

JAERI-Tech

99-008



JP9950123



原子力船の高度自動化運転システムの開発（1）

通常時の全自動化運転システムの開発

1999年2月

中澤利雄・藪内典明
高橋博樹・島崎潤也

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）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1999

編集兼発行 日本原子力研究所

原子力船の高度自動化運転システムの開発(1)

通常時の全自動化運転システムの開発

日本原子力研究所東海研究所エネルギーシステム研究部

中澤 利雄・藪内 典明

高橋 博樹・島崎 潤也

(1999年1月21日受理)

実用原子力船においては、経済性向上の面から運転の省力化を図るとともに、陸上からの運転支援が困難であることから、原子炉の完全自動化と異常の予知などの運転支援システムの整備が極めて重要となる。本自動化システムの開発は、原子炉起動から出力上昇、定常運転、停止までの一連の通常時の運転操作の完全自動化を目的に、手動操作が主体であった原子力船「むつ」プラントの通常運転をモデルに、「むつ」の運転経験をもとに通常運転時の完全自動化手法を検討したものである。特に開発が必要である起動、停止操作の自動化については、目標値及びパラメータの変動制限値の設定と主要機器の操作プログラムを作成することによって、基本的に完全自動化を達成することができた。本報告書は、通常時の全自動化システムについて、開発したシステム構成と原子力船エンジニアリングシミュレータを用いた検証の結果についてまとめたものである。

Development of Advanced Automatic Operation System for Nuclear Ship (1)
Perfect Automatic Normal Operation

Toshio NAKAZAWA, Noriaki YABUUTI, Hiroki TAKAHASHI
and Junya SHIMAZAKI

Department of Nuclear Energy System
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 21, 1999)

Development of operation support system such as automatic operating system and anomaly diagnosis systems of nuclear reactor is very important in practical nuclear ship because of a limited number of operators and severe conditions in which receiving support from others in a case of accident is very difficult.

The goal of development of the operation support systems is to realize the perfect automatic control system in a series of normal operation from the reactor start-up to the shutdown. The automatic control system for the normal operation has been developed based on operating experiences of the first Japanese nuclear ship "Mutsu". Automation technique was verified by "Mutsu" plant data at manual operation.

Fully automatic control of start-up and shutdown operations was achieved by setting the desired value of operation and the limiting value of parameter fluctuation, and by making the operation program of the principal equipment such as the main coolant pump and the heaters.

This report presents the automatic operation system developed for the start-up and the shutdown of reactor and the verification of the system using the Nuclear Ship Engineering Simulator System.

Keywords : Nuclear Ship, N.S.Mutsu, Automatic Operation System, Reactor Operator,
Normal Operation, Operation Support System

目 次

1. 緒 言	1
2. 原子力船「むつ」の運転概要	2
2.1 系統概要	2
2.2 原子炉の運転操作	2
3. 自動運転システムの製作	6
3.1 自動化の基本構成	6
3.2 自動運転システム（通常運転）の製作	6
4. 原子力船エンジニアリングシミュレータによる検討	14
4.1 シミュレータの概要	14
4.2 自動化システムとシミュレータの結合	14
4.3 自動化システムの検証	14
5. 結 論	17
参考文献	18

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of Nuclear Ship "MUTSU" Operation	2
2.1 Overall System	2
2.2 Reactor Operations in Various Operating Modes	2
3. Design of Automatic Operation System	6
3.1 Basic Concept of Automatic Operation	6
3.2 Design of Automatic Operation System "MUTSU" Operation	6
4. Evaluation of Automatic Operation System by Nuclear Ship Engineering Simulator	14
4.1 Outline of Nuclear Ship Engineering Simulator	14
4.2 Combining Automatic Operation System with Simulator	14
4.3 Evaluation of Automatic Operation System Performance	14
5. Conclusion	17
References	18

図表リスト

図 2.1 「むつ」の原子炉全体

図 2.2 一次系統概略図

図 2.3 二次系・推進系統全体系統図

図 2.4 原子力船「むつ」の運転概要

図 2.5 運転制限曲線

図 2.6 主蒸気系統図

図 2.7 主給水系統図

図 3.1 自動化全体像

図 3.2 運転ステップにおける自動化の概念

図 3.3 起動準備操作確認画面

図 3.4 計装制御盤点検図面

図 3.5 弁類点検図面

図 3.6 制御棒操作監視図面

図 3.7 冷却停止移行操作確認図面

図 4.1 全体構成図

図 4.2 「原子力船エンジニアリングシミュレータ」と「G2」の結合概念図

図 4.3 原子炉起動特性

図 4.4 運転特性(原子炉起動～出力運転)

図 4.5 運転特性(出力運転～降温操作)

図 4.6 原子炉停止特性

図 4.7 原子力船「むつ」における臨界操作

図 4.8 自動運転システムによる制御棒操作

(一次冷却水温度 240°Cからの臨界近接および出力上昇操作)

図 4.9 自動運転システムによる制御棒操作(核加熱による上昇操作)

図 4.10 自動運転システムによる制御棒操作(蒸気放出および再臨界操作)

表 2.1 「むつ」における操作対象

表 2.2 起動時の運転制限

表 2.3 原子炉出力操作時の運転制限

表 3.1 原子炉起動許可条件

表 3.2 一次冷却系圧力操作

表 3.3 一次冷却水平均温度制御

1. 緒 言

原子力船の実用化のためには、経済性向上の面から運転の省力化と運転員の労力の軽減のために、原子炉の安全自動化を目指した自動運転システムと異常予知などの運転支援システムの開発が極めて重要となる。

原子炉の自動運転においては、①起動、出力上昇、定格運転、停止の一連の操作が行われる「通常時運転」を対象とした自動化システムと、②異常・過渡事象による原子炉スクラム及び冷却材喪失事故等の「異常・事故時運転」を対象にした自動化システムに大別できる。

通常時運転における自動化についてみると、近年の原子力発電所においては、マンマシンインターフェイスを考慮した制御室の制御・監視盤の高度化が行われ、運転員の負担が著しく軽減されている。これらの中でそれぞれの系統の自動化が行われているものの、起動から停止までの完全自動化は達成されていない。また、異常時や事故時においては安全保護系や工学的安全施設は自動作動するものの、作動後のプラント修復操作は自動化されていない。この理由には、運転員が状況に応じて機器の操作に介入させるとの理由もあろうが、系統間の運転操作が多様で複雑なために完全自動化は実現していない。

現在、我々の開発している改良船用炉 MRX (Marine Reactor-X)¹⁾ および DRX (Deep-sea Reactor-X) は、一体型原子炉を採用することにより一次冷却系配管系を削除し系統の簡素化を達成するとともに、格納容器内に水を充填した水張式格納容器方式を採用することにより非常用炉心冷却設備の簡素化を行うなど、系統全体として簡素化された原子炉システムとなっている。原子力船においては、前述のように運転の省力化が強く望まれている。運転員の省力化の面では系統の簡素化によって一部実現されると考えられる。しかし、一層の省力化を図るには完全自動化の達成が極めて重要であり、前述のように改良船用炉においては系統の簡素化が達成されたことにより、完全自動化の実現がかなり容易となる。

本研究は、通常時及び異常時・事故時の運転員の操作を全く期待せずに、運転の完全自動化を実現するための基本システムの開発を目的に実施しているものである。本研究においては、第1段階として原子力船「むつ」におけるこれまでの運転経験を十分活用するものとし、「むつ」を対象に自動化システムを開発した。原子力船「むつ」の運転には多くの手動操作が含まれ、多数の運転員が必要であったが、運転員の監視、運転操作及び知識情報を分析し、その知識をデータベース化し自動化を行う、いわゆる運転員の知識ベースに基づく自動化手法を採用した。

開発した自動運転システムについては、原子力船エンジニアリング・シミュレーション・システム（以下、シミュレータと称する）を用いて自動運転システムの特性評価・検証を行い、実機の運転データと比較しシステムの有効性を検討した。

本報告は高度自動化システムのうち、通常時の完全自動化システムの開発について述べるものである。

2. 原子力船「むつ」の運転概要

2. 1 系統概要

原子力船「むつ」は原子炉熱出力36MWtの2ループ型PWRである²⁾。蒸気発生器で発生した蒸気は、推進機用タービン及び2台のタービン発電機へ供給される。また、蒸気タービン駆動の給水ポンプへ供給される。一次冷却系、ECCS系、体積制御系、原子炉補助系等の主要系統構成は、陸上発電炉のそれとほぼ同様である。図2.1に原子炉、図2.2に一次冷却系、図2.3に推進系を含んだ全体系統図を示す。下記にそれぞれの運転モードにおける操作内容を記す。

2. 2 原子炉の運転操作

「むつ」プラントの通常時運転を大別すると、次のような5つの運転モードに区分される。

- | | |
|-----------|---------------------------------------|
| 原子炉起動準備操作 | : (起動前点検) |
| 原子炉起動操作 | : (一次系昇温、加圧器気相生成、一次系昇温・昇圧) |
| 原子炉出力操作 | : (原子炉起動、臨界、核加熱、蒸気源切替、原子炉自動運転、基底負荷) |
| 原子動力航行 | : (出港、定格出力への上昇操作、入港) |
| 原子炉停止操作 | : (原子炉停止、一次系降温、降圧、加圧器満水、一次系降溫度、停止後点検) |

また、図2.4に「むつ」の運転概要、表2.1にそれぞれの運転ステップにおける制御対象の一覧を示す。

(1) 原子炉起動準備操作 ①—②

原子炉運転の開始日が決定されると、約1週間前から起動準備を開始する。起動準備は、機器、弁、制御系等の点検機器の試運転後、弁の開閉状況、各操作スイッチの操作位置、インターロックの状況、電源系統の確立状況、各機器の運転状況等についてチェックシートに従って確認を行う。「むつ」の場合、前回の原子炉停止からの期間及び原子炉主要部の開放点検の有無により点検内容は増減するが、30日を越えた原子炉冷態停止後の起動の場合は、点検の項目は3500項目を越える。

(2) 原子炉起動操作 ②—④

本操作は、核加熱を開始する前に一次系を定格の温度(273.5°C)、圧力(110kg/cm²)もしくは、近傍条件(～240°C、～110kg/cm²)に整定するための操作であり、下記に述べる2段階の手順で目的的条件に整定させる。一次冷却系温度は、冷却材を循環させる一次系冷却水ポンプによるジュール加熱と加圧器ヒータにより行い、加圧器気相生成開始迄は、一次冷却系圧力を一定に保ち、温度を上昇させる。以降は、加圧器気相部の圧力調整を加圧器ヒータ及び加圧器スプレー弁により行い、昇温・昇圧を行う。原子炉起動時の運転制御を表2.2に示す。

i) 原子炉冷態停止から加圧器気相生成まで

一次冷却系への充填及び抽出流量を調整し、一次冷却系圧力を10kg/cm²に上昇させた後、一次冷却水ポンプを高速運転とし、加圧器ヒータ(140kw)を全投入し、昇温率約8°C/hで昇温を行

う。この間加圧器の制御は、加圧器スプレー弁を全開とし循環量を最大として、原子炉容器内及び加圧器々内水の温度を均等に上昇させる。

ii) 加圧器気相生成

加圧器々内水温度が一次冷却系圧力の飽和温度に達すると気化が始まる。加圧器気相を確認後、圧力を一定に保つよう加圧器ヒータの投入グループ数を調整する。

加圧器水位調整操作は、充填バイパス弁にて充填流量調整を、低圧抽出調整弁で抽出流量をそれぞれ手動制御し、加圧器水位の低下を早める。

加圧器水位が定格の60%に達した時点で充填バイパス弁を徐々に全閉とし、加圧器の水位が定格水位（55%）になるよう低圧抽出調整弁にて手動調整する。

iii) 核加熱までの昇温・昇圧 ③—④

加圧器水位が定格水位に安定していることを確認後、加圧器ヒータを全投入とし、スプレー弁により運転制御曲線内に入るよう圧力調整を行いながら昇温操作を再開する。図2.5に運転制御曲線を示す。

加圧器水位調整操作は、低圧抽出調整弁から高圧抽出調整弁に切換え(High press Mode)手動調整する。核加熱を開始するまでの昇温・昇圧途中に下記の操作を実施する。

- ・蒸気発生器内圧力が $3\text{kg}/\text{cm}^2$ に達した時点で、蒸気発生器の体積加圧防止のために水位を 85%まで低下させる。
- ・蒸気発生器々内水が原子炉運転時の基準を満足しない場合、水質調整のため、器内水の FEED&BLOW を繰り返し、水質改善を行う。
- ・核加熱開始までに一次冷却水への水素添加を行うため、体積制御サージタンクの水素置換を行う。
- ・一次冷却系圧力が $85\text{kg}/\text{cm}^2$ で非常用炉心冷却作動信号のインターロック「SI BLOCK」信号が解除されたことを確認後、チェックシートに従って非常用炉心冷却設備のポンプ及び弁類を待機状態とする。

(3) 原子炉出力操作 ④—⑤

原子炉を起動し臨界後、核加熱により、一次冷却系の運転条件を定格温度、圧力に整定し、その後原子炉の定格出力運転まで上昇させる一連の操作で、原子炉の出力調整は制御棒により行うもので下記の 5 段階の操作に大別できる。原子炉出力運転時の運転制限条件を表2.3に示す。

i) 原子炉起動

一次冷却系温度、圧力が 240°C 、 $110\text{kg}/\text{cm}^2$ 近辺となったところで、原子炉の運転許可条件を確認し、原子炉起動インターロックを解除後、制御棒の引抜き操作を開始する。

「むつ」の制御棒は 12 本で周囲の 8 本は安全棒（停止用制御棒）、中央の 4 本がシム棒（手動及び自動制御棒）である。安全棒は 4 本を 1 グループ（Gr-3,Gr-4）、シム棒は 2 本を 1 グループ（Gr-1,Gr-2）に分割され、制御棒の操作は原則としてグループ操作とする。

制御棒の引抜きパターンは、Gr-3, 4 を順次に全引抜きとし、その後 Gr-1, 2 を予め予測計算された臨界ロッドパターンに従って引抜き操作を行い、原子炉を臨界とする。なお、原子炉出力自動制御系により選択された制御棒グループを自動制御棒、他を手動制御棒として操作を行う。

ii) 核加熱

臨界達成後、制御棒の引抜き操作の目標として起動率を約 0.5dpm(decard per minute)で制御棒を操作し出力を上昇させる。

- ・炉出力 0.5%程度で崩壊熱ダンプ系を準備し、一次冷却水平均温度（以下、Tave という）上昇を確認後、約 25°C/h の昇温率を保つように原子炉出力を上昇させ、定格温度まで核加熱を行う。
- ・一次系圧力は、加圧器ヒータの投入グループ数を適宜調整しながら運転制限値を逸脱しないよう 110kg/cm²まで上昇させる。この時点で加圧器圧力制御系を自動とする。
- 核加熱により定格温度に達した後、原子炉出力が約 6%に上昇させるとともに Tave が一定となるよう崩壊熱ダンプ弁を徐々に開として崩壊熱復水器へ蒸気を逃がし調整を行う。
- 図 2.6 に主蒸気系統を示す。
- ・蒸気の使用開始に伴って蒸気発生器の水位制御は、補助給水系統により補助給水ポンプの間欠給水にて行う。図 2.7 に主給水系統を示す。

iii) 蒸気源切替（補助蒸気系から原子炉蒸気系へ）

補助ボイラーの蒸気圧力は 30kg/cm²、原子炉蒸気は約 58kg/cm²（約 6% 出力時）であり並行使用できない。従って船内の蒸気負荷への蒸気供給を一旦停止した後、ドレンアタックに注意しながら原子炉蒸気に切替える。この操作を蒸気源切替操作という。

- ・蒸気源切替に先だって運転モードスイッチを「START」から「RUN」モードに切替え、高中性子束スクラム設定値を起動時設定値（25%）から運転時設定値（115%）に変更する。
- ・補助ボイラー供給元弁を閉鎖後、蒸気発生器からの供給元弁を開き、補助蒸気系（30kg/cm²）から原子炉蒸気系（58g/cm²）へ切り替える。蒸気発生器の負荷増加に伴って一次冷却系温度が低下するため制御棒の手動操作により原子炉出力を増加させる。

iv) 原子炉自動運転

蒸気源切替操作に引続いてタービン駆動の主給水ポンプを起動し、主給水系統による手動給水に切り替える。原子炉の出力は、Tave を一定に保つよう崩壊熱ダンプ系への蒸気流量調整と制御棒操作により行う。その後、下記を自動へ切り替える。

蒸気発生器水位 : 水位が約 70% で一定となるよう主給水制御弁を手動調整した後、主給水制御系を自動とする。

原子炉出力 : 約 10% 以上かつ蒸気和流量が 10% 以上となった後、原子炉出力制御系を自動に切替える。これ以降は、制御棒を手動操作することなく、蒸気負荷の変化により Tave が変動すれば、 $Tave = 273.5 \pm 1.2^\circ\text{C}$ となるよう制御棒は自動で制御される。

崩壊熱 : この時点では崩壊熱ダンプ弁の使用はやめ、待機状態とする。

v) 基底負荷運転

電源を補助(デーゼル)発電機 2 台運転から主(タービン)発電機 2 台運転に切替えを行う。発電機の並列運転は 3 台まで可能となっているので、順次 3 台並列後 1 台解列の操作を繰り返し行う。

原子炉出力制御系及び蒸気発生器給水制御系が自動運転、電源が主発電機 2 台運転となった状態を基底負荷運転と呼び、この状態での原子炉出力は約 18% である。また、主機関連補機器

が運転され推進系の運転準備が完了した時点の基底負荷状態では、原子炉出力は約25%になる。原子力船「むつ」においては、原子炉の起動から原子炉出力運転状態までの所要時間は、約23時間を要する。

(4) 原子動力航行 ⑥

原子動力航行においては、要求負荷(船速)に応じてタービン操縦弁を開閉し、蒸気流量を調整して行う。蒸気流量変化による一次冷却系統の温度・圧力変化は原子炉出力を調整して行う。表2.4に主機出力と原子炉出力との関係を示す。

(5) 原子炉停止操作 ⑥—⑨

原子炉停止操作は、起動操作と逆の手順で実施する。主機を停止後、電源を主発電機から補助発電機に切替えることから始める。この時点で制御棒は手動操作となる。次に主給水ポンプから補助給水ポンプに切替え、蒸気源を補助ボイラーとする。原子炉の停止は運転モードスイッチを「SHUTDOWN」モードに切り替えることで全制御棒が挿入開始され、13分後に全制御棒が着底完了する。原子炉停止後、一次冷却水ポンプを低速に切り替え、加圧器ヒータを切り、加圧器スプレー弁を手動操作として、運転制限曲線を外れないよう一次冷却系の降温・降圧を行う。降温率は約30°C/hになるよう崩壊熱ダンプ弁にて蒸気流量を調整し、160°C、20kg/cm²まで除熱で行う。それ以後は、加圧器を満水後、一次冷却系の熱除去を余熱除去系に切り替え、約60°Cになった時点で一次冷却水ポンプを停止し、冷態停止状態への移行を完了する。

