

JAERI - M
92-123

プラント静特性及び動特性試験
(原子力船「むつ」出力上昇試験報告)

1992年8月

石田 紀久・楠 剛・田中 義美*・井上 公夫*
八尾 敏明*・落合 政昭・釜井 理**・北村 敏勝

JAERI-M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、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11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。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1992

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷㈱

プラント静特性及び動特性試験
(原子力船「むつ」出力上昇試験報告)

日本原子力研究所原子力船研究開発室

石田 紀久 ・ 楠 剛 ・ 田中 義美* ・ 井上 公夫*
八尾 敏明* ・ 落合 政昭 ・ 釜井 理** ・ 北村 敏勝+

(1992年7月23日受理)

原子力船「むつ」の出力上昇試験を平成2年3月29日から同年12月14日にかけて実施した。試験は炉出力レベルを phase 0～phase V の6段階に分けて実施した。3月～4月に岸壁において phase 0 及び I の試験を、7月～12月の4回の航海において phase II～V の試験を行った。この報告書はこのうちのプラント静特性及び動特性に係る試験結果についてまとめたものである。

静特性試験では、低出力での温度上昇率測定等による核計装較正、高出力でのヒートバランス測定、原子炉蒸気による主給水系駆動、補助缶蒸気切換等計13項目について実施した。動特性試験では、炉出力及び給水制御系の動作確認、小負荷変動、負荷増加、主機トリップ、前後進切換さらに旋回等操船のプラント応答性能確認のほかにスクラム時の原子炉停止機能、単ループ運転確認等計11項目について実施した。

試験にはあらかじめ判定基準を設定した。例えば動特性試験に対して以下の事項を設けた。

- (1) 原子炉の過渡応答に異常がなく、またスクラムしないこと。
- (2) 加圧器逃がし弁が作動しないこと。
- (3) 主蒸気安全弁が作動しないこと。
- (4) プラントの諸変量(炉出力、一次冷却水温度、加圧器圧力及び蒸気発生器水位)が整定すること。
- (5) 原子炉出力制御系、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び蒸気発生器給水制御系が手動調整することなく安定すること。

試験結果は、設計と比較して良好な一致、また、判定基準に対して十分な余裕度を示し、「むつ」原子炉プラントが設計通りの性能を有することを確認した。さらに、負荷変動に対する原子炉プラント応答は非常に安定なものであることを明らかにした。

日本原子力研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根 2-4

+ むつ事業所原子力船解役部

* 石川島播磨重工業株式会社

** 三菱原子力工業株式会社

Static and Dynamic Performance Tests of Nuclear Powered Ship
Mutsu Reactor (Report on Nuclear Ship Mutsu Power-up Tests)

Toshihisa ISHIDA, Tsuyoshi KUSUNOKI, Yoshimi TANAKA^{*}
Kimio INOUE^{*}, Toshiaki YAO^{*}, Masa-aki OCHIAI
Satoshi KAMAI^{**} and Toshikatsu KITAMURA⁺

Office of Nuclear Ship Research and Development
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 23, 1992)

The power-up tests of the Mutsu reactor were performed from March 29th 1990 to December 14th. The tests were divided into six phases: The tests of the first phase (Phase 0) and the second phase (Phase 2) were done in the state that the ship was moored at the quay of Sekinehama port in March and April; The tests of the third phase (Phase 2), the fourth phase (Phase 3), the fifth phase (Phase 4), and the sixth phase (Phase 5) were done on the Pacific Ocean from July to December.

Present report describes the test results on the static and dynamic plant performance. On static plant performance tests, there are 13 test items including measurements of primary system heat balance at low and high power levels, a virgin run of feed water pump with SG steam, a change-over test of steam supply of auxiliary boiler to SG. On the dynamic plant performance, there are 11 test items including a test of reactor power auto-control system, a test of main feed water auto-control system, a test of small load variation, a load increasing test, a turbine trip test, tests of ahead and astern maneuvering, a test of single loop operation, and a reactor scram test.

+ Department of Nuclear Ship Decommissioning, Mutsu Establishment

* Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd.

** Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.

The reactor power for each item's test was increased step by step from zero power to the goal of rated power of 100%, 36MWt. In order to confirm proper reactor system performance, criteria were laid down for the static and dynamic tests: for example, (1) reactor scram shall not occur, (2) pressurizer relief valve and steam generator safety valve shall not work, and (3) after the transients reactor systems shall become the steady state without manual adjustment of the reactor control system. The test results satisfied these criteria and some of test data showed that reactor had much more margine in any performance for design. It is verified, therefore, that the Mutsu reactor systems have adequate performances as a marine reactor and that one is capable to respond smoothly and safely to the load of ship's demand.

Keywords: Mutsu, Nuclear-powered Ship, Power-up Tests, Static and Dynamic Plant Performance, Reactor Response to Load Change

目 次

1. はじめに	1
2. 実施状況及びプラントの概要	2
2.1 実施状況	2
2.2 プラントの概要	3
3. プラント静特性試験	18
3.1 核計装較正試験（温度上昇率測定法）	18
3.2 低出力運転試験	19
3.3 核計装較正試験（蒸気発生器蒸気発生量測定法）	20
3.4 核加熱試験	21
3.5 主給水系駆動試験	21
3.6 基底負荷運転試験	24
3.7 一次系ヒートバランス測定試験	25
3.8 補助ボイラー蒸気切換試験	25
3.9 蒸気源切換試験	27
3.10 定格運転試験	28
3.11 発電機並列運転試験	29
3.12 主機タービン蒸気消費率測定試験	30
3.13 振動測定試験	30
4. プラント動特性試験	53
4.1 蒸気発生器給水制御系動作確認試験	53
4.2 原子炉自動制御系動作確認試験	55
4.3 負荷変動試験	57
4.4 原子炉スクラム試験	59
4.5 主発1台トリップ試験	60
4.6 負荷増加試験	61
4.7 前後進切換試験（その1）	62
4.8 前後進切換試験（その2）	64
4.9 主機トリップ試験	66
4.10 単ループ運転試験	67
4.11 操船時原子炉施設性能試験	69
5. まとめ	105
謝 辞	108

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of Performance Tests and Plant System of Nuclear Ship Mutsu	2
2.1 Outline of Performance Tests	2
2.2 Plant System of Nuclear Ship Mutsu	3
3. Tests on Static Plant Performance	18
3.1 Calibration of Power by Medium-range Nuclear Power Detector (by Measurement Method of Temperature Increasing Rate)	18
3.2 Low Power Operation Test	19
3.3 Calibration of Power by Medium-range Nuclear Power Detector (by Measurement of Measuring Steam Flow Rate of SG)	20
3.4 Test of Heating-up Primary Loop Using Nuclear Heat	21
3.5 Virgin Run of Feed Water Pump with SG Steam	21
3.6 Base Load Operation Test	24
3.7 Measurement of Primary System Heat Balance	25
3.8 Virgin Supply of SG Steam to Secondary Loop	25
3.9 Change-over Test of Steam Supply of Auxiliary Boiler to SG ..	27
3.10 Rated Power Operation Test	28
3.11 Test of Parallel Run of Turbo Generators	29
3.12 Measurement of Steam Consumption for Main Turbine	30
3.13 Measurement of Vibration for Main Machinery of Reactor System	30
4. Tests on Dynamic Plant Performance	53
4.1 Test of Main Feed Water Auto-control System	53
4.2 Test of Reactor Power Auto-control System	55
4.3 Test of Small Load Variation	57
4.4 Reactor Scram Test	59
4.5 Trip Test of One Turbo-generator	60
4.6 Load Increasing Test	61
4.7 Test of Ahead and Astern Maneuvering (1)	62
4.8 Test of Ahead and Astern Maneuvering (2)	64
4.9 Turbine Trip Test	66
4.10 Test of Single Loop Operation	67
4.11 Test of Reactor System Performance Under Ship Maneuvering ..	69
5. Conclusions	105
Acknowledgements	108

1. はじめに

原子力船「むつ」を用いての原子力船の研究開発は、わが国が四方を海に囲まれ、また海外との貿易に大きく依存しつつ経済生活等を支えていかなければならない状況にあることから、海上輸送に多くの長所を有する原子力船を開発する必要があるとして、わが国の原子力船研究開発の一環として実施してきたものである。「むつ」出力上昇試験及び海上試運転はこの研究開発のなかで、「むつ」の設計・建造を確認し、性能を評価するための最終的な試験である。これらの試験に合格した結果、1991年2月14日に原子炉等規制法に基づく使用前検査合格証及び船舶安全法に基づく船舶検査証書が国から交付され、わが国初の原子力船として完成した。その後、実験船として海洋環境における振動、動揺、負荷変動等が原子炉に及ぼす影響を把握するために、約1年間に実験航海を実施している。

ここで、出力上昇試験に至るまでの経緯を簡単に述べると次のようになる。まず、「むつ」の開発が開始されたのは、1963年（昭和38年）、日本原子力船開発事業団が設立されてからであり、国産技術で「むつ」の設計・建造が進められた。1965年（昭和40年）から1968年（昭和43年）にかけて臨界実験、原子炉内流動実験、遮蔽効果確認実験等が実施された。1968年（昭和43年）に建造が開始され、1969年（昭和44年）には進水するなど研究開発を順調に進めてきた。しかしながら、1974年（昭和49年）出力上昇試験中に、炉出力約1.4%の試験の初期段階で遮蔽設計の不具合から放射線漏れを起こし、研究計画は大幅に遅れることとなった。その後、遮蔽改修工事及び安全性総点検を実施し、遮蔽設計のみならず原子炉システムを含む安全性の見直しを行った。また、青森県むつ市関根浜に新定係港を完成させ、この港で、1988年（昭和63年）から1989年（平成元年）に亘って原子炉容器蓋解放点検及び船体点検を実施した。引続き、起動前機能試験を冷態停止状態及び温態停止状態で1990年（平成2年）3月6日まで行い出力上昇試験に備えた。そして、1990年（平成2年）3月29日に出力上昇試験を開始し、同年12月14日に終了した。

「むつ」の出力上昇試験の大部分は、法的には「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に対応した使用前検査として行なったものである。試験（検査）内容は、原子炉プラントの設計上の性能（主に、設置許可申請書「添付八」記載事項）を確認するため、その項目数及び試験範囲が定められた。この中には前後進切換や大きな負荷変動を伴う試験が含まれているのが船用炉の特徴である。また、試験結果の判定は各試験項目毎に設定した判定基準に基づいて行なった。

試験の実施に当たっては、各炉出力状態における原子炉プラントの性能を総合的にかつ段階的に確認するため、原子炉出力の上昇ステップに応じて試験をphase 0～Vの6段階に分け、低出力試験（phase 0及びI）は関根浜港の岸壁に「むつ」を係留した状態で、また、高出力試験（phase II～V）は合計4回の航海にて洋上で実施した。

この報告書は、これら一連の出力上昇試験のうち、プラント静特性及び動特性試験項目についてその概要を報告するものである。ここで、プラント静特性試験項目は、原子炉の出力が比較的一定または炉出力変化が小さい条件の下で、原子炉一次系の核・熱的な状態の計測（例えば、ヒートバランスの測定等）及び蒸気発生器2次側の機器の作動試験（主給水ポンプ試験等）を含んでいる。また動特性試験項目は、原子炉自動制御系の作動に係るもの（蒸気発生器給水制御系動作確認試験等）及び大きな炉出力変動を伴う試験（負荷増加試験、主機トリップ試験等）を含んでいる。

2. 実施状況及びプラントの概要

2.1 実施状況

1990年（平成2年）3月29日から4月28日までの間に、「むつ」を関根浜港の岸壁に係留した状態でphase 0（0%出力）及びphase I（約20%出力まで）のすべての試験を実施した。7月10日から7月30日までの間には、「むつ」出力上昇試験第1次航海として、第3段階（約50%出力まで）のすべての試験及び第4段階（約70%出力まで）の一部の試験を実施した。9月25日から10月9日までの間には、「むつ」出力上昇試験第2次航海として、phase III（約70%出力まで）の残りの試験、phase IV（約90%出力まで）のすべての試験及びphase V（約100%出力まで）の一部の試験を実施した。10月29日から11月8日までの間には、「むつ」出力上昇試験第3次航海として、phase V（約100%出力まで）の一部の試験を実施した。さらに、12月7日から12月14日までの間には、「むつ」出力上昇試験第4次航海として、phase V（約100%出力まで）の残りの試験を実施し、ここで「むつ」出力上昇試験を完了した。なお、「むつ」出力上昇試験3次航海及び4次航海においては、海上試運転を出力上昇試験と並行して原子炉を運転した状態で行う所要の検査を実施した。

表2.1に出力上昇試験として実施した全項目を示す。使用前検査（遮蔽改修工事に伴う性能検査を含む。）項目を黒丸で示し、使用前検査に関連して実施した自主的な試験を白丸で示す。phase Vの大部分が使用前検査として実施しているが、比較的炉出力の低いところでの試験は自主的な試験として行っている。全項目のうち、原子炉プラント性能に係る静特性試験として実施したものが13項目、同じく動特性試験と

試験の実施に当たっては、各炉出力状態における原子炉プラントの性能を総合的にかつ段階的に確認するため、原子炉出力の上昇ステップに応じて試験をphase 0～Vの6段階に分け、低出力試験（phase 0及びI）は関根浜港の岸壁に「むつ」を係留した状態で、また、高出力試験（phase II～V）は合計4回の航海にて洋上で実施した。

この報告書は、これら一連の出力上昇試験のうち、プラント静特性及び動特性試験項目についてその概要を報告するものである。ここで、プラント静特性試験項目は、原子炉の出力が比較的一定または炉出力変化が小さい条件の下で、原子炉一次系の核・熱的な状態の計測（例えば、ヒートバランスの測定等）及び蒸気発生器2次側の機器の作動試験（主給水ポンプ試験等）を含んでいる。また動特性試験項目は、原子炉自動制御系の作動に係るもの（蒸気発生器給水制御系動作確認試験等）及び大きな炉出力変動を伴う試験（負荷増加試験、主機トリップ試験等）を含んでいる。

2. 実施状況及びプラントの概要

2.1 実施状況

1990年（平成2年）3月29日から4月28日までの間に、「むつ」を関根浜港の岸壁に係留した状態でphase 0（0%出力）及びphase I（約20%出力まで）のすべての試験を実施した。7月10日から7月30日までの間には、「むつ」出力上昇試験第1次航海として、第3段階（約50%出力まで）のすべての試験及び第4段階（約70%出力まで）の一部の試験を実施した。9月25日から10月9日までの間には、「むつ」出力上昇試験第2次航海として、phase III（約70%出力まで）の残りの試験、phase IV（約90%出力まで）のすべての試験及びphase V（約100%出力まで）の一部の試験を実施した。10月29日から11月8日までの間には、「むつ」出力上昇試験第3次航海として、phase V（約100%出力まで）の一部の試験を実施した。さらに、12月7日から12月14日までの間には、「むつ」出力上昇試験第4次航海として、phase V（約100%出力まで）の残りの試験を実施し、ここで「むつ」出力上昇試験を完了した。なお、「むつ」出力上昇試験3次航海及び4次航海においては、海上試運転を出力上昇試験と並行して原子炉を運転した状態で行う所要の検査を実施した。

表2.1に出力上昇試験として実施した全項目を示す。使用前検査（遮蔽改修工事に伴う性能検査を含む。）項目を黒丸で示し、使用前検査に関連して実施した自主的な試験を白丸で示す。phase Vの大部分が使用前検査として実施しているが、比較的炉出力の低いところでの試験は自主的な試験として行っている。全項目のうち、原子炉プラント性能に係る静特性試験として実施したものが13項目、同じく動特性試験と

して実施したものが11項目である。また、表2.2に出力上昇試験実施状況の概要を、表2.3～表2.7に岸壁及び各航海での試験の炉出力変化を含む実施状況を示す。試験項目に対応して炉出力は、かなり頻繁に変化している。一定出力では、第2次航海において炉出力70%で約3日間、約100%で約3日間の連続運転がある。最後の試験は、第4次航海で定格運転検査及び放射化学検査を行って全試験の終了とし、入港している。

なお、これらの試験は科学技術庁、運輸省及び日本海事協会の検査官の立会いのもとに実施した。

2.2 プラントの概要

「むつ」の船体配置は図2.2.1に示すように、上後半下は船首側から船首水槽、貨物倉、ポンプ室、原子炉補機室、原子炉室、機関室、補助ボイラー室、軸室、貨物倉、操舵機室及び船尾水槽に区分され、二重底は燃料油タンク、水タンク及び空所としている。原子炉室は動揺により原子炉設備が受ける上下動加速度の影響が極力小さくなるように、船体中央部よりやや後方に配置している。

原子炉主要系統の概略を図2.2.2に示す。格納容器内には蒸気発生器（以下、SGと呼ぶ）及び一次冷却水ポンプ（以下、MCPと呼ぶ）をそれぞれ2基をもついわゆる2ループを有する原子炉圧力容器が格納されている。この原子炉圧力容器（図2.2.3参照）内には、32体の燃料集合体、12本の十字型制御棒からなる炉心が入っている。燃料集合体には濃縮度が異なる2種類のものがあり、図2.2.4に示すように、内領域に12体の低濃縮（ ^{235}U 濃縮度：3.24 w/o）、外側に20体の高濃縮（ ^{235}U 濃縮度：4.44 w/o）の燃料集合体がある。また、燃料集合体の出口部には、熱電対が16本（全燃料集合体数の半分）挿入されており、炉心出口温度の連続監視に用いられている。この炉心の熱によりSGで発生した蒸気は推進用タービンの他、発電機などに使われる。

この報告書で後述の試験にでてくる制御棒のグループ番号と制御棒番号は、図2.2.4の番号による。

なお、通常、2ループで原子炉を運転するが、MCP 1台を停止した状態で原子炉を運転することをこの報告書では「単ループ運転」と呼び、これに係る試験を動特性試験の中で述べている。

表2.1 出力上昇試験実施項目

(___:プラント静特性及び動特性関連項目)

項 目	Phase-No	0	I	II	III	IV	V
	概略最大出力(%)	0	20	50	70	90	100
B-1 初回臨界検査		●					
E-1 核計装オーバーラップ確認試験		○					
B-2 反応度計較正検査		●					
E-2 G3、G4 制御棒等価性確認試験		○					
E-3 停止余裕度測定試験		○					
B-3 制御棒1 ロッドスタック停止余裕度測定検査		●					
B-4 減速材温度係数測定検査		●					
E-25 減速材温度係数及び圧力係数測定試験		○					
B-5 放射化学検査		○	●	●	●	●	●
E-5 制御棒等価反応度測定試験		○					
B-6 過剰反応度測定検査		●					
E-6 核計装較正試験(温度上昇率測定法)			○				
B-7 放射線レベル測定検査		○	●	●	●	●	●
E-7 低出力運転試験			○				
E-8 核計装較正試験(SG蒸気発生量測定法)			○				
E-9 核加熱試験			○				
E-10 主給水系駆動試験			○				
E-11 基底負荷運転試験			○				
B-8 一次系ヒートバランス測定検査			●	○	●	○	●
E-14 負荷変動試験(基底負荷)			○				
E-15 補助缶蒸気切替試験			○				
B-9 原子炉スクラム検査			●		●		●
E-16 主発1台トリップ試験			○				
E-17 遮蔽体内外放射線強度測定試験			○				
B-10 負荷変動検査(主機負荷)				●	●	●	●
E-18 出力係数測定試験			○		○	○	○
B-11 主機トリップ検査			●	●	●	●	●
B-12 負荷増加検査			●	●	●	●	●
B-13 前後進切替検査			●	●	●	●	●
E-19 発電機並列運転試験			○				
E-20 主機タービン蒸気消費率測定試験					○	○	
E-21 ゼノン反応度効果測定試験					○	○	
E-22 核計装応答試験						○	
E-23 浄化系性能試験						○	
B-14 単ループ運転検査							●
B-15 漏洩率監視設備の警報設定値確認検査					●		
B-16 二次系冷却設備水モニタの警報設定値確認検査					●		
B-17 定格運転検査					●		●
B-18 SG給水制御系動作確認検査		○	●	●	●		
B-19 原子炉自動制御系動作確認検査		○	●	●	●		
B-20 操船時原子炉施設性能確認検査							●
B-21 振動測定検査							●
F-1 遮蔽性能確認検査		○	●	●	●	●	●

●:使用前検査として実施した試験 ○:使用前検査に関連して実施した試験

表2.2 「むつ」出力上昇試験実施概況

	岸壁試験	準備運転	1次航海	2次航海	3次航海	4次航海	合計
試験内容	phase 0 及び phase I	約20% 100h運転	phase II 及び III	phase III IV 及び V	phase V 及び 海上試験運転		——
期 間	2.3.29~ 4.28	2.5.8、 7.3~7.7	2.7.10~ 7.30	2.9.25~ 10.10	2.10.29 ~11.9	2.12.7~ 12.24	——
航海時間 (H)	——	—	約 486	約 340	約 268	約 169	約 1,263
航海距離 (km)	——	—	約7,600	約6,900	約5,300	約4,100	約23,900
原子動力推進 距離 (km)	——	—	約5,400	約5,670	約4,550	約3,130	約18,750
最高熱出力 (MW)	約 7.2	約 7.2	約 25	約 36	約 36	約 36	——
炉運転時間 (H)	約 257	約 105	約 258	約 216	約 229	約 122	約 1,187
全出力換算 運転時間 (EFPH)	約 16.2	約 17.5	約 130	約 168	約 124	約 86	約 542
積算熱出力 (MWH)	約 580	約 630	約4,690	約6,040	約4,480	約3,080	約 19,500
燃焼度 (MWD/t)	約 9.9	約 10.8	約 80.1	約 103.1	約 76.5	約 52.6	約 333.0

(参考) 1) 100%出力における熱出力：36 MW
 2) U 装荷量：2.44 ton

表2.3 出力上昇試験（岸壁）の実施状況（1/3）

年月日	原子炉の状態					使用前検査項目	主要自主試験項目	その他
	冷 態		温 態					
	停止	臨界	停止	臨界	10% 20%			
平成2年 3月28日(水)								遮蔽試験用検出器取付 放射能濃度測定(27日) 放射線分布測定(28日)
29日(木)					Phase 0 開始	初回臨界検査	核計装オーバーラップ確認試験 反応度計較正試験	放射線分布測定 放射能濃度測定
30日(金)						反応度計較正検査	G3, G4制御棒等価性確認試験 1ロッドスタック停止余裕度測定試験 停止余裕度測定試験	
31日(土)						1ロッドスタック停止余裕度測定検査	減速材温度係数及び圧力係数測定試験	
4月1日(日)							減速材温度係数及び圧力係数測定試験	
2日(月)						減速材温度係数測定検査	減速材温度係数及び圧力係数測定試験	放射線分布測定 放射能濃度測定
3日(火)								
4日(水)								
5日(木)								
6日(金)							制御棒等価反応度測定試験	
7日(土)						過剰反応度測定検査		
8日(日)						過剰反応度測定検査		放射線分布測定 放射能濃度測定
9日(月)					Phase 0 終了			遮蔽試験用検出器交換

表2.3 出力上昇試験（岸壁）の実施状況（2/3）

年月日	原子炉の状態				使用前検査項目	主要自主試験項目	その他
	冷態	温態					
	停止	停止	10%	20%			
平成2年 4月10日(火)		0.5%	Phase I開始			核計装較正試験 (温度上昇率測定法)	放射線分布測定 放射能濃度測定
11日(水)		0.7%	1.5%	4.5%		低出力運転試験	放射線分布測定 放射能濃度測定
12日(木)		6%	2~3%			低出力運転試験 核計装較正試験 (蒸気発生器蒸気発生量測定法) 核加熱試験	
13日(金)		6%	9%			主給水系駆動試験	放射線分布測定 放射能濃度測定
14日(土)							
15日(日)							遮蔽試験用検出器取付
16日(月)		6.5%	9%			主給水系駆動試験	
17日(火)		14.5%	20%			基底負荷運転試験	放射線分布測定 放射能濃度測定 核計装較正
18日(水)		18%					遮蔽試験用検出器交換
19日(木)		18%				蒸気発生器給水制御系動作確認 試験(その1)	
20日(金)						原子炉自動制御系動作確認試験 蒸気発生器給水制御系動作確認 試験(その2)	放射線分布測定 放射能濃度測定
21日(土)		12%	20%		一次系ヒートバ ランス測定検査	負荷変動試験 補助缶蒸気切替試験	核計装較正

表2.3 出力上昇試験（岸壁）の実施状況（3/3）

年 月 日	原 子 炉 の 状 態				使用前検査項目	主要自主試験項目	そ の 他
	冷 態	温 態					
	停 止	停 止	10 %	20 %			
平成2年 4月22日(日)							
23日(月)							遮蔽試験用検出器交換
24日(火)			16% ~ 18%		放射線レベル測定検査 放射化学検査 遮蔽性能確認検査 原子炉スラム検査	補助缶蒸気切換試験	
25日(水)			18%			主発1台トリップ試験	
26日(木)							遮蔽試験用検出器取出
27日(金)						蒸気源切換試験	
28日(土)						蒸気源切換試験	
29日(日)				Phase I終了			冷態停止へ移行

表2.4 出力上昇試験（1次航海）の実施状況（1/2）

年月日	原子炉の状態					使用前検査項目	主要自主試験項目	その他
	冷 却		温 度					
	停止	境界	20%	40%	60%			
平成2年 7月10日(火)								出港
11日(水)								放射線レベル測定 (臨界前)
12日(木)								
13日(金)			24%					蒸気源切換 放射線レベル測定 放射化学分析 出力領域核計装校正
14日(土)			30%			放射線レベル測定検査 遮断性能確認検査		放射化学分析 出力領域核計装校正
7月15日(日)								放射化学分析
16日(月)			45%			SG給水制御系動作確認検査 負荷変動検査		放射化学分析
17日(火)						原子炉自動制御系動作確認検査	一次系ヒートバランス測定試験 出力係数測定試験	放射化学分析 核計装校正
18日(水)			30%			発電機並列運転検査 負荷増加検査 前後進切換検査		放射化学分析
19日(木)			25%			放射化学検査 前後進切換検査 主機トリップ検査		蒸気源切換
20日(金)								放射化学分析
21日(土)								
22日(日)								
23日(月)						放射化学検査 遮断性能確認検査 放射線レベル測定検査		核計装校正 放射化学分析

表2.4 出力上昇試験（1次航海）の実施状況（2/2）

年月日	原子炉の状態					使用前検査項目	主要自主試験項目	その他
	冷態	温態						
	停止界	停止界	20%	40%	60%			
平成2年 7月24日(火)						SG給水制御系動作確認検査 原子炉自動制御系動作確認検査		
25日(水)		(スクラム)				一次系ヒートバランス測定検査	主機タービン蒸気消費率測定 試験	放射化学分析 蒸気源切換
26日(木)								蒸気源切換 放射化学分析
27日(金)			25%		60%	一次系ヒートバランス測定検査 負荷変動検査 負荷増加検査 前後切換検査		核計装校正 放射化学分析
28日(土)						前後切換検査 主機トリップ検査		放射化学分析 蒸気源切換
29日(日)		(手動停止)						冷態停止へ 放射化学分析
30日(月)								入港

表 2.5 出力上昇試験（2次航海）の実施状況（1/2）

年月日	原子炉の状態						使用前検査項目	主要自主試験項目	その他
	冷 態		温 態						
	停止	監視	20%	50%	70%	90%			
平成2年 9月25日(火)									出港 放射線レベル測定 (臨界前)
26日(水)			24%						蒸気源切替 核計装校正 通増振動測定 放射化学分析 放射線レベル測定
27日(木)			30%				漏液監視設備警報設定値確認検査 (開始) 二次冷却設備水モニタ警報設定値 確認検査(開始) 定格運転検査		放射化学分析 振動測定
28日(金)			70%				漏液監視設備警報設定値確認検査 (終了) 二次冷却設備水モニタ警報設定値 確認検査(終了) 放射化学検査 原子炉スクラム検査	ゼノン反応度効果測定試験 (開始) 出力係数測定試験	
29日(土)							放射線レベル測定検査 遮断性能確認検査	ゼノン反応度効果測定試験 (終了)	通増振動測定 放射化学分析
30日(日)									放射化学分析
10月1日(月)									
2日(火)			24%						蒸気源切替 振動測定 放射線レベル測定 放射化学分析
3日(水)			30%				放射線レベル測定検査 遮断性能確認検査 原子炉自動制御系動作確認検査 SG給水制御動作確認検査	主機タービン蒸気消費率測 定試験	放射化学分析
4日(木)			80%				負荷変動検査 主機トリップ検査 前後進切替検査	出力係数測定試験	振動測定 通増振動測定 放射化学分析

表2.5 出力上昇試験（2次航海）の実施状況（2/2）

年月日	原子炉の状態						使用前検査項目	主要自主試験項目	その他
	冷 却		温 却						
	停 止 界	臨 界	20 %	50 %	70 %	90 %			
5日(金)			Phase IV終了 Phase V開始				放射化学検査 放射線レベル測定検査 遮蔽性能確認検査		放射化学分析 核計装校正 振動測定
6日(土)						95%	負荷変動検査		
7日(日)									
8日(月)							一次系ヒートバランス測定検査 船体運動確認検査 原子炉スクラム検査		
9日(火)							放射線レベル測定検査 遮蔽性能確認検査		入港

表2.6 出力上昇試験及び海上試運転（2次航海）の実施状況

年月日	原子炉の状態						使用前検査項目	主要自主試験項目	その他	
	冷 却		温 熱							
	停止	境界	20%	50%	70%	90%				100%
平成2年 10月29日(月)									出港	
30日(火)			24%	50%			振動測定検査	振り振動試験 船体振動試験	蒸気源切換 蒸気流量計不調に係る 調査	
31日(水)									蒸気流量計不調に係る 調査	
1日(木)										
2日(金)										
3日(土)										
4日(日)			(原因調査のため適宜に出力20%~100%)							
5日(月)								電磁ログ校正試験	蒸気流量計不調に係る 調査	
6日(火)			24%				操船時原子炉施設性能検査	操舵試験(常用出力) 航行試験(常用出力) 騒音測定試験 局部振動試験	蒸気流量計確認試験	
7日(水)			24%				操船時原子炉施設性能検査	スパイラル試験 Z操舵試験 旋回試験		
8日(木)			24%	70%			振動測定検査	船体振動試験 振り振動試験	蒸気源切換	
9日(金)								低速舵効き試験	入港	

表2.7 出力上昇試験及び海上試運転（4次航海）の実施状況

年月日	原子炉の状態						使用前検査項目	主要自主試験項目	その他						
	冷 却		温 度												
	停止	臨界	停止	臨界	20%	50%				70%	90%	100%			
平成2年 12月7日(金)									出港						
8日(土)					24%	40%	60%	78%	80%	80%	100%	振動測定検査	蒸気流量計確認試験	蒸気源切換 放射化学分析	
9日(日)					40%	60%	78%	90%	95%	100%	24%	95%	主機トリップ検査	遠力試験 航行試験 局部振動試験	放射化学分析
10日(月)					60%	70%	100%	90%	70%	100%			操船時原子炉施設性能検査 前後進切換検査	旋回試験 操舵試験 後進試験	放射化学分析
11日(火)					24%	40%	30%	40%	50%	100%			単ループ運転検査		放射化学分析 蒸気源切換
12日(水)					24%	100%								補助動力切換試験	蒸気源切換
13日(木)					24%	90%	100%						定格運転検査 放射化学検査		放射化学分析
14日(金)					24%	90%									入港

用途	原子動力実験船	総トン数	8242トン
主機	蒸気タービン	全長	130m
馬力	1万馬力	幅	19m
速力	16.5ノット(巡航)	吃水	6.9m
設備	インマルサット通信装置、衝突予防援助装置、GPS		

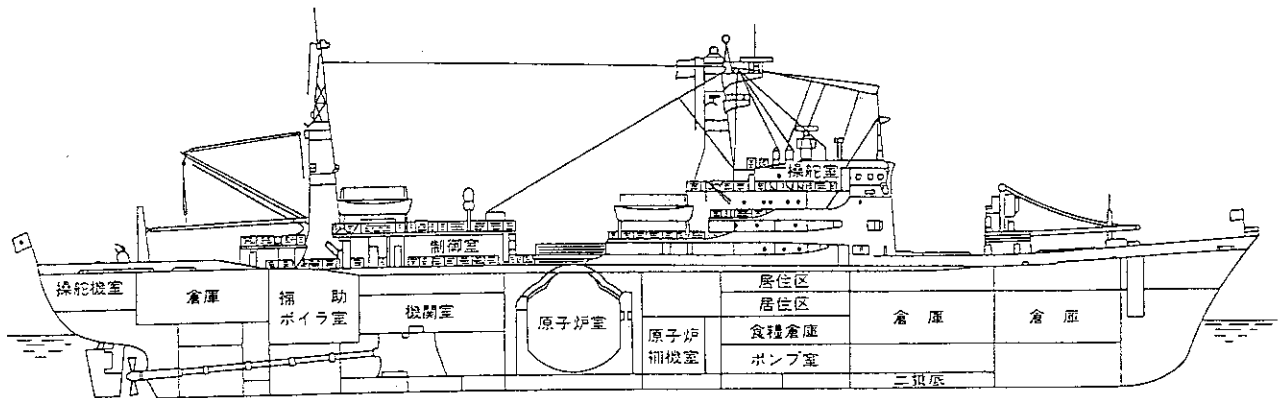


図2.2.1 原子力船「むつ」の船体配置

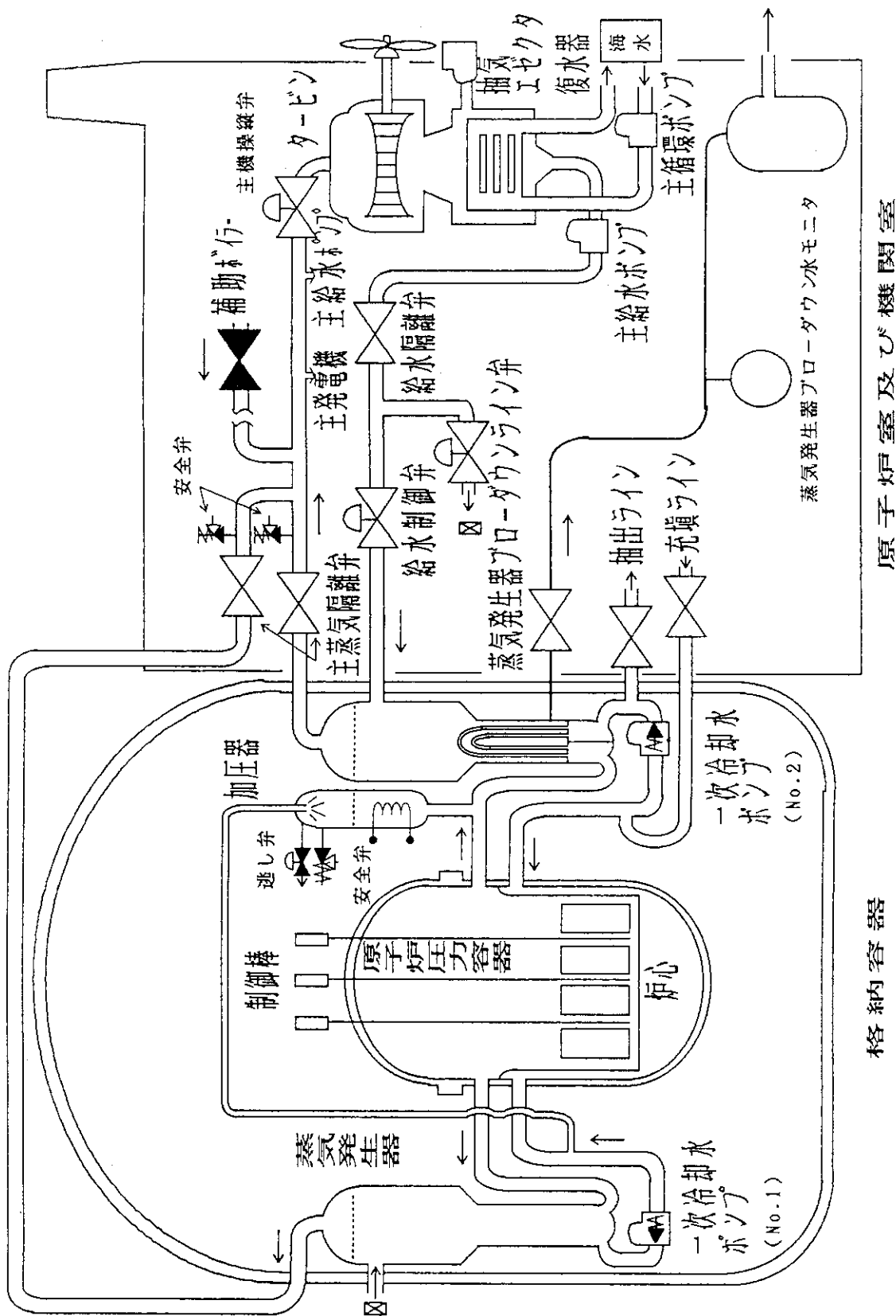


図2.2.2 「むつ」原子炉主要系統

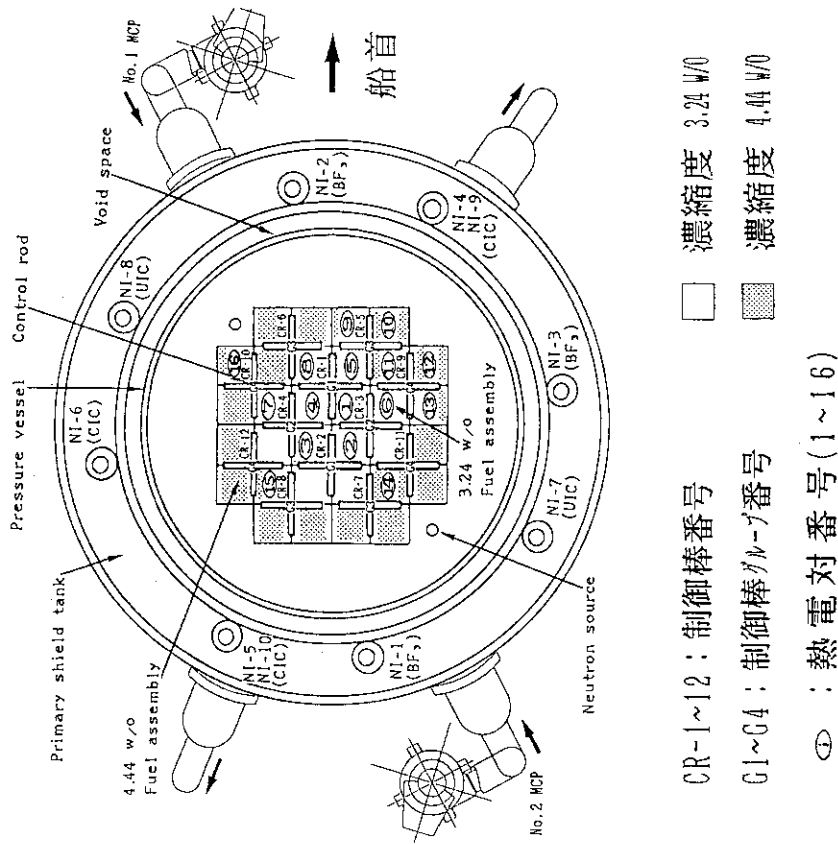


図2.2.4 炉心断面図

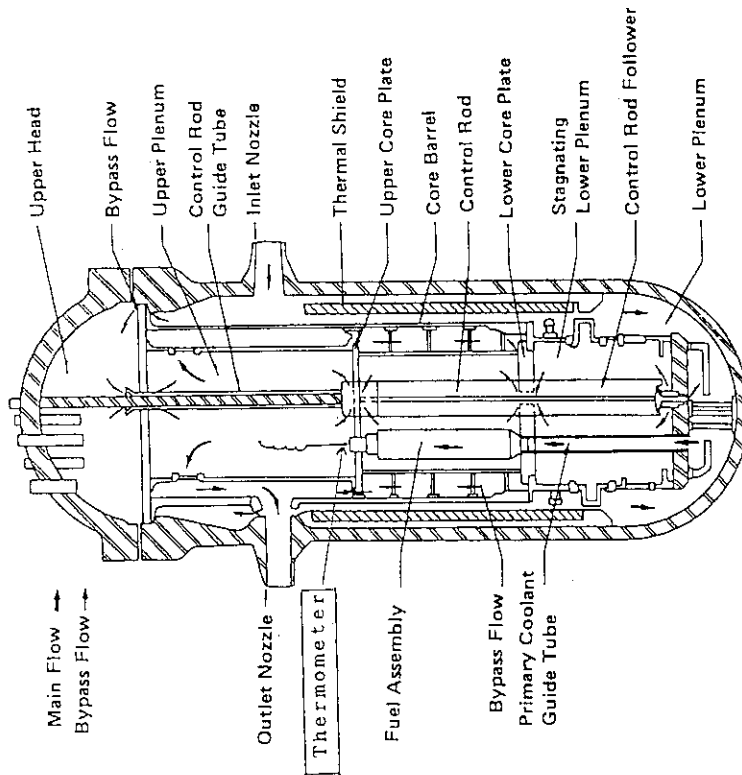


図2.2.3 原子炉压力容器

3. プラント静特性試験

以下に、プラント静特性の試験結果を述べる。このなかで使用前検査として実施した試験は一次系ヒートバランス測定試験（検査）のみであり、大部分は自主試験項目である。なお、試験項目が同じで単に炉出力が異なるものについては各試験項目毎にまとめて述べている。

