

J A E R I - M  
93-178

一体型加圧水炉SPWRの起動特性の  
原子力船エンジニアリングシミュレーション  
システム (NESSY) による予備解析

1993年9月

楠 剛・京谷 正彦・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、お申しこみください。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）で複写による実費領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, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 ニッセイエプロ株式会社

一体型加圧水炉 SPWR の起動特性の  
原子力船エンジニアリングシミュレーションシステム  
(NESSY) による予備解析

日本原子力研究所原子力船研究開発室  
楠 剛・京谷 正彦・迫 淳\*

(1993年8月25日受理)

改良船用炉の設計に活用するために開発を進めてきた原子力船エンジニアリングシミュレーションシステムを用いて、受動的安全炉 SPWR の起動シミュレーションを行った。SPWR は一体型炉で、制御棒を持たず、一次冷却水中のボロンの希釈のみで原子炉を起動する。原子力船エンジニアリングシミュレーションシステムにてこのボロン希釈による原子炉起動のシミュレーションを行い、起動時の安全性、起動率の適正範囲を評価した。

Preliminary Analysis of Start Up Characteristics on SPWR  
with NESSY (Nuclear ship Engineering Simulation SYstem)

Tsuyoshi KUSUNOKI, Masahiko KYOUYA  
and Kiyoshi SAKO\*

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

(Received August 25, 1993)

NESSY (Nuclear ship Engineering Simulation SYstem) has been developed to design advanced marine reactors. SPWR (System integrated PWR) has been designed by JAERI. It doesn't have control rod, and starts up by dilution of boron. we analyzed start up behavior of SPWR by NESSY, and evaluated the safety characteristics on start up and appropriate range of start up rate.

Keywords: Simulator, Start Up, Passive Safety, Analysis, Marine Reactor,  
Advanced Reactor

---

\* Special Researcher

## 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ションシステムの概要 .....	2
3. SPWRの概要 .....	6
4. 起動特性解析 .....	8
4.1 SPWRの起動計画 .....	8
4.2 シミュレーション条件の設定 .....	8
4.3 シミュレーション結果 .....	9
4.4 考 察 .....	10
5. 結 論 .....	16
参考文献 .....	16

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Overview of Nuclear Ship Engineering Simulation System .....	2
3. Overview of SPWR .....	6
4. Analysis of Start-up .....	8
4.1 Start-up Plan of SPWR .....	8
4.2 Simulation Condition .....	8
4.3 Result of Simulation .....	9
4.4 Discussion .....	10
5. Conclusion .....	16
References .....	16

## 1. はじめに

原研では、原子力船の実用化を目指した改良船用炉の設計に活用するために、1987年より原子力船エンジニアリングシミュレーションシステム<sup>[1]</sup>（以下、シミュレータという）の開発を進めてきた。本シミュレータは原子力船「むつ」の実験結果との比較により、原子炉プラントの挙動を船体運動の影響を含めて精度良く模擬できることを確認している<sup>[2]</sup>。このシミュレータを用いて現在、原研が設計を進めている受動的安全炉 SPWR (System Integrated PWR) の起動特性について予備的な解析を実施した。本報告は、制御棒を持たないSPWRの起動特性の把握を目的とした解析結果を記したものである。

SPWRは、軽水炉の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、容易な運転と保守、高い経済性を達成することを目指した次世代型発電炉である。本炉の大きな特徴の一つは、反応度制御を一次冷却水のボロン濃度調節のみによりおこない、制御棒を備えないことである。Xe効果が重要となる日負荷調整運転については、本シミュレータを用いて予備的な検討が行われた<sup>[3]</sup>。SPWRの過渡特性及び事故解析は、RETRAN-02コードを用いて行われた<sup>[4]</sup>。

SPWRはボロン濃度の希釈のみで停止状態から出力運転状態に移行する。通常の陸上PWRにおいては停止グループ制御棒を全引き抜きとして、ボロン濃度を所定の濃度まで希釈した後に、制御グループ制御棒の操作により原子炉を臨界とする。ボロン希釈のみによって原子炉を臨界とする操作は行われな<sup>い</sup>。船用炉では、沈没後に一次冷却水が海水と置換することを想定しているため、冷態停止から全出力までの反応度を制御棒のみで行う。この点でSPWRの起動は特徴的であり、連続的にボロンを希釈して原子炉臨界とする運転を行った場合の挙動については十分に検討しておく必要がある。今回の検討は起動時に、連続的にボロンの希釈を行い臨界を超過したときの臨界近傍の原子炉の応答を把握することに主たる目的がある。

本シミュレータは、現在、原子力船「むつ」モデルであるために、SPWRの起動時の挙動を完全に模擬することはできないが、ボロン希釈による反応度添加を調整することで、この特徴的な起動時の応答を概略把握することができる。

## 2. 原子力船エンジニアリングシミュレーションシステムの概要

このシミュレータは、原研が改良船用炉の効率的な開発のために、整備を進めている設計支援ツールである。現在、原子力船「むつ」実験データを用いて、基本モデルが妥当であったことを確認し、改良船用炉MRXの工学的設計研究に活用する段階に至っている。このシミュレータは、船用炉だけではなく、次世代型陸上炉の設計研究への拡張と利用が期待されている。

シミュレータのハードウェア構成を表2.1及び図2.1に示す。図に示すようにシミュレーションの実行及び制御を行う計算機、CRT表示のためのCRTプロセッサ、各種周辺機器等からシステムは構成されている。シミュレータの運転は、シミュレータ制御用の1組のタッチパネル付CRTとダイナミックキーボードを用いて行う。船及びプラントの運転操作は操作用の3組のタッチパネル付CRTとダイナミックキーボードを用いて行う。シミュレーション速度は実時間を達成している。

ソフトウェア構成の概要を図2.2に示す。図に示すように、ソフトウェアは、システムソフトウェア、基本モデルソフトウェア及びプラントソフトウェアより構成される。システムソフトウェアは、シミュレータの運転及び表示等の制御を行うためのプログラム群である。基本モデルソフトウェアは、シミュレーションを行う汎用のプログラム群で対象とする船種、原子炉プラントに依存せずに使用される。プラントソフトウェアは、実行形式において原子炉プラント及び船体を記述したデータと基本モデルソフトウェアを組み合わせ、特定のプラントを表現するものであり、現在は原子力船「むつ」をモデル化している。システム全体構造として、共通データエリアを介してデータの授受を行い、各々独立に動くプログラム群を構成するマルチタスク構造を採用している。各プログラムはシステムソフトウェアに属するタスクスケジューラにより計算タイムステップ及び計算順序が制御される。

基本モデルソフトウェアは大別して、船体運動計算プログラムと原子炉プラント計算プログラムよりなる。船体運動計算プログラムは、波浪、風、潮流による船体の運動と、操舵及び操機による操縦運動を同時に扱える従来にないプログラムである。原子炉プラント計算プログラムは、炉心計算プログラム、一次冷却系熱水力計算プログラム、蒸気発生器計算プログラム、蒸気系統計算プログラム、電気系統計算プログラム、推進系統計算プログラム、制御系模擬プログラム等から構成される。

