

JAERI-Tech
2004-042



JP0450449



HTTRの原子炉入口温度制御系の試験結果

2004年4月

齋藤 賢司・中川 繁昭・平戸 洋次・近藤 誠・澤畠 洋明
土山 賢・安任 敏雄・茂木 利広・水島 俊彦・中澤 利雄

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。
入手の問合せは、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）で複写による実費領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, 2004

編集兼発行 日本原子力研究所

H T T R の原子炉入口温度制御系の試験結果

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
斎藤 賢司・中川 繁昭・平戸 洋次・近藤 誠・澤畠 洋明
土山 賢*・安任 敏雄*・茂木 利広・水島 俊彦・中澤 利雄

(2004年2月19日受理)

H T T R の原子炉制御系は、原子炉出力制御系、原子炉入口温度制御系及び1次冷却材流量制御系等から成り立っており、1次冷却材流量一定条件の下に、原子炉出力 30MW、原子炉出入口冷却材温度 850°C／395°Cを達成している。

本報告書は、原子炉制御系のうち、原子炉入口温度制御系について、H T T R の出力上昇試験において実施した制御特性試験の結果を示すものである。試験の結果、外乱に対して原子炉入口冷却材温度を安定に制御できる制御パラメータを選定することができた。また、選定した制御パラメータにより、原子炉入口温度制御系が定められた制御変動幅内の安定した温度一定運転ができること、及び原子炉運転中の外乱に対して、原子炉入口冷却材温度を発散させることなく、安定に追従できることを確認した。

Test Results of the Reactor Inlet Coolant Temperature Control System of HTTR

Kenji SAITO, Shigeaki NAKAGAWA, Yoji HIRATO, Makoto KONDO,
Hiroaki SAWAHATA, Masaru TUTIYAMA *, Toshio ANDO *, Toshihiro MOTEKI,
Toshihiko MIZUSHIMA and Toshio NAKAZAWA

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

(Received February 19, 2004)

The reactor control system of HTTR is composed of the reactor power control system, the reactor inlet coolant temperature control system, the primary coolant flow rate control system and so on. The reactor control system of HTTR achieves reactor power 30MW, reactor outlet coolant temperature 850°C, reactor inlet coolant temperature 395°C under the condition that primary coolant flow rate is fixed.

In the Rise-to-Power Test, the performance test of the reactor inlet coolant temperature control system was carried out in order to confirm the control capability of this control system. This report shows the test results of performance test. As a result, the control parameters, which can control the reactor inlet coolant temperature stably during the reactor operation, were successfully selected. And it was confirmed that the reactor inlet coolant temperature control system has the capability of controlling the reactor inlet coolant temperature stably against any disturbances on the basis of operational condition of HTTR.

Keywords: HTTR, HTGR, Rise-to-power Test, Reactor Inlet Coolant Temperature, Temperature Control

* Cooperative Staff

目 次

1. はじめに	1
2. 原子炉入口温度制御系の設計	2
2.1 原子炉制御系の全体概要	2
2.2 原子炉入口温度制御系の概要	2
2.3 原子炉入口温度制御系への要求事項	3
2.4 HTTRの制御特性解析－制御パラメータの選定－	3
3. 原子炉入口温度制御系の制御特性試験	5
3.1 加圧水温度制御系のステップ応答試験	5
3.2 原子炉入口温度制御系のステップ応答試験	6
3.3 原子炉出力制御系との組み合わせ試験	6
3.4 出力上昇試験時における原子炉入口温度制御系の応答	7
4. おわりに	8
謝辞	9
参考文献	9

Contents

1. Introduction	1
2. Design of the Reactor Inlet Coolant Temperature Control System	2
2.1 Outlines of the Reactor Control System	2
2.2 Outlines of the Reactor Inlet Coolant Temperature Control System	2
2.3 Requirements to the Reactor Inlet Coolant Temperature Control System	3
2.4 Pre-analysis for Reactor Control System of HTTR	3
3. Characteristic Tests of the Reactor Inlet Coolant Temperature Control System	5
3.1 The Response Tests for the Pressurized Water Temperature Control System	5
3.2 The Response Tests for the Reactor Inlet Coolant Temperature Control System	6
3.3 The Combination Test with Reactor Power Control System	6
3.4 The Behavior of Reactor Inlet Coolant Temperature in the Rise-to-power Test	7
4. Conclusion	8
Acknowledgement	9
References	9

This is a blank page.

1. はじめに

H T T R（高温工学試験研究炉：High Temperature Engineering Test Reactor）^{1)~3)}は、原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C (850°C) のヘリウム冷却黒鉛減速型の高温ガス炉で、燃料、材料等の各種照射試験、安全性実証試験、核熱利用に関する研究を実施することを計画している。

H T T R の原子炉制御系は、原子炉出力制御系、原子炉入口温度制御系及び 1 次冷却材流量制御系等から成り立っており、1 次冷却材流量一定条件の下に、原子炉出力 30MW、原子炉出入口冷却材温度 850°C／395°C を達成している。H T T R の設置許可申請書においては、設計条件として、原子炉出力制御系の制御変動幅は ±0.5% (原子炉出力の定常誤差 ±2.5% に含まれる)、原子炉入口温度制御系の制御変動幅は ±2°C としている。また、「1 次冷却材流量低」の警報設定値の設定根拠として、1 次冷却材流量制御系の制御変動幅は ±2% と制限されている。これらの制御変動幅の制限は、原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C の運転において、燃料温度を通常運転時の熱的制限値である 1495°C 以下とするための設計条件の一つである。従って、出力上昇試験の制御特性試験では、①制御変動幅が設計値を満足していること、②運転中に想定される外乱に対して、制御対象パラメータを発散させることなく、安定に制御できることを確認する必要がある。

H T T R の原子炉入口温度制御系は、1 次冷却材流量一定条件の下に、原子炉入口冷却材温度を制御変動幅内に制御するために、下位制御系である加圧水温度制御系に制御目標値を出力するカスケード構成となっている。H T T R は炉心の熱容量が大きく、一次冷却材の温度変化が極めて緩慢であるため、上位制御系である原子炉入口温度制御系の応答は緩慢である。その一方で、外気温度、風向の変化は比較的大きい外乱となるため、下位制御系である加圧水温度制御系には速い応答性が要求される。

本報は、H T T R の原子炉制御系のうち原子炉入口温度制御系について、設計及び出力上昇試験で実施した制御特性試験の結果を示すものである。

2. 原子炉入口温度制御系の設計

2.1 原子炉制御系の全体概要

H T T R の運転モードには、定格出力 30MWでの原子炉出口冷却材温度が 850°Cの定格運転モード及び 950°Cの高温試験運転モードがある。さらに、1 次冷却設備に並列に設置されている中間熱交換器と 1 次加圧水冷却器を同時に使用する並列運転モード、及び 1 次加圧水冷却器のみを使用する単独運転モードがある。H T T R の冷却系統図を図 2-1 に示す。

H T T R の原子炉制御設備は、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、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り集中監視を行う集中監視分散型制御方式によって行う。H T T R の原子炉制御設備の系統図を図 2-2 に示す。

2.2 原子炉入口温度制御系の概要

H T T R の原子炉制御系は、1 次冷却材流量一定条件の下に、原子炉出力 30MW、原子炉出入口冷却材温度 850°C／395°Cを達成している。原子炉入口温度制御系は、原子炉出力 30%以上で、1 次冷却材の原子炉入口温度を一定に維持するために、1 次加圧水冷却器入口加圧水温度（以下、「加圧水温度」という。）を調節する制御系である。原子炉入口温度制御系及び加圧水温度制御系の制御ブロック図を図 2-3 に示す。

原子炉入口温度制御系は、加圧水温度制御系の上位の制御系であり、加圧水温度を調節することによって、原子炉入口冷却材温度を制御目標値に制御するもので、原子炉入口冷却材温度に偏差が生じた場合には、偏差を演算処理して加圧水温度制御系に加圧水温度の制御目標値を与える。

原子炉入口温度制御系には、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、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、原子炉入口冷却材温度を原子炉出力設定器出力に対応した制御目標値に制御するため、加圧水温度制御系に加圧水温度制御目標値を出力する。リモートモードでの原子炉入口冷却材温度の制御目標値は、図 2-4 に示すように原子炉出力設定器の出力（原子炉出力制御目標値）に対応して設定される。

ローカルモードにおいては、主盤の R/L (Remote/Local) ステーションで、原子炉入口冷却材温度の制御目標値を設定することができる。この場合も加圧水温度制御系とのカスケード構成により、原子炉入口冷却材温度が制御目標値に追従するように、加圧水温度制御系に加圧水温度制御目標値を出力する。

加圧水温度制御系は、加圧水温度を原子炉入口温度制御系から与えられる制御目標値に制御するように、加圧水空気冷却器に流れる加圧水流量を調節する加圧水空気冷却器出口流量調節弁（以下、「A C L 出口流量調節弁」という。）と加圧水空気冷却器バイパス流量

調節弁（以下、「A C L バイパス流量調節弁」という。）の開度を調節する。A C L 出口流量調節弁の開度は、A C L 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。常時発生する大気温度の変動による加圧水温度への外乱は、加圧水温度制御系によりA C L バイパス流量調節弁の開度を調節して吸収できるため、1次冷却材に影響を与えることはない設計となっている。

2.3 原子炉入口温度制御系への要求事項

原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°Cの運転において、燃料温度を通常運転時の熱的制限値である 1495°C以下とするため、設計条件として、原子炉入口温度制御系の制御変動幅は±2°C以内としている。

また、運転中に想定される外乱に対して、原子炉入口冷却材温度を発散させることなく安定に制御するため、原子炉入口温度制御系は、原子炉出力 30%以上での通常運転状態における±10%ステップ状出力変更及び±1.0%/min ランプ状出力変更に対し、原子炉入口冷却材温度が十分な減衰性をもって安定に応答することが要求される。

2.4 HTTRの制御特性解析⁴⁾ - 制御パラメータの選定 -

制御特性試験を実施する前に、制御パラメータのサーベイ範囲を明らかにするため、高温ガス炉用プラント動特性解析コード A C C O R D⁵⁾を用いて制御特性解析を実施した。制御特性解析においては、制御系のステップ応答を解析することにより、制御系の特性を明らかにし、通常運転時に自動制御にて安定に運転できるような制御パラメータを求めていく。加圧水温度制御系及び原子炉入口温度制御系の制御パラメータ選定にあたっては、制御能力の評価の目安として、±5°Cまたは±10°Cのステップ状の制御目標値変更に対して、オーバーシュート（アンダーシュート）がなく、整定時間が 2 時間以内であることが考慮された。

(1) 加圧水温度制御系の制御特性解析

解析ケースを表 2-1 に示す。解析は標準制御パラメータ（比例ゲイン 1.2、積分時定数 1000）を中心として、比例ゲインを 0.6~10.0、積分時定数を 100~2000 の範囲で変化させた場合について実施している。

各解析ケースの安定性の結果を表 2-2 に示す。解析の結果、いずれの解析ケースにおいても、±5°Cのステップ状の制御目標値変更に対して発散することなく制御目標値に収束している。出力上昇試験で制御特性試験を実施した解析ケースについて、解析結果を図 2-5 に示す。

(2) 原子炉入口温度制御系の制御特性解析

解析ケースを表 2-3 に示す。解析は標準制御パラメータ（比例ゲイン 1.0、積分時定数

600)を中心として、比例ゲインを0.5~10.0、積分時定数を60~1200の範囲で変化させた場合について実施している。

各解析ケースの安定性の結果を表2-4に示す。解析の結果、積分時定数を60に設定すると原子炉入口冷却材温度は振動的な挙動を示すが、その他のケースでは±10°Cのステップ状の制御目標値変更に対して発散することなく制御目標値に収束している。出力上昇試験で制御特性試験を実施した解析ケースについて、解析結果を図2-6に示す。

3. 原子炉入口温度制御系の制御特性試験⁶⁾

原子炉入口温度制御系の制御特性試験は、次の手順で実施した。①原子炉入口温度制御系の下位の制御系である加圧水温度制御系のステップ応答試験を実施し、加圧水温度制御系の制御パラメータを決定する。②加圧水温度制御系と原子炉入口温度制御系を組み合わせて、原子炉入口温度制御系のステップ応答試験を実施し、原子炉入口温度制御系の制御パラメータを決定する。③原子炉出力制御系との組み合わせ試験を実施し、原子炉出力、原子炉入口冷却材温度、加圧水温度の制御応答を確認する。