3.1 核計装較正試験（温度上昇率測定法）（phase I：0.5%～1.0%出力）

（1）目的

約1%の低出力運転状態において、一次冷却水の温度上昇率を計測することにより原子炉熱出力を算出し、中間領域核計装指示値と原子炉熱出力の関係を得る。本試験は最初の原子炉立ち上げ時、基準となる炉出力を正確に算出するためのものである。

（2）試験結果

試験中は加圧器ヒータによる圧力制御を行わず、手動によって7グループのヒータをオンとして、加圧器スプレイのみで一次冷却系圧力を110kg/cm²Gに維持する。そのうえで、一次冷却水ポンプの発熱による一次冷却系の加熱（非核加熱）時と一次冷却水ポンプの発熱+原子炉発熱による一次冷却系の加熱（核加熱）時との熱収支の相違について、抽出水、一次冷却水ポンプ冷却水、一次遮蔽タンク冷却水及び一次冷却水ポンプ電力に関するデータを計測する。一次冷却水の温度上昇率と一次系の熱容量を用いて原子炉熱出力を計算するが、その際核加熱時と非核加熱時とで一次冷却水温度がほぼ等しいときのデータを使用する、すなわち温度依存性の高い放熱損失を互いに相殺する手法を用いることとした。

最初に原子炉を停止状態として、7グループの加圧器ヒータ及び一次冷却水ポンプを熱源として一次冷却水温度を263.7℃から277.5℃まで昇温させた（非核加熱）。一次冷却水温度が273℃近辺における温度上昇率は5.0℃/hであった。次に原子炉熱出力を中間領域核計装の電流値で 1.6×10^{-5} A（NI-4及びNI-5）とし、加圧器ヒータ及び一次冷却水ポンプを上記非核加熱時と同じ運転状態として、一次冷却水温度を259.4℃から276.4℃まで昇温させた（核加熱、図3.1.1左図参照）。一次冷却水温度が273℃近辺における温度上昇率は10.6℃/hであった。定格温度（273.5℃）付近での非核加熱時及び核加熱時の一次冷却水温度の昇温率の差及び一次系の熱容量に基づき、核加熱時の原子炉熱出力を算出した。その際、抽出水流量、補機冷却水流量、一次冷却水ポンプ電力等による熱収支の相違についての

補正を行った。その結果、核加熱時の原子炉熱出力を168kW (0.47%)と求めた。なお、一次系の熱容量 (24.9kWh/°C) は温態機能試験時に計測している。

引続き原子炉熱出力を約2倍に上げ、中間領域核計装の電流値で 3.3×10^{-6} A (NI-4及びNI-5)とし、2回目の核加熱を行った(図3.1.1右図参照)。一次冷却水温度が273°C近辺における温度上昇率は17.8°C/hであった。その時の原子炉熱出力を同様の方法により、380kW (1.1%)と求めた。

(3) 試験結果の検討・評価

中間領域核計装指示値と原子炉熱出力の対応関係を図3.1.2に示す。原子炉熱出力0.47%及び1.1%において、中間領域核計装指示値と原子炉熱出力の関係を求め、両者はほぼ比例関係にあることを確認した。

3.2 低出力運転試験 (phase I : 約6%出力)

(1) 目的

蒸気発生器で発生した蒸気を崩壊熱復水器に導き、原子炉を約6%程度の低出力で安定に運転できることを確認する。

(2) 試験結果

原子炉を制御棒引き抜きによって温態停止状態から臨界とし、さらに中間領域核計装指示値を監視することにより原子炉出力を約1.5%まで上昇させるとともに、崩壊熱ダンプ系の流量調節弁を開け、開度を調節して出力に見合う負荷をとった。蒸気発生器への給水を補助給水系により断続的に行いつつ、この状態を2時間以上保持した(図3.2.1参照)。次に制御棒の引き抜きにより原子炉出力を約6%まで上昇させ、崩壊熱ダンプ系の流量調節弁開度を調節し補助給水系による断続的な蒸気発生器への給水を行いつつ、中性子束、蒸気発生器水位及び一次冷却水平均温度を安定に維持した。出力約1.5%及び約6%において、原子炉が安定した状態で崩壊熱復水器復水流量、蒸気発生器水位、制御棒位置、崩壊熱ダンプ流量調節弁開度、中間領域核計装指示値等の主要なプロセス量を計測した。なお、崩壊熱復水器復水流量は、その下流の大気圧ドレンタンクの水位上昇による間接的計測に加えて、超音波流量計による直接的な計測を行い、崩壊熱ダンプ系の流量調節弁開度との対応関係を求めた。

(3) 試験結果の検討・評価

加圧器圧力制御系：自動運転、加圧器水位制御系：自動運転、蒸気発生器給水制御系：補助給水系による手動断続運転、原子炉出力制御系：手動運転の状態ですべての原子炉の運転を行い、出力約1.5%及び約6%においてプラントを整定させ、主

要なプロセス量の計測を行うことができた。蒸気発生器への給水を補助給水系により断続的に行ったので、蒸気発生器水位及び一次冷却水温度に若干の変動がみられたが、原子炉の運転操作に支障はなく、約6%以下の低出力における原子炉の運転が安定的に行えることを確認できた。

3.3 核計装較正試験（蒸気発生器蒸気発生量測定法）（phase I：～6%出力）

(1) 目的

原子炉を低出力運転状態で整定させ、プラントの熱平衡状態を保ちつつ、一次系及び二次系のプロセス量を計測する。この状態で、原子炉熱出力、蒸気発生器及び体積制御系等の熱収支を算出し、出力領域核計装指示値を較正して、原子炉熱出力と一致させる。第3.1章核計装較正試験（温度上昇率測定法）で得た炉出力レベルより高いところをカバーする。

(2) 試験結果

加圧器圧力制御系：自動運転、加圧器水位制御系：自動運転、蒸気発生器給水制御系：補助給水系による手動運転、原子炉出力制御系：手動運転の状態で蒸気発生器からの蒸気を崩壊熱復水器のみに導き、原子炉の低出力運転を行った。中性子束、一次冷却水平均温度、蒸気発生器水位等の原子炉の主要なプロセス量が安定していることを確認した後、試験を開始し、崩壊熱復水器復水流量、蒸気発生器圧力、充填水流量、抽出水流量、加圧器ヒータの平均電気入力等の一次系プロセス量を計測した。この時、一次冷却水平均温度は274℃、一次冷却系圧力111kg/cm²G、加圧器水位55%、蒸気発生器水位77%、蒸気発生器圧力54kg/cm²Gであった。計測値を用いて、蒸気発生器による除熱、一次系からの損失エネルギー及び一次系への附加エネルギーを算出し、原子炉熱出力を2.36MW（約6.6%）と評価した。この時の中間領域核計装指示値は、NI-4、NI-5共に 2.0×10^{-5} Aであった。

(3) 試験結果の検討・評価

一次系圧力、一次冷却水平均温度及び二次系状態量とも、試験中安定した状態で計測が行われた。この試験の結果に基づいて評価した原子炉熱出力6.6%を指示するよう、出力領域核計装指示値を較正することができた。中間領域核計装指示値と原子炉熱出力との対応関係が原子炉熱出力6.6%まで得られた。原子炉熱出力6.6%における中間領域核計装指示値は、この試験に先だって行われた温度上昇率測定法による低出力の領域(0.47%及び1.1%)での較正結果の外挿線上にあり、原子炉出力に対する中間領域核計装指示値の直線性は良好であることを確認した（図3.3.1参照）。

3.4 核加熱試験 (phase I : 2%~3%出力)

(1) 目的

一次冷却系の温度及び圧力がそれぞれ約225℃及び86kg/cm²Gに維持され、原子炉に全制御棒が挿入された状態から、通常運転状態の圧力及び温度まで核加熱による昇温及び昇圧を行い、一連の運転操作が支障なく、安全かつ安定に行えることを確認する。

(2) 試験結果

核加熱試験では、一次冷却水温度を約225℃、一次系圧力が86kg/cm²Gに維持し、原子炉に全制御棒を挿入した状態から制御棒を引抜き操作し臨界零出力状態とした。この後、加圧器の過渡ヒータを投入し、また原子炉を極低出力で運転することにより昇圧及び昇温を行った。約30分後に一次系圧力は通常運転状態である110kg/cm²Gに到達したので、加圧器圧力制御系を自動に切り換えた。原子炉は温度上昇率 30 °C/hを目途として制御棒の手動操作により出力制御をした。原子炉出力を約2~3%に制御した。昇温開始約100分後に温度は通常運転状態である273.5℃に到達した。温度上昇率は約30℃/hであった。昇圧及び昇温終了後、原子炉出力を約2~3%に維持し、崩壊熱ダンプ弁の開度調節により一次冷却水温度を一定とするように運転を行った。蒸気発生器への給水は補助給水ポンプにより行った(図3.4.1参照)。

(3) 試験結果の検討・評価

一次冷却水温度及び圧力がそれぞれ約225℃、86kg/cm²Gで全制御棒が挿入された状態から、定格運転状態の圧力及び温度まで、核加熱による昇温及び昇圧が安全かつ安定に行えることを確認した。非核加熱(一次冷却水ポンプのジュール熱及び加圧器ヒータの加熱による)では一次冷却水温度上昇率が約5℃/hであるが、核加熱により約6倍の約30℃/hとすることができたので、大幅な時間短縮となる。

3.5 主給水系駆動試験 (phase I : 6%~9%出力)

(1) 目的

蒸気発生器からの蒸気を主蒸気管及び二次系各機器に通気し、各機器ラインの減圧弁及び主給水ポンプ等の機器が正常に動作して、原子炉蒸気による運転が安全かつ安定に行えることを確認する。さらに、差圧一定制御系を作動させた状態で主給水ポンプを自動運転とし、差圧一定制御系の制御定数調整を行った後、蒸気発生器への給水が安定に行われることを確認する。

(2) 試験結果

(a) 二次系通気及び主給水系による蒸気発生器への給水

図3.5.1及び図3.5.2に系統説明図を示す。補助ボイラによる蒸気を用いて二次系機器を運転（給電は補助発電機2台による）している状態において、崩壊熱ダンプ系統の使用により原子炉出力を約 6% 出力とする。補助ボイラーライン元弁（ST-058）を全閉にして同蒸気を遮断し、補助ボイラを消火した。続いて、主蒸気系統バイパス弁（ST-101）を徐々に開けて下流側を原子炉蒸気でほぼ均圧状態にした後、主蒸気系統元弁（ST-014）を開けて全開にするとともにバイパス弁を閉とした。この状態で、排気主管圧力がほぼ1K（ kg/cm^2 、以下「K」と略することがある）に維持され、主蒸気ラインに漏洩、振動等異常のないことを確認した後、二次系各機器に対する原子炉蒸気の通気を開始した。まず、33K蒸気ライン元弁（ST-261-1,-2）を開けて低圧蒸気発生器への通気をし、補助ボイラー加熱を開始した。次に、8.5Kパッキン蒸気ライン（ST-141）、16Kエゼクタ蒸気ライン（ST-261）の順にそれぞれのラインの元弁を開けて通気した後、主給水ポンプタービン（ST-251）、主発電機発1号及び2号各タービンの蒸気ライン元弁（ST-261-1,-2；主発タービン蒸気ラインについてはドレン弁を同時に開とした）を開けてそれぞれの暖管を行った。

この状態でしばらく維持し、各部に異常のないことを確認した後、排気主管の暖機完了を確認して主給水系駆動操作を開始した。以上の蒸気源切換えにおいては、それぞれのラインの減圧弁等関連機器の正常作動を確認しながら行った。主給水系駆動にあたっては、まず制御棒操作及び崩壊熱ダンプ系統の使用により原子炉出力を約 9% とした。次に、8.5K 蒸気ライン元弁（ST-141）を開けて高圧給水加熱器へ加熱用蒸気を通気するとともに、同加熱器からデアレータへのドレンラインをラインアップ、主給水ポンプ再循環弁（FE-103）を開とし、主給水制御弁（FE-009-1,-2）が閉であることを確認して、No.1主給水ポンプを起動した。主給水ポンプのガバナ作動に異常のないことを確認した後、補助給水ポンプを停止し、補助給水弁（No.1及びNo.2；FE-031-1,-2）を閉とした。続いて、高圧給水加熱器出口温調器の設定温度を0℃から160℃に変更した後、主給水制御弁（No.1及びNo.2）を徐々に開けて蒸気発生器への給水を開始し、この状態で主給水系による給水が安定に行われるとともに、高圧給水加熱器温度及びドレン水位が所期の値（160℃及び184mm）で制御されていることを確認した。さらに、主給水制御弁の手動操作により給水流量を変化させて主給水ポンプ再循環弁がほぼ所定の流量（約 $11\text{m}^3/\text{h}$ ）で開閉動作することを確認した。

以上により、No.1主給水ポンプの手動による蒸気発生器への給水が安定に行われることを確認した。なお、この間、崩壊熱ダンプ流量調節弁（ST-125）開度を調整することにより二次側負荷をほぼ一定（炉出力で約9%出力）に維持した。

その後、No.2主給水ポンプを起動して同ポンプガバナ作動に異常のないことを確認した後、崩壊熱ダンプ流量調節弁により二次側負荷を一定に保ちながら、No.1主給水ポンプからNo.2主給水ポンプによる給水への切換えを手動で行い、同ポンプの手動運転による給水が安定に行われることを確認した（図3.5.3参照）。

(b) 差圧一定制御系調整試験

No.2主給水ポンプの手動運転により蒸気発生器へ給水を行い、約6%出力で原子炉を運転している状態で、主給水ポンプ差圧一定制御系（差圧伝送器、差圧指示調節器、吐出圧指示調節器等）の制御定数（比例帯及び積分時間）（図3.5.4参照）について、吐出圧設定値及び差圧設定値をステップ状に変化させての応答特性試験を行った。試験では、まず吐出圧指示調節器について、差圧指示調節器からの差圧偏差信号を0とした状態で、吐出圧制御を手動から自動に切り換えた後、吐出圧設定値を $+3\text{kg/cm}^2$ ステップ状に変更した時の、主給水ポンプ吐出圧及び給水流量の応答を計測した。その結果、比例帯250%及び積分時間300秒とした場合、良好な応答特性が得られることを確認し、制御定数をこの値に設定した。

次に、吐出圧制御を手動として、差圧伝送器と差圧指示調節器の間に取り付けた一次遅れ回路（ダンプナ）のネジを調節することにより、差圧指示調節器の差圧測定針を安定させた後（ネジ込み量はNo.1主給水弁側で $5 \times 1/4$ 回転、No.2主給水弁側で3回転）、再び吐出圧制御を自動とした状態で、差圧指示調節器に対する応答特性試験を行った。

この試験では、No.1差圧指示調節器について、積分時間、比例帯の順にそれぞれ差圧設定値を $+1\text{kg/cm}^2$ ステップ状に変更した時の差圧、給水流量及び吐出圧の応答を計測した。その結果、積分時間については60秒とした場合と30秒とした場合との比較から30秒を、比例帯については350%（設定ダイヤル最大値）とした場合と250%とした場合との比較から250%をそれぞれ最適値として採用し、No.1差圧指示調節器に対する設定を行った。次に、No.2差圧指示調節器に対して、上記比例帯及び積分時間のもとでステップ状差圧変化に対する応答を計測し、同定数で妥当であることを確認した（図3.5.5参照）。

以上の調整終了後、No.2主給水ポンプからNo.1主給水ポンプに切り換えて自動運転することにより、No.1主給水ポンプにおいても上記制御定数のもとでの自動運転により蒸気発生器への給水が安定して行われることを確認した。

(3) 試験結果の検討・評価

原子炉蒸気の二次系への通気に伴う二次系各減圧弁の作動、並びに高圧給水加熱器給水温度制御及びドレン水位制御がそれぞれ正常に機能することを確認した。また、主給水ポンプの手動運転による蒸気発生器への給水、主給水ポンプ再循環弁の作動及び主給水ポンプのNO.1とNO.2の切換操作に問題ないことを確認した。さらに、主給水ポンプ差圧一定制御系の制御定数を調整した結果、蒸気発生器への給水が主給水ポンプの自動運転により安定に行われることを確認した。

3.6 基底負荷運転試験 (phase I : 基底負荷)

(1) 目的

蒸気発生器からの蒸気により主発電機（以下、「主発」という。）の運転を行い、基底負荷に相当した原子炉の出力運転が安定に行えることを確認する。また、主発と補助発電機（以下、補発という。）の並列操作、並列運転等が支障なく行えることを確認する。

(2) 試験結果

原子炉は、約10%出力で運転され、主機及び主発以外の所要の機器が蒸気発生器からの蒸気で運転されている状態で試験を開始した。なお、蒸気発生器への給水は主給水ポンプにより行われていた。

まず、主発2台を順次起動し、補発と並列運転した後、補発の電気負荷を主発へ移し、主発と補発の並列操作、並列運転等が支障なく行えることを確認し、原子炉を基底負荷運転とした。基底負荷状態で原子炉を約1時間運転し、安定に運転できることを確認した後、簡易熱収支測定により、原子炉熱出力を6.9MW (19.1%)と暫定的に評価した。

なお、その後、蒸気発生器給水制御系及び原子炉出力自動制御系を自動に投入して運転し支障のないことを確認した。

(3) 試験結果の検討・評価

原子炉の基底負荷運転が支障なく行えることを確認した。基底負荷状態での原子炉出力は暫定的に6.9MW (19.1%)と評価した。なお、一次系が熱平衡状態に達した後、改めて熱出力の評価を行うこととした。

また、上記整定値は、本試験において使用しなかった低圧蒸気発生器 (LPSG) の蒸気負荷分1.2t/h (2%出力相当)を除いた設計熱出力 ($22.7\% - 2\% = 20.7\%$) とほぼ一致することから、基底負荷時の熱出力はほぼ設計どおりであることを確認した (表3.6.1参照)。なお、ここでの基底負荷運転は船体を岸壁に係留してい

る状態であるので、主機タービン運転に関連する一連の機器を運転していない（例えば、主循環ポンプ）。その後の運転から、主機タービン運転に備えての一連の機器を運転している時の基底負荷運転では、その熱出力は約25%となることが分かった。

3.7 一次系ヒートバランス測定試験（phase I、II、III、IV及びV：基底負荷、約50%出力、約70%出力、約90%出力及び約100%出力）

(1) 目的

原子炉一次冷却系のヒートバランス（熱収支）を測定することにより、原子炉熱出力を算出し、出力領域核計装（NI-7～NI-10）が精度よく較正されていることを確認する。

(2) 試験結果

基底負荷、約50%出力、約70%出力、約90%出力及び約100%出力で約48時間以上連続運転し、原子炉一次冷却系統が熱平衡状態にあり、炉心内のキセノン（Xe）量がほぼ飽和値に達し、CR1～CR4の4本の制御棒がほぼ等位置に引抜かれた状態で、原子炉一次冷却系統のヒートバランス（熱収支）を測定した。また、測定値に基づき、蒸気発生器熱出力、一次系の損失エネルギー及び一次系への附加エネルギーを求め、原子炉熱出力を算出した結果、出力領域核計装（NI-7～NI-10）の出力が0.5%以内の精度で較正されていることを確認した。

(3) 試験結果の検討・評価

基底負荷、約50%出力、約70%出力、約90%出力及び約100%出力で原子炉熱出力を算出し、出力領域核計装の指示値が精度よく較正されていることを確認した。各種プロセス量は試験中を通じて安定していた。

なお、一次系の損失エネルギーと一次系への附加エネルギーはほぼ同程度であり、それぞれ抽出水及び充填水の保有エネルギーが支配的である（表3.7.1参照）。

3.8 補助ボイラー蒸気切換試験（phase I：基底負荷）

(1) 目的

原子炉蒸気から補助ボイラー蒸気への切換及び補助ボイラー蒸気から原子炉蒸気への切換が、原子炉及びその他の機器の運転に支障をきたすことなく、円滑に行われることを確認する。

(2) 試験結果

(a) 原子炉蒸気から補助ボイラー蒸気への切換え

原子炉が基底負荷運転状態にあるとき、補助発電機（以下、補発という。）2台を起動し、No.1、No.2補発の順で投入し、主発電機（以下、主発という。）から補発への負荷移行をNo.2主発からNo.1補発、No.1主発からNo.2補発の順に行い、主発2台による給電から補発2台による給電状態とした。この負荷移行の過程で、崩壊熱ダンブラインにより蒸気負荷を調整しながら原子炉出力を低減し、約12%出力になった時点で原子炉出力制御を自動から手動に切替えた。続いて、蒸気発生器給水制御系を自動から手動に切替え、主給水ポンプを手動運転とした後、補助給水ポンプ（1台）を起動して主給水ポンプを停止し、補助給水ポンプによる給水（手動制御）に切替えた。

次に、原子炉蒸気による補助ボイラー暖機を停止して補助ボイラーの点火を行い、主蒸気ライン元弁（ST-014）を閉めて原子炉蒸気の主蒸気管への通気を停止した後、補助ボイラ蒸気ライン元弁（ST-057）を開けて補助ボイラー蒸気の主蒸気管への通気を行った。この蒸気源切替の過程で各種減圧蒸気ラインの減圧弁が正常に作動することを確認した。また、この間、崩壊熱ダンブラインにより原子炉蒸気負荷を調整しながら制御棒を手動で挿入することにより、炉出力を徐々に低下させ、主蒸気管への通気停止後、運転モードスイッチを「SHUT DOWNモード」にして原子炉を停止した。その後、補助ボイラー蒸気により主発をNo.1、No.2の順で起動、投入し、No.2補発からNo.1主発へ、続いてNo.1補発からNo.2主発への負荷移行を行い、補助ボイラー蒸気による主発2台の運転状態を確立した。

以上により、原子炉蒸気から補助ボイラー蒸気への切替操作を完了した。この間の所要時間は約1時間半であった。この蒸気源切替に係る二次系蒸気ラインを図3.8.1に示す。また、本試験での主要パラメータ変化及び負荷移行の状況をそれぞれ図3.8.2及び図3.8.4の上図に示す。

(b) 補助ボイラー蒸気から原子炉蒸気への切替え

崩壊熱ダンブラインの使用により原子炉出力が約3%に維持し、補助ボイラー蒸気により負荷が賄われている状態（ただし、補発2台により給電されている状態）において、補助ボイラ蒸気元弁（ST-057）を閉とし、補助ボイラー蒸気の主蒸気管への通気を停止した後、補助ボイラーを停止し、主蒸気ライン元弁（ST-014）を開として原子炉蒸気の主蒸気管への通気を行うとともに、原子炉蒸気による補助ボイラー暖機を開始した。この蒸気源切替の過程で、各種減圧蒸気ラインの減圧弁が正常に作動することを確認した。

続いて、制御棒を手動で引抜くとともに、崩壊熱ダンブラインで原子炉蒸気を取りながら、炉出力を徐々に上げ約8%出力とした。この状態でNO.1主給水ポン

プを起動し手動運転とした後、補助給水ポンプを停止し、高圧給水加熱器出口温度の設定値を徐々に上げながら、主給水ポンプによる給水を開始した。次いで、炉出力をさらに11%まで上げた後、主給水ポンプの自動運転への切換及び主給水制御弁の自動制御への切換を行った。引き続き、炉出力を上昇させ、約13%出力を超えた時点で炉出力制御系を自動にした。この後、No.1及びNo.2主発を起動し、まずNo.1主発を投入してNo.1補発からの負荷移行を行い、次いでNo.2主発を投入してNo.2補発から負荷移行を行った。2つの補発はそれぞれ負荷移行が完了した時点で解列した。この負荷移行の過程で、崩壊熱ダンブラインによる蒸気負荷調整を行い、負荷移行完了後、崩壊熱ダンブラインを閉とすることにより基底負荷運転状態を確立した（図3.8.3及び図3.8.4の下図参照）。

以上により、補助ボイラー蒸気から原子炉蒸気への切換操作を完了した。この間の所要時間は、約1時間であった。

なお、補助ボイラー蒸気で主発2台が運転されている状態から補発2台による給電状態への移行は、初期状態確立のための操作として試験開始前に確認した。

(3) 試験結果の検討・評価

この試験により、原子炉蒸気から補助ボイラー蒸気への切換え及び補助ボイラー蒸気から原子炉蒸気への切換えが、原子炉及びその他の機器の運転に支障をきたすことなく、円滑に行われることが確認された。

3.9 蒸気源切換試験 (phase I : 基底負荷)

phase II 及び phase III 試験を行うための第1次航海は、補助ボイラーを蒸気源として出港することとなるので、洋上において、原子炉を起動し蒸気源を蒸気発生器に切換える必要がある。また、蒸気発生器を蒸気源として航行している時に、スクラムが発せられた場合には、船の堪航性を確保するために蒸気源を補助ボイラーに切換える必要がある。

いずれの場合においても、蒸気源切換作業は、確実にかつ迅速に行われなければならないため、phase I 試験の最終段階に、蒸気源切換試験を実施した。

試験は、補助ボイラーから蒸気発生器への蒸気源切換え、及び蒸気発生器から補助ボイラーへの蒸気源切換えを繰返し行い、運転要領に問題の無いことを確認した。なお、切換え方法は、第3.8章 補助ボイラー蒸気切換試験で述べた方法と同じである。

3. 10 定格運転試験 (phase III 及び V : 約70%出力及び約100%出力)

(1) 目的

約70%出力運転状態及び約100%出力運転状態 (いずれも主軸回転数フィードバック制御は使用しない状態: F/B=OFF) において、原子炉プラントの主要パラメータを30分毎4時間にわたって計測する。この間、原子炉プラントの主要パラメータの測定値が運転上の制限値以内で、各機器の作動に異常がなく、原子炉プラントが連続運転できることを確認する。

(2) 試験結果

約70%出力運転時

(a) 原子炉及び一次冷却系統

炉出力は68%~69%でほぼ一定に維持され、一次冷却水平均温度、加圧器圧力及び加圧器水位はそれぞれほぼ目標値に維持された。また、自動制御棒は、Xeの蓄積による反応度低下を補償するために、試験終了時には試験開始時の位置から約30mm (CR-1、CR-2の合計) 引き抜かれた。

(b) 二次冷却系統

蒸気発生器は、圧力が44kg/cm²G (No.1) 及び43kg/cm²G (No.2)、水位がほぼ70%の一定値に維持された。蒸気流量及び給水流量はそれぞれ1基当り20.5t/h、21t/hでほぼ一定に保たれた。

(c) 主機等の機器類

主機軸馬力は5300±300 PS、主軸回転数は概ね150±2 rpmの範囲で運転された。また、No.1及びNo.2主発電機による給電も安定的に行われた (母線電圧450V及び電力940~990kW)。さらに、主復水器及び補助復水器の真空度もほぼ720mmHg (No.2補助復水器では700mmHg) に維持された。主機タービン軸受ハウジングの振動計測では、低圧タービンの半径 (r) 方向で5~6.5μm (片振幅、以下同じ)、円周方向 (θ) で最大3~4μm、タービン軸 (z) 方向で約1μm程度となり、いずれも制限値の23μm以下であった。高圧タービン軸受ハウジングの振動は r、θ、z の3方向とも1μm程度であり、いずれも制限値の15μm以下であった。

約100%出力運転時

(a) 原子炉及び一次冷却系統

炉出力は98%~100%に維持され、一次冷却水平均温度、加圧器圧力及び加圧器水位はそれぞれほぼ目標値に維持された。また、自動制御棒は、Xeの蓄積による反応度低下を補償するために、試験終了時には試験開始時の位置から

約7mm (CR-1) 引き抜かれた。

(b) 二次冷却系統

蒸気発生器は、No.1及びNo.2ともに圧力が40kg/cm²G、水位がほぼ70%の一定値に維持された。蒸気流量及び給水流量はそれぞれ1基当り30t/h、29t/hでほぼ一定に保たれた。

(c) 主機等の機器類

主軸馬力は9600~10000 ps (馬力)、主軸回転数は概ね189±2 rpm (毎分回転数) の範囲で運転された。また、No.1及びNo.2主発電機による給電も安定に行われた (母線電圧450V及び電力870~915kW)。さらに、主復水器の真空度は735~740mmHgに維持され、補助復水器の真空度もほぼ715~730mmHgに維持された。主機タービン軸受ハウジングの振動計測では、低圧タービンの半径方向で8.3~9.6μm (片振幅、以下同じ)、円周方向で3.5~4.5μm、タービン軸方向で1.1~2.2μmであり、いずれも制限値の23μm以下であった。高圧タービン軸受ハウジングの振動は3方向とも1μm程度であり、いずれも制限値の15μm以下であった。

(3) 試験結果の検討・評価

約70%出力運転状態及び約100%出力運転状態のいずれにおいても、4時間の検査時間中、原子炉プラントの主要パラメータの測定値が運転上の制限値以内に収まり、各機器の作動に異常がなく、原子炉プラントが安定に連続運転されることを確認した。

3.1.1 発電機並列運転試験 (phase II : 約35%出力)

(1) 目的

主発電機と補助発電機何れか2台の組合せ (補助発電機2台の組合せを除く) による並列運転を行い、船内負荷変動に対して支障なく運転できることを確認する。

(2) 試験結果

約35%出力運転状態において、主発電機2台と補助発電機2台のいずれか2台の組合せ (補助発電機2台の組合せは除く。) で並列運転を行い、試験対象機以外の補助発電機を並列投入し、同発電機の負荷を100kWとした。試験対象機には定格出力比により負荷を分担させ、負荷整定後に試験対象機以外の補助発電機のガバナを操作し、同発電機の負荷を300kWに増加させた。この後、同発電機を解列し、この時の各発電機の分担した負荷を計測することにより負荷割れを求めた。

負荷割れは、No.1主発電機とNo.2主発電機を用いた場合で0.6%、No.1主発電機とNo.1補助発電機を用いた場合で1.9%、No.1主発電機とNo.2補助発電機を用いた場合で1.4%、No.2主発電機とNo.2補助発電機を用いた場合で0.8%、No.2主発電機とNo.1補助発電機を用いた場合で3.1%であった。

(3) 試験結果の検討・評価

主発電機と補助発電機いずれか2台の組合せ（補助発電機2台の組合せを除く）による並列運転時の船内負荷変動に対する2台の発電機の負荷割れは十分に小さく、支障なく運転できることを確認した。これから、4台のいずれの発電機でも支障なく並列運転ができ、電源供給部分の多重性が確認できた。

3.12 主機タービン蒸気消費率測定試験（phaseⅢ及びⅣ）

（約70%出力及び約90%出力）

(1) 目的

主機タービンの性能評価のため、主機タービン蒸気消費率を計測する。

(2) 試験結果

原子炉が約70%及び90%出力で自動運転されているとき、主機タービンは無抽気運転とした状態で、主軸馬力及び主復水器からの復水流量を計測することにより、蒸気消費率を算出した。

炉出力70%時、主軸回転数171.3rpm、軸馬力6525psの時の主機タービン蒸気消費率が4.30kg/PSh、炉出力90%時、主軸回転数178.4rpm、主軸馬力8055psの時の主機タービン蒸気消費率が4.18kg/pshと算出された。

(3) 試験結果の検討・評価

測定された蒸気消費率は、計画（設計）値の蒸気消費率と比較して約6~7%高めの値である。計測にあたっては、一部、グラウンド漏洩蒸気量、主抽気エゼクタ1段ドレン量等を実測でなく、計算値で補正を行ったこともあり、若干精度が出ていない可能性もあるので、今後の実験航海においても再度計測することとした。

3.13 振動測定試験（phaseⅤ：約35%出力～及び約100%出力）

(1) 目的

主軸回転数が約50rpmから主軸馬力約10000psにおける回転数までの範囲内で、船体が前進側に直進航走中、船体振動及び原子炉施設の主要機器の振動レベルを計測し、その振動レベルが設計の範囲内であることを確認する。

(2) 試験結果

第2次航海においては、約70%、約80%、約90%及び約100%定常出力運転状態における格納容器、原子炉容器等の主要機器並びに制御室、機関室、原子炉補機室、上甲板等の床及び機器の振動を測定した。また、格納容器、原子炉容器等の主要機器、制御室のプロセス補助制御盤、及び船体上甲板の定点(7ヶ所)については、主軸回転数50~195rpmの範囲で、約5回転毎に詳細に振動計測を行うとともに、前後進切換時及び船体運動確認時(旋回、操舵試験時)にも振動計測を実施した。主な計測点を図3.13.1に示す。

第3次航海及び第4次航海においても、原子炉施設主要機器、船体上甲板、制御室床、中央制御盤等の計測を、主軸回転数50~191.5rpmの範囲で、約5回転毎に詳細に行うとともに、旋回、操舵試験時にも振動計測を実施した。

主な計測点の第2次航海での振動計測結果を中心に説明する(図3.13.2参照)。

1) 船体上甲板

原子炉室横の振動(上甲板中央部)は、全出力範囲にわたって十分低く、0.02g以下であった。船体全長にわたる他の計測点においても、船尾部を除き概ね0.02g以下であった。

2) 格納容器

主軸回転数の増加に伴い振動が増大しており、振動は各方向とも概ね0.02g以下であった。

3) 圧力容器

主軸回転数の増加に伴い振動が増大し、150rpm付近(炉出力70%)で最大加速度0.04g(半径方向)を記録し、150rpm以降振動が低下している。

4) 加圧器

主軸回転数の増加に伴い振動が増大しており、最大加速度0.033g(上下方向)であった。

5) 蒸気発生器

主軸回転数の増加に伴い振動が増大し、192rpm時左右舷方向にて最大加速度0.088gを計測した。これは蒸気発生器の左右舷方向の支持が弾性支持となっているためである。他の方向の応答値は微小で概ね0.02g以下であった。

6) 一次冷却水ポンプ

各方向とも両振幅値で概ね1 μ m以下であり、顕著なピークは見られなかった。

7) 主機タービン

低圧タービンロータR方向にて、主軸回転数110~120rpm近辺に一次危険回転数

のピークが見られる。また160rpm付近にもピークが見られる。50rpm～192rpmの全出力範囲にわたり、振動は最大でも約16 μ mであるので、ISO基準値の23 μ m以下である。高圧タービンロータの振動レベルは、全出力範囲にわたり微小で最大でも2 μ mであることを確認した。

8)中央制御盤

中央制御盤頂部にて191.5rpm時最大加速度0.017g(船首尾方向)を計測した。その他は概ね0.01g以下であった。

9)中央制御室床

135.5rpm時最大加速度0.015g(上下方向)を計測した。その他は概ね0.01g以下であった。

(3) 試験結果の検討・評価

回転機である主機タービン及び一次冷却水ポンプを除き、各機器及び船体上甲板の振動は、主にプロペラを起振源とする強制外力により、振動しているものである。計測された振動には異常な兆候は認められず、また防振対策は一部の機関室補機を除き必要なかった。船体の振動も建造当時の設計条件である0.1gに比べ充分低く、また原子炉施設主要機器についても、計測した範囲内では0.1gを超えるようなものはなく、有害な振動は認められなかった。

表3.6.1 基底負荷運転時の炉出力と設計との比較

	見積 ¹⁾	基底負荷運転	差の要因
発電機 負荷(KW)	791	790	
① 主発の蒸気 負荷(t/h)	7.6	$7.6 - \alpha_1$ ($\alpha_1 = \text{約}0.5$) ²⁾	設計マージン 海水温度低
② 給水ポンプの 蒸気負荷(t/h)	2.3	$2.3 - \alpha_2$ ($\alpha_2 = \text{約}0.2$) ³⁾	設計マージン
③ 高圧給水 加熱器(t/h)	1.2	$1.2 - \alpha_3$ ($\alpha_3 = 0$) ⁴⁾	
④ 低圧蒸気発生器 (t/h)	1.2	$1.2 - \alpha_4$ ($\alpha_4 = \text{約}1.2$) ⁵⁾	
⑤ その他 雑用蒸気(t/h)	1.44	$1.44 - \alpha_5$ ($\alpha_5 = 0.14$) ⁶⁾	設計マージン
合計蒸気 負荷(t/h)	13.74	$13.74 - \sum \alpha$ =11.7	$\sum \alpha = 2.04$
原子炉出力 (%)	22.7	19.1 ⁷⁾	

1) 熱平衡線図 TD-600 参照

2) 基底負荷運転時 (炉出力約18%) のヒートバランスから

3) 主給水ポンプ駆動試験時のデータから

4) 弁 (ES-034) 開度100% のため

5) 暖房、厨房使用量t/h [(弁 (ST-294、DN-022) が全閉状態]

6) $\alpha_5 = \sum \alpha - \alpha_1 - \alpha_2 - \alpha_3 - \alpha_4$ 7) $17.8\% \times 1.07$ (核校正調整後) = 19.1%

表3.7.1 一次系ヒートバランス (炉出力約100%時)

蒸気発生器発生出力	35.55 MW
一次系への付加エネルギー	0.949 MW
<ul style="list-style-type: none"> • 加圧器ヒータ及びMCポンプ • 充填水 • 封水 	0.335 MW 0.610 MW 0.004 MW
一次系への損失エネルギー	0.983 MW
<ul style="list-style-type: none"> • 抽出水 • 補機冷却水 • 熱輻射、対流による損失 	0.728 MW 0.147 MW 0.108 MW
原子炉熱出力	35.58 MW 98.8 %