原子炉プラント計算プログラムの主要な解析モデルの概要を以下に示す。炉心計算プログラムの図2.3に示すように炉心寿命、各バンク制御棒位置、ボロン濃度、炉心入口エンタルピを入力として中性子束、アキシャルオフセット、崩壊熱、キセノン分布、炉心発熱量、炉心出口エンタルピを計算している。核計算では、中性子エネルギーを2群で、遅発中性子を6群で取扱い、軸方向に一次元の拡散モデルを用いている。一次冷却系統は基本的には一次元の2温度1速度モデルで記述し、気液速度差をドリフトフラックスモデルで取り扱う。一次冷却系及び蒸気発生器部分のモデルには、循環流量の計算、ボイド率の計算、水位の計算、熱伝達率の計算等に3次元の船体運動の影響を模擬する機能を持たせているが、今回のシミュレーションではこれらの機能は使用しなかったため説明は省略する。二次系統、補助系統、電気系統等の主な設備は全てモデル化されている。

本シミュレータは、現在、原子力船「むつ」を対象としているために、SPWRそのもののシミュレーションを実施できるわけではないが、条件設定によって、ポロン濃度の調整による原子炉の起動運転の概略を把握することができる。

表 2.1 ハードウェア仕様

シミュレーション実行及び制御用計算機	VAX6420	1台
ディスク	128Mbytes 最大13MIPS 1.2Gbytes	2台
CRT及びI/O計算機	$\mu$ VAX3000	1台
ディスク	16Mbytes 最大2.7MIPS 159Mbytes	2台
運転監視用CRT (タッチパネル付)	20inches	3台
シミュレータ制御用CRT	20inches	1台
ダイナミックキーボード(プラズマ方式)		4台
周辺装置	端末機 カラーハードコピー 磁気テープユニット その他	4台 1台 1台



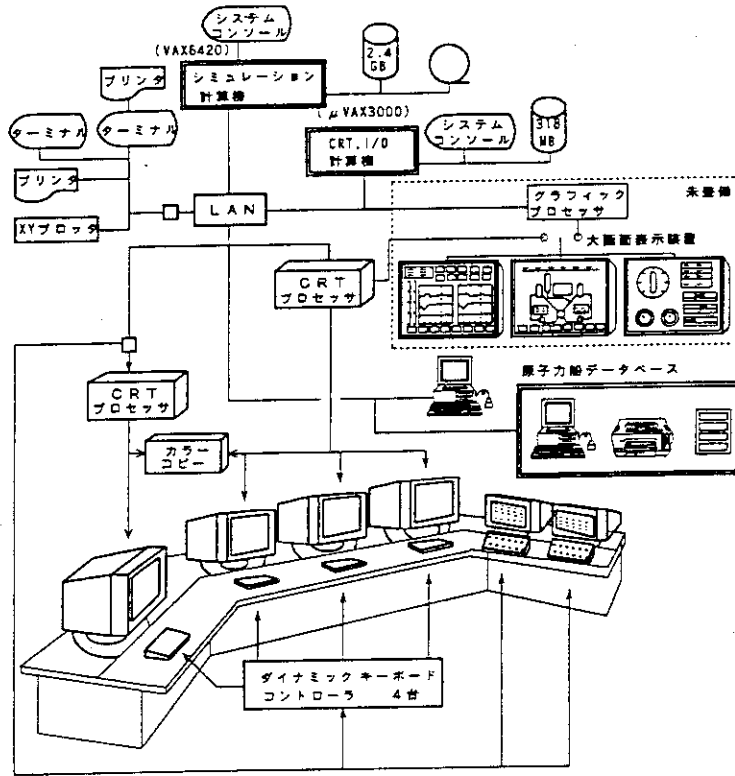


図 2.1 システム構成

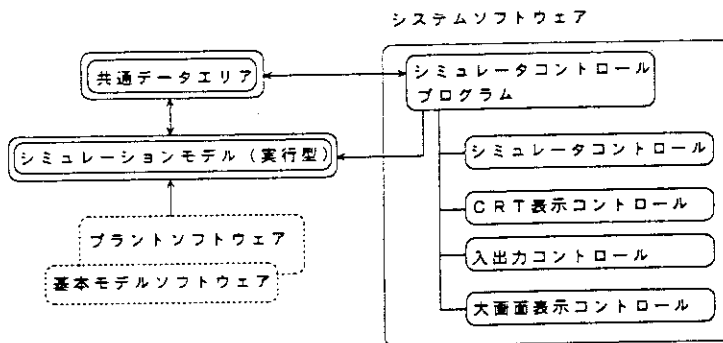


図 2.2 ソフトウェア構成

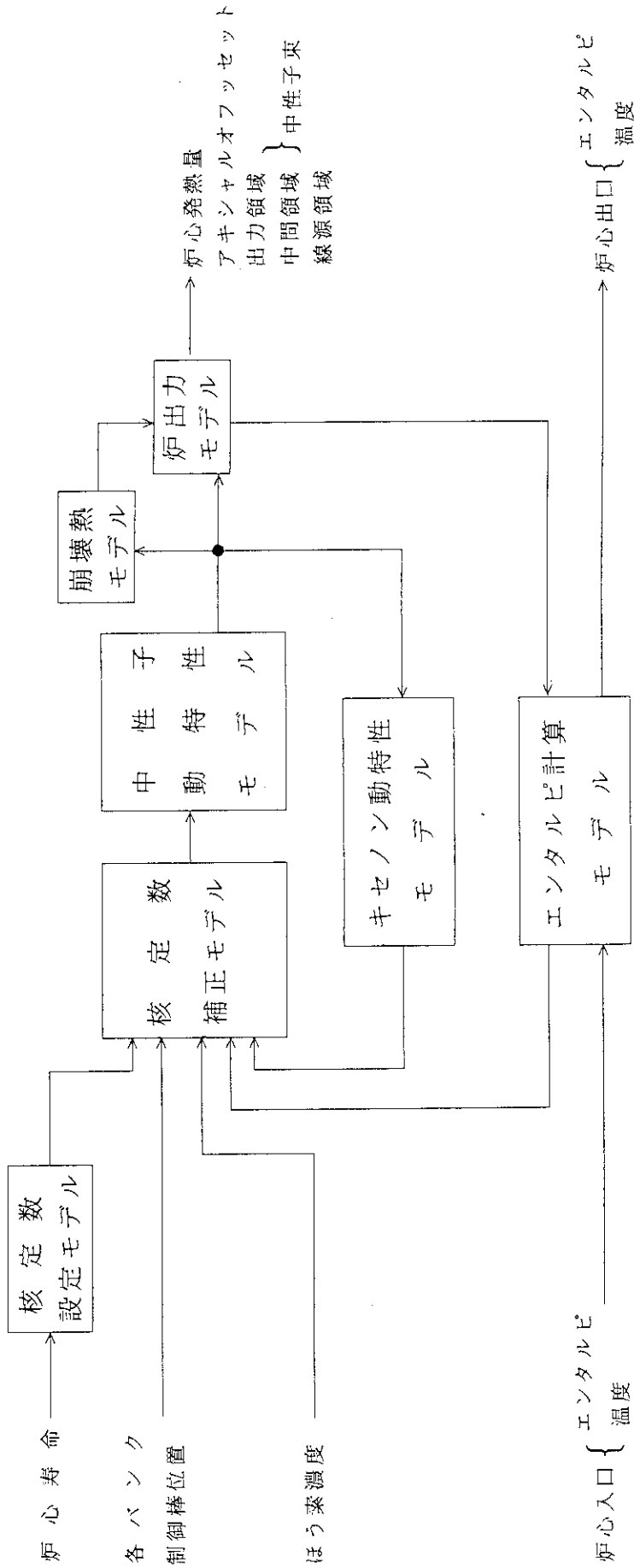


図 2.3 炉心モデル構成

### 3. SPWRの概要

SPWR (System-IntegratedPWR)は発電用軽水炉の開発で蓄積された膨大な経験、技術の効率的活用を図りながら、高い安全性、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しい概念の次世代型中小型炉発電炉である。SPWRの概念設計は文献[5]にまとめられているが、その後も最適化が進められている[6]。