3.1 加圧水温度制御系のステップ応答試験

(1) 試験内容

加圧水温度制御系の制御対象である加圧水温度の制御目標値を±5°Cまたは±10°Cの幅でステップ状に変更し、外乱投入後の加圧水温度の応答を確認する。試験は、制御パラメータである比例ゲインと積分時定数を変更して実施し、制御系の応答結果から判断して制御パラメータを決定する。試験ケースを表3-1に示す。試験は、比例ゲインと積分時定数の制御パラメータを変更した5ケースに対して、加圧水温度制御系制御器の制御目標値に±5°C幅のステップ状の外乱を投入する試験を実施する。さらに、最適の挙動を示した比例ゲインと積分時定数の制御パラメータの組み合わせに対して、加圧水温度制御系制御器の制御目標値に±10°C幅のステップ状の外乱を投入する試験を実施する。

(2) 試験結果

試験結果を表3-2に示す。また、試験時の加圧水温度の応答を図3-1～3-3に示す。

ケース1を実施した結果、加圧水温度制御系の応答が設計時と比較して緩慢な挙動を示したため、予定していた試験ケースの中から応答を速くするケースを優先的に実施する必要があると判断し、ケース2～4は実施しなかった。

加圧水温度制御系について実施した2ケース(ケース1及びケース5)から、制御パラメータを比例ゲイン2.4、積分時定数を500sec(ケース5)と選定した。これらの値は、制御系予備解析の推奨値と比較すると、比例ゲインについては2倍、積分時定数については0.5倍の値となっており、設計時より加圧水温度制御系の応答を速くする設定になっている。

加圧水温度制御系の応答が設計時と比較して緩慢な挙動を示した原因として、今回の加圧水温度制御系の特性試験は、加圧水空気冷却器ファン6台のうち4台を起動した状態で実施していること、及び加圧水空気冷却器はガスが蓄積することにより必ずしも所定の性能を示していない可能性があることが考えられる。従って、加圧水温度制御系の上位の制御系である原子炉入口温度制御系のステップ応答試験において、必要に応じて加圧水温度制御系の制御パラメータを再調整することにした。

3.2 原子炉入口温度制御系のステップ応答試験

(1) 試験内容

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制御目標値を±10°Cの幅でステップ状に変更し、外乱投入後の原子炉入口冷却材温度の応答を確認する。試験は、制御パラメータである比例ゲインと積分時定数を変更して実施し、制御系の応答結果から判断して制御パラメータを決定する。試験ケースを表 3-3 に示す。試験は、比例ゲインと積分時定数の制御パラメータを変更した 5 ケースに対して、原子炉入口温度度制御系制御器の制御目標値に±10°C幅のステップ状の外乱を投入する試験を実施する。

(2) 試験結果

試験結果を表 3-4 に示す。また、試験時の原子炉入口冷却材温度の応答を図 3-4～3-8 に示す。原子炉入口温度制御系について実施した 5 ケースから、制御パラメータを比例ゲイン 0.5、積分時定数を 600sec (ケース 3) と選定した。ケース 3 の値は、制御系予備解析の推奨値 (ケース 1) と比較すると、比例ゲインについては 0.5 倍、積分時定数については推奨値となっている。比例ゲインが大きいほど、また、積分時定数が短くなるほど、制御系の即応性が増し整定時間は短くなるが、オーバーシュート量 (アンダーシュート量) は大きくなり、場合によっては振動的な応答となる。高温ガス炉は温度変化が緩慢であるという特徴を持つことから、整定時間を短くするよりも、オーバーシュートを伴わずに制御目標値に制御される制御パラメータを選定した。

原子炉入口温度制御系は加圧水温度制御系の上位の制御系であり、加圧水温度制御系に加圧水温度の制御目標値を与える制御系である。加圧水温度制御系のステップ応答試験において、外気温度、風向等の外乱に対して、制御系設計時より加圧水温度制御系の応答性を速くする必要が生じたため、設計時よりも加圧水温度制御系の応答を速くする制御パラメータを選定した。このため、加圧水温度制御系の応答を設計より速くした分、原子炉入口温度制御系の応答を設計時より遅くする制御パラメータを選定する結果となった。

3.3 原子炉出力制御系との組み合わせ試験

(1) 試験内容

原子炉入口温度制御系をリモートモードで使用する場合、原子炉出力設定器出力の制御目標値に連動して、原子炉入口冷却材温度の制御目標値が与えられる。このため、原子炉入口温度制御系と原子炉出力制御系の組み合わせ試験を実施し、原子炉入口温度制御系の制御応答特性を確認した。

本試験では、原子炉に外乱を与えずに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を行った。

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、原子炉入口冷却材温度が制御目標値に対して±2.0°Cの範囲に制御されていることを確認する。また、外乱応答特性

試験では、原子炉出力制御系にランプ状の制御目標値変更を与えたときの応答を確認した。原子炉出力制御系の制御目標値の変更に伴い、原子炉入口温度制御系の制御目標値は $0.077^{\circ}\text{C}/\text{min}$ でランプ状に変更される。

単独運転モードの原子炉出力30%で試験を実施する。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制御目標値を $\pm 0.025\%/\text{min}$ でランプ状に変更し、状態値が発散することなく、安定に新たな制御目標値に制御されることを確認した。

(2) 試験結果

試験結果を図3-9及び図3-10に示す。試験は原子炉出力9MW(定格出力の30%)で実施し、原子炉出力9MW(30%)から10.5MW(35%)まで出力上昇した時、原子炉出力10.5MW(35%)で出力保持した時、及び10.5MW(35%)から9MW(30%)まで出力下降した時の原子炉入口温度制御系の応答特性を確認した。

試験の結果、原子炉入口温度制御系の制御目標値は、原子炉出力の目標値に対応した値が与えられ、出力上昇時及び出力下降時において、原子炉入口冷却材温度は発散することなく、新たな制御目標値に制御されることを確認した。

原子炉入口温度制御系をリモートモードに切り替えた時と原子炉出力を9MW(30%)から10.5MW(35%)への出力上昇中に、原子炉入口冷却材温度と制御目標値の差が大きくなっていることが確認できるが、リモートモード投入時に原子炉入口温度制御系の制御目標値が急激に変化しているのは、ローカルモードとリモートモードで制御目標値に約 5°C の差がある状態で制御モードをリモートモードに切り替えたためである。

また、原子炉出力を9MW(30%)から10.5MW(35%)へ出力上昇中、14:28頃に原子炉入口冷却材温度が 194°C から 193°C へと急激に低下している。この時、加圧水加圧器の水位が0.03m低下していることから、加圧水空気冷却器に滞留していたガスが抜けて冷却能力が良くなつたためと考えられる。

原子炉出力10.5MW(35%)で出力保持時に、原子炉入口冷却材温度を $\pm 2.0^{\circ}\text{C}$ の範囲で制御する定值制御特性試験を実施した。試験中、原子炉入口冷却材温度は約 $\pm 2.0^{\circ}\text{C}$ の範囲で制御されているが、加圧水空気冷却器にガスが滞留することで、原子炉入口冷却材温度に大きな外乱が投入されている。

本試験終了後、加圧水空気冷却器にガスが滞留することを防ぐために、加圧水加圧器内に窒素ガスの混合を防止するための混合防止板を設ける対策を講じた。本対策により、加圧水空気冷却器にガスが蓄積することに起因する原子炉入口冷却材温度の外乱は低減され、原子炉入口温度制御系は、より安定に原子炉入口冷却材温度を制御できると考えられる。

3.4 出力上昇試験時における原子炉入口温度制御系の応答

(1) 出力上昇・下降時の応答

定格・単独運転モードで原子炉出力17.1MW(定格出力の57%)から20MW(67%)ま

で上昇させた時の各制御系の応答を図 3-11、図 3-12 に、原子炉出力 20MW (67%) から 16.8MW (55.6%) まで下降させた時の各制御系の応答を図 3-13、図 3-14 に示す。

出力上昇時の原子炉出力の応答については、原子炉出力設定器出力に従って約 1.5%/hr の変化率で上昇している。原子炉入口冷却材温度については、原子炉出力設定器出力に応じた制御目標値にしたがって上昇しており、このため、下位制御系である加圧水温度制御系で原子炉入口温度制御目標値に原子炉入口冷却材温度が追従するように A C L の加圧水流量を調節している。HTTR では、空気冷却器の出口流量に応じて、空気冷却器の起動、停止を行っている。空気冷却器ファン起動時、加圧水温度制御系の制御目標値にステップ状の外乱が与えられ、制御系の追従遅れが発生しているが、原子炉入口温度制御系は安定に制御が行われている。

試験の結果、原子炉出力上昇時において、HTTR の原子炉入口温度制御系は安定に原子炉入口冷却材温度を制御できることを確認した。また、原子炉出力の下降時についても、図 3-13、図 3-14 に示すように安定に出力下降できることを確認した。

(2) 原子炉出力 30MW 保持時の応答

原子炉出力 30MW (100%) で出力保持運転時の原子炉入口冷却材温度の応答を図 3-15、図 3-16 に示す。原子炉入口温度制御系は、外気温度が上昇した場合には加圧水空気冷却器に流れる加圧水流量を増加させるため、バイパス流量調節弁開度を減少させ、外気温度が低下した場合には逆の動作となって 1 次加圧水冷却器入口の加圧水温度を一定値に制御していることが確認できる。高温ガス炉は炉心の熱容量が大きいため、温度変化が極めて緩慢であるという特徴を持つ。その一方で、外気温度、風向の変化は比較的大きい外乱となり、加圧水温度制御系は速い応答性が要求される。燃料の健全性を確保するために、原子炉入口冷却材温度は ±2.0°C の範囲で制御されることが要求されている。出力上昇試験中、原子炉入口温度制御系の応答を監視することで、外気温度の変動は加圧水温度制御系で吸収され、原子炉入口冷却材温度は約 ±1.0°C の範囲で安定に制御できることを確認した。

4. おわりに

HTTR の出力上昇試験において、原子炉入口温度制御系の制御能力を確認するために、原子炉入口温度制御系の制御特性試験を実施した。試験の結果、±10°C 幅のステップ状外乱に対して、原子炉入口冷却材温度を安定に制御できる制御パラメータを選定することができた。

また、出力上昇試験の原子炉出力 30MWまでの運転において、原子炉入口温度制御系の応答を監視した結果、外気温度の変動による外乱は下位制御系である加圧水温度制御系で

吸収され、原子炉入口冷却材温度は制御変動幅±2.0°Cを満足する±1.0°Cの範囲で安定に制御できることを確認した。

謝　　辞

本試験実施にあたり、設備の運転等を担当したHTTR試験室各位に感謝します。また、本報告書を作成するに当たり、高温工学試験研究炉開発部藤川正剛部長、林秀行次長には貴重な助言を頂きました。ここに深く感謝の意を表します。

参考文献

- 1) Saito S., et al.: JAERI 1332, "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)" (1994)
- 2) 原研：“日本原子力研究所大洗研究所設置許可申請書「HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の設置」”(1989)
- 3) 田中利幸 他：“HTTR（高温工学試験研究炉）系統別・総合機能試験”，原子力誌, 41 [6], 686-696(1999)
- 4) 中川繁昭 他：JAERI-Tech 2000-009, “HTTR出力上昇試験の制御特性試験計画”(2000)
- 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)
- 6) 中川繁昭 他：JAERI-Tech 2002-069, “高温工学試験研究炉の出力上昇試験－試験経過及び結果の概要”(2002)

表 2-1 加圧水温度制御系の解析ケース

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

表 2-2 加圧水温度制御系の解析結果

		積分時定数			
		100	500	1000	2000
比例ゲイン	0.6	○	○	○	○
	1.2	○	○	○	○
	2.4	○	○	○	○
	10.0	○	○	○	○

○：オーバーシュートすることなしに制御目標値に収束

△：オーバーシュートして制御目標値に収束

×：制御目標値に収束することなく発散

表 2-3 原子炉入口温度制御系の解析ケース

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

表 2-4 原子炉入口温度制御系の解析結果

		積分時定数			
		100	500	1000	2000
比例ゲイン	0.6	△	○	○	○
	1.2	△	○	○	○
	2.4	×	○	○	○
	10.0	×	○	○	○