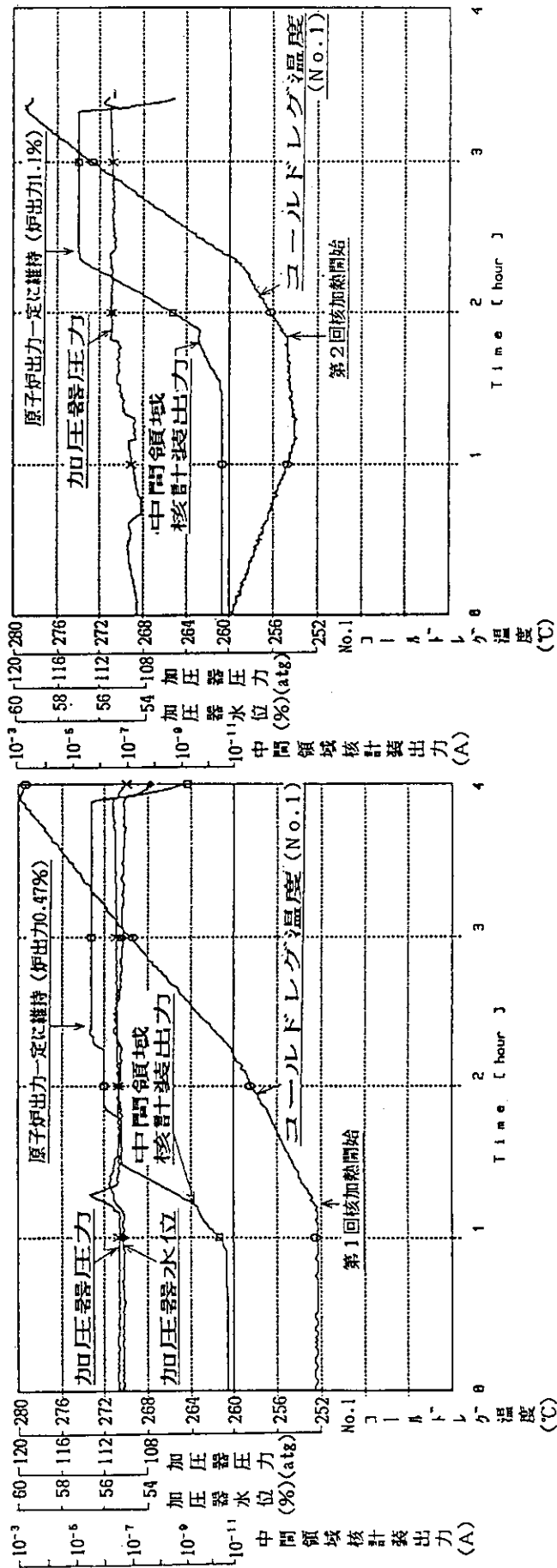


図3.1.1 核計装校正試験結果 (温度上昇率測定法)

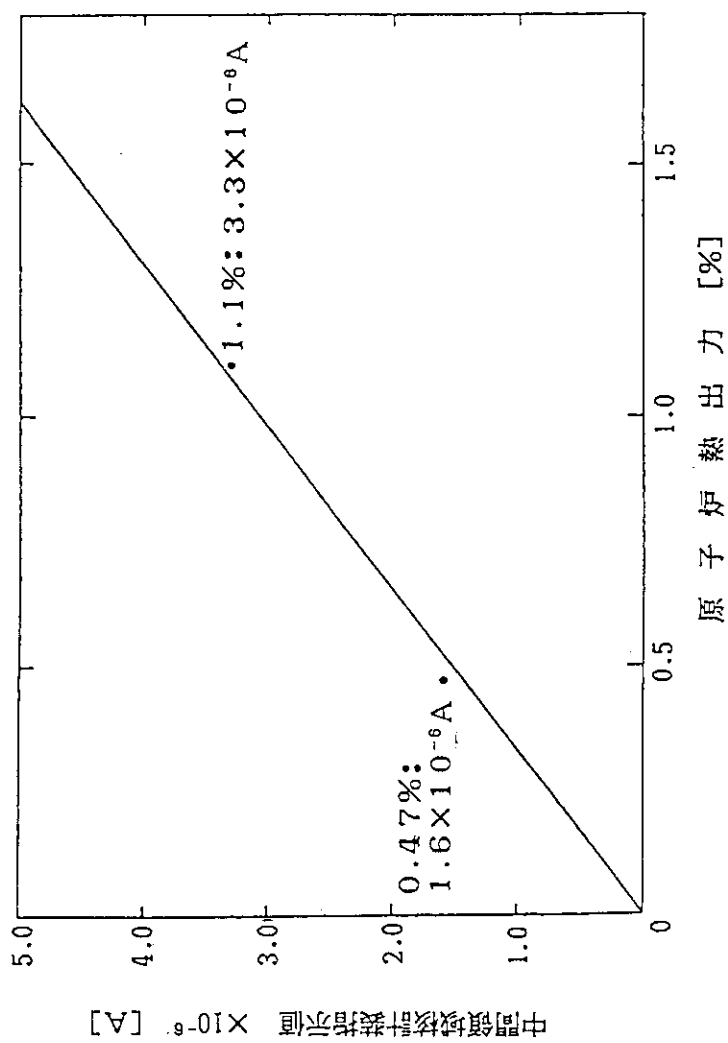


図3.1.2 中間領域核計装出力と原子炉熱出力の関係 (温度上昇率測定法)

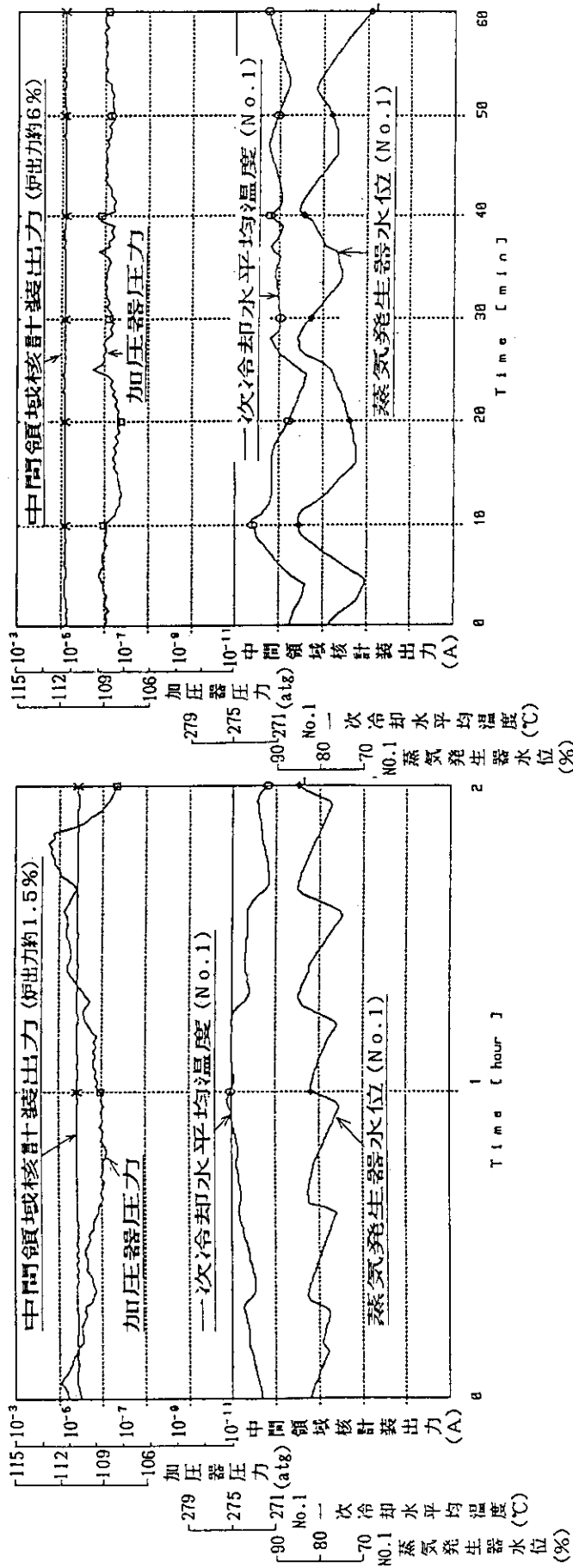
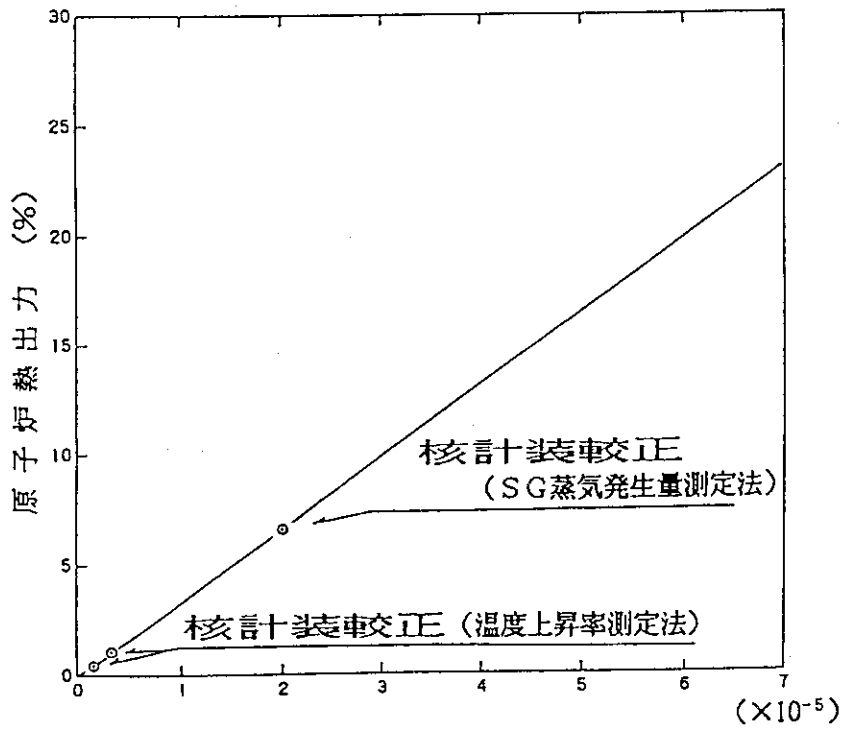


図3.2.1 低出力運転試験結果



NI-4, NI-5 中間領域核計装出力 (A)

図3.3.1 中間領域核計装出力と原子炉熱出力の関係

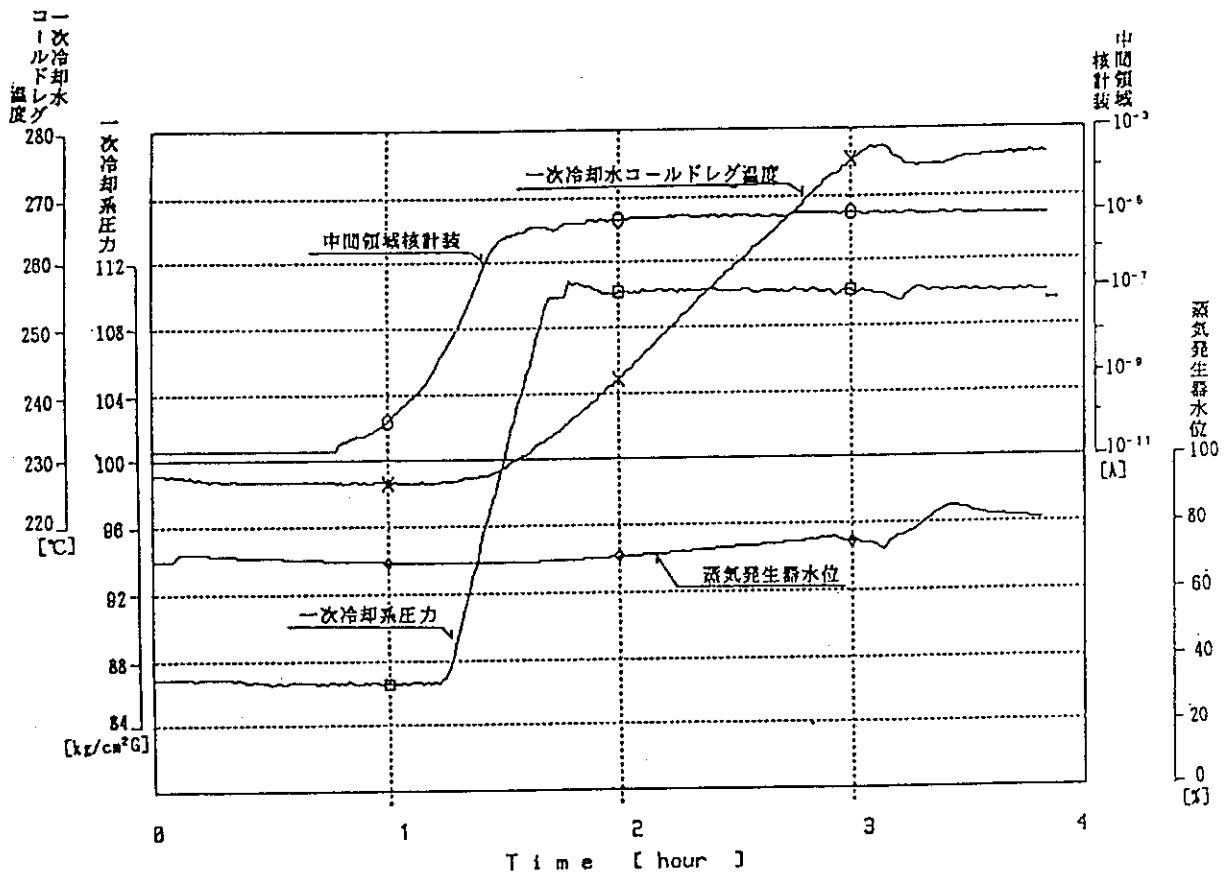


図3.4.1 核加熱試験結果

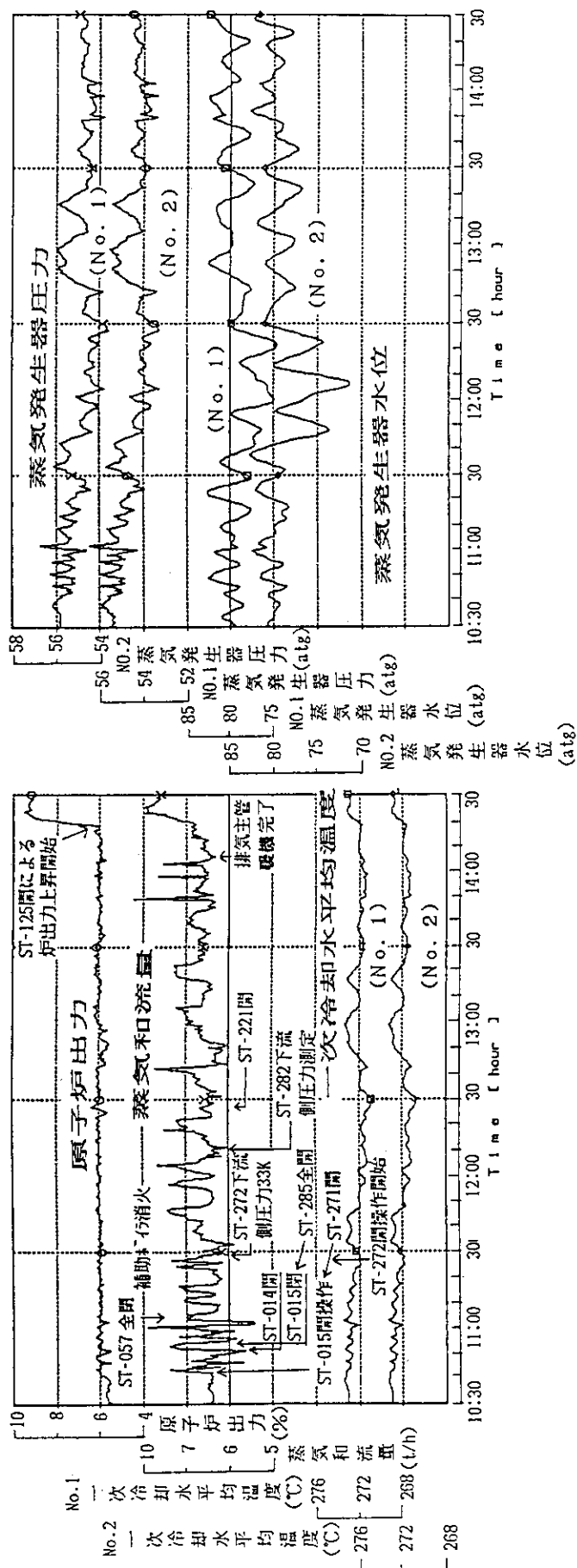


図3.5.3 主給水系駆動試験結果 (二次系への原子炉蒸気通気) (1/2)

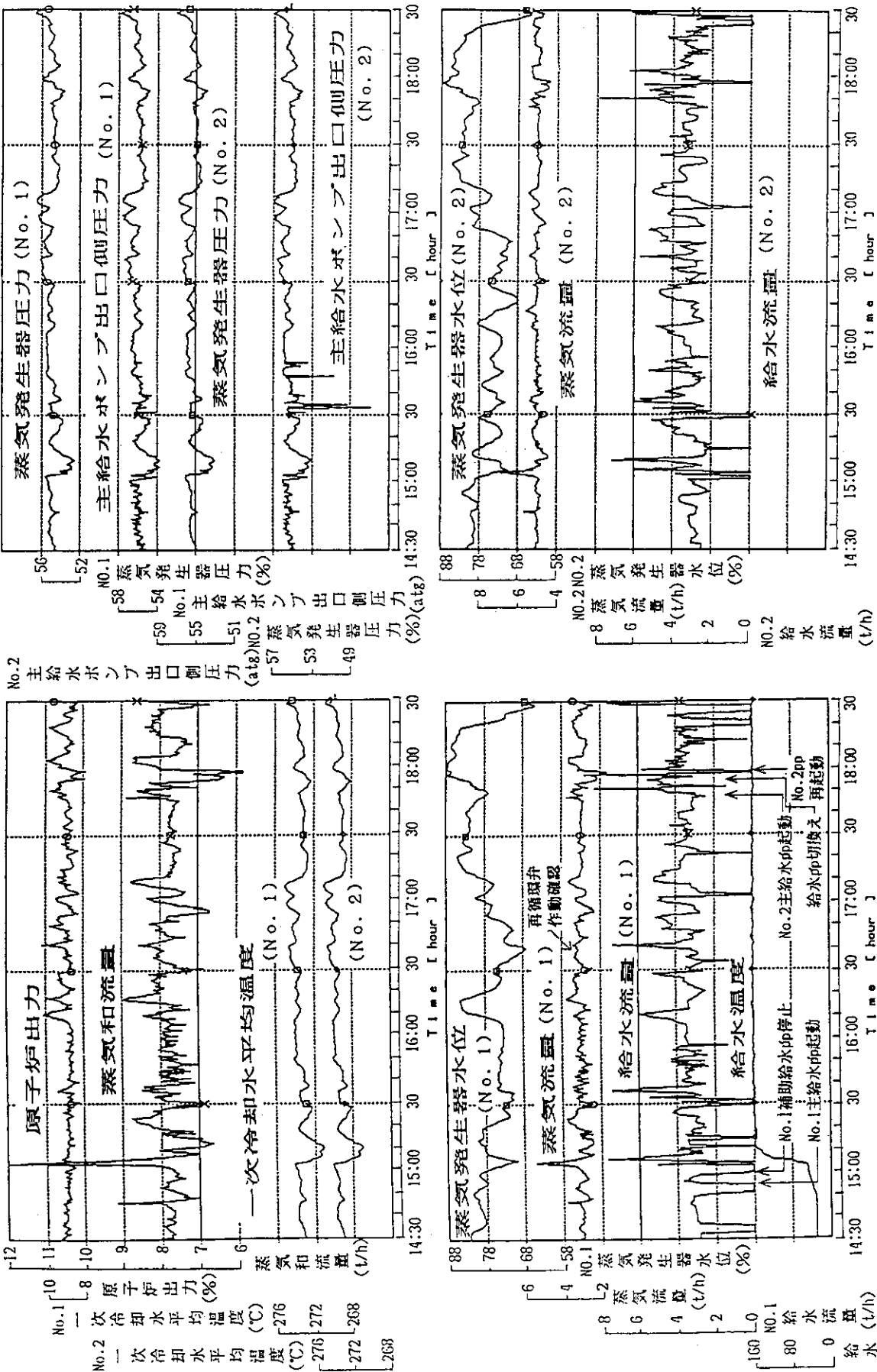
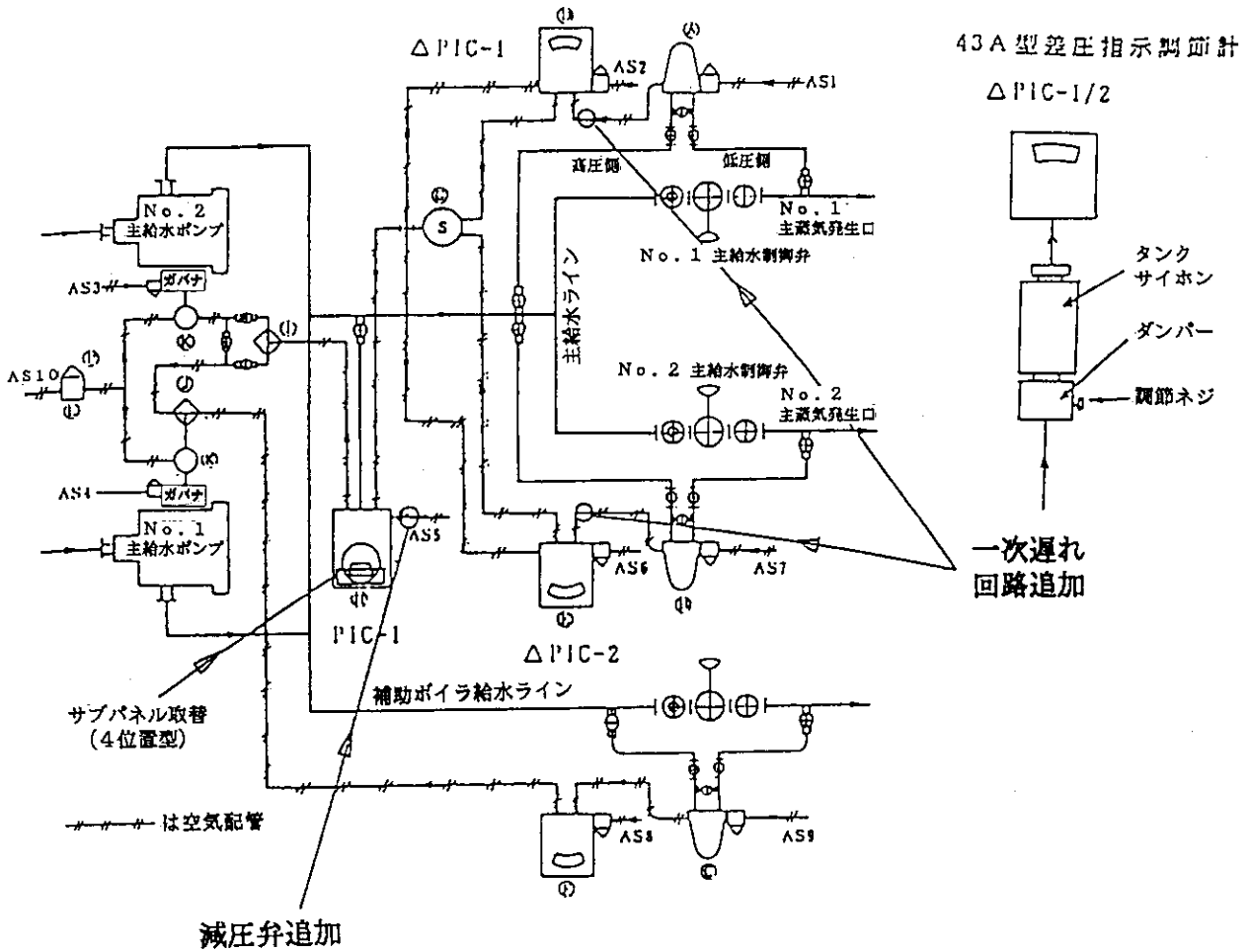
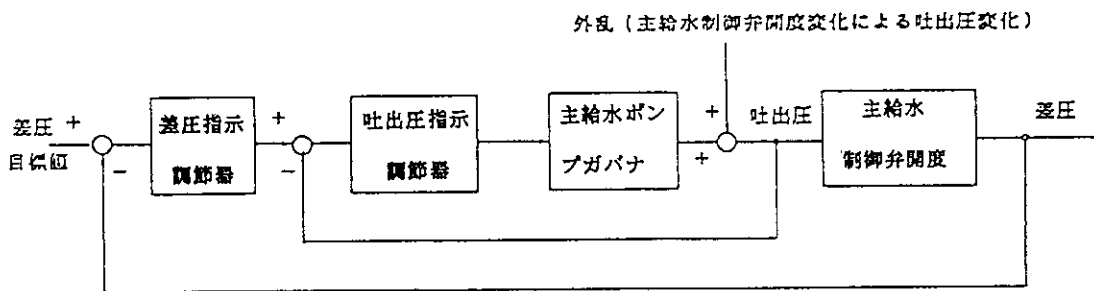


図 3.5.3 主給水系駆動試験結果 (二次系への原子炉蒸気通気) (2 / 2)



- Ⓐ 差圧伝送器
- Ⓑ " (ΔPIC-2)
- Ⓒ " (ΔPIC-1)
- Ⓓ 43A型差圧指示調節計
- Ⓔ 40型吐出圧指示調節計
- Ⓚ " (ΔPIC-2)
- Ⓛ " (ΔPIC-1)
- ① 空気用切換コック
- ② " (ΔPIC-2)
- ③ ハイセレクタ
- ④ エアロック装置
- ⑤ エアロック装置空気減圧弁



主給水ポンプ差圧一定制御系ブロックダイアグラム

図3.5.4 主給水ポンプ差圧一定制御系統説明図

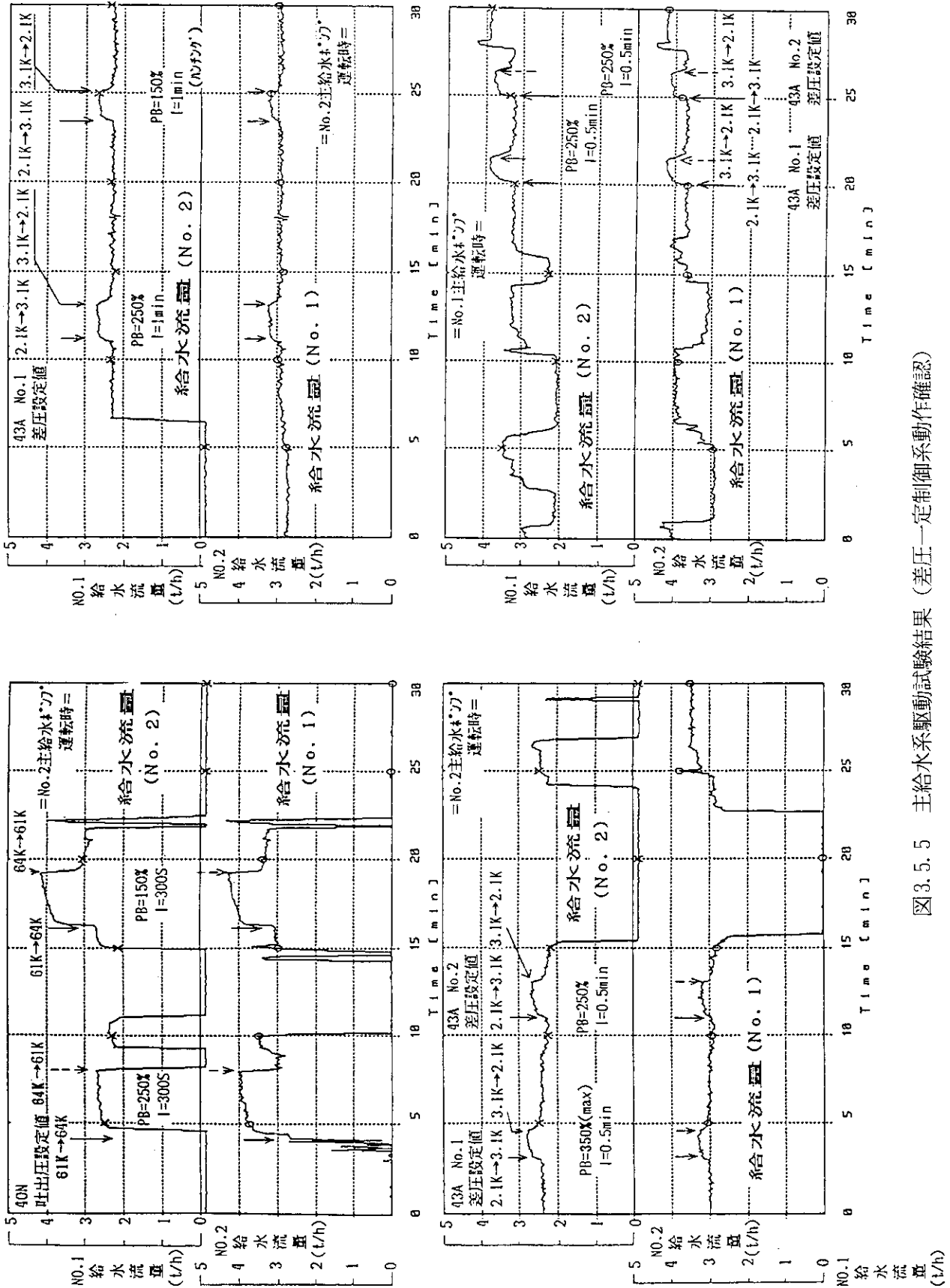


図3.5.5 主給水系駆動試験結果 (差圧一定制御系動作確認)

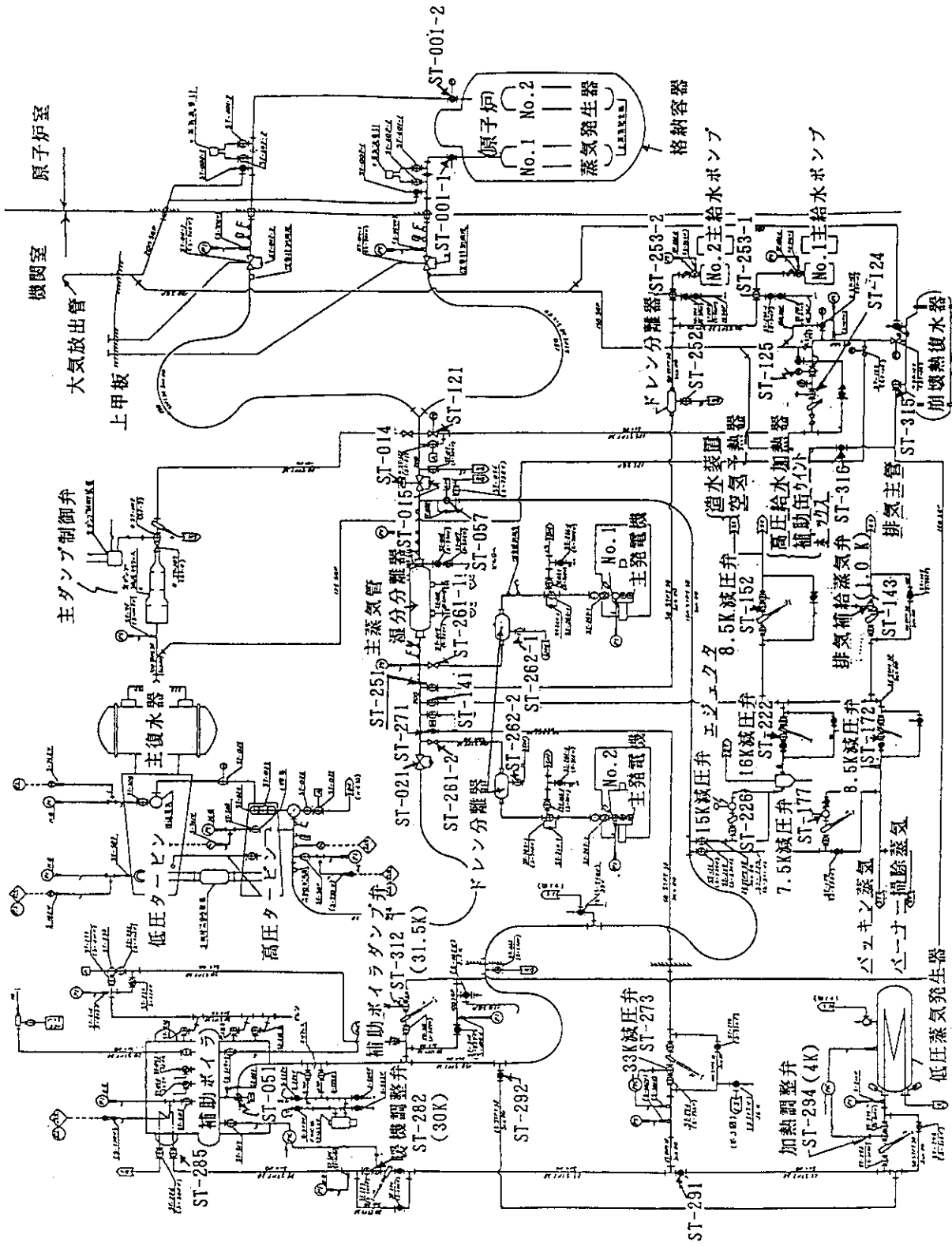


図 3.8.1 補助蒸気切替試験二次系蒸気ライン説明図

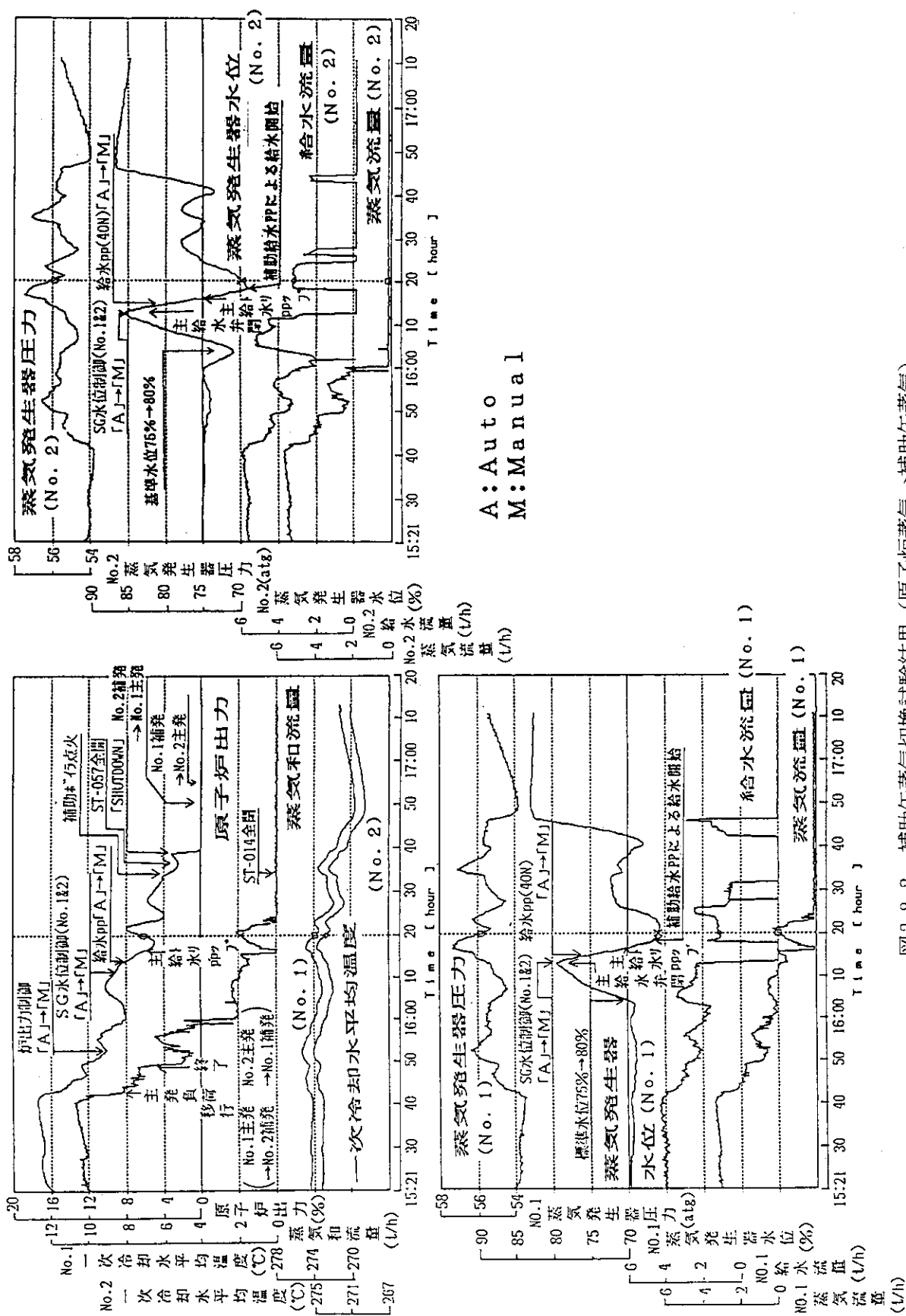


図3.8.2 補助缶蒸気切換試験結果 (原子炉蒸気→補助缶蒸気)

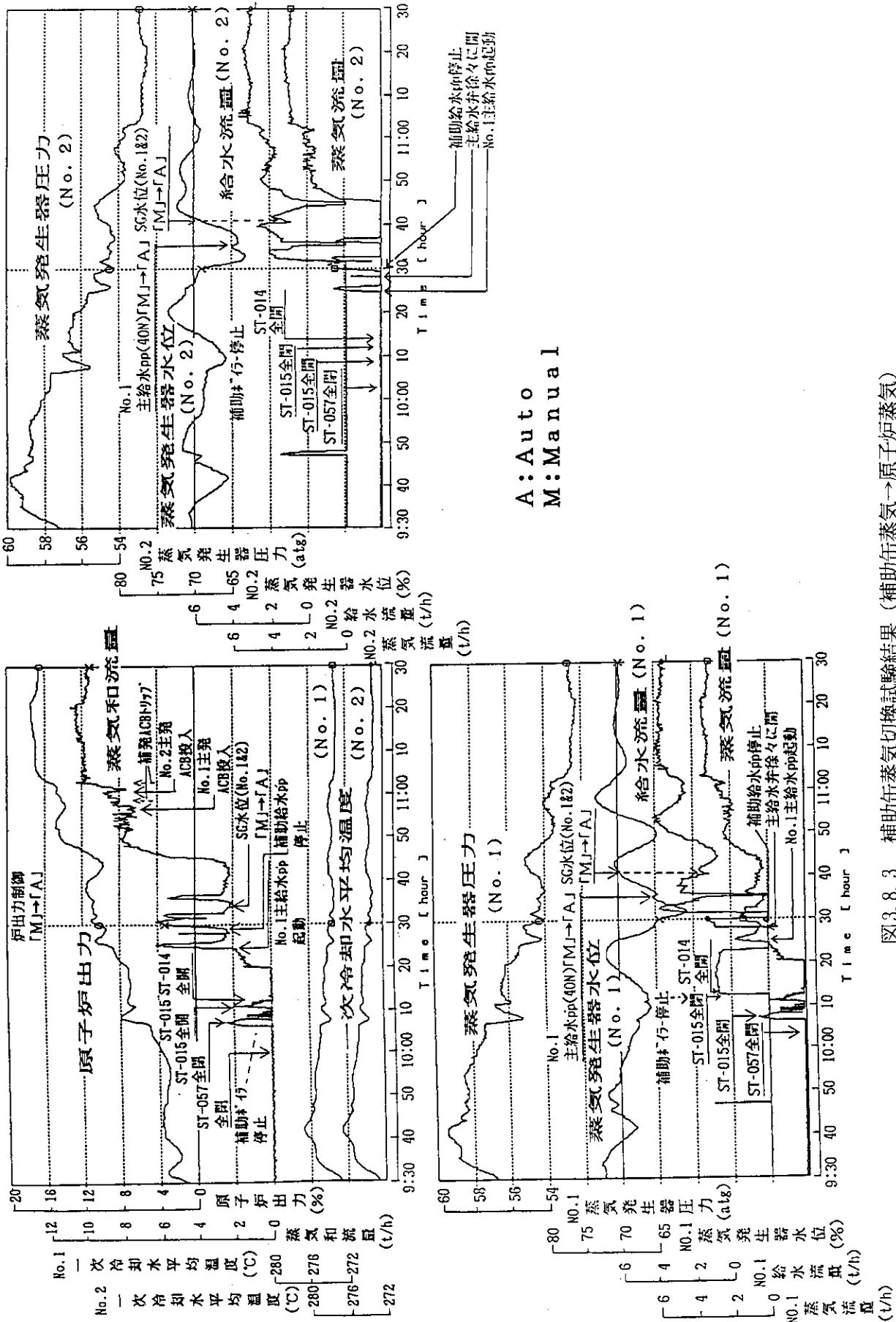


図 3.8.3 補助缶蒸気切換試験結果 (補助缶蒸気→原子炉蒸気)