3 自動運転システムの製作

3.1 自動化の基本構成

「むつ」における自動化は、表2.1に示される出力運転における原子炉出力、加圧器圧力及び水位、蒸気発生器水位、並びに核加熱時の加圧水位の制御が行われているのみである。これらの自動制御系は、ほぼ定格条件において目標のパラメータが定められた制御目標値に調整するだけの比較的単純な制御系であり、制御系もアナログ方式が採用されている。

しかし、起動から出力上昇、定格運転、停止までの一連の操作においてはパラメータが大きく変化するとともに、パラメータの変化は制限条件内に抑える必要がある。また、運転モードの変更において種々の運転制限、インターロックの条件が附加されることになる。すなわち、これらの各種条件を満足させることが必要となる。

所定の目標値及びパラメータは前節に述べたとおり各モードで大きく異なる。実際の原子炉の運転において、完全自動化を行っても少人数の運転員による監視が必要と考えられることから、各モードの整定の確認と次のモードへの移行においてブレークポイントを設け、運転員によるチェックが行われるように考慮した。

各モードにおける自動化の方法については、所定のパラメータの制御に必要な操作機器を選定した（「むつ」の運転経験から）。また、各機器の操作は目標値との差が生じた場合に必要量操作（必要によってP、I、Dの操作）することとし、操作量の最大は定められた制限値内にパラメータが入る量とした。図3.1に全体の自動化の流れを、図3.2に各ステップにおける自動化の概念を示す。

プラントの起動・停止操作は最も自動制御範囲が少なく、一次冷却系への入熱量および除熱量を手動操作主体の調整により昇温・昇圧および降温・降圧を行っている。表2.1に運転モードにおける制御目標及び制御機器を示す。

今回作成した自動運転システムの自動化の範囲は、前節の原子炉の起動準備操作から原子炉起動、原子炉出力運転、原子炉停止操作の自動制御系以外の全ての手動操作について自動化を行うものである。

3.2 自動運転システム（通常運転）の製作

第2章の手動操作に対する自動運転システムの構築は、リアルタイム・エキスパートシステム構築用ツール（以下、G2という）を用いて作成した。構築の手順としては、自動運転システム作成の前にシミュレータとG2の相互間のデータ送受信用プログラムとして外部通信プログラムの作成した。本プログラムは、シミュレータの運転データ及び各操作器の信号をG2側へ定期的に送り出す送信処理とG2側からシミュレータへの操作信号の相互通信を行うものである。（詳細は第4章で述べる。）

次に自動運転システムの作成にあたっては、運転状態の監視、判断部、動作条件及び操作器の判断等をルールとして作成し、各弁、機器等の操作器へ直接アクセスする指示はプロジェクターとして構成した。例えば、「運転データ（一次冷却系温度）から加圧器の気相生成開始時期の判断部」をルール部に、判断後の「抽出流量調整弁を徐々(5%/min)に開とする」操作指示部をプロジェクターに作成した。

下記に、各運転モードの自動化にあたって考慮した運転経験からの操作手法及び自動化の主要事項を以下に述べる。

1) 原子炉起動準備操作の自動化

原子炉起動前点検の自動化は、電源確立状況、弁の開閉状況、各種運転操作スイッチ位置、各機器の運転状況等の自動確認及び運転員にパラメータの確認が可能な画面表示及び原子炉運転開始前の各系統のラインナップを行う機能である。図3.3に起動準備確認画面を示す。この画面でチェック項目が正常でなければそれぞれの表示が青色に変化するとともに起動準備、運行中の運転段階が表示される。

- ・電源系統点検は、5台の発電機の運転状態、ACB（気中遮断機）の開閉状況及び各NFBの投入状況を確認し、原子炉の起動操作に必要な機器及び制御盤への電源供給が正常な状態に設定されているか確認を行う。
- ・制御系点検は、原子炉の運転に必要な各機器の操作スイッチの操作位置が初期状態に設定されているか確認を行う。図3.4
- ・弁類点検は、運転に必要な弁の開閉状況及び圧力、流量等の自動調整弁の初期設定値を入力することで任意の運転状態に対応できるよう運転開始前のラインナップ及び制御器の目標設定値の変更を自動的に実行する。図3.5

以上の各点検及びラインナップが完了した時点で「原子炉起動準備完了」の表示を点灯させ、運転員に次の運転モードへの移行が可能であることを示す。(ブレークポイント)

現在の設定方法は、運転員が直接データを入力するようになっており、各運転状況に合った設定値をデータベース化することで更に自動化が可能である。

2) 原子炉起動操作の自動化

原子炉起動操作の処理は、「開始」ボタンをクリックすることで開始される。処理が進むにつれて、監視画面上の各運転ステップ部が青く変化する。一般的な系統機器の自動運転方法の作成としては、「機器の起動後、流量及び圧力等の運転諸元が判定基準に入っていることを確認後、制御目標値に達するよう弁を操作し自動制御範囲内に入った時点で操作器を自動投入する。自動運転後、定時間運転状態(パラメータ監視)を確認し、次のステップに起動信号を与える。」等の汎用化を図っている。

a. 冷態停止状態から加圧器気相生成までの昇温

原子炉起動操作開始信号により、下記操作をシーケンス的に実行する。

- ・充填ポンプを起動後、体積制御系の充填バイパス弁を35%開とし、抽出流量制御弁を調整し一次系圧力を10Kg/cm²まで昇圧する。この時の抽出圧力に目標圧力設定値を合わせ、同制御器を「MAN」から「AUTO」に切替える。
- ・一次冷却水ポンプを起動、一次系圧力が10±1Kg/cm²以上変動した場合は、抽出流量制御弁を「MAN」とし再設定を行う。
- ・加圧器ヒータを全投入するにより加熱する。
- ・加圧器スプレー弁を全開とする。
- ・運転経験から気相生成後、一次冷却系の温度が運転制限値を越えないよう一次系温度が70°Cに達した時点で加圧器スプレー弁を全閉とし、加圧器単独に昇温を行う。

また、加圧器気相生成後の水位一定操作の目安としてこの時点の抽出流量を記憶する。なお、気相生成の判断は、下記条件を満足することで行い、運転員へ「気相生成開始」を示す。

- ・加圧器液相温度が飽和温度以上
- ・加圧器サーボライン温度の上昇
- ・抽出流量の増加

b. 加圧器気相生成の自動化内容

- ・次に気相生成判断後は、加圧器液相温度が飽和温度一定になるよう加圧器ヒータの投入グループ数を制御する。
- ・並行操作として、気相生成開始前の抽出流量より約 $2\text{m}^3/\text{h}$ 増加するよう低圧抽出圧力調整弁を操作する。
- ・加圧器水位が60%に達した時点で、抽出流量を絞り過渡的に水位低下を生じないよう調整し定格水位の55%に調整する。
- ・定格水位に安定したことを確認後、充填バイパス弁を閉鎖し、抽出流量を気相開始前の流量に調整し、「加圧器気相生成完了信号」を発信し、次のステップに移行する。

c. 原子炉起動までの昇温・昇圧の自動化内容

加圧器気相生成完了後は、原子炉起動開始時の目標温度、圧力を運転員より設定入力することで昇温を開始するとともに、運転制限値を逸脱しないよう気相生成完了後の運転状態と核加熱開始目標値の2点間の直線上に沿って、昇温・昇圧を行うよう加圧器スプレー弁の開度調整を行う。

- ・加圧器ヒータを全投入する。
- ・加圧器スプレー弁を操作し運転曲線を外れないように適宜調整する。
- ・抽出流量制御モード選択スイッチを "HIGH PRESS" モードにする。
- ・一次冷却系の昇温による体積膨張分を2系統ある高圧抽出流量調整弁により加圧器水位を55%一定に保つよう調整する。定格運転状態で1系統は全閉、自動制御弁の開度は約50%となる。

この昇温期間中に並行して下記の操作を実行する。

- i) 蒸気発生器の体積加圧を防止するため器内圧力が $3\text{Kg}/\text{cm}^2$ に達した時点でプローダウン弁を開とし、水位を85%に低下させ、気相部を確立する。さらに、温度上昇にともなう水位上昇に対しては水位が95%に達する度に同操作を実行する。
- ii) 一次冷却系圧力が $85\text{Kg}/\text{cm}^2$ に達すると、非常用炉心冷却(SI)作動信号のインターロックが自動解除されるため、同信号の発信により非常用炉心冷却設備のポンプ及び弁を運転待機状態とする。

3) 原子炉出力操作の自動化

原子力船「むつ」では、原子炉の起動から出力運転、停止にいたるの運転領域で出力の調整は制御棒の操作により行われた。この運転において、原子炉出力の自動制御は定格出力の10%以上の出力運転領域であり、他の出力は手動操作であった。

原子炉の出力制御の自動化を進めるに当たって、制御棒操作の完全自動化を実現するためには、特に、臨界近接時および核加熱（系統昇温時）に十分な対応が要求される。今回作成した手動制御棒操作の自動化手法は、運転員の知識を取り入れ手動操作手法をルール化し、プラントの熱的あるいは核的制限を十分に満足するよう進めた。

a. 原子炉起動

本操作の自動化は、制御棒位置、中性子束、各部温度・圧力等のプロセス量を監視し、制御棒操作の許可を判断し、制御棒の引抜き、挿入信号を出し、原子炉出力を制御するものである。制御棒引抜き許可条件を表3.1に、起動許可信号及び起動準備完了信号等を含む制御棒操作監視画面を図3.6に示す。

i) 監視対象のプロセス量

臨界操作時

- ・線源領域中生子束
- ・線源領域起動率
- ・全反応度 (pcm)

核加熱時

- ・中間領域中生子束
- ・中間領域起動率
- ・昇温率

また、中性子束変化率を監視し、臨界判断を行う。

ii) 制御の方法

[減速材反応度一定制御]

本制御は臨界近接操作時の冷却材の温度・圧力を一定にするために、加圧器ヒータの投入本数制御および蒸気発生器からの蒸気放出量の制御にて行う。冷却材の圧力制御内容値および温度制御内容をそれぞれ表3.2、3.3および3.4に示す。

{制御棒操作}

本操作においては、制御棒の引抜き順序、引抜き量を決定するもので、手動及び自動制御棒の位置差が過大にならないよう交互に引抜くよう制御する。但し、最初に引抜く制御棒グループ及び手動制御棒の引抜き距離は操作員が指定を行う。

制御棒の引抜き操作は、「原子炉起動準備完了」、「原子炉起動許可」が満足され、操作員からの制御棒引抜き許可が得られた後に、運転モードスイッチを「START」とし、制御棒引抜きを開始する。

制御棒の引抜き操作は、表3.5の条件を監視しながら行い、満足しない場合は、制御棒引抜きを停止する。制御棒引抜きルールは、制御棒位置及び全反応度を監視しながら臨界近接までは次の手順で行う。

・停止用制御棒	連続引抜き
・手動制御棒	連続引抜
(指定引抜距離) - (手動制御棒位置) > 30mm	3 秒引抜
5.0 ≤(指定引抜距離) - (手動制御棒位置) ≤ 30.0mm	引抜終了
-5.0 <(指定引抜距離) - (手動制御棒位置) < 5.0mm	3 秒挿入
(指定引抜距離) - (手動制御棒位置) < -5.0mm	
・自動制御棒	
-100.0 ≤ 全反応度かつ 自動制御棒位置 ≤ 180.0mm	連続 Gr 引抜
-100.0 ≤ 全反応度かつ 自動制御棒位置 > 180.0mm	4sec Gr 引抜
-100.0 < 全反応度 ≤ -60.0	1sec Sin 引抜

臨界判断は次の条件が連続で 90 秒間続くことをもって臨界（臨界超過）と判断する。

1.0 ≤線源領域中性子束／60 秒前の線源領域中性子束 ≤ 1.1

b. 核加熱

核加熱により定格運転温度 273.5°Cまで昇温を行う。核加熱は、昇温率が 20°Cより大きく 40°Cより小さくなるよう、以下のように自動制御棒位置を調整しながら行う。また、自動制御棒グループ間の引抜き距離差が 300mmに達すると引抜き操作を停止し、手動制御棒位置、変更出力設定値を手入力し、開始指示を与えることでスワッピングが行われる。

核加熱は、一次冷却系温度が 273.5°C以上となるまで繰り返し監視され、制御棒位置の調整を行う。制御棒位置の調整は、昇温率 ≤ 20.0°Cで自動制御棒引抜き、昇温率 ≥ 40.0°Cで自動制御棒挿入操作を行う。なお、引抜き、挿入時間は、それぞれ 1 秒間とした。

c. 蒸気源切替

蒸気源切替を行う前に自動制御棒の引抜きにより、炉出力を 6%に上昇させる。引抜き中 Tve の変化率を監視し、Tave が 273.5°C超えた時点で、蒸気流量 = 0.5t/h になるよう ST-125 の開度を調整し、30 秒監視する。その後 Tave の一分間の目標変化率が ± 0.1°C / 分未満となるよう 昇温率 ≥ 0.1°C / 分時ダンプ蒸気量を増加 (0.1t/h)、昇温率 ≤ -0.1°C / 分時ダンプ蒸気量を現象 (0.1t/h) するよう崩壊熱ダンプ弁にて調整する。

また、蒸気発生器の水位調整は崩壊熱ダンプ弁が開となった時点から操作を開始する。この間の各蒸気発生器の目標水位は、主給水制御系に切り替えるまでは約 75%とし、補助給水制御弁の操作により行う。給水(Fw)と蒸気流量(Fs)の比が以下のようになるよう補助給水制御弁にて調整する。

- ・水位 < 70% の場合 Fw/Fs=2.0
- ・70% ≤ 水位 ≤ 80% の場合 Fw/Fs=1.0
- ・水位 > 80% の場合 Fw/Fs=0.5

炉出力が 6 %になり、Tave が安定したら、運転モードスイッチを「RUN」とする。また、次の手順で蒸気源切替操作を行う。

- ・補助蒸気塞止弁(ST-057)全閉確認 (補助ボイラ側使用停止)
- ・主蒸気塞止弁 (ST-014)全閉確認 (原子炉側使用開始)
- ・補助ボイラー停止
- ・補助ボイラー給水ポンプ停止

蒸気源切替操作を行っている間は、ST-014開弁による蒸気消費分をST-125の閉弁操作により蒸気和流量を一定に調整し、Taveを一定に保つ。

本操作中に崩壊熱ダンプ弁が全閉となりかつ、昇温率が-0.1°C / 分以下の場合は、制御棒の引抜きによりTaveを一定に保つ。

d. 原子炉自動運転

主給水ポンプを起動後、蒸気発生器の狭域水位が75%以上あるのを確認して補助給水弁を開弁とする。また、補助給水ポンプを停止し、主給水弁の手動調整に切り替える。この間のダンプ弁による蒸気流量調整及びTave制御は、蒸気源切替えと同様である。

蒸気発生器水位制御系を自動に投入する前に同弁による水位調整を行い水位を70%に保つ。安定した時点(1分維持後)「AUTO」に投入する。この時点で原子炉自動運転条件が満たされたら原子炉を自動運転とする。AUTO許可信号は、シミュレータから発信されるがG2側においても投入条件(1)蒸気和流量 6.0t/h以上 (2)原子炉出力 10.0%以上を確認後、原子炉出力自動制御系を「AUTO」に投入し原子炉自動運転を開始する。また、崩壊熱ダンプ弁を全閉とし使用停止とする。

5) 基底負荷運転

電源を補助(ディーゼル)発電機2台運転から主(タービン)発電機2台運転に切替えを行う。発電機の並列運転は3台まで可能となっているので、順次3台並列後1台解列の操作を繰り返し行い、基底負荷運転とし原子炉の起動操作を完了する。

6) 原子炉停止操作の自動化

原子炉停止操作の自動化は、冷態停止移行操作の手順に従って一次系温度、圧力が設定範囲になった時点で以下のルールが起動され、順次機器操作のプロジェクターにより自動操作を実行する。冷態停止移行操作確認画面を図3.7示す。

a. 電源切替

原子炉の負荷を減少させるために、主発から補助発電機へ負荷を移行する。

- ・補助発電機を2台起動する。
- ・主発電機の負荷を補助発電機へ移行する。
- ・主発タービンを停止する。

b. 給水制御手動切替

- ・補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水のラインアップを確認する。

- ・次の水位制御器及び主制御器を自動から手動にする。
- ・主給水制御弁により蒸気発生器水位を 80% (narrow) まで給水する。
- ・主給水ポンプを停止する。この時点で原子炉出力自動制御系が「MAN」となり制御棒を手動操作により挿入し、原子炉出力を低下させる
- ・主給水ポンプ停止後は補助給水ポンプにより給水し、蒸気発生器水位を 80% に保つ。

c. 蒸気源切替

- ・一次冷却水平均温度 (Tav) を基準値に維持するよう制御棒を操作し、炉出力を調整する。
- ・補助ボイラ蒸気圧力が約 30kg/cm²G にあるのを確認して、主蒸気供給弁 ST-014 を閉とする。
- ・補助ボイラ圧力が低下すれば、手動間欠運転及び給水を行う。

d. 原子炉停止

- ・運転モードスイッチを「RUN」から「SHUTDOWN」とし制御棒を全挿入する。
- ・全制御棒が下限位置まで挿入されたことを確認し、「原子炉停止」表示を出す。
- ・Tav が基準値をこえるような場合には、崩壊熱ダンプ弁 ST-125 を開度調整し、ダンプによる除熱を実施する。

e. 一次冷却系冷却操作

- ・一次冷却水ポンプの速度選択スイッチを HIGH から LOW に切替え低速運転とする
- ・加圧器ヒータ ALL OFF とする。
- ・加圧器スプレー弁 を AUTO から MAN に切替え、加圧器の冷却は降温率 80°C 以下に調整する。
- ・一次冷却系の圧力及び温度を運転制限値を満足するよう降下させる。
- ・蒸気発生器の水位調整は補助給水ポンプにより 70% 以下適宜行う。

f. 加圧器水位の上昇

- 一次冷却水温度が約 190 °C になったら、加圧器の水位を上昇させる。加圧器水位の上昇率は 5%/10min 程度とし、一冷却水温度 160°C までに約 85% 水位まで上昇さる。
- ・高圧抽出制御弁 を自動から手動に切替え、一旦閉側に手動調整し加圧器水位を 55% から上昇させ、約 85% 水位になったら高圧抽出制御弁 により水位を一定に保つ。

g. 余熱除去系による冷却

- 一次系温度圧力が 約 160 °C 、 20kg/cm² になったら余熱除去系による冷却に切り替える。
- ・崩壊熱除去系インターロック (圧力 23kg/cm²) 信号の解除を確認する
 - ・補機冷却海水ポンプを 2 台運転とする。
 - ・補機冷却水ポンプを 2 台運転とする。
 - ・余熱除去系の隔離弁を開とし、余熱除去熱交換器出口流量調整弁により降温を開始する。
 - ・加圧器水位を一定に保つため、高圧抽出制御弁を全開後、再循環弁を徐々に開とし、低圧抽出制御弁を徐々に閉操作を行う。
 - ・余熱除去熱交換器バイパス弁 を手動で微開後、余熱除去ポンプを 2 台起動する。
 - ・弁 DR-014 を徐々に開き余熱除去熱交換器出口温度 が約 130 °C になったら戻り流量を約

16m³/hrまで増加し、余熱除去熱交換器への通水量を熱交出口流量調整弁により2m³/h増加させ、余熱除去系戻り流量調節計(設定18m³/hr)を自動投入する。

- ・熱交出口流量調整弁の開度を調整し、降温率が約30°C/hrになるようにする。

8) 加圧器満水作業

- ・低圧抽出流量を再度開とし、約1m³/hとしその時の抽出圧力で“AUTO”に投入する。

- ・再循環弁を徐々に全閉操作を行い加圧器水位の上昇を行う。

- ・加圧器水位の満水を以下の事象で確認する。

- a. 抽出流量の増加が同時に見られる

- b. サージライン温度上昇

- ・加圧器満水完了後、加圧器ヒーターを切り加圧器スプレー弁を全開とし一次冷却系圧力を応じて10kg/cm³に調整後、低圧抽出弁を自動とする。

この状態で一次冷却系温度を60°Cまで下げて冷態状態とし、自動運転システムを完了する。

4. 原子力船エンジニアリングシミュレータによる検討

4. 1 シミュレータの概要

原子力船エンジニアリングシミュレータ（以下、シミュレータと略す）は、原子力船「むつ」の運転、制御特性の解析、運転員のトレーニング用に開発された物である。シミュレーションの範囲は、原子炉、一次・二次冷却系統、安全保護系、工学的安全系、補助系などの原子炉プラント全体のシミュレーションに加えて、推進系および操船も模擬した実時間の総合的シミュレーションシステムであり、船体動搖の影響も考慮されている。本シミュレータは現在デジタル計算機AlphaServer 2100 システム上に構築され、操作用D Kおよび監視用C R Tなどで構成されている。³⁾

4. 2 自動化システムとシミュレータの結合

本自動化システムは、ワークステーション（SS20）上にリアルタイム・エキスパートシステム構築用ツール（G2）を用いて作成され、運転操作に必要なパラメータの監視・制御方法及び機器（ポンプ、弁等）の操作方法が運転員の知識ベースに基づいて構築されている。

G2とシミュレータ間はイーサネットを通じて0.52秒間隔で約25,000点の運転パラメータがSS20の共有メモリに書き込まれる。SS20の共有メモリに書き込まれた運転パラメータは、外部通信プログラム、GSI（G2 Standard Interface）を用いて自動運転システムにデータ転送ができる。また、自動運転システムの運転判断結果から導かれた操作信号はGSI、外部通信プログラムを通じてシミュレータへ送信される。以上のような通信プログラムを使用することで、自動運転システムによるシミュレータの自動運転・操作を可能にしたものである。「原子力船エンジニアリングシミュレータ」と「G 2」の結合概念図を図4.2に示す。

4. 3 自動化システムの検証

通常時運転の自動化システムの検証においては、各運転モードでの運転の完結、プラントの安定維持の確認及び起動から停止までの全体の運転確認を主目的に検討を行った。

検討方法としては、シミュレータを使用した通常時の自動運転システムの作動状況、原子力船データベースから原子力船「むつ」の実機データ及び計測記録との比較をすることで実施した。

1) 原子炉起動から停止操作の運転結果

原子炉の起動から停止までの自動化システムの応答と「むつ」実機データとの対応を以下の図に示す。

- ①原子炉起動特性 : 図4.3
- ②運転特性（原子炉起動～出力運転） : 図4.4
- ③運転特性（出力運転～降温操作） : 図4.5
- ④原子炉停止特性 : 図4.6

図4.3は、原子炉の起動開始②を起点として核加熱完了⑤までの自動運転システムによる運転状況を示したもので、自動運転システムと「むつ」の違いは、下記の2点が挙げられる。

(1)自動運転システムによる所要時間が「むつ」実績に比べて短い。

(2)自動運転システムによる気相完了時の一次冷却水温度が高く、運転制限値に接近している。

これらの原因は、実機とシミュレータの放熱量に起因している。全体的に実機の方が放熱量が大きいため核加熱開始までの時間に差が出ている。また、一次冷却水温度が高く、運転制限値に接近しているのは上記理由と同じであり、加圧器の隔離操作の設定を変更することで解消する。以上の検討の結果、基本的には原子炉の起動操作の自動運転が達成できた。

次に、運転特性（原子炉起動～出力運転）図は、制御棒の引抜き開始①から核加熱、蒸気源切替、原子動力航行⑥までを原子炉出力を中心に記載した。一次冷却水の温度は核加熱操作により約22°C/hで上昇している。この時の原子炉出力は、1～2%で変動しているのは制御棒操作の操作目標値を一次冷却水温度としたため、原子炉出力上昇に比べて温度変化の遅れがあるためである。また、制御棒の動きは急激な変動がなく特に問題ない。

原子炉の停止操作としては、特に問題なく自動操作により行われている。一次冷却水温度の降温操作としては、崩壊熱ダンプ弁による蒸気流量調整と給水流量調整により行っている。この図に見られるように蒸気の使用が間欠になっている理由は、給水による温度降下を監視し、この間蒸気の使用を停止しているためである。次に、原子炉の停止操作⑤の起点から冷態停止完了⑨までの自動運転については予定どおりであり問題ないものと思われる。

2) 制御棒操作

制御棒操作の自動化システムの応答と「むつ」実機データとの対応を以下の図に示す。

①原子力船「むつ」における臨界操作：図4.7

②自動運転システムによる制御棒操作：図4.8

（一次冷却水温度240°Cからの臨界近接および出力操作）

③自動運転システムによる制御棒操作：図4.9

（核加熱による上昇操作）

④自動運転システムによる制御棒操作：図4.10

（蒸気放出事故および再臨界操作）

図4.7は原子力船「むつ」での温態停止(273.5°C)からの臨界操作を原子力船データベースから原子力船シミュレータの運転画面に再現したものである。また、図4.8は自動運転システムによる温態停止(240°C)からの臨界操作の結果が示されている。図4.8は温度が低いため制御棒の引抜き距離が短いが線源領域中性子束の上昇カーブは、実機データと変わらず自動運転システムによる臨界操作に問題ないことが分かる。しかし、実機データとシミュレータとを比べて起動率計にノイズが見られる。本自動化システムによる制御棒操作は起動率を制御目標としているため、今後の問題点としては、制御棒操作による起動率を効率的に判断する手法を検討する必要がある。

次に、図4.10は事故を模擬するため蒸気ダンプ弁を強制的に開け、一次冷却水温度を低下させ急激な正の反応度を添加した場合の自動運転システムの有効性を確認するため実施したものである。この反応度変化に対する自動運転システムは制御棒を挿入して未臨界操作を行い、安全に停止している。その後、運転員が設定した制御棒操作開始温度に達した後、自動的に制御棒を引抜き、再臨界操作を行ったものであり、本システムによる異常時故対応操作の作成が可能と思われる。今後は本システムに異常時操作を加えることで、通常操作期間中の機器の故障等による是正処理操作が可能となり運転の完全自動化の見通しが得られた。

5 . 結 論

本自動運転システムの製作では、原子力船「むつ」における運転員の監視、運転操作及び知識情報を分析し知識ベース化を図り、その知識に基づいた自動運転システムの開発を行った。また、開発した自動運転システムは、原子力船エンジニアリング・シミュレータを用いて自動運転システムの特性評価・検証を行い、実機の運転データと比較し有効性の検討を行った。

このため、原子炉の起動前点検については、「むつ」プラントと点検項目数が大きく異なるが自動運転システムに取入れられるデータに関しては、比較できない程の短時間で自動確認が可能であった。しかし、実用船用炉プラントにおいて、すべての機器、弁の状態表示を信号化することは、建造コストを上昇するものである。この問題は現在設計研究が進められている超小型船用原子炉のように設備の簡素化が十分行われる炉システムに対しては対応可能と思われる。

具体的に、原子炉の起動操作、制御棒操作および停止操作の自動運転システムを作成し、原子力船「むつ」の運転データと比較検討した結果、下記の点が明らかになった。

- (1) 運転員の監視、運転操作及び知識情報を分析し知識ベース化を図り、さらにその知識に基づいた自動運転システムは、基本的に問題はなく原子炉の制御が可能である。すなわち、原子炉の起動から出力上昇、停止まで原子炉プラントを安定した状態で制御できることを確認した。
- (2) 通常の手動制御棒操作においては、温度のフィードバックの影響による時間遅れを確認する等状態の安定を確認した後、次の操作を開始する。この場合、操作員の技量、ノウハウ等による個人差で目標達成時間が左右されるが、本自動化システムを取り入れることで手動操作に比べ、短時間かつ均一な操作が可能となる。
- (3) 原子炉の起動および停止操作において、定量的に判断できる蒸気、給水流量およびその他の流量制御においては、制御は可能であるが、弁の操作による微少な流量変化の予測は難しく今後さらに、十分な検討を行う必要がある。
- (4) 設定制御目標値への制御手法は、複雑なプロセス量の相互関係を十分把握している操作員の知識情報を簡便にかつ効率よく知識ベース化する手法（知識の獲得手法）を十分に検討する必要がある。
- (5) 今回の製作には含めなかった従来の原子炉自動制御系について、本システムを取り入れた完全自動化について検討する必要がある。

今後は、ここで提案した手法を用いて制御アルゴリズム等のより一層の向上等の高度化を図るとともに事故時の運転対応及び異常診断等の自動化システムについて検討を行う。

参考文献

- 1) 原子力船研究開発室：改良船用炉M R X 工学設計、JAERI-Tech 97-045
- 2) 原子力船研究開発室：原子力船エンジニアリング・シミュレーション・システム
JAERI-M 94-079