○：オーバーシュートすることなしに制御目標値に収束

△：オーバーシュートして制御目標値に収束

×：制御目標値に収束することなく発散

表 3-1 試験ケース（加圧水温度制御系のステップ応答試験）

試験 ケー ス	目的	制御定数		ステップ外乱幅
		比例ゲイン	積分時定数	
1	パラメータ サーベイ	1.2 %/°C	1000 秒	±5°C
2		2.4 %/°C	1000 秒	±5°C
3		0.6 %/°C	1000 秒	±5°C
4		0.6 %/°C	500 秒	±5°C
5		2.4 %/°C	500 秒	±5°C
6		2.4 %/°C	500 秒	±10°C

表 3-2 試験結果（加圧水温度制御系のステップ応答試験）

試験 ケー ス	制御定数		外乱幅	過渡特性の概要		
	P 値	I 値		変動幅	整定時間	試験実施状況
1	1.2	1000	5°C	約 2°C	—	5 °Cの状態値変更ができなかつた。
2	2.4	1000	5°C	—	—	実施せず。
3	0.6	1000	5°C	—	—	実施せず
4	0.6	500	5°C	—	—	実施せず。
5	2.4	500	5°C	約 5°C	50 分	オーバーシュートがなく、良好な制御性を示した。
6	2.4	500	10°C	約 8°C	85 分	10°Cの状態値の変更ができなかつた。加圧水空気冷却器の能力が不足していたためと考えられる。

表 3-3 試験ケース（原子炉入口温度制御系のステップ応答試験）

試験 ケー ス	目的	制御定数		ステップ外乱幅
		比例ゲイン	積分時定数	
1	パラメータ サーベイ	1.0 °C/°C	600 秒	±10°C
2		2.0 °C/°C	600 秒	±10°C
3		0.5 °C/°C	600 秒	±10°C
4		0.5 °C/°C	300 秒	±10°C
5		1.0 °C/°C	300 秒	±10°C

表 3-4 試験結果（原子炉入口温度制御系のステップ応答試験）

試験 ケー ス	制御定数		外乱幅	過渡特性の概要		
	P 値	I 値		変動幅	整定時間	試験実施状況
1	1.0	600	10°C	約 7°C	65 分	+側の制御目標値変更の時に約 1.5°C のオーバーシュートの後、制御目標値に制御された。
2	2.0	600	10°C	約 7°C	45 分	+側の制御目標値変更の時に約 2.5°C のオーバーシュートの後、制御目標値に制御された。
3	0.5	600	10°C	約 9°C	94 分	+側の制御目標値変更の時にオーバーシュートをともなわずに制御目標値に制御された。
4	0.5	300	10°C	約 10°C	70 分	+側の制御目標値変更の時に約 3.3°C のオーバーシュートの後、制御目標値に制御された。
5	1.0	300	10°C	約 10°C	85 分	+側の制御目標値変更の時に約 1.5°C のオーバーシュートの後、減衰振動とともに制御目標値に制御された。