ここでは、現時点で考えられている最大級のSPWRである60万KWe(1800MWt)の主要諸元を表3.1に、概念図を図3.1に示す。ここに示すようにSPWRは制御棒のない一体型PWRであり、蒸気発生器の下方に炉心燃料を配置している。一次冷却水は炉心を出た後、主冷却水ポンプで昇圧されて、蒸気発生器に入り、ここで二次系に熱を伝えて再び炉心にもどる。原子炉の起動、停止のための反応度添加及び燃焼に反応度の調整は冷却水中のボロン濃度調整により行う。日負荷調整運転はボロン濃度を調整することなく、炉の自己制御性のみで可能である。この原子炉は制御棒を持たず、代わりに原子炉停止用の高濃度ほう酸水を充填したポイズンタンクを持ち、タンクと原子炉主冷却水との間には主冷却水ポンプの吐出圧で閉鎖される方式の水圧作動弁を介して接続されている。原子炉停止系としては、格納容器内に配置した2系統の受動停止系と能動停止系があり、さらにバックアップ停止系として化学体積制御系から強制的にポイズンを注入する系統が設けられている。

表 3.1 SPWR 主要諸元

電気出力(MWe)	600
原子炉出力(MWt)	1,800
原子炉冷却水	
運転圧力(MPa)	13.5
炉心入口温度(°C)	288
炉心出口温度(°C)	314
流量(t/h)	44,400
炉心圧損(MPa)	0.05
蒸気発生器圧損(MPa)	0.11
全圧損(MPa)	0.19
炉心	
等価直径(m)	3.83
実行高さ(m)	2.40
平均出力密度(MW/m <sup>3</sup> )	65
燃料集合体数(体)	199
燃料集合体径(t)	71
U-235濃縮度(%)	4.5
平均燃焼度(Gwd/t)	48
燃料寿命(年)	6
燃料棒/集合体(本)	325
燃料棒外径(mm)	9.5
主冷却水ポンプ	
型式	インレット
回転数(rpm)	600
NPSH(m)	24
ターボ動力(MWe)	4.6
蒸気発生器	
型式	貫流式ヘリカルコイル型
蒸気温度/圧力(°C/MPa)	295/5.5
給水温度/圧力(°C/MPa)	210/6.5
蒸気流量(t/h)	3,260
伝熱管材質	インコフ 800
伝熱管数(本)	5,384
伝熱面積(内面, m <sup>2</sup> )	17,000

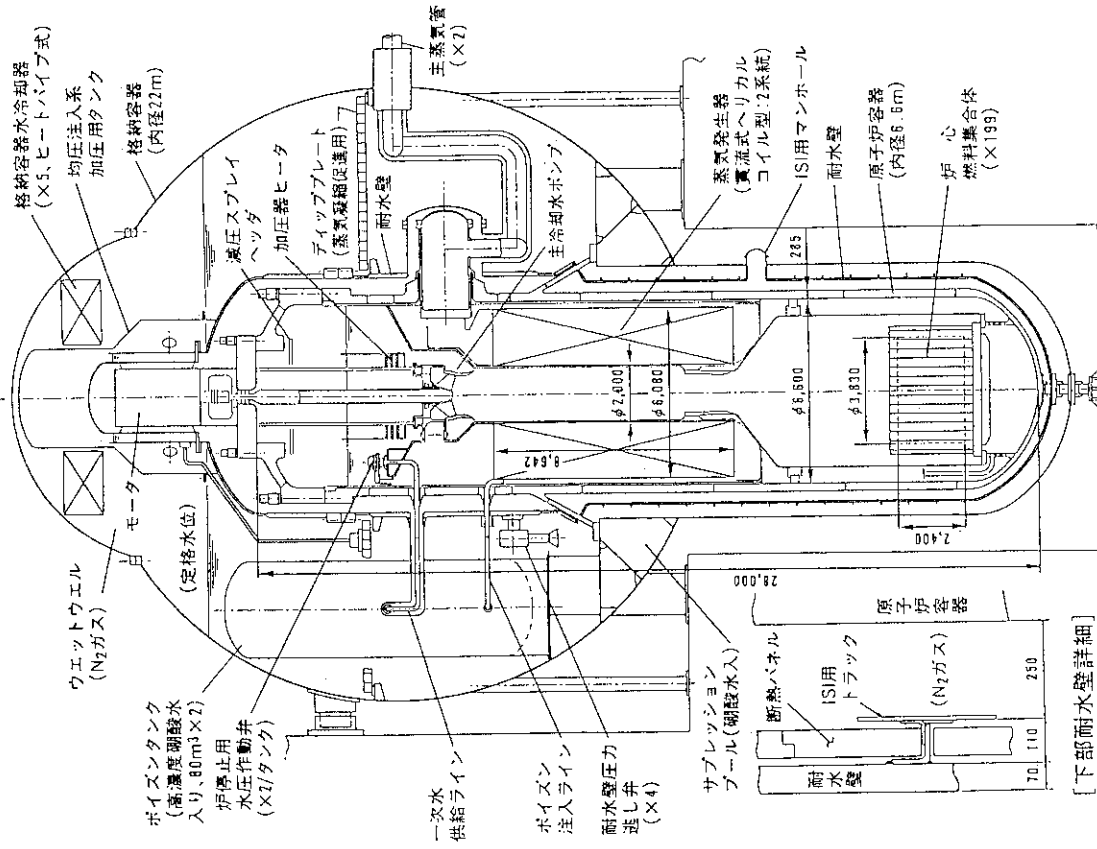


図 3.1 概念図

## 4. 起動特性解析

### 4. 1 SPWRの起動計画

SPWRは概念的には下記の要領で起動する。ボロン濃度の高い原子炉完全停止状態で主冷却水ポンプを運転し、ポンプの熱と化学体積制御系に設けられた電気ヒータによって一次冷却水温度を約260℃まで上昇させる。蒸気発生器の伝熱管中は満水状態にしておく。水位の調整は化学体積制御系で行う。この加熱期間中にポイズンタンクに高濃度のほう酸水(16,000ppm)を充填する。一次冷却水温度が所定の温度に到達した後に、温度一定の状態では化学体積制御系によって原子炉容器内の一次冷却水を純水と置換することにより連続的にボロン濃度を薄めていく。これにより臨界を達成させ、さらに希釈を継続することで出力を上昇させていく。ボロン濃度希釈のシステムを図4. 1に、BOEC(平衡炉心燃焼初期)の起動概念を図4. 2に示す[6]。2500ppmの停止状態から臨界到達までの時間には約3.4時間である。臨界到達後はわずかながら核加熱を生じ、ボロン濃度の減少による反応度を吸収する形で冷却水温度が上昇していく。希釈開始から約3.7時間後、一次冷却系温度が280℃になった時点で二次系の操作を行う。さらに冷却水温度が定格値になるまでボロン濃度を連続的に希釈し続け、定格値になった時点で中断する。希釈開始から約4.9時間と想定する。出力運転に入ってからXeの蓄積に応じて発生する反応度低下を保障すべくボロン濃度が約1000ppm(BOECの定格ボロン濃度)になるまで希釈する。なお、上記の検討は炉心として旧設計(1100MWt)を流用しているが、核特性に大差はない。

