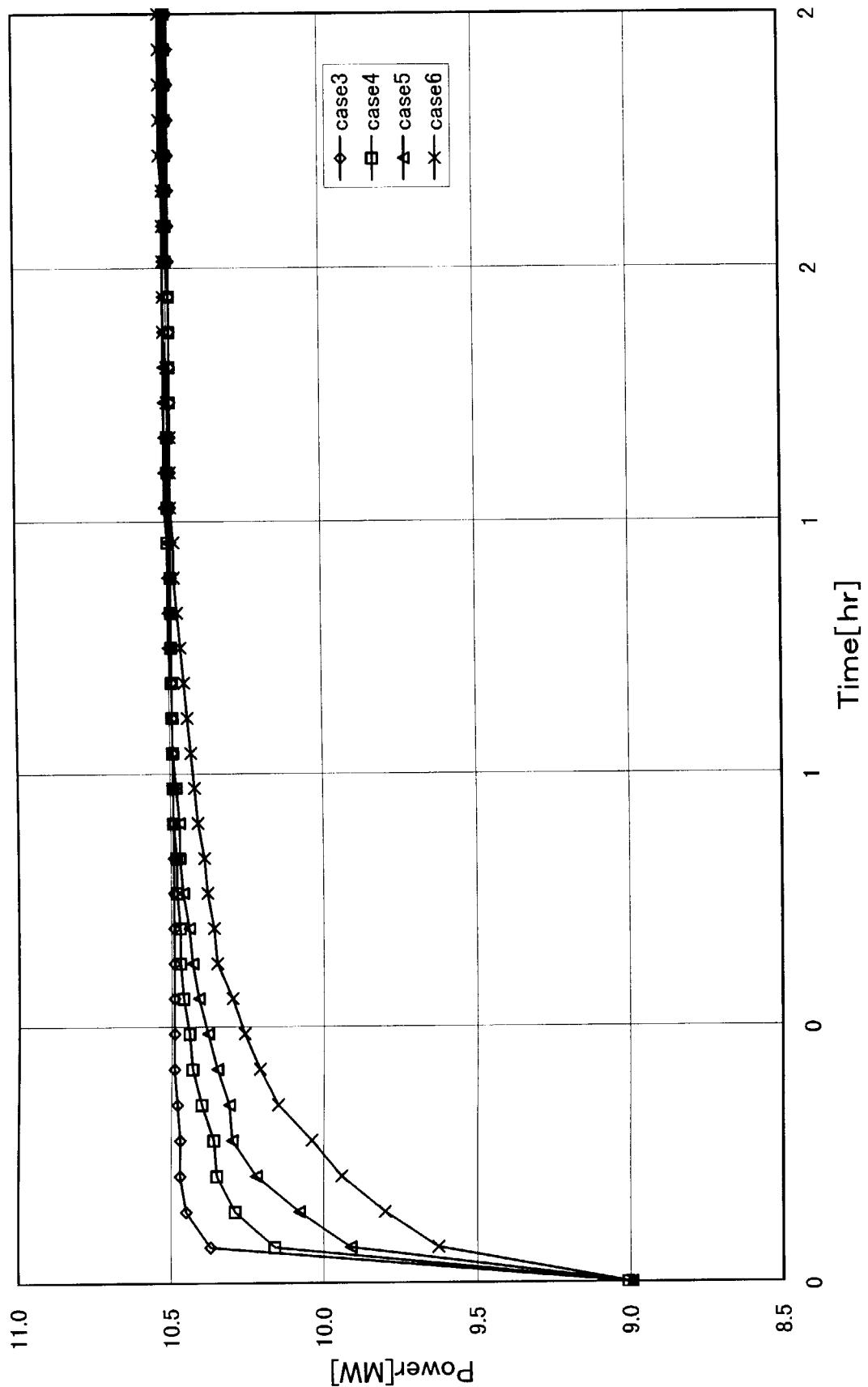


Fig.5.3.8 Comparison of cases in which reset time is changed from 1 sec to 24sec with constant gain by 0.5 magnification of design value in reactor power control system (S. Nakagawa)

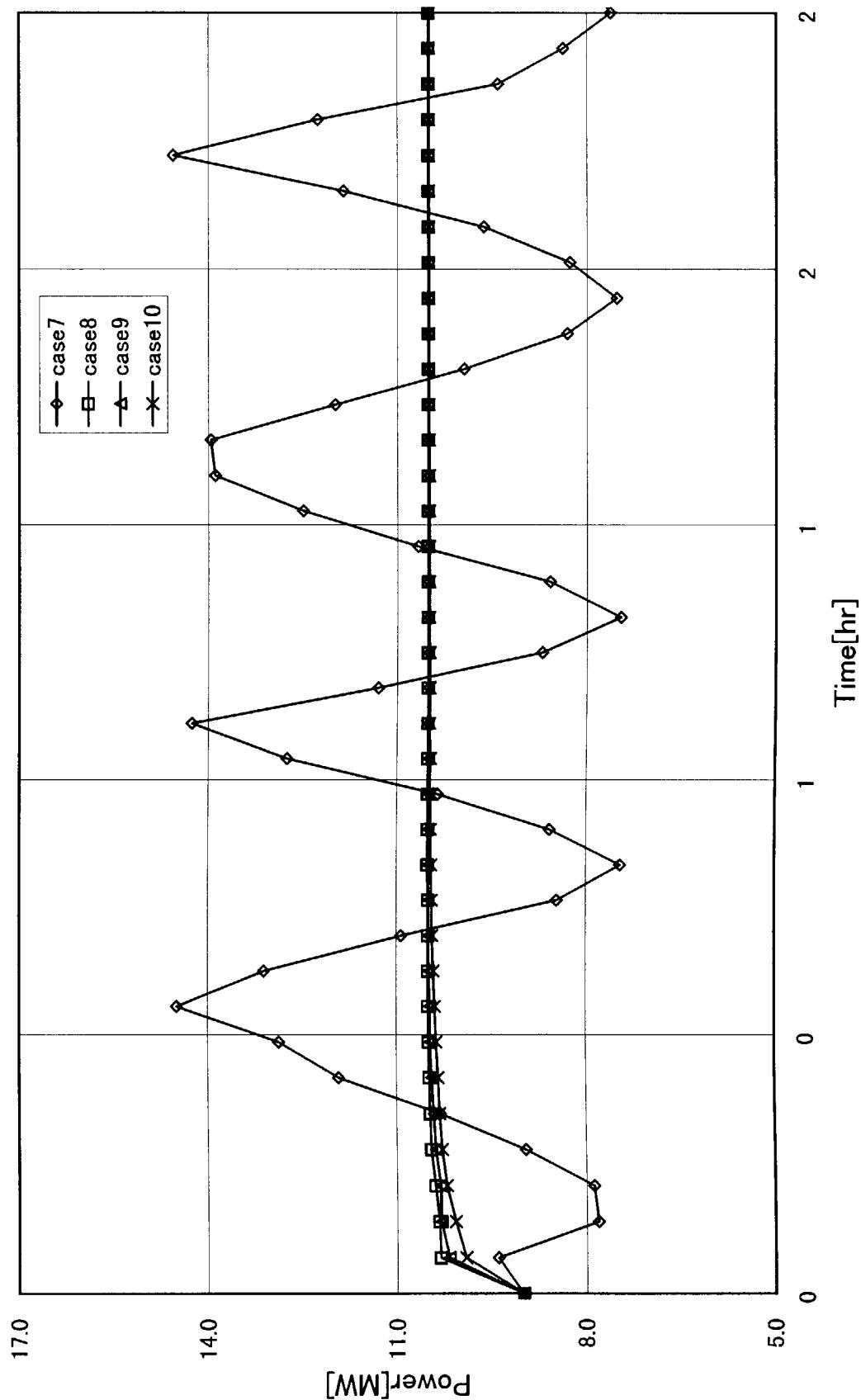


Fig.5.3.9 Comparison of cases in which reset time is changed from 1sec to 24sec with design value in reactor power control system (S. Nakagawa)