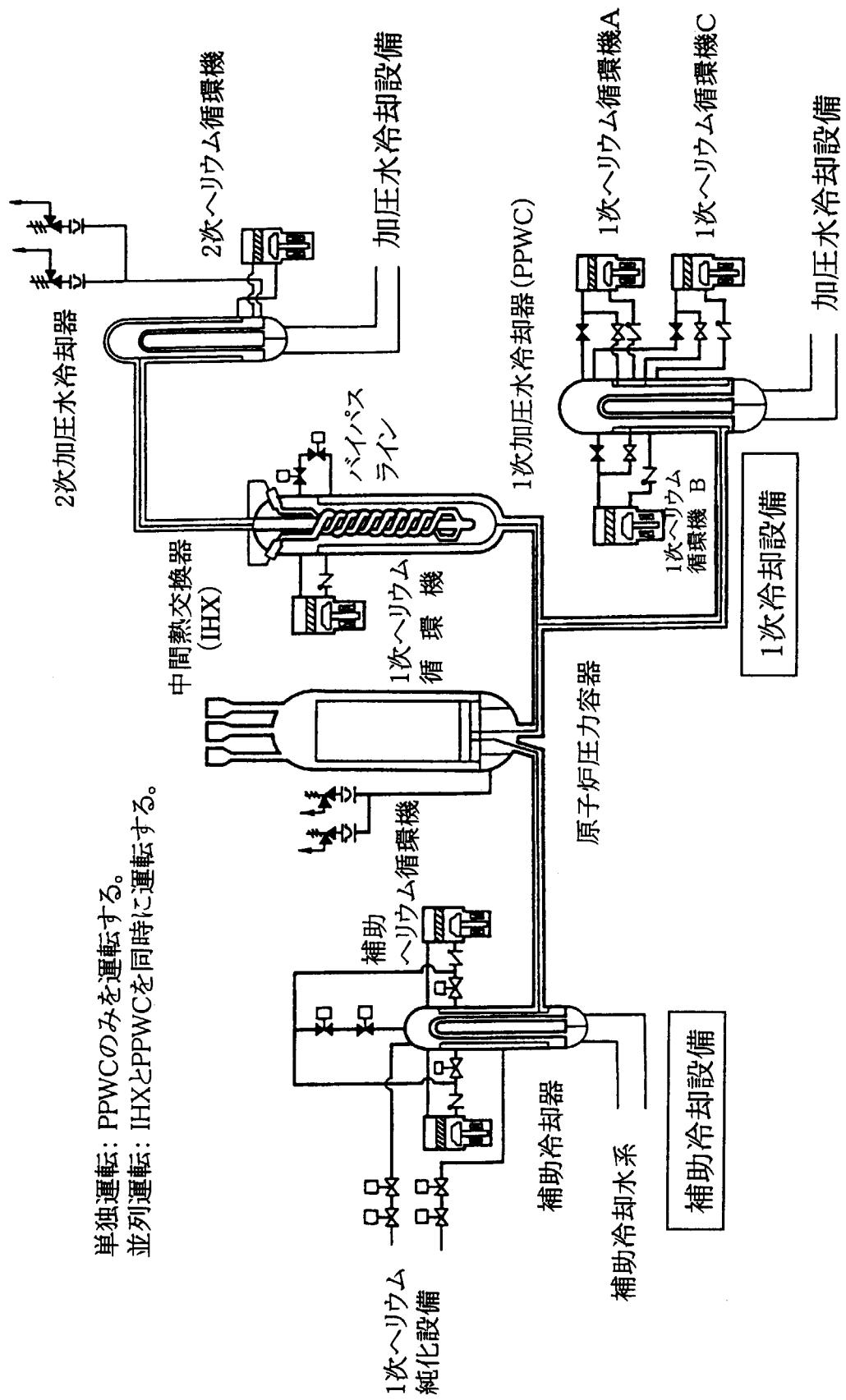


図 2-1 HTTR の冷却系統図

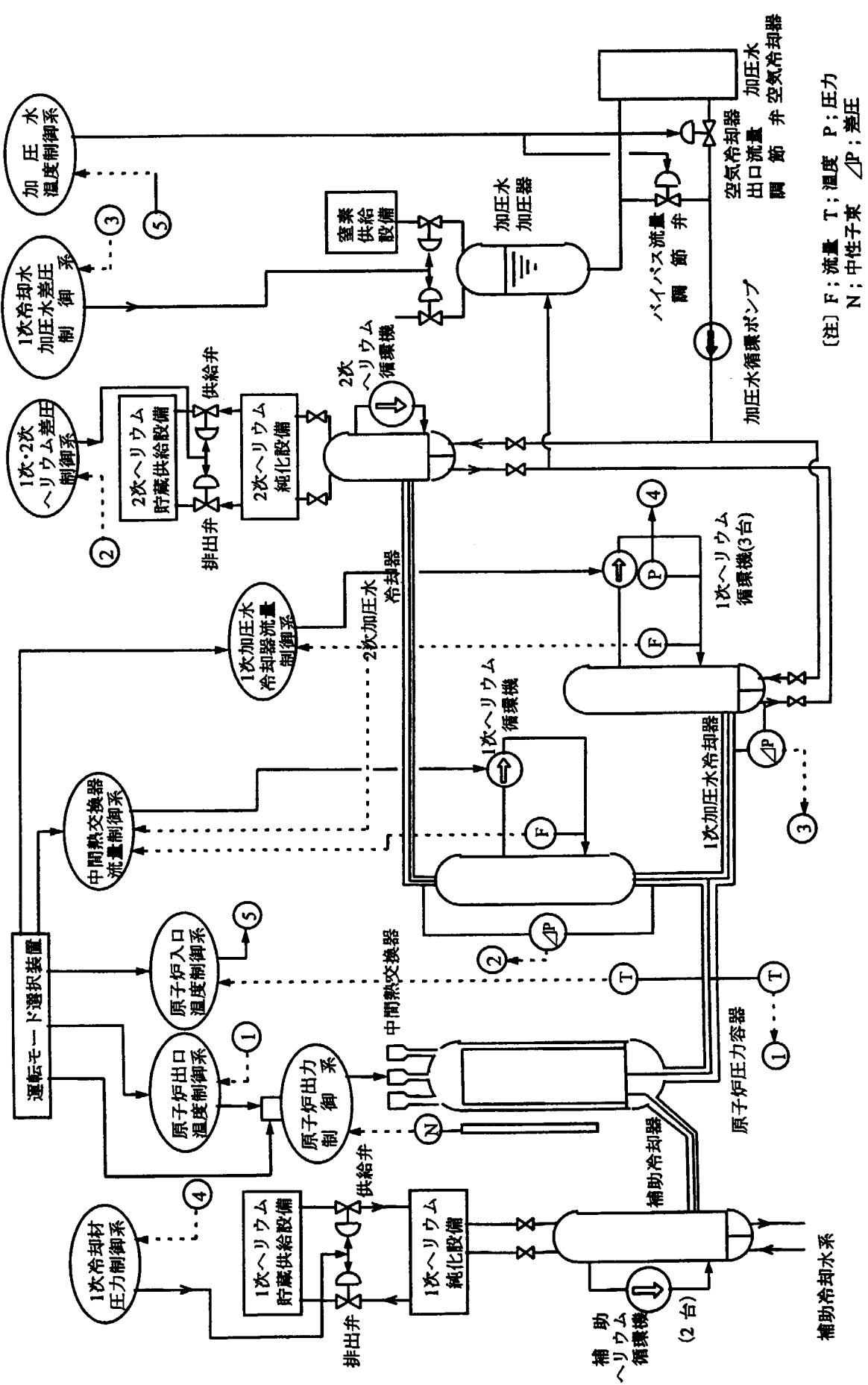


図 2-2 HTTR の原子炉制御設備

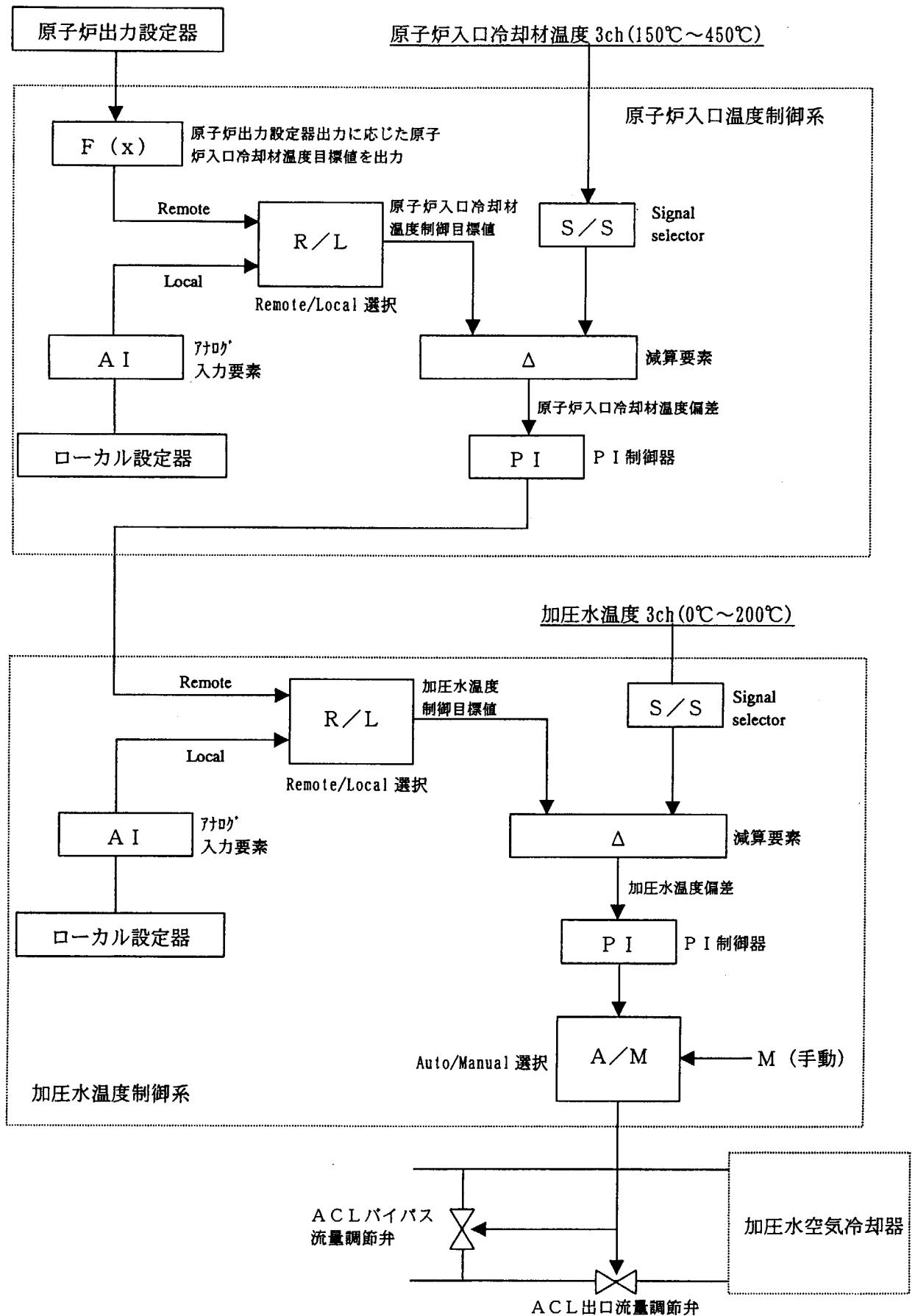


図 2-3 原子炉入口温度制御系及び加圧水温度制御系の制御ブロック図

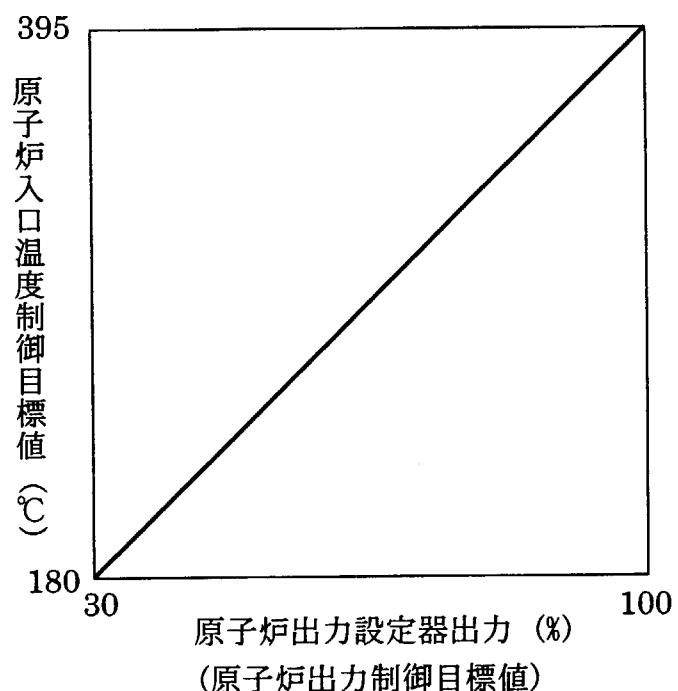


図 2-4 原子炉入口温度の制御目標値

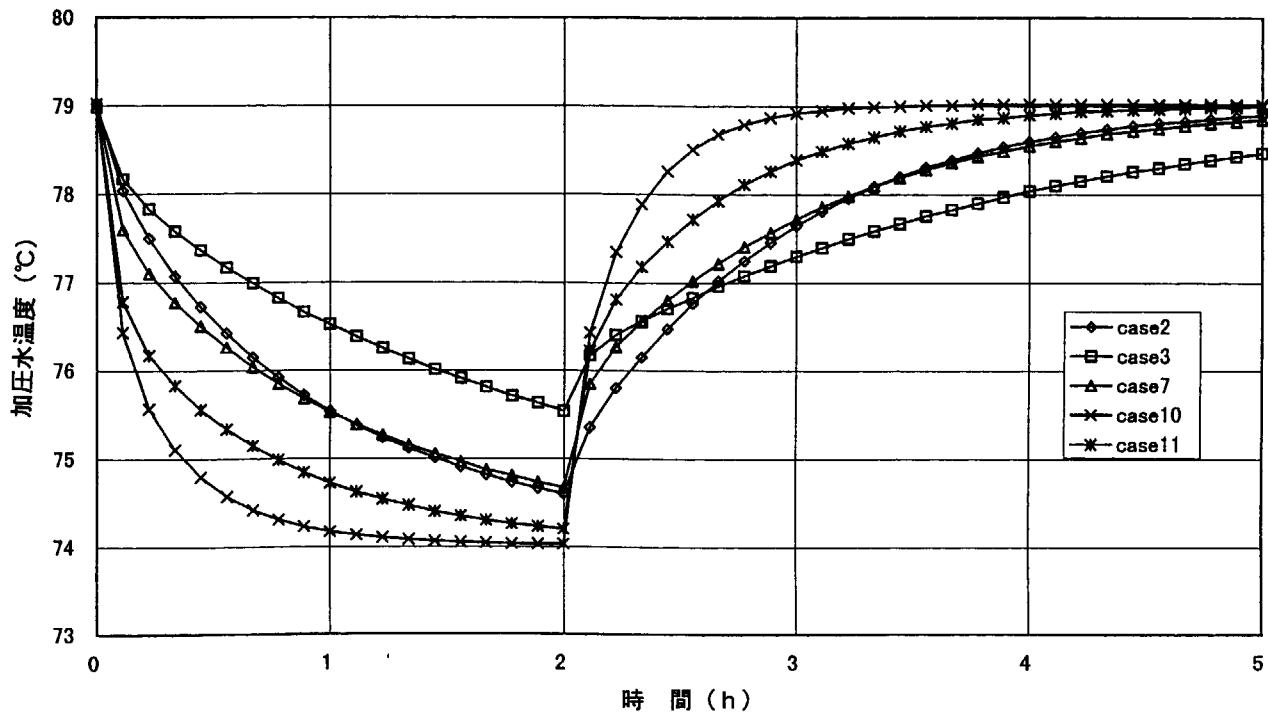


図 2-5 加圧水温度制御系の解析結果

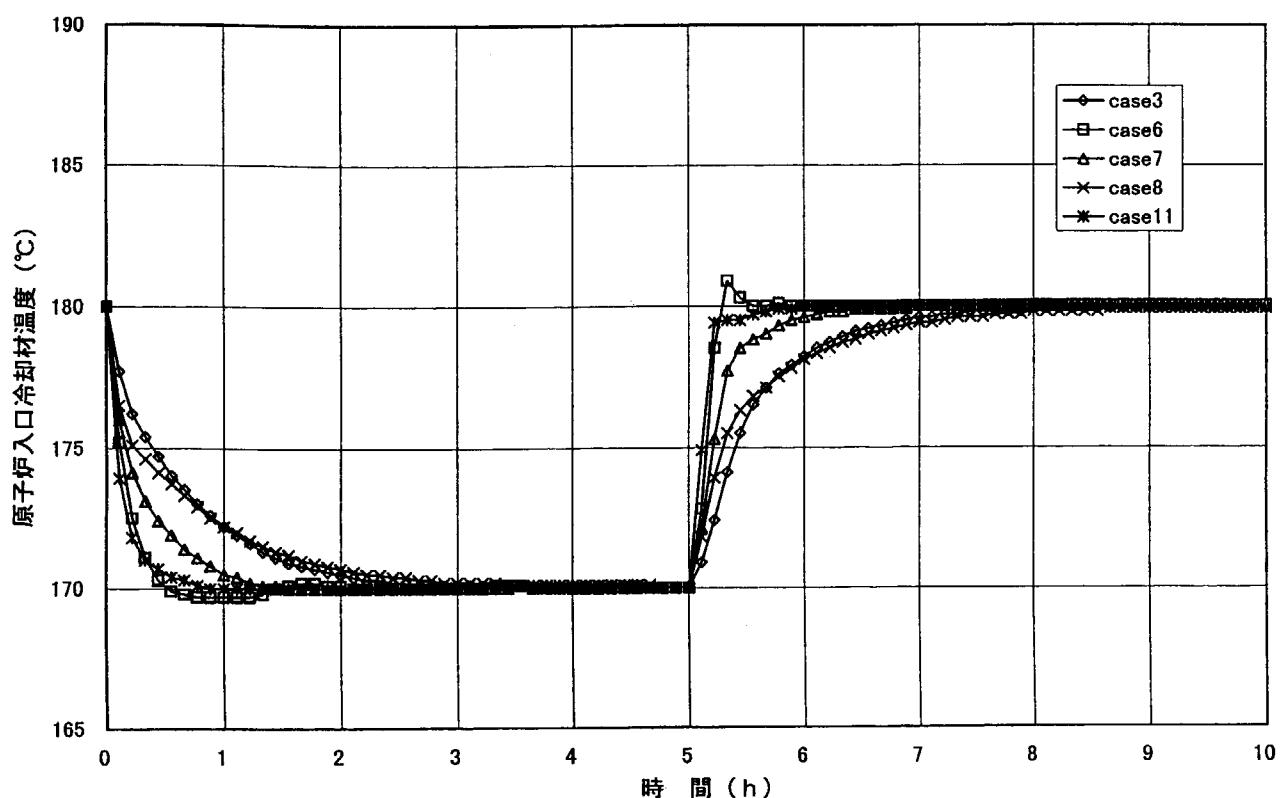


図 2-6 原子炉入口温度制御系の解析結果

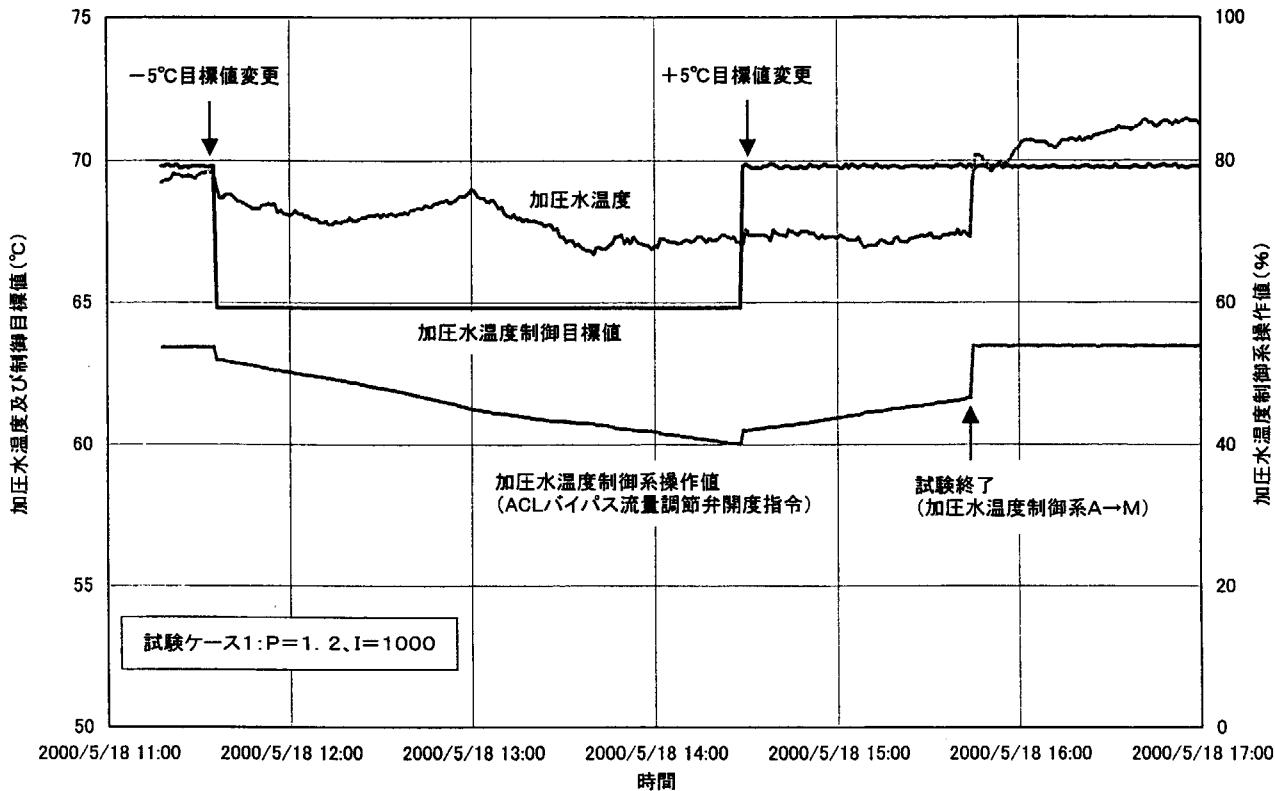


図3-1 加圧水温度制御系の挙動(試験ケース1)