### 4. 2 シミュレーション条件の設定

模擬するSPWRの起動条件を設定する。今回使用するシミュレータは「むつ」用のシミュレータでありSPWRそのものを模擬しているわけではない。ここでは、SPWRの起動運転に近いボロン濃度の希釈を行うことでシミュレーションを行うこととした。

SPWR1100MWt炉心の検討結果ではBOEC炉心スタンバイ時の臨界ボロン濃度は1640ppmとなっている。また、900ppmから1600ppmまでの反応度の計算結果から2500ppm時の反応度は、-6598pcm(-6.598%ΔK、1000pcm=1%ΔK、以下pcmで記述する)と推定できる。ここでは、2500ppmの停止状態から1640ppmの臨界到達までの時間を3.4時間と想定する。ボロン濃度の変化による反応度の変化量、臨界近傍での希釈速度および添加される反応度を表4. 1に示す。

この状態を模擬するためにシミュレータでは、まず制御棒を全引き抜き状態として固定した。このうち、一次冷却水中のボロン濃度を2000ppmとした。「むつ」炉におけるボロン濃度の変化による反応度の変化量は表4.1に示すように約8.37pcm/ppmでありSPWRのそれに比べてやや大きい添加する反応度が問題であるのでこの値自体の差は問題がない。この状態より体積制御系統による充填と抽出で一次冷却水中のボロンを希釈する。充填および抽出量を連続的に制御することは現状のシミュレータの設定では行えないので、充填ポンプの運転台数が1台の場合と2台の場合についてシミュレーションを行った。このときに、臨界近傍での希釈速度および添加される反応度を表4.1にSPWRの起動の場合とあ

わせて示す。同表から想定したSPWRの起動時に添加される反応度の速度はポンプ1台運転と2台運転の間にあると考えられる。

#### 4.3 シミュレーション結果

##### (1) 充填ポンプ1台運転の場合

初期状態より充填ポンプ1台より希釈運転を行った。このときの充填流量は、2.17t/hとなり、臨界までの約1時間で添加される反応度は約1051pcmであった。図4.3にボロン濃度約650ppmとなった時点から臨界到達後しばらくまでの、全反応度、原子炉熱出力、ボロン濃度、一次冷却水平均温度、ボロンによる反応度を示す。また、図4.4に中間領域中性子束と中間領域起動率を示す。図中の時間は、ボロン濃度650ppmのシミュレーション開始時点を00:00(0時0分)としている。

一次冷却水温度は、一次冷却水ポンプおよび加圧器ヒータによる加熱にて一定温度を維持している。ボロンの希釈により全反応度は臨界を超過して、過渡的に約170pcmとなり原子炉出力は最大約5%(約1.7MWt)に達するが、ドップラ効果による負の反応度の添加により全反応度は低下を始める。中間領域起動率の最大値は約1.1dpmであった。この後、一次冷却水温度の上昇に伴いさらに負の反応度が添加され全反応度は0を下回り、原子炉出力は低下する。この状態では一次冷却水温度は上昇を続けている。図4.5には参考として、崩壊熱ダンプ系を用いて出力調整をおこないつつ、主給水ポンプへの給水切り替え運転までを行った場合の応答を示す。原子炉出力約10%まで安定に運転が行われている。ここで、二次系蒸気流量は階段状はステップ状に変化している。これはむつプラントでは主給水ポンプが無負荷運転時も蒸気を消費するためにランプ状の変化を与えられないためで、SPWRの実際の起動では、二次系蒸気流量もなめらかに増加させる。今回のようなステップ状の負荷増加の場合においても、一次冷却水温度はやや変動するものの原子炉は安全に起動するという結果を得た。

##### (2) 充填ポンプ2台運転の場合

初期状態より充填ポンプ2台より希釈運転を行った。このときの充填流量は、4.91t/hとなり、臨界までの約1時間で添加される反応度は約2700pcmであった。図4.6にボロン濃度約900ppmとなった時点から臨界到達後しばらくまでの、全反応度、原子炉熱出力、ボロン濃度、一次冷却水平均温度、ボロンによる反応度を示す。また、図4.7に中間領域中性子束と中間領域起動率を示す。図中の時間は、ボロン濃度900ppmのシミュレーション開始時点を00:00(0時0分)としている。

一次冷却水温度は主冷却水ポンプおよび加圧器ヒータによって加熱しているが、充填、抽出流量が多いために一定温度を維持できず、約4℃/hで低下している。従って、一次冷却水温度が低下している領域ではボロンの希釈による反応度に加えて減速材反応度が添加されている。この減速材による反応度は減速材にボロンが含まれていない場合の値を用いると3.3pcm/min程度となるが、ここではボロンによる反応度添加を大きく見積もる報告として無視する。ボロンの希釈により全反応度は臨界を超過して、過

渡的に約253pcmとなり原子炉出力は最大約5.6%（約2MWt）に達するが、ドップラ効果による負の反応度の添加により全反応度は低下を始める。中間領域起動率の最大値は約2dpmであった。この後、一次冷却水温度の上昇に伴いさらに負の反応度が添加され全反応度は0を下回り原子炉出力は低下する。いずれの場合においても原子炉は、ドップラの反応度と減速材の反応度により安全に起動運転ができた。図4.8には参考として、崩壊熱ダンプ系を用いて出力調整をおこないつつ、主給水ポンプへの給水切り替え運転までを行った場合の応答を示す。充填ポンプ2台運転の場合には原子炉出力の上昇速度が1台の場合よりも早いのでより速やかな運転操作が要求される。

#### 4. 4 考察

今回想定したボロンの希釈速度では、安全に原子炉の起動ができた。

表 4.2に出力運転状態でのSPWRと「むつ」の反応度係数を示す。出力係数は両者においてほぼ一致している。したがって、初期のドップラ効果による原子炉出力上昇の抑制はほぼ良くSPWRの挙動を模擬していると考えられる。減速材温度係数については両者ともに模擬すべきボロン濃度および出力での値は得られていない。SPWRの核計算では、ボロン濃度1000ppm、全出力状態での減速材密度係数が求められていたのでこの結果より減速材温度係数を計算した。シミュレータでは減速材密度の効果についてもボロンの効果についても考慮して一次元拡散計算を行っているが、温度係数としては出力していない。表の温度係数はボロンのない状態で実プラントにおける温度係数の測定実験と同様の手法で求めた。ボロン希釈による臨界近傍では減速材温度係数はもう少し小さいと考えられる。単純に両者を比較すれば、「むつ」の減速材温度係数はSPWRよりも大きい。従って、SPWRの起動では、一次冷却水温度の上昇は今回のシミュレーション結果に比べて速くなると考えられる。しかし、主給水ポンプの起動、補助給水ポンプから主給水ポンプの切り換え、発電機の起動、投入、等のいずれの運転操作を行うにも時間的余裕は十分である。

2台運転によるボロン希釈の場合には過渡的に起動率がわずかに2dpmを超えた。陸上PWRでは、通常起動時のボロン濃度調整運転中に計数率が2DPM以上になった場合には直ちに操作を中止することとしている。原子力船「むつ」では、1.5dpmで制御棒引き抜き阻止が働く。従って、起動率を従来プラントと同程度にするならば、ボロンの希釈速度は充填ポンプ2台運転による希釈速度よりも少し低い速度とすれば良い。

現在、SPWRで想定されている起動運転では表4.1に示すように充填ポンプ1台運転と2台運転の間に反応度の添加速度があるので問題はないものと考えられるが、減速材反応度係数、ドップラ係数等の炉心特性を正確に模擬し、プラント全体を対象とした解析を将来的には実施する必要がある。

表 4.1 ボロンの希釈による反応度の添加

	ボロンによる 反応度変化 (pcm/ppm)	臨界近傍での ボロン希釈速度 (ppm/min)	臨界近傍での ボロン希釈によ る添加反応度 (pcm/min)
SPWR	6.60	3.38	22.4
シミュレータ充填ポンプ1台運転	8.37	1.95	16.3
シミュレータ充填ポンプ2台運転	8.37	4.42	37.0

表 4.2 出力領域での反応度係数

	出力係数 pcm/%	減速材温度係数 pcm/°C
SPWR	約10	約27 (炉心初期、全出力近辺、 ボロン1000ppm)
シミュレータ	約10	約55 (炉心初期、ボロンなし)



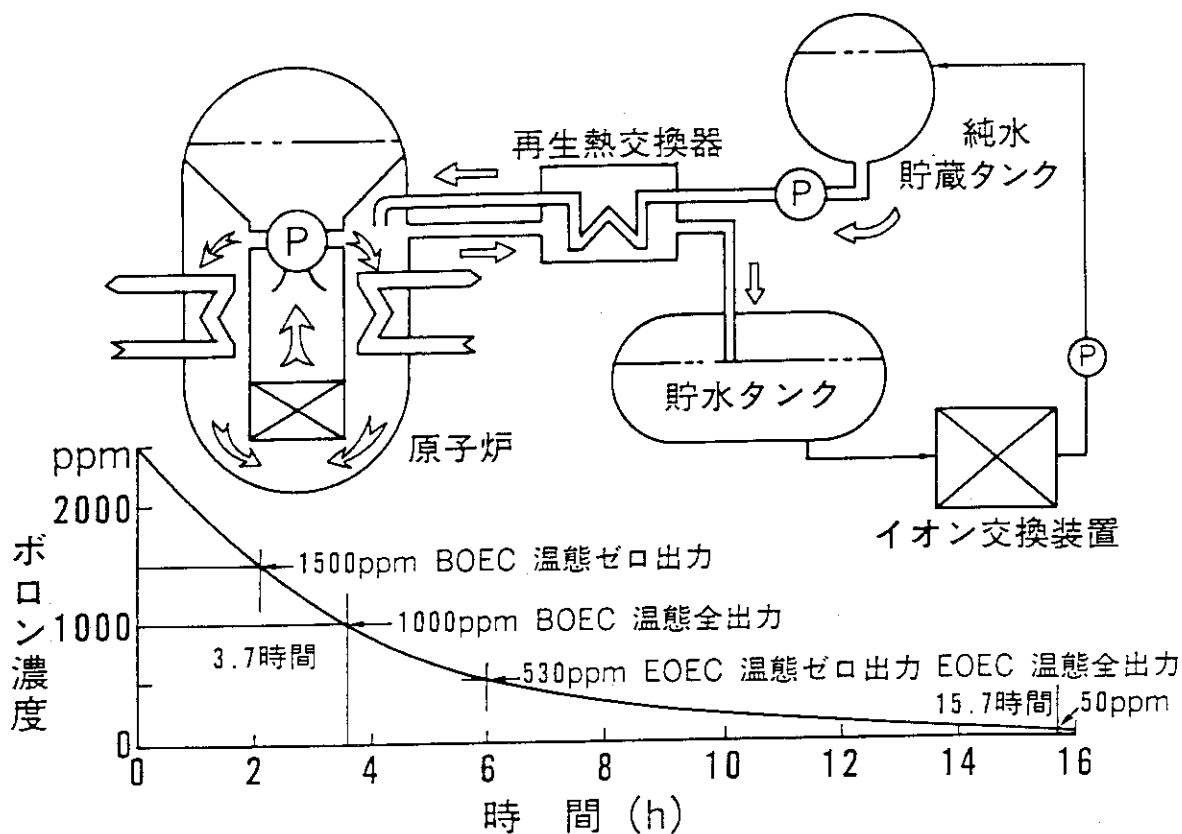


図 4.1 ボロン濃度希釈のシステム

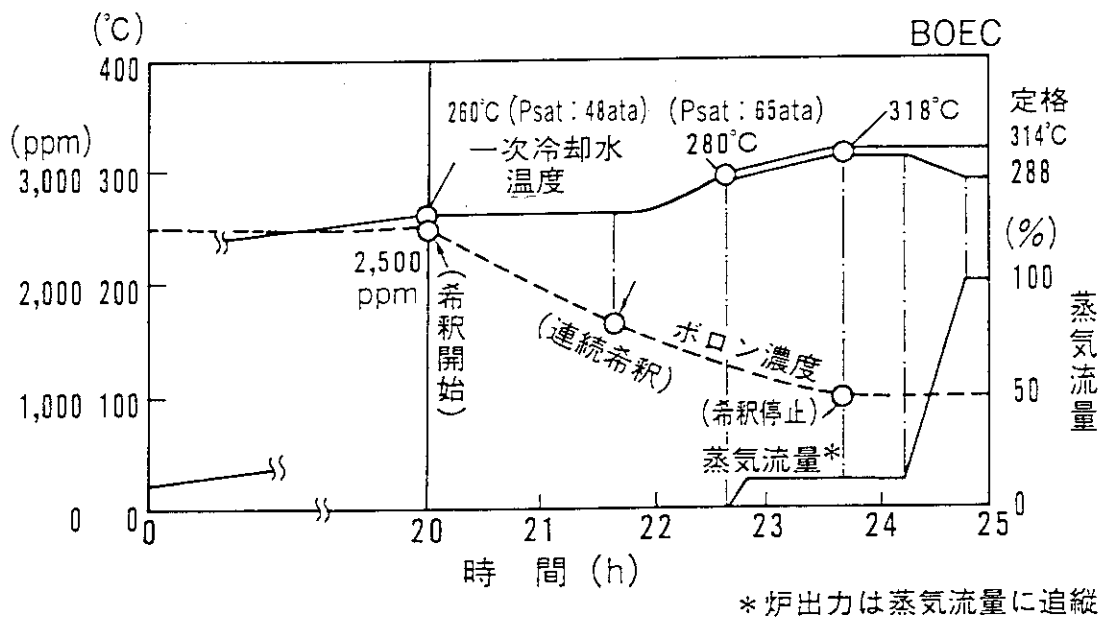


図 4.2 原子炉起動の概念

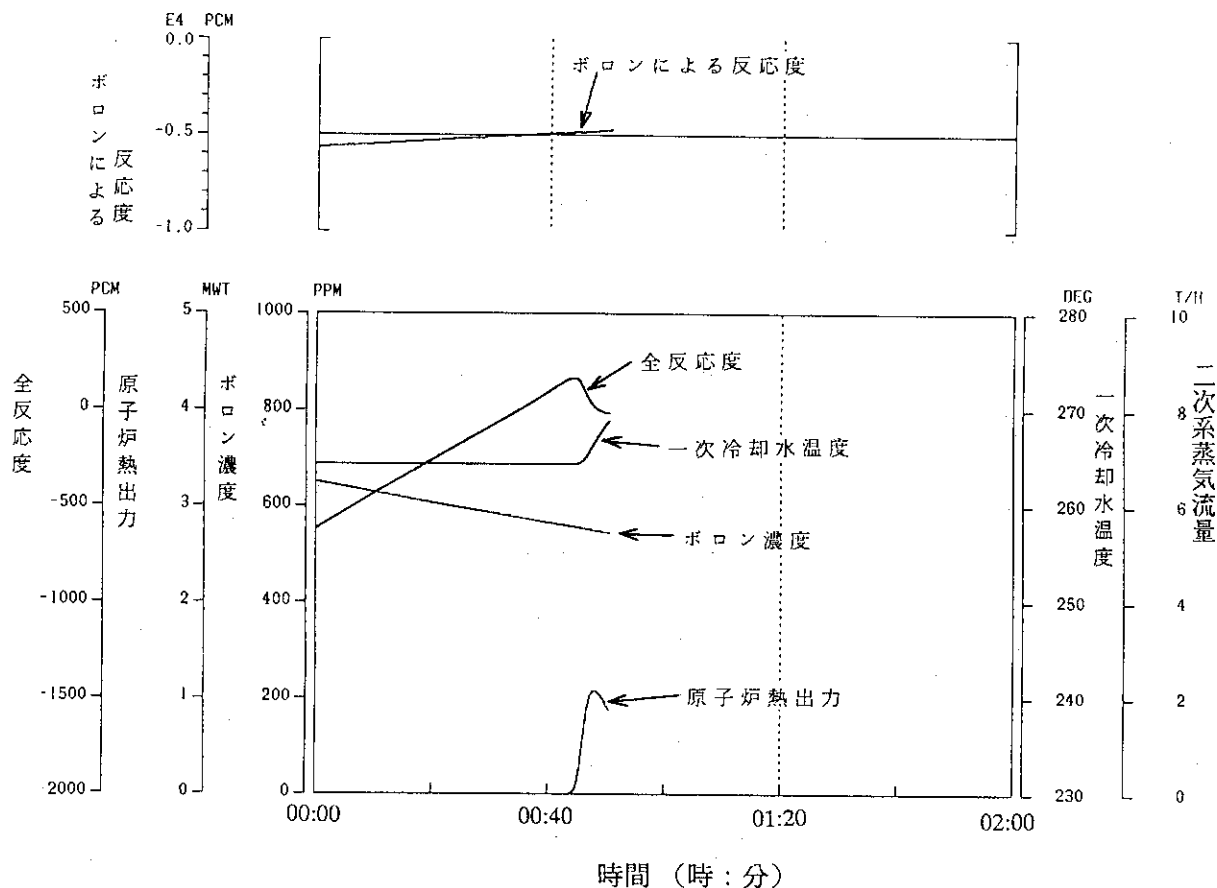


図 4.3 SPWR 起動運転シミュレーション  
(充填ポンプ1台運転、臨界到達まで)

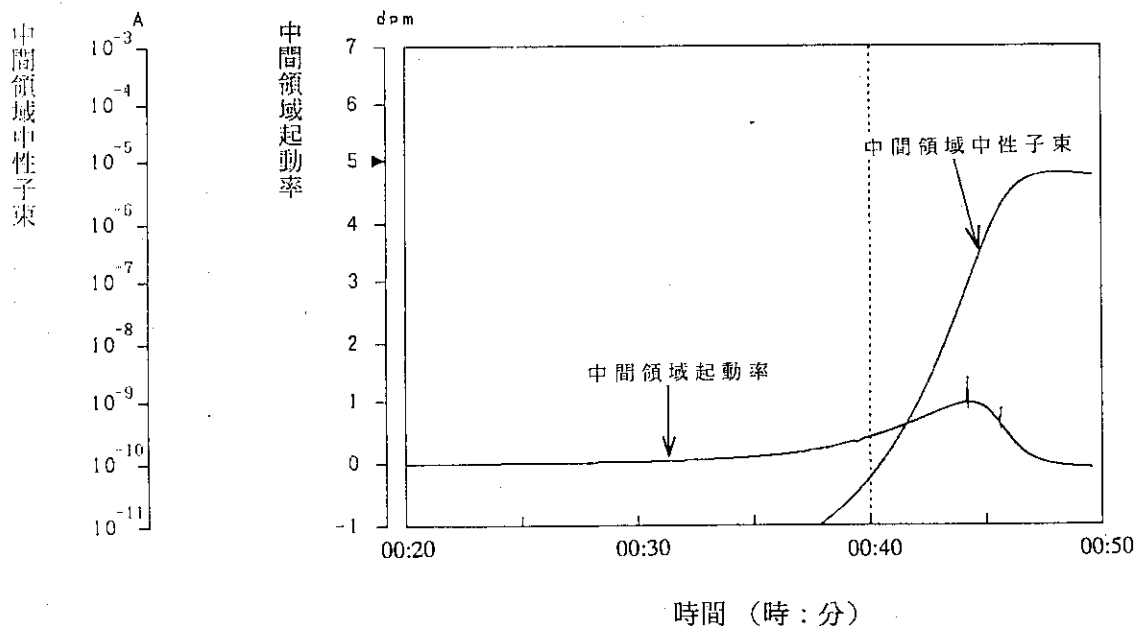


図 4.4 中間領域中性子束と起動率  
(充填ポンプ1台運転、臨界到達まで)