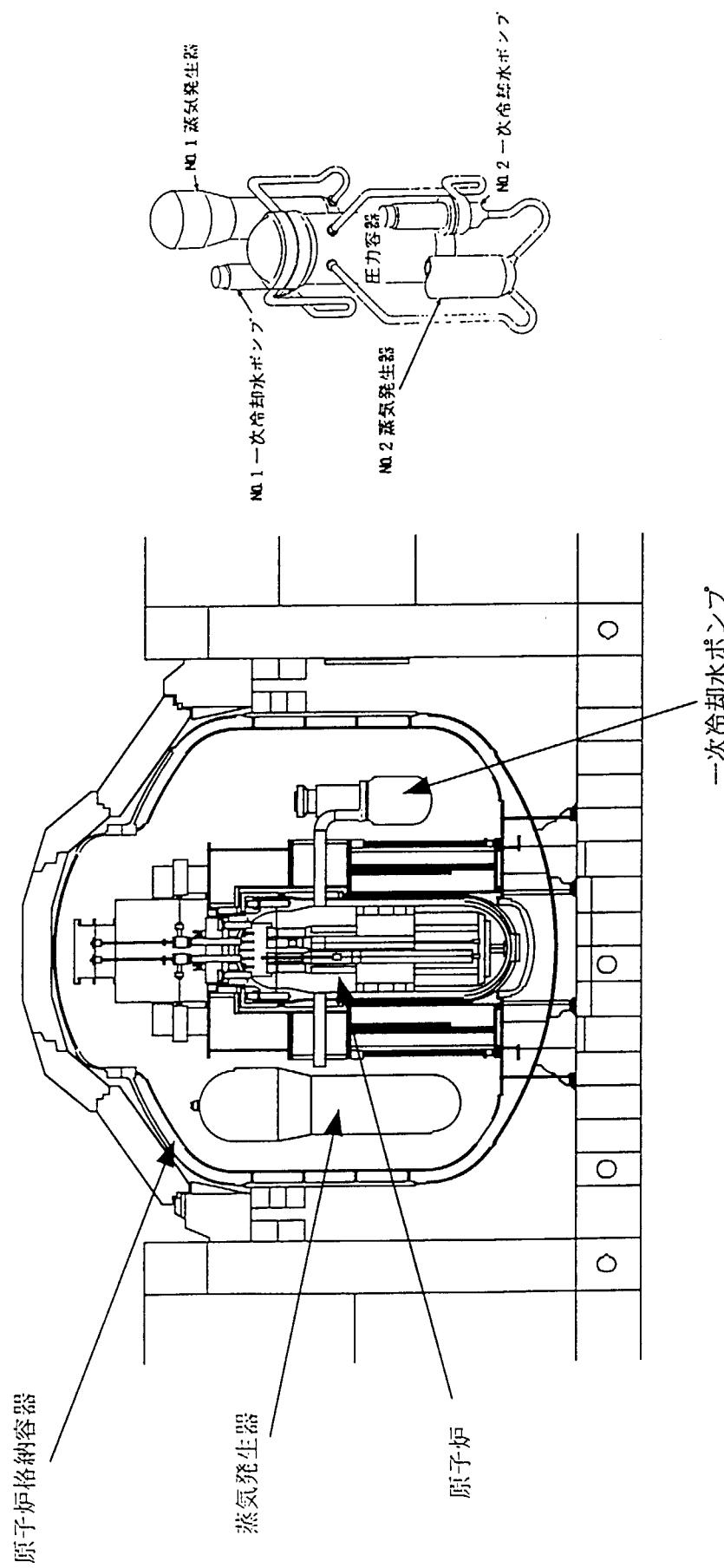


図2.1 「むつ」の原子炉全体図

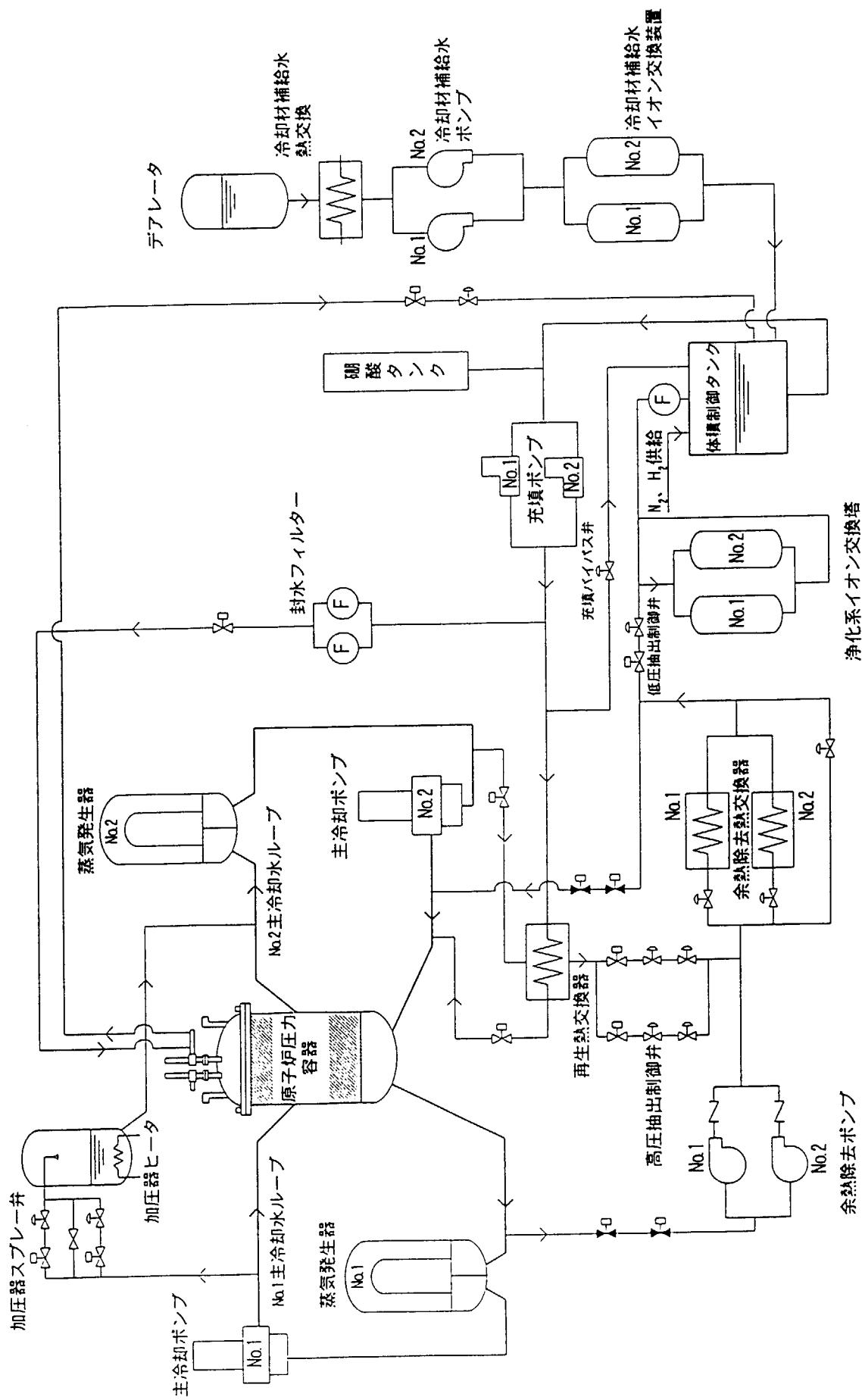


図2.2 一次系統概略図

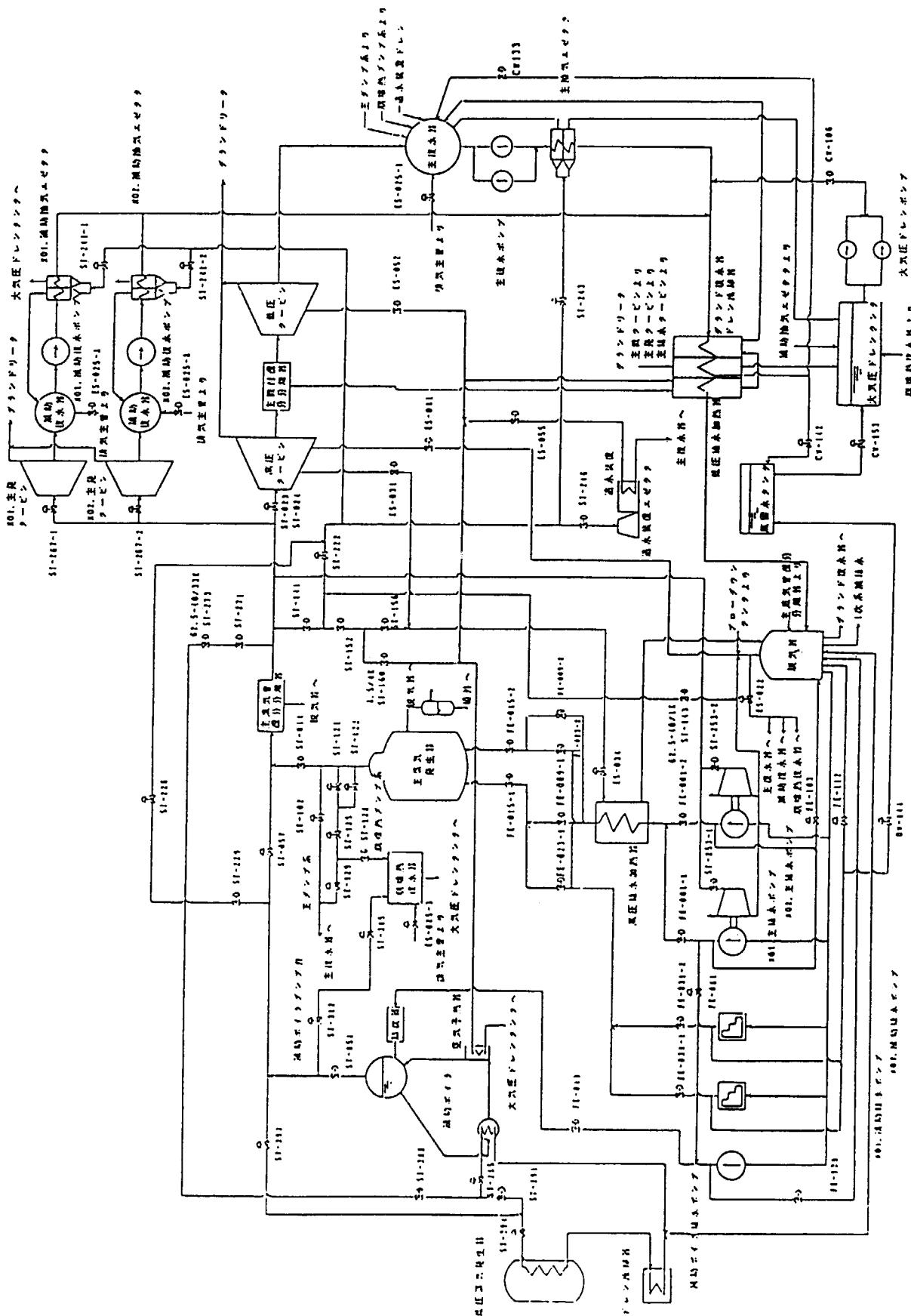


図 2.3 二次系・推進系統全体系統図

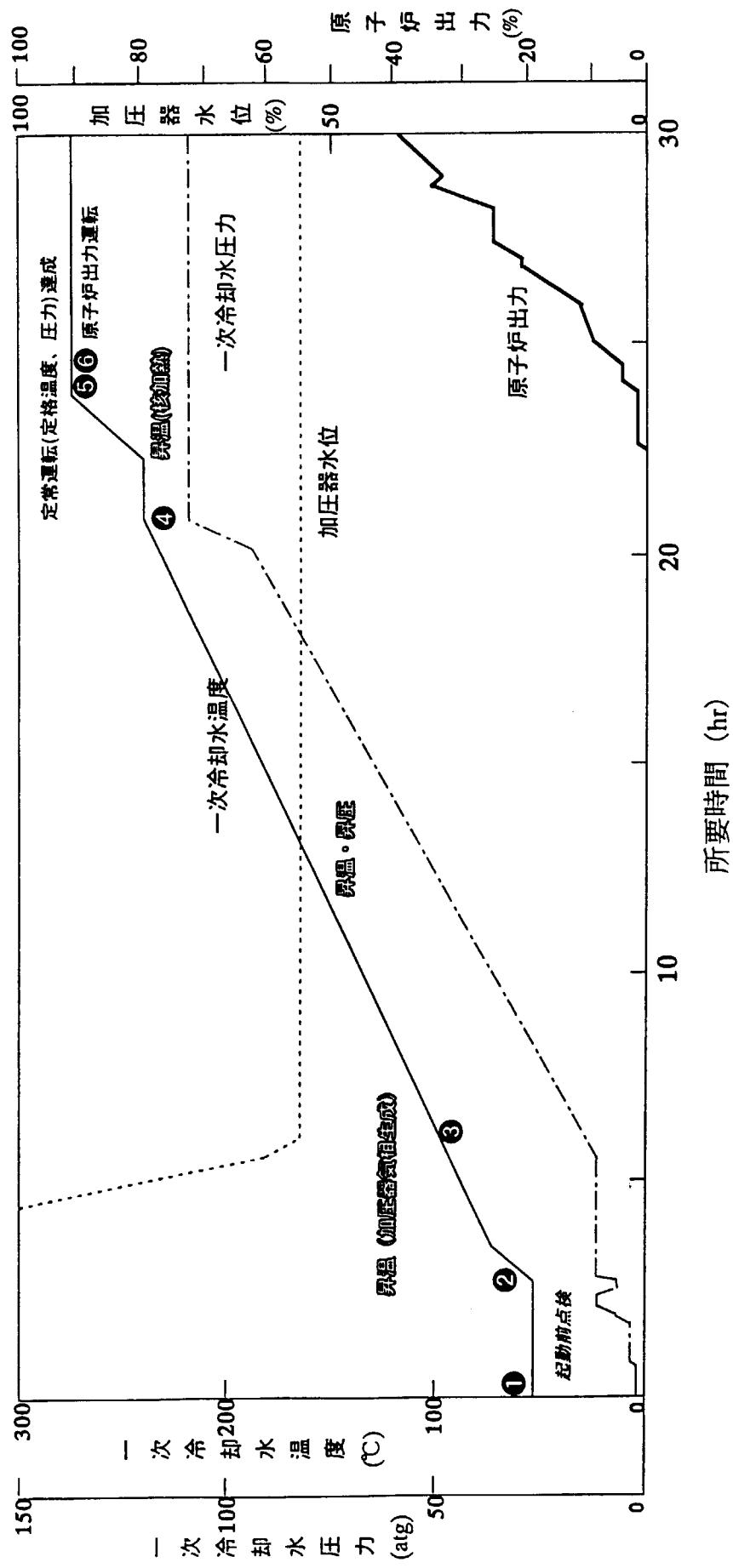


図 2.4 原子力船「むつ」の運転概要

□：「むつ」における自動制御系

各欄の上段は制御目標、下段は操作機器

運転ステップ 制御対象	準備作業			原子炉起動操作			原子炉出力操作			原子動力航行			原子炉停止操作			満水操作		
	① - ②	② - ③	③ - ④	④ - ⑤	⑤ - ⑥	⑥ - ⑤ /	⑥ - ⑤	⑤ - ⑦	⑦ - ⑧	⑤ - ⑦	⑦ - ⑧	⑧ - ⑨	⑧ - ⑨	⑧ - ⑨	⑧ - ⑨	⑧ - ⑨	⑧ - ⑨	
起動前点検	昇温	昇温 加压器 気相生成	昇温・昇圧 (核加熱)	昇温 (核加熱)	原子炉 高出力運転	原子炉 高出力運転	原子炉 高出力運転	降温・降圧 (蒸気発生器)	加压器 気相消滅	降温・降圧 (蒸気発生器)	加压器 気相消滅	降温・降圧 (崩壊熱除去系)	⑧ - ⑨	⑧ - ⑨	⑧ - ⑨	⑧ - ⑨	⑧ - ⑨	
PMC (一次冷却水圧力) 抽出圧力 抽出流量	圧力上昇 充填ポンプ 圧力調整弁	圧力一定 圧力調整弁	圧力上昇 スプレー弁	圧力一定 加压器ヒータ (調整)	加压器 圧力 制御系	加压器 圧力 制御系	加压器 圧力 制御系	圧力降下 スプレー弁	圧力降下 スプレー弁	圧力降下 スプレー弁	圧力降下 スプレー弁	圧力降下 スプレー弁	圧力降下 スプレー弁	圧力降下 スプレー弁	圧力調整弁	圧力調整弁	圧力調整弁	
T MC (一次冷却系温度) (一次冷却系温度)	温度上昇 MCポンプ (高速運転)	温度上昇 MCポンプ (高速運転)	温度上昇	温度上昇 (燃界時 温度一定)	温度一定	温度一定 崩壊熱ダンプ弁	温度一定 崩壊熱ダンプ弁	MCポンプ (低速運転)	MCポンプ (低速運転)	MCポンプ (低速運転)	MCポンプ (低速運転)	MCポンプ (低速運転)	MCポンプ (低速運転)	MCポンプ (低速運転)	温度降下 崩壊熱ダンプ弁	温度降下 崩壊熱ダンプ弁	温度降下 崩壊熱ダンプ弁	
T PZR (加压器温度)	温度上昇 加压器ヒータ (全投入)	温度一定 加压器ヒータ (調整)	加压器ヒータ (全投入)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
L PZR (加压器水位)	水位下降 流量調整弁	水位一定 流量調整弁	—	—	加压器 水位 制御系	加压器 水位 制御系	加压器 水位 制御系	加压器 水位 制御系	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
P POWER (原子炉出力制御)	—	—	—	—	出力上昇 制御桿	出力上昇 制御桿	出力上昇 制御桿	出力上昇 制御桿	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
L SG (蒸気発生器水位) F SG (捨水流量)	—	—	—	—	水位一定 補助給水ポンプ 補助給水弁	水位一定 主給水ポンプ 主給水弁	水位一定 主給水ポンプ 主給水弁	水位一定 主給水ポンプ 主給水弁	蒸気発生器 水位制御系	蒸気発生器 水位制御系	水位一定 補助給水ポンプ 補助給水弁							

表2.1 「むつ」の運転における操作対象

表 2.2 起動時の運転制限

- | | |
|--|------------|
| 1)一次冷却計の昇温率 | |
| a. 70°C未満 | 20°C／hr 以下 |
| b. 70°C以上 | 50°C／hr 以下 |
| 2)加圧器内の昇温率及び降温率は 50°C／hr 以下。 | |
| 3)加圧器液層部温度と一次冷却水温度との温度差。 | |
| a. 核加熱開始まで | 150°C 以下 |
| b. 核加熱開始から一次冷却水圧力 40 kg/cm ² まで | 40°C～150°C |
| c. 一次冷却水圧力 40 kg/cm ² まで | 100°C 以下 |
| 4)一次冷却系の温度及び圧力は、運転制限曲線内（図 2.5）で運転すること。 | |

表 2.3 原子炉出力操作時の運転制限

- | | |
|--|--|
| 1)一次冷却水平気温が 230°C以上にならなければ蒸気発生器からの蒸気を使用してはならない。ただし、蒸気発生器管の暖管のための使用は 230°C以上とする。 | |
| 2)加圧器の気相が確保されない前に原子炉を臨界にしてはならない。 | |
| 3)一次冷却水圧力が 20 kg/cm ² を越えるか、又は、一次冷却水温度が 160°Cを越える場合は、余熱除去系を隔離しなければならない。 | |
| 4)一次冷却温度が 160°Cを越える場合には、少なくとも 1基の蒸気発生器が除熱能力を持っていなければならない。 | |

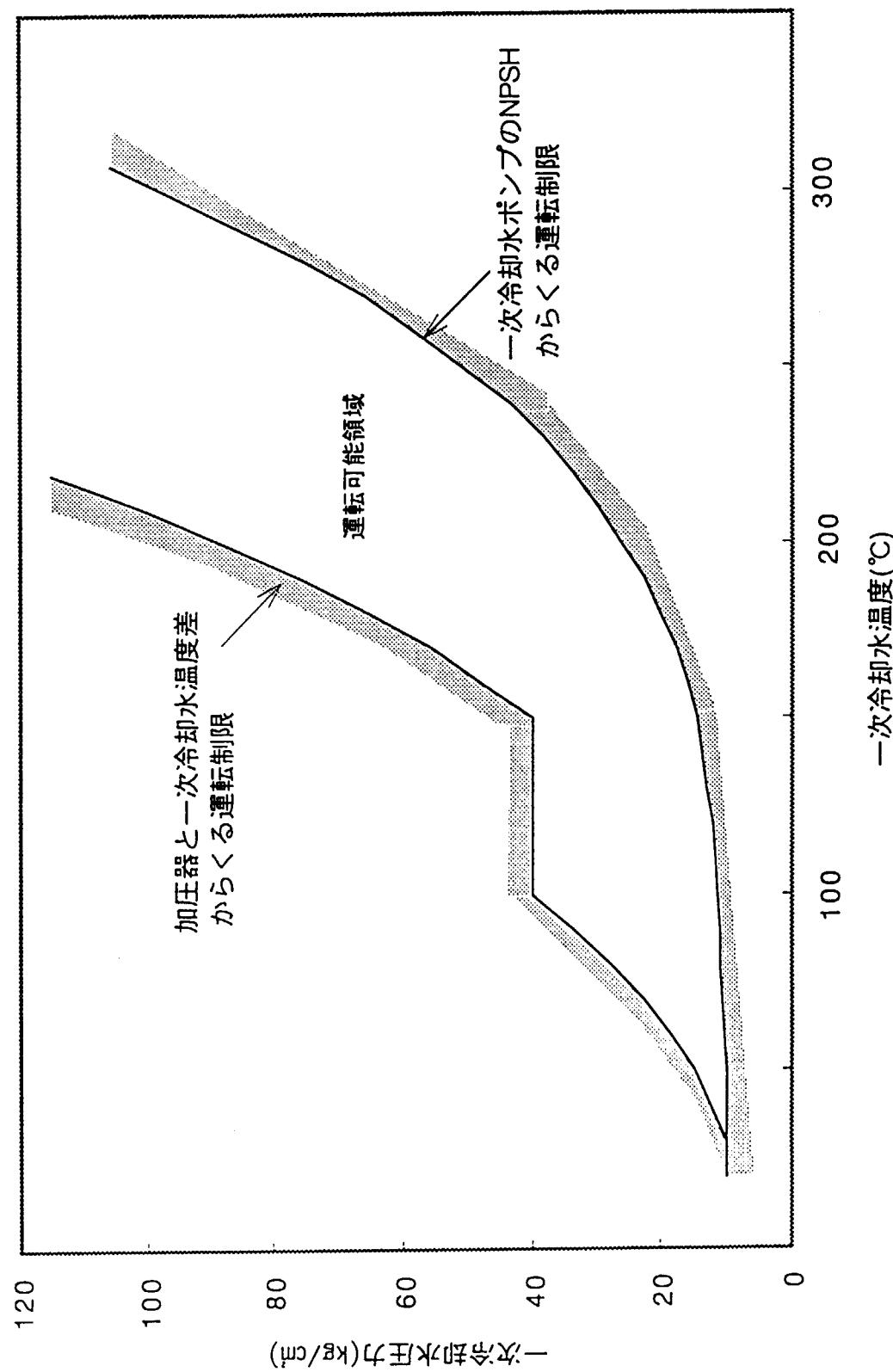


図 2.5 運転制限曲線

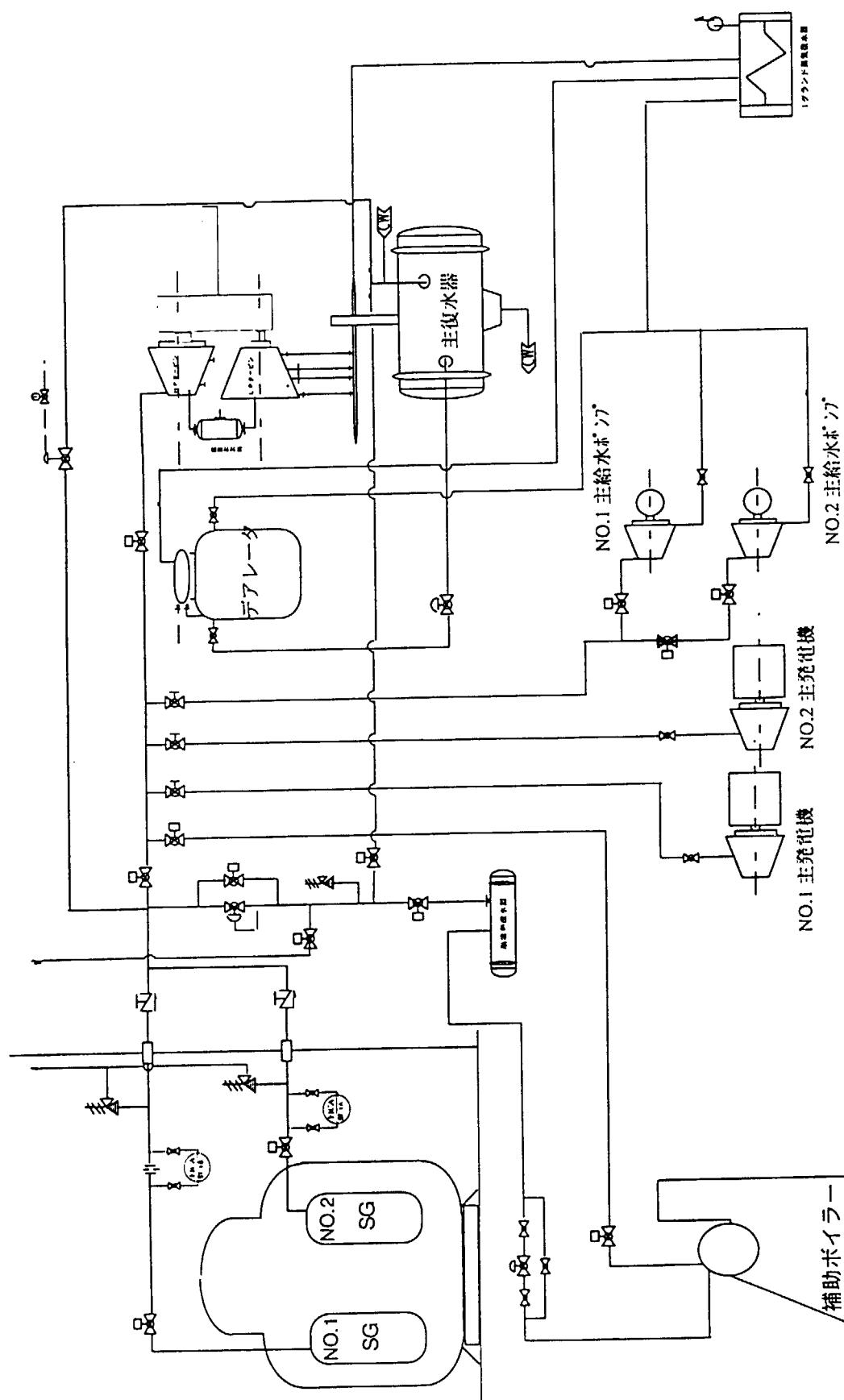


図 2.6 主蒸気系統図

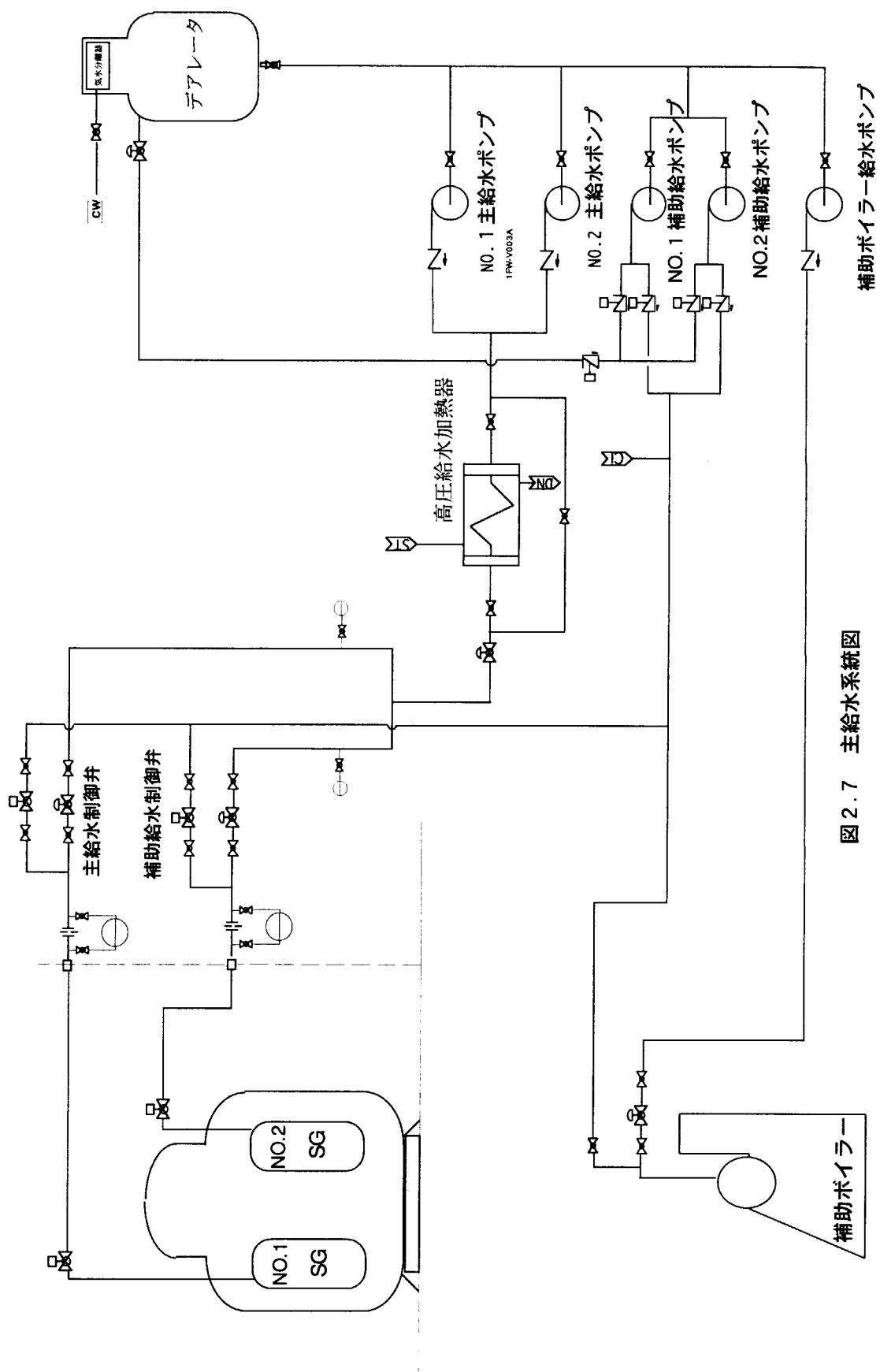


図 2.7 主給水系統図

補助ボイラー給水ポンプ

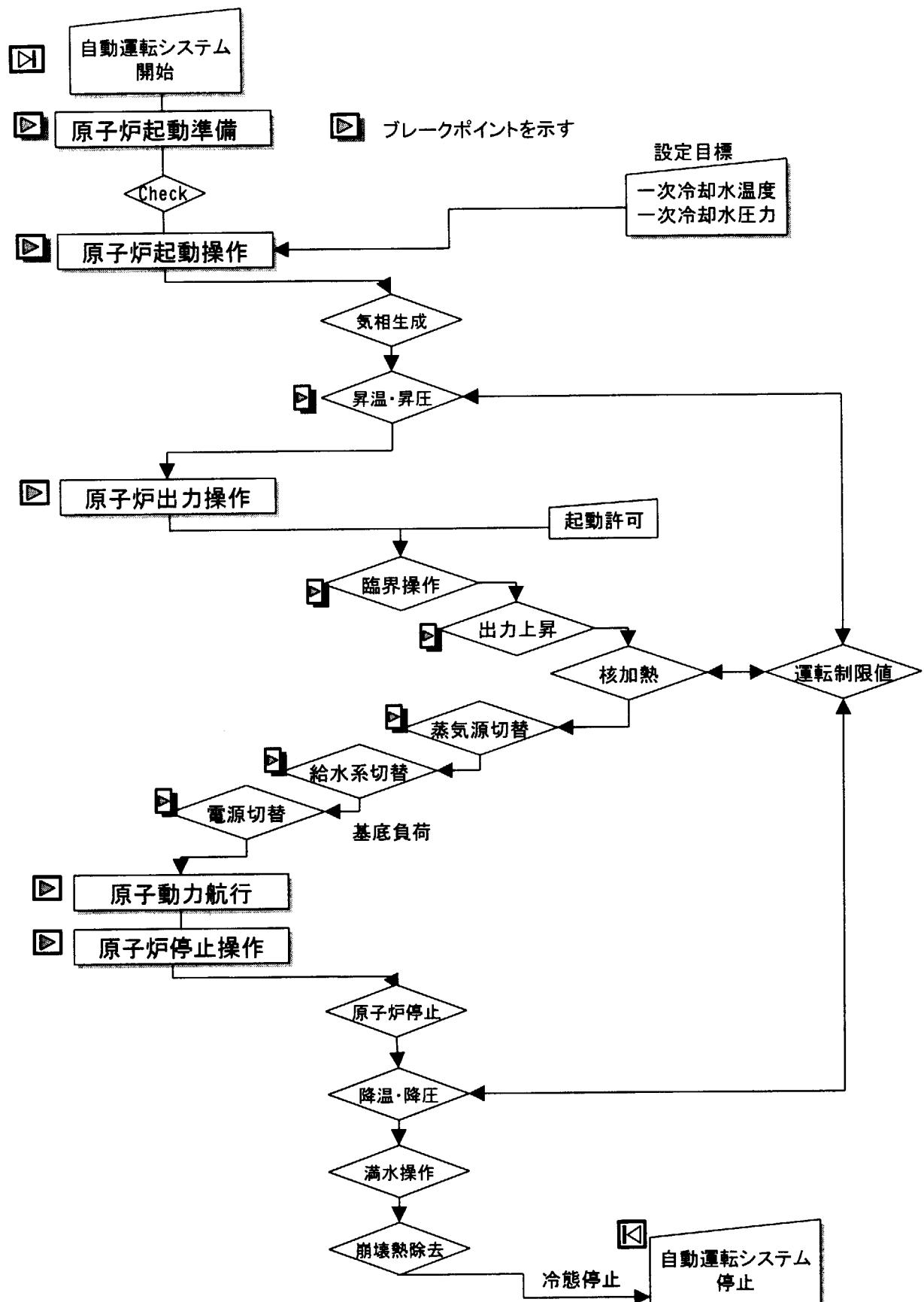


図 3.1 自動運転システムの全体像

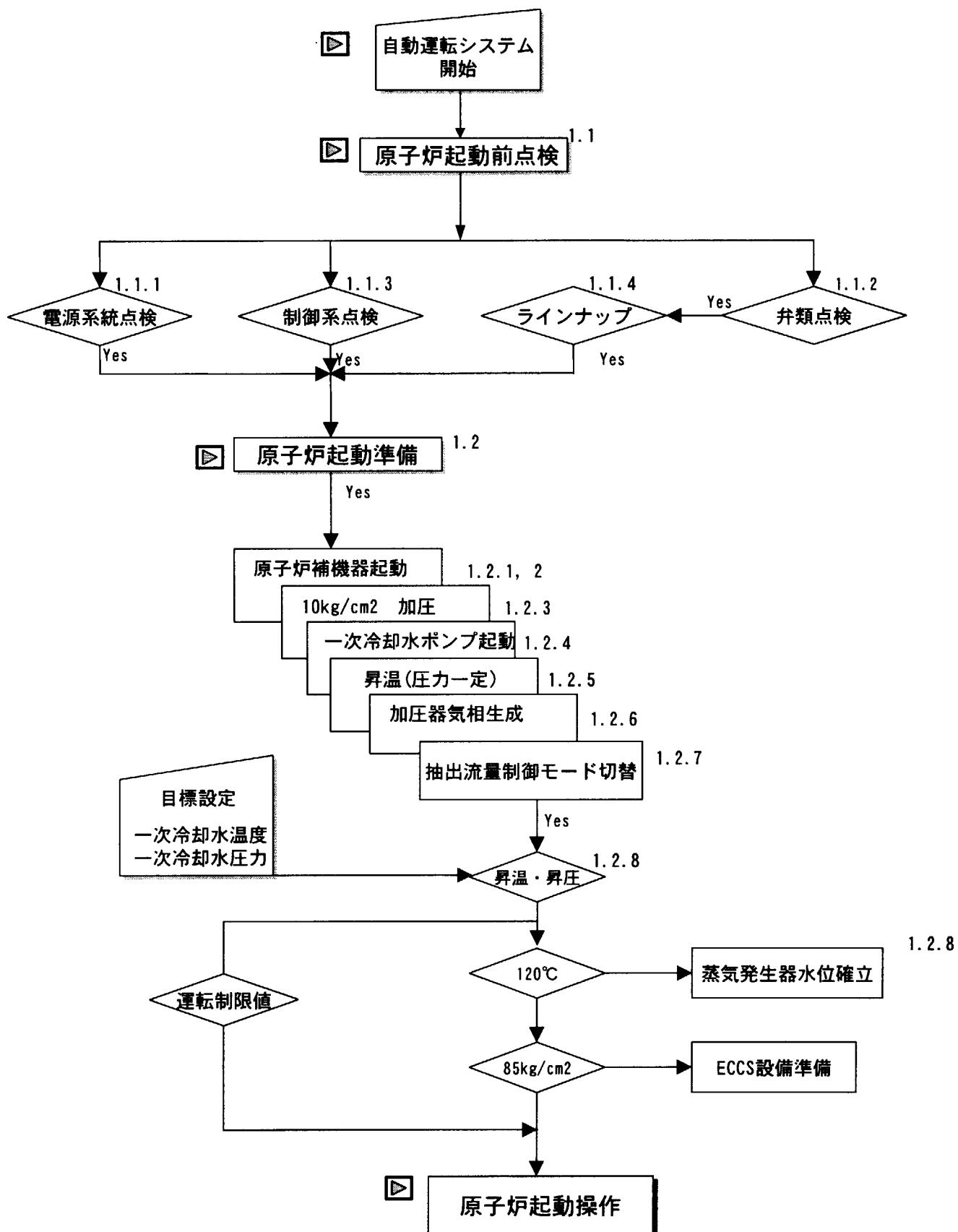


図 3.2 各運転ステップにおける自動化の概念

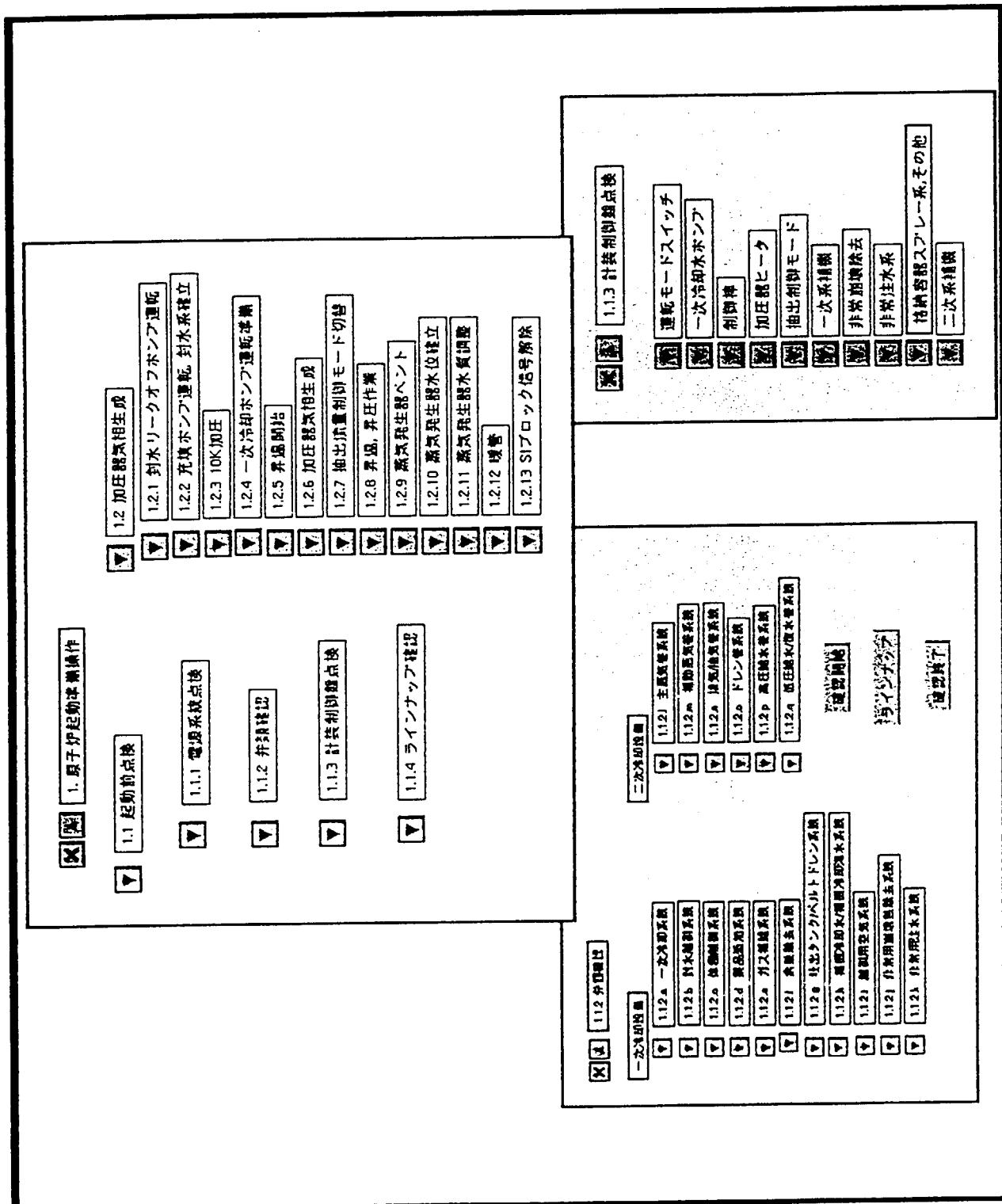


図 3.3 起動準備操作確認画面

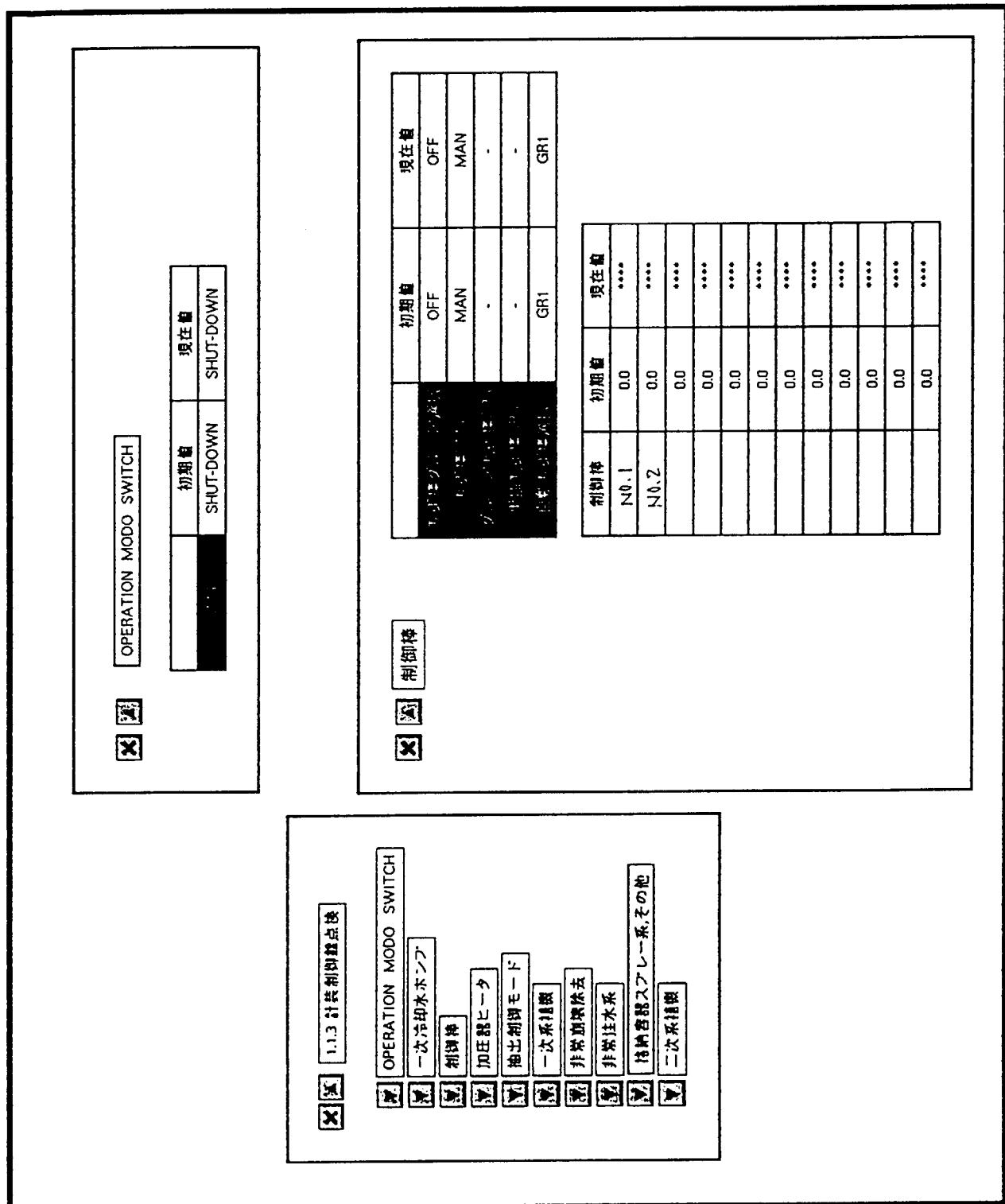
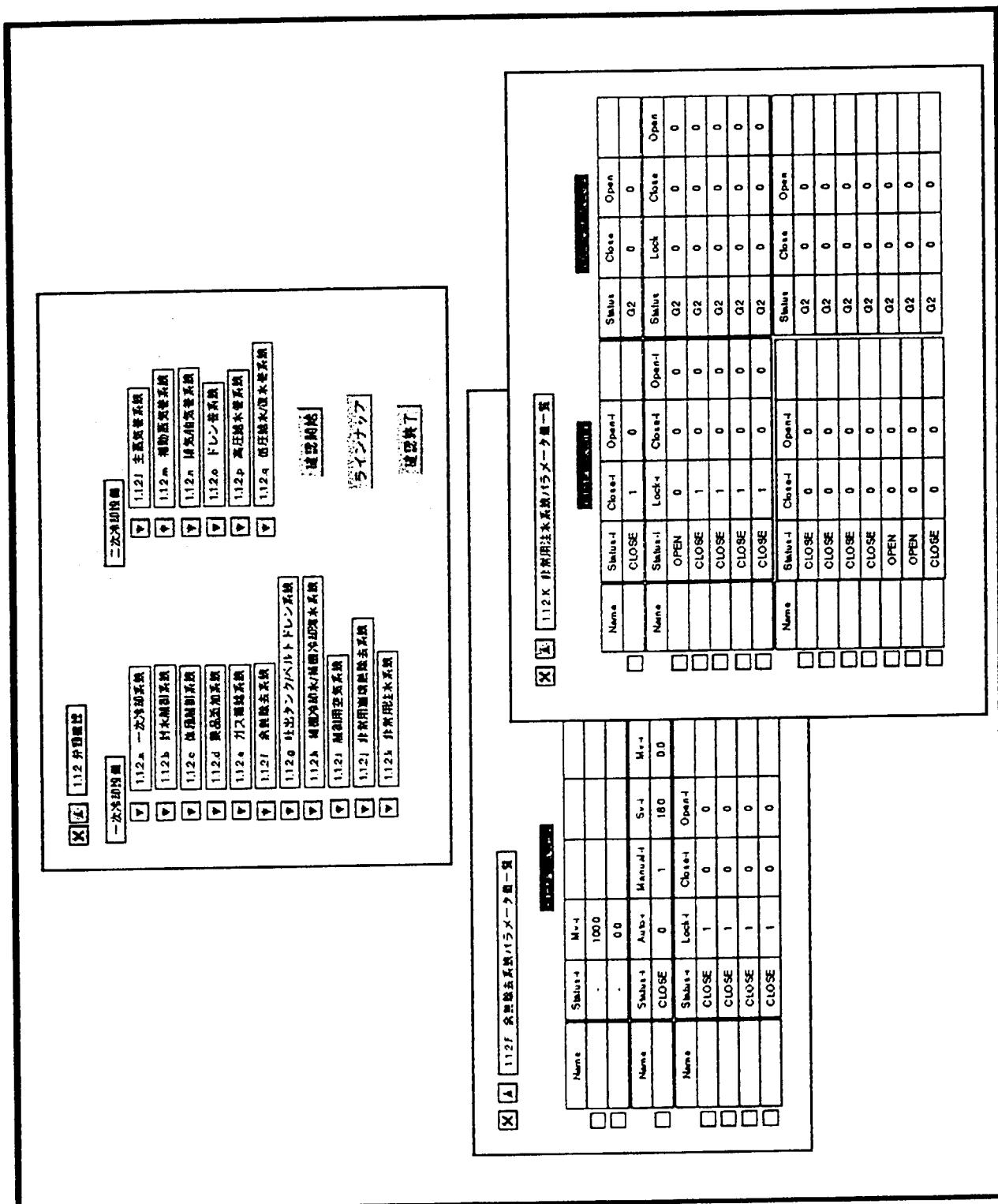


図 3.4 計装制御盤点検図面



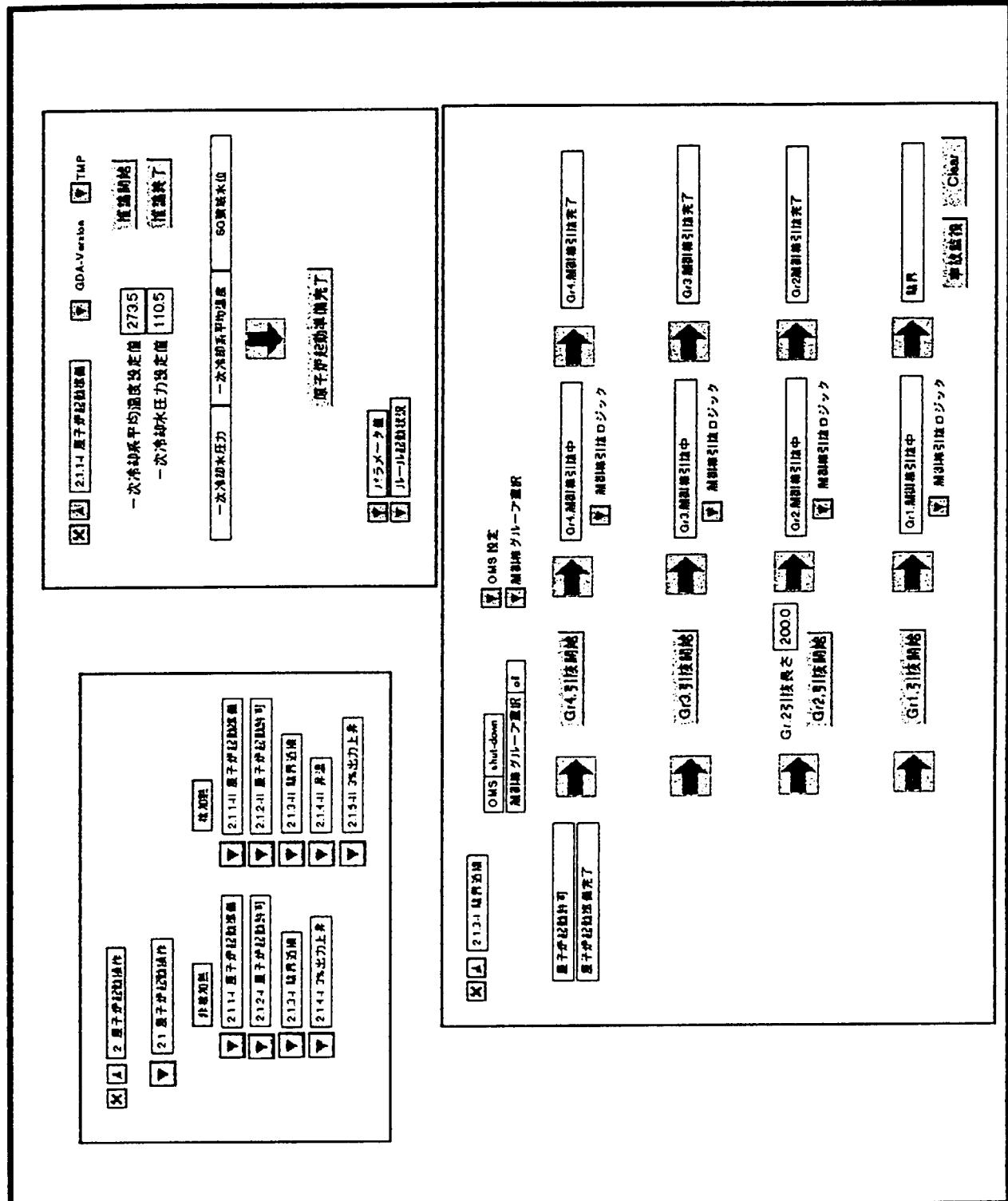


図 3.6 制御棒操作監視図面

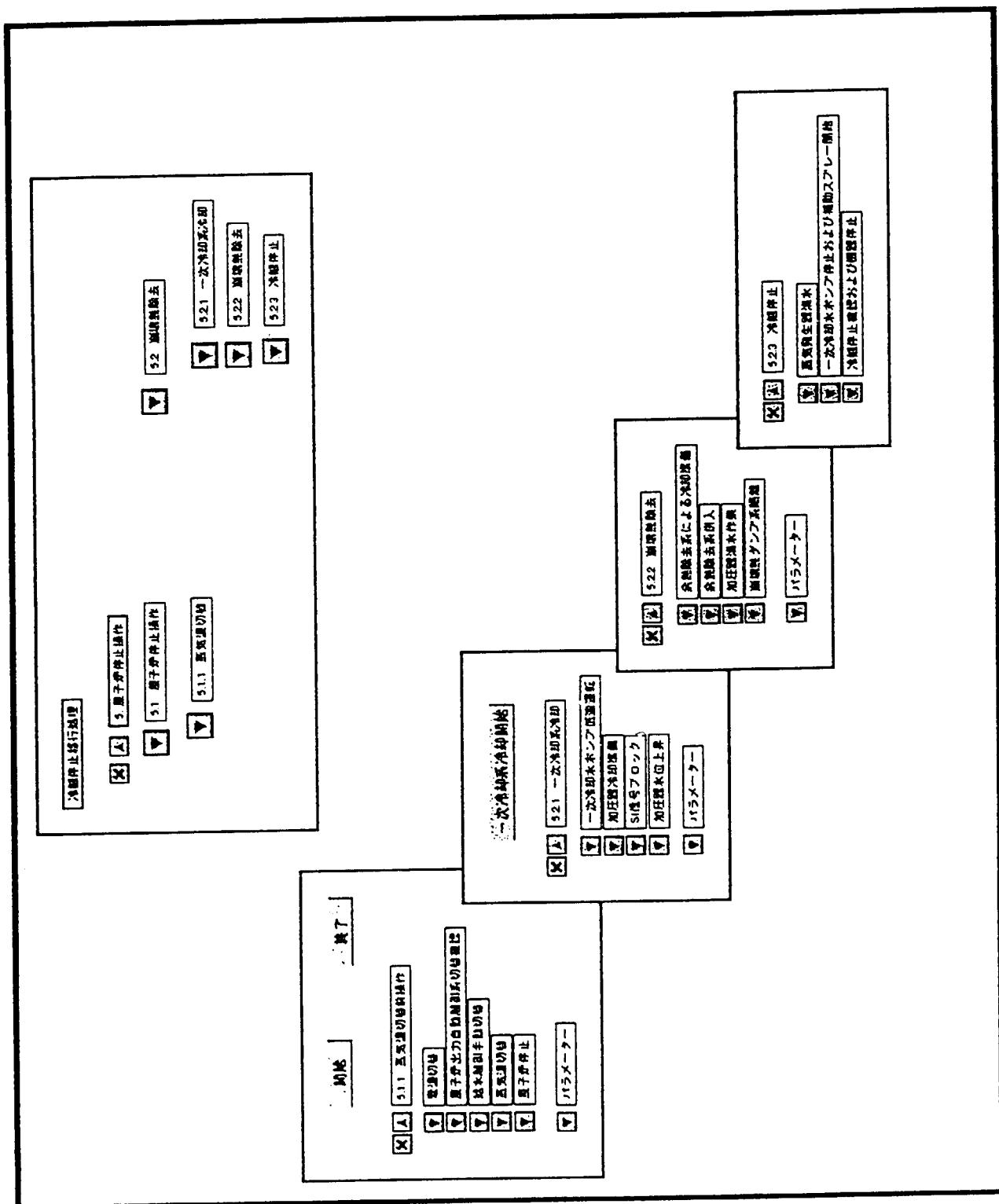
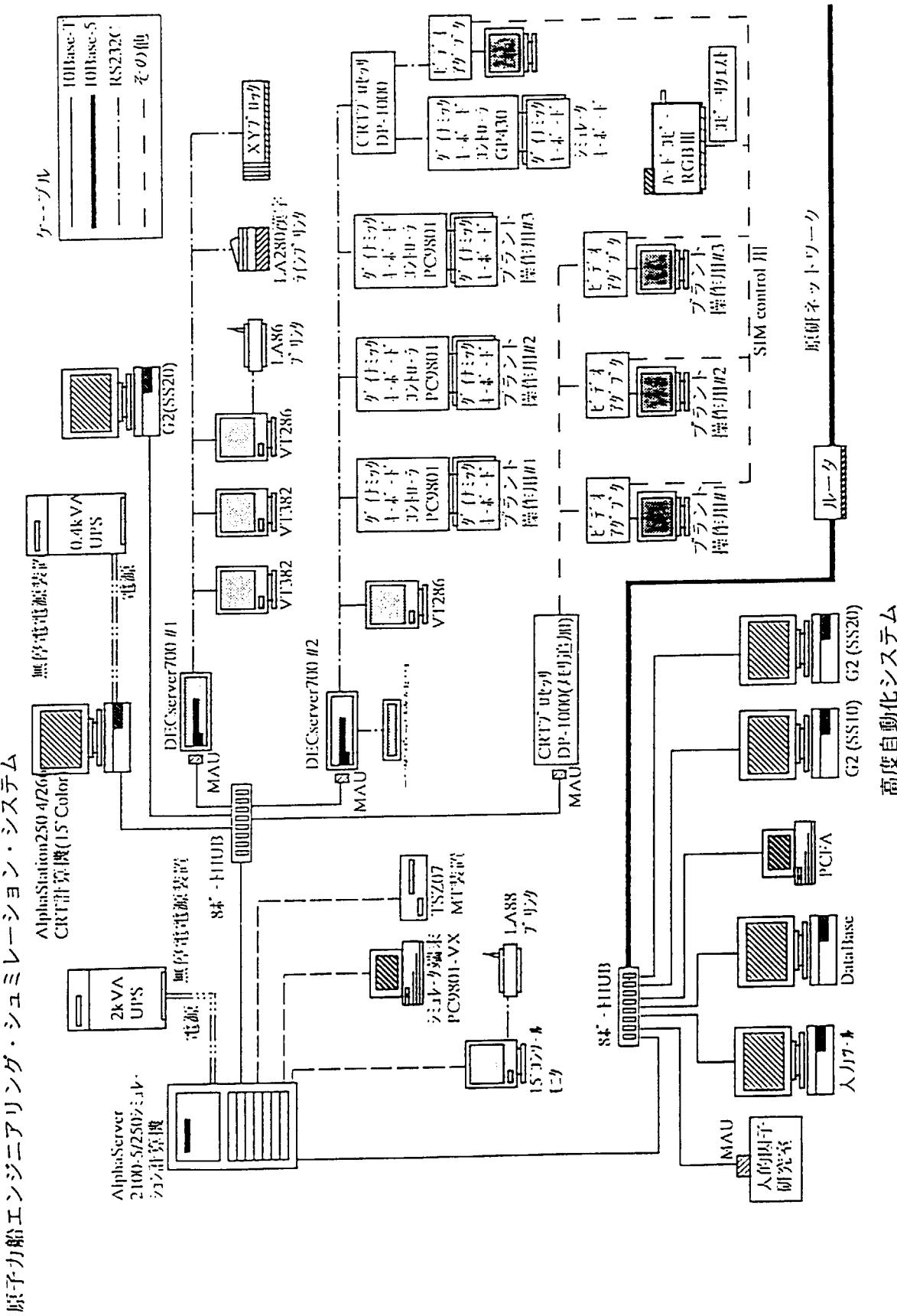


図 3.7 冷却停止移行操作確認図面

図4.1 全体構成図



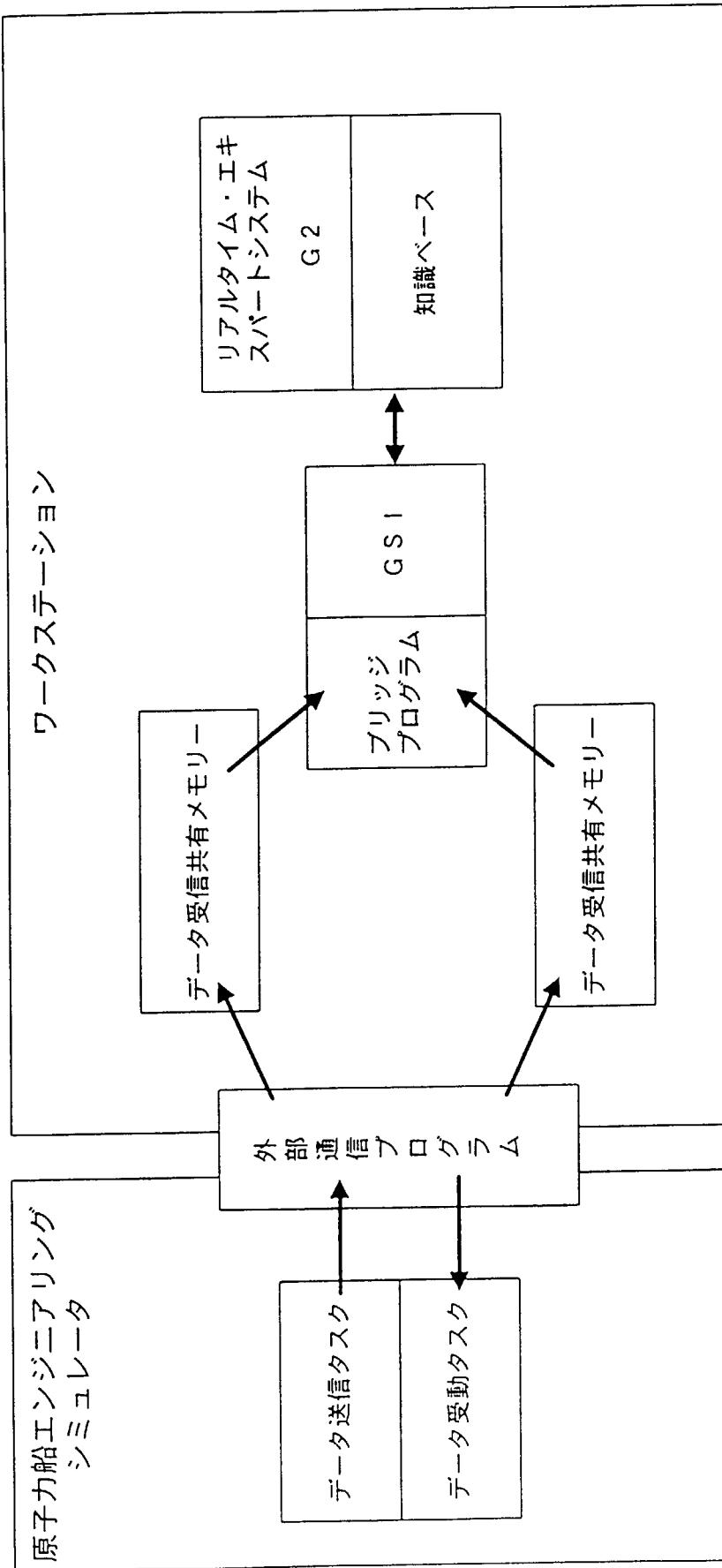


図4.2 「原子力船エンジニアリングシミュレータ」と
「G 2」の結合概念図

原子炉起動特性

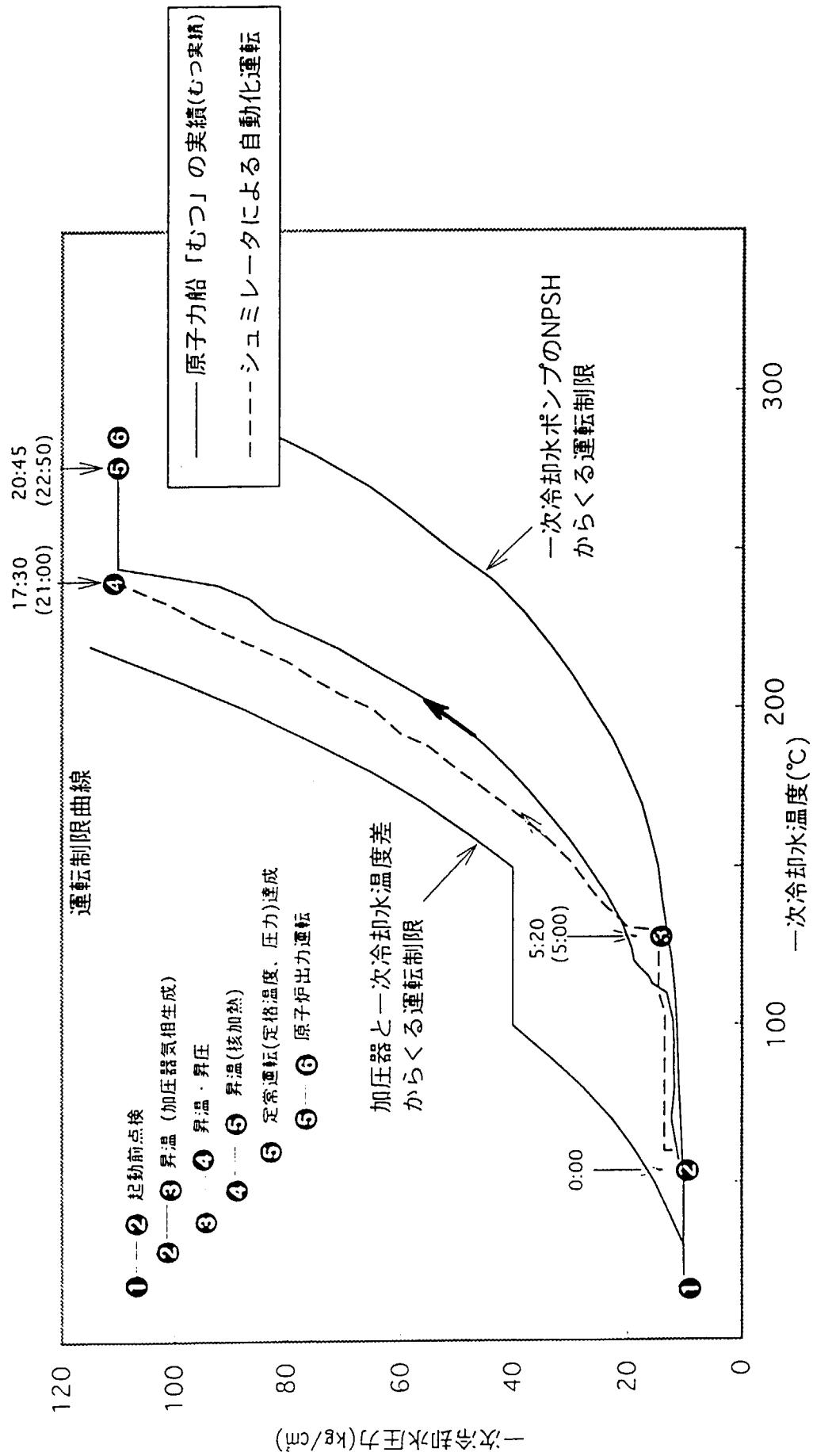


図 4.3 原子炉起動特性

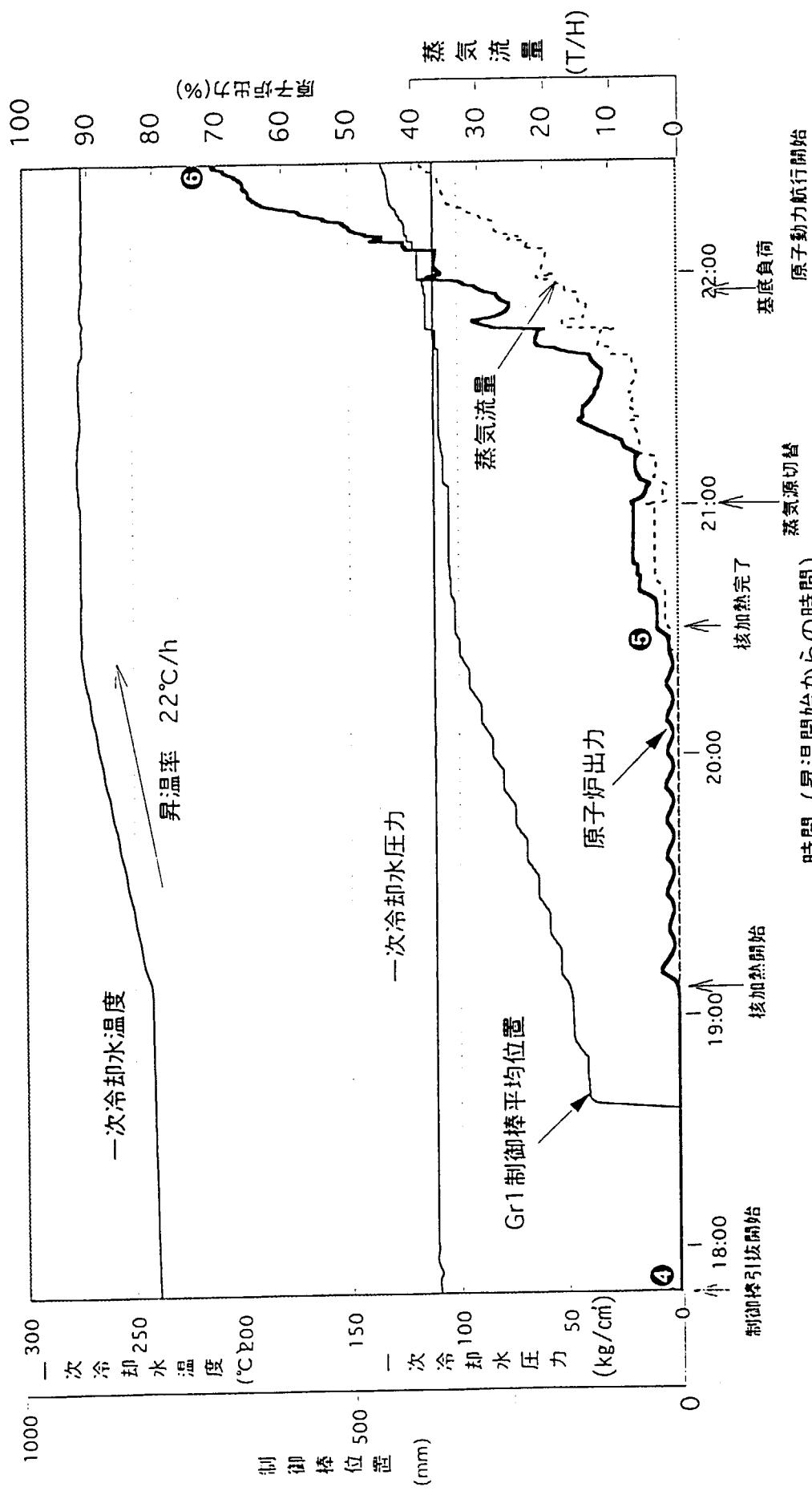


図 4.4 運転特性（原子炉起動～出力運転）

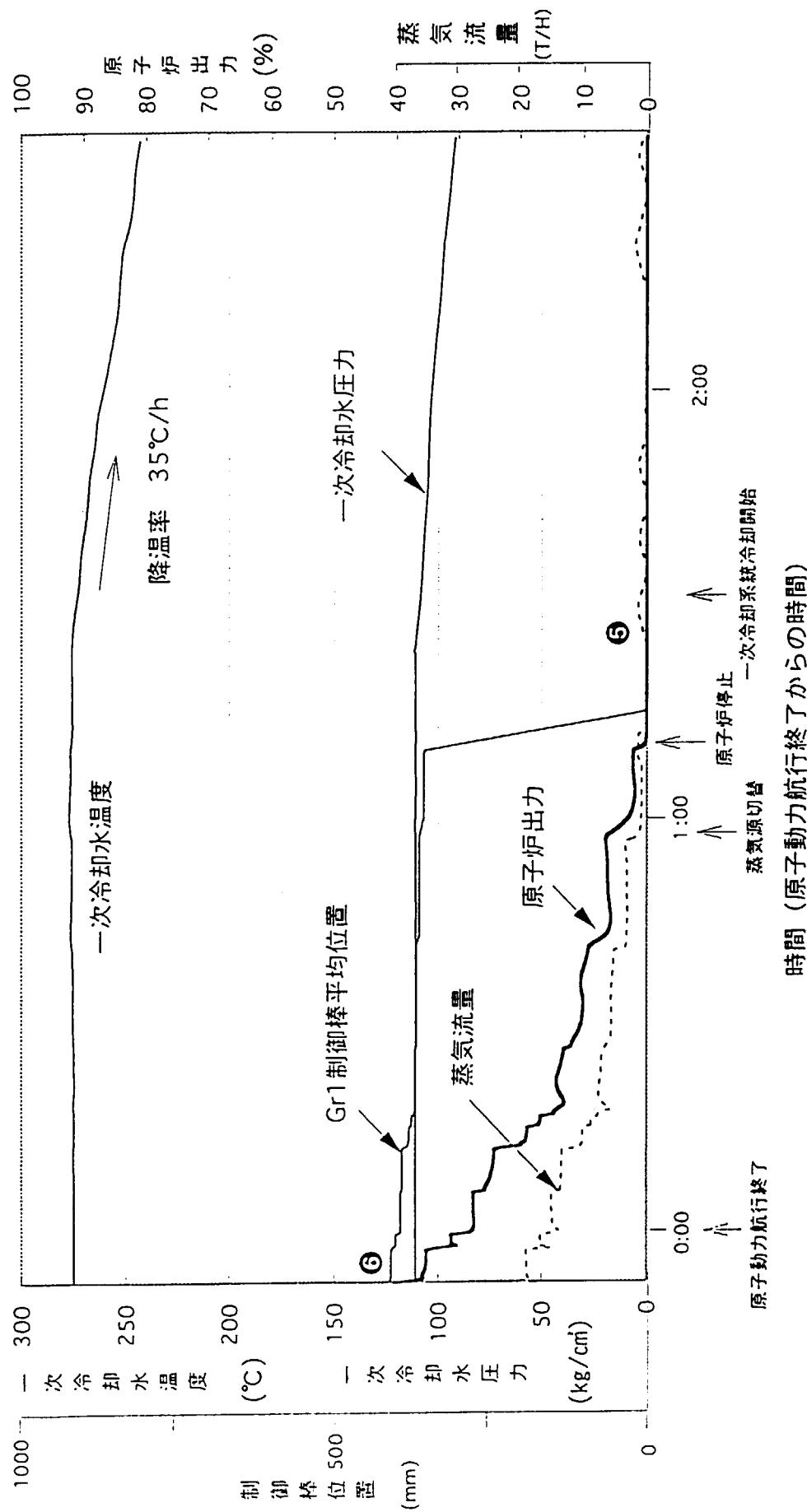


図 4.5 運転特性（出力運転～降溫操作）

原子炉停止特性

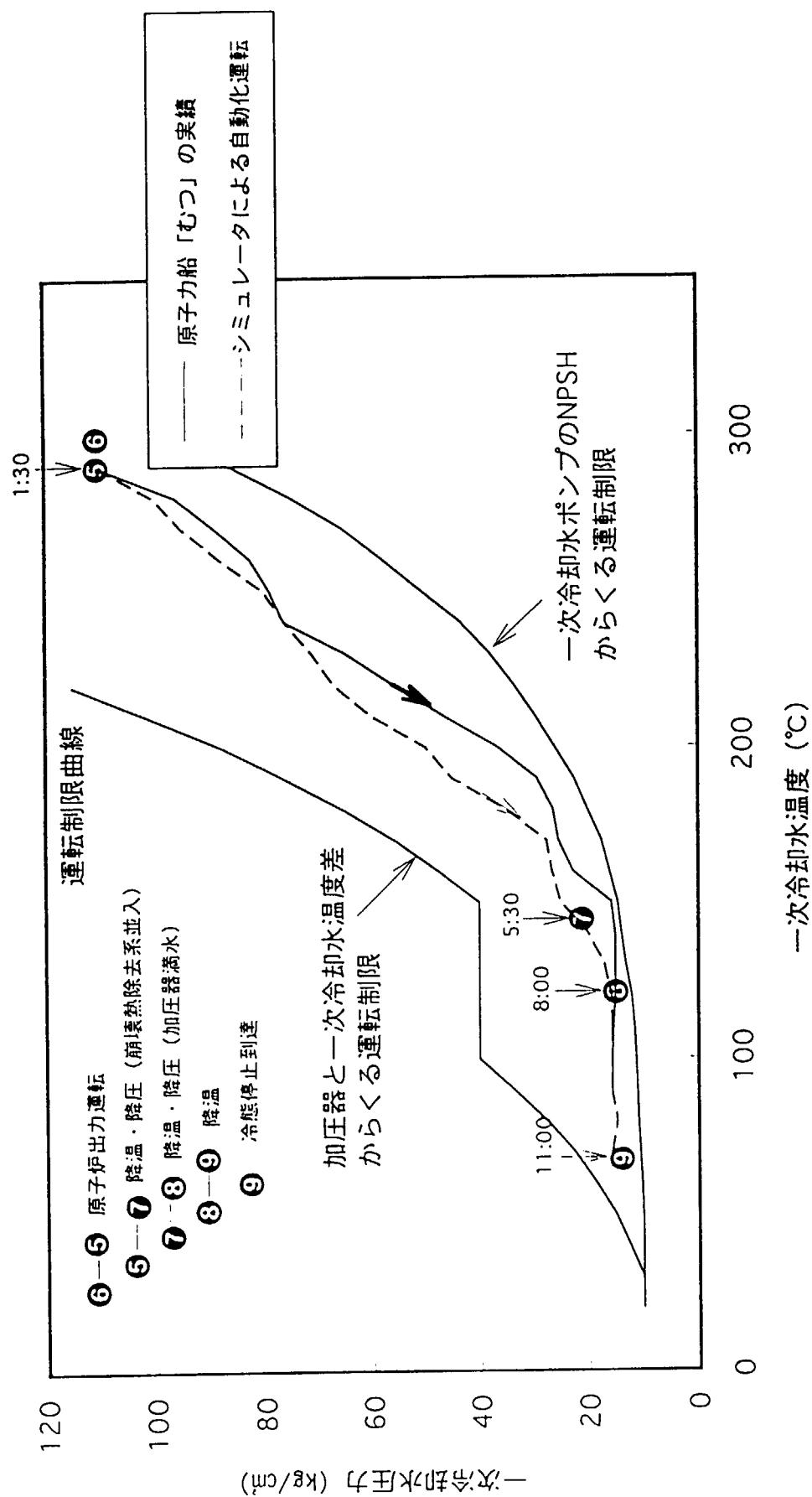


図 4.6 原子炉停止特性

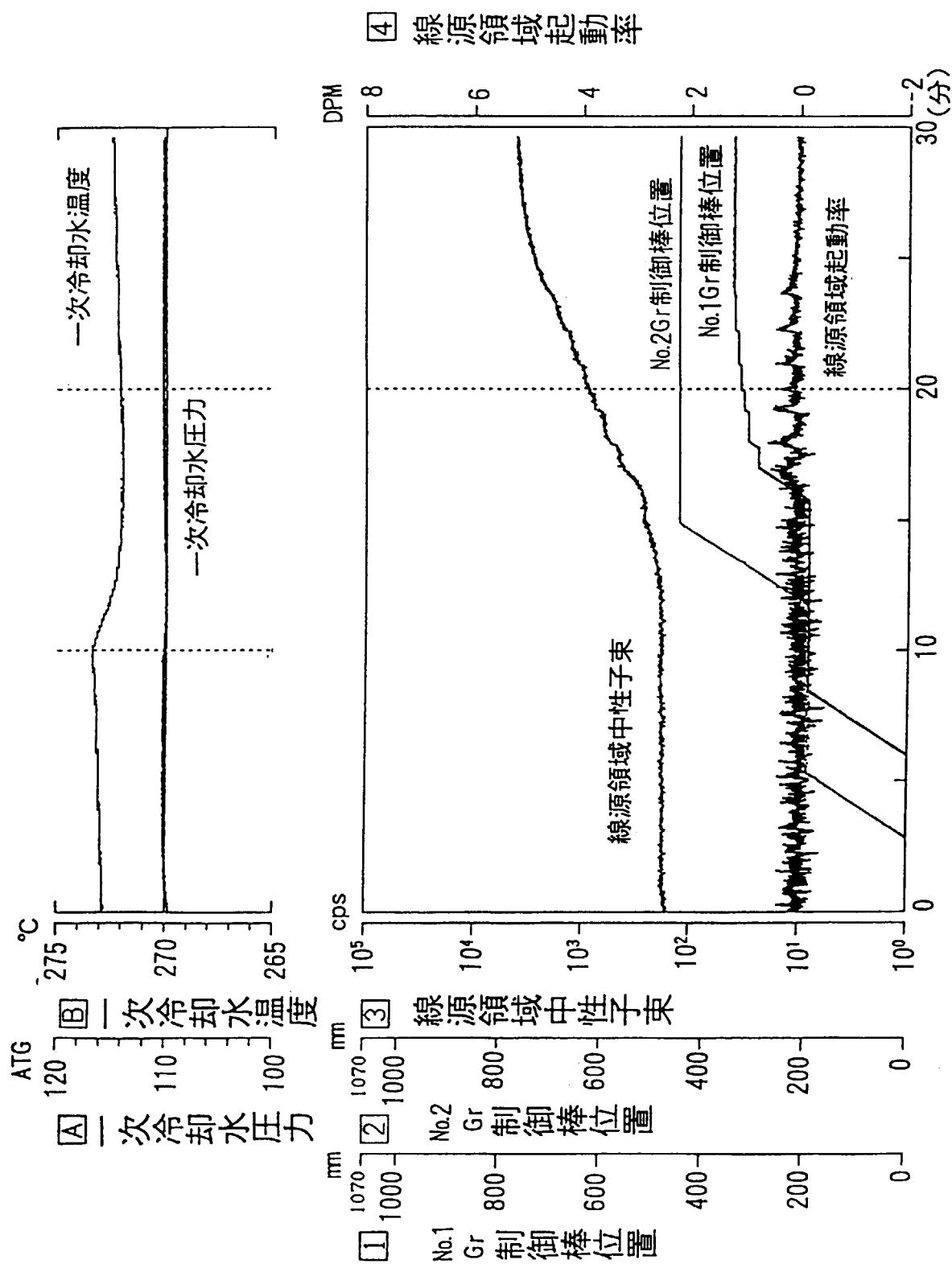


図 4.7 原子力船「むつ」における臨界操作

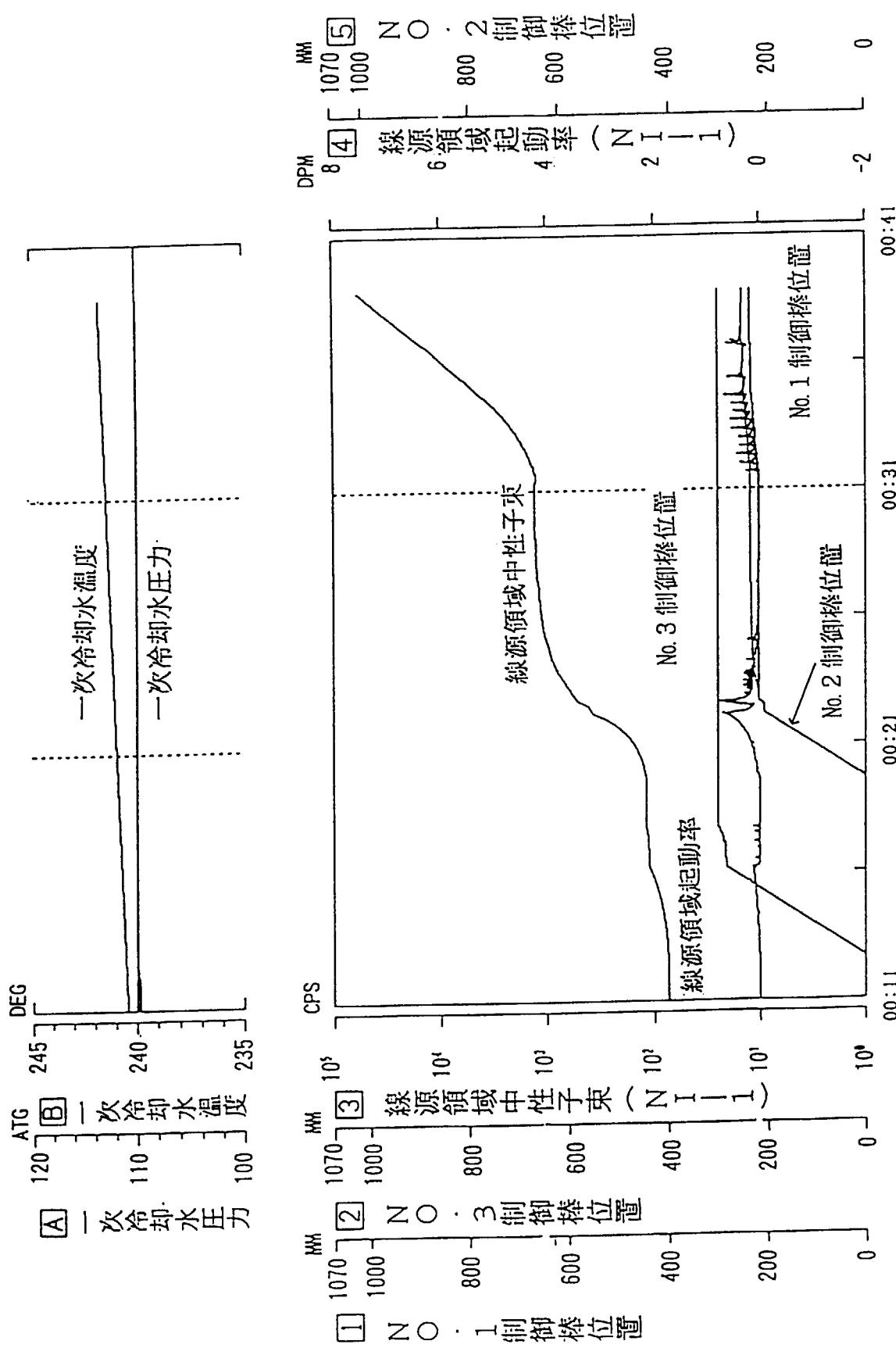


図 4.8 自動運転システムによる制御棒操作
(一次冷却水温度 240°Cからの臨界近接および出力上昇操作)

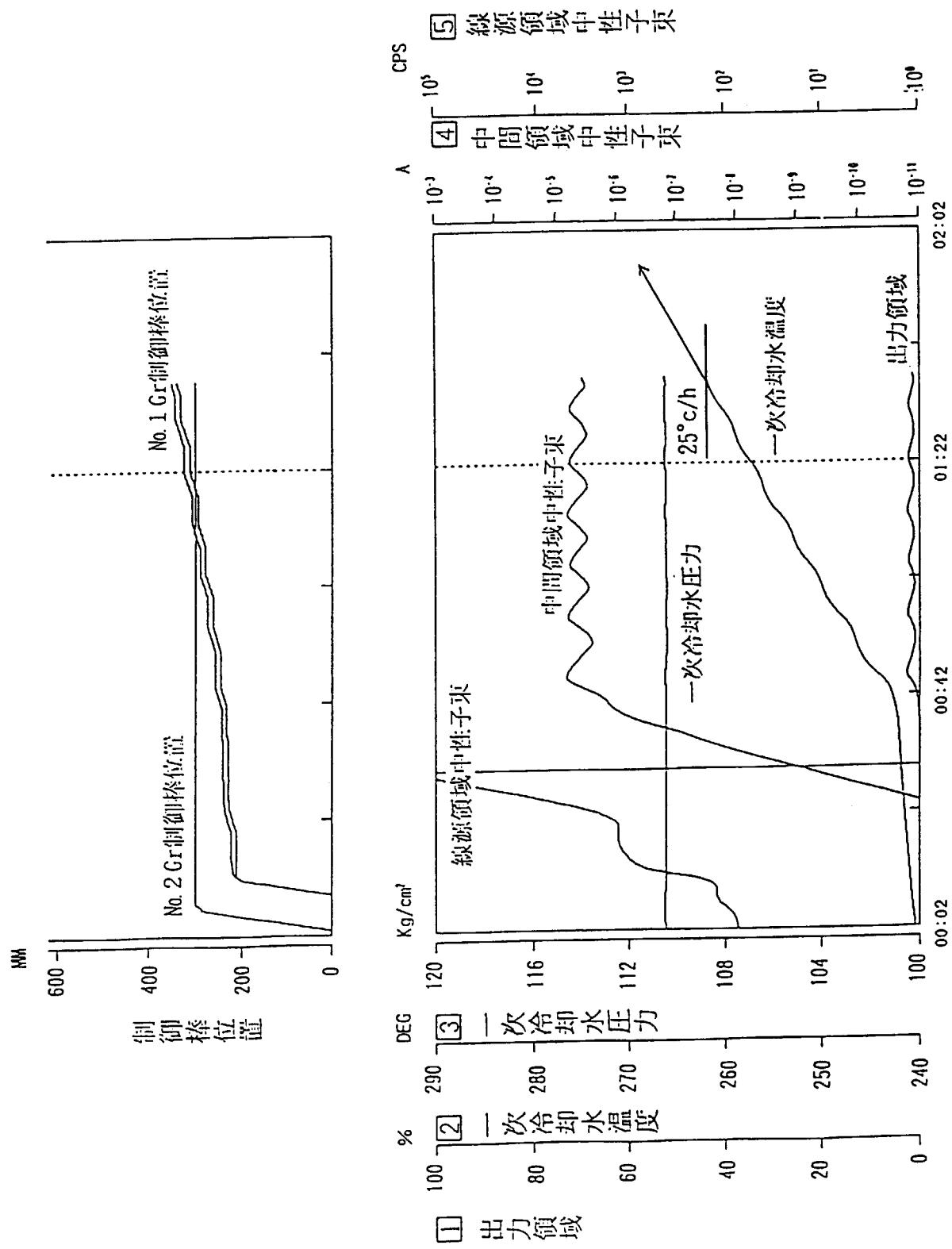


図 4.9 自動運転システムによる制御棒操作
(核加熱による昇操作)

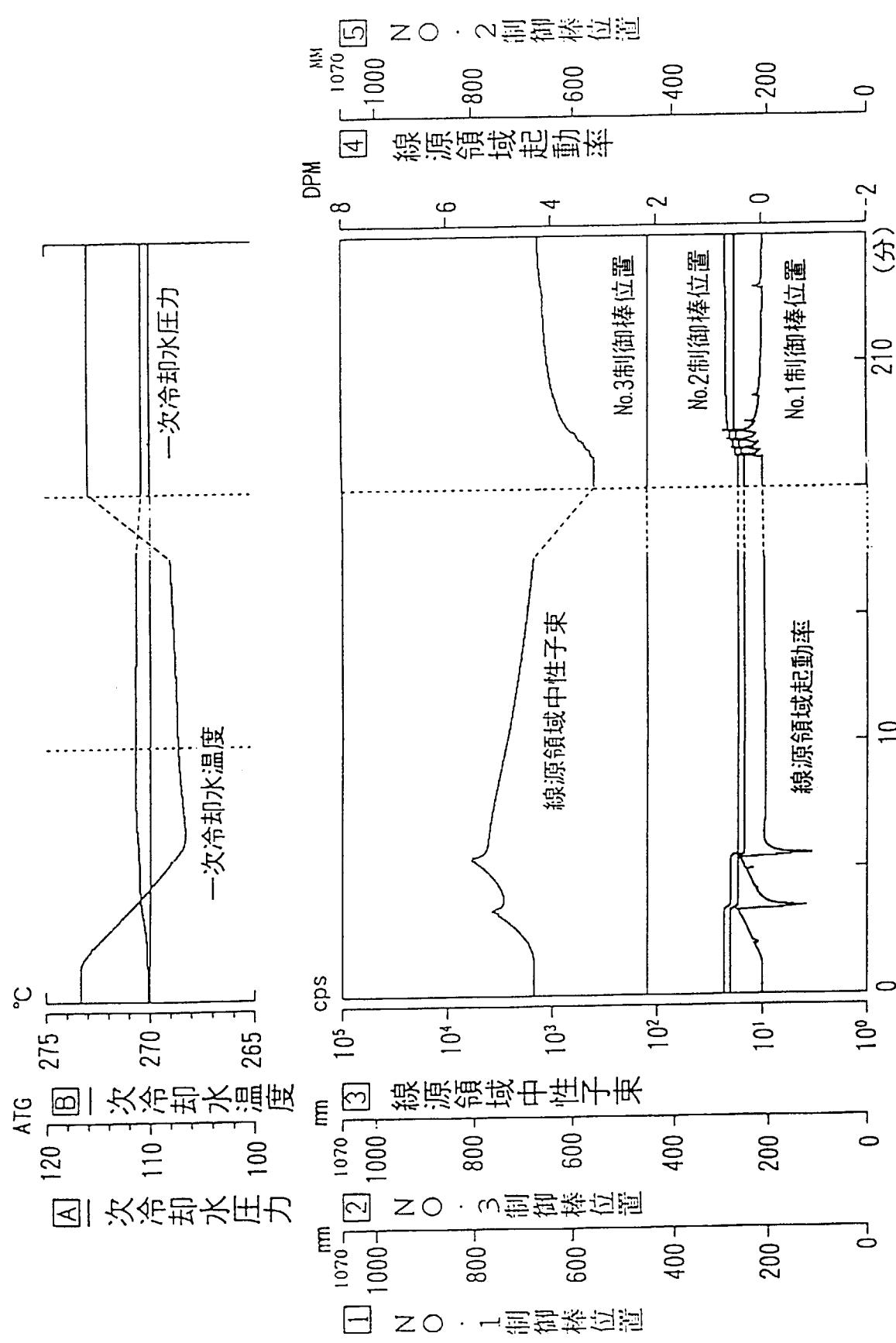


図 4.10 自動運転システムによる制御棒操作
(蒸気放出事故および再臨界操作)

表 3.1 原子炉起動許可条件

確認事項	値
【核軽装パラメータ値】	
線源領域中性子束 (NI-1,NI-2)	2.0cps 以上
出力領域中性子束 (NI-7~10)	0.0% 以下
線源領域起動率 (NI-1,NI-2)	0.1dpm 以下
中間領域起動率 (NI-4,NI-5)	0.1dpm 以下
【制御棒位置】	
No.1~12 制御棒位置	下限(=0)
【操作スイッチ】	
モード選択 (OMS)	SHUT-DOWN
制御棒モード選択	MAN
制御棒グループ選択	OFF
【スクラム発信】	
トレンAスクラム	発信なし
トレンBスクラム	発信なし

表 3.2 一次冷却系圧力制御

条件 1 温度偏差 ($T \varepsilon ^\circ C$)	制御内容
$T \varepsilon < -2.0$	加圧器ヒーター 6Gr 投入
$-2.0 \leq T \varepsilon < -1.0$	加圧器ヒーター 4Gr 投入
$-1.0 \leq T \varepsilon < -0.5$	加圧器ヒーター 3Gr 投入
$-0.5 \leq T \varepsilon < -0.2$	PIC MC-018B SV INC
$-0.2 \leq T \varepsilon < = 0.2$	「一次系冷却水圧力 OK」
$0.2 \leq T \varepsilon < = 0.5$	PIC MC-018B SV DEC
$0.5 \leq T \varepsilon$	加圧器ヒーター 3Gr 投入

表 3.3 一次冷却水平均温度制御

条件 1 圧力偏差 ($P \varepsilon kg/m^2$)	制御内容
$P \varepsilon < -1.0$	加圧器ヒーター 8Gr 投入
$-1.0 \leq P \varepsilon < -0.5$	加圧器ヒーター 7Gr 投入
$-0.5 \leq P \varepsilon < -0.1$	加圧器ヒーター 4Gr 投入
$-0.1 \leq P \varepsilon < 0.1$	「一次系冷却水圧力 OK」
$0.1 \leq P \varepsilon < = 0.5$	ST-125 10% 開
$0.5 \leq P \varepsilon < = 1.0$	ST-125 20% 開
$1.0 \leq P \varepsilon$	ST-125 30% 開
$0.2 \leq P \varepsilon$	「DECAY HT.LINE UP」
$P \varepsilon < = 1.0$	ST-125 全開

This is a blank page.

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	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	$m \cdot kg/s^2$
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	$N \cdot m$
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	$A \cdot s$
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	ウェーバ	Wb	$V \cdot s$
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	$^{\circ}C$	
光束度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
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	$^{\circ}, ', "$
リットル	L, L
トント	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4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	$\overset{\circ}{\text{A}}$
バーゾ	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レンタゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ } \overset{\circ}{\text{A}} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

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)

1. 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、1 eVおよび1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。

2. 表4には海里、ノット、アール、ヘクト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。

3. 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。

4. EC閣僚理事会指令では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	$N (= 10^3 \text{ dyn})$	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

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

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

圧	MPa ($= 10 \text{ bar}$)	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	$J (= 10^7 \text{ erg})$	kgf [•] m	kW [•] h	cal (計量法)	Btu	ft [•] lbf	eV	1 cal = 4.18605 J (計量法)	
								$= 4.184 \text{ J} (\text{熱化学})$	$= 4.1855 \text{ J} (15^{\circ}\text{C})$
	1	0.101972	2.77778×10^{-7}	0.238889	9.47813×10^{-4}	0.737562	6.24150×10^{-18}	$= 4.184 \text{ J} (\text{熱化学})$	$= 4.1868 \text{ J} (\text{国際蒸気表})$
	9.80665	1	2.72407×10^{-6}	2.34270	9.29487×10^{-3}	7.23301	6.12082×10^{-19}	$= 4.1855 \text{ J} (15^{\circ}\text{C})$	
	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}	仕事率 1 PS (仮馬力)	
	1055.06	107.586	2.93072×10^{-4}	252.042	1	778.172	6.58515×10^{-21}		$= 75 \text{ kgf} \cdot \text{m/s}$
	1.35582	0.138255	3.76616×10^{-7}	0.323890	1.28506×10^{-3}	1	8.46233×10^{-18}		$= 735.499 \text{ W}$
	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
	1	2.70270×10^{-11}
	3.7×10^{10}	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10^{-4}	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

原子力船の高度自動化運転システムの開発(1) 通常時の全自動化運転システムの開発