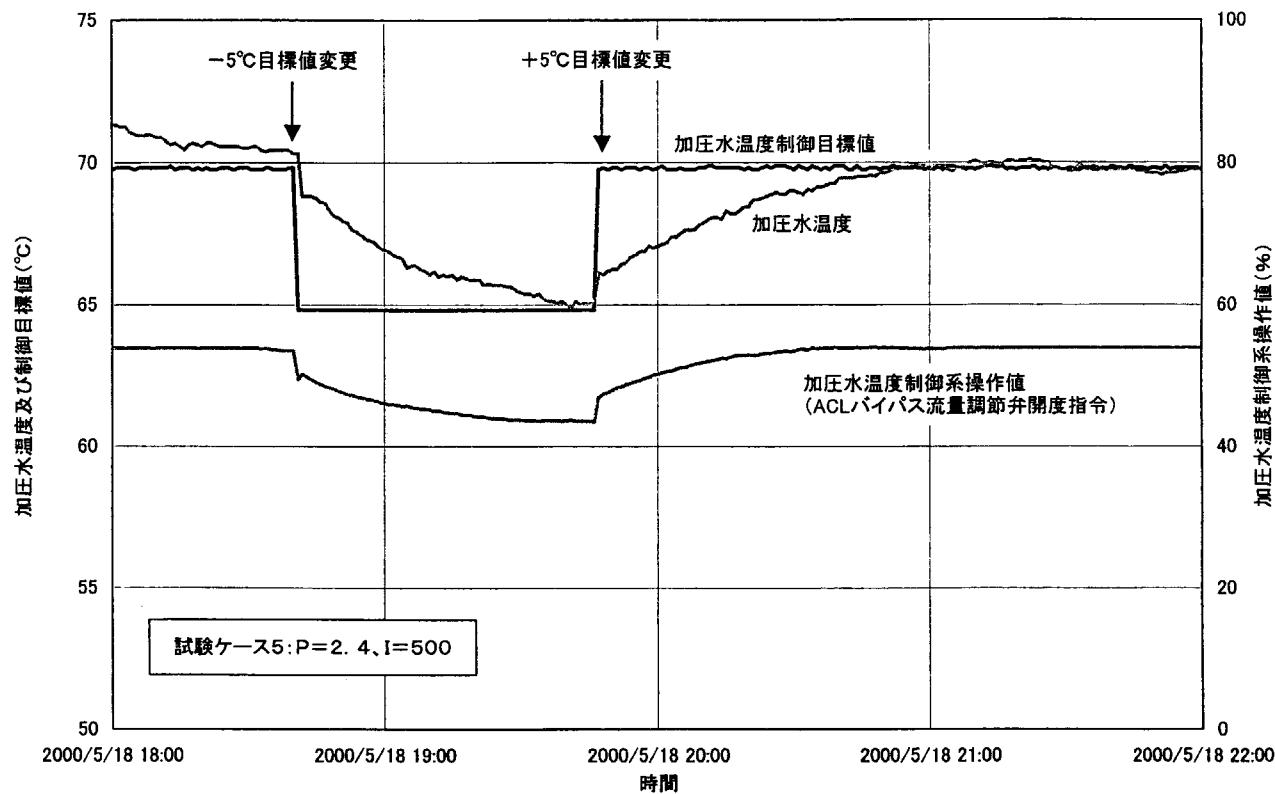


図3-2 加圧水温度制御系の挙動(試験ケース5)

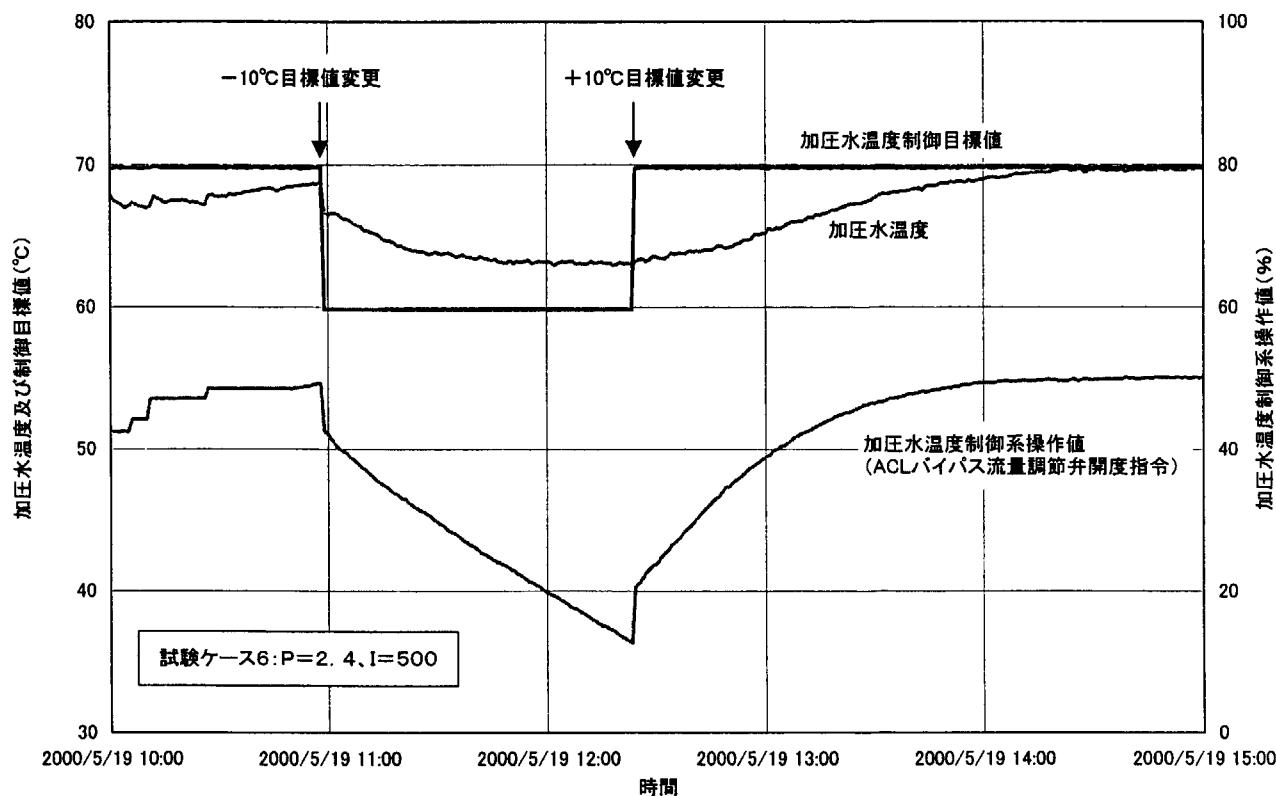


図3-3 加圧水温度制御系の挙動(試験ケース6)

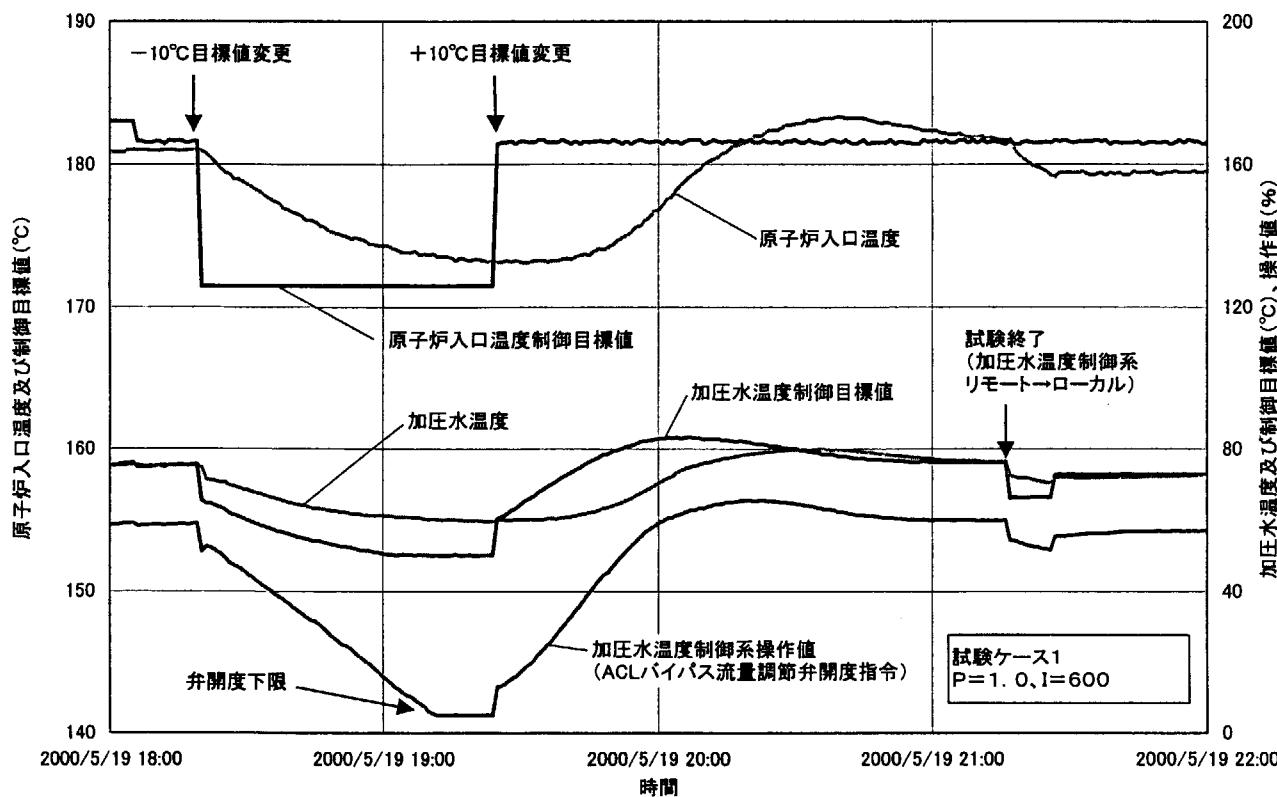


図3-4 原子炉入口温度制御系の挙動(試験ケース1)