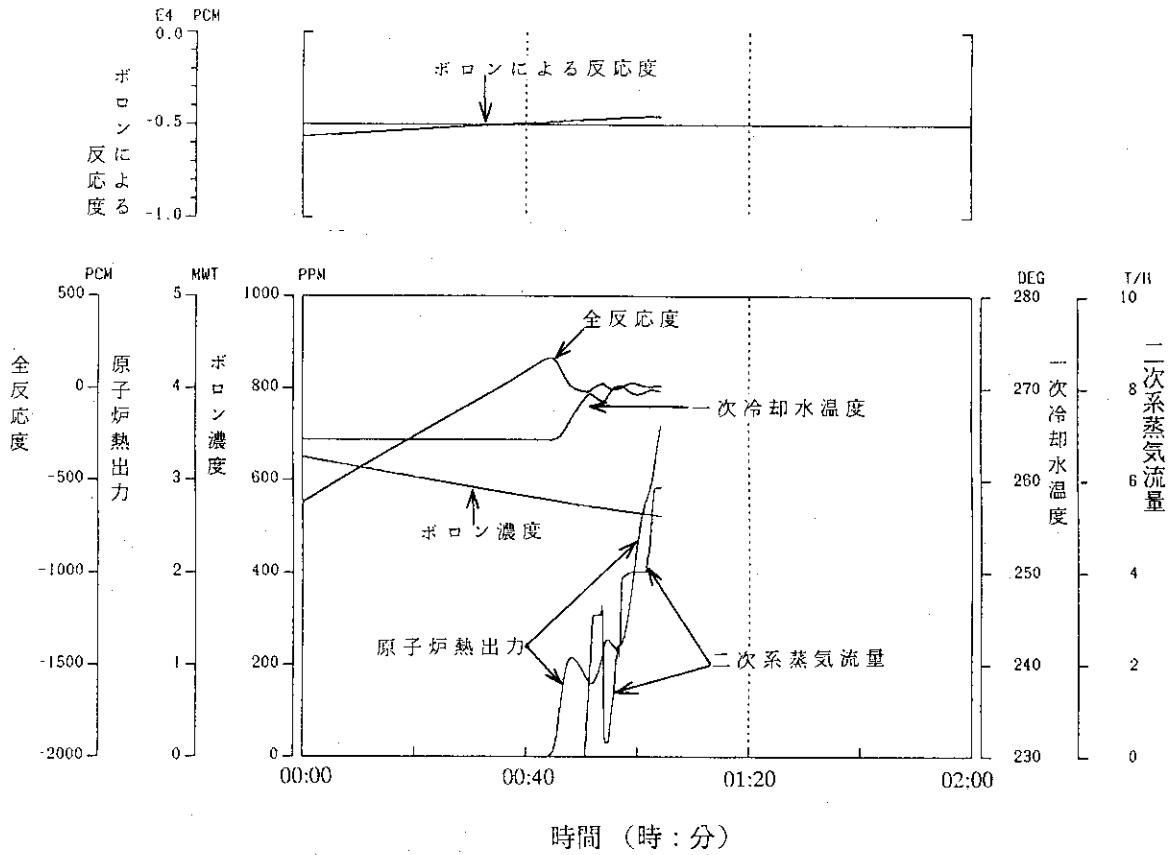


図 4.5 SPWR 起動運転シミュレーション  
(充填ポンプ1台運転、出力運転まで)

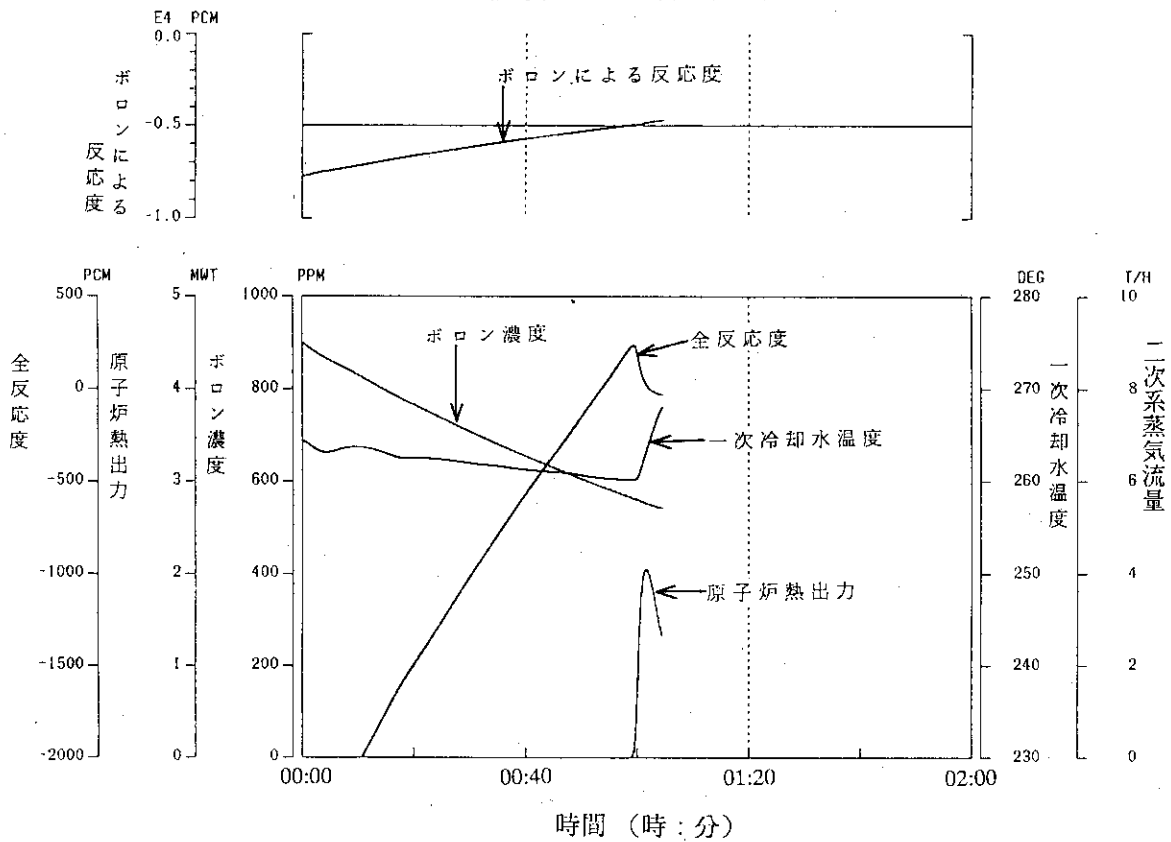


図 4.6 SPWR 起動運転シミュレーション  
(充填ポンプ2台運転、臨界到達まで)

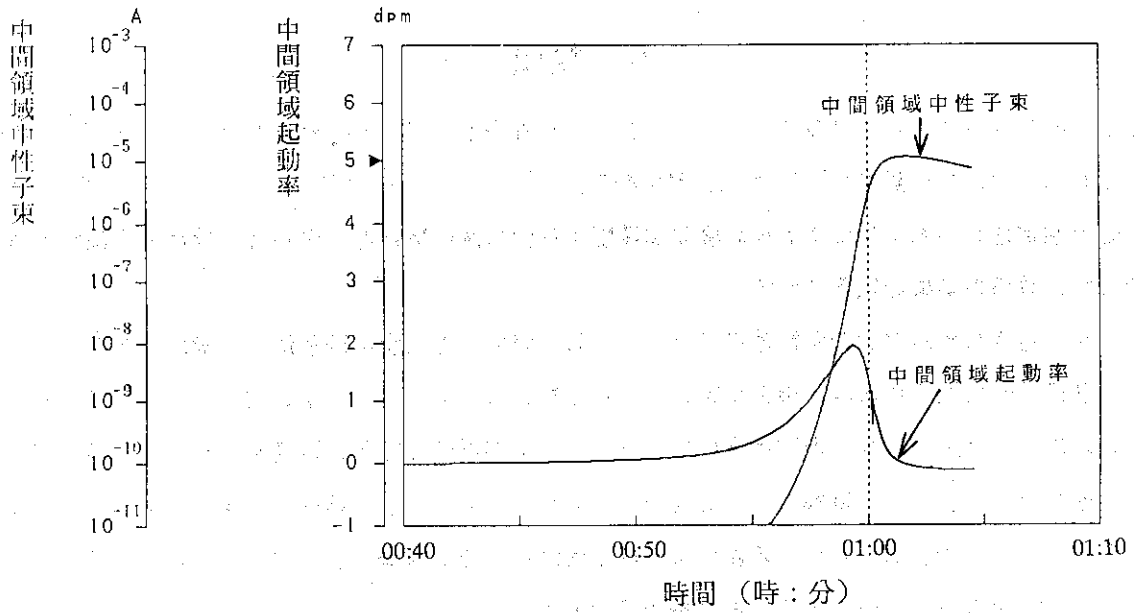


図 4.7 中間領域中性子束と起動率  
(充填ポンプ2台運転、臨界到達まで)

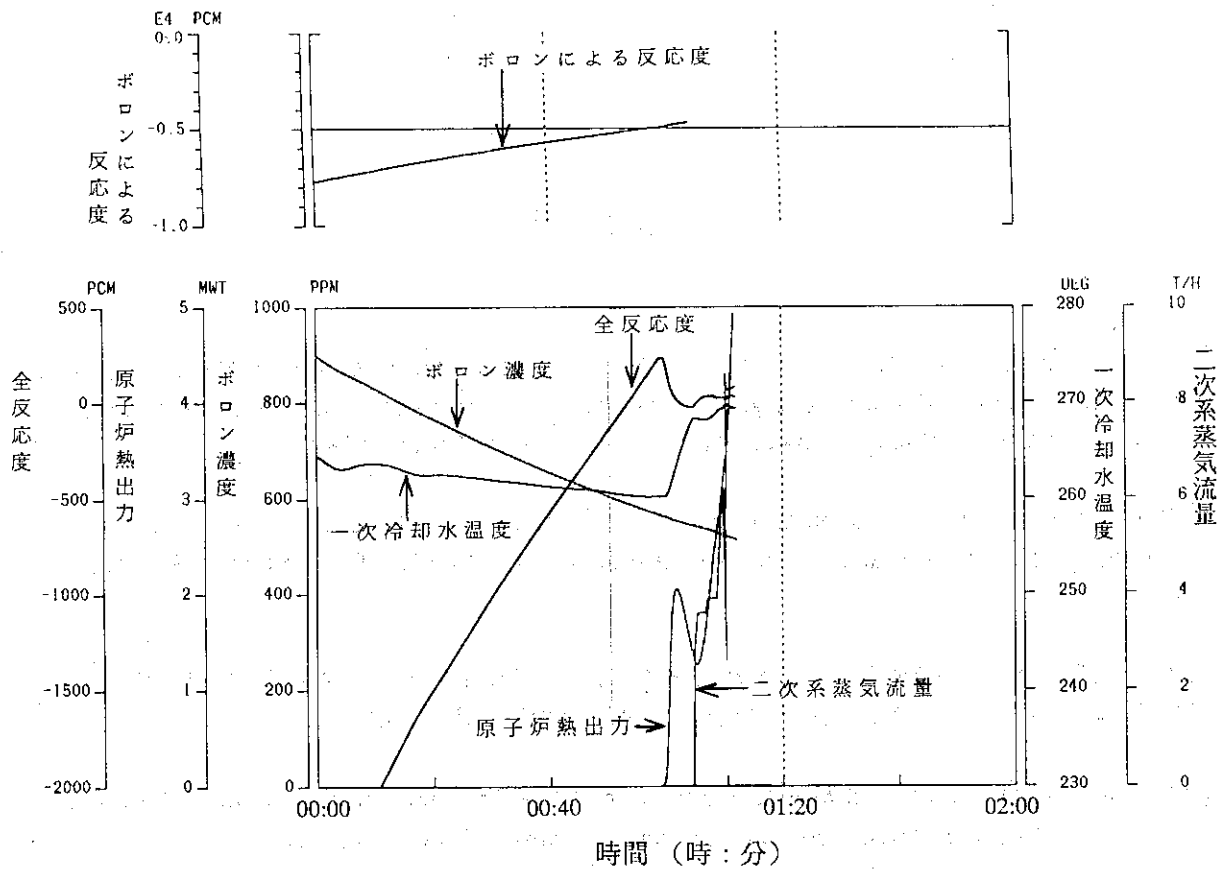


図 4.8 SPWR 起動運転シミュレーション  
(充填ポンプ2台運転、出力運転まで)

## 5. 結論

原子力船エンジニアリングシミュレーションシステムを用いて、制御棒をもたず、一次冷却水中のポロン希釈のみにより起動を行うSPWRの起動運転のシミュレーションを行った。ここでは、SPWRの起動運転で想定されるポロンによる反応度添加速度より少し速い場合と、少し遅い場合の2種類の解析を実施した。解析の結果を以下に示す。

- (1) 今回想定したポロンの希釈速度では、いずれの場合にも安全に原子炉の起動ができた。
- (2) 運転操作の観点からは、現在想定している希釈速度にて十分に対応した操作が可能である。
- (3) 起動率を従来プラントと同程度にするならば、臨界近傍では希釈速度を少し遅くすれば良い。

今回の解析は、「むつ」を模擬したシミュレータを用いたので、炉心特性を完全に一致させることはできなかったが、出力係数、ポロン希釈による反応度添加はほぼ模擬できており、ポロンの希釈のみによる原子炉の起動運転が可能であることが概ね確認できた。

今後、SPWRの炉心特性および寸法を正確に模擬し、かつプラントの諸条件を考慮した起動時の検討を進める予定である。

## 参考文献

- [1] T.KUSUNOKI, et al. "Development of NESSY (Nuclear Ship Engineering Simulation SYstem) and its application to dynamic analysis", Proceeding of International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, (Tokyo, Oct. 25-29),1992
- [2] T.KUSUNOKI, et al. "Simulation on the dynamic characteristics of a reactor on ship", Proceeding of 10th Annual Simulation Conference, (Washington D.C., March 29 - April 1), 1993
- [3] 新谷文将、他、「受動的安全性を高めた一体型加圧水型炉SPWR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」、JAERI-M91-075、1991年
- [4] K.Sako, et al. "Advanced Marine Reactor MRX", Proceeding of International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, (Tokyo, Oct. 25-29),1992
- [5] 新型炉特別チーム、「受動的安全性を高めた加圧水炉SPWRの概念設計」、JAERI-M89-208、1989年
- [6] 迫淳、「次世代炉としての一体型加圧水炉の可能性」、原子力工業、Vol.39,No.7,1993

## 5. 結論

原子力船エンジニアリングシミュレーションシステムを用いて、制御棒をもたず、一次冷却水中のポロン希釈のみにより起動を行うSPWRの起動運転のシミュレーションを行った。ここでは、SPWRの起動運転で想定されるポロンによる反応度添加速度より少し速い場合と、少し遅い場合の2種類の解析を実施した。解析の結果を以下に示す。

- (1) 今回想定したポロンの希釈速度では、いずれの場合にも安全に原子炉の起動ができた。
- (2) 運転操作の観点からは、現在想定している希釈速度にて十分に対応した操作が可能である。
- (3) 起動率を従来プラントと同程度にするならば、臨界近傍では希釈速度を少し遅くすれば良い。

今回の解析は、「むつ」を模擬したシミュレータを用いたので、炉心特性を完全に一致させることはできなかったが、出力係数、ポロン希釈による反応度添加はほぼ模擬できており、ポロンの希釈のみによる原子炉の起動運転が可能であることが概ね確認できた。

今後、SPWRの炉心特性および寸法を正確に模擬し、かつプラントの諸条件を考慮した起動時の検討を進める予定である。

## 参考文献

- [1] T.KUSUNOKI, et al. "Development of NESSY (Nuclear Ship Engineering Simulation SYstem) and its application to dynamic analysis", Proceeding of International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, (Tokyo, Oct. 25-29),1992
- [2] T.KUSUNOKI, et al. "Simulation on the dynamic characteristics of a reactor on ship", Proceeding of 10th Annual Simulation Conference, (Washington D.C., March 29 - April 1), 1993
- [3] 新谷文将、他、「受動的安全性を高めた一体型加圧水型炉SPWR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」、JAERI-M91-075、1991年
- [4] K.Sako, et al. "Advanced Marine Reactor MRX", Proceeding of International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, (Tokyo, Oct. 25-29),1992
- [5] 新型炉特別チーム、「受動的安全性を高めた加圧水炉SPWRの概念設計」、JAERI-M89-208、1989年
- [6] 迫淳、「次世代炉としての一体型加圧水炉の可能性」、原子力工業、Vol.39, No.7, 1993