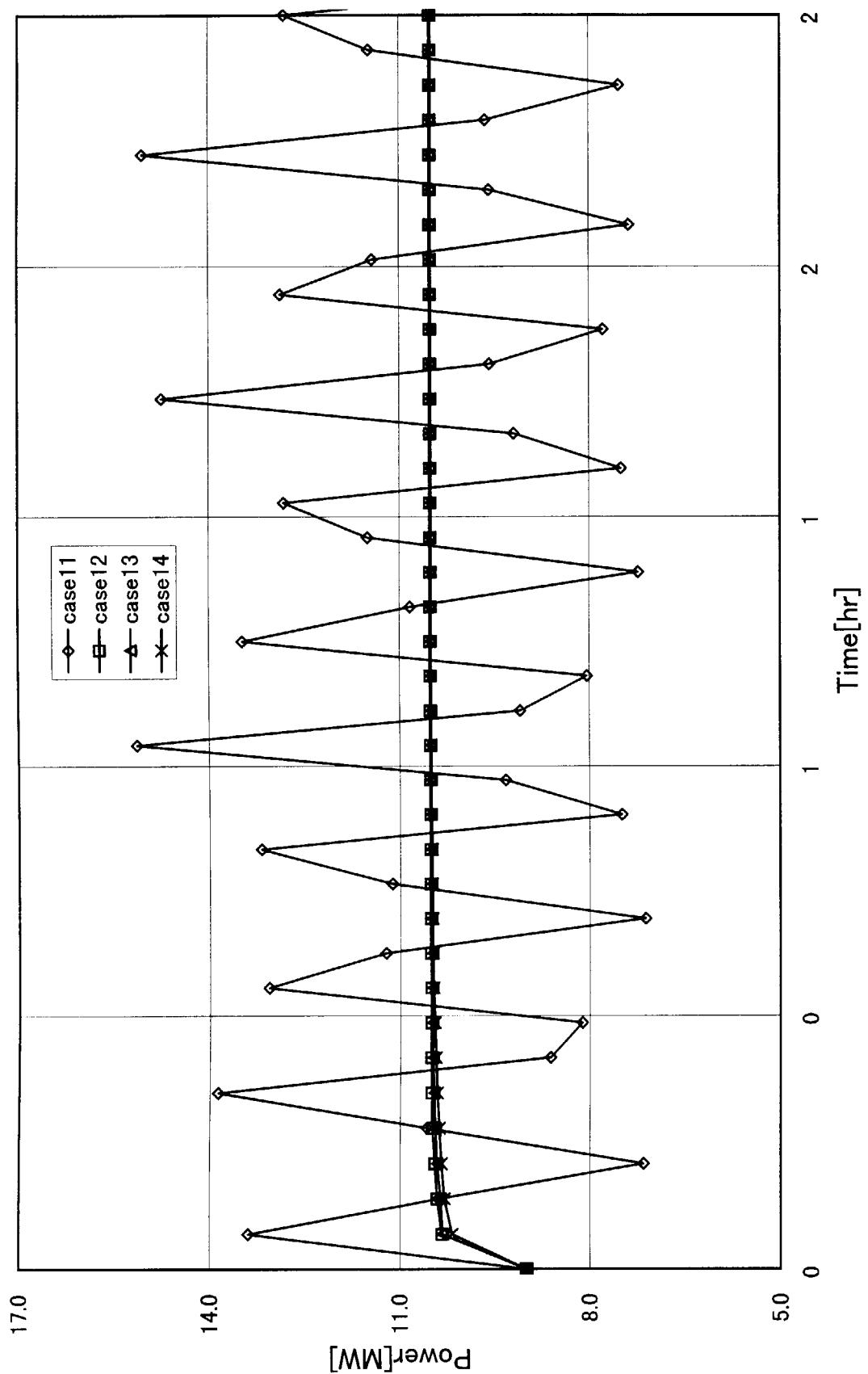


Fig.5.3.10 Comparison of cases in which reset time is changed from 1sec to 24sec with constant gain by 2.0 magnification of design value in reactor power control system (S. Nakagawa)

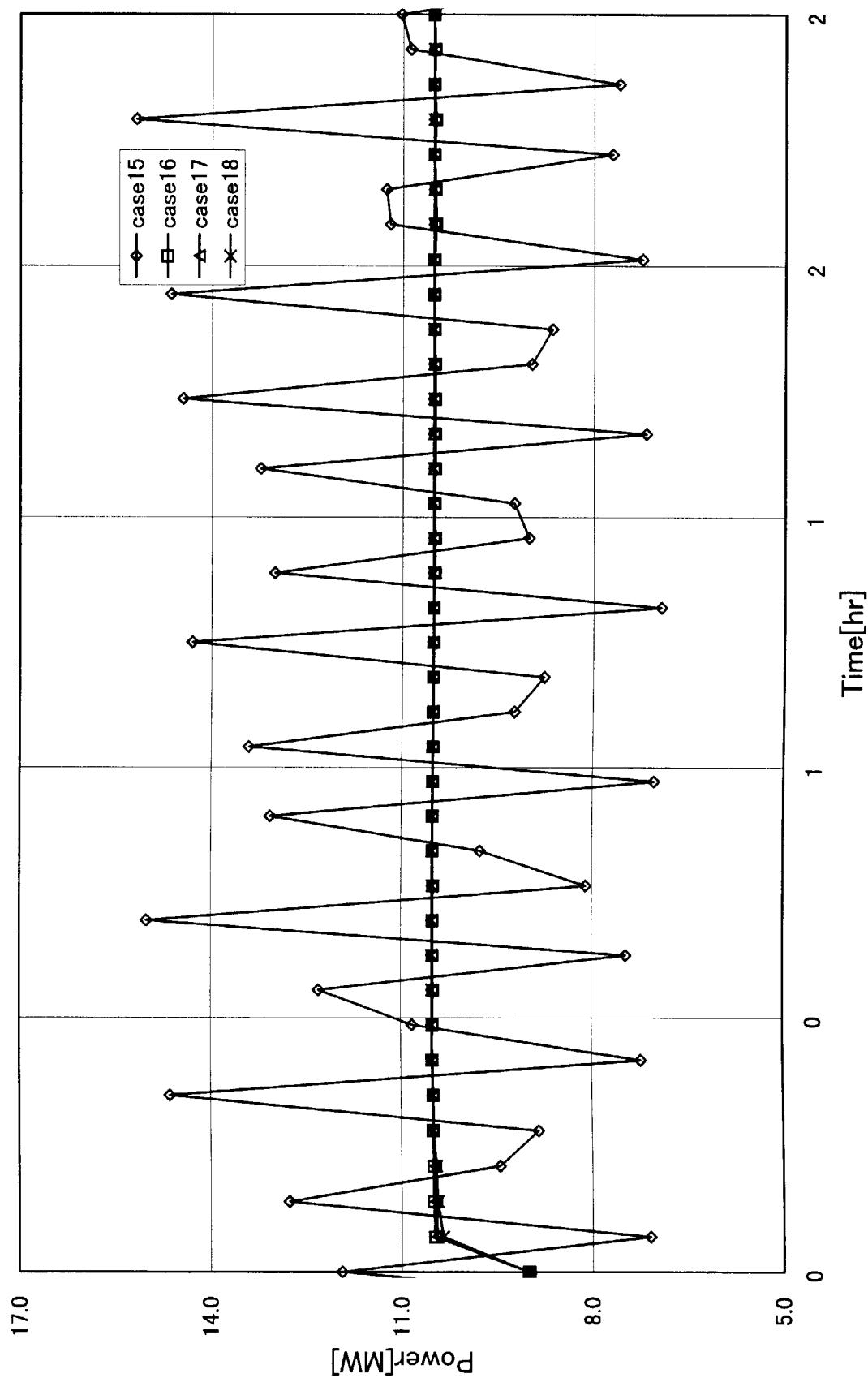


Fig.5.3.11 Comparison of cases in which reset time is changed from 1sec to 24sec with constant gain by 10.0 magnification
of design value in reactor power control system (S. Nakagawa)

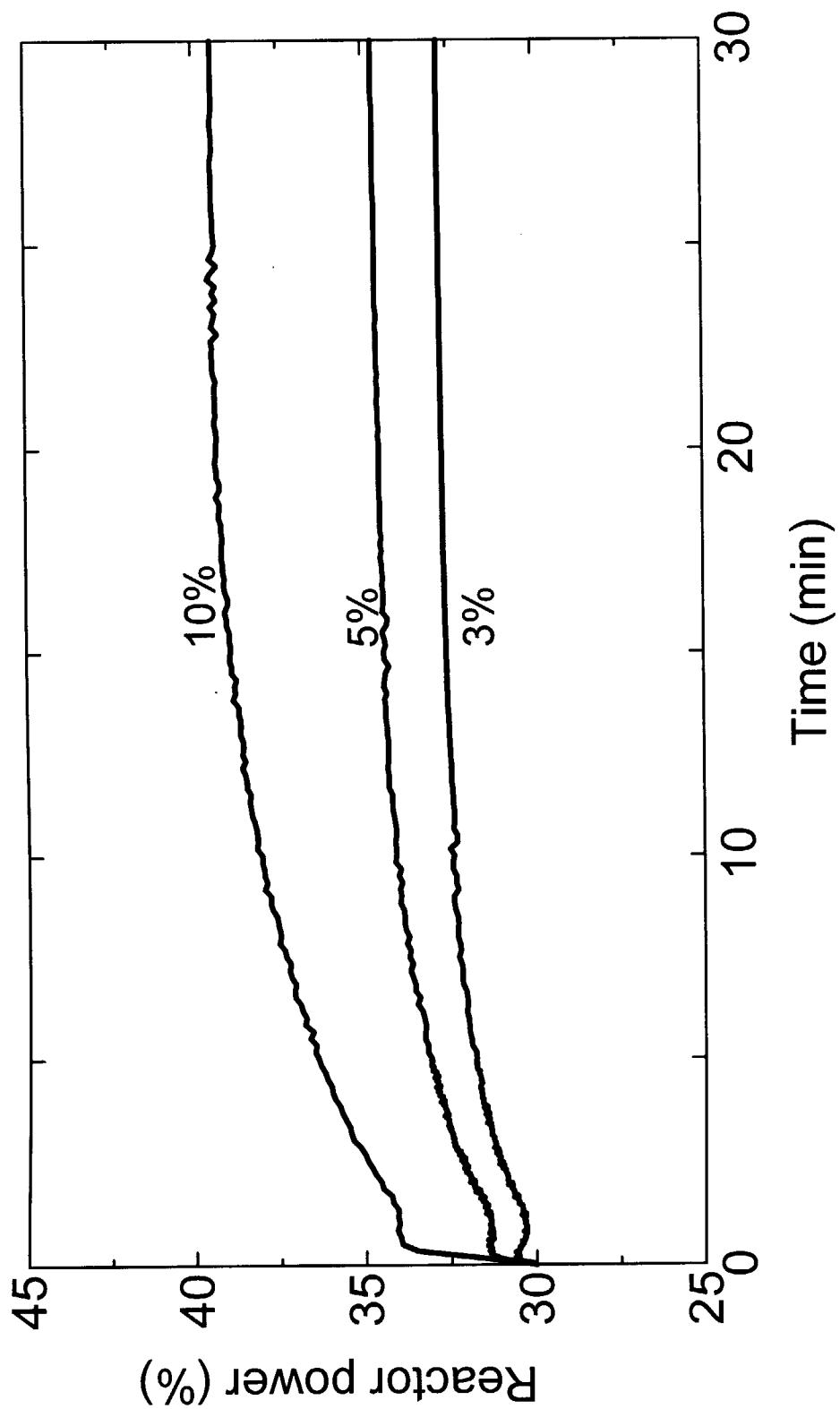


Fig.5.3.12 Reactor power transient during change by step of reactor power set point at 30% operation of rated power in remote mode

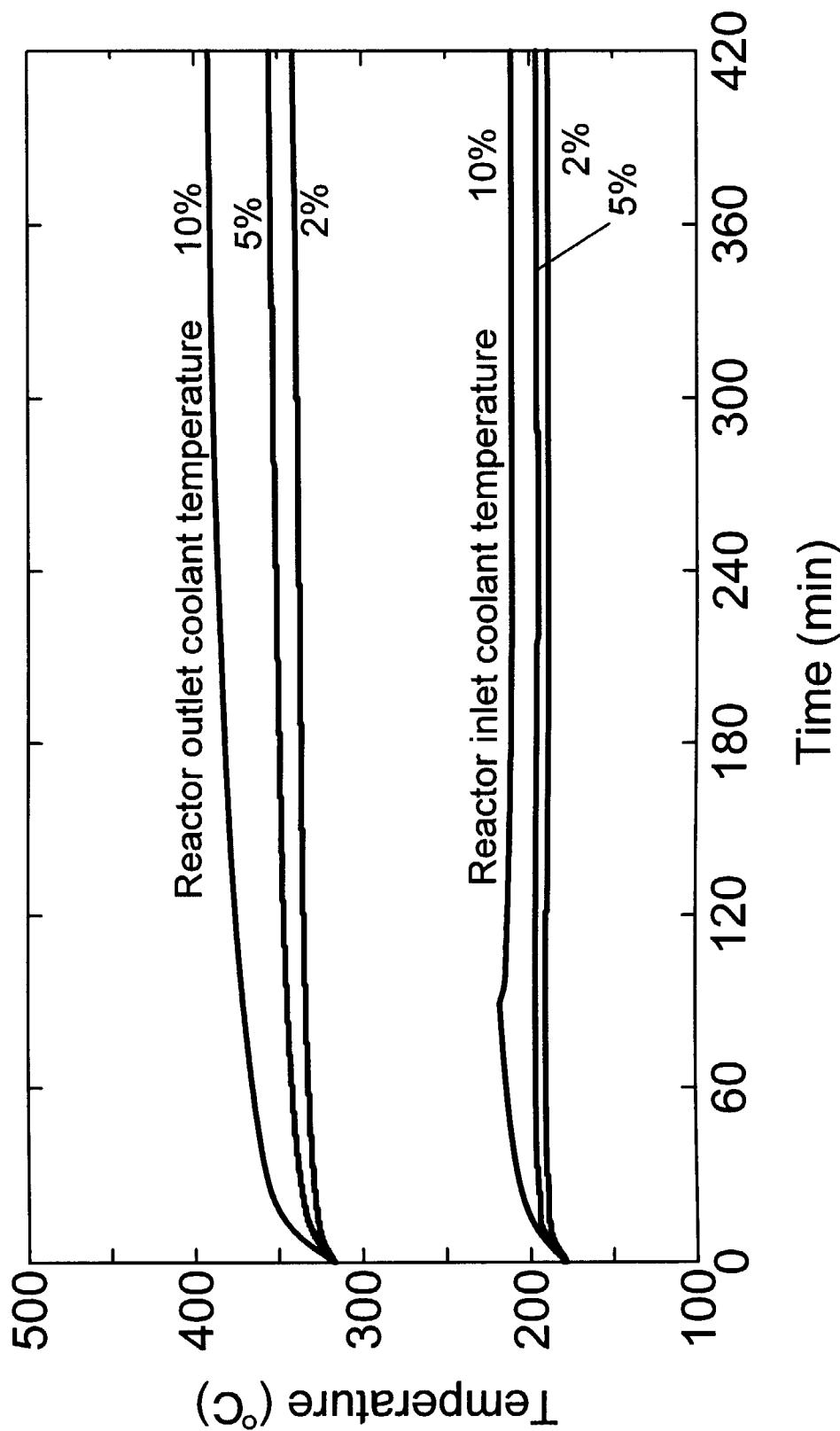


Fig.5.3.13 Coolant temperature transient during change by step of reactor power set point
at 30% operation of rated power in remote mode

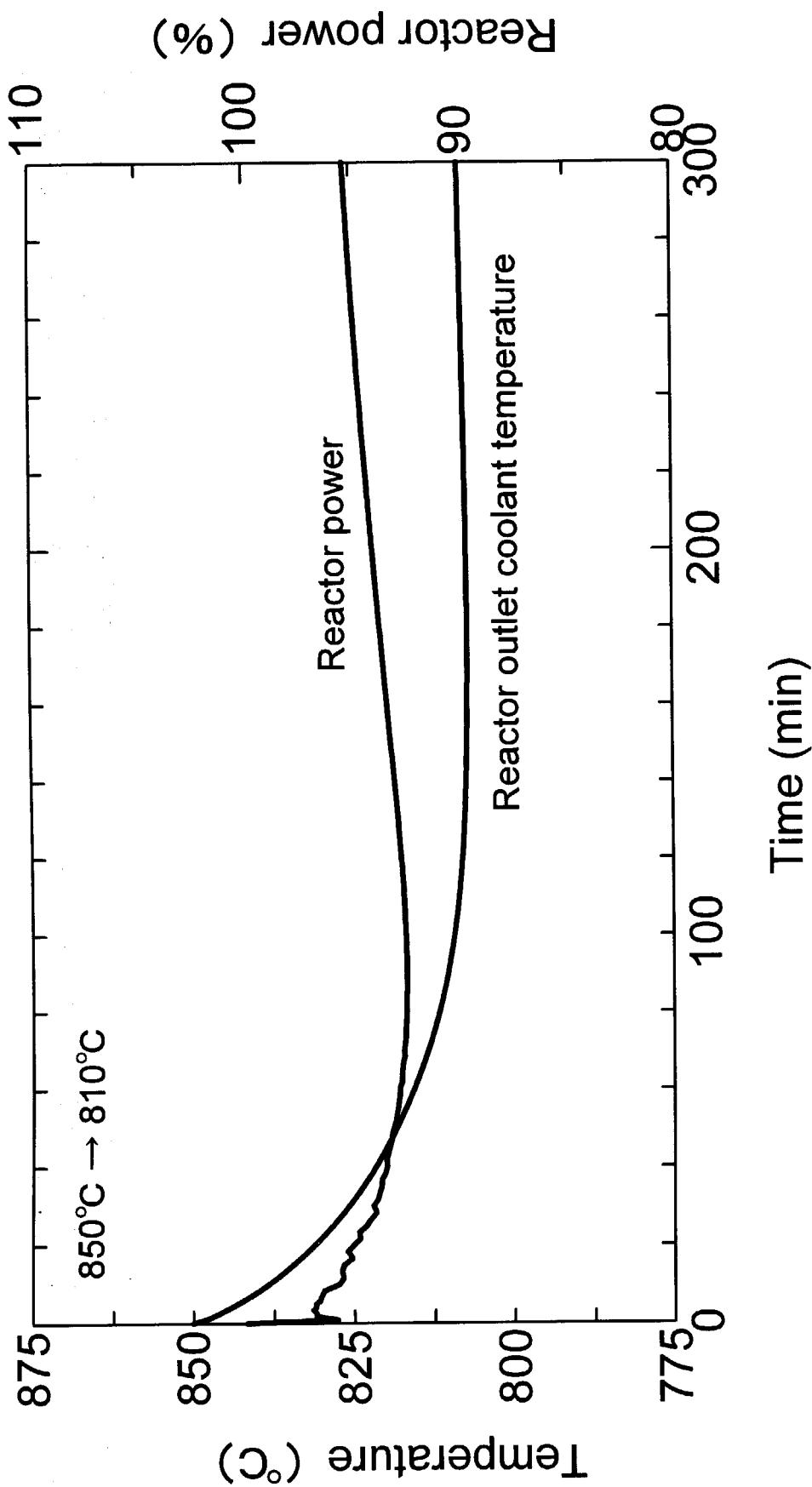


Fig.5.4.1 Reactor power and coolant temperature transients during 40°C change by step of reactor outlet coolant temperature set point at rated power operation

添付資料 1

原子炉出力制御装置に関する試験リハーサルの結果について

1. 目的

出力上昇試験で実施する原子炉出力制御装置の制御特性試験においては、制御設定値に外乱信号を付加することによって制御性の確認を行う試験計画である。試験においては制御定数変更及び外乱信号入力のため、ロジックローダ及び電圧発生器を仮設計器として接続する。これらの仮設計機器は、制御盤扉を開放状態にしなければならないこと、機器ディスプレイの焼き付けが懸念されること等から、試験開始直前に電源を投入し原子炉出力制御装置盤に接続する計画である。

原子炉運転中にロジックローダ及び電圧発生器の接続・設定変更を行っても、原子炉出力制御装置に影響を与えないことを確認するため、試験リハーサルを実施した。

2. ロジックローダ及び電圧発生器の機能

ロジックローダ及び電圧発生器の機能については、下記に示すとおりである。

(1) ロジックローダ

ロジックローダ（写真 1）は原子炉出力制御装置盤のインターフェイスコネクタ（写真 2）に接続し、原子炉出力制御装置内のソフトロジックを変更できる。試験においては、制御定数及び出力変化率設定値を変更する際に使用する。制御定数等を変更する場合は、制御装置盤内の WRITE SW を ON とする。通常運転時に WRITE SW は OFF となっており、SW が OFF である限りロジックローダからの信号は受け付けない設計となっている。

(2) 電圧発生器

電圧発生器（写真 3）は原子炉出力制御盤のうち 2442LP5（写真 4）に接続して、試験のための制御設定値外乱信号を電圧信号として入力するためのものである。2442LP5 には設定値変更許可 SW が設けてあり、SW を ON にしない限り外乱信号が入力されない設計となっている。入力点及び設定値変更許可 SW は、2442LP5 のテストパネル上に設けられている。

3. 試験内容

原子炉出力制御装置の制御ブロック図を図 1 に示す。図は原子炉出力制御に関するものについて示している。原子炉出力制御装置には高出力運転時に使用できる上位制御系として原子炉出口温度制御がありここでは省略しているが、仮設計機器による影響については同様である。

試験リハーサルは下記に示す手順に従って実施し、信号の状態を図 1 中の確認点 1、2 及び 3 で確認する。

- ① ロジックローダ接続時に原子炉出力制御装置への影響を確認する。
- ② 出力変化率設定値をロジックローダにより変更して、原子炉出力制御装置への影響を確認する。

- ③ 電圧発生器接続時に原子炉出力制御装置への影響を確認する。なお、この場合、設定値変更許可 SW は OFF となっていることを確認する。
- ④ 設定値変更許可 SW を ON にしてステップ外乱信号が入力されることを確認する。外乱信号入力の確認は、プラス側及びマイナス側について実施する。
- ⑤ 出力変化率設定値をロジックローダにより試験前の値に復旧して、原子炉出力制御装置への影響を確認する。
- ⑥ 電圧発生器取り外し時に原子炉出力制御装置への影響を確認する。この場合、設定値変更許可 SW は OFF となっていることを確認する。
- ⑦ ロジックローダ取り外し時に原子炉出力制御装置への影響を確認する。

なお、試験リハーサル実施のためには、下記機器の電源及び SW を投入しておく必要がある。

- ・原子炉出力制御装置盤（2442LP1～LP5）
- ・中央制御盤制御棒操作パネル「使用/停止切替 SW」

制御棒駆動制御装置盤については、本試験実施中の制御棒の誤作動防止を確実にするために電源を切る。（制御棒駆動電源遮断器を開にする。）

4. 試験結果

試験リハーサルは、平成 11 年 10 月 28 日(木)に実施した。結果については以下に示すとおりである。

(1) ロジックローダ接続・取外し時及び設定値変更時における影響

図 2 と、図 3、7 を比較して明らかなように、ロジックローダの接続及び取外し前後で、確認点 1 (ch.2)、2 (ch.1) 及び 3 (ch.9) で信号の異常な変化は観測されなかった。試験開始前の原子炉出力制御装置内に何も接続しない状態の信号（図 2）に現れている最大 25mV 程度のノイズは、制御装置内の D/A 変換カードからレコーダに入力するまでのアナログ信号の状態で入ってきたものと考えられる。ロジックローダの画面上で制御装置内の信号を確認すると、表示の最小単位である 1×10^{-5} PU (PU: Proportional unit) の信号変化も観測されなかった。制御装置内では、原子炉出力 30MW を 1PU と換算して処理している。