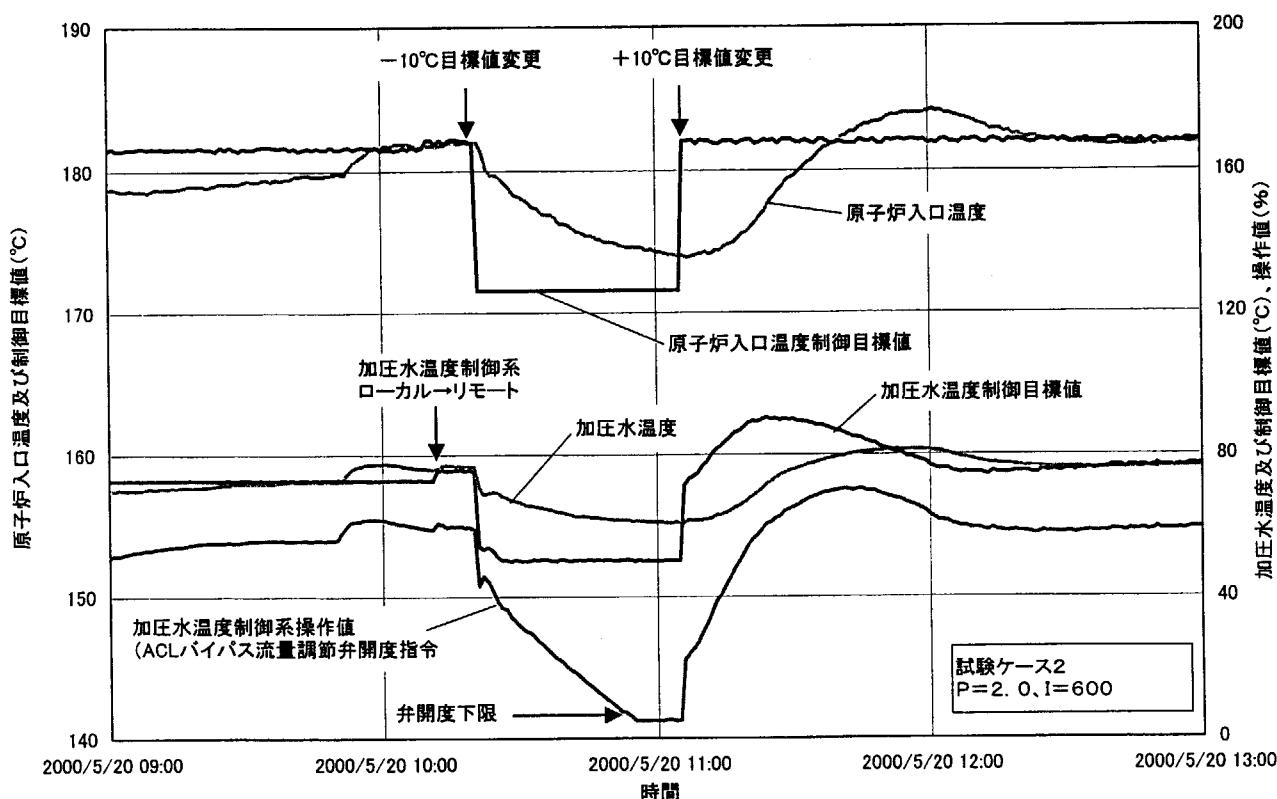


図3-5 原子炉入口温度制御系の挙動(試験ケース2)

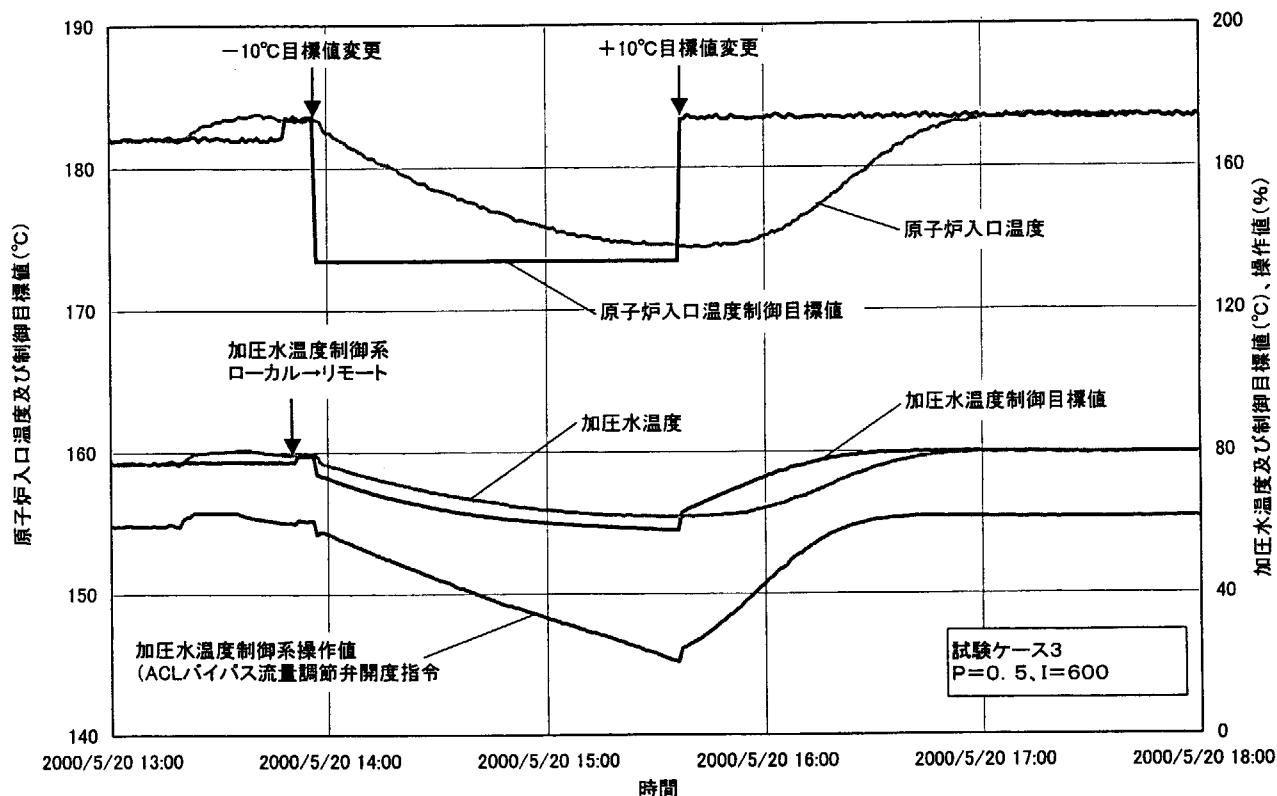


図3-6 原子炉入口温度制御系の挙動(試験ケース3)

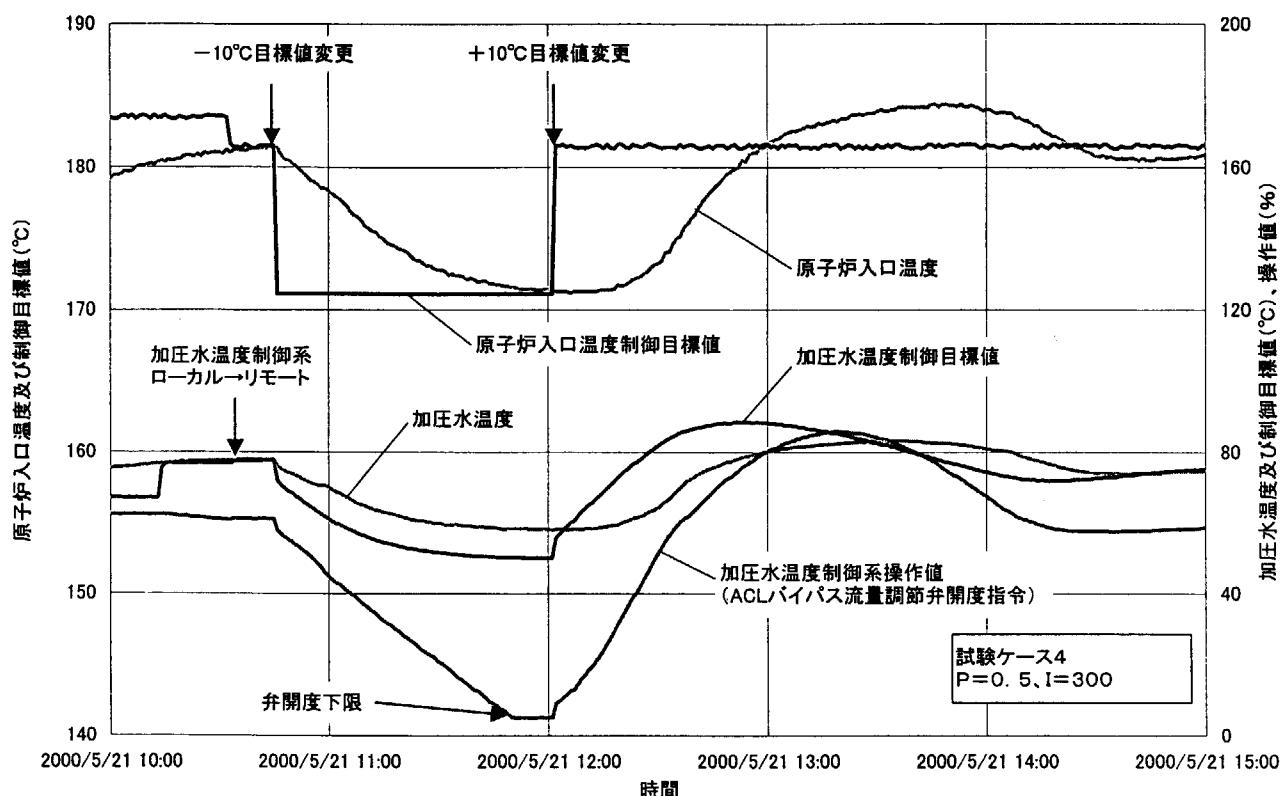


図3-7 原子炉入口温度制御系の挙動(試験ケース4)

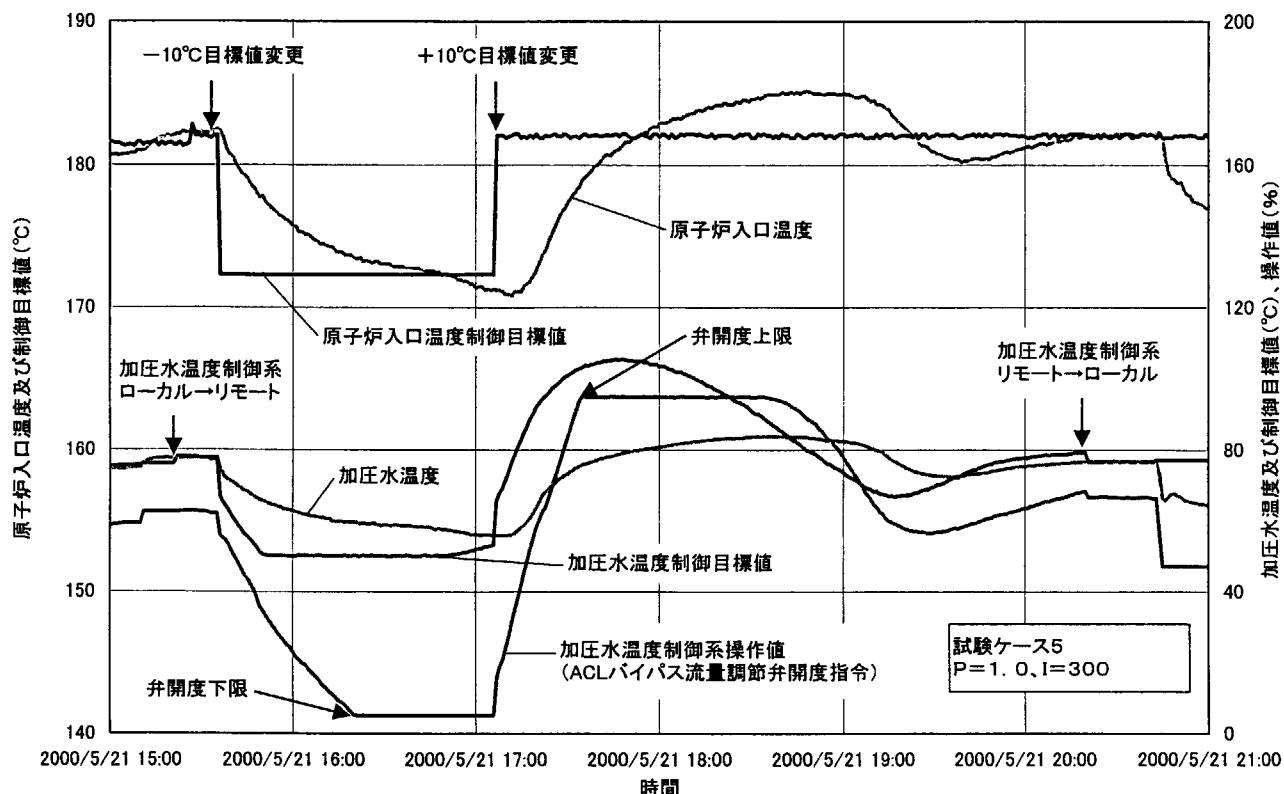


図3-8 原子炉入口温度制御系の挙動(試験ケース5)