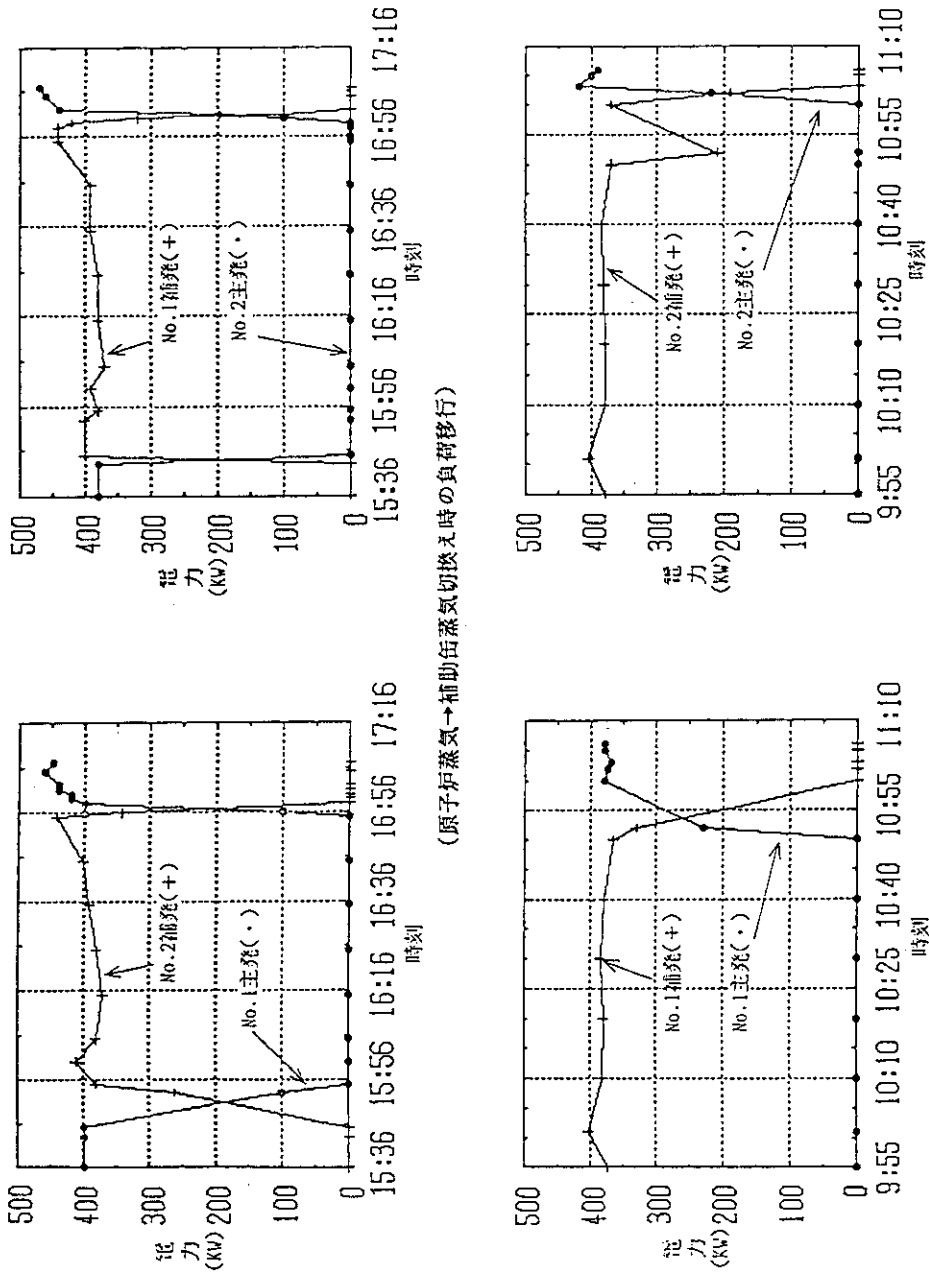


図3.8.4 補助缶蒸気切換えに伴う負荷移行

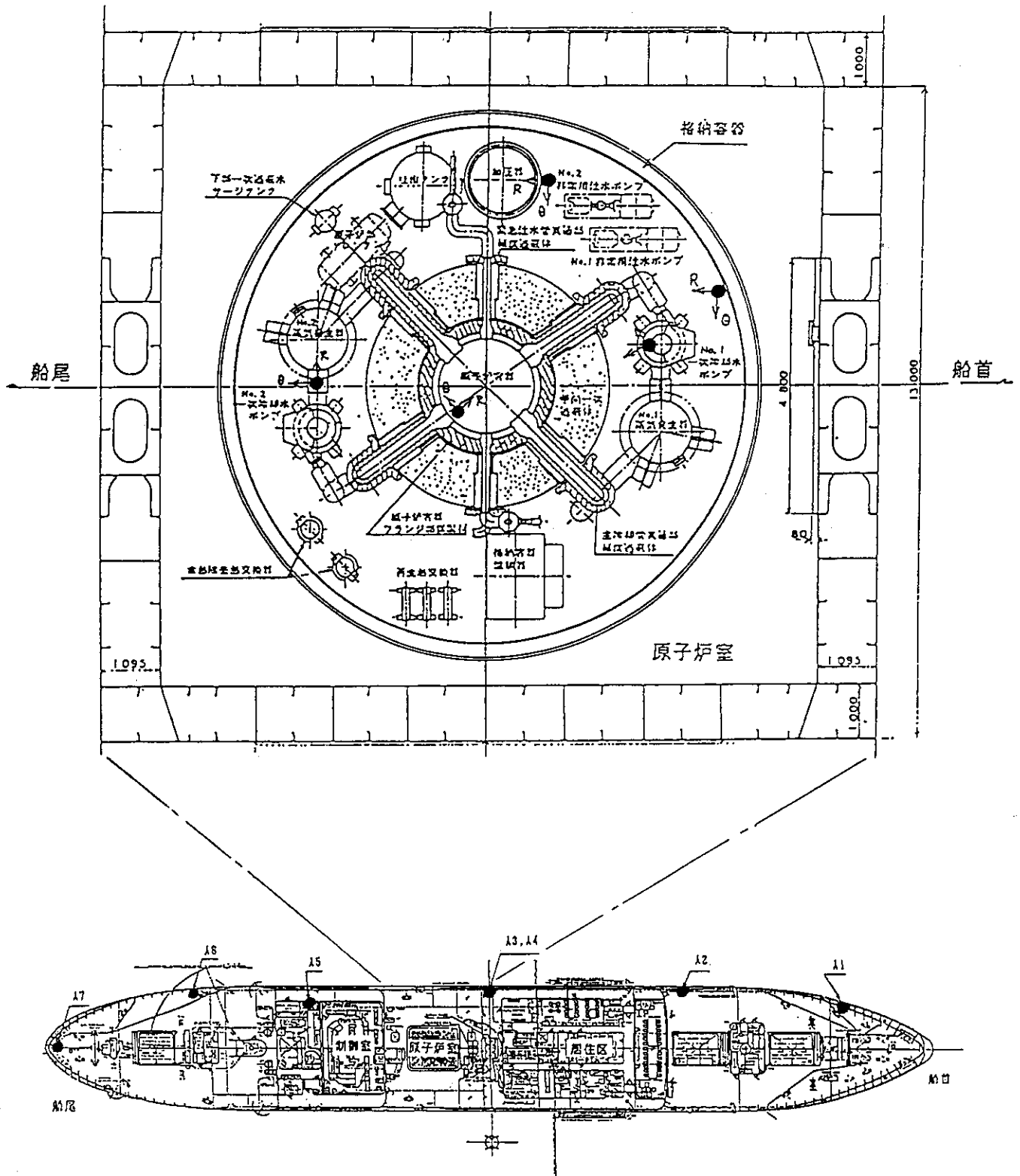


図3.13.1 主な振動計測点

加速度ピックアップ

A 3 : 左右方向加速度
他は上下方向加速度

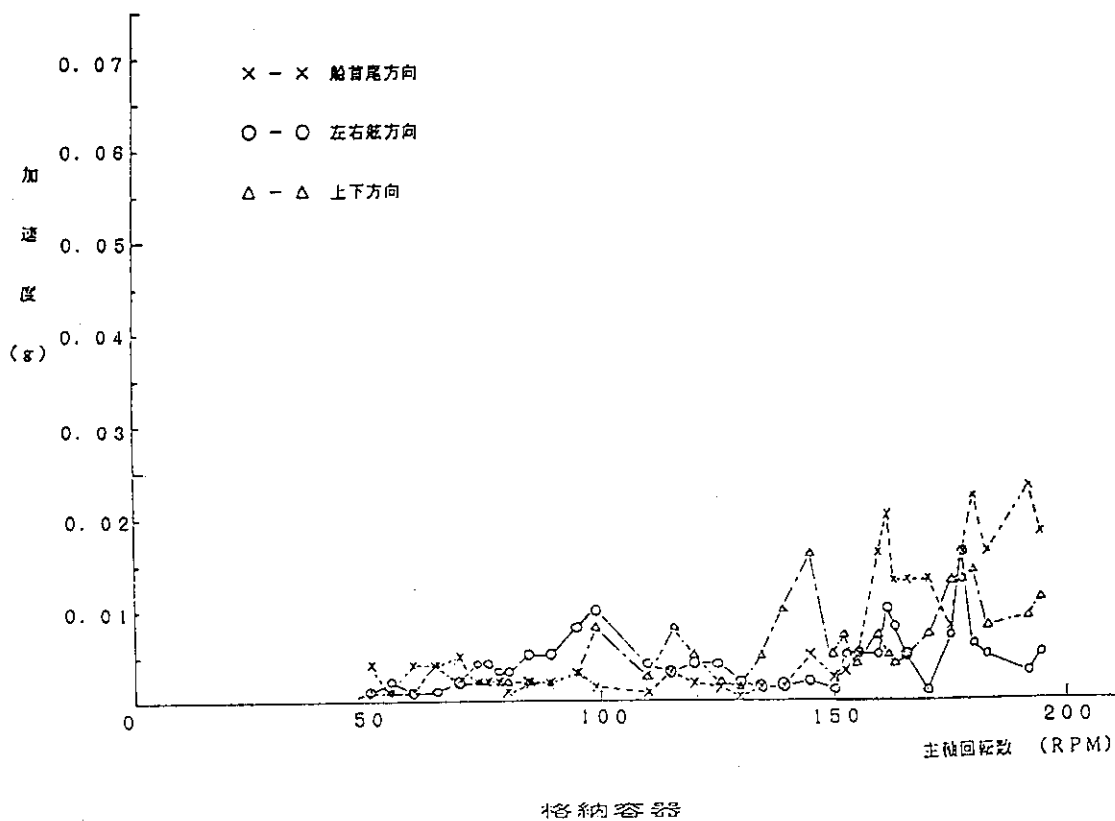
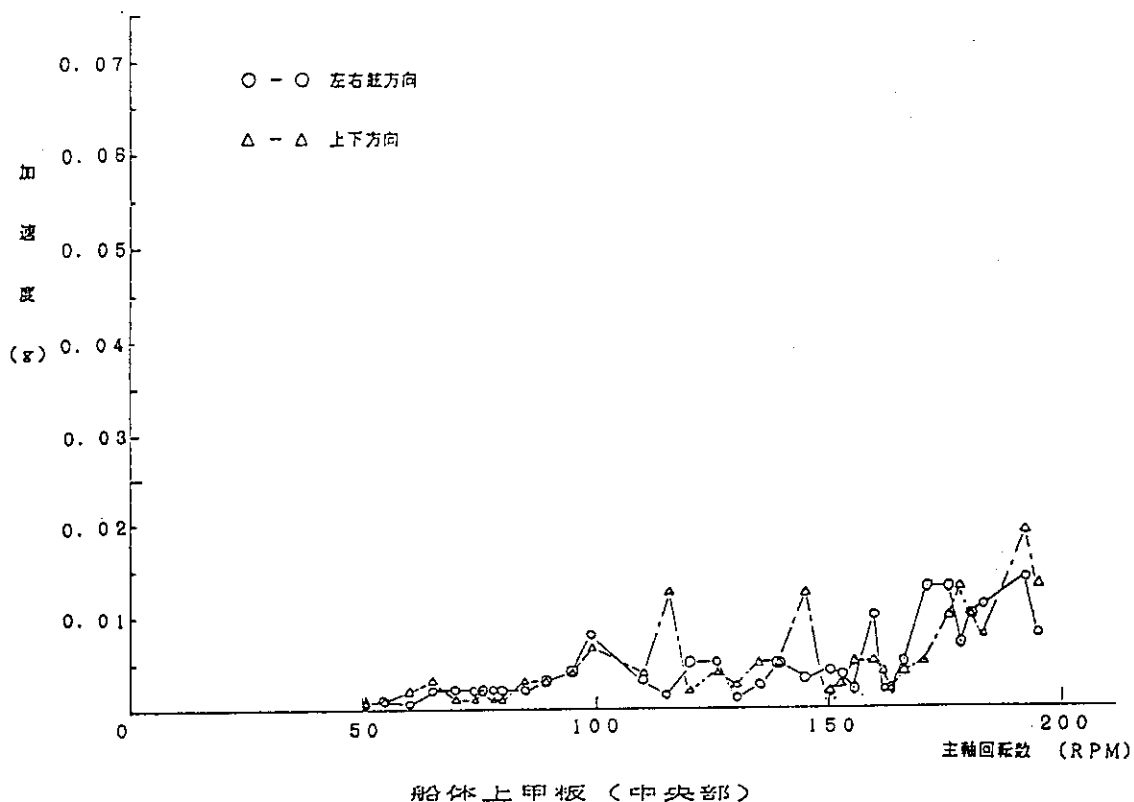


図3.13.2 振動計測結果 (1/3)

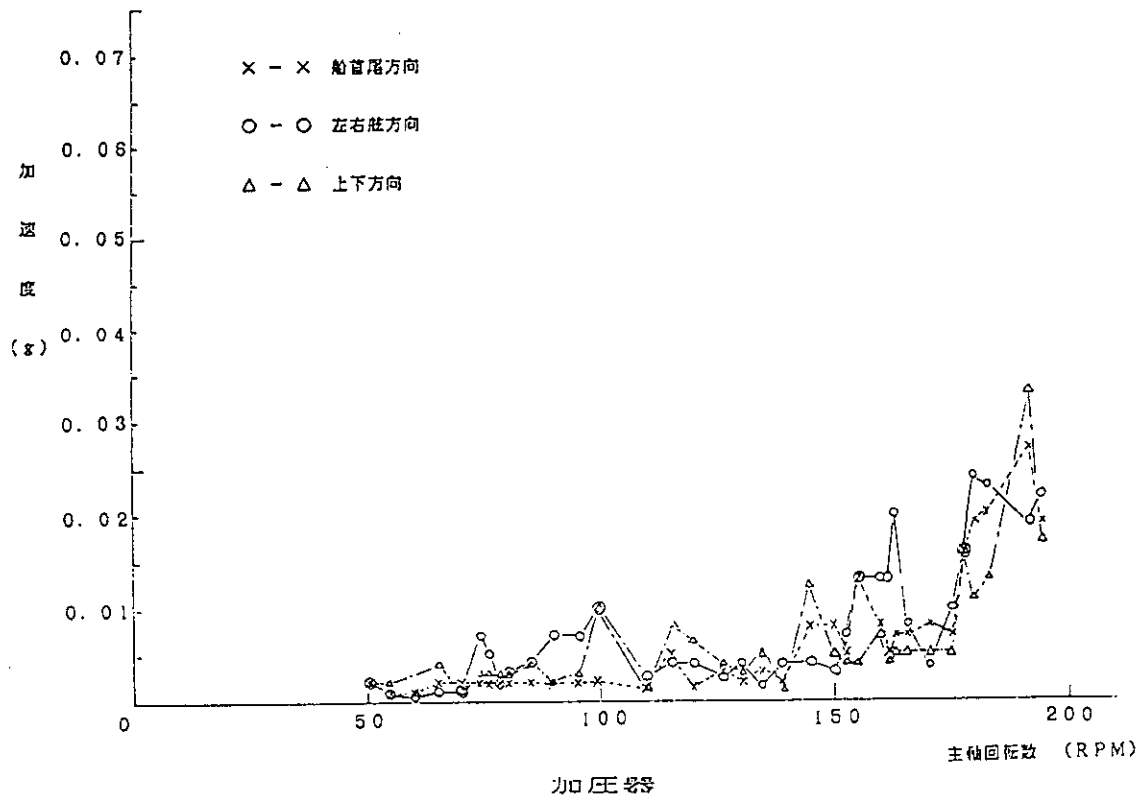
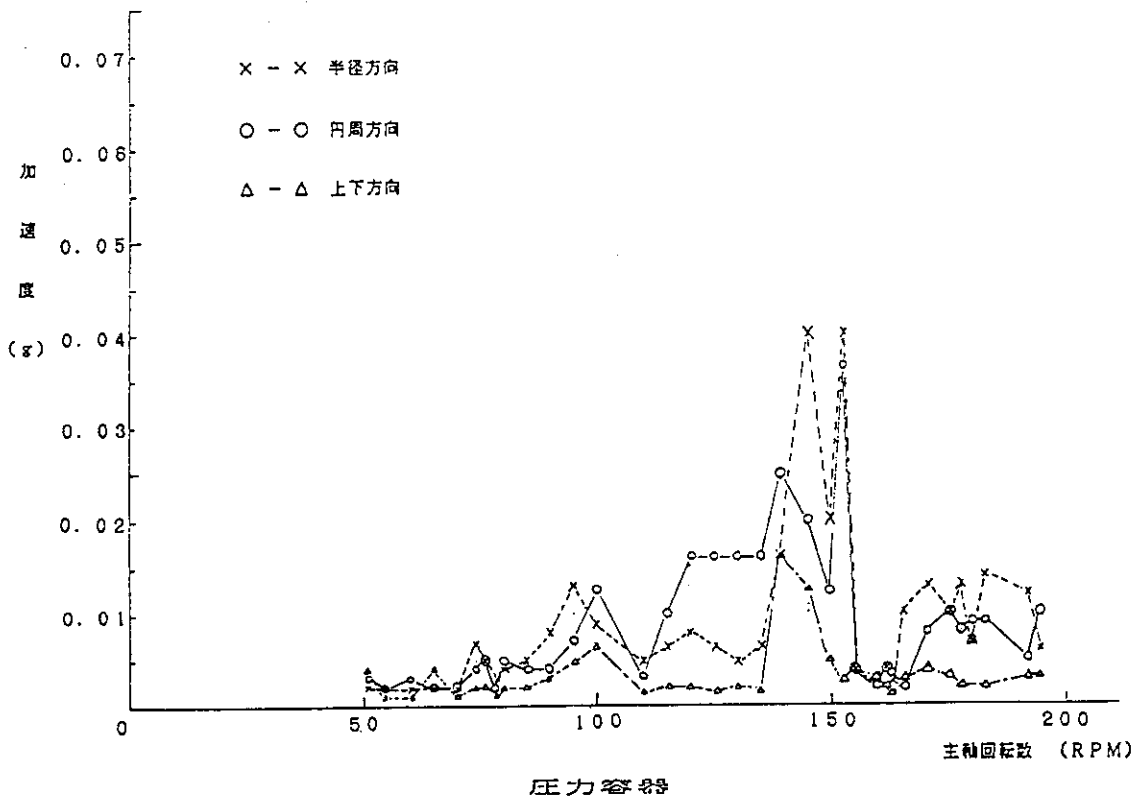


図3.13.2 振動計測結果 (2/3)

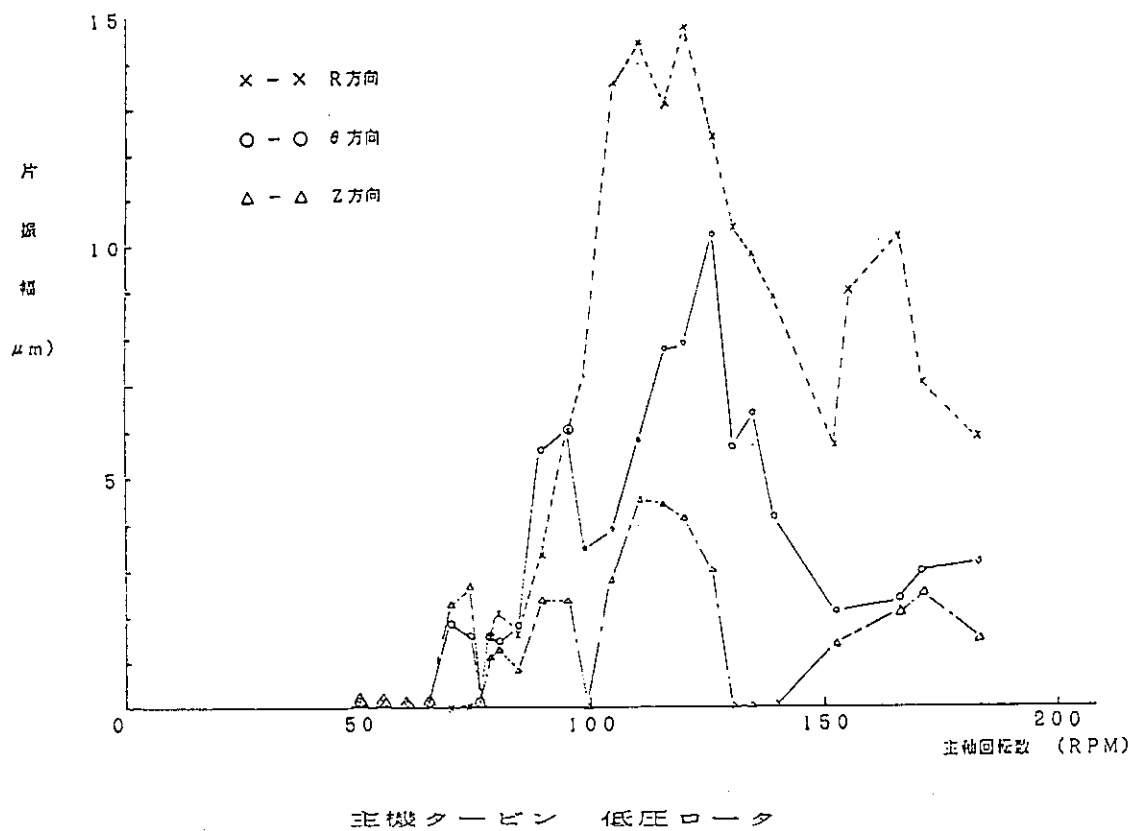
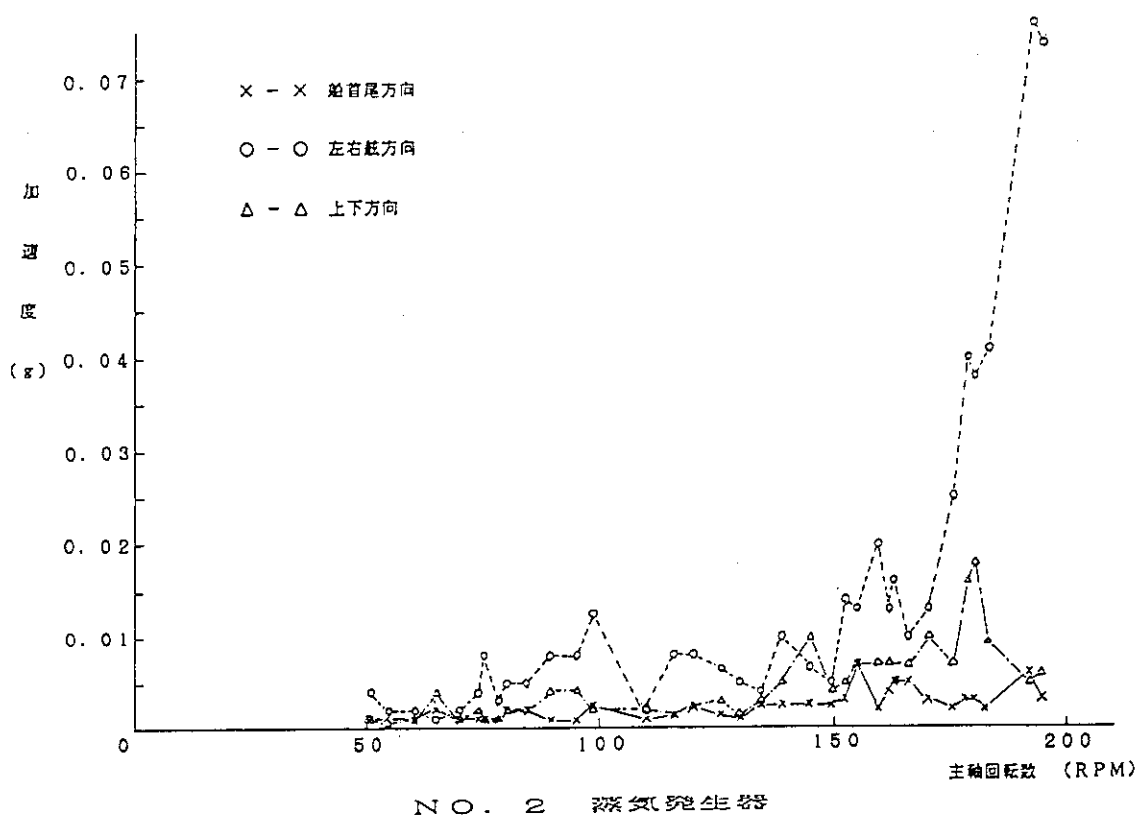


図3.13.2 振動計測結果 (3/3)

4. プラント動特性試験

以下にプラント動特性試験について述べる。これらの大部分は使用前検査として行ったものであり、各試験に共通的な判定基準は以下の通りである。

- 原子炉はスクラムしないこと、
- 加圧器逃がし弁が作動しないこと、
- 主蒸気安全弁が作動しないこと、
- プラントの諸変量（炉出力、一次冷却水温度、加圧器圧力及び蒸気発生器水位）が整定すること、
- 原子炉出力制御系、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び蒸気発生器給水制御系が手動調整することなく安定しすること。

4. 1 蒸気発生器給水制御系動作確認試験（phase I、II、III及びIV）

（基底負荷、約50%出力、約70%出力及び約90%出力）

（1）目的

基底負荷運転状態において、蒸気発生器給水制御系応答特性に対する制御定数の影響を確認し、最適定数を定める。また、約50%、約70%及び約90%の各出力において、この制御系の正常動作を確認する。なお、応答特性が十分でない場合には、制御定数の変更を行う。

（2）試験結果

基底負荷運転状態において、蒸気発生器給水制御系を手動から自動に切替えることにより、蒸気発生器への給水が自動制御により安定的に行われることを確認した。次に、この制御系の制御定数である水位制御器のゲイン及び積分時間並びに流量制御器の積分時間をパラメータとして、蒸気発生器基準水位の設定値を75%から70%へ変化させた場合、及び70%から75%へ変化させた場合の蒸気発生器水位の応答を測定した。試験結果の一部を図4.1.1に示す。いずれの場合も系の応答に発散等の異常は認められず、また水位変化の行過ぎ量は3%～4%程度、水位の整定時間（目標水位に対し±2%以内に整定するまでの時間）は15分（制御系定数を設計値とした場合）～11分（同定数調整後）であった。

各制御定数の蒸気発生器水位に対する効果は、水位制御器のゲインの値については、0.75（設計値）とした場合と比較して、1.0とした場合は大きな差は認められず、0.6とした場合は水位の変動幅は若干小さくなるものの、応答が遅れ整定

時間が大きくなる傾向が認められた。また、水位制御器の積分時間については、100秒（設計値）とした場合と比較して、120秒、150秒と大きな値に設定した場合程水位の応答は緩やかとなり、変動幅及び整定時間も小さくなる傾向が認められた。さらに流量制御系の積分時間については、20秒（設計値）とした場合と比較して50秒とした場合には、水位変動幅が若干大きくなるとともに応答も遅れるという結果を得た。

以上の結果から、水位制御器のゲイン及び流量制御器の積分時間についてはそれぞれ設計値である0.75及び20秒、水位制御器の積分時間については変動幅の大小の観点から150秒を最適値として選定し、これら制御器の設定ダイヤルによりセットした。

次に、原子炉が約50%、約70%及び約90%の各出力で自動運転され、主機回転数フィードバック制御を使用しない状態で、蒸気発生器基準水位の設定値を70%から75%へ変化させた場合及び75%から70%へ変化させた場合（いずれもN0.1及びN0.2蒸気発生器の同時変更）について、蒸気発生器水位の応答を測定した。図4.1.2～図4.1.4に結果を示す。いずれの出力においても、蒸気発生器基準水位の変化に対して給水制御系が正常に作動することから、N0.1及びN0.2の蒸気発生器の水位は迅速かつ安定な応答を示すことを確認した。即ち、基準水位を70%から75%に変更した場合、蒸気発生器水位は約7分前後で約78%（目標水位に対し約3%オーバーシュート）に達した後、10分過ぎにはほぼ目標水位±2%以内に入り整定した。この水位変化は基準水位を下げた場合も目標水位に対し同様の傾向を示し、また、出力の高い程わずかではあるが穏やかとなる傾向が認められた。

また、主機操縦レバーを操作し負荷を原子炉出力5%相当量増減させた場合について、上記と同様にプラント応答を測定した。その結果、原子炉出力約50%、約70%及び約90%でのプラント応答に大きな差はなく且つ過渡変化も軽微であり、原子炉出力、一次冷却水温度及び蒸気発生器水位等が速やかに整定することを確認した。即ち、給水流量の蒸気流量変化に対する追随性は良く、蒸気発生器水位の変動は1%～2%程度であった。さらに、原子炉出力は、一次冷却水温度変化（約1℃）による反応度補償のみで、制御棒が作動することなく負荷に見合った出力で落ち着き、加圧器圧力及び加圧器水位の変化も軽微であった。

(3) 試験結果の検討・評価

基底負荷運転状態において、基準水位変更に対する給水制御系応答特性を計測することにより最適な制御定数を決定した。この制御定数のもとに、基底負荷及び約50%出力～約90%出力において、給水制御系は基準水位及び負荷の小変動

に対して速やかに応答し、原子炉プラントは安定に落ち着くことを確認した。特に、主給水制御弁の流量特性の影響を大きく受ける水位制御器のゲインについても、基底負荷から高出力までの広い出力範囲において現設定値（0.75）により良好な応答特性が得られ、設計の妥当性を確認した。なお、約50%出力以上での応答特性は、基底負荷運転状態のそれと比較して、蒸気発生器水位はより速やかに整定する傾向を示した。これは、主給水制御弁等の特性が高出力に対して良好な範囲にあるためと考えられる。

4.2 原子炉自動制御系動作確認試験（phase I、II、III及びIV）

（基底負荷、約50%出力、約70%出力及び約90%出力）

（1）目的

基底負荷運転状態において、原子炉（出力）自動制御系応答特性に対する制御定数の影響を確認し、最適の定数を定める。また、約50%、70%及び90%の各出力において、当該制御系の正常動作を確認する。なお、この場合に応答特性が十分でない場合には制御定数の変更を行う。

（2）試験結果

基底負荷運転状態において、原子炉自動制御系を手動から自動に切換えて、原子炉出力の制御が炉出力自動制御により安定的に行われることを確認した。次に、当該制御系の制御定数である(n-WS)及びTAVG各補償回路のゲインをパラメータとして、一次冷却水平均温度に対する基準温度を2℃増減させた場合の、原子炉出力、一次冷却水平均温度等の応答を計測した。なお、基準温度の変更は、まず基準温度を一次冷却水平均温度に一致させて炉出力制御系への偏差を0℃とした後に行った。

試験結果を図4.2.1に示す。上記各ゲインの値が設計値（0.3）である場合、基準温度の変更とともに炉出力制御系が作動して制御棒（1本）の挿入（引抜き）が起こることから炉出力は減少（増加）し、一次冷却水平均温度も速やかに低下（増加）して約3分でほぼ整定した（初期温度からの変化量約1.5℃）。一次冷却水平均温度が基準温度に接近して制御棒が停止するとともに、一次冷却水温度の低下（増加）して正（負）の反応度フィードバックが働くことにより、原子炉出力は上昇（減少）に転じて約10分後にはほぼ初期出力で整定した。このときの炉出力の変動幅は約3.5%であった。一次冷却水温度が変化して二次側圧力が変わることにより、蒸気流量は初期に若干減少（増加）する傾向を示したが、すぐに基底負荷での所要蒸気流量に戻った。その他のパラメータには大きな変化は認め

られず、系は速やかに整定した。

次に、TAVG補償回路のゲインを設計値の10から8に変更した場合、系の応答は上記とほとんど変わらなかった。(n-WS)補償回路のゲインについては、設計値の0.3と比較するための0.25及び0.4とした場合について試験を行った。その結果、ゲインを0.25とした場合は系の応答に大きな差は見られなかった。0.4とした場合は炉出力制御系の働きにより制御棒の移動がより小さくなるため、炉出力及び一次冷却水平均温度の変化幅もより小さくなる（それぞれ約3%及び約1.2℃）が、整定時間についてはほぼ同じであることを確認した。また、基準温度を2℃上げた場合に、ゲインを0.4とした場合は、制御棒の引抜きが2回に分かれて行われる結果となった。以上の結果を基に、炉出力制御系の制御定数は設計値の通りとすることとした。

原子炉が約50%、約70%及び約90%の各出力で自動運転され、主機回転数フィードバックスイッチがOFFとされている状態で、一次冷却水平均温度に対する基準温度を2℃増減させた場合について、上記と同様に原子炉出力、一次冷却水平均温度等の応答を計測した。

試験結果を図4.2.2及び図4.2.3に示す。いずれの出力においても、基準温度の変更に対して、炉出力制御系が作動して原子炉出力、一次冷却水平均温度は速やかに追従して変化し、いずれも5分過ぎにはほぼ整定することを確認した。

一次冷却水平均温度の変化量は約1.2℃（50%出力の場合）～約1.5℃（90%出力の場合）で基底負荷での結果とほぼ同等であった。原子炉出力についても変動幅では3～4%と基底負荷と同程度の結果となったが、制御棒の挿入（引抜き）が段階的に起こることにより初期の変化に振動が発生した点及び整定出力が初期出力に対して約1%（50%出力の場合）～約2%（90%出力の場合）低め（高め）となった点において、基底負荷での応答と異なる結果となった。これは、主機運転状態においては、基底負荷状態での負荷（蒸気流量）一定運転と異なり、蒸気流量は一次冷却水平均温度に依存して変わるので、炉出力制御系の(n-WS)補償回路の偏差信号が制御棒を段階的に駆動させ、また、二次側負荷も一次冷却水平均温度とのバランスで決まる状態で落ち着くことによる。なお、90%出力において、整定出力と初期出力との差等、系の変化が大きめとなっているが、これは、この時の基準温度変更が比較的ゆっくり行われたことによる影響と考えられる。

以上の結果より、高出力状態においても、炉出力制御系の制御定数は設計値のとおりで十分な応答特性が得られることを確認した。

(3) 試験結果の検討・評価

基底負荷運転状態及び約50%出力～約90%出力運転状態において、一次冷却水平均温度の基準温度変更に対し自動制御用の制御棒が速やかに動作することから、一次冷却水平均温度は速やかに変化してほぼ目標温度で整定すること及び炉出力等主要プラントパラメータも迅速且つ安定に整定することを確認した。このことから、当該制御系の制御定数は設計値のとおりで良好な応答特性が得られることを確認した。

4.3 負荷変動試験 (phase I、II、III、IV及びV)

(基底負荷、約50%出力、約70%出力、約90%出力及び約100%出力)

(1) 目的

基底負荷運転状態、約50%、70%、90%及び100%の各出力状態において原子炉が自動制御系で安定に運転されている場合の負荷変動時のプラント応答特性を確認する。基底負荷(岸壁)時では、崩壊熱ダンプ流量調節弁あるいは崩壊熱ダンプ遮断弁の開閉操作により6%炉出力相当のステップ状、ランプ状、あるいは繰返しの負荷変動を、主機運転(洋上)での高出力域では主機操縦レバーの操作により10%炉出力相当のステップ状、ランプ状あるいは繰返しの負荷変動をプラントに与える。これらの負荷変動に対するプラントの応答動作を調べることによって、原子炉自動制御系が良好に追従し、原子炉自動運転が安定かつ安全に行えることを確認する。

(2) 試験結果

上記各出力段階のうち、約90%出力運転状態(主機は無抽気運転、主機回転数フィードバック制御は使用しない状態)を例にとって説明する。炉出力約90%においては、主機操縦レバーを操作し、主機蒸気入口制御弁を開閉して、蒸気負荷が原子炉出力10%に相当する量だけランプ状に増減させた。また平均負荷を約85%としつつ周期約20秒で3分間だけ片振幅で原子炉出力5%相当量の繰返し変動させた。これらの負荷変動に対して炉出力、一次冷却水平均温度、蒸気発生器水位等のプラント諸変量の応答を測定した。

試験結果を図4.3.1及び図4.3.2に示す。負荷のランプ状減少(増加)に対しては、原子炉出力は一次冷却水温度の変化及び原子炉出力自動制御棒の動作により安定的に追従し、約10分後には整定した。一次冷却水平均温度は、蒸気と流量の減少(増加)とともに約1℃上昇(下降)し、約3分で整定した。加圧器水位は蒸気と流量の減少(増加)とともに約1%上昇(下降)し、約3分で整定した。加

圧器圧力は、初期値から変わらずほぼ $110\text{kg}/\text{cm}^2$ 一定に保たれた。また、蒸気発生器水位は蒸気流量の減少（増加）とともに一旦、2～3%下降（上昇）した後、上昇（下降）し、約20分で初期水位に整定した。

負荷の繰返し変動に対しては、蒸気流量の変動に応じて炉出力も変動した（変動幅約1%）が時間平均値は、ほぼ一定であった。そのため、一次冷却水平均温度はほぼ一定であった。自動制御用制御棒は試験開始直後わずか動いたのみであった。蒸気流量の変動に応じて蒸気発生器給水流量が追従するので蒸気発生器水位はほぼ一定であった。

90%炉出力以外での負荷変動試験においても、プラント挙動は大差なく、また最大出力である100%炉出力においても、プラントパラメータの過渡変化幅及び整定時間は、90%炉出力時とほぼ同等であった。

(3) 試験結果の検討・評価

「むつ」原子炉は、小負荷変動に対してプラントパラメータが発散することなく、良好な負荷追従性を持っていることを確認した。

「むつ」原子炉の減速材温度係数が大きな絶対値の負値(約 $-55\text{pcm}/^\circ\text{C}$)となっているので、蒸気流量の小負荷変動に対しては制御棒はほとんど動作せず、原子炉出力は一次冷却水温度変化による反応度フィードバックにより変化し、負荷変動に追従している。また、どの出力状態においても、各自動制御系が負荷変動に対し良好に追従することを確認した。

ここで、本実験の「10%負荷変動（ステップ状、ランプ状）」は、船内負荷変動を考慮したものである。すなわち、主発電機用蒸気タービンの蒸気流量が1基で定格流量の約10%であり、同タービンが停止した場合に約10%の負荷減少となる（同タービンを運転した場合には負荷増加となる）からである。

また、「繰返し負荷変動」は、主機タービンの波浪等の影響による負荷変動を考慮したものである。主軸回転数フィードバック制御を使用して波浪海域を航行した場合、主軸回転数の変動を抑えこれを一定にするため主機タービンの調整弁が開閉するので蒸気負荷が変動する。片振幅の負荷変動は5%は、有義波高約9 m という非常に厳しい波浪を想定し、この時片振幅約5%の負荷変動は炉出力相当の繰返し蒸気流量変動を受けると想定したことによる。

以上により、船内負荷変動及び波浪による主機タービンの変動に対しても、原子炉は安定に追従できることが示された。

4.4 原子炉スクラム試験 (phase I、Ⅲ、V：基底負荷、約70%出力及び約100%出力)

(1) 目的

原子炉をスクラムにより停止させた時、原子炉プラントが安全かつ安定に温態停止状態に移行することを確認する。

(2) 試験結果

基底負荷運転状態、炉出力約70%及び炉出力約100%において、手動スクラムにより原子炉を停止させた。図4.5.1に結果を示す。いずれの炉出力からのスクラムにおいても、手動スクラム釦を押すとスクラム信号が発信され、直ちに全制御棒が挿入された。非常給電指令装置が作動して照明灯等の非重要負荷が遮断され、2台の補助発電機及び1台の非常発電機が自動起動した。

スクラムから約15秒後に、スクラムシーケンスに従って一次冷却水ポンプが高速運転から低速運転に自動的に切り換わった。また、非常給電指令装置の作動により、2台の補助発電機のうち電圧が先に確立された補助発電機（基底負荷運転状態及び炉出力約70%からのスクラム時ではNo.2補助発電機、また炉出力約100%からのスクラム時ではNo.1補助発電機）が、スクラム後57秒に自動同期投入した。

その後、手動操作により2台の主発電機の負荷を補助発電機へ移行した後に、両主発電機をスクラムから約1分後にそれぞれ解列し、停止させた。また、主給水ポンプをスクラムから約4分後に停止させた。基底負荷運転状態及び炉出力約70%からのスクラム時では、一次冷却水温度は約260℃に低下していたので、一次冷却水ポンプ及び加圧器ヒータを熱源として一次冷却水を昇温させた。基底負荷からのスクラムの場合約2時間に272.5℃まで、炉出力70%からのスクラムの場合約1時間30分後に273.5℃まで上昇した。一方、炉出力約100%からのスクラム時には、一次冷却水温度が約253℃まで低下したが、本試験終了後に冷態停止状態とすることを予定していたので、一次冷却水温度を一次冷却水ポンプ及び加圧器ヒータを熱源とした定格運転状態（約273℃）までの昇温操作は実施せず、主蒸気元弁を閉止した後一次冷却水温度がほぼ一定となった時点で本試験終了とした。

炉出力約70%及び約100%からのスクラム時における炉出力等の主要パラメータの時間変化を図4.4.1及び図4.4.2に示す。以下、炉出力約100%からのスクラムについて述べる。

スクラムによって炉停止したのため、原子炉出力は急速に初期出力からほぼゼロまで低下した。また、加圧器圧力は約5kg/cm²低下した後初期の圧力まで回復し、一次冷却水平均温度は10分後に約20℃まで低下した後、一次冷却水ポンプ及び加圧器ヒータの加熱により上昇している。蒸気発生器の圧力はスクラム後一旦

約5kg/cm²まで上昇した後初期の圧力に戻り、その後一次冷却水温度の上昇につれて上昇している。蒸気発生器水位は約15%低下したのに続き初期圧力から約10%上昇した後、初期の水位に整定した。

以上より、基底負荷運転状態及び炉出力約100%出力からの手動スクラムでは炉停止及びスクラム後の自動作動機器が正常な自動作動シーケンスで作動すること及び主発電機から補助発電機への負荷移行操作も支障なく行われたことを確認した。なお、本試験では、スクラム後の崩壊熱が僅かで温度上昇が見られなかったため、崩壊熱除去系運転のための補助給水ポンプの運転の必要はなかった。

(3) 試験結果の検討・評価

基底負荷運転中、炉出力約70%及び炉出力約100%において、手動スクラム信号による炉停止をさせた。スクラム後の自動作動機器が正常な自動作動シーケンスで作動し、原子炉が安全かつ安定的に温態停止となることを確認した。また、主発電機から補助発電機への負荷移行操作も支障なく行われることを確認した。

4.5 主発1台トリップ試験 (phase I : 基底負荷)

(1) 目的

原子炉運転中に、2台並列運転中の主発電機（以下、主発という。）のうち1台がトリップした場合において、原子炉が安全に運転継続できることを確認する。

(2) 試験結果

基底負荷状態で運転中、並列運転中のN0.2主発の気中遮断器をトリップさせた。その結果、非常給電指令装置が作動し、非重要負荷遮断が自動的に行われ、同時に補助発電機（以下、補発という。）2台及び非常用発電機（以下、非発という。）1台の自動起動、補発1台の自動同期投入が支障なく行われた。その間、船内負荷は、N0.1主発のみでまかなわれた。

トリップ時の母線最大電圧変動は約7V、最大周波数変動は約1.7Hz程度に収まり、各制御計装の誤動作等は発生しなかった。また、その後の補発への手動負荷移行、選択遮断された非重要負荷の復旧作業が、滞りなく行われた。原子炉は負荷に追従して約5%低下したが、原子炉は安定に自動運転された。図4.5.1に結果を示す。一次冷却水平均温度は約1℃上昇した。蒸気流量、給水流量及び蒸気圧力のいずれのパラメータもオーバershoot又はアンダershootすることなく速やかに負荷変化に追従した。

(3) 試験結果の検討・評価

2台並列運転中の主発のうち1台がトリップした場合においても、原子炉は安定な運転を継続できることが確認された。また、補発2台が40秒以内（実際は約10秒）で電圧確立し、そのうちの1台が80秒以内（実際は約29秒）に自動同期投入され及び残りの1台の補発、非発も電圧確立し、後備電源となることを確認できた。

4.6 負荷増加試験（phaseⅡ及びⅢ：約50%出力及び約70%出力）

（1）目的

原子炉が基底負荷で自動運転され、主軸回転数フィードバック制御スイッチがOFFとなっている状態で、主機操縦レバーを速やかに操作し負荷を急速に増加させた場合に、原子炉がスクラムすることなく、自動制御系により、原子炉プラントが安全かつ安定に運転できることを確認する。

（2）試験結果

原子炉が基底負荷で自動運転され、主軸回転数フィードバック制御スイッチがOFFとなっている状態で、主機操縦レバーを速やかに操作し、原子炉出力約40%、約50%、約60%及び約70%相当量となるよう急速に負荷を増加させた場合の原子炉出力、一次冷却水平均温度、加圧器圧力、加圧器水位及び蒸気発生器水位の応答を測定した。このうち、約50%出力及び約70%出力への負荷増加について以下に述べる。試験結果を図4.6.1及び図4.6.2に示す。

蒸気流量は主機操縦レバーの操作とともに速やかに上昇した。約50%出力の場合は約8秒、約70%出力の場合約13秒でそれぞれ目標値に近いレベルに到達した。その後しばらくそのレベルで推移した後、約5分にそれぞれほぼ目標値まで上昇して整定した。この初期における負荷上昇率は約3.3%/秒で、設計値の2.4%/秒より若干大きめの値を示した（70%出力の場合、蒸気流量の上昇が段階的になっているのは、主機操縦弁の開度特性による）。一方、炉出力制御系によって制御棒が引抜かれ（最初2本駆動、その後1本駆動）、原子炉出力は最初急速に上昇した後、緩やかな増加となる。約50%出力の場合は約6分で、約70%出力の場合は約8分でほぼ目標値に到達したが、自動制御用制御棒が整定する時間はそれぞれ約9分及び約13分となった。一次冷却水平均温度は、負荷増加に伴う蒸気発生器での除熱増加により初期温度からそれぞれ約2.5℃及び約3℃低下したが、その後炉出力が増加することで若干回復して10分前後にはほぼ基準温度（273.5℃）で落ち着いた。なお、本試験では、負荷増加開始時の一次冷却水平均温度は約275℃（炉出力制御系の不感帯は1.2℃）と基準温度に対し高めであった。加圧器圧力に

についても、最初 $2\text{kg}/\text{cm}^2$ 程度低下したが数分で回復し初期の 110atg でほぼ落ち着いた。加圧器水位は、最初、一次冷却水温度が下がることにより低下した後、水位制御系によりそれぞれの出力に応じた基準水位で速やかに整定する傾向を示した。

蒸気発生器圧力は、負荷の急増により初期の約 54atg から、50%出力の場合約 47atg 、70%出力の場合約 44atg まで2~3分で低下し、以降その圧力で安定した。蒸気発生器水位は、この圧力急減効果により最初急速に上昇したが、水位制御系により給水流量が速やかに応答することにより、20分前後には基準水位の70%でほぼ落ち着いた。水位変動は、50%出力の場合最高で74%最低で69%、70%出力の場合最高で77%及び最低で68%となったが、いずれも警報レベル及びスクラムレベルに対しては十分余裕があった。

(3) 試験結果の検討・評価

炉心の燃料棒にとって、炉出力増加の幅と変化率の大きい方が厳しい条件となる。本試験の70%までの負荷増加試験が、出力上昇試験を通じて炉心にとって最も厳しい条件である。また、1次系や蒸気発生器2次側の圧力、温度等の変化にとっても厳しい条件の1つである。この場合でも、炉出力はオーバーシュートすることなく、また、スクラムすることなく、原子炉の炉出力自動制御系により、原子炉プラントが安全かつ安定に運転できることを確認した。

このような厳しい負荷増加の事態としては、実操船においては港内での緊急発進が想定される（大洋航行中は、そのような事態となる確率がより低い）。ここで、負荷増加上昇限度を70%としたのは、港内の全速前進（Full Ahead）に相当する炉出力であることによる。

なお、本試験では主機操縦弁の主軸回転数フィードバック制御を使用しない場合（F/B=OFF）である。これを使用した場合（F/B=ON）には、炉出力の増加幅がこれを使用しない場合（F/B=OFF）より大きくなる（70%以上になる）ことが明かである。しかし、出力上昇試験では後者の場合については実施していない。そのため、今後、実際の「むつ」操船においては、炉出力70%を超える急激な負荷増加を与える主機タービンの操作をしないことが、保安規定及び操作マニュアルに明記された。

4. 7 前後進切換試験（その1）（phase II、III、IV及びV）

（50%出力、約70%出力、約90%出力及び約100%出力）

(1) 目的

原子炉出力約50%、約70%、約90%及び約100%にて航行中、主軸回転数フィ

ードバック制御スイッチがOFFとされている状態で前後進切換及び後前進切換を行い、負荷の減少及びそれに続く増加を原子炉に与える。この時の応答動作から、原子炉が安全かつ、安定に運転できることを確認する。

(2) 試験結果

前後進切換試験は原子炉出力約50%、約70%、約90%及び約100%で実施した。原子炉出力約100%での前後進切換試験では、約100%出力運転状態（主軸は無抽気運転、主軸回転数フィードバックスイッチはOFF）において、主軸操縦レバーを急速に停止位置として約50秒間保持した後、急速に後進側操縦レバー最大位置（原子炉出力約62%相当）とした場合の原子炉出力、一次冷却水平均温度、蒸気発生器水位等のプラント諸変量の応答を計測した（図4.7.1参照）。

その結果、原子炉出力は炉出力制御系の作動により、90秒前後にほぼ45%出力まで低下した後、後進側操縦弁が開くとともに上昇し、約6分前後にほぼ63%出力に達した。その後、一次冷却水温度の上昇により原子炉出力は若干低下し最終的に約62%出力で整定した。一次冷却水平均温度は負荷急減時に約3℃上昇した後、負荷の増加に伴い低下し、約4分後からは不感帯内に収まった。蒸気発生器水位は負荷急減による蒸気発生器圧力の上昇により約13%低下するが、その後の負荷急増による蒸気発生器圧力の低下及び給水制御系の作動により回復して、約8分後に基準水位を約5%上回り、約20分後には基準水位である約70%に整定した。蒸気発生器圧力は42kg/cm²Gから53kg/cm²Gに急昇した後、速やかに低下してほぼ47kg/cm²Gで整定した。蒸気流量（蒸気発生器1基当たり）は、主機操縦弁の動作に従って約29t/hから約11t/hまで急減した後、急増して約2分過ぎにはほぼ18t/h前後で整定した。後進側操縦レバー最大位置での主軸馬力及び主軸回転数は各々ほぼ1160PS、93rpmであった。

原子炉出力約50%、70%、90%からの前後進切換における原子炉プラント諸変量の過渡変化を図4.7.2～図4.7.4に示す。原子炉出力約100%からの前後進切換に比べて変化幅は小さく、いずれの場合も原子炉は速やかに負荷に追従し安定かつ安全に運転することができた。

後前進切換試験は原子炉出力約50%及び約70%で実施した（図4.7.5及び図4.7.6に示す）。後前進切換は原子炉出力約50%または約65%出力で後進中、主機操縦レバーを急速に停止位置として約50秒保持した後、急速に前進側原子炉出力約50%または約70%位置とした場合の原子炉出力、一次冷却水平均温度、蒸気発生器水位等のプラント諸変量の応答を測定した。この時の応答も前後進切換時と同様に原子炉は速やかに負荷に追従し安定かつ安全に運転することができた。

(3) 試験結果の検討・評価

前後進切換は、緊急時操船の一つであり、衝突回避のため前進航行中から主機タービンを停止させ、その後速やかに後進タービンを運転し後進航行に移すためのものである。また、後前進切換はその逆の状態に対する操作である。この場合、前進用主機タービンの操縦弁を閉じた後、50秒間経過してから後進用蒸気タービンに蒸気を送っているが、この方が原子炉プラントにとって厳しい負荷変動条件であることが予測されていたためである（設計計算の検討による）。すなわち、蒸気流量の減少時、炉出力もある程度低下してから、負荷を再度増加させるのが炉出力、加圧器圧力等原子炉一次系にとって厳しい条件となる。本試験結果から、原子炉出力約50%、約70%、約90%及び約100%において、主軸回転数フィードバックスイッチを使用しない（F/B =OFF）状態で、前後進切換操作及び後前進切換操作を行い負荷の急減少及びこれに続く急増加を行ったとき、原子炉自動制御系、蒸気発生器給水制御系等が正常に作動し安全かつ安定に運転できることを確認した。すなわち、原子炉出力約100%からの急激な負荷減少及び負荷増加の一連の負荷変動に対しても、炉出力のオーバーシュート及びアンダーシュートが見られず原子力船「むつ」の原子炉プラントは安定している。

4.8 前後進切換試験（その2）（phaseⅡ及びⅢ：約50%出力及び約70%出力）

(1) 目的

主軸回転数フィードバック制御を使用している状態で、主軸回転数が約60rpm及び約100rpmで航行中、前後進切換及び後前進切換を行い、負荷の減少及びこれに続く増加を原子炉に与える。この時の応答動作から、原子炉が安全かつ、安定に運転できることを確認する。

(2) 試験結果

前後進切換及び後前進切換操作は、前進約50rpmから後進50rpmへの前後進切換及び後進50rpmから前進50rpmへの後前進切換から、前進約100rpmから後進100rpmへの前後進切換及び後進100rpmから前進100rpmへの後前進切換まで段階的に実施した。

約100rpmでの前後進切換操作では、主軸回転数約100rpmでの前進状態から、主機操縦レバーを速やかに停止位置とし、約50秒後に速やかに後進側での主軸回転数100rpm相当位置とした（図4.8.1参照）。蒸気流量（蒸気発生器1基当り）は一旦急速に増加し、次いで減少し若干の変動の後に約19t/hにはぼ安定した。原子炉出力は制御棒の挿入及び引き抜きと減速材温度の変化により速やかに負荷に追

従し、約65%に整定した。原子炉出力の過渡時の最大値は約67%であった。一次冷却水平平均温度の変化幅は3℃以内であった。蒸気発生器水位は一旦低下した後、約8%の上昇が見られた。約10分後には原子炉プラント諸変量がほぼ整定した。

後前進切換においても、過渡応答の傾向はほぼ同様であり、安全に原子炉プラントは応答し、約10分後には原子炉プラント諸変量はほぼ安定した(図4.8.2参照)。約60rpmから段階的に実施した前後進切換及び後前進切換では、過渡挙動はほぼ同じ傾向にあり過渡変化幅は低い回転数での切換操作ほど小さかった。約60rpmでの前後進切換時の応答を図4.8.3に示す。前後進切換時の原子炉出力の最初のピークは、低い回転数での切換時に整定値よりも大きくなり、高い回転数での切換では整定値よりも小さかった。約60rpmからの後前進切換時の諸変量の応答を図4.8.4に示す。後前進切換では原子炉出力の最初のピークは常に整定値よりも大きく、高い回転数での切換ほど大きい傾向が観察された。

なお、主軸回転数を後進側約60rpmとしたとき、後進タービンのインプットスピンドルに過渡的にハンチング現象が見られたが、この現象は後進約60rpm近辺でのみ発生する現象で操船中は支障のないことを確認した。

(3) 試験結果の検討・評価

この試験は、港内で主軸回転数フィードバック制御を使用し、前後進切換又は後前進切換を想定した試験である。主軸回転数100rpmは港内操船のFULL AHEAD及びFULL ASTERNに対応する値である。なお、上述の前後進切換試験その(1)では、港内とは限定しない大洋航行中での前後進切換えを想定しており、炉出力は100%からであるが主軸回転数フィードバック制御を使用していない。

主軸回転数フィードバック制御を使用すると、前後進の場合、後進側へ蒸気を送った時、蒸気流量のオーバーシュートが現れている。これは、主軸回転数がプロペラを含む大きな慣性を有するためである。主軸回転数フィードバック制御回路の積分時定数は30秒に設定しているが、この値が大きいほどオーバーシュートは小さくなる。しかし、その場合には、主軸回転数の応答が遅くなる。また、後前進の場合には、前進側へ蒸気を送った時にオーバーシュートが見られるが、前後進の場合よりオーバーシュート量大きい。両者の違いの理由は、プロペラが後進に回転した時には、プロペラの特性上スリップが大きい(プロペラ効率が低い)のでプロペラ負荷が増大しないのに対し、前進に回転した時にはプロペラが良く水を掴みプロペラ負荷が大きくなることによると考えられる。

蒸気流量の変化に対応して炉出力が変化し、それぞれの場合にオーバーシュートが現れているが、蒸気流量のオーバーシュートより小さい。これは蒸気発生

器及び一次系の熱容量が大きく、ここでのダンピング効果によると考えられる。

以上から、主軸回転数フィードバック制御を使用した状態で主軸回転数が約50rpm～約100rpmで航行中、前後進切換及び後前進切換を行い、いずれの場合にも負荷の急減及びこれに続く急増に対し、原子炉自動制御系、蒸気発生器給水制御系等が正常に作動し安全かつ安定に運転できることを確認した。

4.9 主機トリップ試験 (phase II、III、IV及びV)

(約50%出力、約70%出力、約90%出力及び100%出力)

(1) 目的

約50%出力～約100%出力で原子炉が自動運転されている状態で、主機タービンを手動でトリップさせたとき、原子炉がスクラムすることなく、炉出力が正常に基底負荷相当出力まで減少することを確認する。

(2) 試験結果

原子炉が約50%出力から約100%出力までの出力範囲で自動運転されている状態で、主機タービンを手動でトリップさせた場合の原子炉出力、一次冷却水平均温度、蒸気発生器水位等のプラント諸変量の応答を計測し、主機タービンのトリップにより、主機操縦弁が閉止すること、原子炉がスクラムしないこと、加圧器逃し弁及び主蒸気安全弁が作動しないこと、加圧器圧力制御系及び蒸気発生器給水制御系等の自動制御系が手動調整することなく安定することを確認した。50%～100%各出力に対する試験結果を図4.9.1～図4.9.4に示す。

蒸気流量は、主機トリップによりほとんど瞬時に基底負荷相当まで減少した後、ほぼ安定した。この蒸気流量変化に追従して、給水流量も速やかに基底負荷相当まで減少し、20分前後でほぼ安定した。蒸気発生器圧力は、主機トリップで負荷が急減することにより急速に上昇し、100%出力の場合、約1分過ぎに約55atg (約14kg/cm²上昇) に達した後、20分過ぎには基底負荷における蒸気圧力約53atgで整定した。なお、蒸気圧力が初期にオーバーシュートするのは90%出力以上 (約55atg) のときであり、70%出力以下ではオーバーシュートすることなく、2～3分で基底負荷状態の圧力に整定した。蒸気発生器水位は、初期の圧力急昇により、100%出力の場合は約57%まで低下 (初期水位より約13%低下) したが、その後上昇に転じて主機トリップから8～9分で約77%に達した後、20分過ぎにはほぼ基準水位の70%で整定した。この水位の変動も、低出力になる程、より小さくかつ穏やかとなった。

以上のとおり、100%出力からの主機トリップにおいても、主ダンプ弁は作動

せず（作動圧力62.5atg）、水位変化もスクラムレベル（12.5%）及び警報レベル（92.7%/46.5%）に対して十分余裕のある範囲にあることを確認した。

一方、原子炉出力は、負荷急減による一次冷却水温度上昇と炉出力制御系による制御棒挿入により速やかに減少し、約10分後には基底負荷相当出力（約25%）で整定した。一次冷却水平均温度は、負荷急減による除熱低下で最初、100%出力の場合で約278℃まで上昇（初期温度から約5℃上昇）したが、炉出力が低下することによりその後すぐ基準温度近くまで下がった。この初期温度上昇は、主機トリップ時の炉出力に依存し、50%出力の場合は約約1.5℃であった。加圧器水位は、約13分（50%出力の場合）から約20分（100%出力の場合）で基底負荷出力での基準水位（約54%）にほぼ整定した。また、加圧器圧力は主機トリップ直後上昇するが、その変化は約1kg/cm²（50%出力の場合）～約2kg/cm²（100%出力の場合）と軽微であり、スプレー等による圧力制御効果の有効性が確認された。なお、自動制御用制御棒が最終的に整定するには、約6分（50%出力の場合）～約16分（90%出力の場合）要する結果となっており、炉出力等もこの時間以降ほぼ一定となった。

（3）試験結果の検討・評価

炉出力100%から主機タービンをトリップさせた場合が、出力上昇試験を通じての最大の負荷減少の過渡変化である。この場合、蒸気流量は約100%から約25%に1秒間で減少したが、原子炉はスクラムすることなく正常に基底負荷相当出力まで減少し整定している。

このことから、原子炉自動制御系、蒸気発生器給水制御系等の自動制御系が正常に作動していることを確認した。このうち、蒸気発生器水位は、約100%炉出力からの主機トリップの場合で13%低下し約57%となるが、スクラムレベル（12.5%）には十分余裕（約44%）がある。また、蒸気発生器圧力も100%炉出力からの主機トリップの場合で約14kg/cm²上昇して55atg程度となるが、主ダンプ弁の作動圧力（62.5atg）以下に収まり、主ダンプ制御系が作動することはなかった。

4. 1.0 単ループ運転試験（phase V）

（基底負荷、炉出力約30%、炉出力約40%、炉出力約50%）

（1）目的

基底負荷状態で運転中、一次冷却水ポンプ1台を手動でトリップさせた場合、低流量保護回路が所定の動作を行い、原子炉がスクラムすることなく安全に整定すること及び炉出力約30%、炉出力40%及び炉出力約50%の単ループ運転が安全かつ

安定に運転できることを確認する。

(2) 試験結果

基底負荷状態で運転中にNo.1一次冷却水ポンプ1台を手動でトリップさせた。低流量保護回路が作動し、原子炉出力自動制御系温度信号が瞬時に運転側ループに切りかわり、また、低流量保護回路の作動によりNo.1蒸気発生器閉塞弁が約30秒で閉止し、さらに、中性子束高スクラム設定値が115%から60%へ約90秒で切りかわった。炉出力等の主要パラメータの時間変化を図4.10.1に示す。

停止ループの一次冷却水流量は初期流量の約85%から一次冷却水ポンプトリップ後約10秒で0%に減少し、一方、運転ループの一次冷却水流量は約90%に増加した。炉心流量が一次冷却水ポンプトリップにより初期の約半分に減少したため炉心温度が上昇し、その結果運転側のNo.2ループの一次冷却水平均温度が約2℃上昇した。この温度上昇による負の減速材温度反応度係数の効果及び制御棒挿入により炉出力は一旦約5%低下するが、蒸気流量が初期から約3% (2t/h) の減少にとどまるので、約15分後にはほぼ基底負荷相当炉出力に整定した。加圧器圧力は約1kg/cm² 低下した後、初期圧力に整定した。加圧器水位は約3%低下した後、初期水位に整定した。

No.1蒸気発生器の閉塞弁が閉じた後、No.2蒸気流量が初期の約2倍に増加した。No.1蒸気発生器圧力は約2kg/cm² 低下した後、及びNo.2蒸気発生器圧力は約5kg/cm² 低下した後、それぞれ整定した。No.1蒸気発生器水位は一旦約5%低下した後上昇し続けたが、給水隔離弁 (FE-015-1) を手動で閉じたため約78%一定となった。No.2蒸気発生器水位は変動幅約3%で変動した後ほぼ70%に接近した。

炉出力が基底負荷相当出力に整定し、また蒸気発生器水位、蒸気発生器圧力等が整定したのを確認した後、一次冷却水ポンプトリップから約30分後に主機タービンの操縦弁を徐々に開け、炉出力約30%とした。No.2ループの一次冷却水温度は約273℃で加圧器圧力は110kg/cm² でほぼ一定であり、加圧器水位は約53%に整定した。No.1蒸気発生器圧力は約52kg/cm² 一定圧力を示し、また、No.2蒸気発生器圧力は約45kg/cm² に低下し整定した。No.1蒸気発生器水位は約78%一定であり、No.2蒸気発生器水位は変動幅約3%で変動した後ほぼ70%に接近した。

炉出力が約30%に整定し、また蒸気発生器水位、蒸気発生器圧力等が整定したのを確認し、主冷却水ポンプトリップから約一時間後に主機タービンの操縦弁を徐々に開け、炉出力約40%とした。一次冷却水温度は約273℃及び加圧器圧力は110kg/cm² 一定であり、加圧器水位は約51%に整定した。No.1蒸気発生器圧力は約52kg/cm² 一定圧力を示し、また、No.2蒸気発生器圧力は約42kg/cm² に減少し整定

した。No.1蒸気発生器水位は約78%一定であり、No.2蒸気発生器水位は変動幅約3%で変動した後ほぼ70%に接近した。

炉出力が約40%に整定し、また蒸気発生器水位、蒸気発生器圧力等が整定したのを確認し、一次冷却水ポンプトリップから約1時間30分後に主機タービンの操縦弁を徐々に開け、炉出力約50%とした。No.2ループの一次冷却水温度は約273℃で加圧器圧力は110kg/cm²でほぼ一定であり、加圧器水位は約49%に整定した。No.1蒸気発生器圧力は約51kg/cm²に低下し、また、No.2蒸気発生器圧力は約40kg/cm²に低下し整定した。No.1蒸気発生器水位は約78%一定であり、No.2蒸気発生器水位は変動幅約3%で変動した後ほぼ70%に接近した。各炉出力状態の計測を行い、単ループ運転を安全かつ安定にできることを確認した。

(3) 試験結果の検討・評価

基底負荷運転からの単ループ移行試験を行い、低流量保護回路が正常に作動することを、また原子炉自動制御系、SG給水制御系等が正常に作動し原子炉がスクラムすることなく安全に移行し整定することを確認した。さらに、単ループ運転状態で炉出力30%、炉出力40%及び炉出力50%の原子炉運転を行い、安全かつ安定に単ループ運転出来ることを確認した。

なお、停止側ループのホットレグとコールドレグの温度差が基底負荷運転状態でも約5℃となっており、一次冷却水ポンプ再起動インターロック温度差(2℃)以上であるので、同ポンプを再起動するためには原子炉を一旦炉停止し、インターロックを解除する必要があることが明かとなった。

4.1.1 操船時原子炉施設性能試験 (phase V)

(主機軸馬力約9000 PS及び主軸回転数約100 rpm)

(1) 目的

主機軸馬力約9000 PS (原子炉出力約90%) の運転状態において、舵角 35度の進路変更及び旋回を行い、また主軸回転数約100 rpmの運転状態において舵角45度の旋回を行う。操船に伴う船体運動及び負荷等の変動に対して、原子炉がスクラムすることなく、自動制御系により安定に運転できることを確認する。

(2) 試験結果

(a) 主軸馬力約9000 PSにおける旋回

図4.11.1に結果を示す。主軸回転数フィードバックスイッチをOFFとし、主軸馬力約9000 PSにて手動で舵輪を操作して舵角を右35度とし、船体が360° 回頭するまで舵角を維持した。次にいったん舵角を0度に戻し、プラントの整定を確認し

てから手動で舵輪を操作して舵角を左35度とし、船体が360° 回頭するまで舵角を維持した。操舵に伴い、船体は舵をきった方向と反対方向に約5度の傾斜を生じ、またプロペラの抵抗が増加するために、主軸回転数は低下した。主軸回転数フィードバック制御スイッチをOFFとしているために、主機操縦弁開度は一定に保たれており、主機タービンの蒸気負荷は変化していない。従って、一次冷却水温度、加圧器圧力さらに原子炉出力も顕著な変動を示していない。

(b) 主軸馬力約9000 PSにおける進路変更

図4.11.2に結果を示す。主軸回転数フィードバック制御スイッチをOFFとし、主軸馬力約9000 PSにて手動で舵輪を操作して舵角を右35度、左35度、右35度、0度とする。操作は実際の舵角が舵輪によって設定した舵角と一致したことを確認した後、速やかに次の操舵を開始する手順とした。操舵にともない、船体は横揺れ（ローリング）を生じ、またプロペラの抵抗が増加するために、主軸回転数は低下した。主軸回転数フィードバック制御スイッチをOFFとしているために主機操縦弁開度は一定に保たれており、主機タービンの蒸気負荷は変化していない。従って、一次冷却水温度、加圧器圧力及び原子炉出力も顕著な変動を示していない。

(c) 主軸回転数約100 rpmにおける旋回

図4.11.3に結果を示す。主軸回転数フィードバック制御スイッチをONとし、主軸回転数約100 rpmの状態において、手動で舵輪を操作して舵角を右45度とし、船体が360° 回頭するまで舵角を維持した。次にいったん舵角を0度に戻し、プラントの整定を確認してから手動で舵輪を操作して舵角を左45度とし、船体が360° 回頭するまで舵角を維持した。操舵にともなう船体の動揺は、主軸馬力約9000 PSの場合に比べて小さく最大で約2.5度であった。旋回中は、主軸回転数フィードバック制御スイッチをONとしているために、主軸回転数が約100 rpmの一定値に維持されるよう、主機操縦弁開度は自動制御され、主機タービンの蒸気負荷が増加する。主機軸馬力は初期の約1500 PSから、2300～2400 PSまで増加した。このため、二次冷却系による一次冷却系からの除熱量が増加し、一次冷却水平均温度は約1.5℃低下した。原子炉出力は減速材反応度フィードバック効果により、約5%増加した。

(3) 試験結果の検討・評価

主機軸馬力約9000 PSの運転状態において、舵角35度の進路変更及び旋回を行い、また主軸回転数約100 rpmの運転状態において舵角45度の旋回を行った。操舵によって船体の動揺及び主軸回転数の低下が生じるものの、自動制御系が良好に動作し、原子炉を安定に運転することができた。操舵時の船体振動にも異常はな

く、また船体の定傾斜も設計条件（主軸回転数約100 rpmの場合、船体の定傾斜が15度を超えず、また軸馬力約9000PSの場合、船体の定傾斜が10度を越えないこと）に対し、十分な余裕があった。

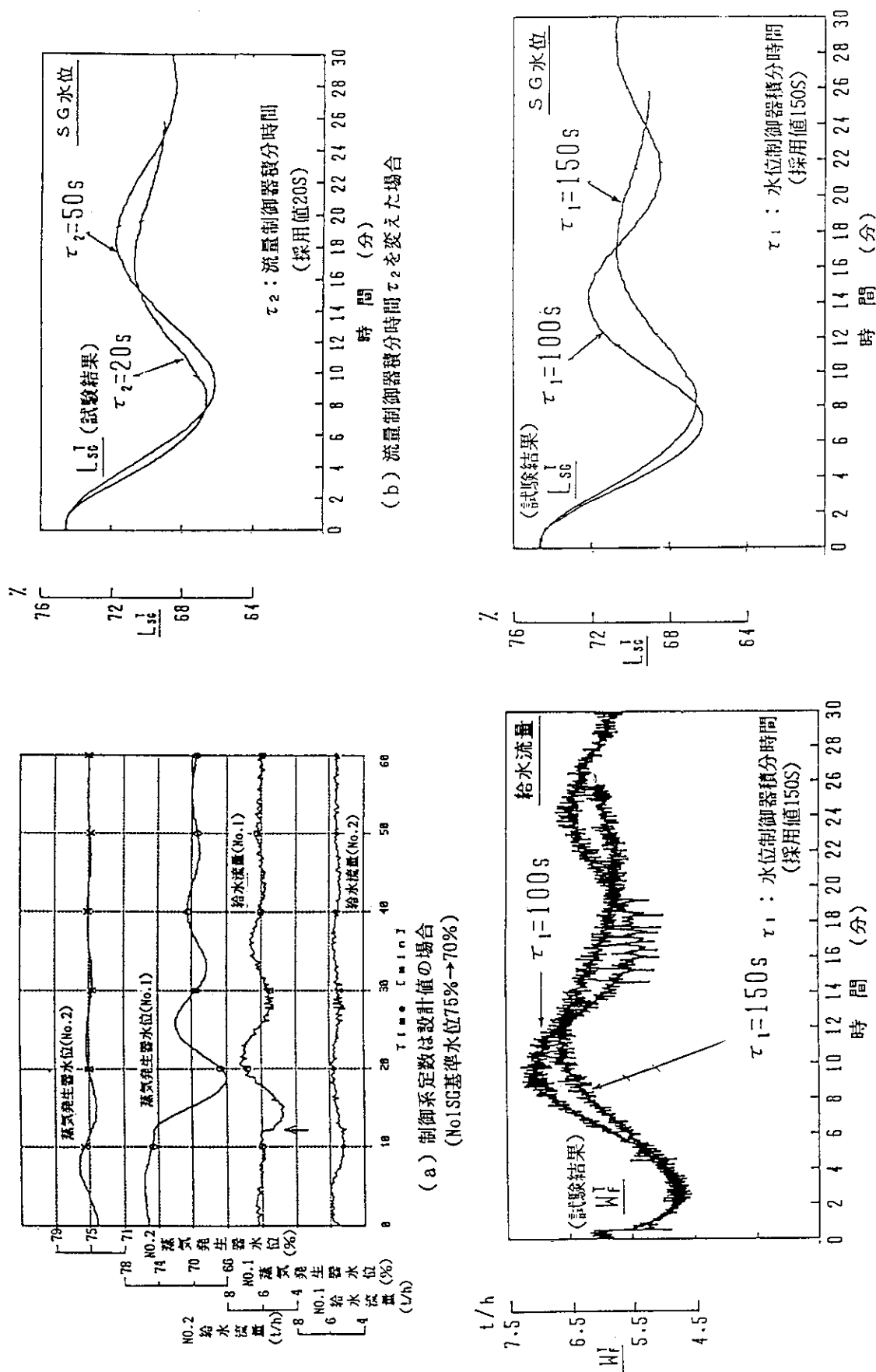


図 4.1.1 蒸気発生器水制御系動作確認試験結果 (基底負荷) (基準水位を 5% 変更した場合)

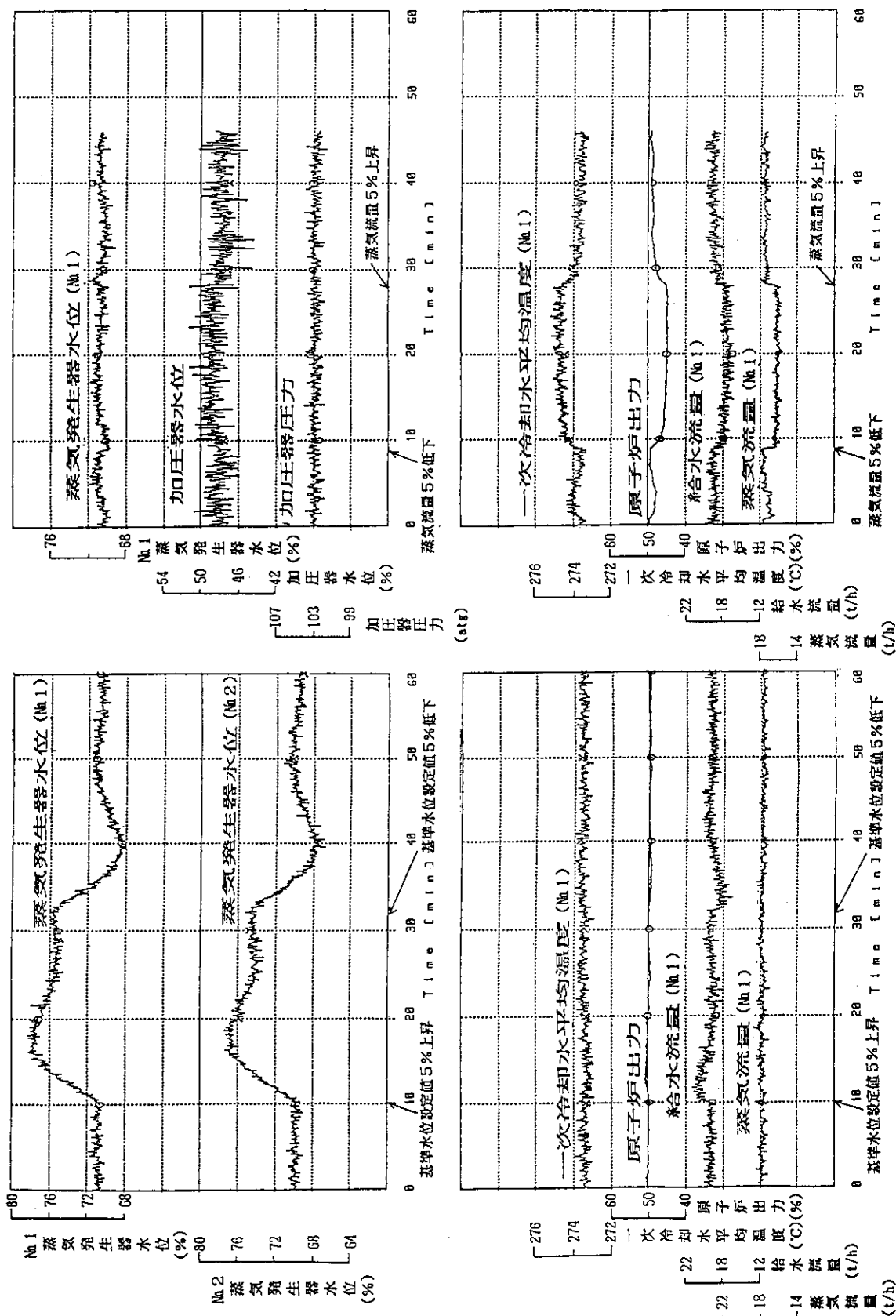


図 4.1.2 蒸気発生器水制御系動作確認試験結果 (炉出力50%)