図 5 から明らかなように、ロジックローダにより制御装置内の設定値を変更した場合にも信号の異常な変化は観測されなかった。

(2) 電圧発生器接続・取外し時の影響

図 4 及び 7 から明らかなように、電圧発生器の接続及び取外し前後で、3 つの確認点で信号の異常な変化は観測されなかった。また、図 6 に示すように電圧発生器出力を遮断した（電圧発生器 OFF）時にも信号の異常な変化は観測されなかった。

(3) 電圧発生器からのステップ外乱の入力

図 6 に、電圧発生器から ±5% (1.5MW 相当) のステップ状の信号外乱を入力した時の信号変化を示す。実際のステップ外乱は、原子炉出力制御装置内のサンプリングタイム

100msec で入力されるが、図からは外乱信号が 0.5sec 以内（ほぼ 100msec）で入力されていることが確認できる。確認点 3 (ch.9) に信号の変化が現れないのは、手動モードを選択しているため制御棒自動選択ロジックへ上流の信号が入力されないためである。

ここで、レコーダのサンプリング時間は 50msec であり、時間軸は 5.0sec/div、入力信号軸は以下に示すとおりである。

確認点 1 (ch.2) : 1~5V 原子炉出力指令 0~45%

確認点 2 (ch.1) : 1~5V 原子炉出力制御偏差不感帯入力-20~20%

確認点 3 (ch.3) : 0~5V 制御棒位置指令-725~2700mm

5. 結論

試験リハーサルの結果、原子炉出力制御装置の制御試験において、仮設機器の操作により異常な信号を制御装置側に与えることはないことを確認できた。また、外乱信号についても、試験条件を満足するように入力できることを確認できた。

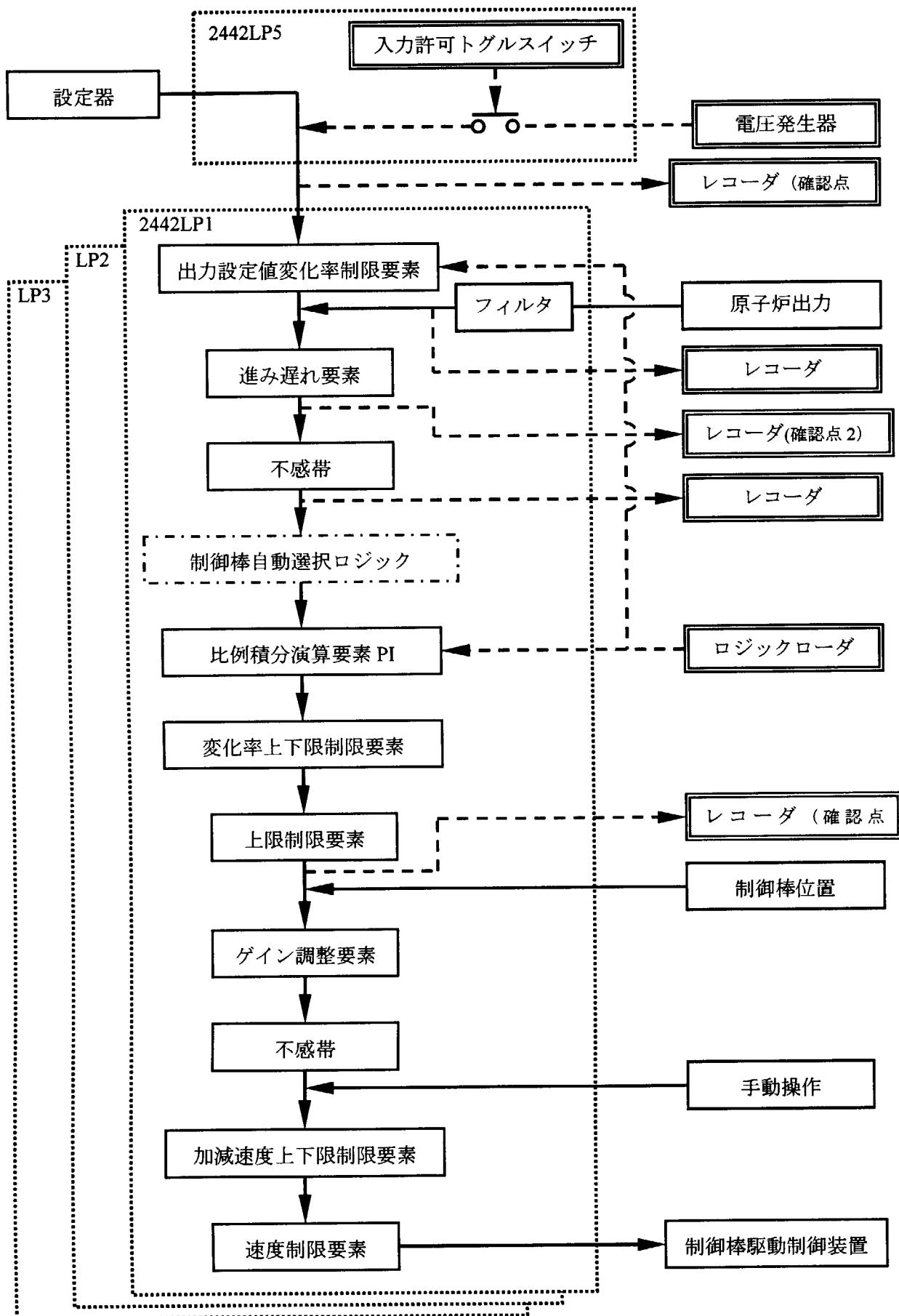


図1 原子炉出力制御装置の制御ブロック図

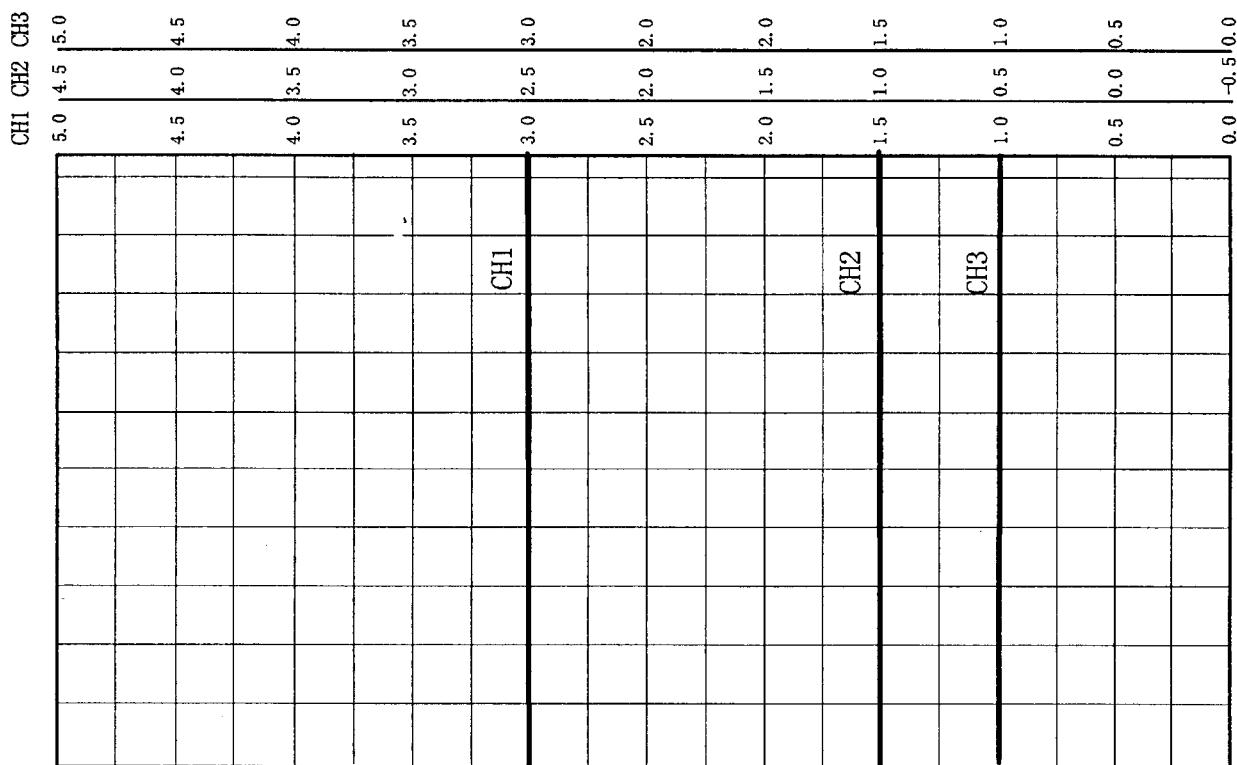


図2 試験開始前

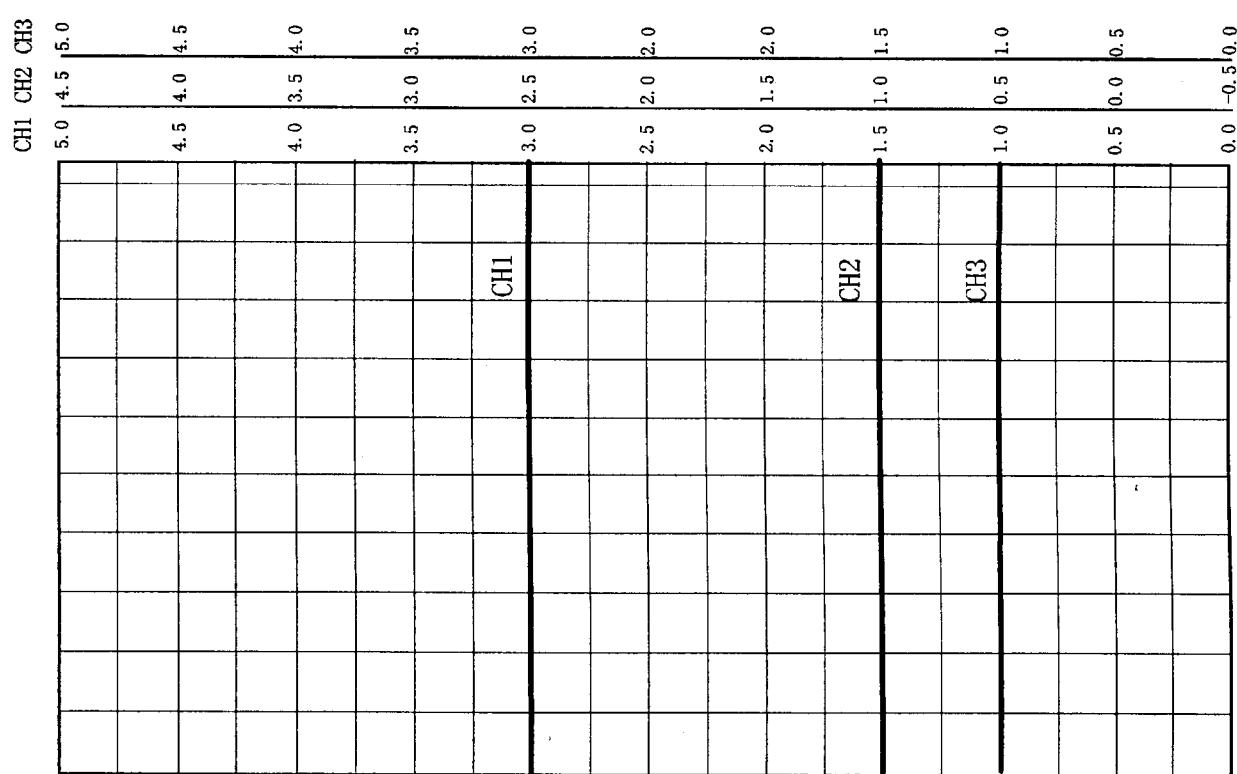


図3 ロジックローダ接続時

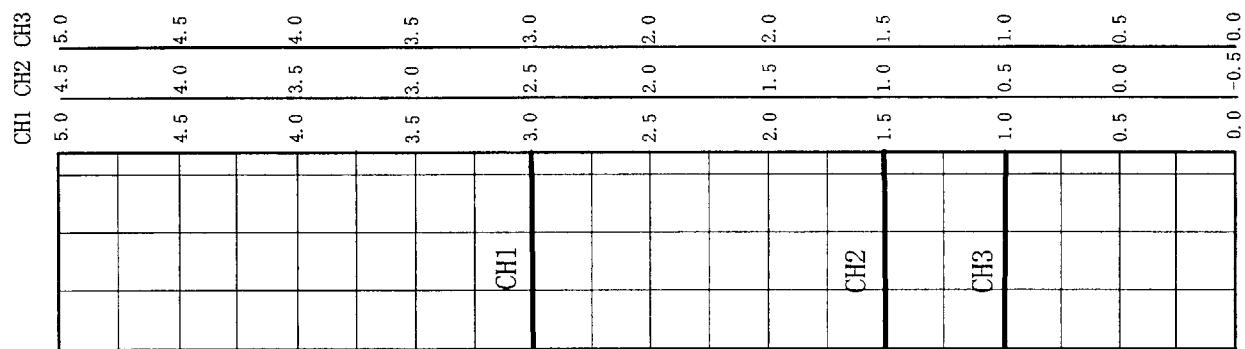
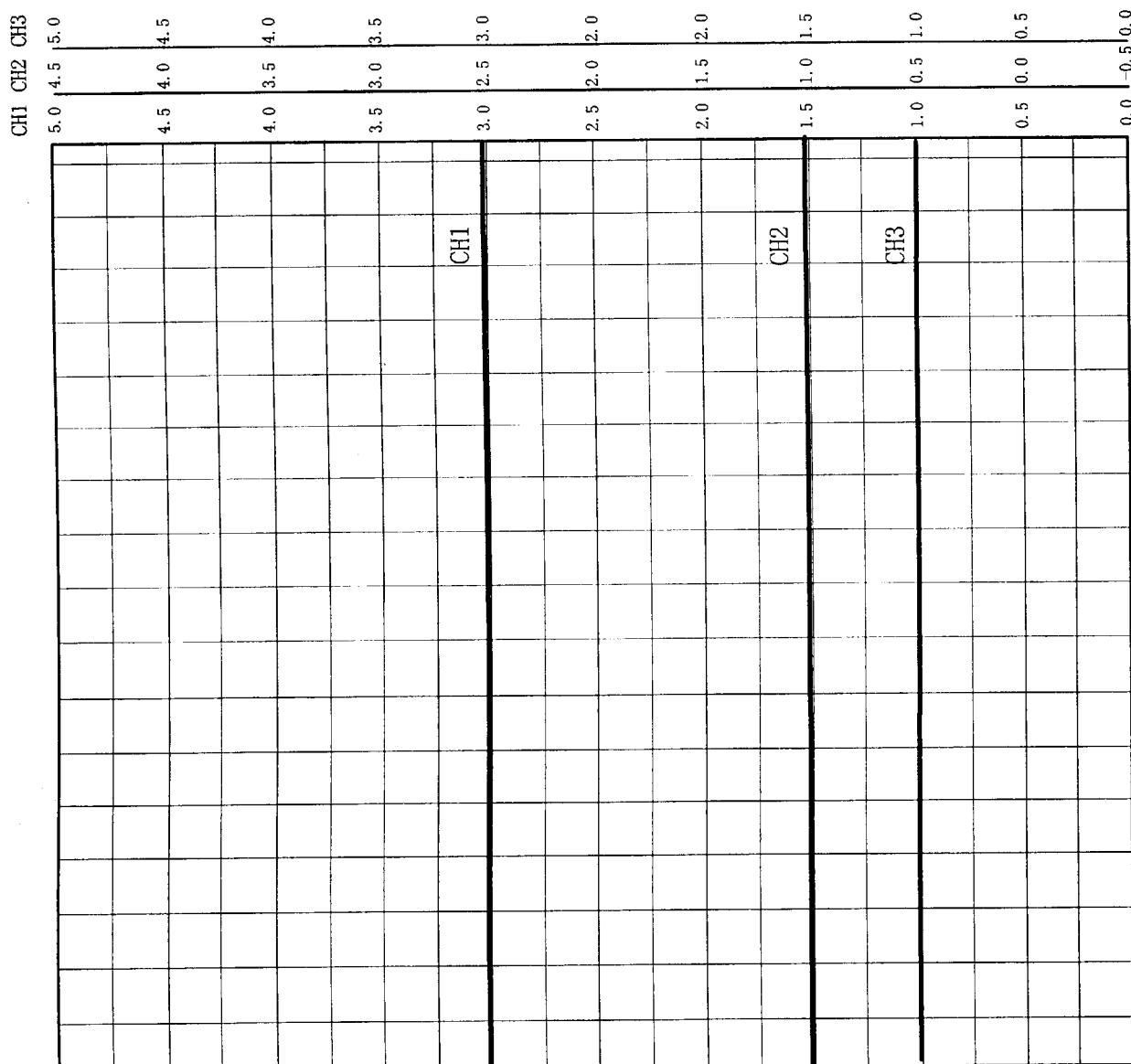


図4 電圧発生器接続時

Sampling: 50msec (5sec/div)
 CH1: 原子炉出力制御装置不感帶入力(FR0905)
 CH2: 原子炉出力指令信号(FR0904)
 CH3: C制御棒位置指令信号(FR1013)

図5 ロジックローダによる設定
変更時

Sampling: 50msec (5sec/div)
 CH1: 原子炉出力制御装置不感帶入力(FR0905)
 CH2: 原子炉出力指令信号(FR0904)
 CH3: C制御棒位置指令信号(FR1013)

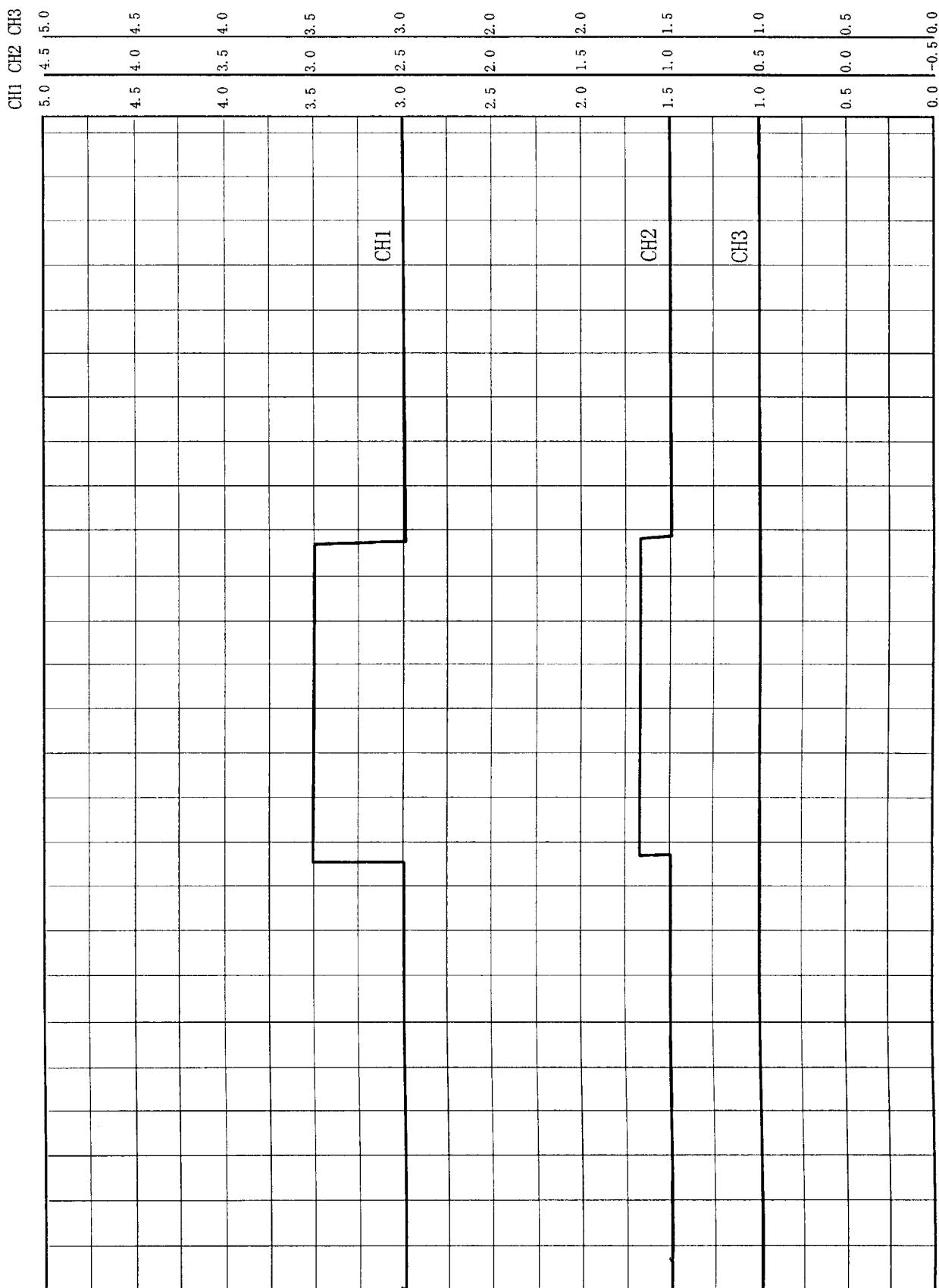


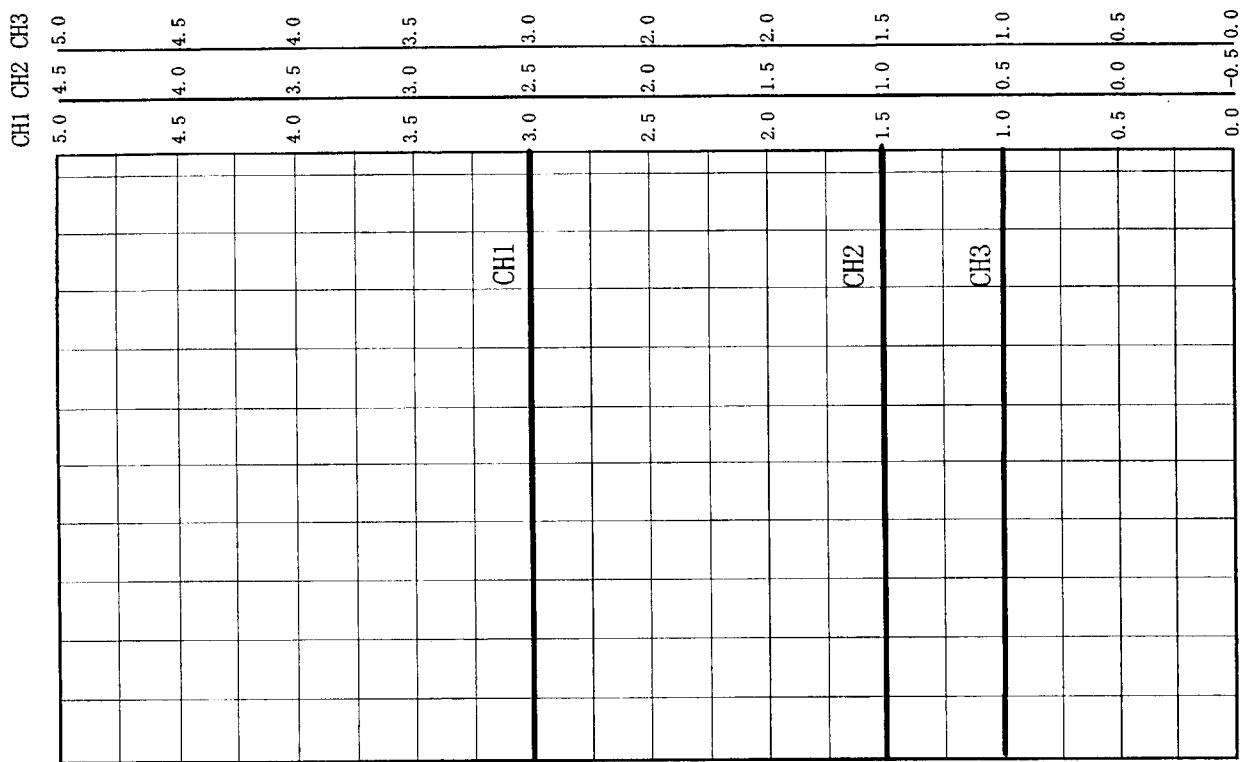
図6 外乱信号印加時及び電圧発生器
OFF時

Sampling: 50msec (5sec/div)

CH1: 原子炉出力制御装置不感帯入力(FR0905)

CH2: 原子炉出力指令信号(FR0904)

CH3: C制御棒位置指令信号(FR1013)



Sampling: 50msec (5sec/div)

CH1: 原子炉出力制御装置不感帶入力(FR0905)

CH2: 原子炉出力指令信号(FR0904)

CH3: C制御棒位置指令信号(FR1013)

図7 ロジックローダ及び電圧発生器の取外し時



写真1 ロジックローダ

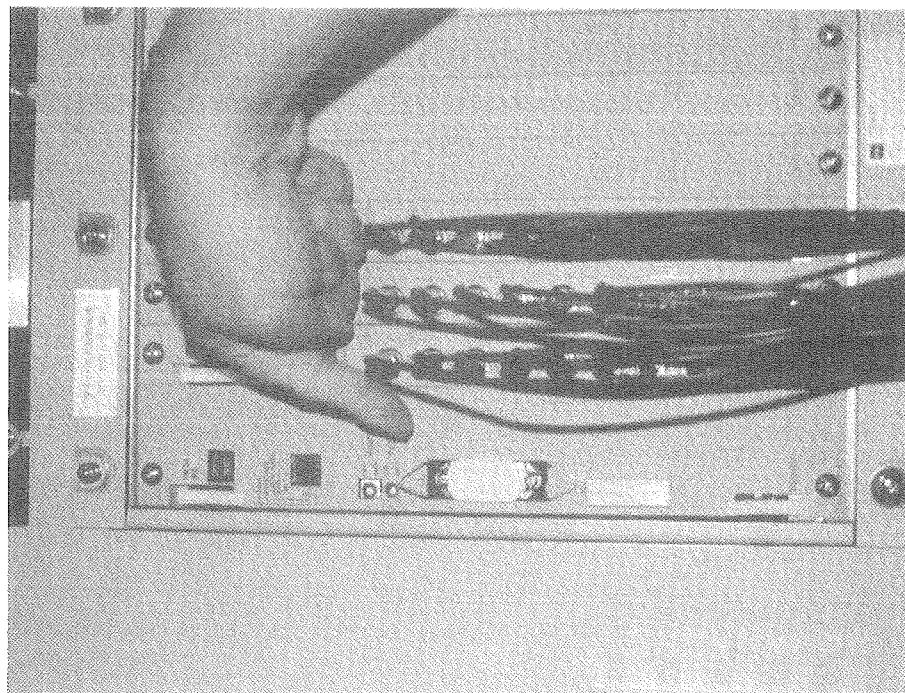


写真2 原子炉出力制御装置盤1 (2442LP1) のCPU基板

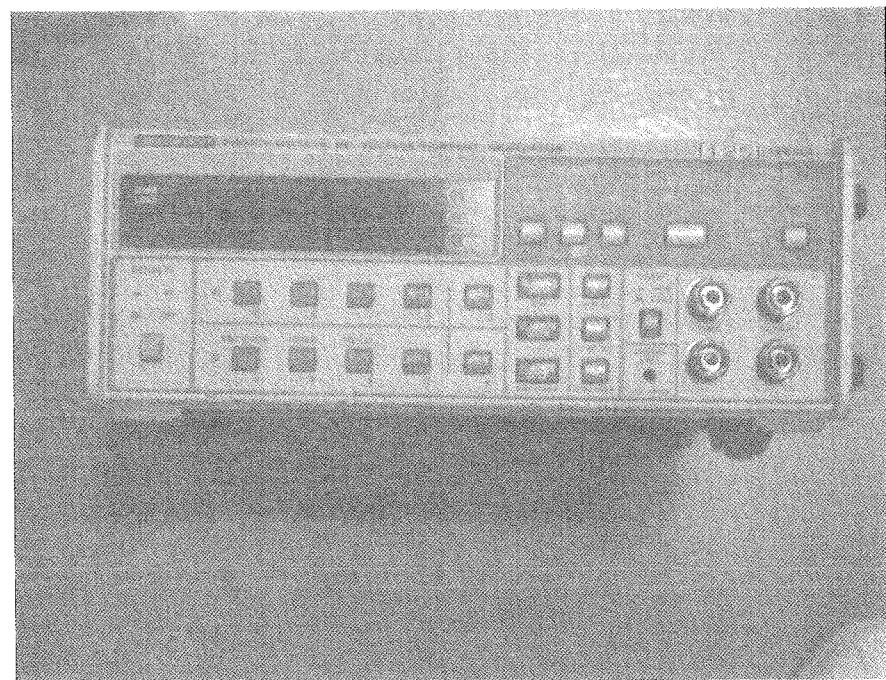


写真3 電圧発生器

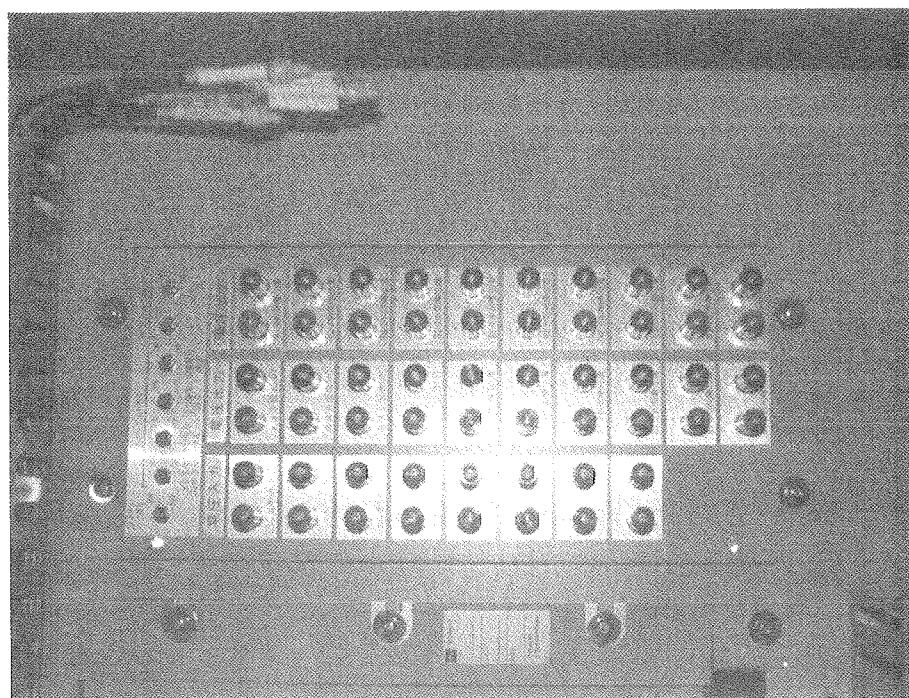


写真4 原子炉出力制御装置盤5 (2442LP5) のテストパネル

エリート出力上昇試験の制御特性試験計画