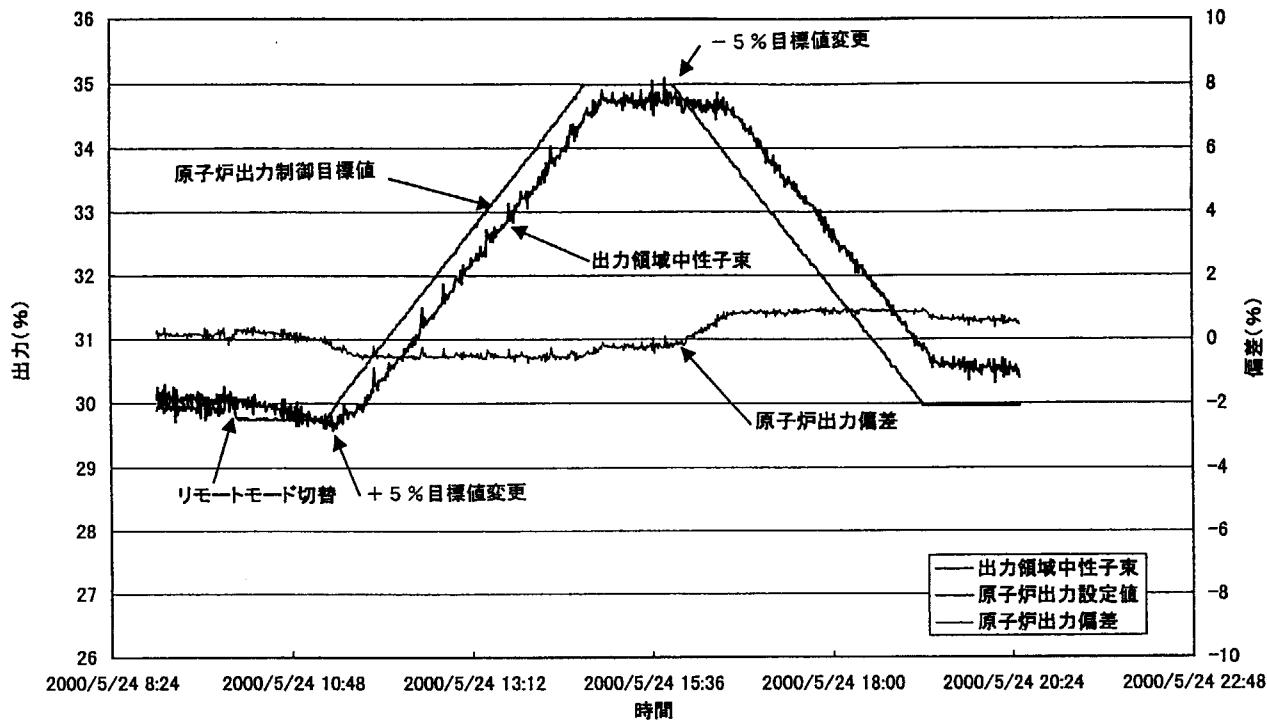


図 3-9 出力制御系リモートモードの応答試験(1)

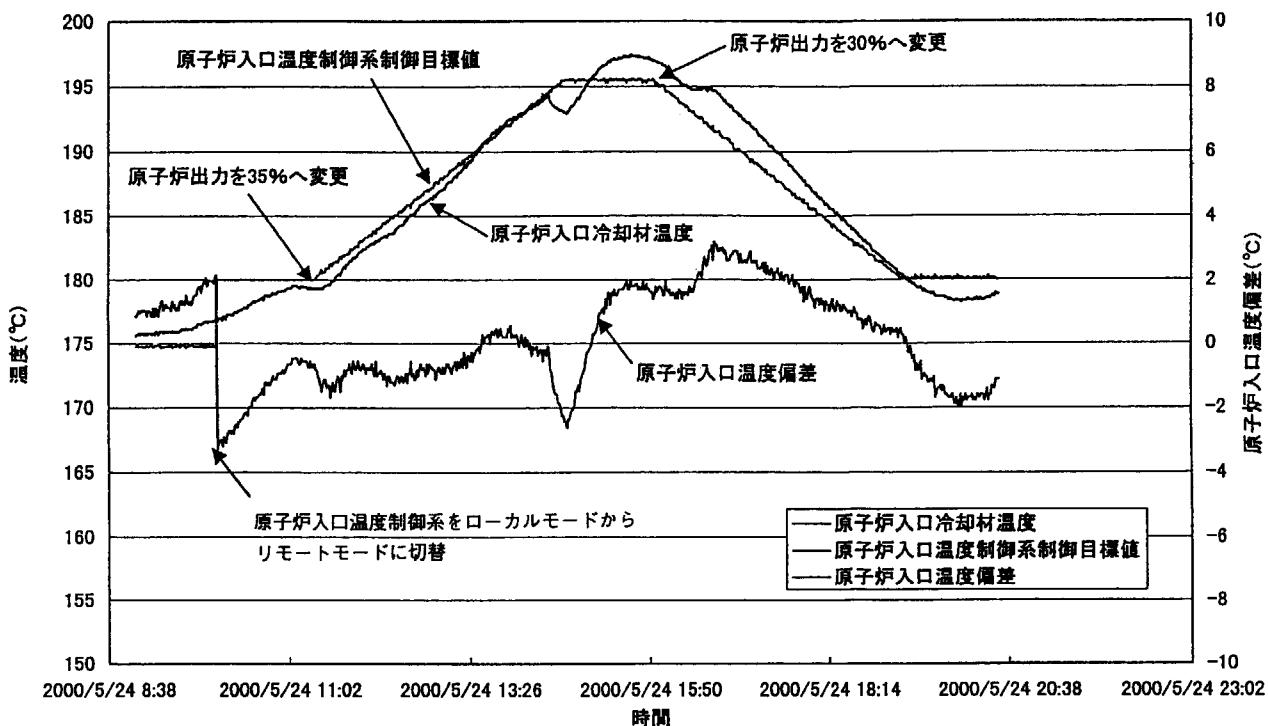


図 3-10 出力制御系リモートモードの応答試験(2)

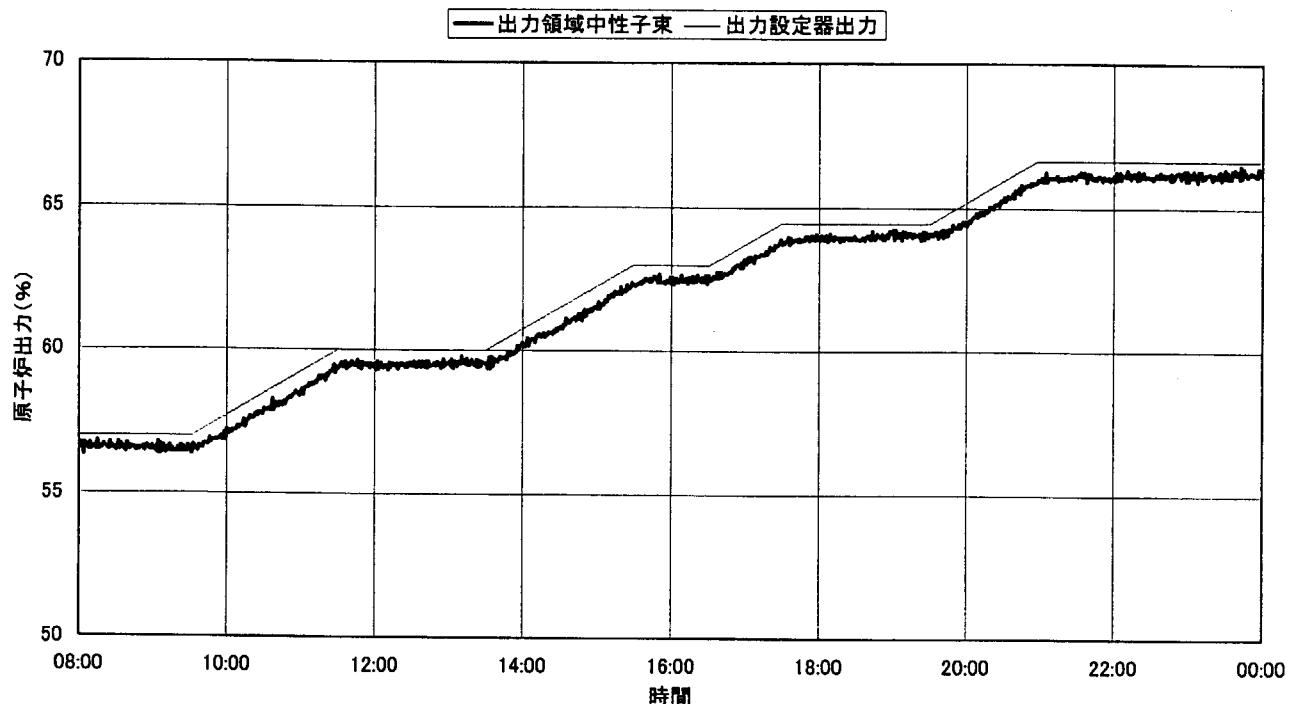


図3-11 自動制御による出力上昇時の原子炉出力の挙動(平成13年2月2日)

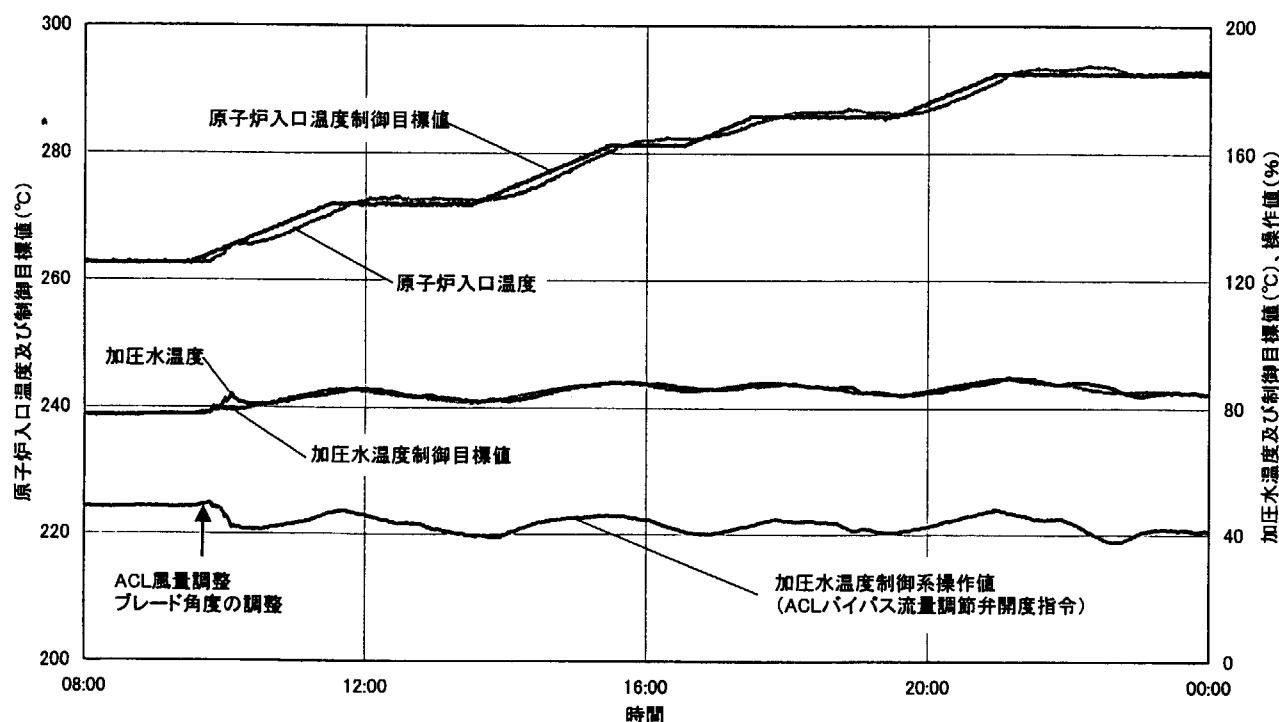


図3-12 自動制御による出力上昇時の原子炉入口温度と加圧水温度の挙動(平成13年2月2日)