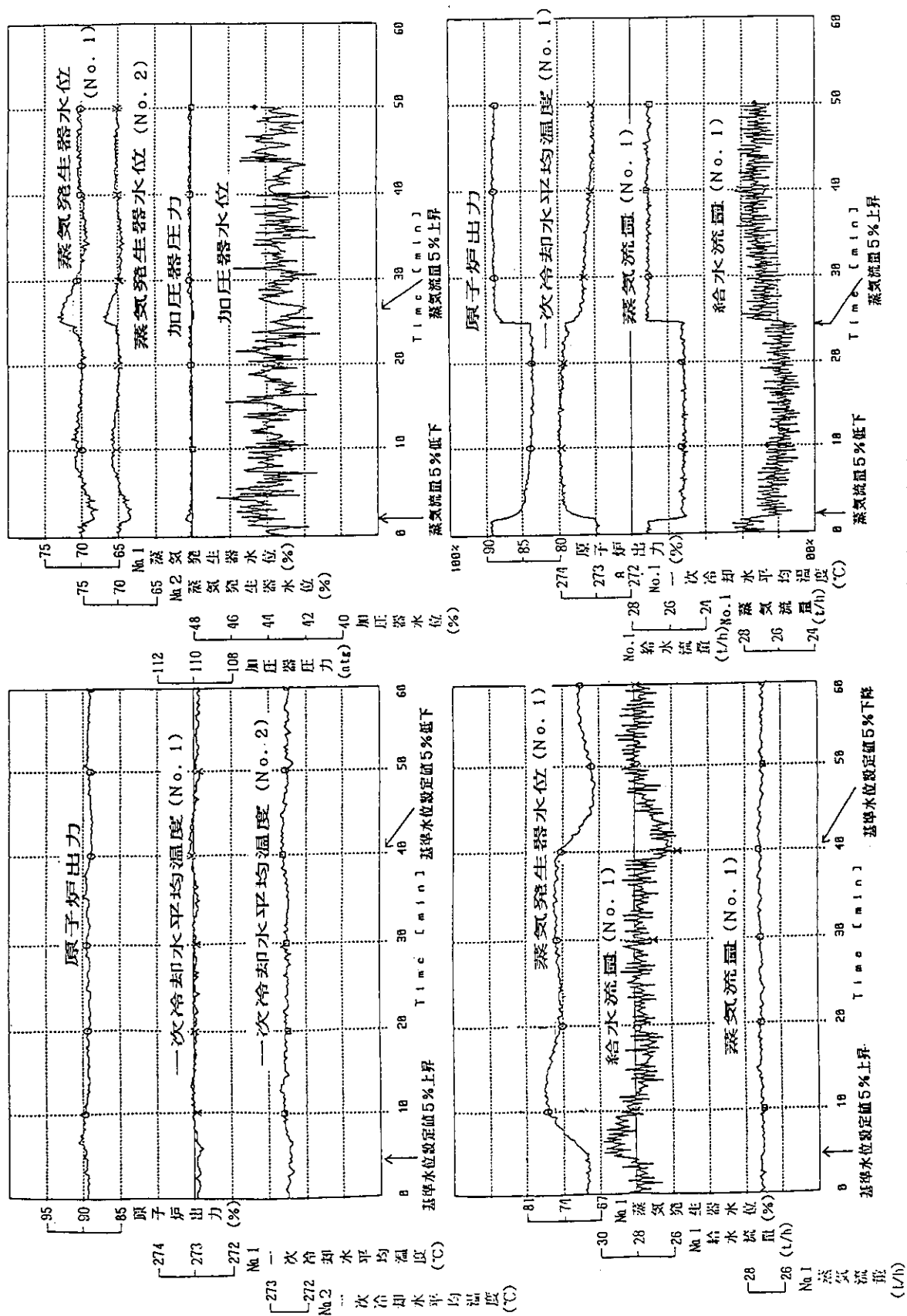


図 4.1.4 蒸気発生器給水制御系動作確認試験結果 (炉出力90%)

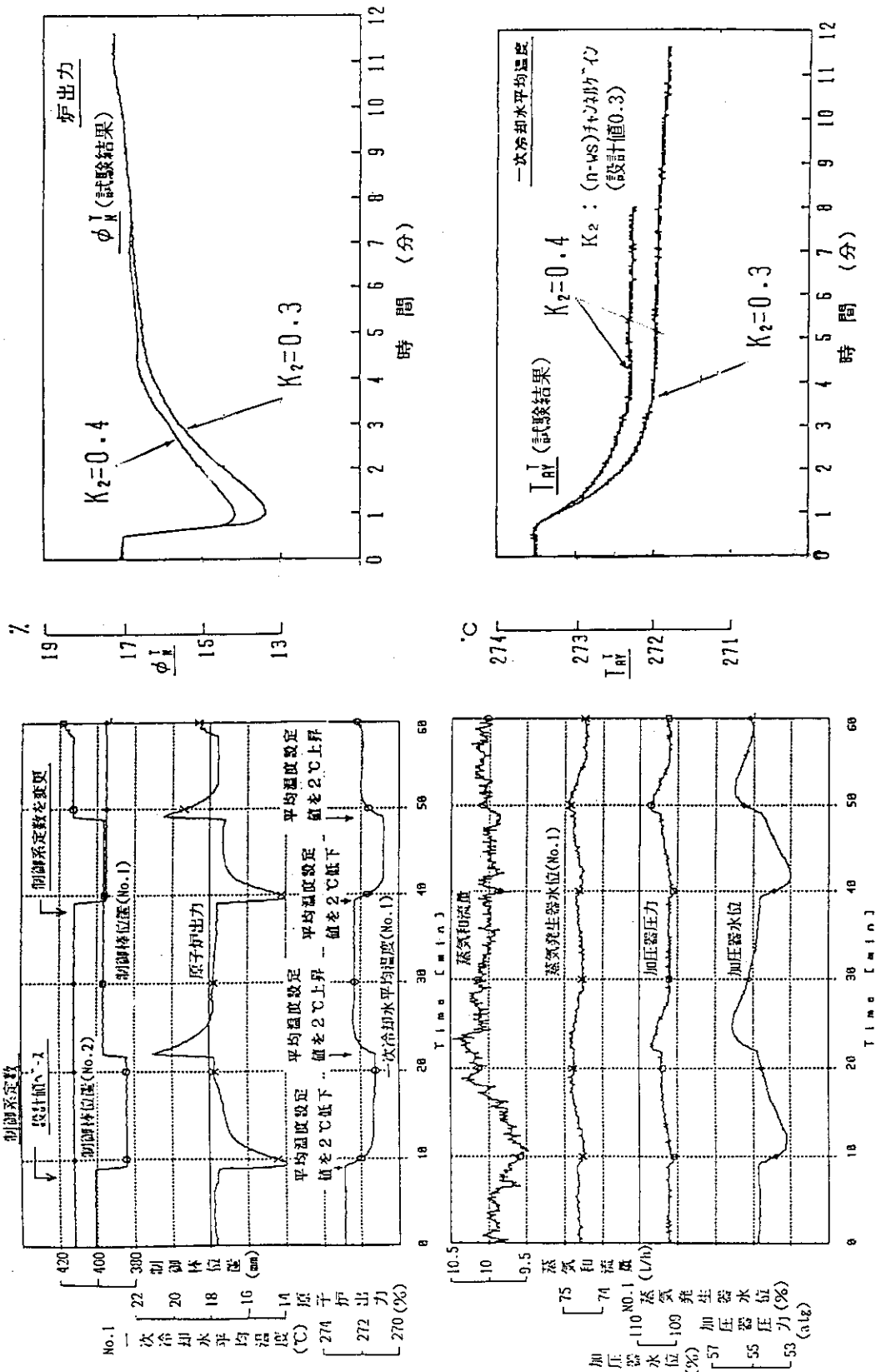


図 4.2.1 原子炉自動制御系動作確認試験結果 (基底負荷)

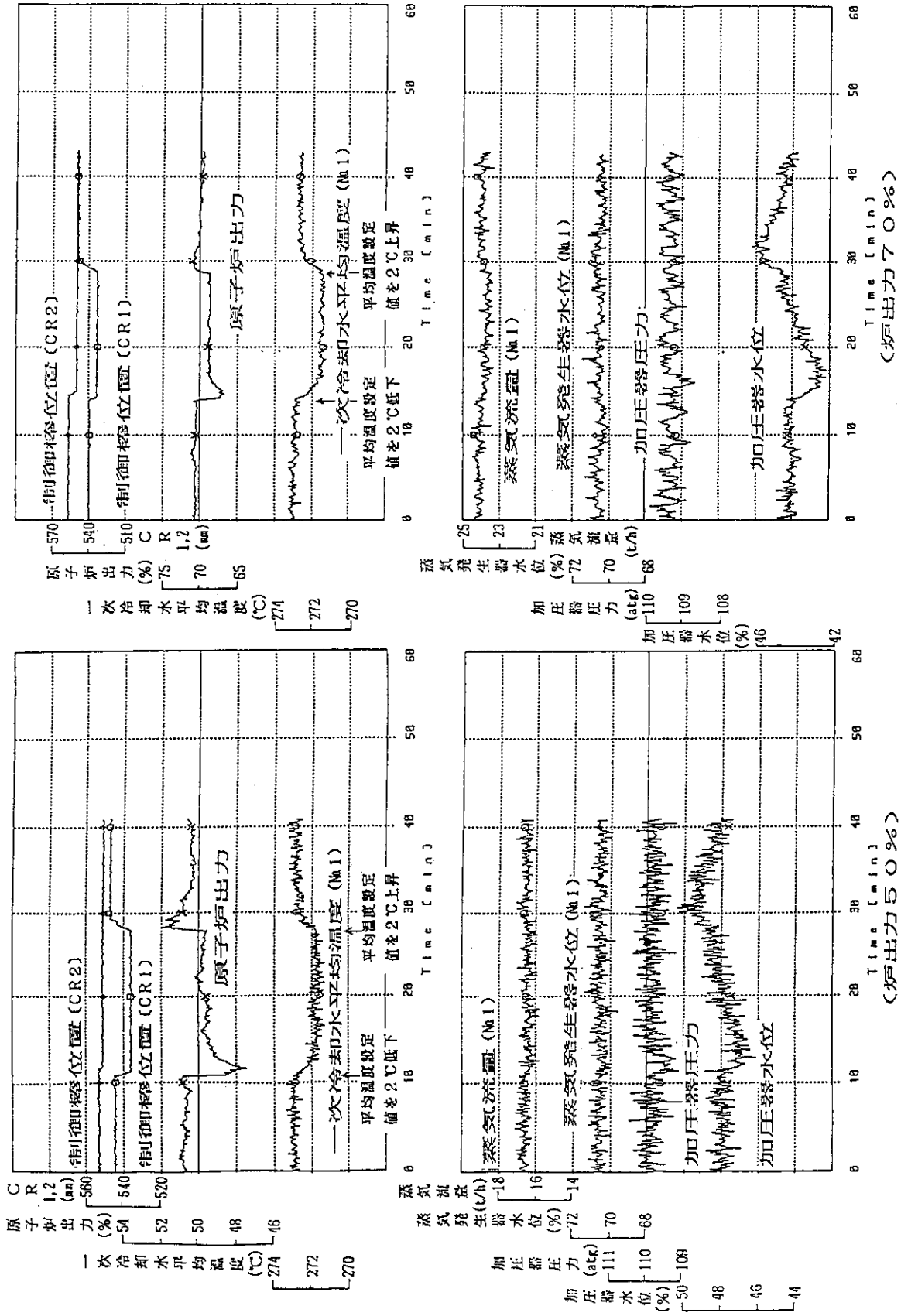


図 4.2.2 原子炉自動制御系動作確認試験結果 (炉出力50%及び70%)

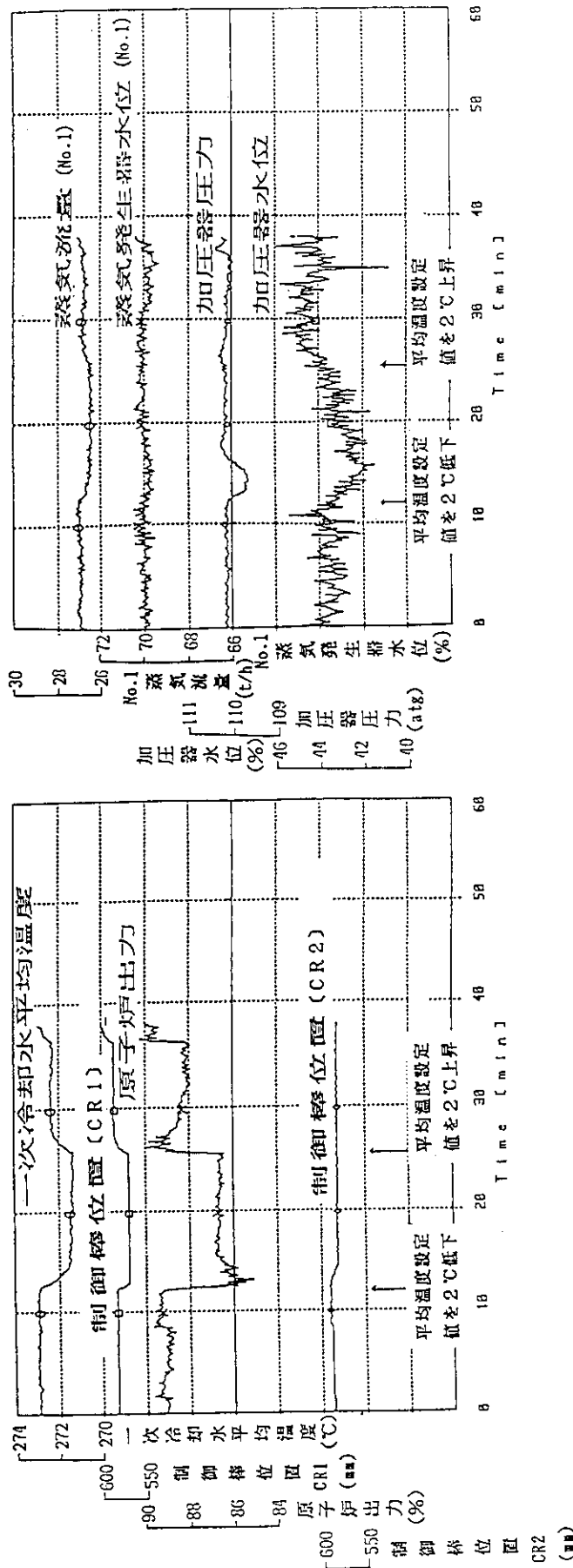


図 4.2.3 原子炉自動制御系動作確認試験結果 (炉出力90%)

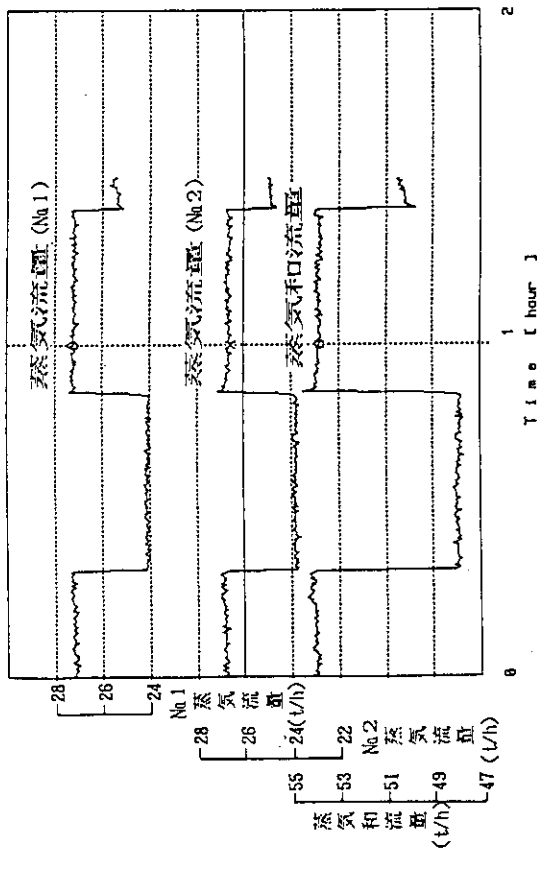
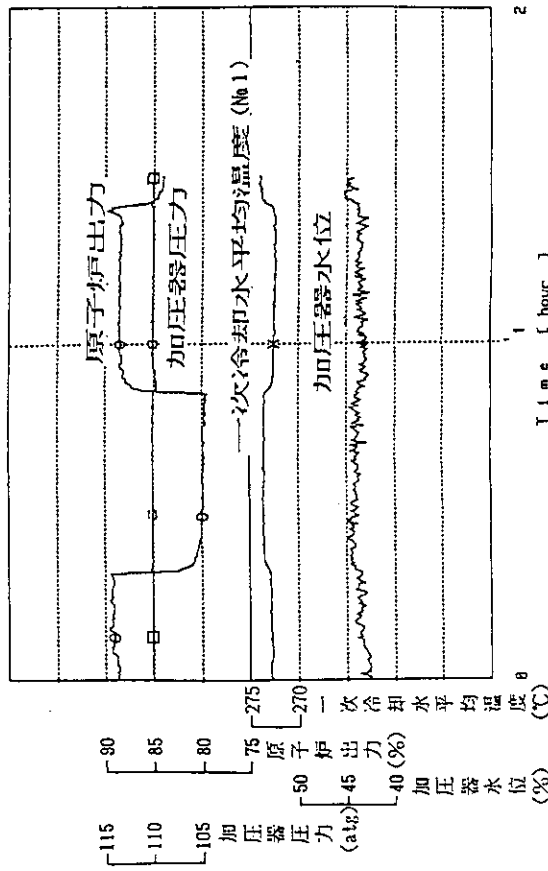
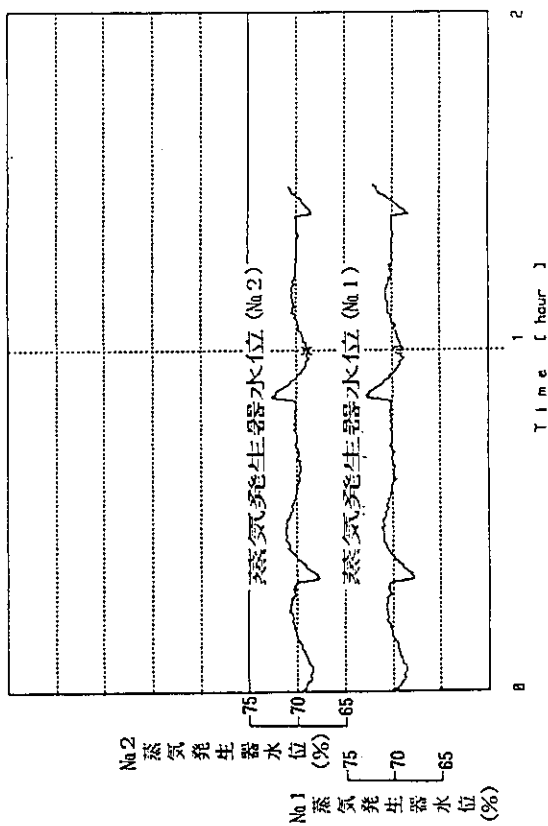


図4.3.1 負荷変動試験結果 (炉出力90%) - ランプ状負荷変動時 (1/2)

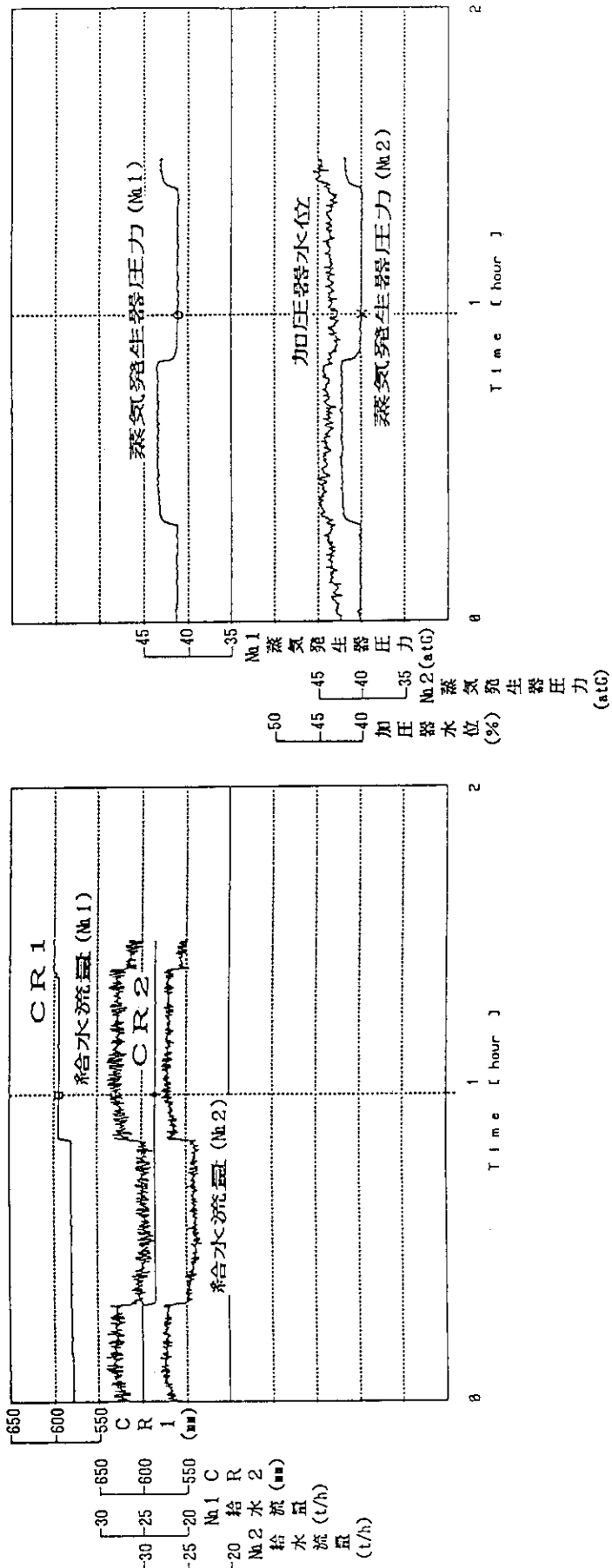


図4.3.1 負荷変動試験結果 (炉出力90%) - ランプ状負荷変動時 (2/2)

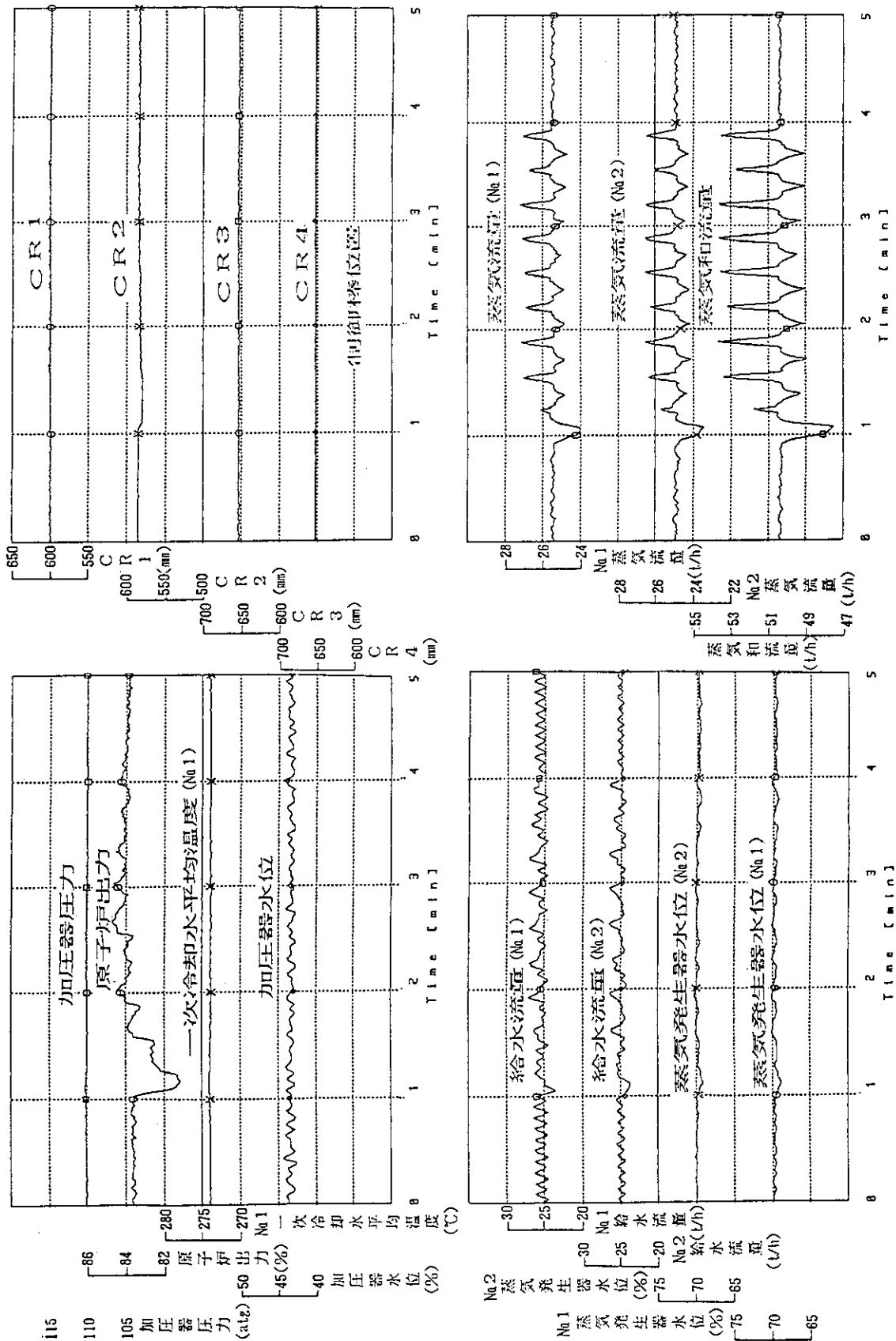


図4.3.2 負荷変動試験結果 (炉出力90%) - 繰返し負荷変動時

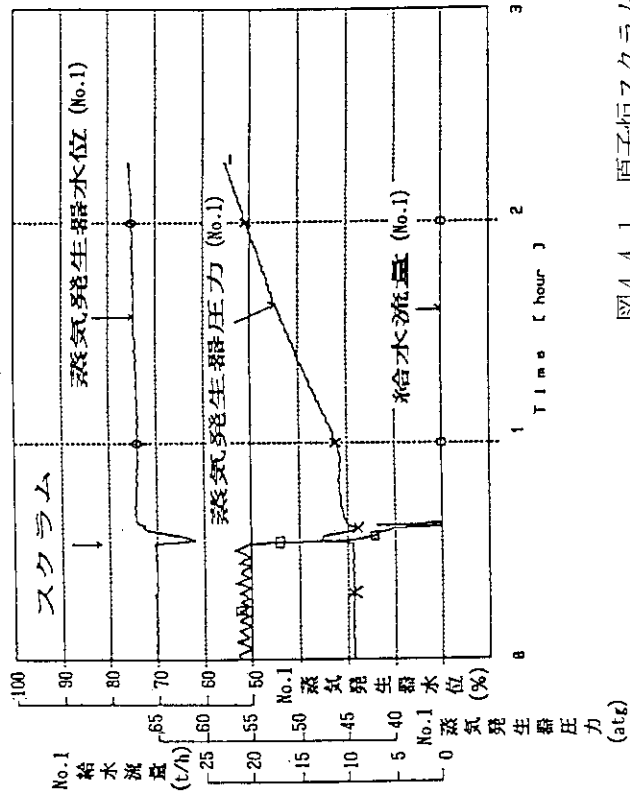
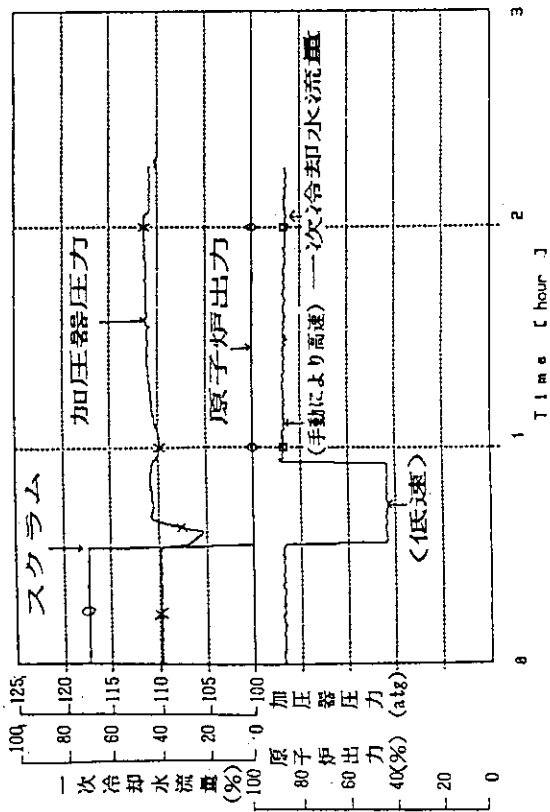
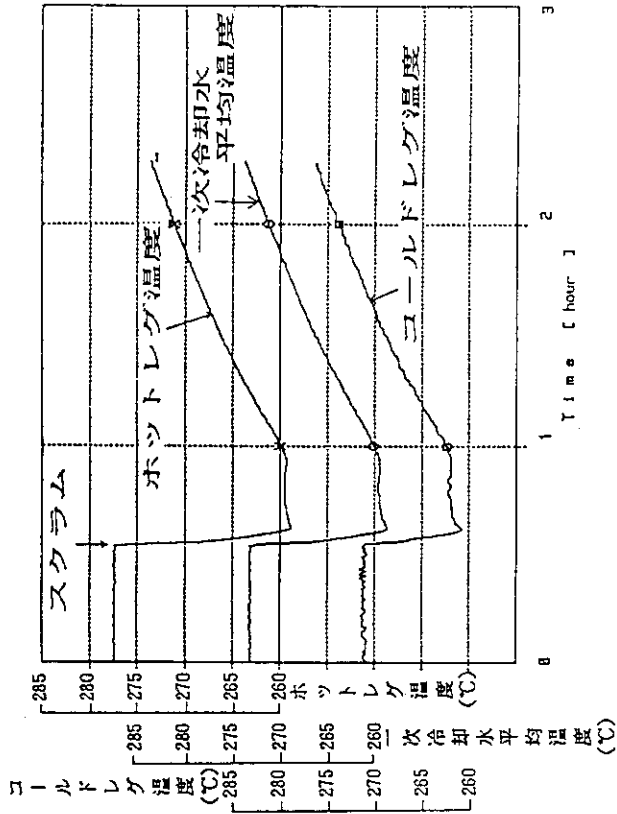


図 4.4.1 原子炉スクラム試験結果 (炉出力70%)

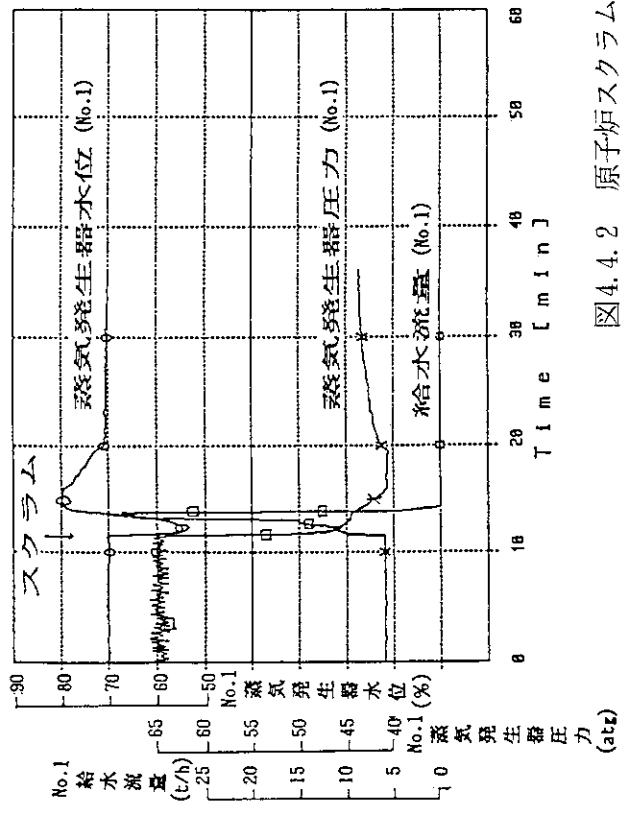
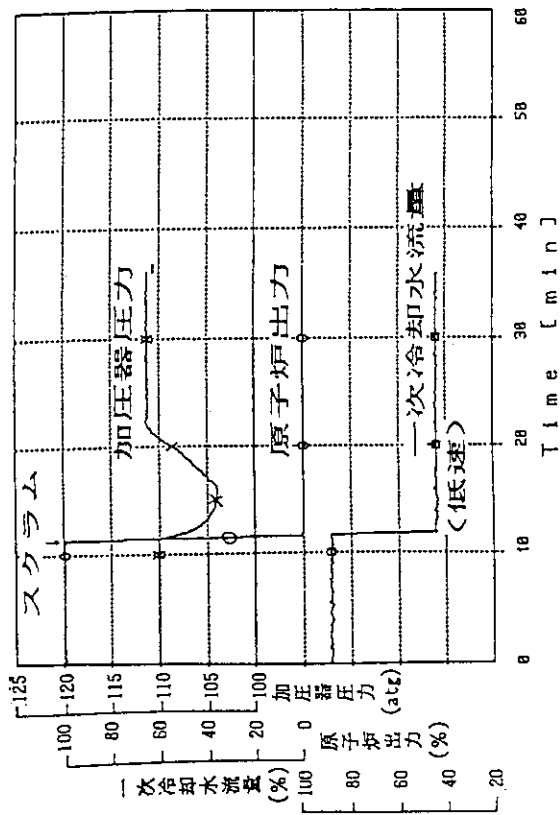
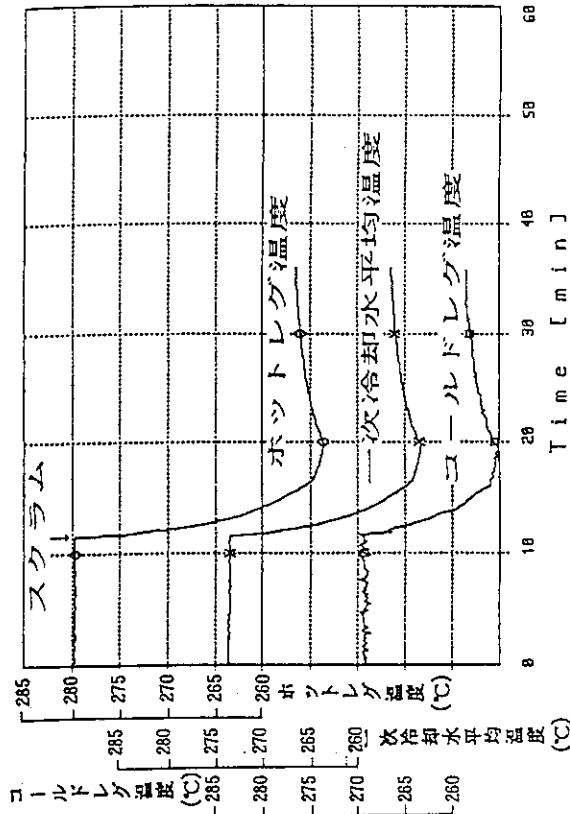


図4.4.2 原子炉スクラム試験結果 (炉出力100%)

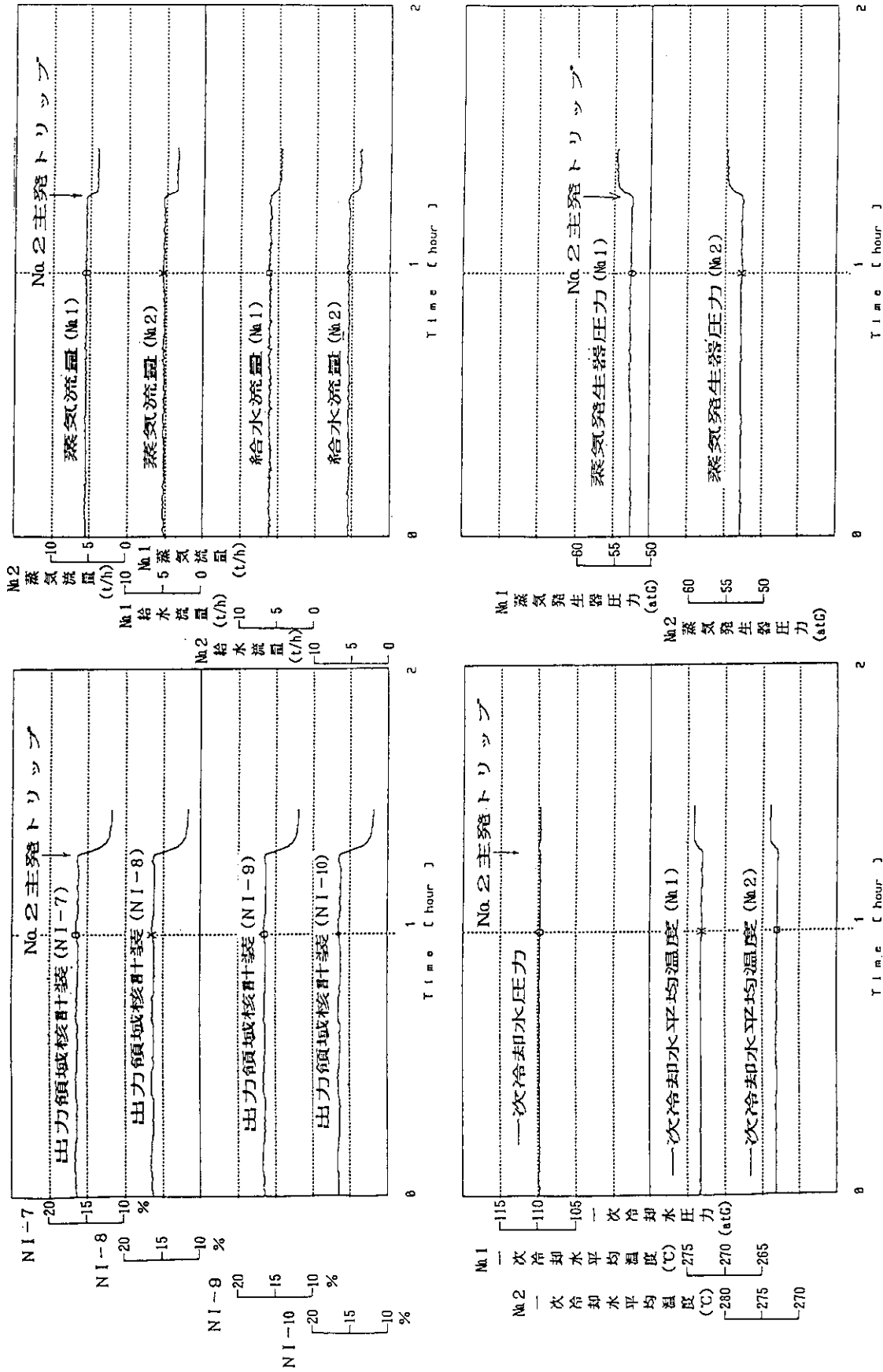


図4.5.1 主発1台トリップ試験結果

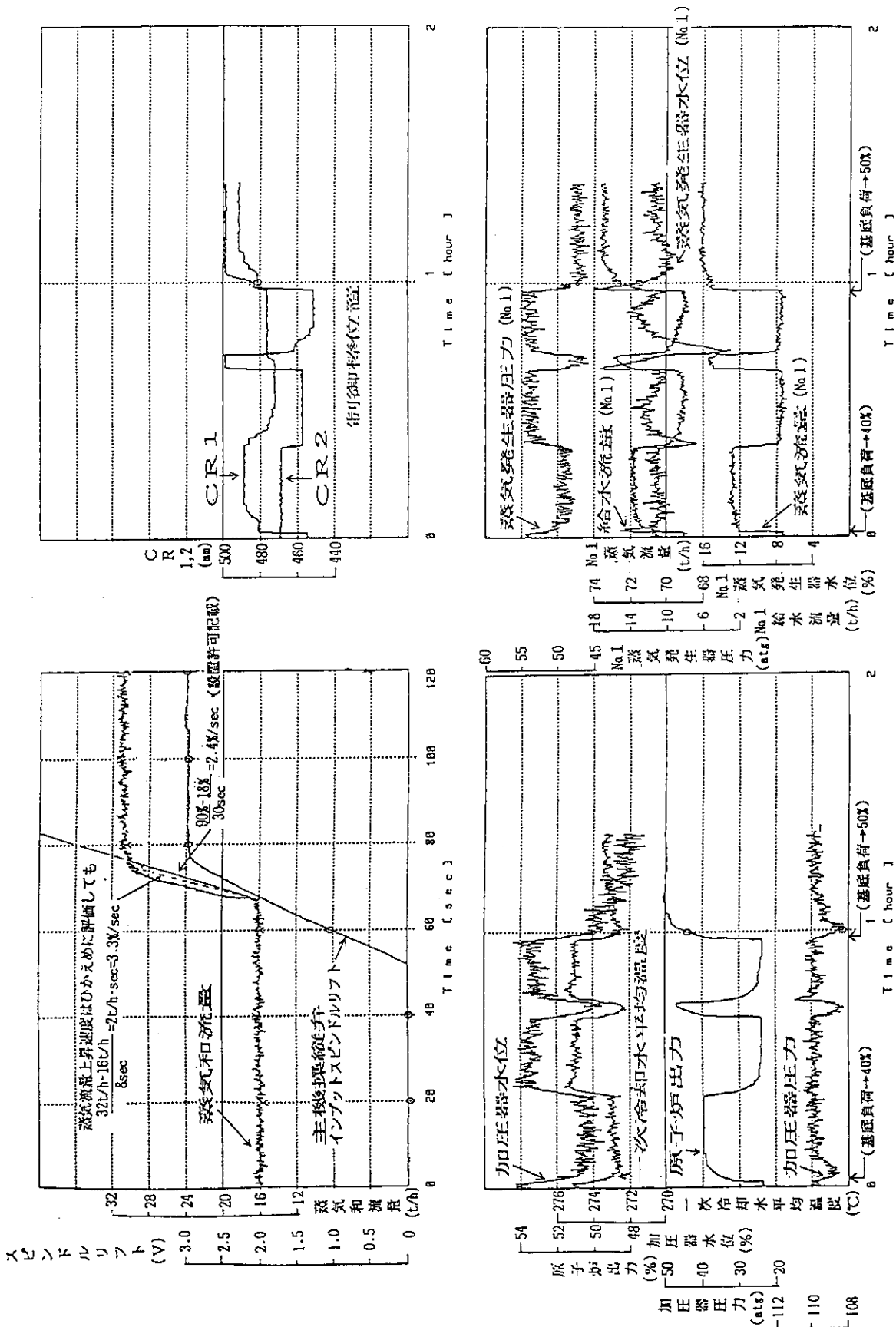


図 4.6.1 負荷増加試験結果 (炉出力50%)

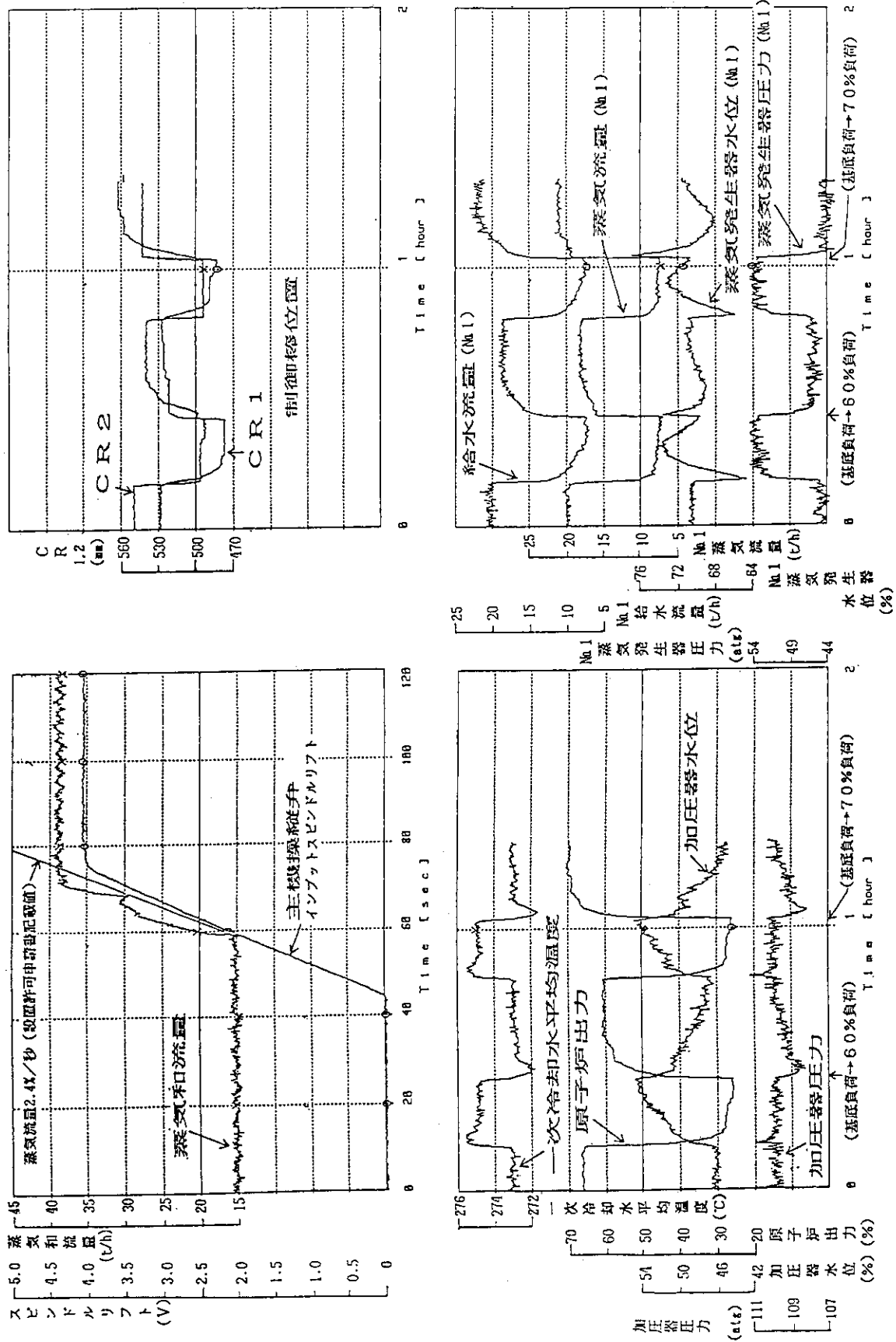


図 4.6.2 負荷増加試験結果 (炉出力70%)

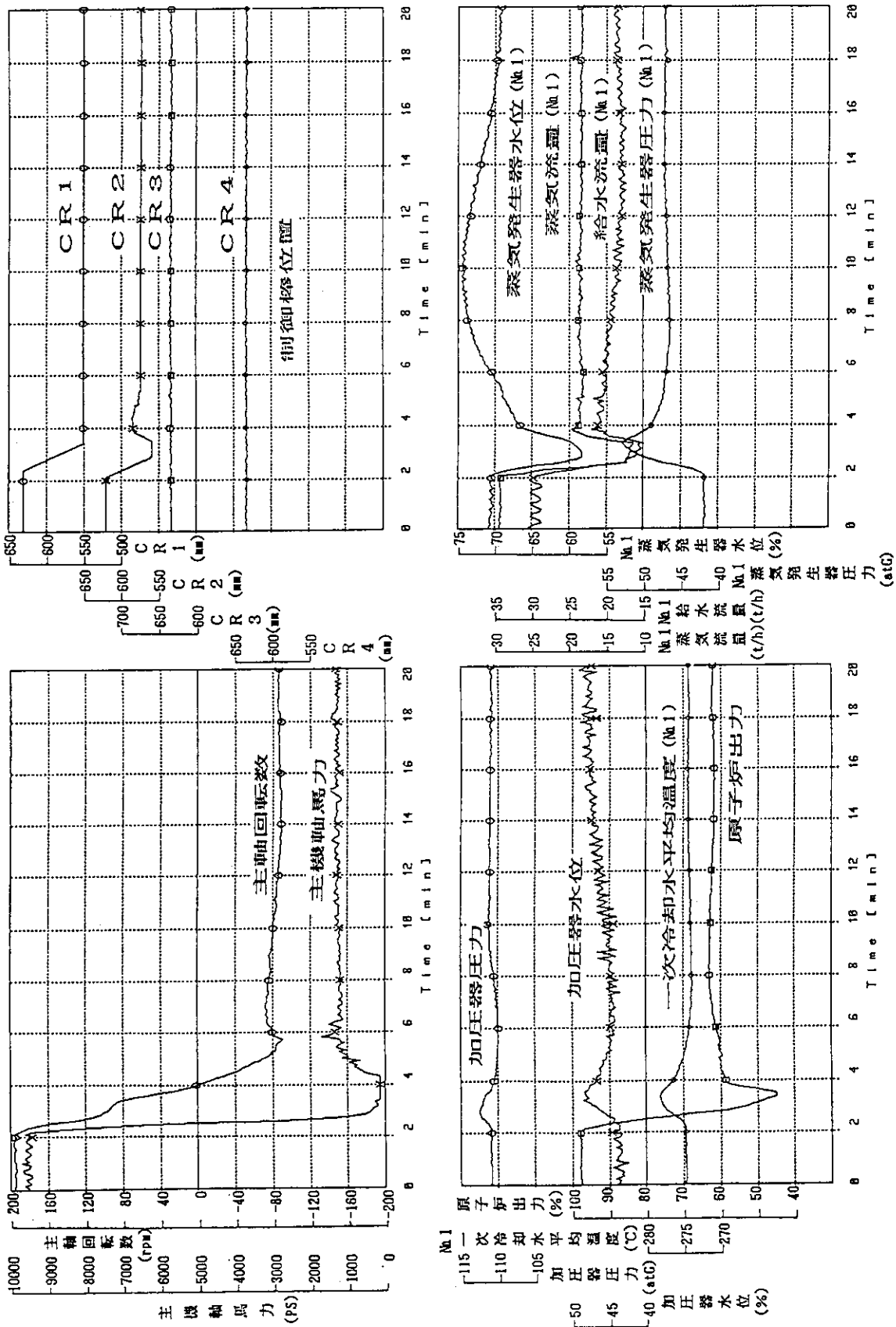


図 4.7.1 前後進切換試験結果 (前進100%→後進62%)

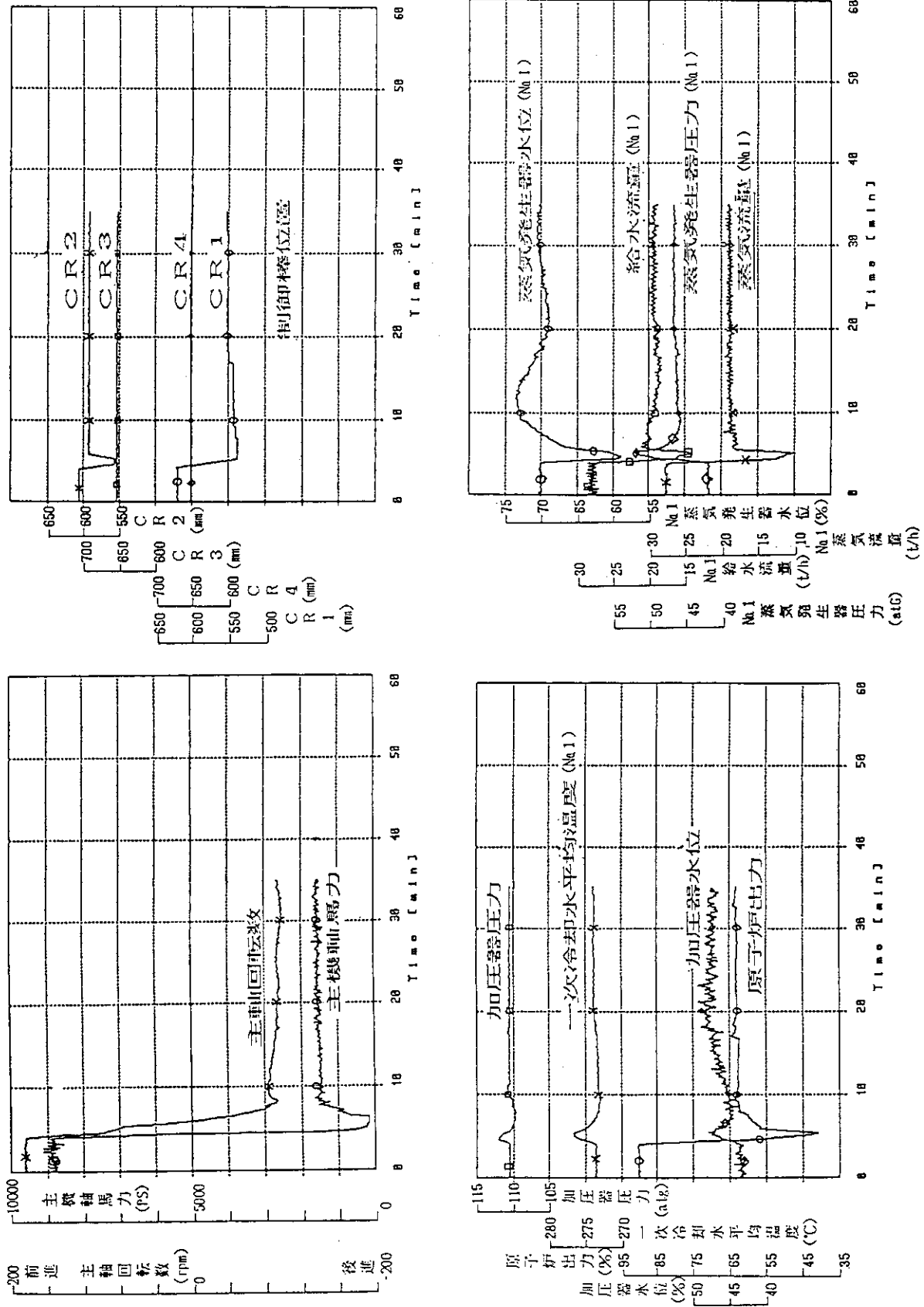


図 4.7.2 前後進切換試験結果 (前進90%→後進65%)

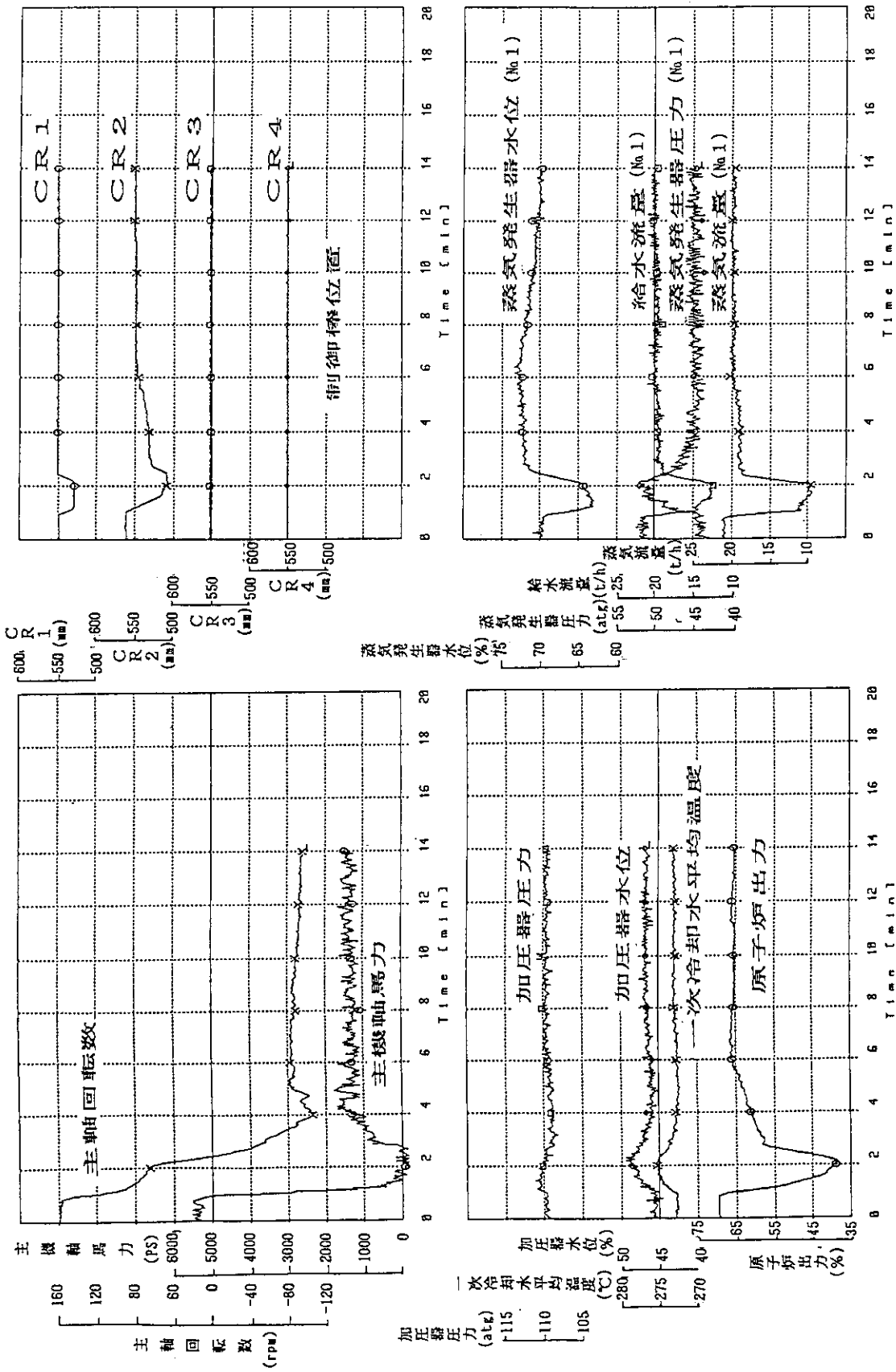


図4.7.3 前後進切換試験結果 (前進70%→後進65%)

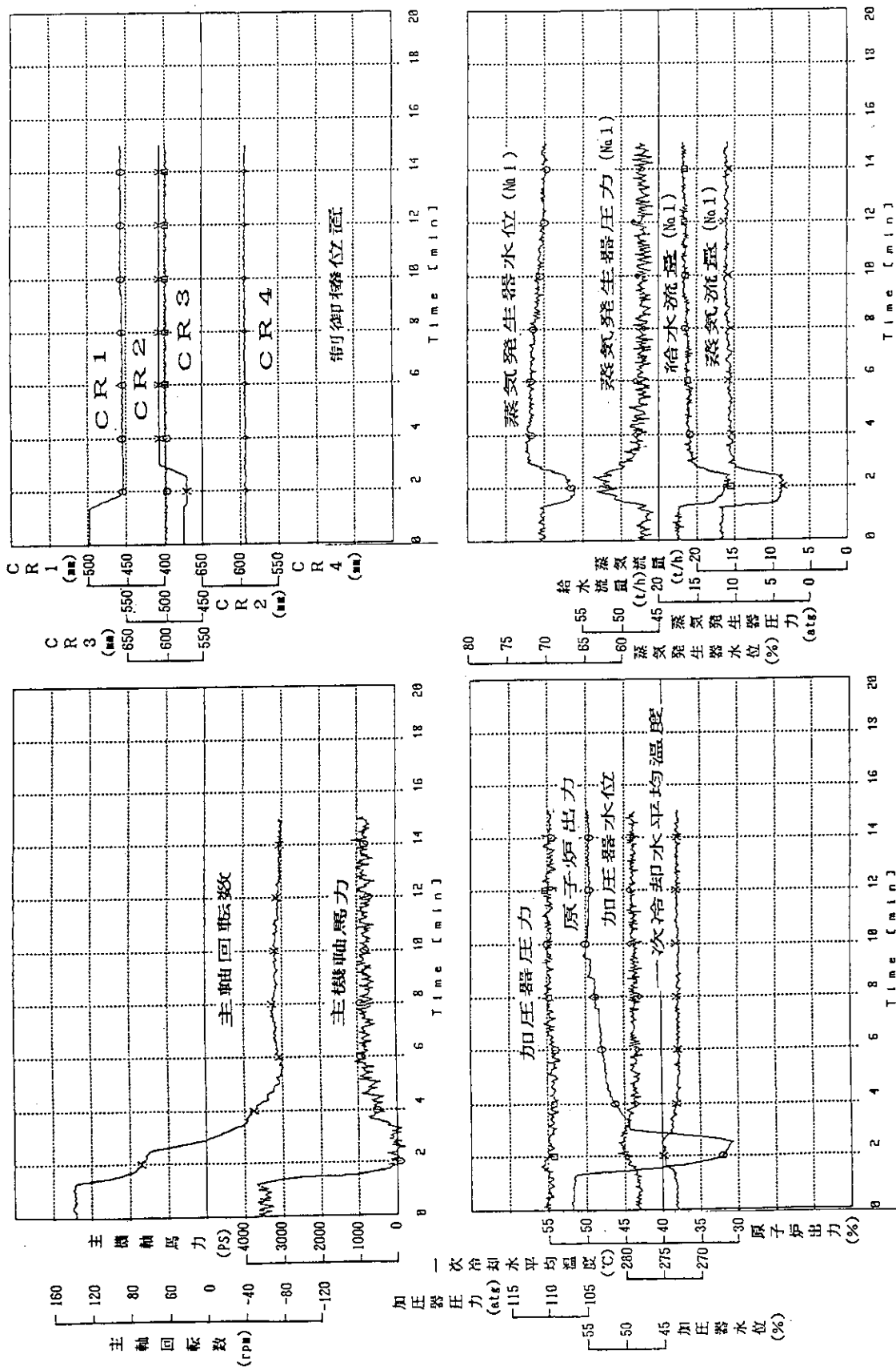


図 4.7.4 前後進切換試験結果 (前進50%→後進50%)

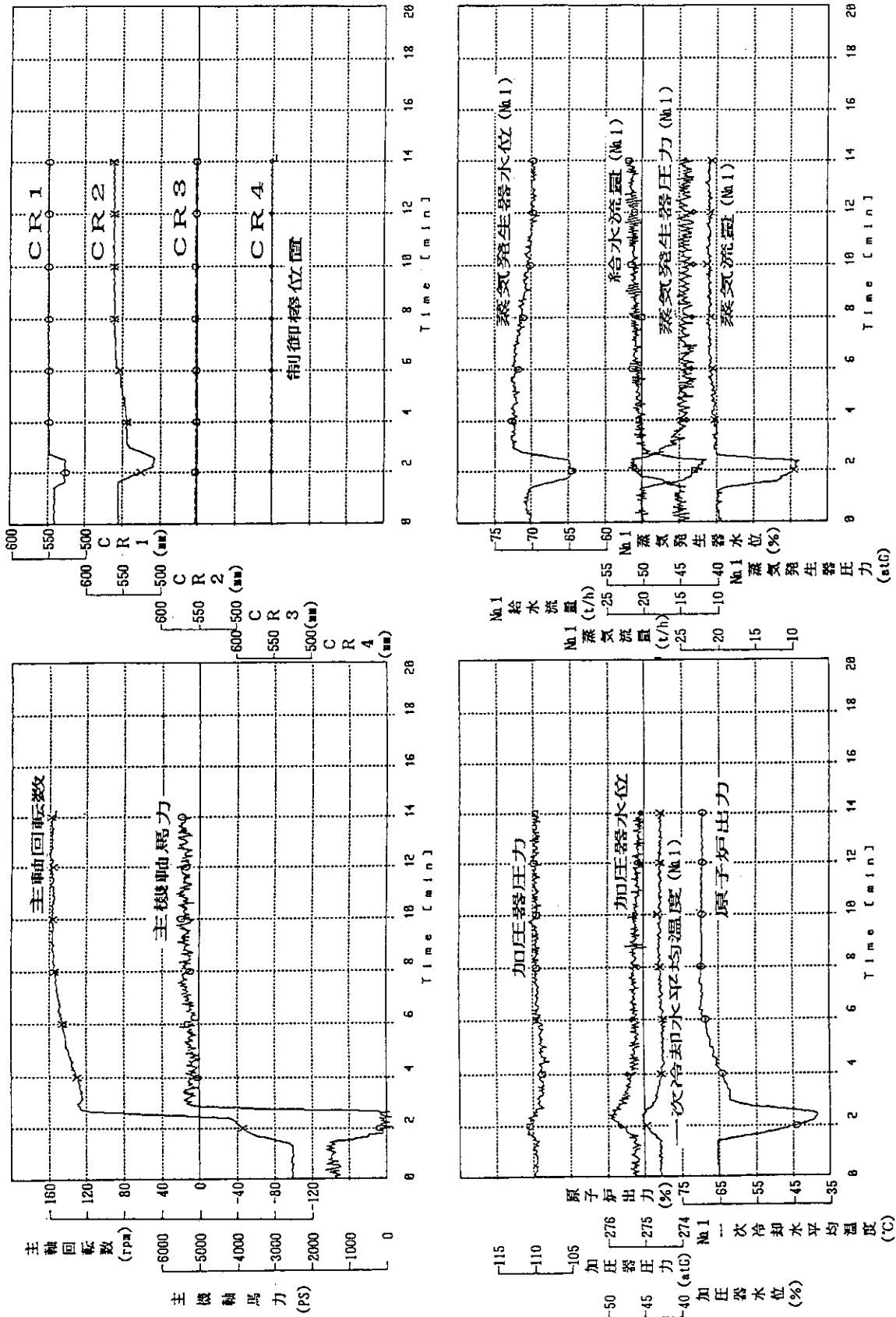


図4.7.5 前後進切換試験結果 (後進65%→前進70%)

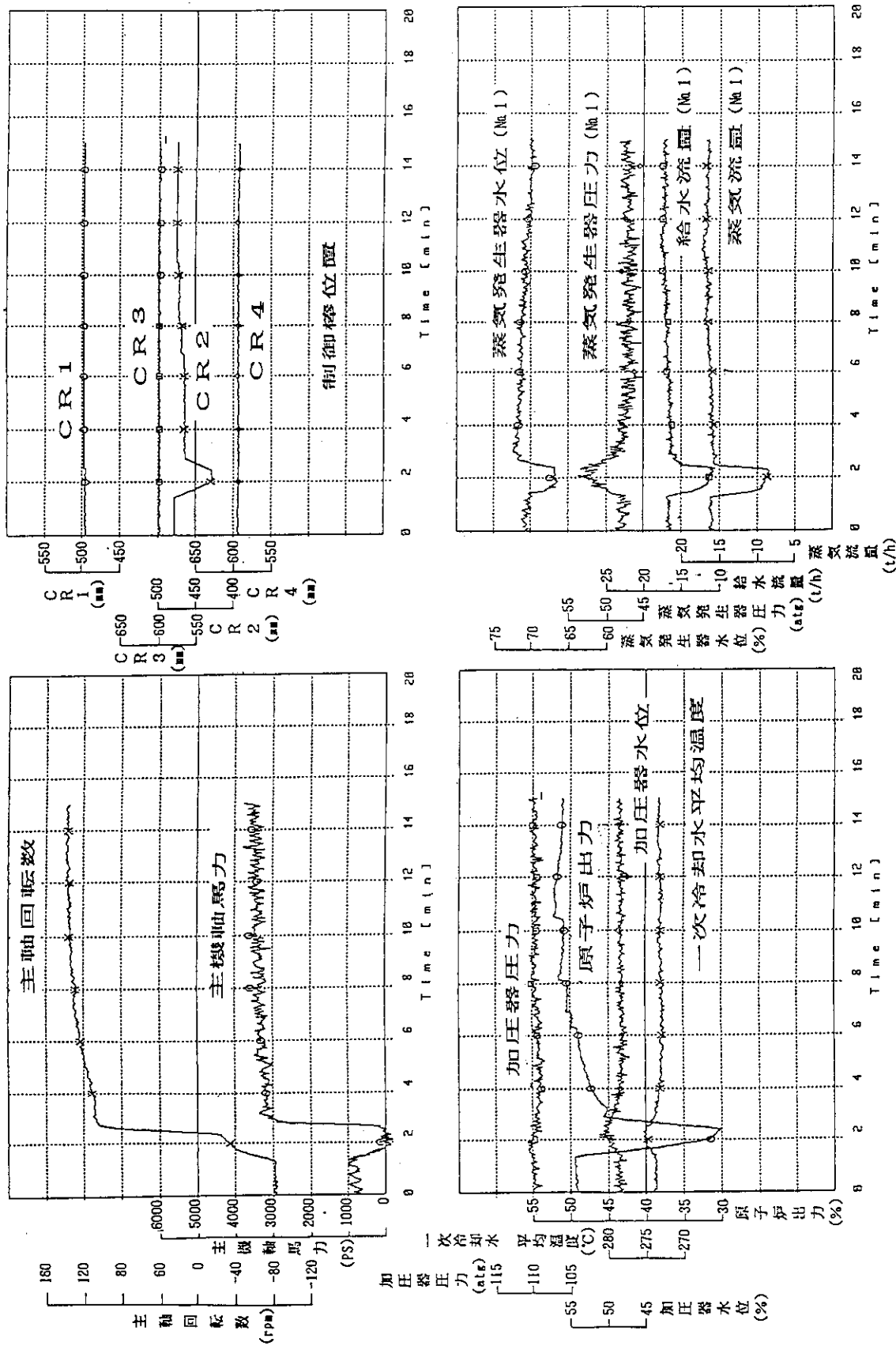


図 4.7.6 前後進切換試験結果 (後進50%→前進50%)

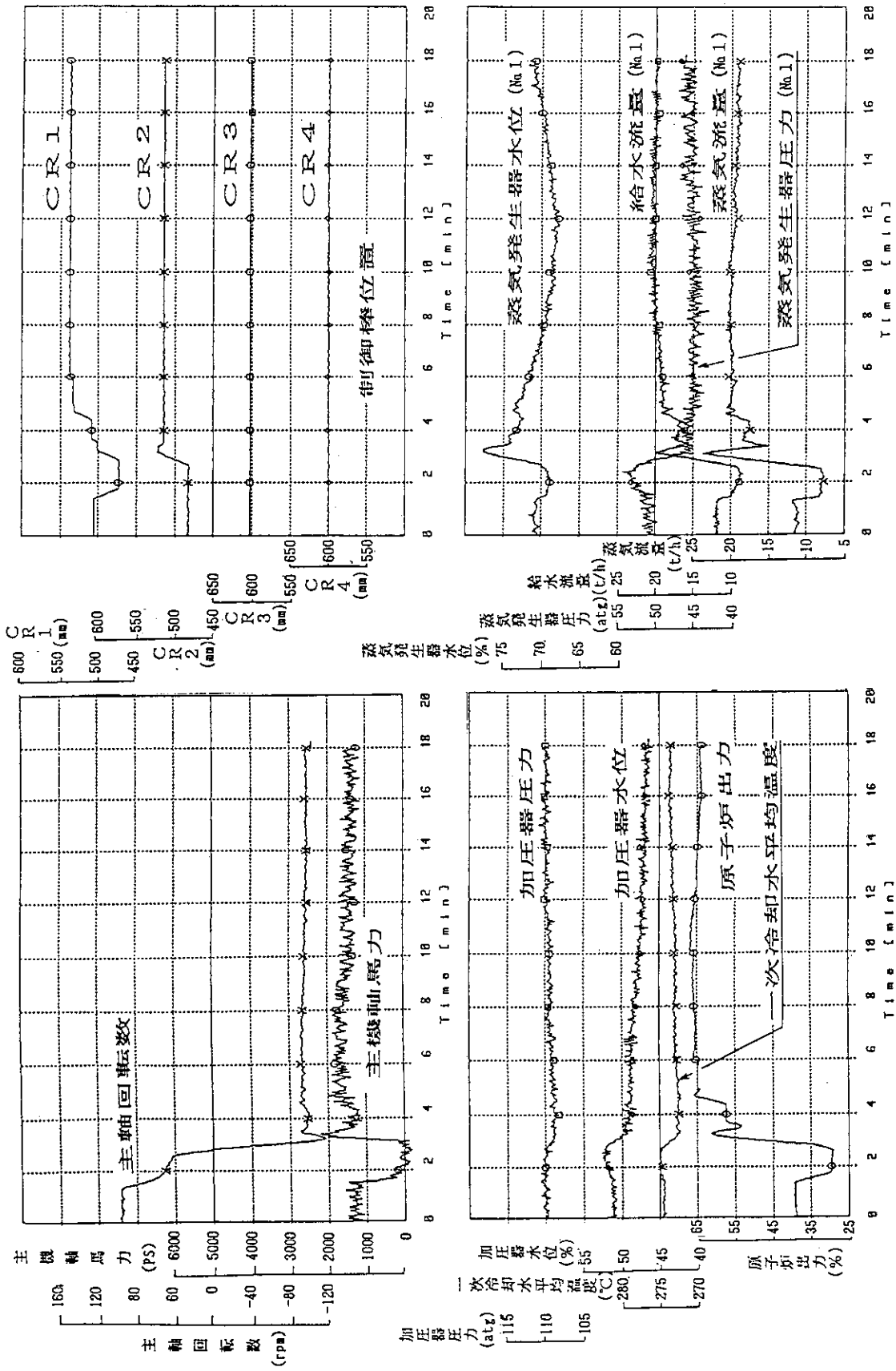


図 4.8.1 前後進切換試験結果 (前進100rpm→後進100rpm)

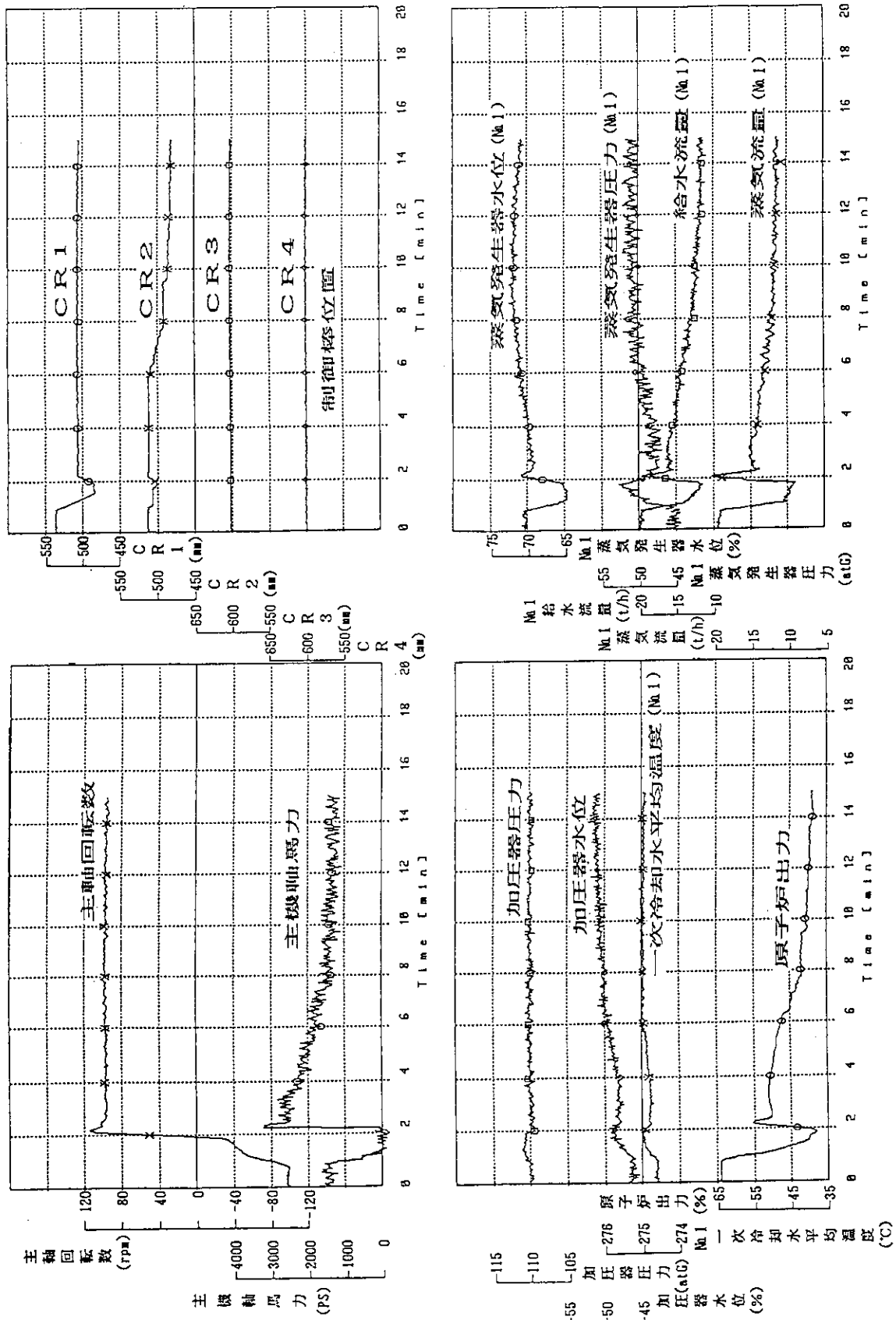


図 4.8.2 前後進切換試験結果 (後進100rpm→前進100rpm)

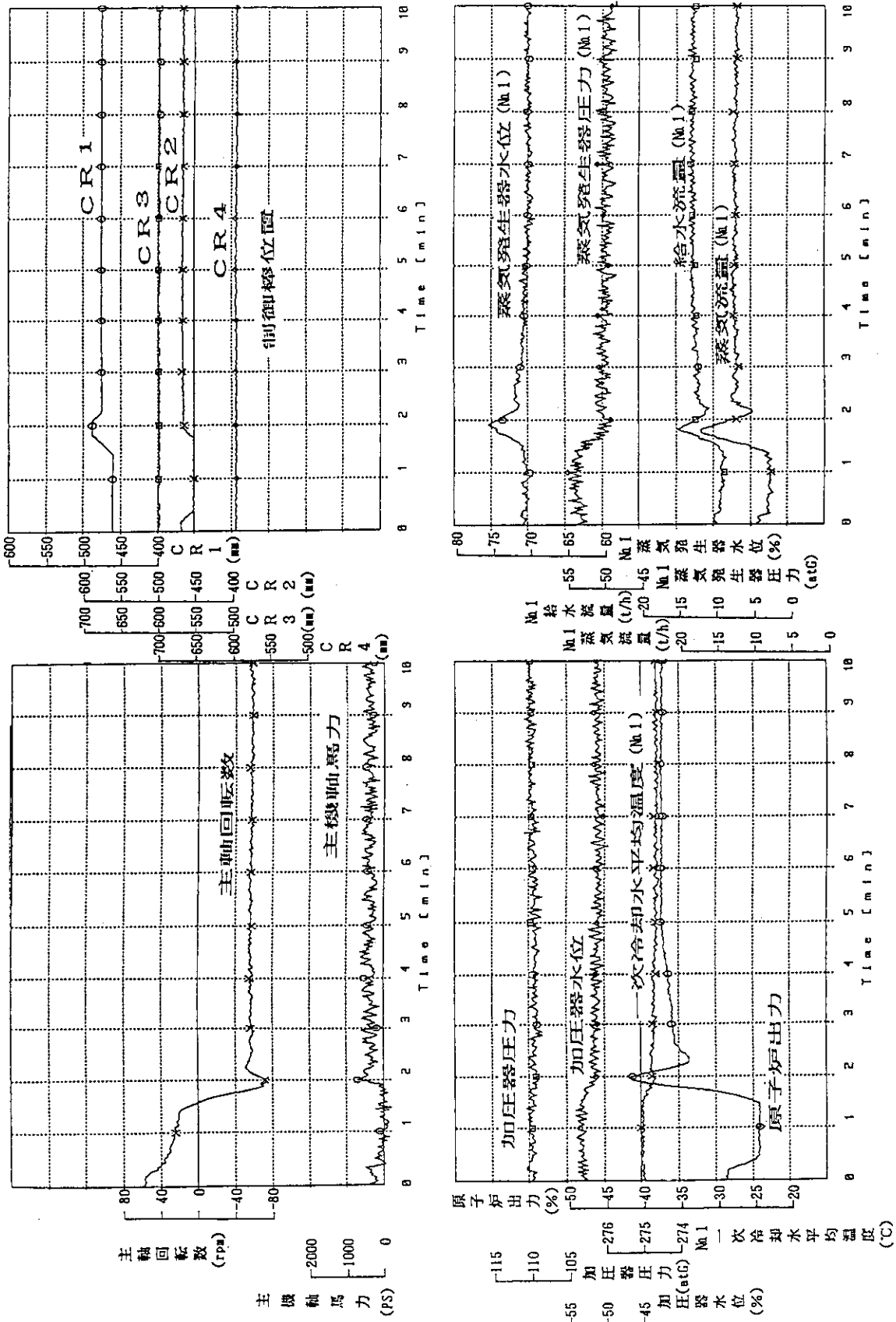


図4.8.3 前後進切換試験結果 (前進60rpm→後進60rpm)

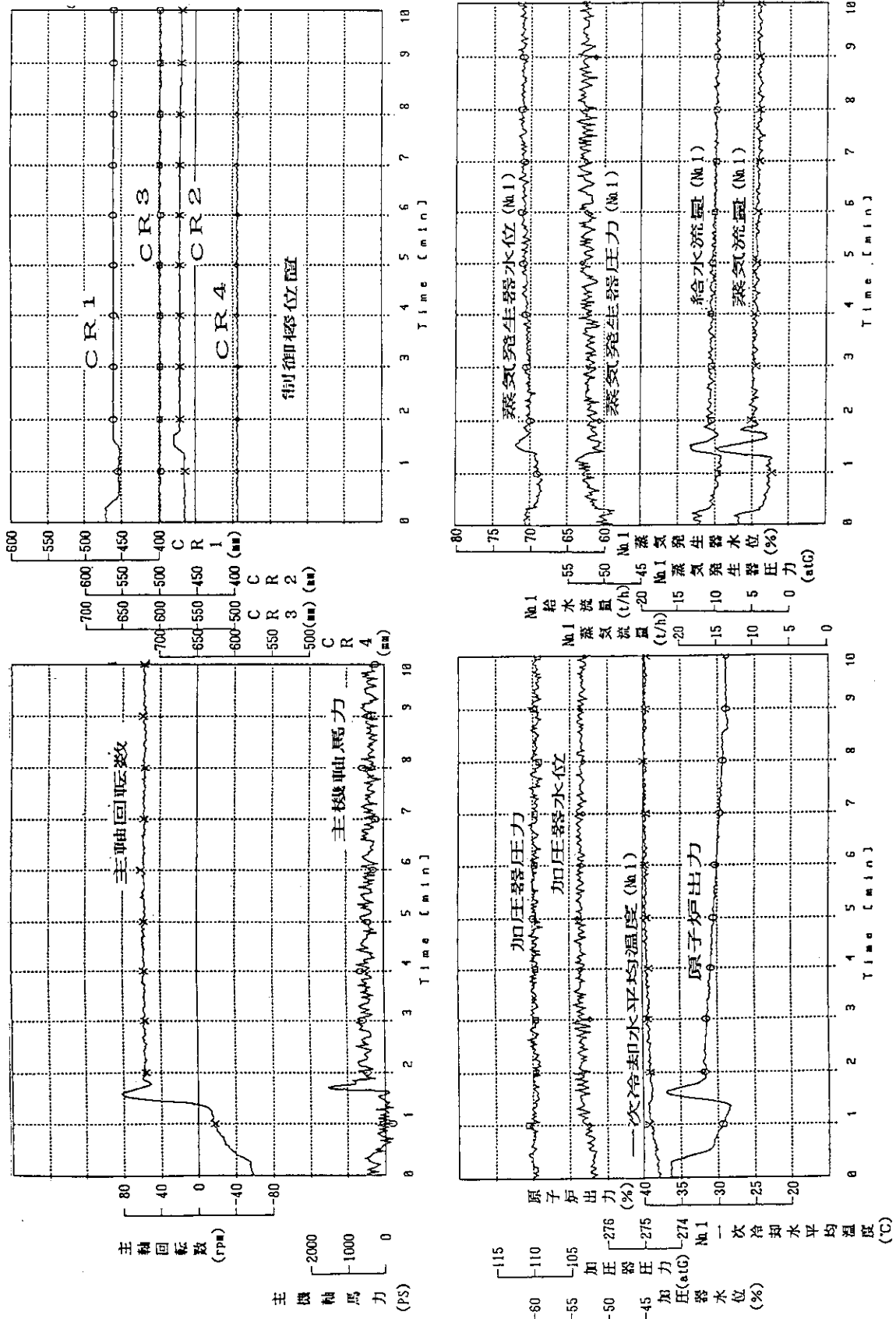


図4.8.4 前後進切換試験結果 (後進60rpm→前進60rpm)

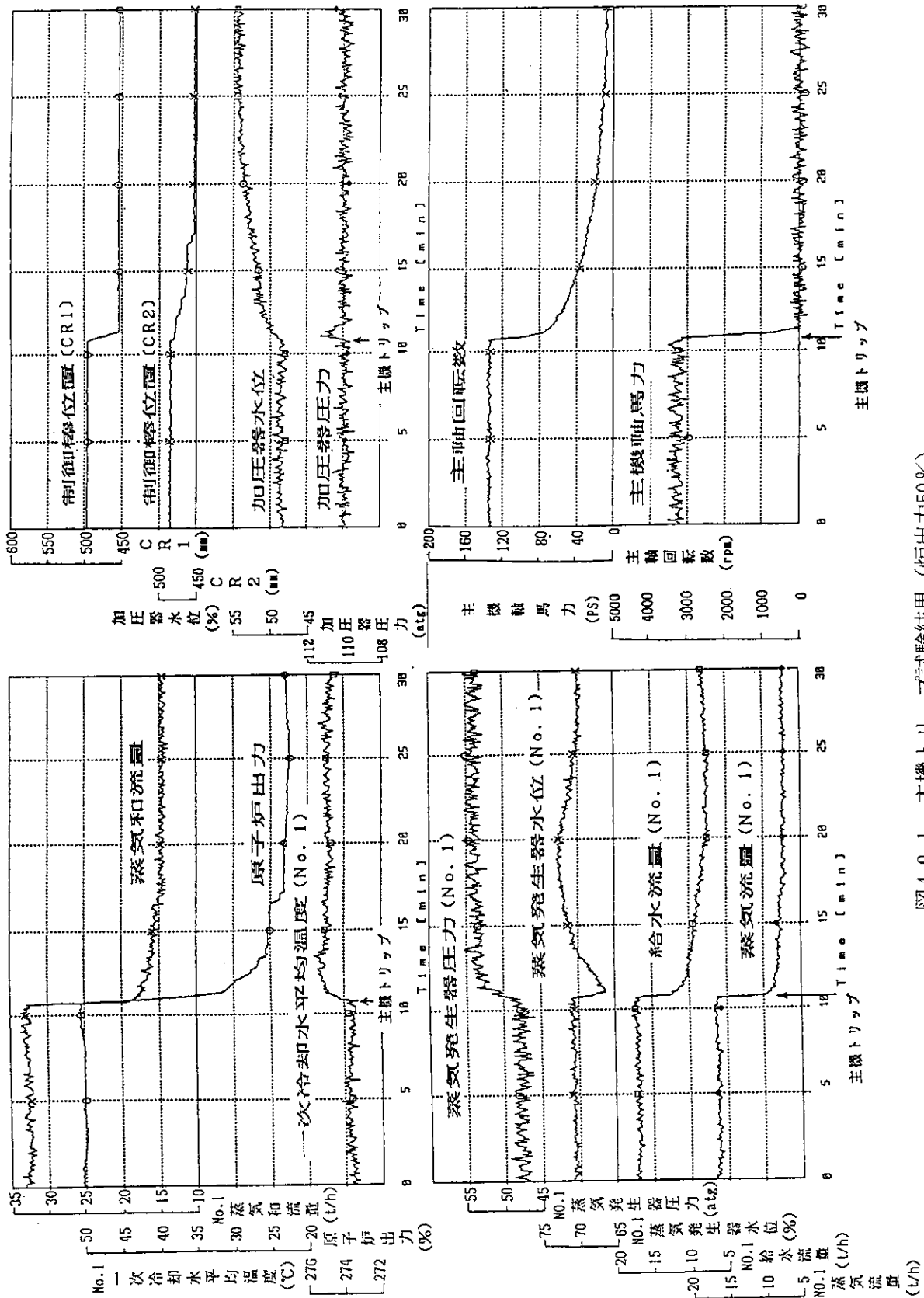


図4.9.1 主機トリップ試験結果 (炉出力50%)

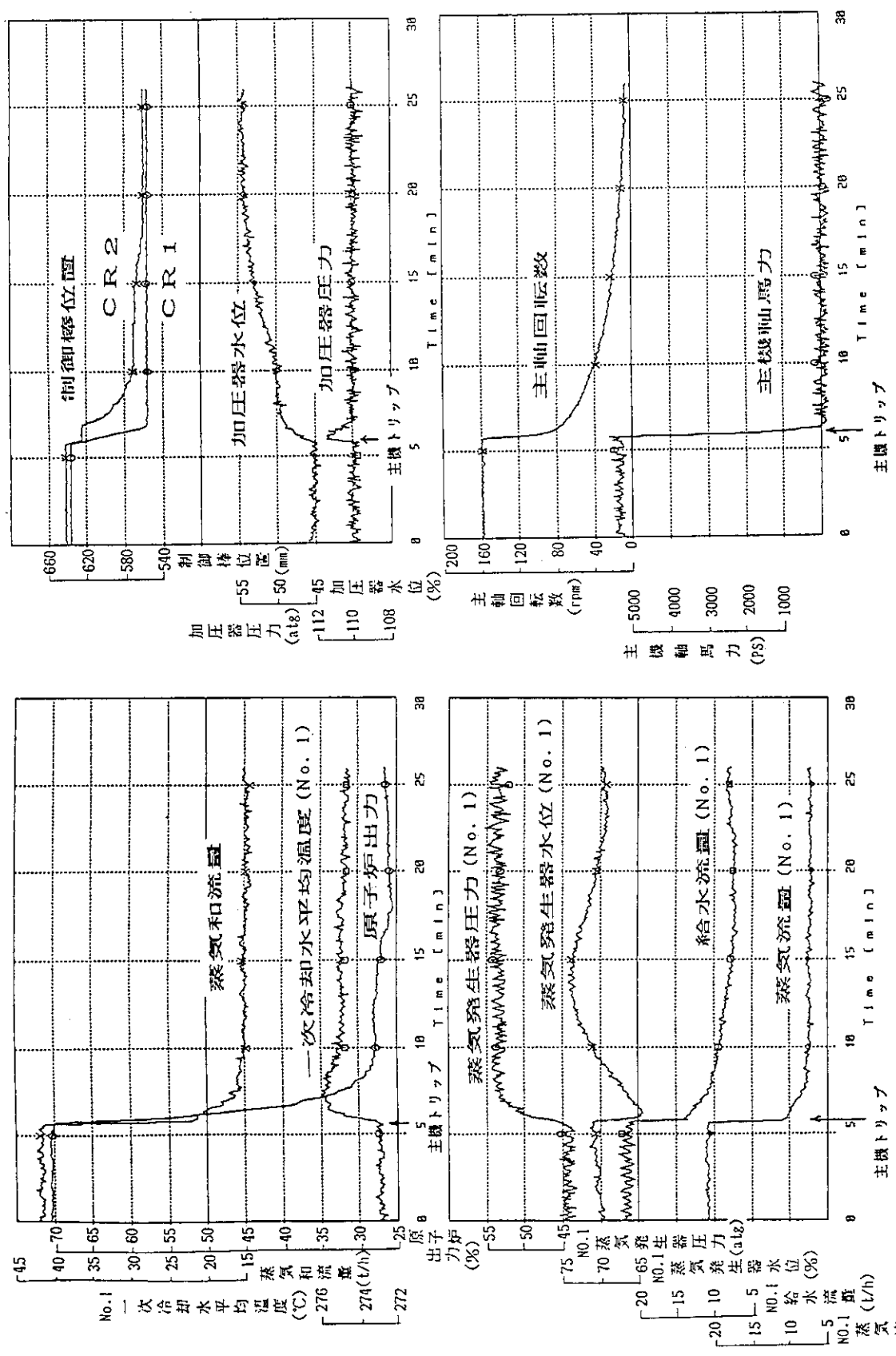


図4.9.2 主機トリップ試験結果 (炉出力70%)

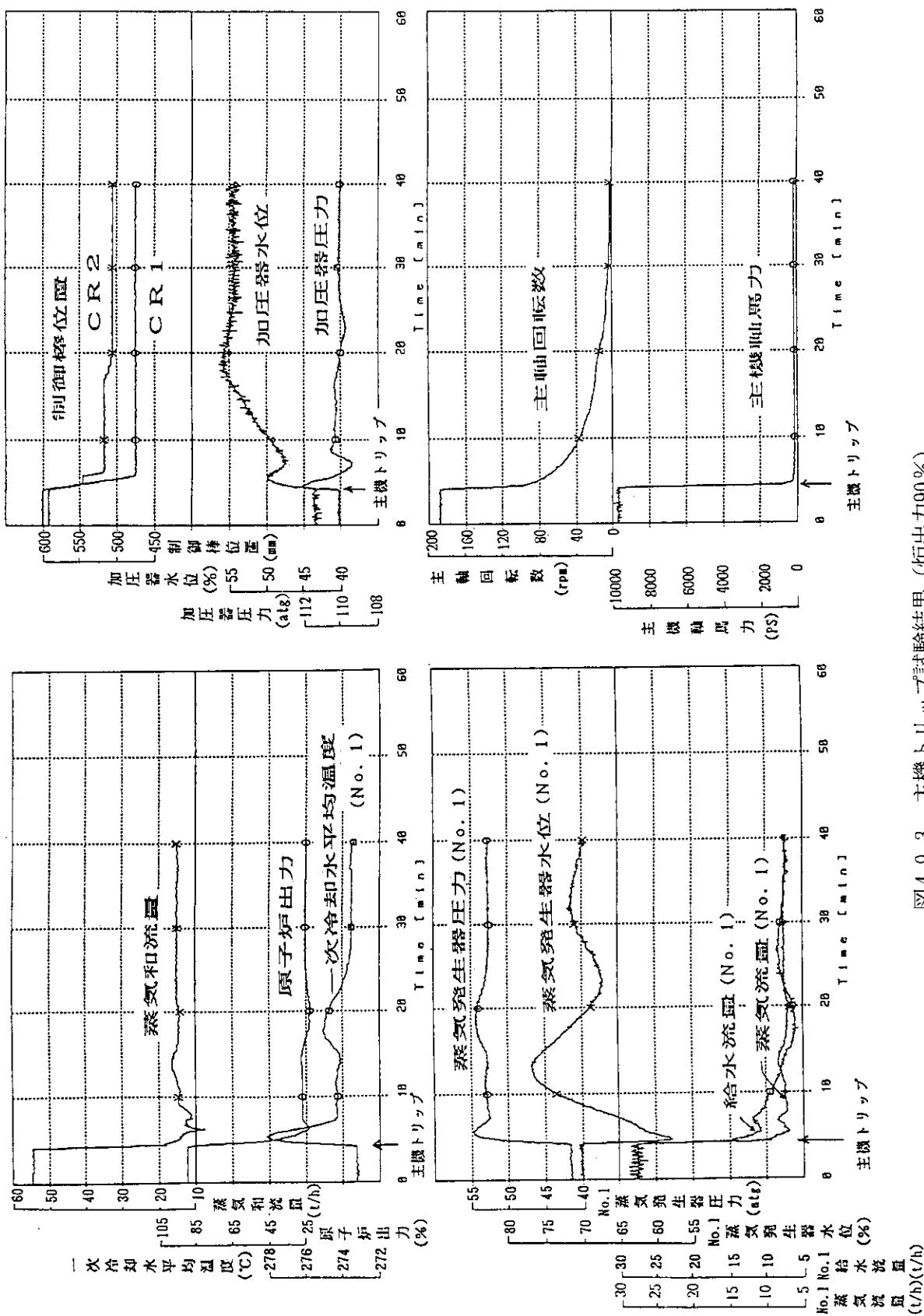


図4.9.3 主機トリップ試験結果 (炉出力90%)

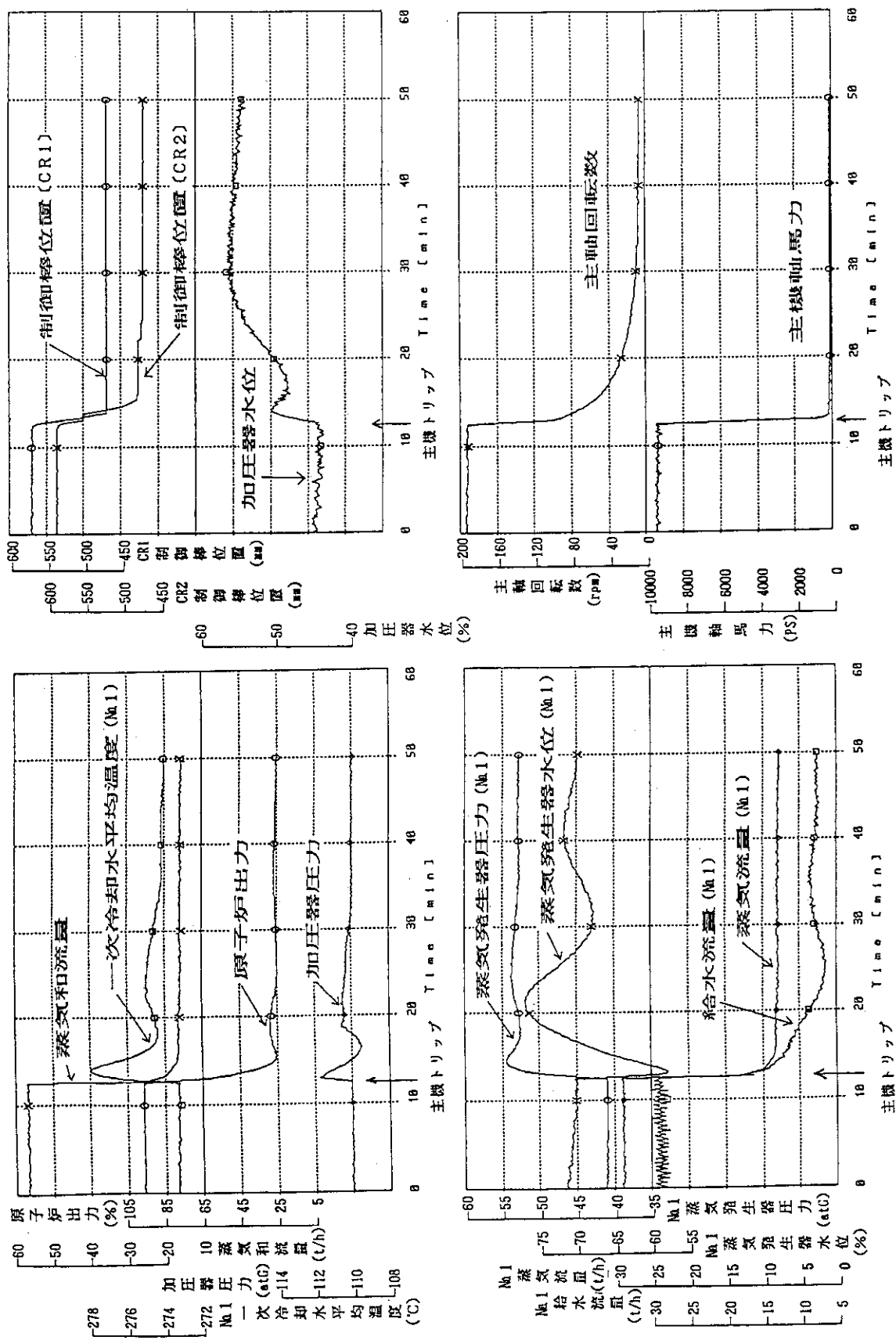


図 4.9.4 主機トリップ試験結果 (炉出力100%)

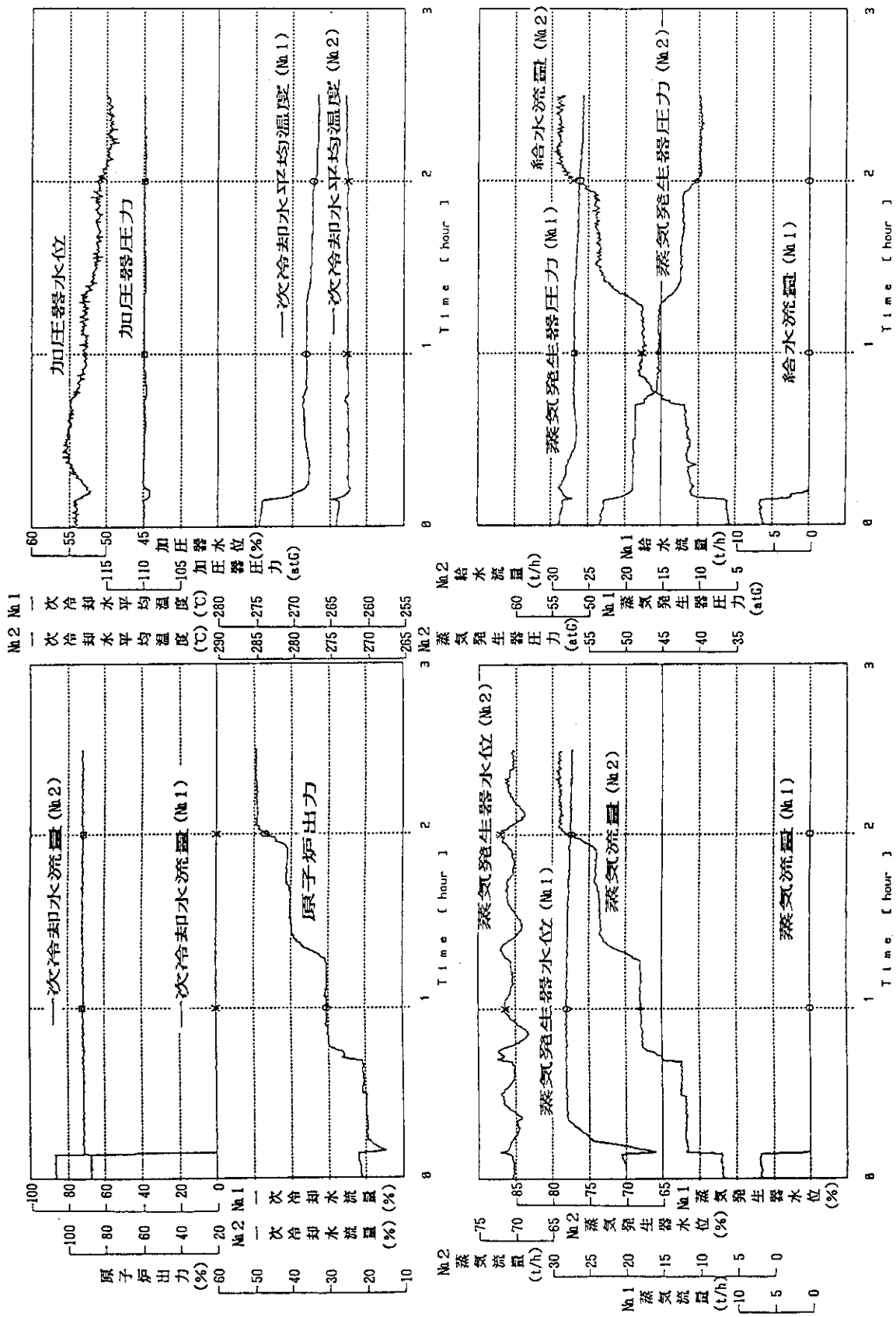
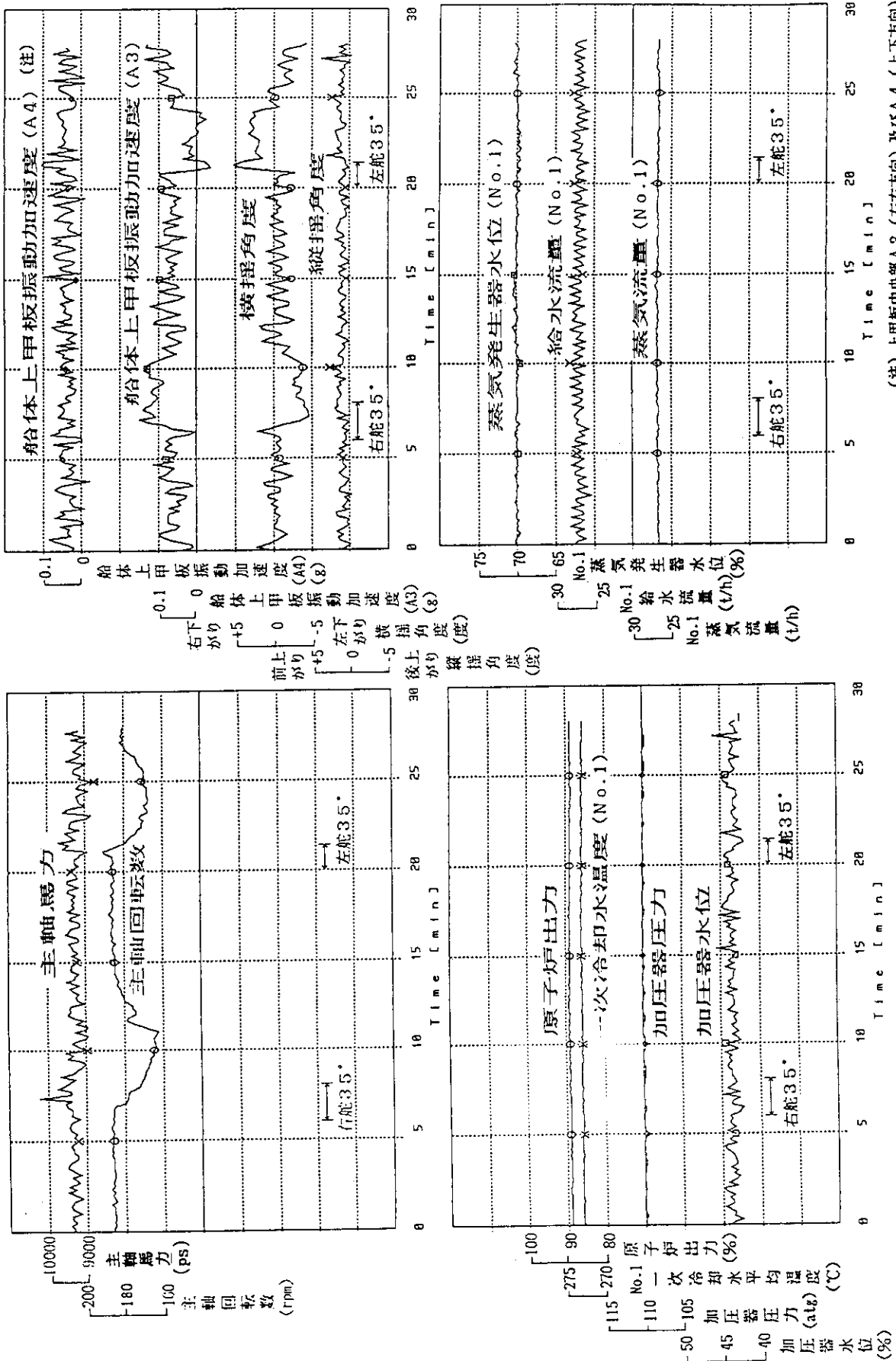


図4.10.1 単ループ運転試験結果



(注) 上甲板中央部A3 (左右方向) 及びA4 (上下方向) (図3.13.1参照)

図 4.11.1 操船時原子炉施設性能試験結果 (主機軸馬力9000PS, 旋回)

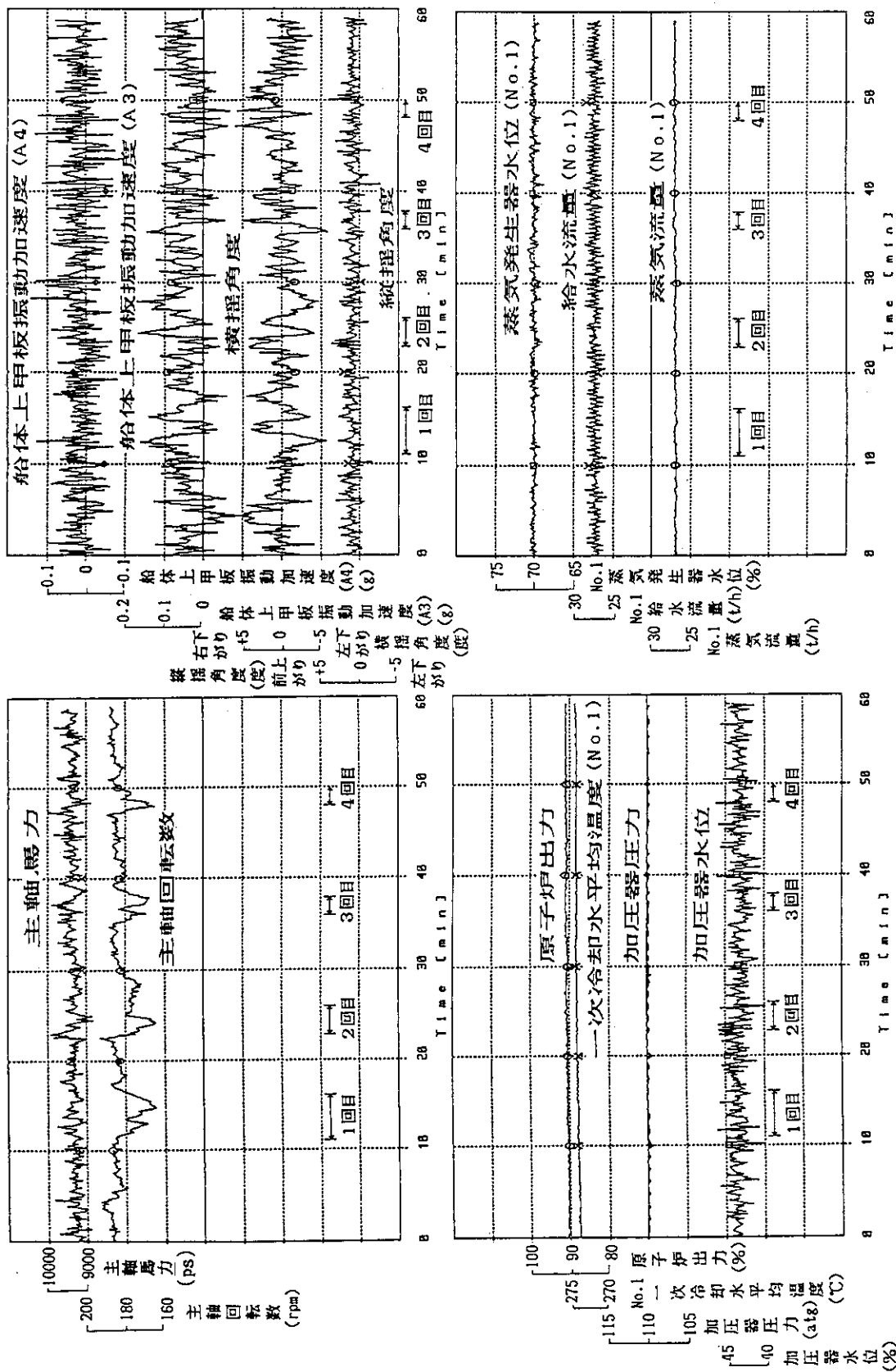


図 4.11.2 操船時原子炉施設性能試験結果 (主機軸馬力9000PS, 進路変更)

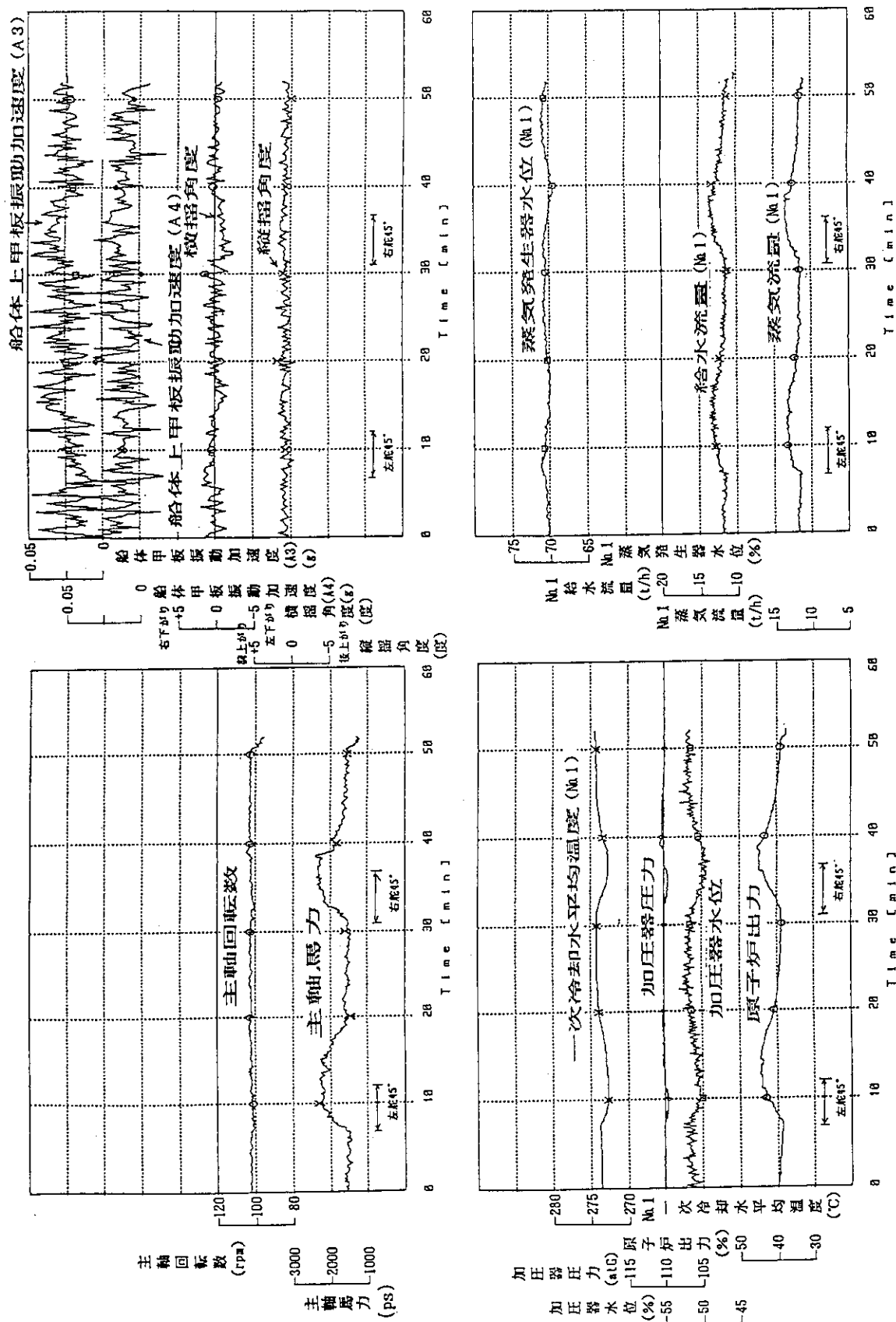


図 4.11.3 操船時原子炉施設性能試験結果 (主軸回轉數約100rpm, 旋回)

5. ま と め

プラント静特性試験から、各炉出力レベルで原子炉プラント及び各機器を連続的に運転し、以下のことが明らかになった。

- (1) 炉出力の算出及び核計装の較正を、炉出力約1%の低出力状態においては温度上昇率測定法により、また炉出力6%以上では蒸気発生器で発生した蒸気量の測定により行い、核計装指示値は炉出力に対して比例関係にあることを確認した。
- (2) 炉出力6%の低出力状態、約20%の基底負荷、炉出力70%及び100%のそれぞれの状態で、定常連続運転を行い、原子炉プラントが安定であることを確認した。
- (3) 炉出力約3%で、一次冷却水温度を約230℃から約273℃まで、温度上昇率約30℃/hで加熱できることを確認した。
- (4) 蒸気発生器で発生した蒸気を二次系に通気し、高圧給水系、主給水系等の作動試験を行い異常のないことを確認した。
- (5) 補助ボイラー及び蒸気発生器で発生した蒸気の切換えが計画通りできることを確認した。
- (6) 主発電機及び補助発電機の合計4台のうち、いずれの2台でも安定した並列運転ができることを確認した。
- (7) 主機タービンの蒸気消費率を測定し、概ね計画値に近いことを確認した。
- (8) 主軸回転数が約50rpm（回転/毎分）から主軸馬力約10000PS（馬力）において、船体振動及び原子炉施設の主要機器の振動レベルを計測し、その振動レベルがいずれも設計の範囲（0.1g）以内であることを確認した。

また、プラント動特性試験から、各炉出力レベルで原子炉プラント及び各機器の応答特性を調べ、以下のことが明らかになった。

- (1) 原子炉制御系の主要部をなす炉出力制御系及び給水制御系の各々についての単体システム試験から、制御定数が妥当であり、系が正常に作動することを確認した。
- (2) 炉出力約6%相当の小負荷変動から、主機トリップ時の約70%の急激な大負荷変動といった各種負荷変動に対しても、以下の判定基準を満たすことを確認した。
 - 原子炉はスクラムしないこと、
 - 加圧器逃がし弁が作動しないこと、
 - 主蒸気安全弁が作動しないこと、
 - プラントの諸変量（炉出力、一次冷却水温度、加圧器圧力及び蒸気発生器水位）が整定すること、

- 原子炉出力制御系、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び蒸気発生器給水制御系が手動調整することなく安定しすること。

また、いずれの負荷変動においても炉出力のオーバーシュート及びアンダーシュートは見られなかった。代表的な負荷変動試験における、圧力、温度等の各パラメータの最大変動幅を表5.1に示す。これから、

- (3) 原子炉を手動でスクラムさせ、炉停止及び炉停止後の機器作動が正常なシーケンスにしたがっていることを確認した。
- (4) 原子炉運転中に、1台の主発電機をトリップさせても、原子炉が安全に運転継続できることを確認した。
- (5) 原子炉の基底負荷運転状態から1台の主冷却水ポンプ1台をトリップさせても原子炉がスクラムすることなく安全に整定すること及び炉出力約30%、炉出力40%及び炉出力約50%の単ループ運転が安全かつ安定に運転できることを確認した。
- (6) 主軸馬力約9000 PSの運転状態において、舵角35度の進路変更及び旋回を行い、また主軸回転数約100 rpmの運転状態において舵角45度の旋回を行い、操船に伴う船体運動及び負荷等の変動に対しても原子炉がスクラムすることなく、自動制御系により安定に運転できることを確認した。

以上のことから、「むつ」原子炉プラントはあらかじめ設定した試験の判定基準をすべて満足し、また設計通りの機能・性能を有していることが明らかとなった。この原子炉の特徴として、負荷変動に対して非常に安定的に追従できることがあげられる。すなわち、小さな蒸気流量変動（約10%以内）に対しては炉心の自己制御性により、制御棒が必ずしも動かなくても原子炉が負荷に追従でき、またそれ以上の蒸気流量変動に対しては自己制御性に加え各種自動制御系の適切な作動により円滑に負荷に追従できる。したがって、原子力船「むつ」炉は十分安定したプラント特性を有していることが実証できた。

表5.1 プラント動特性試験における主要パラメータ変化量

	負荷増加 (70%)	前後進切換 (100%)	主機トリップ	備考
炉出力-蒸気流量 ミスマッチ	約 -30%	約 30%	約50%	-
一次冷却水平均 温度変化量	約 -3°C	約 3°C	約 5°C	-
加圧器圧力 変化量	約 -1.5 at (110 at g)	約 2 at (110 at g)	約 2 at (110 at g)	逃し弁作動圧力=125 at g
SG水位変化量	約 6% (70%)	約 13% (70%)	約 -13% (70%)	スクラム水位 12.5 (%)
SG圧力変化量	約 -9 at (53 at g)	約 11 at (42 at g)	約 14 at (41 at g)	安全弁作動圧力=68 at g

() は初期値を示す

謝 辞

試験の実施にあたり、監督官庁をはじめとする「むつ」出力上昇試験に係わる多くの方々に多大のご協力を頂いた。特に、監督官庁である科学技術庁、運輸省及び日本海事協会の方々には、計画の段階から懇切なるご指導及び御協力を賜った。また、日本原子力研究所では辻副理事長をヘッドとする原子力船「むつ」出力上昇試験プロジェクト体制をしいて実施した。軍司吉樹「むつ」船長及び渡辺卓嗣機関長（当時）を始めとする乗組員の諸兄には、運航と共にデータ収録にあたって適切なアドバイスと御協力を頂いた。報告をとりまとめるに当たり、上記関係者及び本稿を校閲して頂いた伊勢武治主任研究員（当時原子力船技術部、現在安全性試験研究センター）に感謝します。