

JAERI-M
91-075

受動的安全性を高めた一体型加圧水型炉
S P W R の日負荷追従特性の
原子力船エンジニアリングシミュレータ
による予備解析

1991年5月

新谷 文將・秋元 正幸・橋立 晃司
金子 邦男^{*}・迫 淳

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。

入手の問合せは、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, 1991

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 日立高速印刷株式会社

受動的安全性を高めた一体型加圧水型炉 S P W R の日負荷追従特性の
原子力船エンジニアリングシミュレータによる予備解析

日本原子力研究所東海研究所情報システムセンター

新谷 文將[†]・秋元 正幸・橋立 晃司⁺⁺

金子 邦男^{*}・迫 淳⁺⁺

(1991年4月3日受理)

原研では、専門家の経験及び知識をコンピュータ化し、新型炉の設計作業を効率的、省力的に行なうため、「ソフトウェア統合化技術の研究」を実施している。この研究の一環として、現在原研で開発中の原子力船エンジニアリングシミュレータ(E/S)のソフトウェアを参考に新型炉の設計研究、並びに運転制御に関する設計評価等に活用可能な統合化ソフトウェア・システムの開発を行なっている。

一方、原研では、軽水炉技術や経験の効率的活用を図りながら高い受動的安全性、容易な運転・保守、高い経済性を同時に達成することを目指した新概念次世代発電炉 S P W R (System Integrated PWR) の概念設計を実施している。S P W R の特徴のひとつとして制御棒を持たないことが挙げられる。過去数年間の概念設計に於いて、その制御性及び過渡持性についても解析的検討を実施してきたが、Xe効果の大きく影響する日負荷調整運転時の負荷追従特性について未検討であった。

本報では、「ソフトウェア統合化技術の研究」におけるE/Sのソフトウェアの新型炉設計評価への適用性検討の一環として、S P W R の日負荷調整運転時負荷追従特性検討のための予備解析にE/Sを適用した結果について、S P W R の特性把握と言う観点から記す。

E/Sは原子力船「むつ」を対象に開発されているため、S P W R と同一の条件設定は出来ないが、本解析で重要な核特性は出来る限りS P W R の条件に合わせて解析を行なった。解析結果はシミュレータの解析条件とS P W R 条件の差を考慮しても、S P W R は50%程度の負荷調節に対して、一次冷却水中のボロン濃度調節を行なう事なく自動的に追従出来ることを示した。また、本解析を通して、E/Sのソフトウェアは新型炉のシミュレーション用に拡張可能であることが分かった。

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

+ 原子炉工学部

++ 原子力船研究開発室

* 株式会社日本総合研究所

Preliminary Analysis of Daily Load Follow Characteristics
of Highly Passive Safe PWR, SPWR with Engineering
Simulator for Nuclear Ship

Fumimasa ARAYA⁺, Masayuki AKIMOTO, Koji HASHIDATE⁺⁺
Kunio KANEKO^{*} and Kiyoshi SAKO⁺⁺

Computing and Information Systems Center
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 3, 1991)

A research on software system integration for assisting design work of various types of new nuclear reactors has been performed since 1990 at Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI). The aim of this research is to develop a human-friendly and intelligent design system with the aid of artificial intelligence and high-speed simulation technologies for supporting to create new reactor concepts or assisting technological feasibility study of new concepts.

Within the scope of this research, the software system of the Engineering Simulator for Nuclear Ship "MUTSU" (E/S) has been surveyed in conjunction with the design of module integrated software system for new reactor design.

The E/S model capability has been surveyed by analyzing a daily load follow characteristics of SPWR (System Integrated PWR) which is being designed at JAERI. This reactor has the features such as implementation of passive safety mechanism using hydraulic pressure valves and enhanced operability and maintainability. This report will describe the analysis

+ Department of Reactor Engineering

++ Office of Nuclear Ship Research and Development

* The Japan Research Institute, Limited

results of daily load follow operation from the point of view of both SPWR operability and extensibility of the E/S software system for new reactor design.

Since E/S is designed for the nuclear ship "MUTSU", analysis conditions could not completely model SPWR. Therefore, only nuclear kinetics conditions were adjusted to those of SPWR, which were most important in the present analysis. The calculated results showed that SPWR could follow load change in about 50% range without control of boron concentration, even if differences between conditions of E/S and SPWR would be taken into account.

Keywords : SPWR, Engineering Simulator for Nuclear Ship, Characteristics of Daily Load Follow, Power Coefficient, X_e Effects

目 次

| | |
|--------------------------------|----|
| 1. はじめに | 1 |
| 2. 原子力船エンジニアリングシミュレータの概要 | 3 |
| 3. S P W R の概要 | 7 |
| 4. 日負荷追従特性解析 | 11 |
| 4. 1 解析条件の設定 | 11 |
| 4. 2 解析ケース及び解析結果 | 14 |
| 4. 3 考察 | 16 |
| 5. 結論 | 30 |
| 謝 辞 | 30 |
| 参考文献 | 31 |

Contents

| | |
|--|----|
| 1. Introduction | 1 |
| 2. Overview of Engineering Simulator for Nuclear Ship..... | 3 |
| 3. Overview of SPWR | 7 |
| 4. Analysis of Daily Load Follow Characteristics | 11 |
| 4.1 Adjustment of Analytical Conditions | 11 |
| 4.2 Calculation Cases and Calculated Results | 14 |
| 4.3 Discussions | 16 |
| 5. Concluding Remarks | 30 |
| Acknowledgements | 30 |
| References | 31 |

1. はじめに

原研では、知識情報処理技術及び高速シミュレーション技術の援用により専門家の経験及び知識をコンピュータ化し、SPWR (System Integrated PWR)^[1] 等の新型炉の設計作業を効率的、省力的に行なうため、「ソフトウェア統合化技術の研究」を実施している。この研究の一環として、現在原研で開発中の原子力船エンジニアリングシミュレータ (E/S)^[2] のソフトウェアを参考に、新型炉の設計研究、並びに日負荷調整運転等の運転制御に関する設計評価等に活用可能な統合化ソフトウェア・システムの開発を行なっている。この研究に於ける E/S のソフトウェアの新型炉への適用性検討の一環として、SPWR の日負荷追従特性の予備解析に E/S を適用した。本報はこの予備解析の結果を SPWR の日負荷追従性の把握と言う観点から記したものである。

SPWR (System-Integrated PWR) は原研で概念設計中の新型炉である。この炉は、軽水炉に関する既存技術や経験の効率的活用を図りながら、高い受動的安全性、容易な運転・保守、高い経済性を達成する事を目指した新概念次世代発電炉である。即ち、新概念の一体型加圧水炉であり、制御棒を持たず、反応度制御用のボロン水の入ったポイズンタンクを原子炉容器に内蔵する。

本炉に関して、過去数年間、炉心、原子炉本体、プラントシステム、レイアウト等、広範な検討を行なってきた^[1]。本炉は制御棒を持たないと言う新しい概念を取り入れているため、運転の過渡変化時及び事故時におけるプラント挙動が本炉の実現性にとっての重要な課題と当初から考えられていた。すでに過渡解析（負荷遮断）及び事故解析（主循環ポンプトリップ、全電源喪失、一次系配管破断）を RETRAN-02 コードを用いて実施している^[3]。これらの解析は全て Xe の効果を無視できるような短時間の事象を対象としたものである。解析結果は、Xe 効果を無視出来るような短時間の事象に対しては SPWR の成立性を阻むような問題の無いことを示している。このため、Xe 効果が重要になる日負荷調整運転のような長時間の負荷変動に対するプラントの追従性を把握する事が、SPWR の成立性に関してプラント動特性の観点から検討すべき唯一の課題であった。

日負荷調整運転において一旦低下させた負荷を再び上昇させようとしても、それまでに蓄積した Xe による負の反応度添加により原子炉がこの負荷の上昇に追随できないことが考えられる。SPWR には制御棒が無いため、負荷の増加に伴う冷却材温度低下とボロンの希釀による正の反応度添加により、負の Xe 反応度を打ち消すと共に炉出力を高めるだけの正の反応度添加が必要になる。ボロン濃度を調整しない場合には、冷却材温度反応度のみでこれを達成しなければならない。この時、技術的な困難として考えられるのは、二次系の正常な運転を維持できるような範囲内の一次系の温度低下により、負の Xe 反応度さえ補償できず負荷追従できなくなることである。日負荷調整運転の検討は、このような状況にならずに運転可能かどうかを明らかにすることに主眼がある。

そこで、E/S を長時間にわたる負荷変動に対する SPWR の追従特性の概略を把握する事

を目的とした解析に適用した。E/Sは「むつ」を対象にしているためS P W Rに完全に条件を合わせた解析を行なう事は出来ないが、条件の設定によってはS P W Rの動特性の概略を把握することができる。より定量的にはS P W R条件そのものを模擬した解析を別途実施して検討を深める必要があり、現在この計画を進めている。

2. 原子力船エンジニアリング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 (E/S)^[2] は現在原研で開発中のもので、舶用炉の研究・開発のための設計の各段階における炉プラントの性能評価・確認等を行なうためのものである。当面は原子力船「むつ」を対象に整備が行なわれている。このE/Sは舶用炉開発のみでなく、次世代陸上炉の設計研究への拡張が可能であることから、今後広く活用できるものと考えられる。

本E/Sは実時間で計算できるようにソフトウェアのみならずハードウェアまでも含めたトータルなシステムとして設計されている。ハードウェアの構成は図2.1に示すように、シミュレーションを実行するシミュレーション計算機 (VAX-6420), CRT表示を行なうCRTプロセッサ (μ VAX-3000) 等から成っている。「むつ」の運転操作に対応する計算機上の操作は3台のタッチパネル付きCRT画面とダイナミックキーボードを用いて行なう。

ソフトウェアの構成は図2.2に示すように、大別すると基本ソフトウェア、プラントソフトウェア、システムソフトウェア、及び共通データ領域に分けられる。基本ソフトウェアは、船種や船型に依存しない形で作られたシミュレーションプログラムであり、一次系熱水力計算、炉心核計算、船体運動等のプログラム群から成る。プラントソフトウェアは、プラント各部の形状や特性を与えるデータと基本ソフトウェアを組み合わせて、ひとつのプラント（現在は「むつ」）を組み立てるためのプログラムである。システムソフトウェアはE/Sの運転や表示の制御を行なうためのものである。

基本ソフトウェアは大別すると、操舵及び主機操作によって生ずる船体運動を波浪、風、潮流等の影響を考慮して船体の運動を模擬する船体運動計算プログラムと、船体運動の影響を考慮しつつ原子炉の核熱水力の動特性を模擬する原子炉プラント計算プログラムに分けられる。更に、原子炉プラント計算プログラムは、一次冷却系の過渡熱水力を計算するプログラム、炉心の核動特性を計算するプログラム、蒸気発生機、主蒸気系及びタービン発電機を計算するプログラム、補助系及び制御系を模擬するプログラムから構成される。

原子炉プラント計算プログラムの主要な解析モデルは次のとおりである。一次冷却水の運動に関しては気相と液相の速度差をドリフトフラックスモデルで扱う。また、流体の温度に関しては、ひとつのボリューム内を等温とするモデルと、ひとつのボリュームを上下ふたつの領域に分けて扱い、それぞれの領域の間の質量とエネルギーの交換を考慮して温度を別々に扱うことの出来る温度非平衡モデルを備えている。炉心の核動特性に関しては、中性子エネルギーを2群で扱い軸方向一次元の拡散モデルを用いている。また、Xeのビルドアップの効果や一次冷却水中のボロン濃度の効果を扱うことが出来る。通常、原子炉停止後、Xeのビルドアップがピークに達するまでの時間は数時間から十数時間に及ぶ。このため、Xeの効果を計算しようとすると、これと同程度以上の計算時間を要することになることから、他のプラント動特性計算と独立にXeのビルドアップ挙動を加速して計算する機能が整備されている。この機能を用いて計算を行なう際には、Xeの挙動と他の計算との間に時間的なずれが生じるため、解析結果

の解釈には注意を要する。本報で示す解析は、この機能を用いる事により計算時間の短縮を図った。

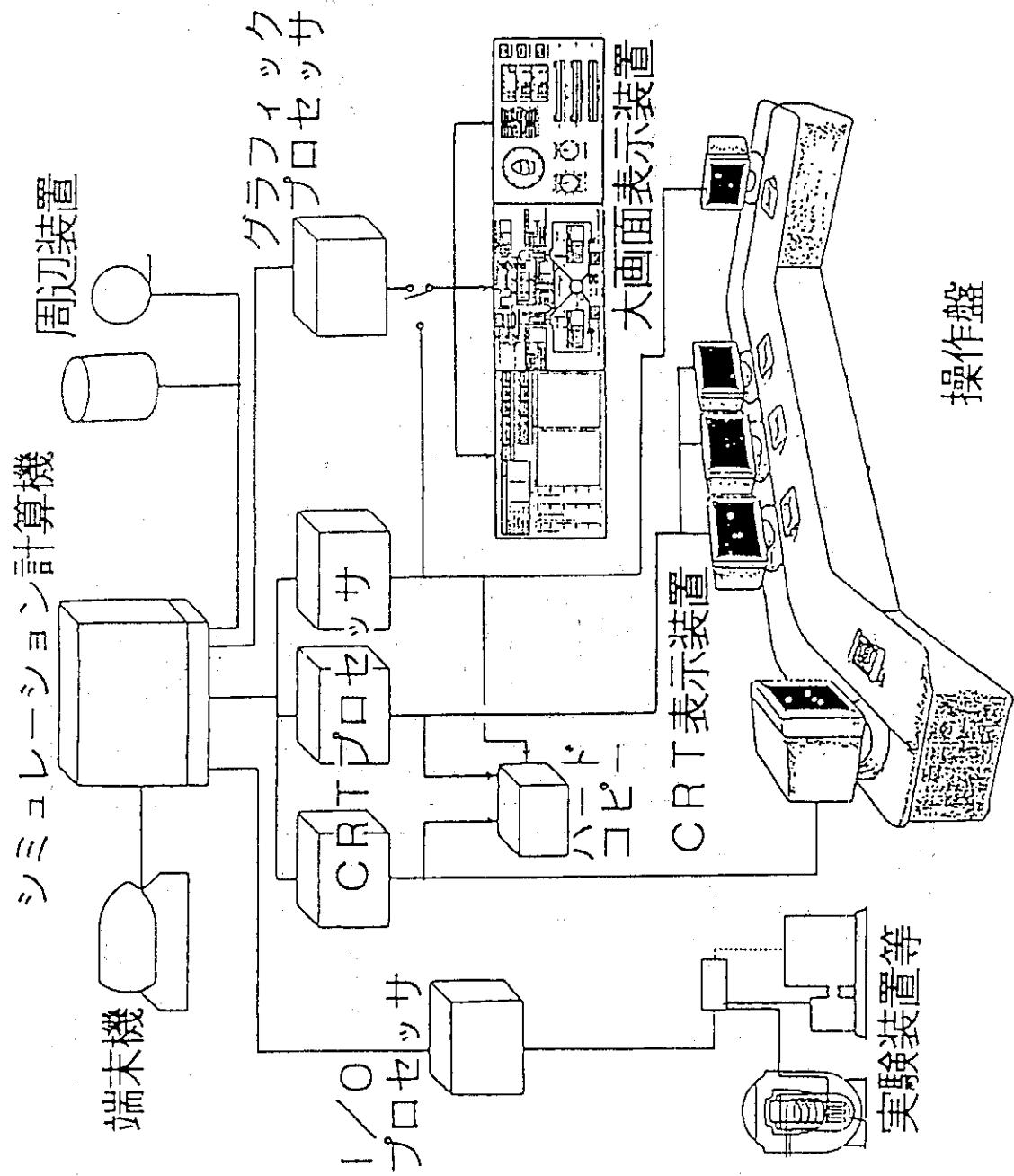


図 2.1 E/S ハードウェア構成図

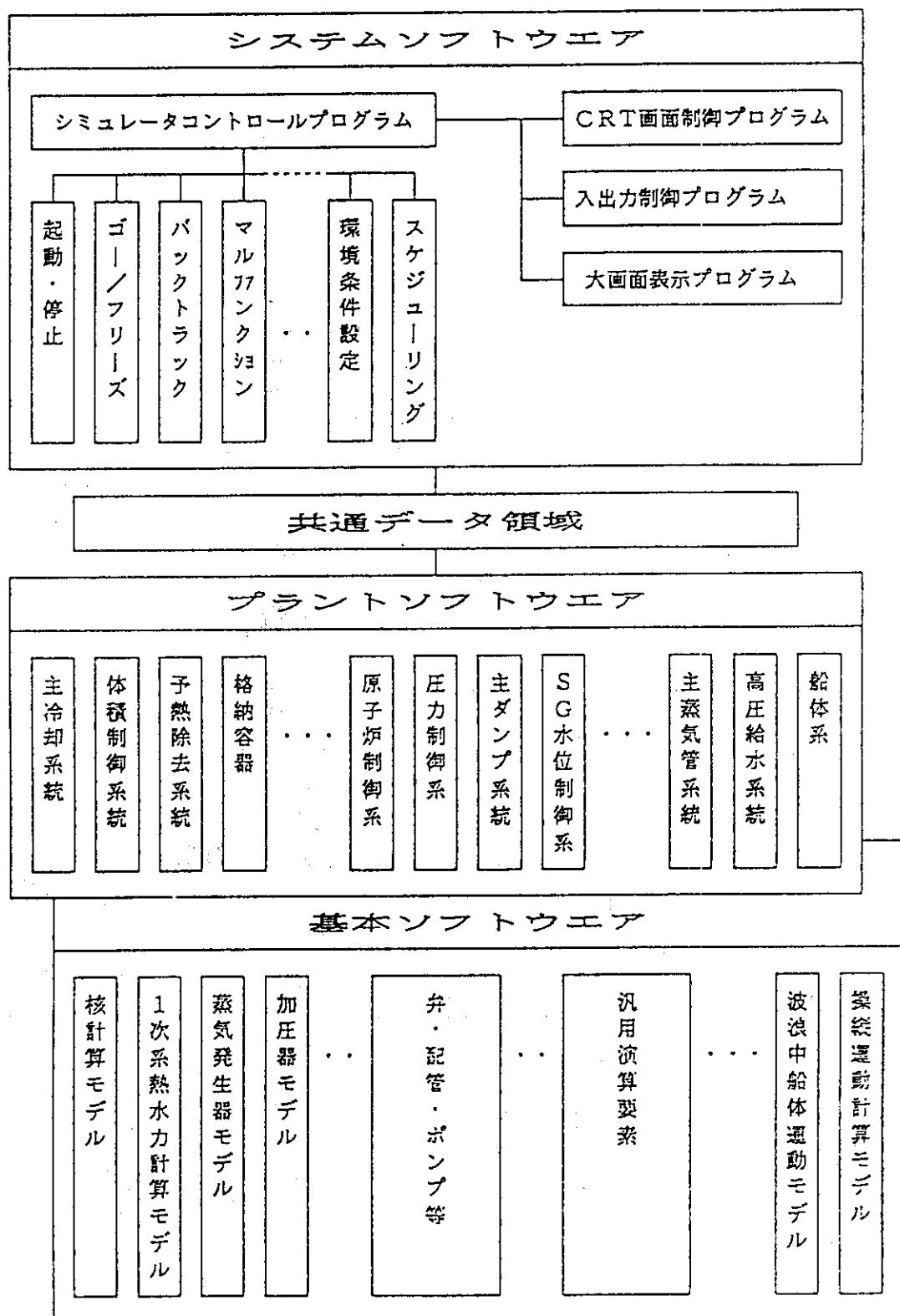


図 2.2 E/S ソフトウェア構成図

3. S P W R の概要

図 3.1 に S P W R の炉本体の概念を、表 3.1 に現在設計中の主要諸元を示す。図 3.1 に示すように S P W R は制御棒を持たず、炉停止系として、ボロン水を充填したポイズンタンクを炉容器に内蔵した一体型加圧水型軽水炉である。この炉の概念設計はすでに広範に検討され、文献 [1] にまとめられている。この文献の公表後も本炉の最適化が進められており、ここで示した図及び表は本報作成時点で最新の設計諸元である。

S P W R の運転の基本概念を図 3.2 を用いて説明する。ここに示すように、本炉は蒸気発生器、加圧器、主循環ポンプを原子炉容器内に内蔵した構造になっており、いわゆる一体型炉の構成を採用している。一次冷却材は炉心通過後、炉心上部に配置された主循環ポンプにより強制循環されて蒸気発生器へ送られ、ここで熱交換した後にダウンカマ及び下部プレナムを通過して炉心へ戻る。蒸気発生器は貫流式ヘリカルコイル型を採用し、一次系との熱交換により過熱蒸気を発生する。炉心には制御棒が無く、運転時の炉出力の制御は一次冷却水中のボロン濃度の調節とともに、炉の自己制御性（燃料と冷却材の負の温度係数、及び密度係数）により行なう。原子炉の停止については、通常の計画停止に対しては、原子炉容器外に設けられたポイズンタンクからボロン水を注入することにより行なう。緊急に停止する場合には、緊急開放弁を開くことにより、原子炉容器内に内蔵されたポイズンタンクからボロン水を注入する事により行なう。主循環ポンプの停止するような異常な過渡変化時には、このポンプの吐き出し圧力の低下により自動的に作動する水圧作動弁の開放により、原子炉容器に内蔵されたボロン水を自然循環によって一次冷却水中に注入することにより炉を停止する受動停止系を備える。この受動停止系は本炉に高い受動的安全性を与える系統であり、一体型炉であることと共に、本炉を特徴付ける重要な概念である。

表 3.1 S P W R プラント主要諸元

| プラント(ツインリアクター方式) | 燃料集合体 | 1 2 1 体 |
|------------------------|--------------------|-----------------|
| 電気出力(正味) 700 MWe | 形状／ピッチ | 6 角／258.6 mm |
| 原子炉基数 2 基 | 燃料本数／集合体 | 3 2 5 本 |
| 原子炉熱出力 1, 100 MWt | 棒外径／ピッチ | 9.5 / 14.0 mm |
| 一次冷却水定格流量 23, 000 t/h | 棒平均線出力 | 11.7 kW/m |
| 運転圧力 130 at a | 蒸気発生器(質流式ヘリカルコイル型) | |
| 炉心入口／出口温度 290 / 320 °C | 系統数 | 4 系統 |
| 一次系全圧損 1.4 at | 蒸気温度／圧力 | 285 °C / 53 atm |
| 炉心等価直徑／高さ 2.99 / 2.4 m | 給水温度／圧力 | 210 °C / 59 atm |
| U235濃縮度 4.5 % | 伝熱管外径／ピッチ | 19 / 25 mm |
| 平均出力密度 65.4 kW/t | 伝熱管総数 | 3,300 本 |
| 平均燃焼度 45 Gwd/t | 伝熱面積(内) | 8840 m² |

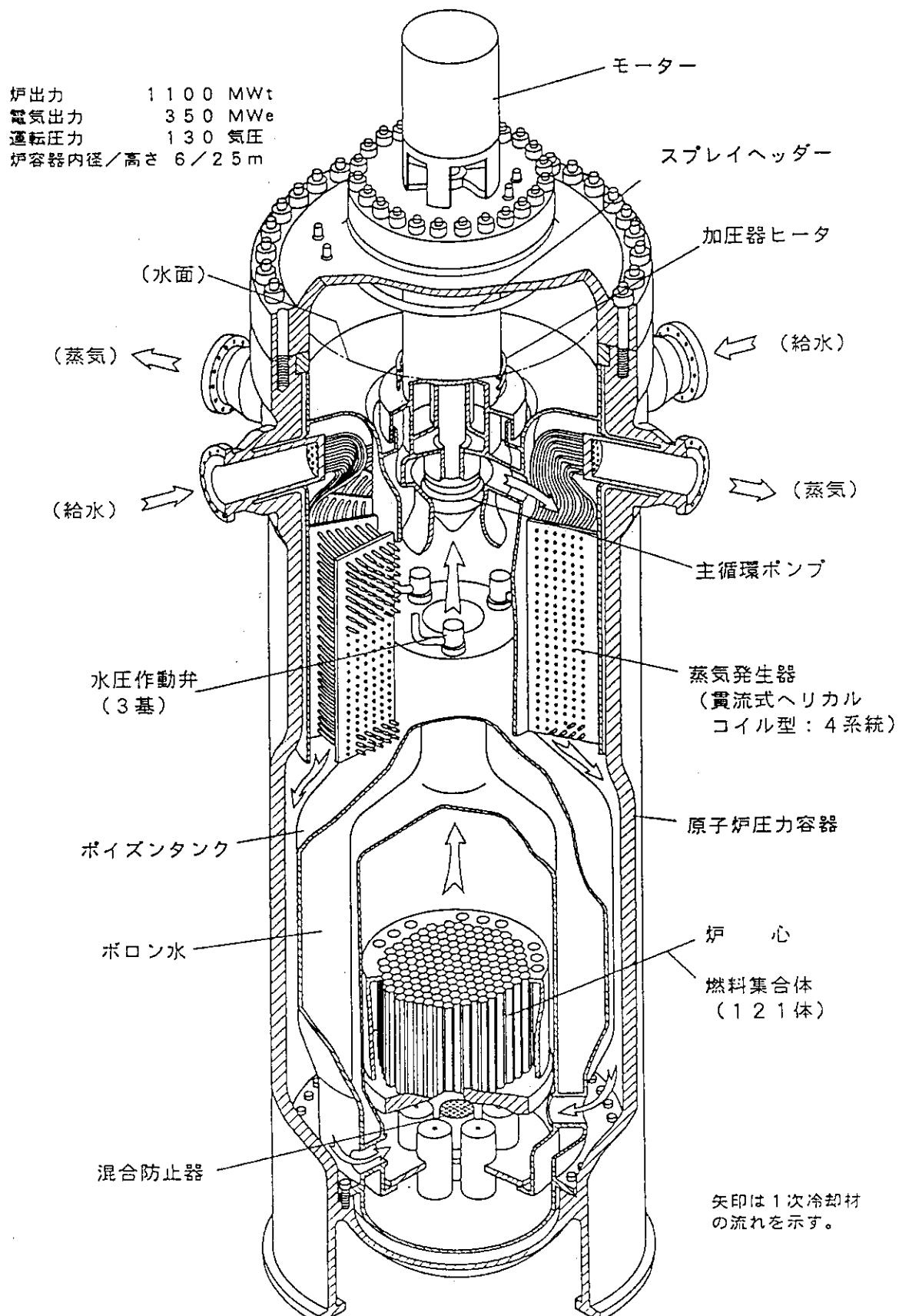
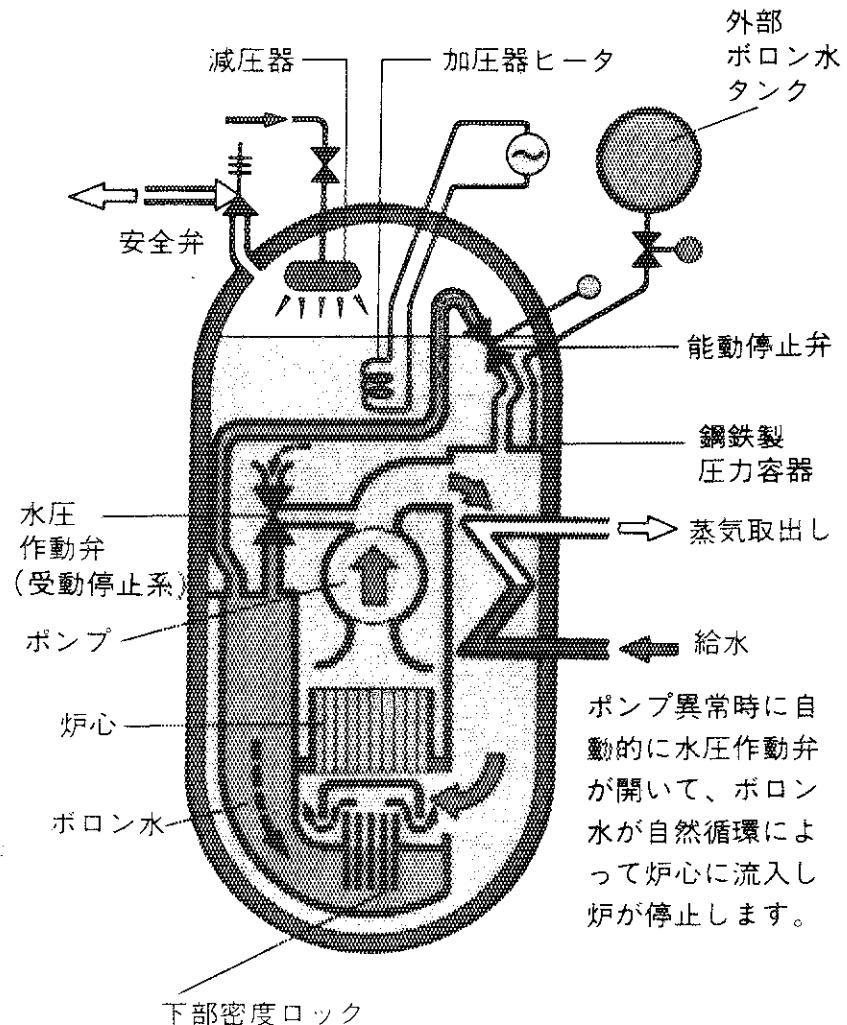


図 3.1 S P W R 炉本体概念図

図 3.2 S P W R 炉本体の系統構成^[4]

4. 日負荷追従特性解析

4.1 解析条件の設定

E/S で SPWR の動特性を解析する際に考慮すべき点を、炉心核特性以外のプラント設定条件と E/S の制御及び、炉心核特性、の 2 点に分類して検討し、出来る限り SPWR の解析として適切な条件を設定した。以下にその内容について記す。

(1) プラント設定条件と E/S の制御

E/S は「むつ」を模擬しているため、流動特性、プラント各部寸法、機器の配置及び特性、プラント制御等のプラント条件が大きく異なっている。このため、これらの条件を SPWR に合わせてから計算を実行するべきであるが、今回の解析では、これらに関しては全く変更を加えずに実行した。このため、E/S による解析の過渡変化の速度は SPWR のものとは異なる。しかし、日負荷調節は比較的長時間に亘り緩やかに行なわれることから、本報の目的とする Xe 効果を考慮したプラント特性の概略の把握には、炉出力変化幅に対する冷却材温度変化幅及び Xe 効果の大きさが重要であり、過渡の速度は重要でないと考えられる。これらの物理量の変化幅については次の項目(2)核特性のところで述べるように、解析に先立って SPWR そのものを模擬した RETRAN-02 による解析結果に出来る限り近い挙動になるように条件設定し、しかもその差を確認してあるので問題ないと考えられる。

E/S の制御について以下に記す。

E/S では、主機回転数を変更するデマンドを与えると、主機タービンへの蒸気流量を制御するガバナ弁が自動的に開閉して、要求した回転数に設定される。この操作により負荷の変更が可能である。本解析においてはこの機能を用いて、主機の回転数に対するデマンドを手動で与える事により負荷の変更を行なった。主機回転数は炉出力と比例関係に無いため、希望とする炉出力の変化を与えるために、解析に先立って主機回転数と炉出力の関係を予め求めてから解析に移った。

通常 E/S においては、炉出力は制御棒を動かすことにより制御される。しかし、制御棒が無いと言う SPWR の条件を解析に取り込むために、制御棒を手動運転モードとし、しかも過渡計算中手動操作を行わず固定することにより制御棒無しを模擬した計算を行なった。

E/S は「むつ」を模擬しているため通常ボロンを含まない純水での運転を模擬することになるが、核特性を合わせるために体積制御タンクにボロン水を貯蔵し、ここからボロン水を一次系に注入して、一次系ボロン濃度を変化させて核特性の調整を行なった。また、過渡計算中ボロン濃度が変化しないように、チャージング及びレットグウン系を全て停止して、純水の注入によるボロンの希釈を回避した。

Xe のビルドアップは炉停止後、数時間から十数時間で最大に達するため、この効果を計算で確かめるためにはこれと同程度の時間の計算をしなければならず、リアルタイムでの計算が

可能な E/Sにおいてもあまりにも長時間をする。このため、実際の計算においては、E/Sに備わっている、Xe のビルドアップのみを任意の速度に加速して実行するモデルを用いて計算を実行した。

一次系主循環ポンプ及び加圧器圧力制御は自動運転状態にして実施した。また、船体運動の影響が原子炉プラントへ影響しないように波、風共に全くない状態にし、操舵も行なわないようにした。

(2) 炉心核特性

本解析の主眼点は日負荷調整運転のような Xe のビルドアップが反応度に影響を与えるような場合、原子炉が負荷変動に追随できるかどうかを検討することである。このような事象の解析に重要な点は、負荷の変動によって引き起こされた炉出力の変化に対して、一次冷却系の温度がどの程度変化するか、炉出力が急激に低下した時にどの程度 Xe がビルドアップするかである。即ち、出力係数（冷却材温度係数、ドップラー係数、ボイド係数）特に炉出力変化の冷却材温度変化への影響及び Xe のビルドアップ特性に注意した解析をする必要がある。一方、E/S は原子力船「むつ」を対象に整備されているので核的に SPWR と大きく異なる可能性がある。そこで、ここでは、出力係数と Xe のビルドアップに関して SPWR と E/S の差を検討し、炉出力変化の冷却材温度変化への影響が出来る限り SPWR の条件に近い設定と共に、Xe ビルドアップの差を明らかにした。

出力係数

日負荷調整運転で一旦負荷を低下させた後、負荷を再び上昇させる時、Xe のビルドアップによる負の反応度が炉心に既に添加されることになる。このため、負荷の上昇による炉心入口温度の低下がもたらす正の反応度添加でも炉出力が上昇できない可能性がある。従って、反応度係数の内、本解析で最も重要なものは冷却材温度係数である。ここでは冷却材温度係数についてのみ検討することにした。

核特性の検討は昨年実施した RETRAN コードによる SPWR の 50% 負荷遮断の解析結果^[3]を用いて行なった。用いた検討方法は、RETRAN の解析と同等の解析を実施する事により、解析結果同志を比較して、出来る限りその差を小さくするよう E/S のパラメータを調整すると言う手順を用いた。具体的な手順は次のとおりである。

- ・全出力状態（100%）を維持できる範囲内で、出来る限り一次系ボロン濃度を高くした定常状態を作った。これは、次の事による。即ち、E/S は「むつ」を模擬しており冷却材はボロンを含まない純水であるため、負の温度係数が SPWR よりかなり大きい。これを SPWR の条件に出来る限り近づけるために、ボロン濃度が高い程負の温度係数が小さくなると言う特性を用いてボロン濃度を高めたものである。最終的に、制御棒が全引き抜き状態にある 100% 炉出力状態に対して、ボロン濃度を 280 ppm に設定した。
- ・SPWR に制御棒が無い事を考慮して、E/S では制御棒を手動操作にして、動かないよう固定した。つまり、手動操作をしなかった。
- ・ボロン濃度が変化しないように、レットダウン、及びチャージングをすべて停止した。「むつ」では、冷却材にボロンが含まれていないため、これらの系統から純水が注入され

て、一次系内のボロン濃度が変化しないようにするためである。

- ・加圧器のスプレーとヒーターによる圧力制御系は自動で作動できる状態に設定した。これは、S P W R で圧力制御をしていること、及びレットダウン及びチャージングを停止したために圧力の異常が発生しないようにするためである。
- ・以上の設定の後、手動で主機回転数を制御する事により負荷変動を与えて一次系冷却材温度変化を調べる解析を行なった。解析に先だって、あらかじめ主機回転数と負荷変動（炉出力）の関係を調べた。これから、主機回転数を定常状態の 195 rpm から 123 rpm に変更することにより炉出力はほぼ 100 % から 50 % に変化することが分かった。このことから、主機回転数を 195 から 123 rpm に手動操作で変更する解析を行なった。結果を表 4.1 及び図 4.1 に示す。

解析結果から、負荷を約 100 % (101 %) から 50 % (49 %) に変更した時の冷却材平均温度は 269.4 °C から 275.6 °C に 6.2 °C 変化する事がわかった。一方、R E T R A N コードによる昨年の解析では、冷却材平均温度の変化は 7.5 °C であった。これらから、E / S の冷却材温度に対する炉出力変化の影響は S P W R よりも 20 % 程度小さい、即ち、E / S の出力係数は冷却材温度に関して 20 % 程度大きい設定になっている事がわかる。従って、以下に示す解析結果は冷却材温度変化に関して 20 % 程度小さく評価する可能性を示している。

Xe のビルドアップ

本解析では Xe のビルドアップが重要なパラメータのひとつであるので、炉出力変化後の Xe の時間変化を E / S で求め、これを Xe の壊変式から計算した値と比較して両者の差を検討した。具体的には以下のとおりである。

- ・E / S を用いて、炉出力を 100 % から 50 % 及び 30 % に変化させた場合の解析を実施して Xe のビルドアップを求めた。ただし、ビルドアップが最大になるまでの時間は出力低下後数時間から十数時間をするため、実際の解析においては、炉出力が整定する頃から Xe の壊変のみを実際の速度の 120 倍に加速して実施した。即ち、流動側の計算の 1 分間は Xe に関しては 2 時間に相当することになる。このため、この時間帯では熱水力挙動と Xe の挙動にずれが生じるが、Xe のビルドアップの程度を検討するには十分であり問題ない。
- ・Xe のビルドアップを Xe の壊変式を用いて、S P W R 条件で計算した。Xe の反応度は Xe の個数密度にはほぼ比例するので、ここでは個数密度の変化を比較することにした。ここで、全出力時の中性子束は $\phi_0 = 2.8898 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{s}$ 、よう素 I 及び Xe の壊変定数をそれぞれ $\lambda_i = 2.940 \times 10^{-5}$ 及び $\lambda_{xe} = 2.121 \times 10^{-5} \text{ s}^{-1}$ 、生成率を $\gamma_i = 0.0629$ 、及び $\gamma_{xe} = 0.00242$ 、更に核分裂断面積を $\Sigma_f = 0.07282 \text{ cm}^{-1}$ 、Xe の吸収断面積を $\sigma_{xe} = 9.2675 \times 10^5 \text{ barn}$ とし、中性子束が瞬時に ϕ_0 から ϕ に変化した場合に対する次式で求めた。

$$\begin{aligned} X(t) = & \exp(-(\lambda_{xe} + \sigma_{xe}\phi)t) [\gamma_i \Sigma_f \phi_0 \{\phi/\phi_0 \{(\exp(At)-1)/A - (\exp(A-\lambda_i)t)/(A-\lambda_i)\} \\ & + (\exp(A-\lambda_{xe})t-1)/(A-\lambda_i)\} + \sigma_{xe} \Sigma_f \phi \{(\exp(\lambda_i + \sigma_{xe}\phi)t-1)/(\lambda_i + \sigma_{xe}\phi)\}] \\ & + x(0) \end{aligned}$$

$$\text{ここに, } X(0) = (r_i + r_{xe}) \sum_i \phi_0 / (\lambda_i + \sigma_{xe} \phi_0),$$

$$A = \lambda_{xe} + \sigma_{xe} \phi_0.$$

中性子束を100%から50%に低下させた場合の結果を図4.2に示す。この図には、上の式で得られた結果と、E/Sで得られた結果の両者の比較を示してある。この図から、個数密度の初期値に対する比の最大値はE/Sの方が約25%過大評価していることがわかる。初期値に関しては、SPWRのXe濃度のサイクル初期での設計値は反応度で $-2148 \text{pcm} (10^{-5} \Delta k/k)$ であるのに対して、E/Sでは -2759pcm であり約28%大きい。従って、この初期値の差と初期値に対する比の差から、E/SはXeのビルドアップによる反応度の最大値をSPWRよりも約60%過大評価することがわかる。

4.2 解析ケース及び解析結果

(1) 解析ケース

次の二種類の解析を行なった。第一は、Xe効果の無い短時間の過渡変化の場合で、負荷遮断後にすぐに再起動するものであり、Xe効果が問題にならない場合である。この種の解析はすでにRETRAN-02コードにより行われており、この結果との定性的な比較を行なうためのものである。第二は、本報の主たる目的のための解析で、Xe効果を検討するためのものである。ここでは、全出力から70%あるいは50%に低下させ数時間経過後に全出力状態まで再起動させた。それぞれの詳細を以下に記す。

Xe効果の無い短時間の負荷変動

ここでは図4.3に示すような主機に対する負荷変動のデマンドを課した解析を1ケースのみ実施した。このケースでは、まず炉出力を主機トリップにより、急激に低下させた。次に、炉出力がほぼ最低値に低下した時点で（主機トリップ後4分）、主機回転数を手動で増加させ、再び全出力状態に復帰させた。主機回転数のデマンドをトリップ状態から全出力状態まで増加させるのに要した時間は1分53秒であった。尚、Xeのビルドアップの物理時間は流動計算のそれと同じにして、この影響が無視できるようにして計算を実施した。

Xeのビルドアップ効果を検討するための長時間の負荷変動

ここでは、図4.4に示すように、負荷を全出力状態から70%と50%のふたつの出力レベルまで低下させるふたつの流れの解析を実施した。日負荷調整運転を念頭においていた解析をする観点から、最大50%程度の負荷変動を見込んでおけば十分であろうとの考え方から、これらの出力レベルを設定した。解析では、それぞれの出力レベルにおいて、Xeのビルドアップの効果を見るために、炉出力低下後、4, 8, 12, 16分間経過した後、再び全出力状態に復帰させる4ケースづつの計算を実施した。これらの全てのケースにおいて、Xeのビルドアップは30倍に加速して行なったため、Xeに関しては、経過時間はそれぞれ、2, 4, 6, 8時間が経過した状態と等価な計算をしたことになる。尚、各計算のケース番号は図4.4に示した通りである。

(2) 解析結果

Xe 効果の無い短時間の負荷変動

解析結果を図4.5及び図4.6に示す。

図4.5に蒸気発生器二次側の物理量を示す。主機トリップのために主機回転数が急激に低下すると同時に主蒸気圧力は主蒸気ガバナ弁の閉止のために急激に上昇する。このため、ここでの除熱効果が減少するため、図4.6に示すように一次冷却材温度が上昇し、負の反応度効果のために出力が減少し定格値の約25%まで到達する。出力が減少し終わった頃、主機の回転数を増加させる操作をしたため、主機トリップ後4分からガバナ弁が開き主蒸気圧力は低下を始める。これにより、一次系温度が低下するため炉心に正の反応度が投入され、炉出力は再び定格値に復帰する。この事象中、冷却材平均温度の定常状態からの上昇は約11°Cであった。この時の、ホットレグとコールドレグの温度変化はそれぞれ7°C及び15°Cであった。以上のように解析結果は、負荷変動に対して原子炉は問題なく追従していることを示している。

Xe のビルトアップ効果を検討するための長時間の負荷変動

全出力と50%出力の間の負荷変動の解析結果を図4.7から図4.14に、また、70%出力との間の負荷変動の解析結果を図4.15から図4.22に示す。

原子炉の負荷追従に関して、Xeのビルトアップの点から最も厳しかったのは50%出力への低下後8分(Xeについて4時間)経過した時点で再び全出力状態に復帰させるケースA2である。事象の推移はどのケースも同じなので、ケースA2についてのみ以下に記す。

図4.7に蒸気発生器二次側の物理量を示した。ここに示すように、主機回転数を低下させるためにガバナ弁が閉まるため、蒸気流量が低下すると共に二次側圧力が急激に上昇する。このため、二次側温度も上昇し、ここでの除熱量も減少する。この影響で、図4.8に示すように一次系の温度が上昇するため、負の反応度が炉心に投入され炉出力は低下する。炉出力はほぼ45%まで低下した後、5%程度回復するが、これは主に二次側の圧力がオーバーシュートから回復して低下した影響である。この時の冷却材平均温度の上昇はほぼ6.5°Cであった。ただし、ホットレグの冷却材温度上昇はこれより更に小さく3.5°Cであった。その後、炉出力はほぼ50%程度に保持されるが、一次系冷却材平均温度はやや下降している。この温度下降は、図4.8に示すXeのビルトアップによる負の反応度投入を補償するように働くためである。出力低下開始後、8分12秒から負荷を再び増加させるとガバナ弁が開放するため、二次系圧力が急激に減少し初期値より1気圧程度更に低い圧力まで低下する。これにつれて一次系平均温度も低下し、初期温度より更に3.5°C低下する。その後、二次系の圧力挙動及び炉出力の増加によるXeの減少のために一次系冷却材平均温度は上昇に転じる。計算終了頃には冷却材平均温度はほぼ整定しており、これは初期値より約3°C高いものであった。これは、Xeの消滅によりXe反応度が初期値より正方向に移行したためである。このあと、解析を続行するとXeが蓄積増加し、再び解析開始時の状態に戻ることは確認済みである。この事象中の冷却材平均温度は炉出力低下時に初期値から約6.5°C上昇し、炉出力上昇時に初期値より3.5°C低下した。つまり、合計ではほぼ10°C変化したことになる。

Xeのビルトアップは出力低下後ほぼ4~5時間に最大に達するため、他のケースに関しては、上記のケースA2よりもXeの効果は小さい。このため、Xe効果による冷却材平均温度

の低下はケース A 2 よりも小さく、原子炉の再起動はケース A 2 で最も困難で、これより他のケースでは楽であると考えられる。

4.3 考察

E/S の反応度特性は S P W R の設計値と比較して冷却材温度変化に対して約20%小さいものに設定されている。このため、50%負荷変動時の S P W R の冷却材平均温度変化幅は、前項で示した結果よりも約 2°C 大きい、即ち 12°C になると推定できる。

一方、本解析の主眼点である Xe のビルトアップによる反応度に関しては、E/S の方が S P W R よりも 60% 程度過大評価しているため、冷却材平均温度の変化幅はより小さいものになると推定できる。ここで、冷却材温度変化に占める Xe 効果分を確かめるために、Xe 効果が無視できるように Xe の計算速度を流動計算の速度と同一にし、他の条件はケース A 2 と同じにした計算を実施した。この計算結果における炉出力と一次系流動挙動を図 4.23 に示す。この図から、事象中、冷却材温度変化は初期温度より上昇するのみでケース A 2 のように初期温度より低下することはなく、平均温度の変化幅は約 7°C であることがわかる。この変化幅とケース A 2 の平均温度の変化幅 10°C との差 3°C がおおむね Xe 効果分であると考えられる。S P W R との対応では、E/S が Xe 効果を約 60% 過大評価していることから、ケース A 2 は平均温度の変化幅を 1.8°C 大きく計算していることになる。

以上の検討を基に反応度特性と Xe 効果に関する S P W R と E/S の差を併せて考慮すると、S P W R では 50% 負荷調整運転時の一次系冷却材平均温度の変化幅は 10.2°C 程度になるものと推定出来る。この程度の温度変化であるならば運転上特に問題は生じないものと考えられる。

表 4.1 出力係数検討用解析結果

| 状態 | 初期状態 | 出力低下後整定値 |
|---------------------------|-------|----------|
| 中性子束計読み N I S (%) | 101.1 | 49.2 |
| 主機回転数 (r p m) | 195 | 123 |
| 冷却材平均温度 T_{ave} (°C) | 269.4 | 275.6 |
| 高温側温度 T_{hot} (°C) | 275.6 | 278.6 |
| 低温側温度 T_{cold} (°C) | 263.2 | 272.5 |

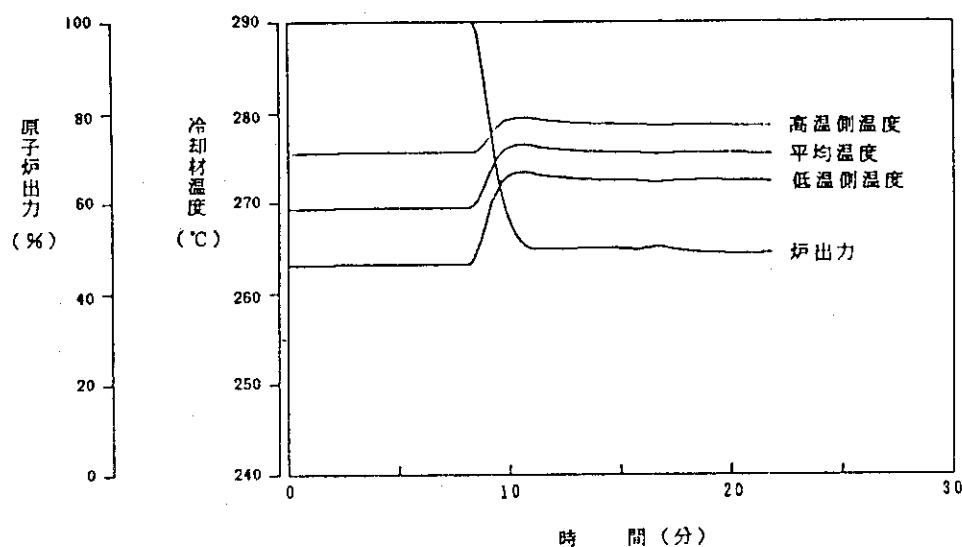


図 4.1 出力係数検討用解析結果（炉出力，冷却材温度）

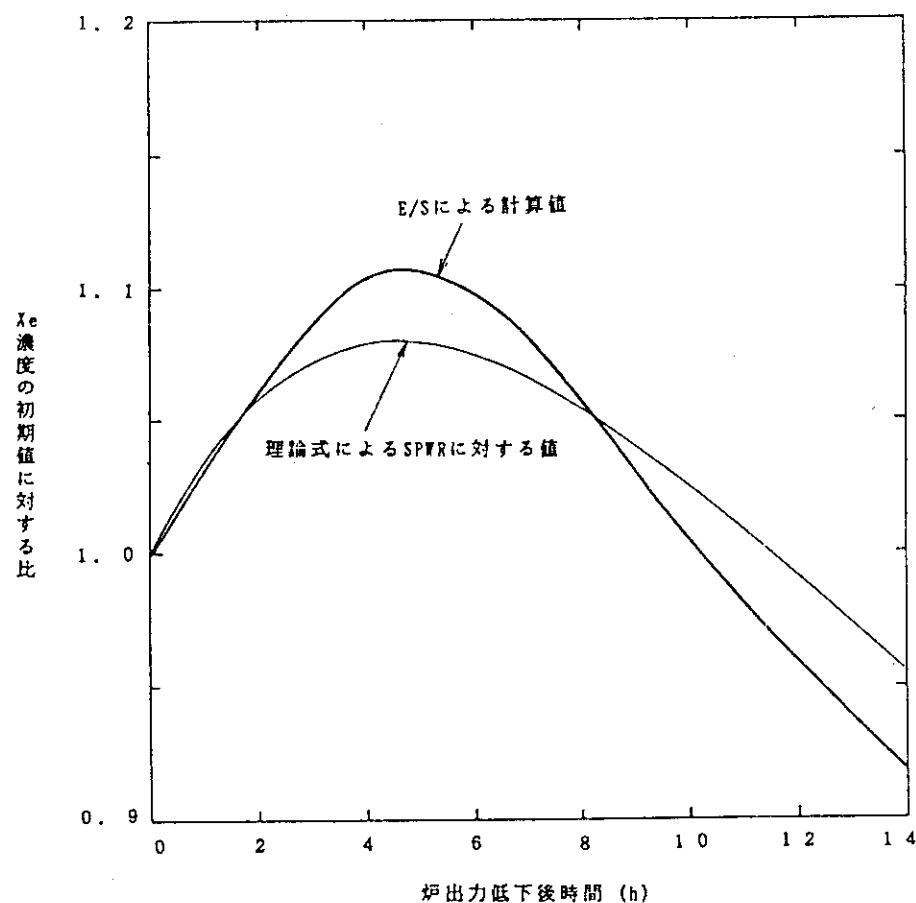


図 4.2 Xe ビルドアップの E / S と S P W R 条件との比較

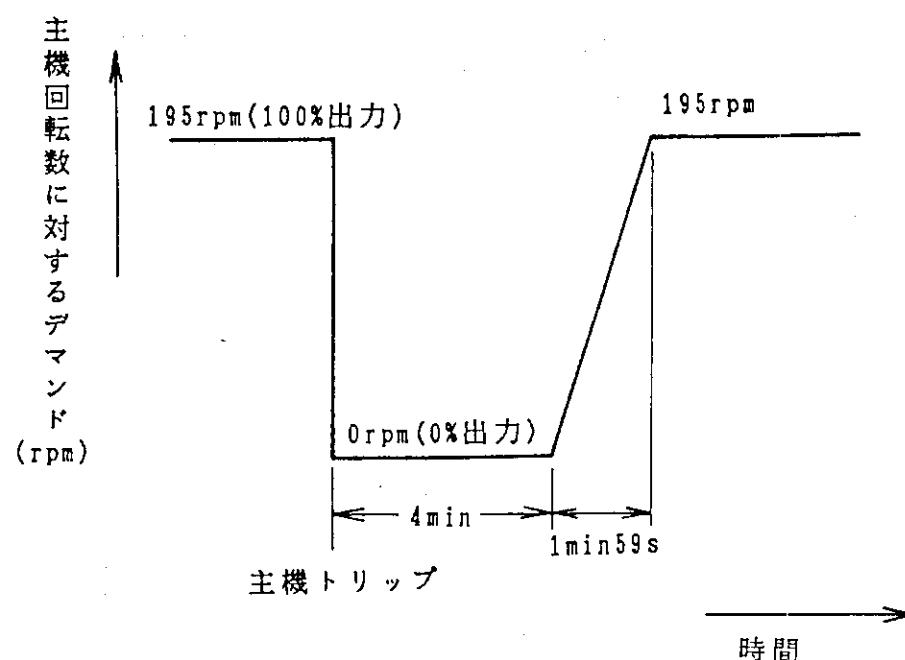


図 4.3 短時間の負荷追従解析での主機回転数に対するデマンド

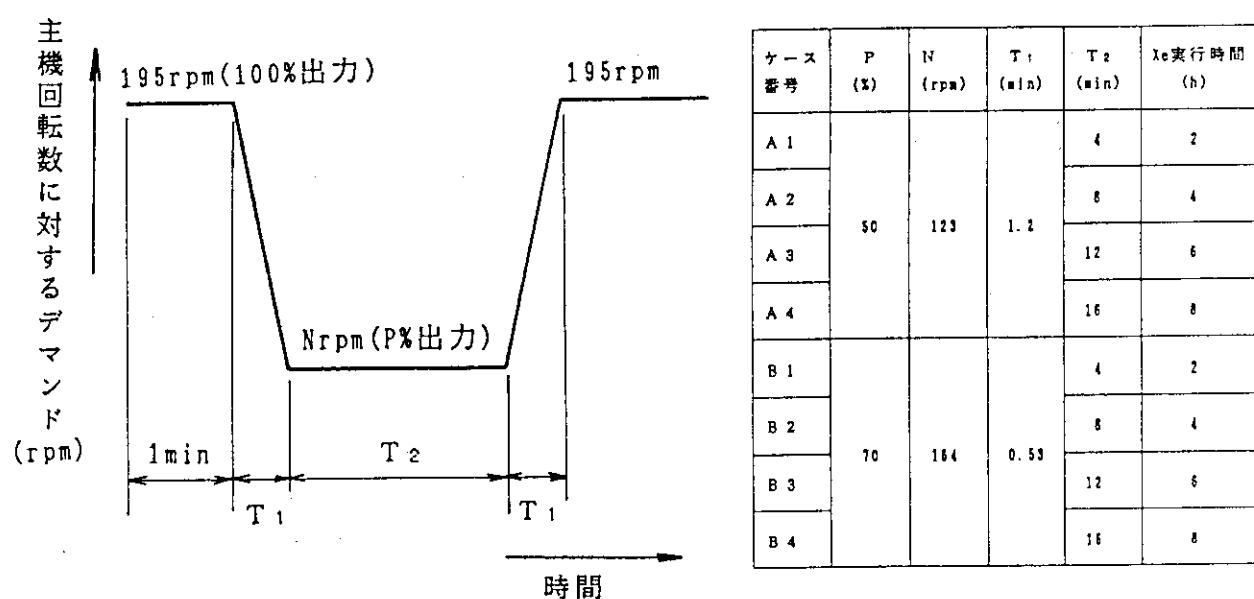


図 4.4 長時間の負荷追従解析での主機回転数に対するデマンド

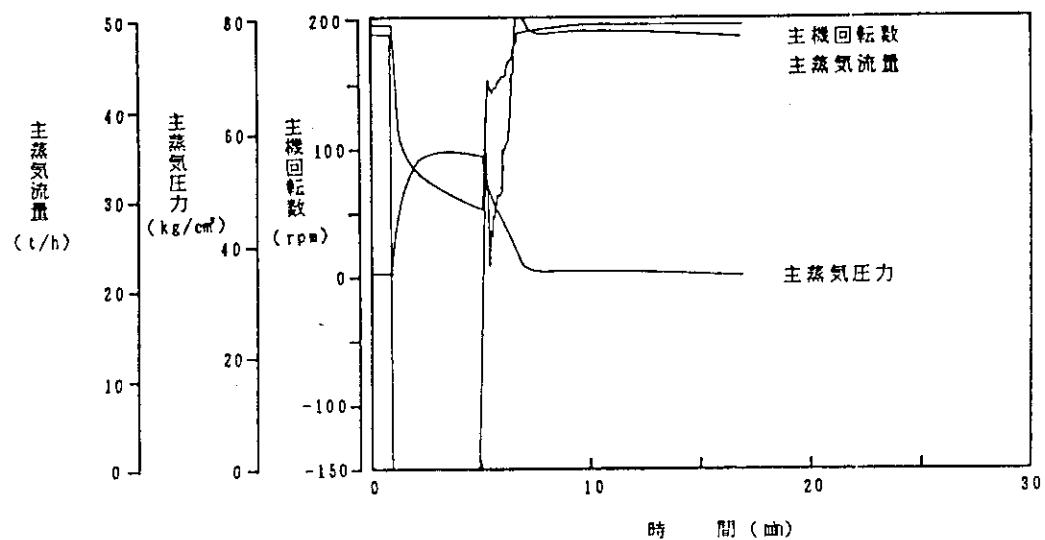


図 4.5 短時間の負荷追従解析での二次系の挙動

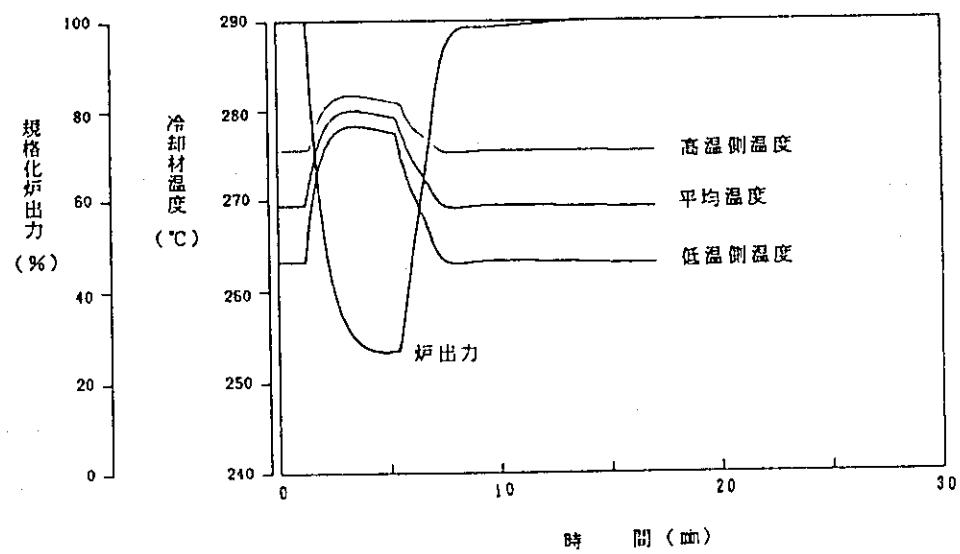


図 4.6 短時間の負荷追従解析での炉出力及び冷却材温度

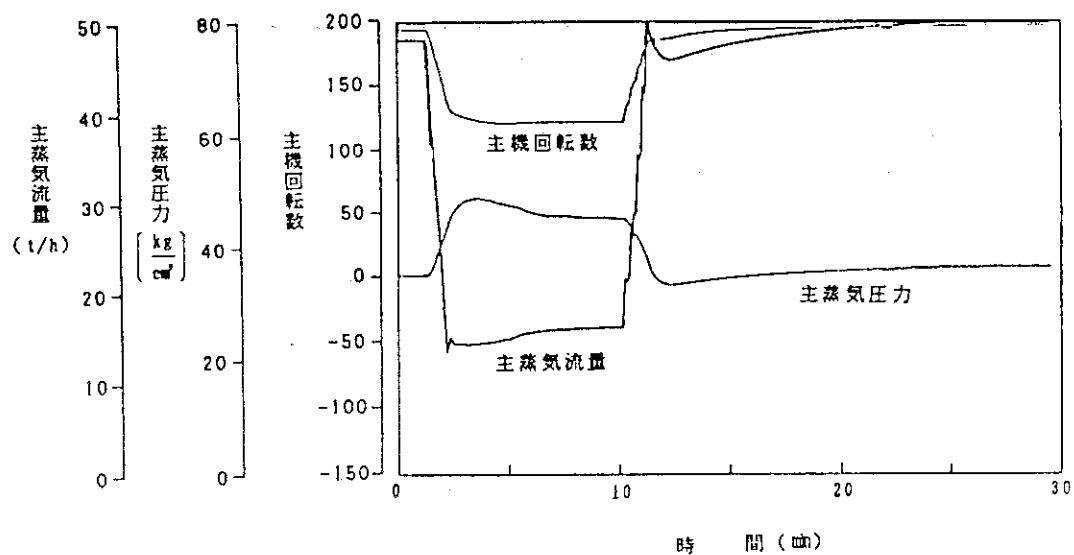


図 4.7 長時間の負荷追従解析での二次系の挙動（ケース A 2）

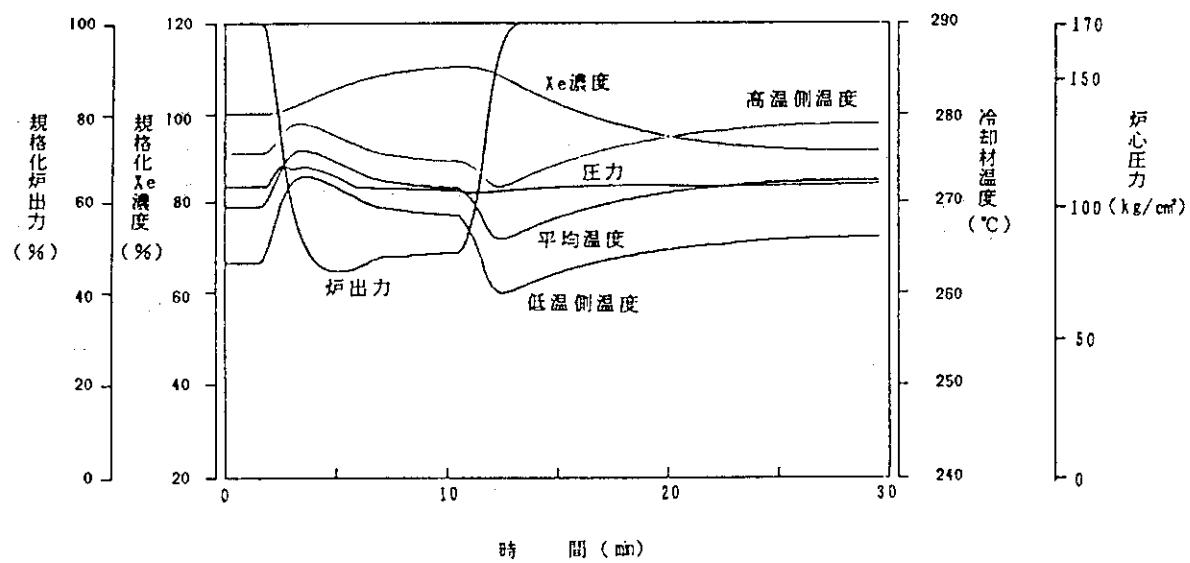


図 4.8 長時間の負荷追従解析での炉心及び一次系流動挙動（ケース A 2）

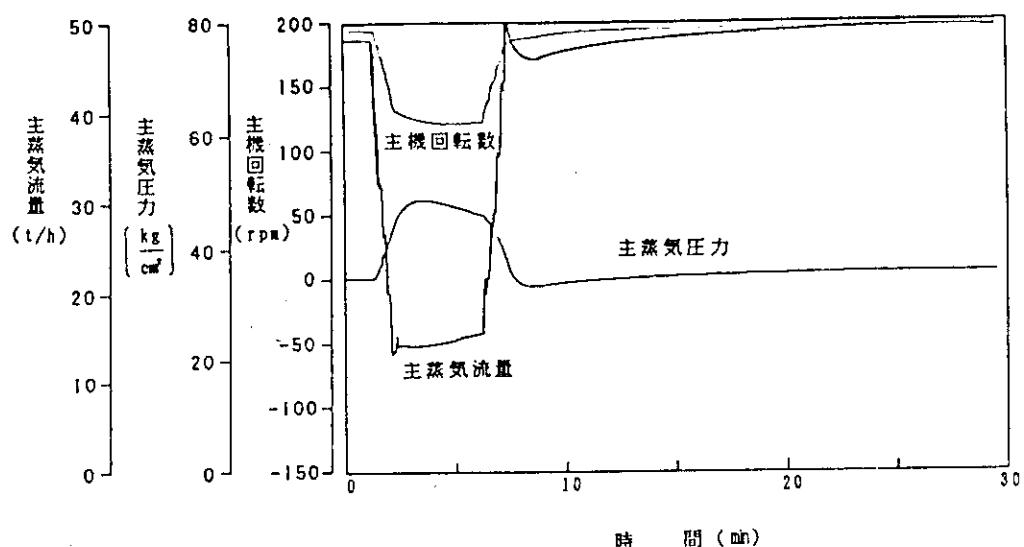


図 4.9 長時間の負荷追従解析での二次系の挙動（ケース A 1）

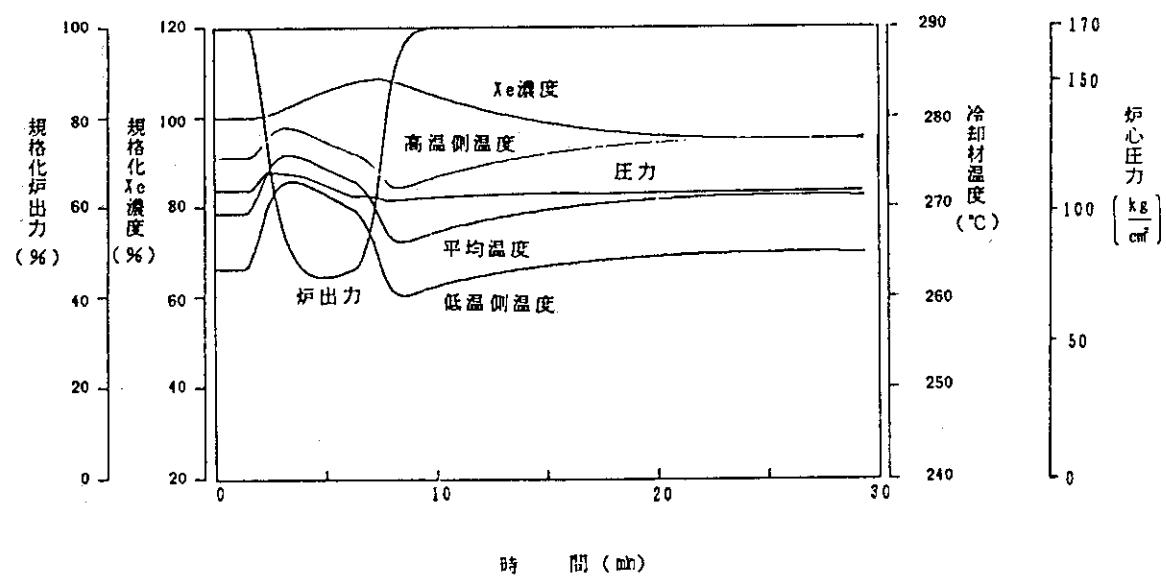


図 4.10 長時間の負荷追従解析での炉心及び一次系流動挙動（ケース A 1）

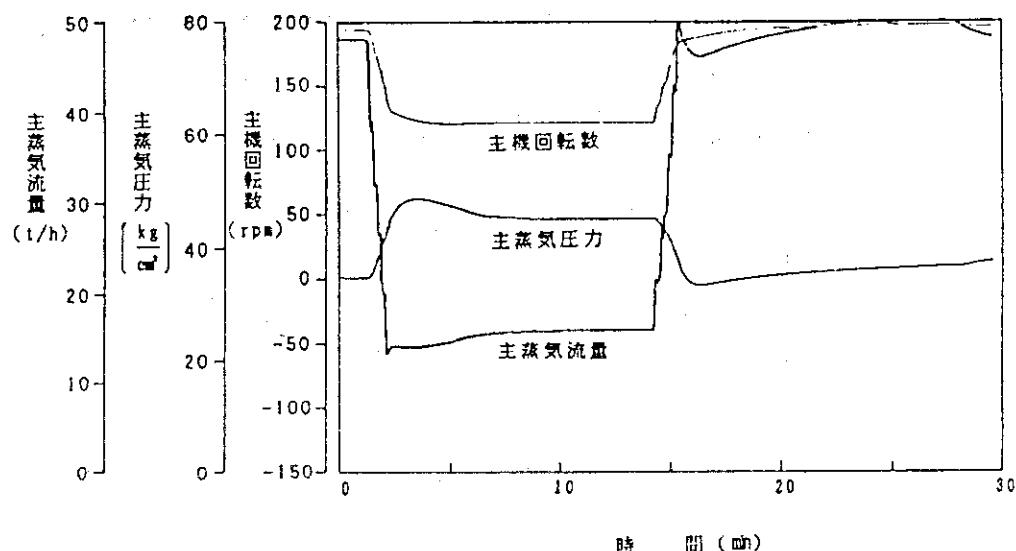


図 4.11 長時間の負荷追従解析での二次系の挙動（ケース A 3）

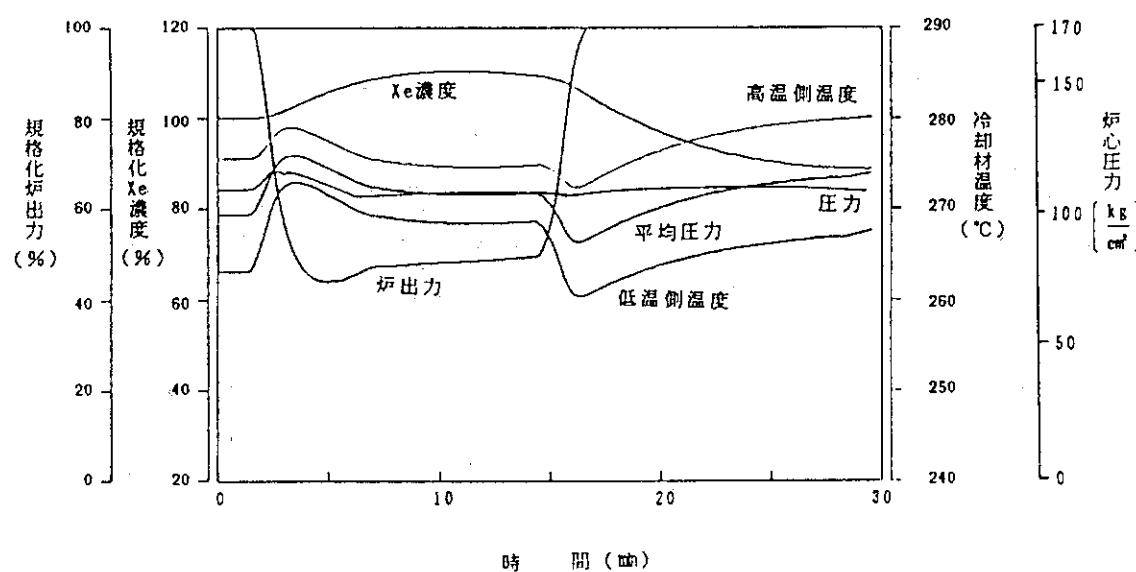


図 4.12 長時間の負荷追従解析での炉心及び一次系流動挙動（ケース A 3）

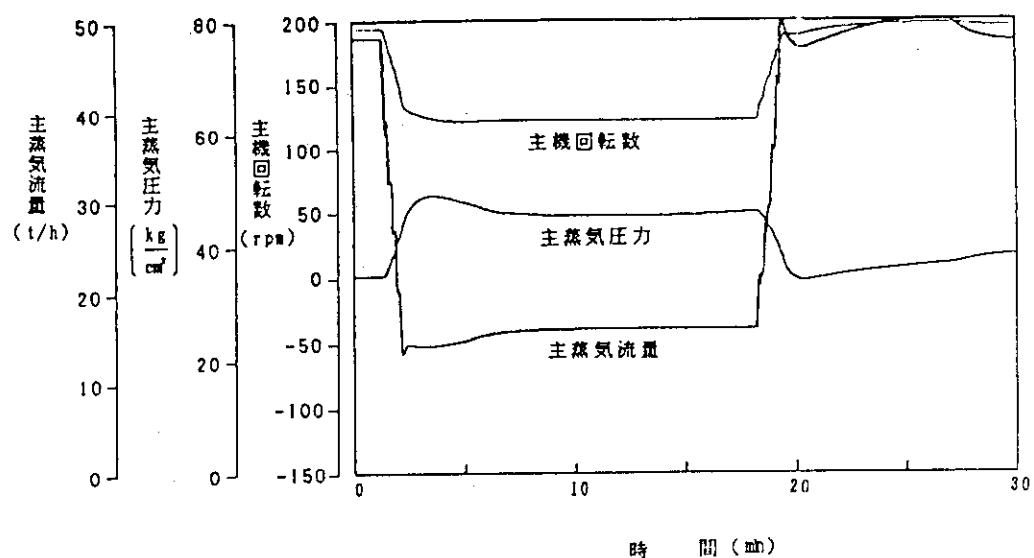


図 4.13 長時間の負荷追従解析での二次系の挙動（ケース A 4）

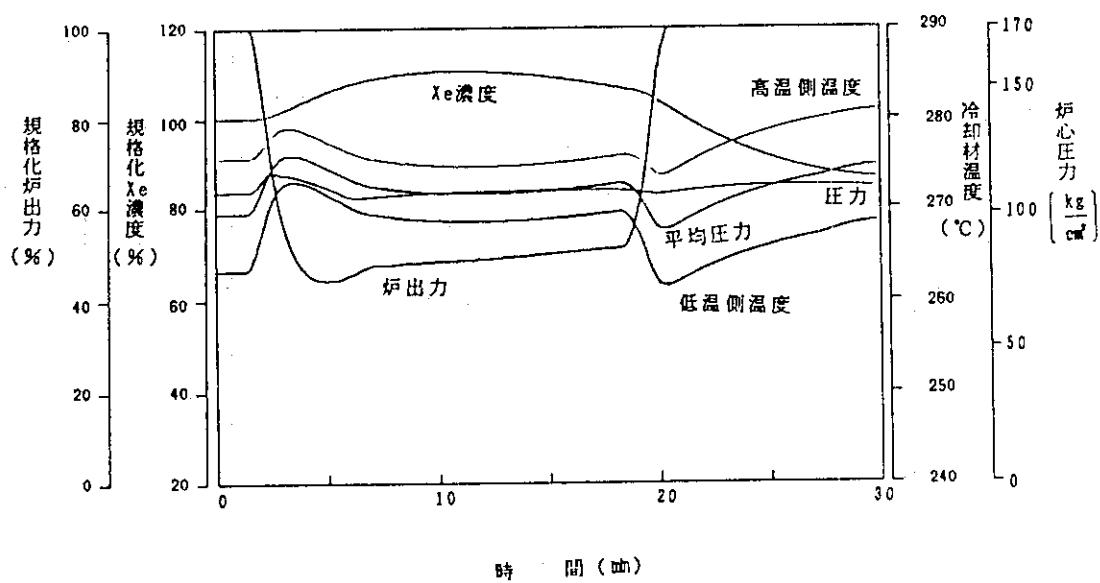


図 4.14 長時間の負荷追従解析での炉心及び一次系流動挙動（ケース A 4）

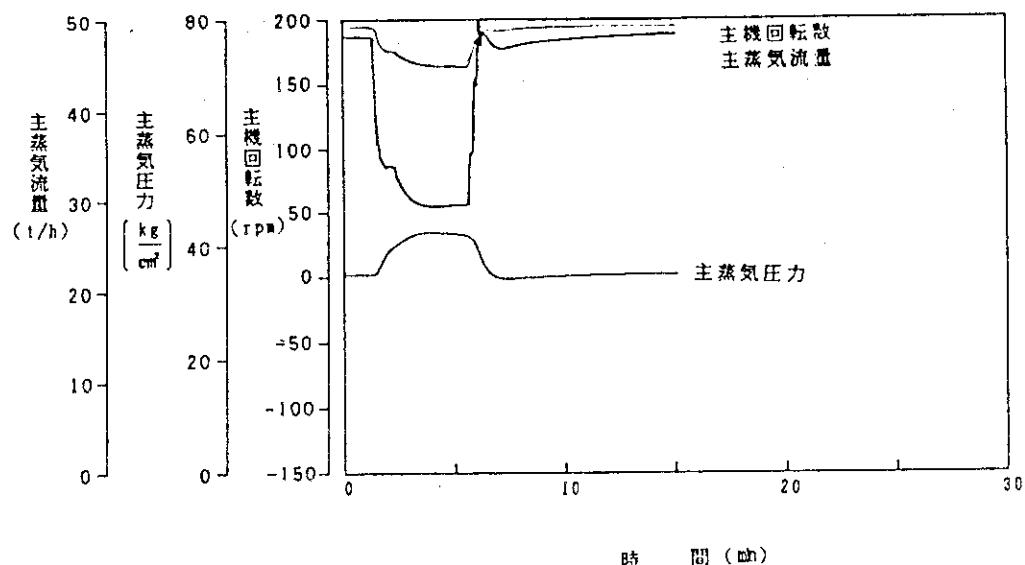


図 4.15 長時間の負荷追従解析での二次系の挙動（ケース B 1）

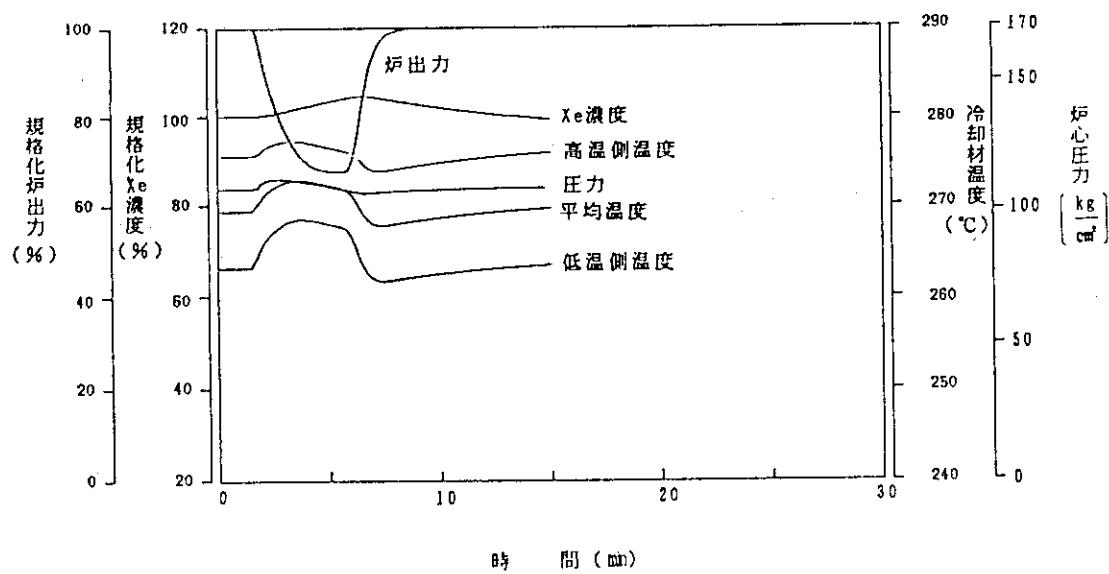


図 4.16 長時間の負荷追従解析での炉心及び一次系流動挙動（ケース B 1）

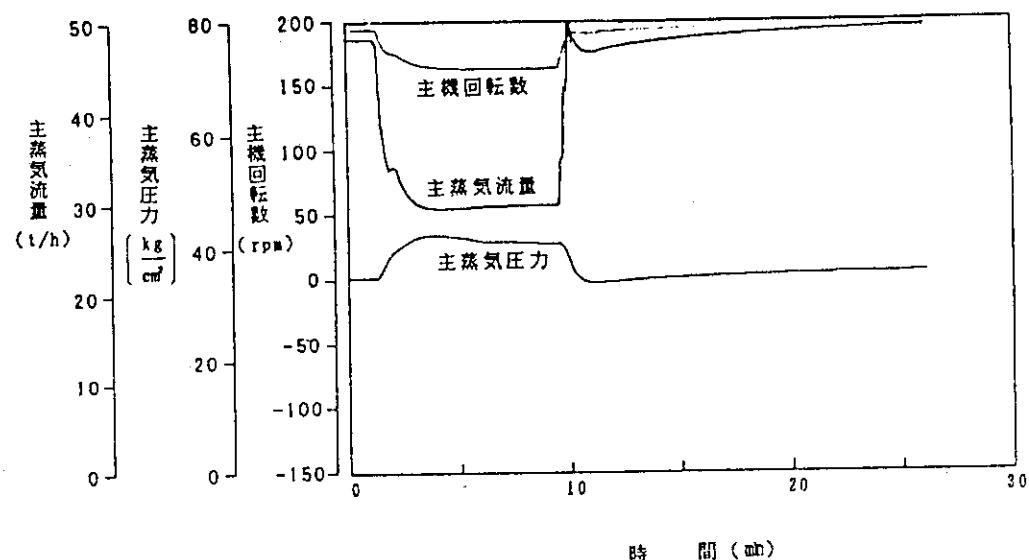


図 4.17 長時間の負荷追従解析での二次系の挙動（ケース B 2）

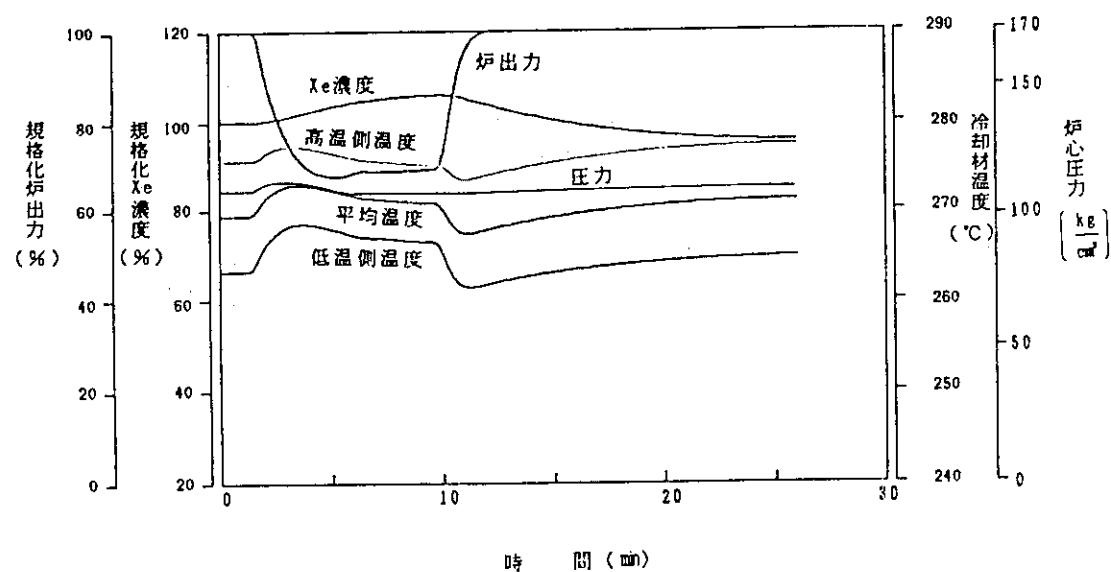


図 4.18 長時間の負荷追従解析での炉心及び一次系流動挙動（ケース B 2）

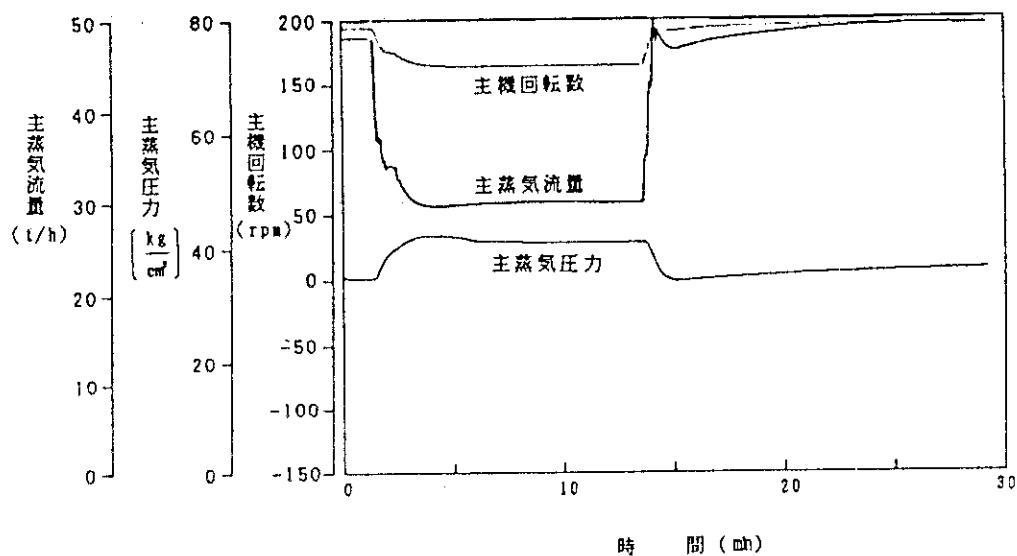


図 4.19 長時間の負荷追従解析での二次系の挙動（ケース B 3）

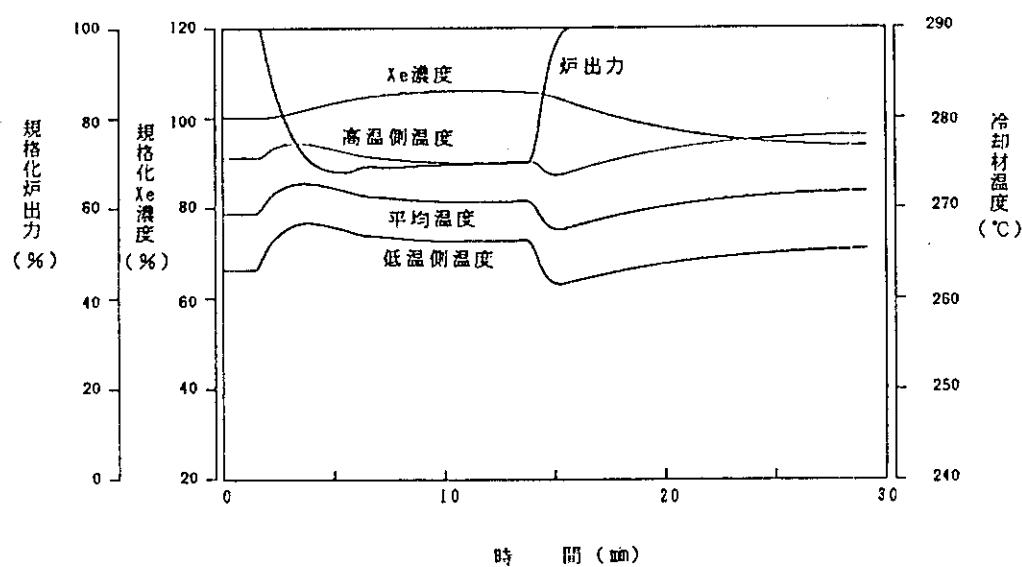


図 4.20 長時間の負荷追従解析での炉心及び一次系流動挙動（ケース B 3）

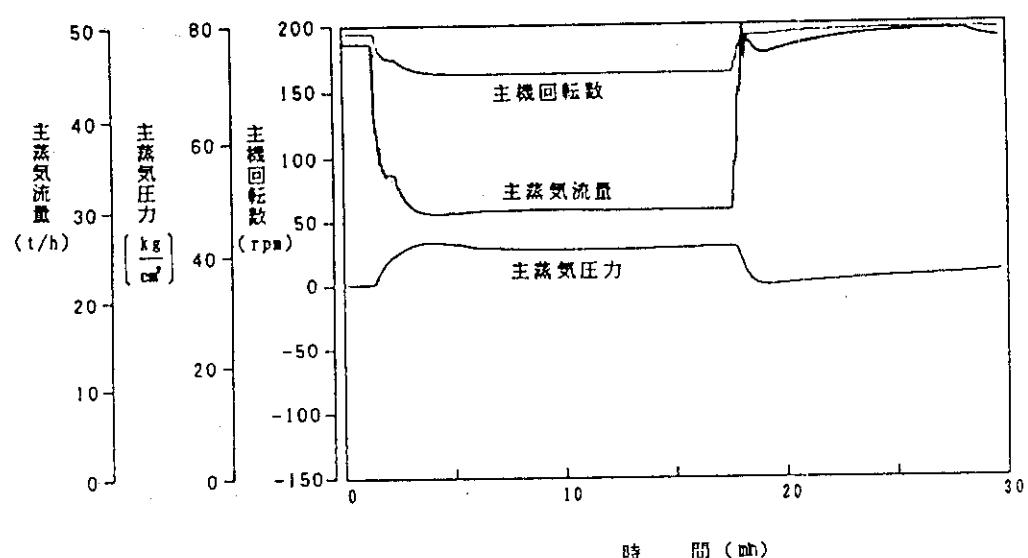


図 4.21 長時間の負荷追従解析での二次系の挙動（ケース B 4）

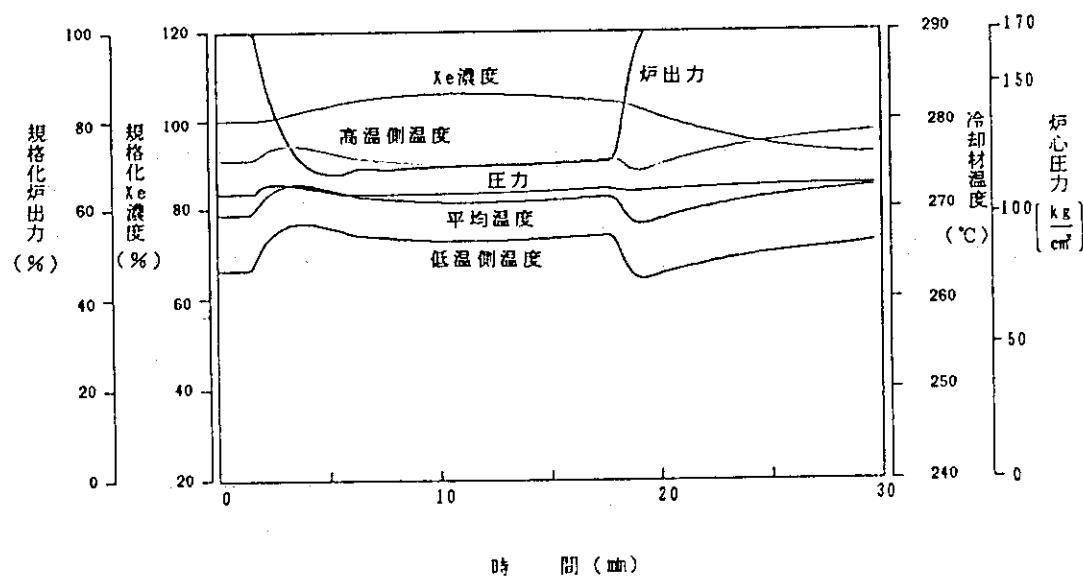


図 4.22 長時間の負荷追従解析での炉心及び一次系流動挙動（ケース B 4）

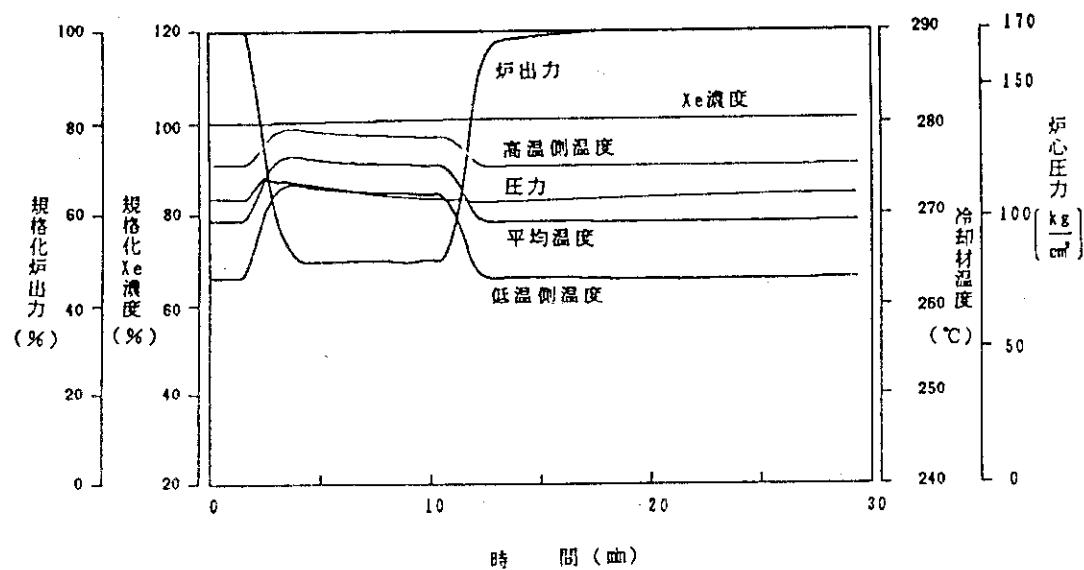


図 4.23 ケース A 2 と等価な負荷追従解析での炉心及び一次系流動挙動
(ケース A 2 で Xe 効果を無視できるようにしたケース)

5. 結 論

新型炉の設計作業を効率的、省力的に行なうための「ソフトウェア統合化技術の研究」において、原子力船エンジニアリングシミュレータ（E/S）のソフトウェアの新型炉への適用性検討の一環として、S P W R の日負荷追従特性解析を E/S により実施した。ここでは、Xe 効果が重要になる日負荷調整運転のような負荷変動に対する S P W R の負荷追従特性の概略を把握する事を目的とした。解析に当たって、E/S の機能を調査し、解析方法を検討し、次いで、解析条件のうち本解析に最も重要な核特性を出来る限り S P W R の条件に合わせた。この結果、出力変動に対する冷却材平均温度の変動が約20%小さい程度まで合わせることが出来た。また、Xe のビルドアップに関しては、約60% S P W R より過大評価することを確認した。

以上のような設定の後、全出力状態から負荷を70%及び50%に低下させ、その後 Xe のビルドアップが等価的に 2, 4, 6, 8 時間生じた後に、再び負荷を 100% 状態に復帰させる解析を実施した。この結果、最も Xe のビルドアップが大きく、冷却材温度低下が最も大きかったケースにおいても冷却材平均温度の変化幅は 10°C 程度であることがわかった。E/S と S P W R の核特性の差を考慮するとその変化幅は 10.2°C 程度になるものと推定できた。また、運転上特に問題になるような挙動は今回の解析では見られなかった。

以上のように、本解析によって、S P W R は 50% 程度の負荷変動に対して一次冷却水中のボロン濃度調節等の調整操作を何等せず放置しても問題なく追従できることがほぼ確認できた。

今後、S P W R そのものを模擬した解析を行うことにより、定量的な検討を実施する計画である。

今回の解析作業を通して、E/S のソフトウェアは新型炉のシミュレーションのためのソフトウェアに拡張可能であることがわかった。

謝 辞

本解析の実施に際して、原子力船研究開発室伊藤泰義氏に円滑な作業進行のために作業環境を整えて頂き、また三菱重工業株式会社菅沼真一郎氏にシミュレータの使用法等について助力頂いた。ここに心より感謝の意を表します。

5. 結 論

新型炉の設計作業を効率的、省力的に行なうための「ソフトウェア統合化技術の研究」において、原子力船エンジニアリングシミュレータ（E/S）のソフトウェアの新型炉への適用性検討の一環として、S P W R の日負荷追従特性解析を E/S により実施した。ここでは、Xe 効果が重要になる日負荷調整運転のような負荷変動に対する S P W R の負荷追従特性の概略を把握する事を目的とした。解析に当たって、E/S の機能を調査し、解析方法を検討し、次いで、解析条件のうち本解析に最も重要な核特性を出来る限り S P W R の条件に合わせた。この結果、出力変動に対する冷却材平均温度の変動が約20%小さい程度まで合わせることが出来た。また、Xe のビルドアップに関しては、約60% S P W R より過大評価することを確認した。

以上のような設定の後、全出力状態から負荷を70%及び50%に低下させ、その後 Xe のビルドアップが等価的に 2, 4, 6, 8 時間生じた後に、再び負荷を 100% 状態に復帰させる解析を実施した。この結果、最も Xe のビルドアップが大きく、冷却材温度低下が最も大きかったケースにおいても冷却材平均温度の変化幅は 10°C 程度であることがわかった。E/S と S P W R の核特性の差を考慮するとその変化幅は 10.2°C 程度になるものと推定できた。また、運転上特に問題になるような挙動は今回の解析では見られなかった。

以上のように、本解析によって、S P W R は 50% 程度の負荷変動に対して一次冷却水中のボロン濃度調節等の調整操作を何等せず放置しても問題なく追従できることがほぼ確認できた。

今後、S P W R そのものを模擬した解析を行うことにより、定量的な検討を実施する計画である。

今回の解析作業を通して、E/S のソフトウェアは新型炉のシミュレーションのためのソフトウェアに拡張可能であることがわかった。

謝 辞

本解析の実施に際して、原子力船研究開発室伊藤泰義氏に円滑な作業進行のために作業環境を整えて頂き、また三菱重工業株式会社菅沼真一郎氏にシミュレータの使用法等について助力頂いた。ここに心より感謝の意を表します。

参考文献

- [1] 新型炉特別チーム, 受動的安全性を高めた加圧水炉 S P W R の概念設計, JAERI-M 89-208, 1989年。
- [2] 伊藤泰義, 他, 原子力船エンジニアリングシミュレータの開発(1)~(3), 日本原子力学
会 1990秋の大会, F 26~F 28, 1990年。
- [3] 金栄燐, 他, 受動的安全性を高めた加圧水炉 S P W R の概念設計(8), 動特性解析, 日
本原子力学会 1990年会, D 20, 1990年。
- [4] 日本原子力研究所, 安全を一層高めるためにVI---将来を目指した安全研究, 1990年。