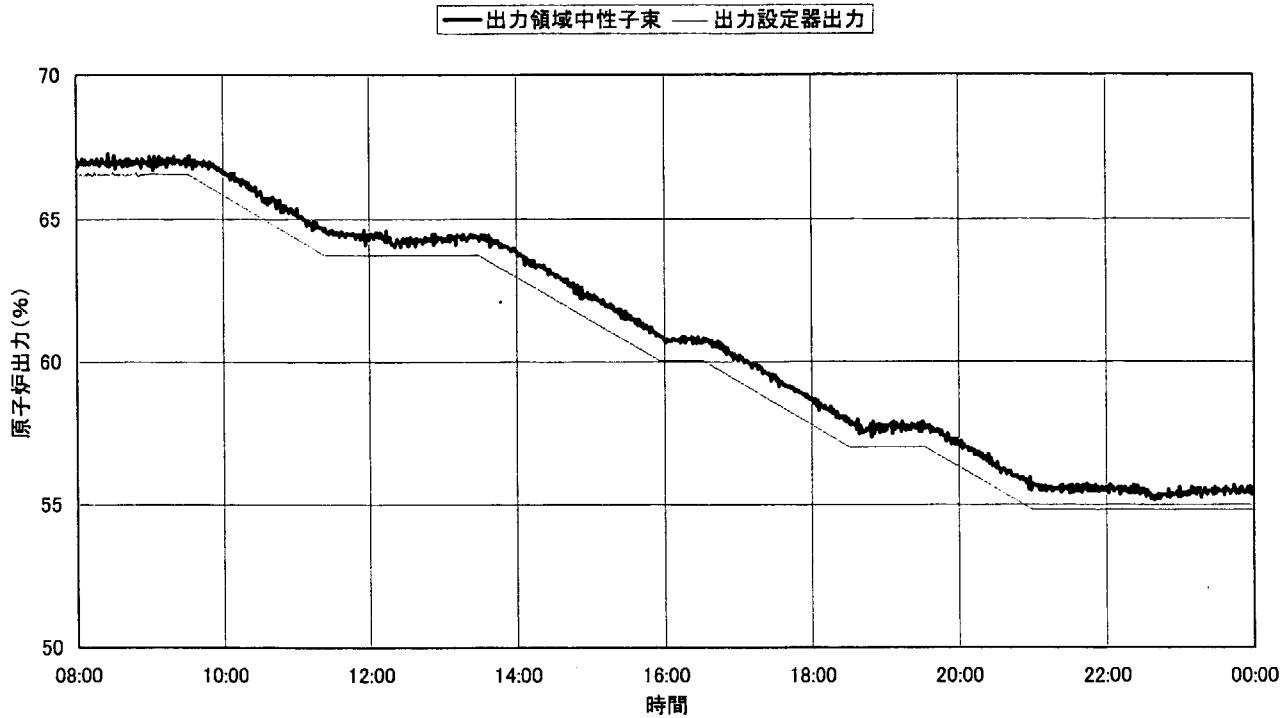


図3-13 自動制御による出力下降時の原子炉出力の挙動(平成13年2月8日)

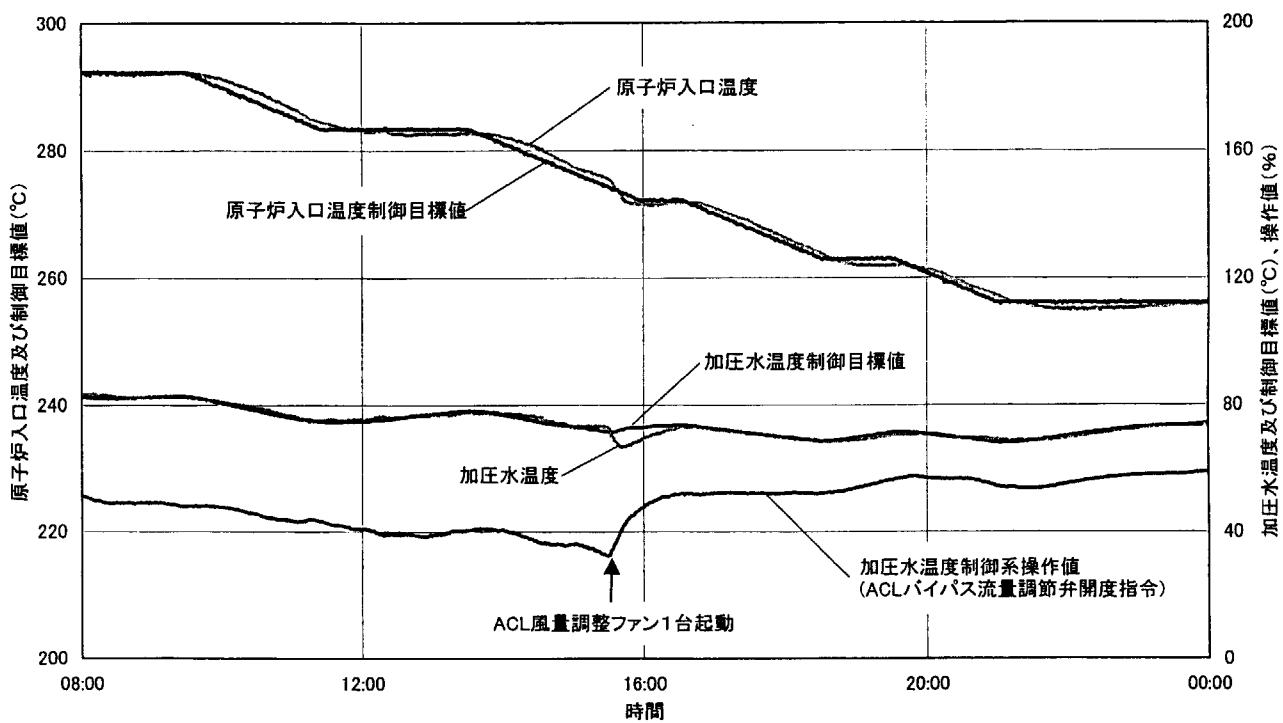


図3-14 自動制御による出力下降時の原子炉入口温度及び加圧水温度の挙動(平成13年2月8日)

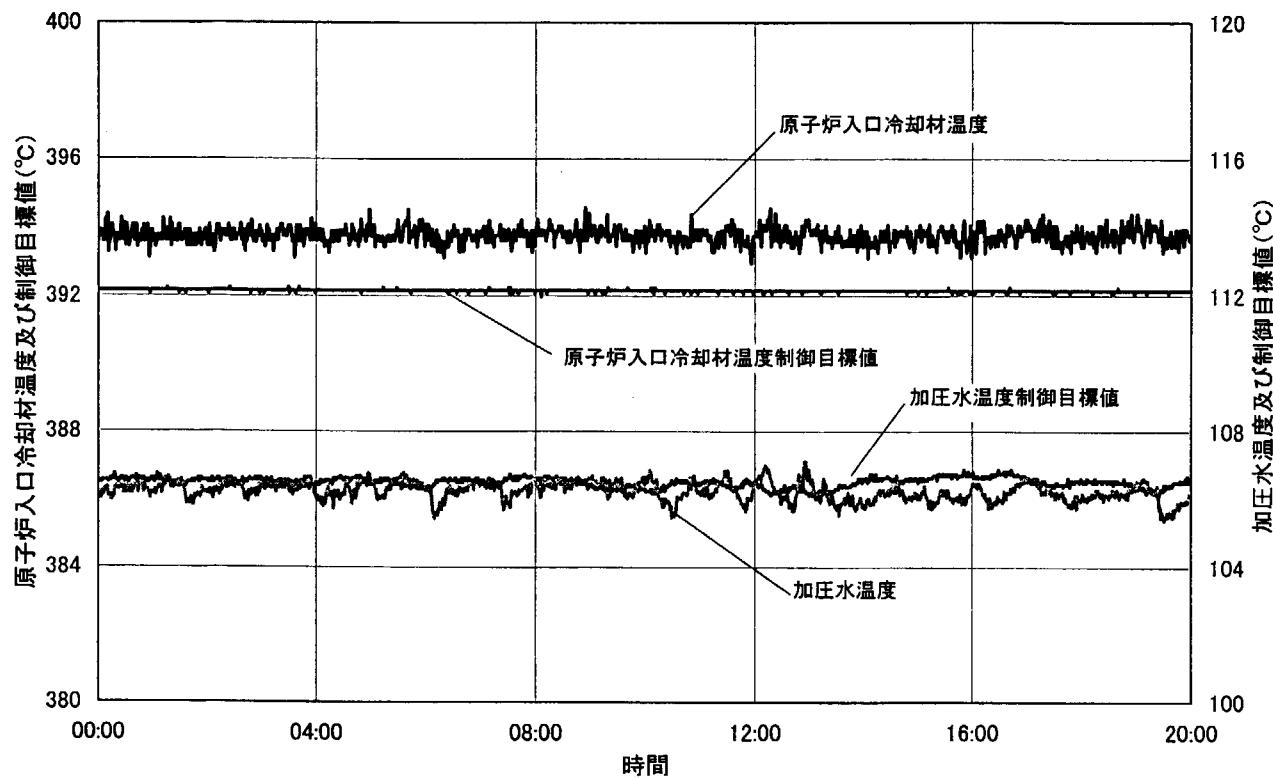


図3-15 自動制御による出力保持時の原子炉入口冷却材温度及び加圧水温度の挙動(平成13年12月12日)

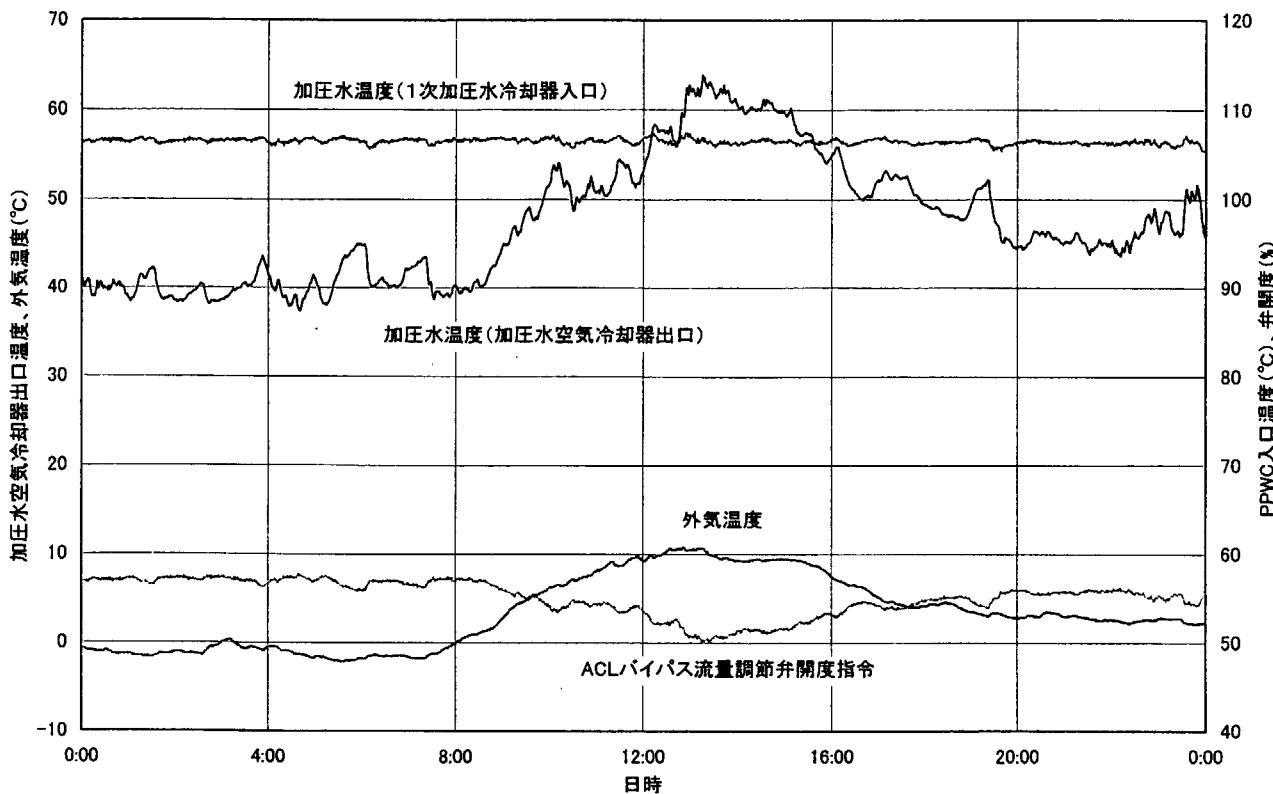


図3-16 自動制御による出力保持時の原子炉入口温度及び加圧水温度の挙動(平成13年12月12日)

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
物質量	モル	mol
光强度	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 ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放熱束	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	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束密度	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
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	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

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

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

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

(注)

- 表1~5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC開発理事会指令ではbar、barnおよび「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 ⁵ dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s}(N\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ボアズ)}(\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストーカス)}(\text{cm}^2/\text{s})$$

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

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

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270×10^{-11}		1	100
	3.7×10^{10}	1		0.01	1

照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	3876		1	100
	2.58×10^{-4}	1		0.01	1

(86年12月26日現在)

R100

古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています。