

JAERI-Tech

2003-067



JP0350399



JMTR運転中の自動制御棒の挙動解析

2003年7月

長尾 美春・宮沢 正孝・小向 文作・藤木 和男

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。  
入手の間合わせは、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（〒319-1195 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, 2003

編集兼発行 日本原子力研究所

## JMTR 運転中の自動制御棒の挙動解析

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部  
長尾 美春・宮沢 正孝・小向 文作・藤木 和男<sup>†</sup>

(2003年 6月 8日受理)

大洗研究所 JMTR (定格出力 50MW) は、第 145 サイクルの共同利用運転を行っていた 2002 年 5 月 14 日午前 11 時 40 分頃、「制御棒外部コイル追従不良」のスクラム信号が発信し自動停止した。本件についての原因調査は、制御棒駆動機構の内部駆動系と外部追従系の位置偏差によるスクラム信号が発信した可能性、電気回路の異常により誤ったスクラム信号が発信した可能性、等を考慮して進められた。その結果、5 本の制御棒のうちの一つである SH-3 について追従不良検出回路のリレー端子に緩みがあり、接触不良によってリレーが作動してスクラム信号が発信したと判断された。

調査の過程で、自動制御棒に使用されていた制御棒 SR-1 位置の記録から、自動停止前数時間の SR-1 の挙動が複雑で実際に追従不良が生じた可能性も否定できなかったため、SR-1 の挙動について、原子炉の動特性の観点から分析を行った。その結果、当日午前 7 時前後から自動停止に至る約 5 時間の SR-1 の位置変化は、追従不良等の不具合によるものではなく、1 次冷却水の温度変化による減速材温度反応度、運転員による出力調整、燃料中の  $^{235}\text{U}$  の燃焼による反応度変化、の影響が重なり合ったものとして解釈できることが分かった。

## Behavior of the Regulating Control Rod on Automatic Power Control Mode in Operation of JMTR

Yoshiharu NAGAO, Masataka MIYAZAWA, Bunsaku KOMUKAI and Kazuo FUJIKI<sup>†</sup>

Department of JMTR  
Oarai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

( Received June 8, 2003 )

The JMTR (Japan Materials Testing Reactor) was scrammed by unscheduled control rods insertion at 11:40AM May 14, 2002 during rated power operation in the 142nd cycle. The cause of the scram was investigated by considering the possibilities of the position deviation between the inner driving gear and the outer follow-up part, the abnormal signal from the electric circuits, etc. in the control rod drive mechanism. It was finally concluded that the false scram signal was initiated from the deviation detecting circuit of SH-3 control rod due to looseness of the relay terminal connections.

During early stage of the investigation, the possibility of the follow-up error in SR-1 regulating control rod for automatic power control could not be eliminated, because the behavior of SR-1 regulating control rod was very complicated for 5 hours before scram. The behavior was therefore analyzed from the viewpoint of reactor dynamics. As the results, the behavior was interpreted as a combined effect of reactivity change by primary cooling water temperature, manual power control and fuel burn-up.

Keywords: JMTR, <sup>135</sup>Xe Poisoning, <sup>149</sup>Sm Poisoning, Burnup, Moderator Temperature Coefficient, Automatic Power Control

---

<sup>†</sup> JAERI Washington Office

## 目 次

1. 緒言	1
2. JMTR の概要	1
3. JMTR の運転方式	2
3.1 出力制御系統	2
3.2 出力上昇運転の概要	2
4. 運転記録の分析	3
4.1 運転データ	3
4.2 制御棒位置を変化させる要因	4
5. 影響要因の分析と評価	5
5.1 制御棒価値	5
5.2 照射設備による反応度印加	6
5.3 一次冷却水温度の変化による反応度印加	6
5.4 燃料の燃焼による反応度印加	7
5.5 出力調整にともなう毒物 ( $^{135}\text{Xe}$ , $^{149}\text{Sm}$ ) 反応度の変化	7
6. 出力運転中の自動制御棒位置変化のシミュレーション	10
6.1 反応度変化係数の検証	10
6.2 第 145 サイクル運転中の自動制御棒位置変化のシミュレーション	12
7. 結言	12
謝辞	13
参考文献	13
附録 出力調整後の $^{135}\text{Xe}$ , $^{149}\text{Sm}$ の原子個数の変化	32

## Contents

1 . Introduction .....	1
2 . JMTR .....	1
3 . JMTR Operation .....	2
3.1 Power Control System .....	2
3.2 Power-up Operation .....	2
4 . Analyses of Operation Data .....	3
4.1 Operation Data .....	3
4.2 Affected Factors to be Changing the Regulating Control Rod Position on Automatic Power Control Mode .....	4
5 . Analysis and Evaluation of Affected Factors .....	5
5.1 Control Rod Worth .....	5
5.2 Reactivity Insertion by Irradiation Facilities .....	6
5.3 Reactivity Insertion by Temperature Change of Primary Cooling Water .....	6
5.4 Reactivity Insertion by Fuel Burn-up .....	7
5.5 Reactivity Change by $^{135}\text{Xe}$ and $^{149}\text{Sm}$ Poisoning Due to Power Control .....	7
6 . Simulation of the Regulating Control Rod Behavior on Automatic Power Control Mode in Reactor Operation .....	10
6.1 Verification of Reactivity Coefficients .....	10
6.2 Simulation of the Regulating Control Rod Behavior on 145th Operating Cycle .....	12
7 . Conclusion .....	12
Acknowledgements .....	13
References .....	13
Appendix Change of $^{135}\text{Xe}$ and $^{149}\text{Sm}$ Atom Densities Due to Power Control .....	32

## 1. 緒言

日本原子力研究所大洗研究所の JMTR (Japan Materials Testing Reactor, 定格出力 50MW、図 1 参照) は、第 145 サイクルの共同利用運転を行っていた 2002 年 5 月 14 日午前 11 時 40 分頃、「制御棒外部コイル追従不良」のスクラム信号が発信し自動停止した。このスクラム信号は、制御棒駆動機構の内部駆動系と外部追従系との間に±約 10mm の偏差が生じた際に発信するように設定されていることから、自動停止の原因についての調査は、制御棒駆動機構に異常が生じた可能性、電気回路の異常により誤ったスクラム信号が発信した可能性、等を考慮して進められた。その結果、5 本ある制御棒 (SH-1~3, SR-1,2) の一つである SH-3 についての追従不良検出回路のリレー端子に緩みがあり、接触不良によってリレーが作動してスクラム信号が発信したものと判断された。

この原因調査の過程で、第 145 サイクルで自動運転に使用されていた SR-1 制御棒に関し、自動停止前の数時間の位置変化挙動がやや複雑であり、実際に追従不良が生じたのではないかとの疑問が持たれた。自動制御棒は、運転中の原子炉に加わる反応度変化を補償して原子炉をちょうど臨界状態に保つ (反応度の合計をゼロにする) 働きをしている。そこで、運転員の手動操作も含め、原子炉に反応度変化を与える要因について、当時の運転記録等の調査、原子炉動特性解析の結果、に基づいて分析し、SR-1 自動制御棒の位置変化をもたらした要因を明らかにした。

## 2. JMTR の概要

JMTR は (Japan Materials Testing Reactor, 50MW)、軽水炉燃料・材料や核融合炉材料等の中性子照射試験に幅広く利用されている軽水減速冷却タンク型の汎用の材料試験炉 (図 1 参照) であり、現在、定格出力 50MW で 30 日間を 1 運転サイクルとして、年間 6 サイクル運転されている。

JMTR 炉心は、77.2 mm 角の燃料要素及び反射体要素が 5×7 格子配列に並べられた燃料領域とその周辺のベリリウム (Be) 反射体要素及びアルミニウム (Al) 反射体要素が配置された反射体領域から構成されている。燃料要素は、 $U_3Si_2$ -Al 分散型合金 (LEU 燃料) の燃料ミートを Al 合金で被覆した燃料板 (標準燃料要素の場合では 19 枚、フォロー燃料要素では 16 枚)、及び Al 合金の側板からなり、側板内には可燃性吸収体 (カドミウムワイヤ、標準燃料要素では 18 本、フォロー燃料要素では 16 本) が埋め込まれている。制御棒は、厚さ 5 mm のハフニウム (Hf) 材からなる一辺 63.5 mm の四角管で、下部にはフォロー燃料要素が取り付けられ、制御棒引抜時には、炉心内に挿入される。

炉心の有効高さ (核燃料が装荷されている長さ) は 750 mm である。各反射体要素には

照射試料を挿入できる照射孔があり、照射試料を入れない場合には反射体と同材質のプラグを挿入して運転する。Be 及び Al の反射体要素の配置は運転サイクル毎に照射キャプセルの装荷条件を考慮して変更可能である。また、装荷位置が固定された照射設備として水カラビット照射装置 (HR) 及び出力急昇試験装置 (BOCA/OSF-1) がある。

制御装置は、5本の制御棒 (3本の粗調整棒 (SH-1,2,3) と2本の微調整安全棒 (SR-1,2)) と非常用炉停止装置から構成される。原子炉の自動運転においては、2本の微調整安全棒のうち1本を微調整棒として自動運転に使用し、残りの1本を安全棒として使用する。

5本の制御棒は、それぞれに付随した制御棒駆動機構によって上下に駆動される。制御棒駆動機構は、図2に示すように制御棒密封筒の内部にある内部駆動系と、外部にある励磁コイル等の外部追従系との相対位置の偏差を差動トランスで検出し、内部駆動系に外部追従系が追従するように制御している。「制御棒外部コイル追従不良」のスクラム信号は、内部駆動系と外部追従系の間に±約10 mmの偏差が生じた際に発信するように設定されている。なお、制御棒による炉停止が不可能となった場合のバックアップとして、液体中性子吸収材 (硼酸水) を原子炉に注入するための非常用炉停止装置がある。

### 3. JMTR の運転方式

#### 3.1 出力制御系統

JMTR 出力制御系統の概略図を図3に示す。原子炉の自動制御運転には、線形出力指示系3チャンネルの平均値を出力の指示値として用いる。線形出力指示系の検出器にはガンマ線補償型電離箱 (CIC) を使用している。出力制御には、定値制御および追値制御の2方式がある。定値制御は原子炉出力の変化に応じて制御棒の位置を調整して、一定の出力を保つものである。一方、追値制御は出力設定器の設定値を変化させ、それに原子炉出力を追従させるものである。

#### 3.2 出力上昇運転の概要

##### (1) 原子炉起動～500 kW

全制御棒が下限位置に挿入された未臨界状態から、2本の微調整安全棒を所定の位置 (制御棒下限位置から600 mm) まで手動で引き抜き、その後、3本の粗調整棒のうち2本 (SH-1,3) を手動でゆっくりと引き抜くことにより原子炉を臨界状態にする。この時の原子炉出力は線形出力記録計により監視する。

臨界を確認した後、原子炉出力の上昇に応じて線形出力記録計のレンジを200 W から500 kWへ順次手動で切り換え、手動で粗調整棒 SH-1,3 を引き抜く。レンジの切り換えは、原子炉出力が各レンジの約70%に達した時点で行う。原子炉出力は線形出力



記録計にて監視する。

## (2) 500 kW～50 MW

原子炉出力 500 kW の臨界状態で、微調整安全棒 SR-1 または SR-2 を自動運転モードに切替えることにより、自動運転への切り換えを行う。その後は、運転員が手動で出力設定器の設定値を上げることにより、自動運転用の微調整棒が自動的に引抜かれ原子炉出力が上昇する追値制御となる。出力上昇中は、適宜、粗調整棒を手動で操作することにより、自動運転用の微調整棒の制御棒位置が自動制御範囲（約 550 mm～約 650 mm）を越えないようにする。なお、粗調整棒 SH-1,3 が制御棒位置上限（800 mm）に達した後は、粗調整棒 SH-2 を引き抜いていく。

出力上昇にあたり、原子炉出力が 15 MW を越えると、原子炉出力の表示を中性子束に比例した CIC 出力電流に基づく核出力\*から、原子炉一次冷却水の出入口温度差により測定される熱出力へと切り換える。

原子炉出力が 50 MW に到達した後は、出力設定器の設定値の調整し、出力が 49～50 MW の範囲を逸脱しないように制御する。

\* 核出力：JMTR における原子炉出力については、原子炉起動から一次冷却水が原子炉出入口において有意な温度差が生じるようになる出力（約 15 MW）までは、CIC の出力電流に基づく「核出力」を使用し、それ以上の出力では、原子炉出入口における一次冷却水の温度差に基づく「熱出力」を使用している。一般に原子炉の核出力と熱出力の値は異なる。JMTR の場合は、CIC が炉心部ではなく压力容器外周部に配置されているため、各運転サイクルにおける炉心部での照射物の装荷状況により、同じ熱出力であっても CIC の出力電流が異なることによる。

## 4. 運転記録の分析

### 4.1 運転データ

第 145 サイクル運転中の 5 月 14 日午前 7 時から「制御棒外部コイル追従不良」のスクラム信号によりスクラムに至る同日午前 11 時 40 分頃までの運転データ（自動制御棒 (SR-1) 位置、原子炉出力、原子炉入口温度、線形出力系出力）を図 4 に示す。

出力設定器による出力調整は午前 7 時 48 分と午前 10 時 05 分の 2 回行っている。

午前 7 時 48 分の出力調整（核出力 33.7 MW→33.9 MW）後の自動制御棒の挙動は、出力調整直後に炉心に挿入され、その後 1 時間ほど経過して引き抜きがはじまるが、午前 9 時 30 分頃から動きが急に止まり、以後、午前 11 時頃までの間は、午前 10 時 05 分に出力調整を行っているにもかかわらず、ほとんど動かなかった。

このような状況から、制御棒駆動機構の内部駆動系の動きに外部追従系が追従していないという可能性が生じたため、過去に同じような事象がないかどうかを調査した。その結果、第 143 サイクル（2002 年 1 月 18 日～2 月 10 日まで運転）運転中の 1 月 23 日および

2月2日に同じ挙動をしていることが確認された（図5、6参照）。

#### 4.2 制御棒位置を変化させる要因

定格出力運転中に自動制御棒の位置が変化（反応度が変化）する主な要因は、次に示したものである。

- (1) 燃料の燃焼、
- (2) 原子炉一次冷却水温度の変化、
- (3) 出力調整による核分裂生成物（ $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{Sm}$ ）の濃度変化、
- (4) 照射設備による反応度変化

##### (1) 燃料の燃焼

原子炉の運転中には燃料が燃焼し、核分裂性物質である  $^{235}\text{U}$  が減少していくため、炉心の反応度は次第に低下（負の反応度が加わる）する。

JMTR の燃料には、可燃性吸収体として熱中性子吸収断面積の大きいカドミウムが使用されている。可燃性吸収体は、燃料の燃焼による反応度低下を可燃性吸収体の損耗によって生まれる正の反応度により補うことにより、反応度の補償をする。そのため JMTR においては、運転サイクル初期では時間の経過にともなう反応度低下の割合は小さく、可燃性吸収体が損耗してしまう運転サイクル末期では大きくなる傾向にある。

##### (2) 原子炉一次冷却水温度の変化

外気温の変化、2次冷却系の除熱能力の変化等により、原子炉一次冷却水の温度が上昇すると、JMTR の減速材温度係数は負であるため、負の反応度が加わり、逆に原子炉一次冷却水の温度が低下すると正の反応度が加わる。

JMTR の運転中においては、外気温が上昇する昼間には原子炉一次冷却水の温度が上昇するため負の反応度が加わり、外気温が低下する夜間には原子炉一次冷却水の温度が低下するため正の反応度が加わる。

##### (3) 出力調整による核分裂生成物 $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{Sm}$ の濃度変化

出力調整を行うと、中性子吸収断面積の大きな核分裂生成物である  $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{Sm}$  の濃度が変化するため、反応度に変化が生じる。

出力を上昇させた場合には、炉内の中性子束が大きくなり、出力上昇前の  $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{Sm}$  の生成および中性子吸収による消滅のバランスがくずれ、 $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{Sm}$  の中性子吸収の割合が増加する。そのため、 $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{Sm}$  の濃度は一時的に低下し、正の

反応度が加わる。その後  $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{Sm}$  の濃度は次第に増加するため、負の反応度が除々に加わる。そして  $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{Sm}$  が新たな平衡濃度に到達すると、これ以上負の反応度は加わらなくなる。また、出力を低下させた場合には、上昇させた場合の逆の現象となる。

出力設定器による出力調整（上昇）の後、自動制御棒が一度炉心に挿入され、数時間経過して炉心から引き抜かれていく現象は、 $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{Sm}$  の濃度が変化することによるものと考えられる。

#### (4) 照射設備による反応度変化

JMTR 運転中に反応度変化をもたらす照射設備には、水カラビット照射設備およびシュラウド照射設備（OSF-1, Oarai Shroud Facility 1）がある。

水カラビット照射設備では、JMTR 運転中に照射試料の封入された容器（ラビット）を水流によって炉心へ挿入または取り出しを行うため、これにより正または負の反応度が印加される。

シュラウド照射装置では、JMTR 運転中における沸騰水キャプセル（BOCA）の炉心への挿入または取り出しによる正または負の反応度印加に加えて、軽水炉燃料の出力急昇試験用にシュラウド管内側に設置された熱中性子吸収断面積の大きな  $^3\text{He}$  ガスを充填させた層（ヘリウムガススクリーン）のガス圧力の変更にともなうものがある。

## 5. 影響要因の分析と評価

### 5.1 制御棒価値

第 145 サイクルおよび第 143 サイクルにおいて測定された SR-1 自動制御棒の自動制御範囲（制御棒位置 550～650 mm）の反応度<sup>1)2)</sup>は各々 0.175 % $\Delta k/k$ 、0.224 % $\Delta k/k$  である。第 145 サイクルおよび第 143 サイクルにおける SR-1 自動制御棒の制御棒校正曲線（微分反応度曲線）を図 7、8 に示した。

図 9、10 に制御棒位置 600～650 mm の範囲における SR-1 自動制御棒の積分反応度曲線を示した。図 4～6 に示した事象における SR-1 自動制御棒の制御棒位置は 600 mm 以上であった。制御棒位置 600～650 mm の範囲において、SR-1 自動制御棒が 1 mm 動いた場合の反応度変化量は、第 145 サイクルにおいては  $0.09\sim 0.18\times 10^{-2}$  % $\Delta k/k$ 、143 サイクルでは  $0.15\sim 0.22\times 10^{-2}$  % $\Delta k/k$  である。

## 5.2 照射設備による反応度印加

水カラビット照射設備を用いた照射試験での炉心反応度への影響について検討した（第 145 サイクルでは、シュラウド照射設備による照射試験は行われていない）。

JMTR の運転計画用に使用している拡散計算コード CITATION<sup>3)</sup>、核データライブラリ ENDF-B/IV により、JMTR 炉心を 2 次元でモデル化し、ラビット（第 145 サイクル、5 月 14 日午前 9 時 30 分取出し、午前 10 時 03 分挿入されたもの）の取り出しにともなう反応度印加量を求めた。その結果、ラビットの取り出しにともなう印加反応度は、 $+0.69 \times 10^{-2} \% \Delta k/k$  である。

前述のものと同じ構造のラビットが炉心から取り出された際の自動制御棒の位置変化について、過去の運転サイクル（第 120、134 サイクル）において測定した結果<sup>4)</sup>を表 1 に示す。その結果から、自動制御棒の位置変化は  $-0.2 \sim 0.5$  mm 程度、反応度にして  $-0.06 \sim +0.13 \times 10^{-2} \% \Delta k/k$  であった。

ラビットの取り出しに際し、CITATION による解析結果では正の反応度が投入されるのに対し、過去の運転サイクルにおける測定結果では正または負の反応度が印加される理由について考察する。ラビット取り出し時には、炉心内においてラビットが配置されている照射孔（以下、ラビット管と略記）内の冷却水は、原子炉圧力容器の外のラビット挿入・取り出し用配管内の水に置換される（CITATION による解析では、照射孔内の冷却水の温度変化については考慮していない）。そのため、実際にはラビットの取り出しにともない照射孔内の冷却水の温度が低下することにより中性子吸収断面積が大きくなり、負の反応度も投入されることが考えられる\*。

以上から、ラビットの取り出しにともなう正の反応度印加は、ラビット管内の冷却水の温度変化による負の反応度印加により軽減されるため、ラビットの取出しにともなう反応度変化は小さく、第 145 サイクル 5 月 14 日において、それまで引き抜かれていた SR-1 自動制御棒が午前 9 時 30 分頃から急に動きが止まった理由にはならない。

\* ラビットを挿入する場合には、取り出しの場合とは配管の経路が異なり、ラビット管内の冷却水が置換される量は少なく、冷却水の温度変化にともなう反応度印加は小さい。

## 5.3 一次冷却水温度の変化による反応度印加

定格出力（50 MW）で運転中の JMTR の一次冷却水の温度（原子炉入口温度および出口温度の算術平均値）は、 $40 \sim 50$  °C である。このときの減速材温度係数は、JMTR 改良 LEU 炉心の核特性解析の結果<sup>5)</sup>（図 11 参照）によれば約  $-2.2 \times 10^{-2} \% \Delta k/k/^\circ C$  である。

一次冷却水の温度が  $1^\circ C$  上昇すると、 $-2.2 \times 10^{-2} \% \Delta k/k$  の反応度が印加され、このときの自動制御棒（SR-1）の位置変化は  $12 \sim 24$  mm である（第 145 サイクル、制御棒位置 600 ~ 650 mm の範囲）。

図 4 の第 145 サイクル 5 月 14 日の運転記録データから一次冷却水の温度は、午前 9 時 30 分頃までは上昇しているが、それ以降はほぼ一定となっている。したがって、それまで引き抜かれていた自動制御棒 (SR-1) が午前 9 時 30 分頃から急に動きが止まった理由は、一次冷却水の温度がほぼ一定になったことにより負の反応度が印加されなくなったことによるものと考えられる。

#### 5.4 燃料の燃焼による反応度印加

汎用核計算コードシステム SRAC<sup>3)</sup>に含まれる燃焼計算モジュール COREBN を用いて第 145、143 サイクルの燃焼計算を行うことにより、燃料の燃焼にともなう反応度の低下割合を求めた。解析結果を図 12 に示す。

次に、原子炉運転開始から数日以上経過し、核分裂生成物の  $^{135}\text{Xe}$ ,  $^{149}\text{Sm}$  の濃度が飽和し、一次冷却水温度の時間経過に対する変化がほとんど無視できる状態において、時間経過に対する自動制御棒の位置変化から燃焼にともなう反応度の低下割合を測定した。測定に使用したデータは、図 13 に示した第 143 サイクル 2 月 2 日午前 4 時 00 分 00 秒から午前 5 時 56 分 58 秒までのものである。このデータを用いて求めた燃料の燃焼にともなう反応度の低下割合は  $1.85 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{MWd}$  となった。

燃焼にともなう反応度の低下割合の測定値 ( $1.85 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{MWd}$ ) に対応する解析値は  $2.08 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{MWd}$  であり、解析値は測定値に対して 12.4 % 過大となった。この結果に基づき、解析値を補正して求めた燃焼にともなう反応度の低下割合は、次の通りである。

- ・ 第 145 サイクル 5 月 14 日  $1.79 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{MWd}$  ( $3.73 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{hour}$ )
- ・ 第 143 サイクル 1 月 23 日  $1.19 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{MWd}$  ( $2.48 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{hour}$ )
- ・ 第 143 サイクル 2 月 2 日  $1.85 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{MWd}$  ( $3.85 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{hour}$ )

したがって、5.1 より自動制御棒位置が 600~650 mm の範囲にある場合、第 145 サイクル 5 月 14 日においては、燃料の燃焼により自動制御棒は 1 時間あたり 2~4 mm 程度炉心から引き抜かれていたと推定される。

#### 5.5 出力調整にともなう毒物 ( $^{135}\text{Xe}$ , $^{149}\text{Sm}$ ) 反応度の変化

$^{135}\text{Xe}$  の生成、消滅の方程式<sup>6)</sup>を次に示す。

$$\frac{dI}{dt} = \gamma_I \Sigma_f \phi_t - \lambda_I I \quad \text{-----} \quad (1)$$

$$\frac{dX}{dt} = \lambda_I I + \gamma_X \Sigma_f \phi_t - \lambda_X X - \sigma_X \phi_t X \quad \text{-----} \quad (2)$$

ここで、

- I :  $^{135}\text{I}$  の原子個数 [n/cm<sup>2</sup>]
- t : 時間 [sec]
- $\gamma_I$  :  $^{135}\text{I}$  の核分裂収率 (=6.306×10<sup>-2</sup> [1/fission])
- $\Sigma_f$  : 炉心内ウランの巨視的核分裂断面積 (=0.7435 [cm<sup>-1</sup>])
- $\phi_t$  : 熱中性子束 (143cycle : 1.721×10<sup>14</sup> [n/cm<sup>2</sup>/s],  
145cycle : 1.770×10<sup>14</sup> [n/cm<sup>2</sup>/s])
- $\lambda_I$  :  $^{135}\text{I}$  の壊変定数 (=2.913×10<sup>-5</sup> [sec<sup>-1</sup>])
- X :  $^{135}\text{Xe}$  の原子個数 [n/cm<sup>2</sup>]
- $\gamma_X$  :  $^{135}\text{Xe}$  の核分裂収率 (=2.428×10<sup>-3</sup> [1/fission])
- $\lambda_X$  :  $^{135}\text{Xe}$  の壊変定数 (=2.121×10<sup>-5</sup> [sec<sup>-1</sup>])
- $\sigma_X$  :  $^{135}\text{Xe}$  の微視的吸収断面積 (=2.053×10<sup>-18</sup> [cm<sup>2</sup>])

なお、計算に用いた熱中性子束は、143、145 サイクルの各炉心について、燃料装荷位置のセル平均熱中性子束を平均したものをを用いた。

初期条件 t=0 のとき I=0, X=0 で解くと次のようになる。

$$I = \frac{\gamma_I \Sigma_f \phi_t}{\lambda_I} (1 - \exp(-\lambda_I t)) \quad \text{-----} \quad (3)$$

$$X = \Sigma_f \phi_t \left( \frac{\gamma_I + \gamma_X}{\lambda_X + \sigma_X \phi_t} (1 - \exp(-(\lambda_X + \sigma_X \phi_t) t)) + \frac{\gamma_I}{\lambda_X + \sigma_X \phi_t - \lambda_I} (1 - \exp(-\lambda_I t)) \right) \quad \text{---} \quad (4)$$

出力調整により、熱中性子束（出力）が変化した場合には、(1),(2)式において  $\gamma_I \Sigma_f \phi_t$  および  $\gamma_X \Sigma_f \phi_t$  をゼロとし、出力調整直後からの経過時間を  $t'$  とし、初期条件  $t'=0$  のとき  $I=I_0$ ,  $X=X_0$  ( $I_0$ ,  $X_0$  は出力調整直前の値) として、解いた結果に、(3),(4)式において  $t=t'$  と置き換えたものを加えることにより求められる (附録 1 参照)。このとき、出力が変化した時以降の  $\phi_{th}$  は出力変化により増加または低下した値により計算する。

次に、 $^{149}\text{Sm}$  の生成、消滅の方程式を示す。

$$\frac{dP}{dt} = \gamma_P \Sigma_f \phi_t - \lambda_P P \quad \text{-----} \quad (5)$$

$$\frac{dS}{dt} = \lambda_P P - \sigma_S \phi_t S \quad \text{-----} \quad (6)$$

ここで、

- P :  $^{149}\text{Pm}$  の原子個数 [n/cm<sup>2</sup>]
- t : 時間 [sec]

- $\gamma_p$  :  $^{149}\text{Pm}$  の核分裂収率 ( $=1.075 \times 10^{-2}$  [1/fission])
- $\Sigma_f$  : 炉心内ウランの巨視的核分裂断面積 ( $=0.7435$  [ $\text{cm}^{-1}$ ])
- $\phi_t$  : 熱中性子束 (143cycle:  $1.721 \times 10^{14}$  [ $\text{n}/\text{cm}^2/\text{s}$ ],  
145cycle:  $1.770 \times 10^{14}$  [ $\text{n}/\text{cm}^2/\text{s}$ ])
- $\lambda_p$  :  $^{149}\text{Pm}$  の壊変定数 ( $=3.627 \times 10^{-5}$  [ $\text{sec}^{-1}$ ])
- $S$  :  $^{149}\text{Sm}$  の原子個数 [ $\text{n}/\text{cm}^2$ ]
- $\sigma_s$  :  $^{149}\text{Sm}$  の微視的吸収断面積 ( $=5.780 \times 10^{-20}$  [ $\text{cm}^2$ ])

なお、計算に用いた熱中性子束は、143、145 サイクルの各炉心について、燃料装荷位置のセル平均熱中性子束を平均したものをを用いた。

初期条件  $t=0$  のとき  $P=0$ ,  $S=0$  で解くと次のようになる。

$$P = \frac{\gamma_p \Sigma_f \phi_t}{\lambda_p} (1 - \exp(-\lambda_p t)) \quad \text{-----} \quad (7)$$

$$S = \gamma_p \Sigma_f \phi_t \left( \left( \frac{1}{\sigma_s \phi_t} + \frac{\exp(-\lambda_p t)}{\lambda_p - \sigma_s \phi_t} \right) + \left( \frac{1}{\sigma_s \phi_t} + \frac{1}{\lambda_p - \sigma_s \phi_t} \right) \exp(-\sigma_s \phi_t t) \right) \quad \text{-----} \quad (8)$$

出力調整により、熱中性子束（出力）が変化した場合には、(5)式において  $\gamma_p \Sigma_f \phi_t$  をゼロとし、出力調整直後からの経過時間を  $t'$  とし、初期条件  $t'=0$  のとき  $P=P_0$ ,  $S=S_0$  ( $P_0$ ,  $S_0$  は出力調整直前の値) として、(5),(6)式を解いた結果に、(7),(8)式において  $t=t'$  と置き換えたものを加えることにより求められる（附録1参照）。このとき、出力が変化した時以降の  $\phi_{th}$  は出力変化により増加または低下した値により計算する。

$^{135}\text{Xe}$ ,  $^{149}\text{Sm}$  の生成、消滅による反応度変化については、臨界方程式

$$k_{eff} = \epsilon p f \eta P_F P_T \quad \text{-----} \quad (9)$$

ここで、

- $k_{eff}$  : 実効増倍係数
- $\epsilon$  : 高速核分裂因子
- $p$  : 共鳴を逃れる確率
- $f$  : 熱中性子利用率
- $\eta$  : 再生率
- $P_F$  : 高速中性子が炉外に漏れない確率
- $P_T$  : 熱中性子が炉外に漏れない確率

において、熱中性子利用率  $f$  のみが増加すると仮定して、次式により求めた。

$$\Delta\rho = \left( \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \right) - \left( \frac{k'_{eff} - 1}{k'_{eff}} \right) = \frac{1}{k_{eff}} - \frac{1}{k'_{eff}} = \frac{f}{k_{eff}} \left( \frac{1}{f'} - \frac{1}{f} \right) \quad \text{----- (10)}$$

f は次のように定義される。

$$f = \frac{\Sigma_{aF}}{\Sigma_{aF} + \Sigma_{aM}} \quad , \quad f' = \frac{\Sigma_{aF}}{\Sigma_{aF} + \Sigma_{aM} + \Sigma_{aX} + \Sigma_{aS}} \quad \text{----- (11)}$$

ここで、

$\Sigma_{aF}$  : 燃料要素の巨視的吸収断面積 (=0.9036 [cm<sup>-1</sup>])

$\Sigma_{aM}$  : 減速材の巨視的吸収断面積

$\Sigma_{aX}$  : <sup>135</sup>Xe の巨視的吸収断面積

$\Sigma_{aS}$  : <sup>149</sup>Sm の巨視的吸収断面積

また、 $k_{eff}$  はほぼ 1 なので、 $k_{eff}=1$  と近似すると、 $\Delta\rho$  は次のようになる。

$$\begin{aligned} \Delta\rho &= f \left( \frac{1}{f'} - \frac{1}{f} \right) = f \frac{1}{\Sigma_{aF}} \left( (\Sigma_{aF} + \Sigma_{aM} + \Sigma_{aX} + \Sigma_{aS}) - (\Sigma_{aF} + \Sigma_{aM}) \right) \\ &= f \frac{\Sigma_{aX} + \Sigma_{aS}}{\Sigma_{aF}} = f \frac{X\sigma_x + S\sigma_s}{\Sigma_{aF}} \quad \text{----- (12)} \end{aligned}$$

なお、f は、SRAC コードシステムの衝突確率法に基づくセル計算ルーチン PIJ を使用した燃料要素のセル計算により求めた値 0.7537 を用いた。

## 6. 出力運転中の自動制御棒位置変化のシミュレーション

### 6.1 反応度変化係数の検証

自動制御棒が正常に作動していた運転サイクルにおける自動制御棒の挙動を解析した。解析対象は、出力調整の後、自動制御棒が一旦炉心に挿入され、その後数時間経過してから引き抜かれていく事象を示している第 143 サイクル運転中の 1 月 23 日および 2 月 2 日のデータ (図 5、6 参照) である。

自動制御棒の挙動解析においては、燃料の燃焼、一次冷却水の温度変化、核分裂生成物 <sup>135</sup>Xe、<sup>149</sup>Sm の濃度変化にともなう反応度変化を考慮した。出力調整前後の出力は、出力調整直前および直後の線形出力系出力の指示値を平均することにより求めた。この理由は、出力設定器の指示値は、自動制御をする上での目標値であり、実際の出力と若干の誤差が



生じるためである。解析に使用した定数は表 2 にまとめた。

### (1) 第 143 サイクル 1 月 23 日の自動制御棒の挙動

1 月 23 日における自動制御棒の挙動を解析した結果を図 14 に示す。午前 8 時 8 分の出力調整により核分裂生成物である  $^{135}\text{Xe}$  の濃度が変化するため、最大約  $1.0 \times 10^{-2} \% \Delta k/k$  の正の反応度が印加される。この時、一次冷却水温度は外気温の上昇により徐々に上昇していること、および燃料の燃焼により負の反応度も印加されている。そのため、自動制御棒はわずかに炉心に挿入される。その後、 $^{135}\text{Xe}$  による正の反応度印加量が最大に近づくと、今度は外気温の更なる上昇による原子炉一次冷却水温度の更なる上昇により負の反応度が投入され、自動制御棒は再び引き抜かれはじめる。

午前 10 時頃から自動制御棒の引き抜かれる割合が小さくなるが、これは、外気温の変化が小さくなることにより負の反応度の印加割合が低下することによる。

出力調整にともなう  $^{149}\text{Sm}$  による反応度印加量は  $^{135}\text{Xe}$  と比較すると十分小さく、明らかなビルドアップは見られない。

燃料の燃焼、一次冷却水の温度変化、 $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{Sm}$  による反応度の和を自動制御棒の反応度校正曲線（図 10 参照）を用いて、自動制御棒の挙動をシミュレーションした結果と、実際の挙動を比較した。その結果、制御棒の位置差では最大 7 mm 程度の相違はあるものの、反応度変化にともなう自動制御棒の挙動は再現できている。

### (2) 第 143 サイクル 2 月 2 日の自動制御棒の挙動

2 月 2 日における自動制御棒の挙動を解析した結果を図 15 に示す。

午後 0 時 41 分の出力調整により核分裂生成物である  $^{135}\text{Xe}$  の濃度が変化するため、最大約  $1.2 \times 10^{-2} \% \Delta k/k$  の正の反応度が印加される。この時、一次冷却水温度は徐々に上昇していること、および燃料の燃焼により負の反応度も印加された状態にあるため、自動制御棒はわずかに炉心に挿入される。その後、 $^{135}\text{Xe}$  による正の反応度印加率にほぼ同じ割合で一次冷却水温度上昇にともなう負の反応度が印加され続けるため、自動制御棒はほとんど動かない状態が続く。午後 5 時頃からは  $^{135}\text{Xe}$  濃度変化による正の反応度印加量が低下しはじめ、さらに外気温の低下による一次冷却水温度の低下により、反応度収支では負の反応度となるため、自動制御棒は徐々に挿入される。

出力調整にともなう  $^{149}\text{Sm}$  による反応度印加量は  $^{135}\text{Xe}$  と比較すると十分小さく、明らかなビルドアップは見られない。

燃料の燃焼、一次冷却水の温度変化、 $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{Sm}$  による反応度の和を自動制御棒の反応度校正曲線（図 10 参照）を用いて、自動制御棒の挙動をシミュレーションした結果と、実際の挙動を比較した。その結果、制御棒の位置差で最大 4 mm 程度の相違はあるものの、反応度変化にともなう実際の挙動を再現することはできる。

以上の結果から、本手法により反応度変化にともなう自動制御棒の挙動をシミュレーションすることができることが確認された。

## 6.2 第 145 サイクル運転中の自動制御棒位置変化のシミュレーション

6.1 の結果を踏まえ、第 145 サイクル運転中の 5 月 14 日午前 7 時からスクラムに至る同日午前 11 時 40 分頃までの自動制御棒の挙動のシミュレーションを行った。使用した定数は表 3 に示した。

結果を図 16 に示す。1 回目の出力調整（午前 7 時 48 分頃）の後、自動制御棒が一旦炉心に挿入され再び引き抜かれはじめてから約 30 分後の午前 9 時 30 分頃から自動制御棒の動きが止まるが、この理由は、これまで上昇していた一次冷却水の温度が一定になったことにより、これ以上負の反応度が印加されなくなったためである。さらに、2 回目（午前 10 時 6 分頃）の出力調整の際に自動制御棒がほとんど動かなかったのは、核出力の変化からもわかるように、2 回目の出力調整では、1 回目に比較してさほど出力が上昇しなかったことによる。

以上から、自動制御棒の挙動をシミュレーションした結果は、実際の挙動をほぼ模擬することができ、さらにその挙動も理論的に説明することができた。したがって、自動制御棒はスクラムに至るまでの間、正常に動作していたと考えられる。

## 7. 結言

定格出力（50 MW）による運転中に出力設定器による出力上昇を行った場合に、今回のスクラム数時間前からスクラム直前（2002 年 5 月 14 日午前 7 時～11 時 40 分）までの自動制御棒の挙動を理論的に解析した。

その結果、自動制御棒が、1 回目の出力調整の際に一旦炉心に挿入されるのは、 $^{135}\text{Xe}$  の濃度変化により正の反応度が印加されたことによるものであり、午前 9 時 30 分頃から自動制御棒の動きが止まった理由は、一次冷却水の温度がほぼ一定になったことにより負の反応度の印加がこれ以上されなくなったことによる。さらに、2 回目の出力調整の際に、自動制御棒がほとんど炉心に挿入されなかったのは、実際の核出力の変化量が 1 回目に比較して小さかったことによるものと解釈することができる。

以上の結果から、今回のスクラム数時間前からスクラム直前まで、自動制御棒は正常に動作していると考えられる。

今回のような解析を行うことにより、自動制御棒に関する原子炉の計画外停止が発生した場合において、原子炉に投入される種々の反応度の影響による自動制御棒の挙動に関す

る異常の有無を判断することが可能である。

### 謝辞

本報告書の作成に際し、ご指導を頂きました伊藤治彦・材料試験炉部部長、中島照夫・材料試験炉部長、小森芳廣・材料試験炉部次長、内容について貴重なご意見を頂きました藤本望・高温工学試験研究炉開発部副主任研究員、並びに資料の提供に関して多大なご協力をいただきました原子炉第1課の関係諸氏に深く感謝致します。

### 参考文献

- 1) 材料試験炉部原子炉第1課、私信 (2002)
- 2) 材料試験炉部原子炉第1課、私信 (2002)
- 3) K. Tsuchihashi, et al., JAERI-1302, "Revised SRAC Code System" (1986).
- 4) 小向文作、私信 (2002)
- 5) 小向文作、那珂通裕、田畑俊夫、長尾美春、他、JAERI-Tech 2002-067, "JMTR 改良 LEU 炉心の核特性解析" (2002)
- 6) ラマーシュ：原子炉の初等理論（下） 吉岡書店

表1 ラビットが炉心から取り出されたときの自動制御棒の位置変化

運転サイクル	ラビット取出し本数	自動制御棒位置の変化[mm]	反応度変化量 [ $\times 10^{-2}\% \Delta k/k$ ]
120	1	0.3	0.08
	2	0.5	0.12
	2	0.5	0.1
134	2	-0.2	-0.06
	2	0.5	0.13

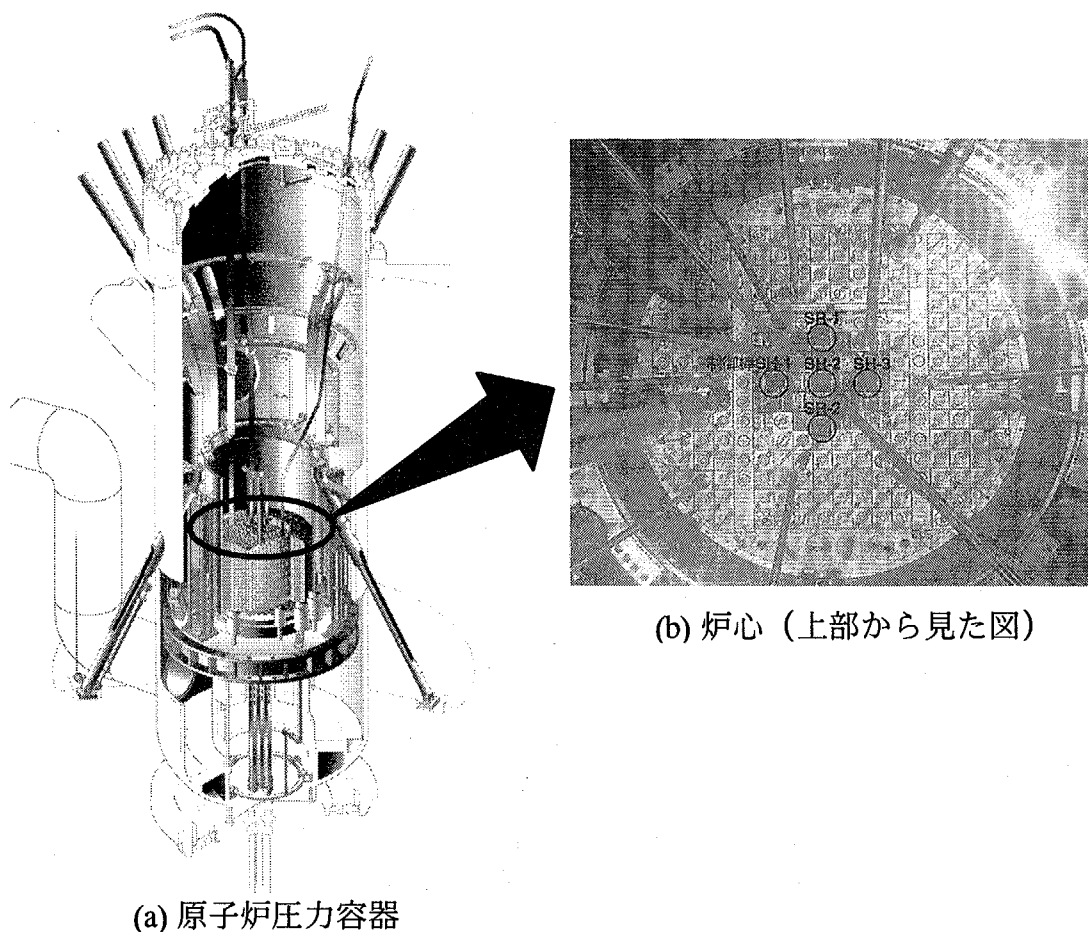
表2 第143サイクルの自動制御棒位置変化のシミュレーションに使用した定数

減速材温度係数 [ $\% \Delta k/k$ ]	計算値 (図11参照)	-2.200E-02
燃料の燃焼による反応度低下割合 [ $\% \Delta k/k/MWd$ ]	1月23日	-1.190E-03
	2月2日	-1.850E-03
熱中性子束 [ $n/cm^2/s$ ]		1.72E+14
炉心内ウランの巨視的核分裂断面積 [ $cm^{-1}$ ]		0.7435
$^{135}I$ の核分裂収率 [1/fission]		6.306E-02
$^{135}I$ の壊変定数 [ $sec^{-1}$ ]		2.913E-05
$^{135}Xe$ の核分裂収率 [1/fission]		2.428E-03
$^{135}Xe$ の壊変定数 [ $sec^{-1}$ ]		2.121E-05
$^{135}Xe$ の微視的吸収断面積 [ $cm^2$ ]		2.053E-18
$^{149}Pm$ の核分裂収率 [1/fission]		1.075E-02
$^{149}Pm$ の壊変定数 [ $sec^{-1}$ ]		3.627E-05
$^{149}Sm$ の微視的吸収断面積 [ $cm^2$ ]		5.780E-20
出力調整前後の核出力 [MW]	1月23日	33.02→33.14
	2月2日	33.23→33.39
熱中性子利用率		0.7535
燃料要素の巨視的核分裂断面積 [ $cm^{-1}$ ]		0.9036

\* : 実際の自動制御棒の挙動と一致するように求めた値

表3 第145サイクルの自動制御棒位置変化のシミュレーションに使用した定数

減速材温度係数 [% $\Delta$ k/k]		-2.200E-02
燃料の燃焼による反応度低下割合 [% $\Delta$ k/k/MWd]		-1.790E-03
熱中性子束 [n/cm <sup>2</sup> /s]		1.77E+14
炉心内ウランの巨視的核分裂断面積 [cm <sup>-1</sup> ]		0.7435
<sup>135</sup> Iの核分裂収率 [1/fission]		6.306E-02
<sup>135</sup> Iの壊変定数 [sec <sup>-1</sup> ]		2.913E-05
<sup>135</sup> Xeの核分裂収率 [1/fission]		2.428E-03
<sup>135</sup> Xeの壊変定数 [sec <sup>-1</sup> ]		2.121E-05
<sup>135</sup> Xeの微視的吸収断面積 [cm <sup>2</sup> ]		2.053E-18
<sup>149</sup> Pmの核分裂収率 [1/fission]		1.075E-02
<sup>149</sup> Pmの壊変定数 [sec <sup>-1</sup> ]		3.627E-05
<sup>149</sup> Smの微視的吸収断面積 [cm <sup>2</sup> ]		5.780E-20
出力調整前後の核出力 [MW]	1回目	33.56→33.74
	2回目	33.75→33.83
熱中性子利用率		0.7535
燃料要素の巨視的核分裂断面積 [cm <sup>-1</sup> ]		0.9036



(c) 主要緒元

---

型式	: タンク型
出力	: 50MWth
燃料	: ETR型 (20wt% <sup>235</sup> U) (可燃性吸収体: カドミウム)
制御材	: ハフニウム
減速材	: 軽水
冷却材	: 軽水
反射体	: ベリリウム、アルミニウム
熱中性子束	: $4 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ (max)
冷却材温度	: 49/56 °C (炉心入口/炉心出口)

---

図1 JMTRの概要

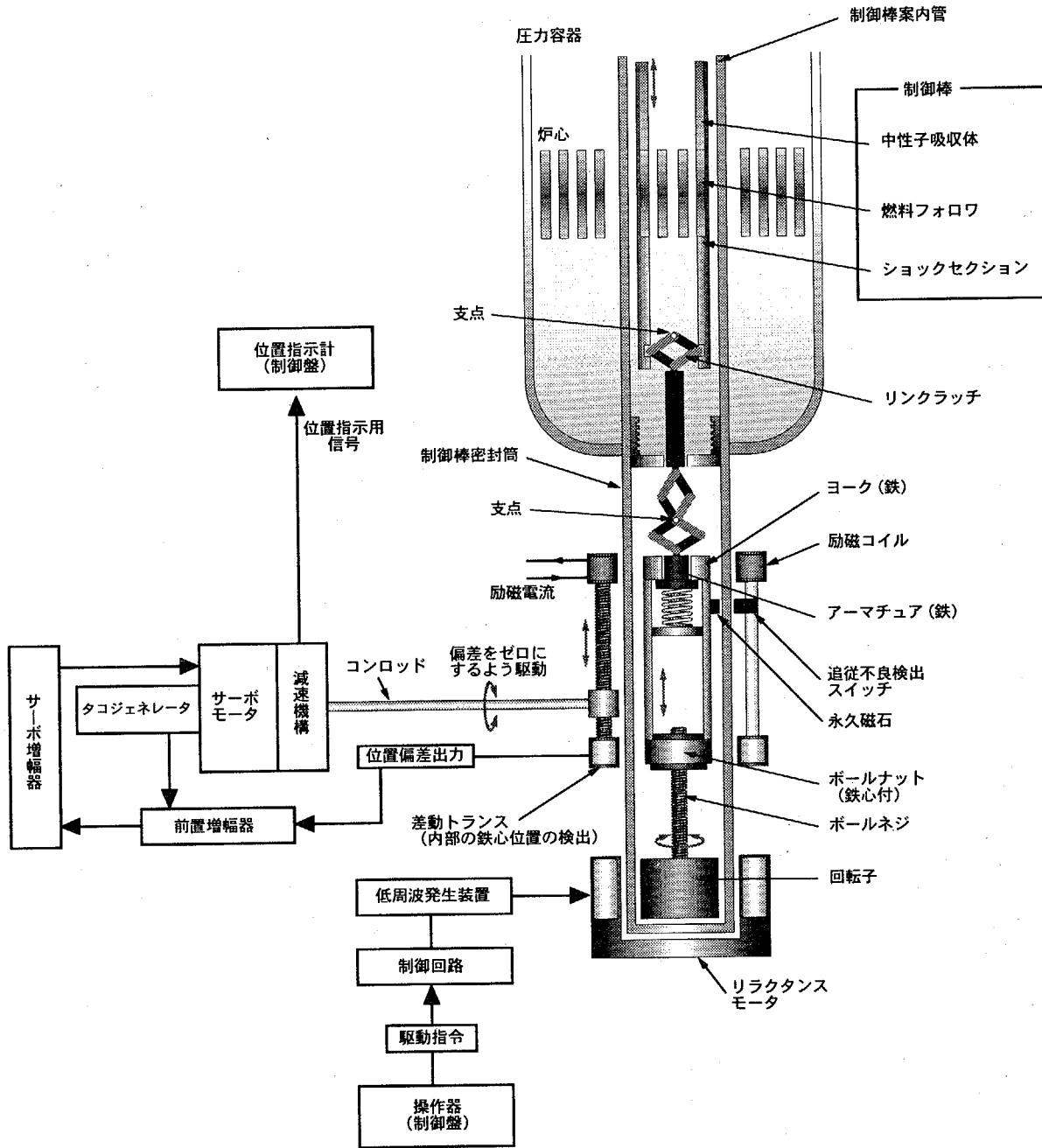


図2 制御棒駆動機構

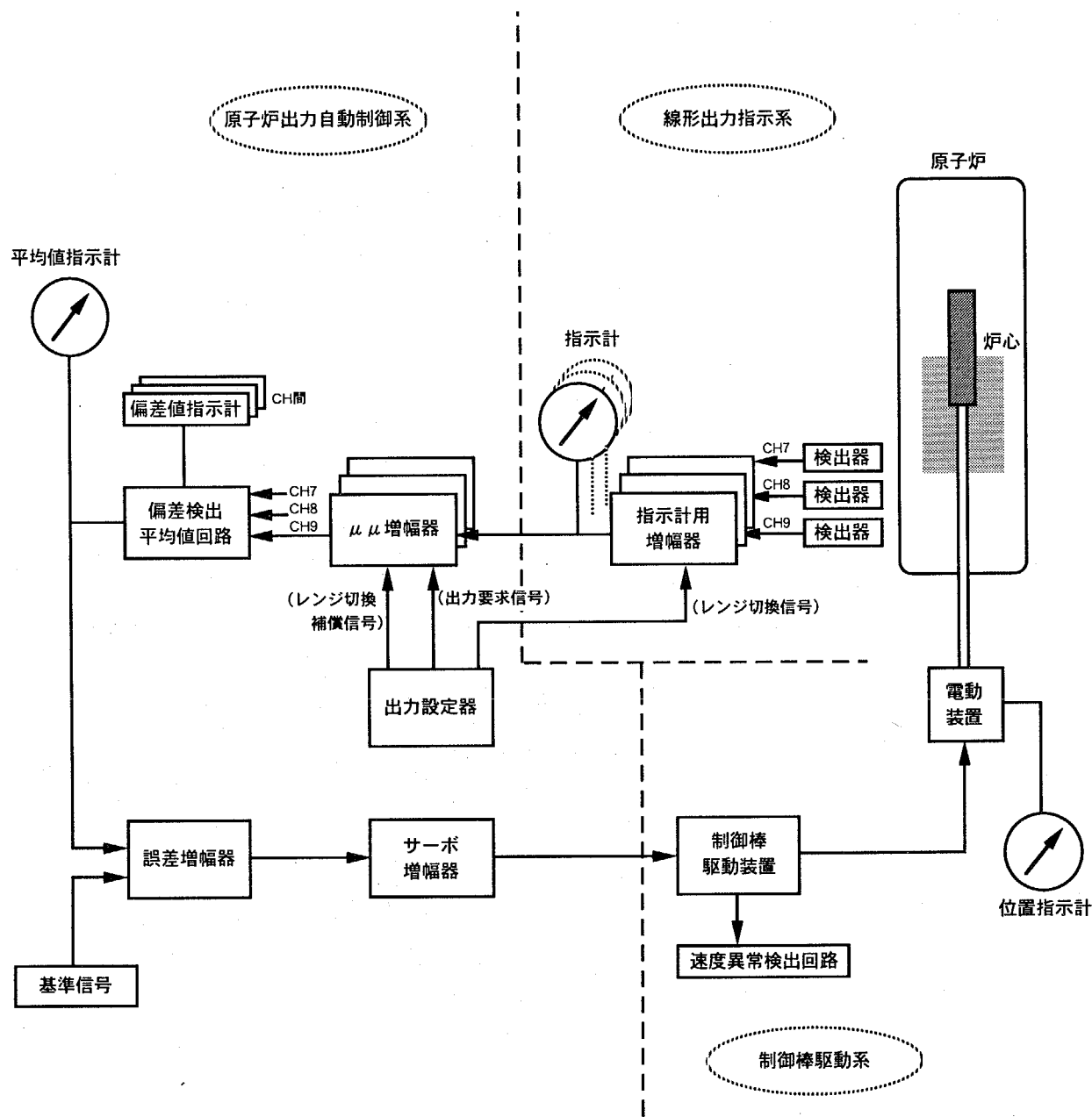


図3 JMTR出力制御系統



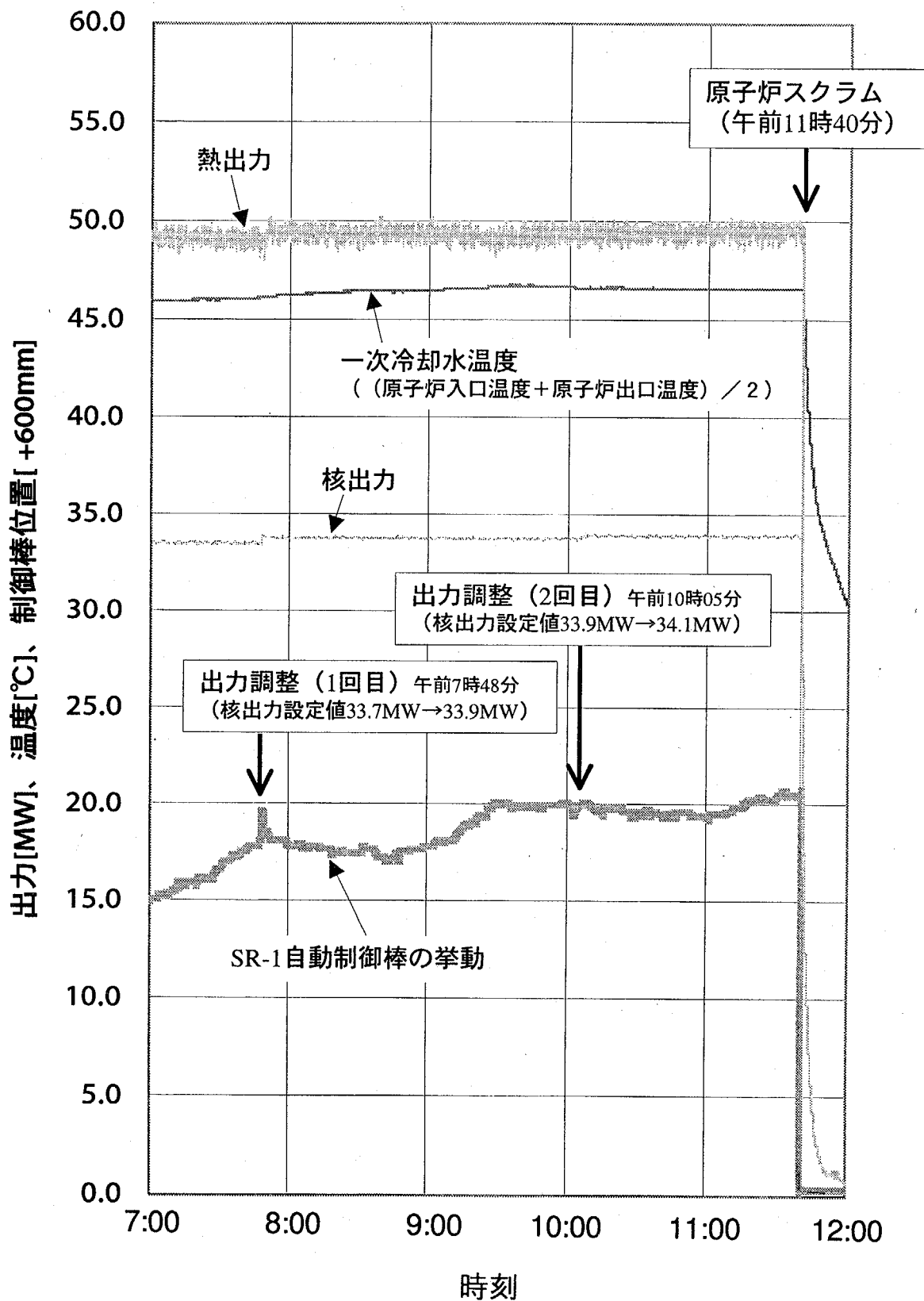


図4 第145サイクルの運転履歴 (5月14日)

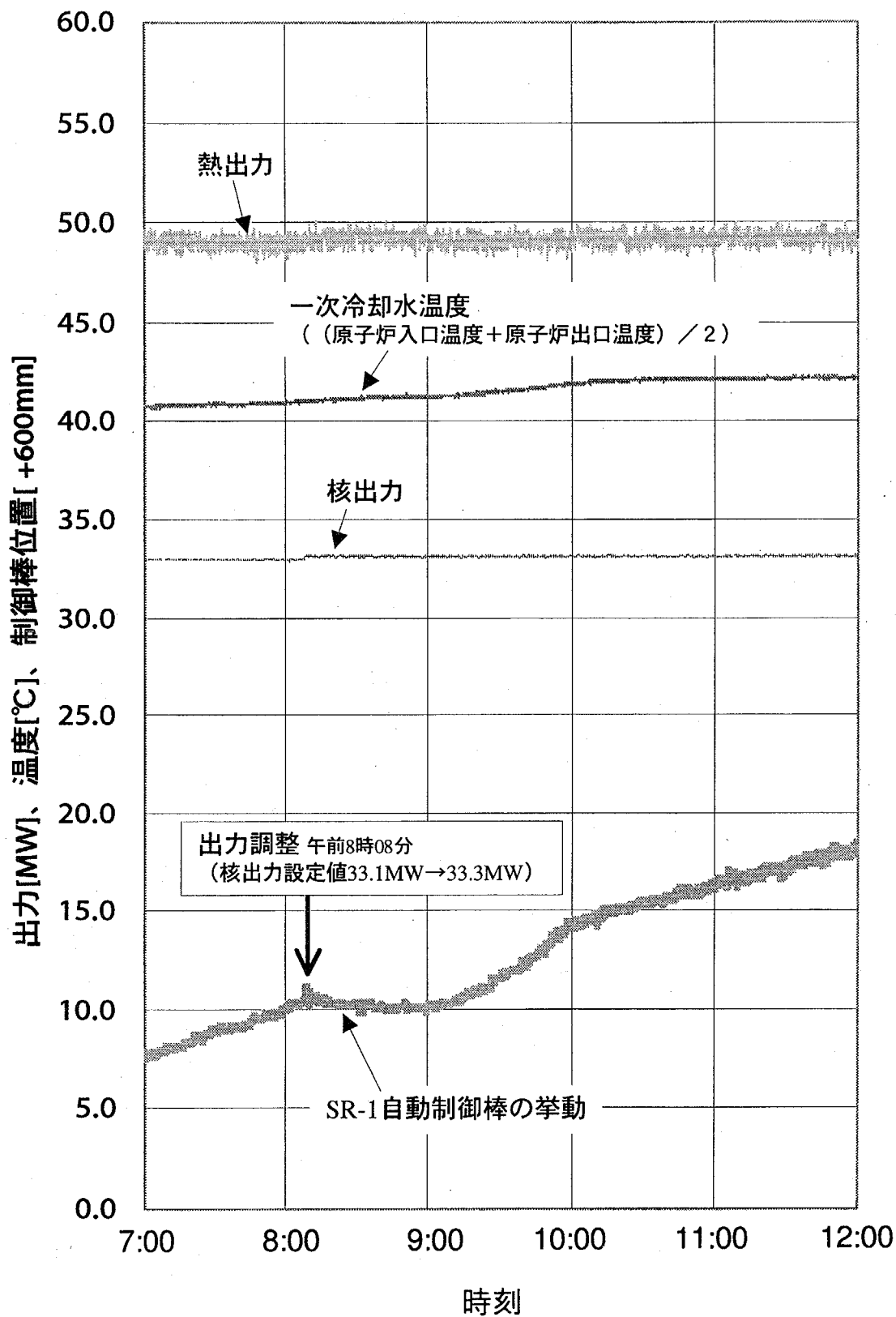


図5 第143サイクルの運転履歴 (1月23日)

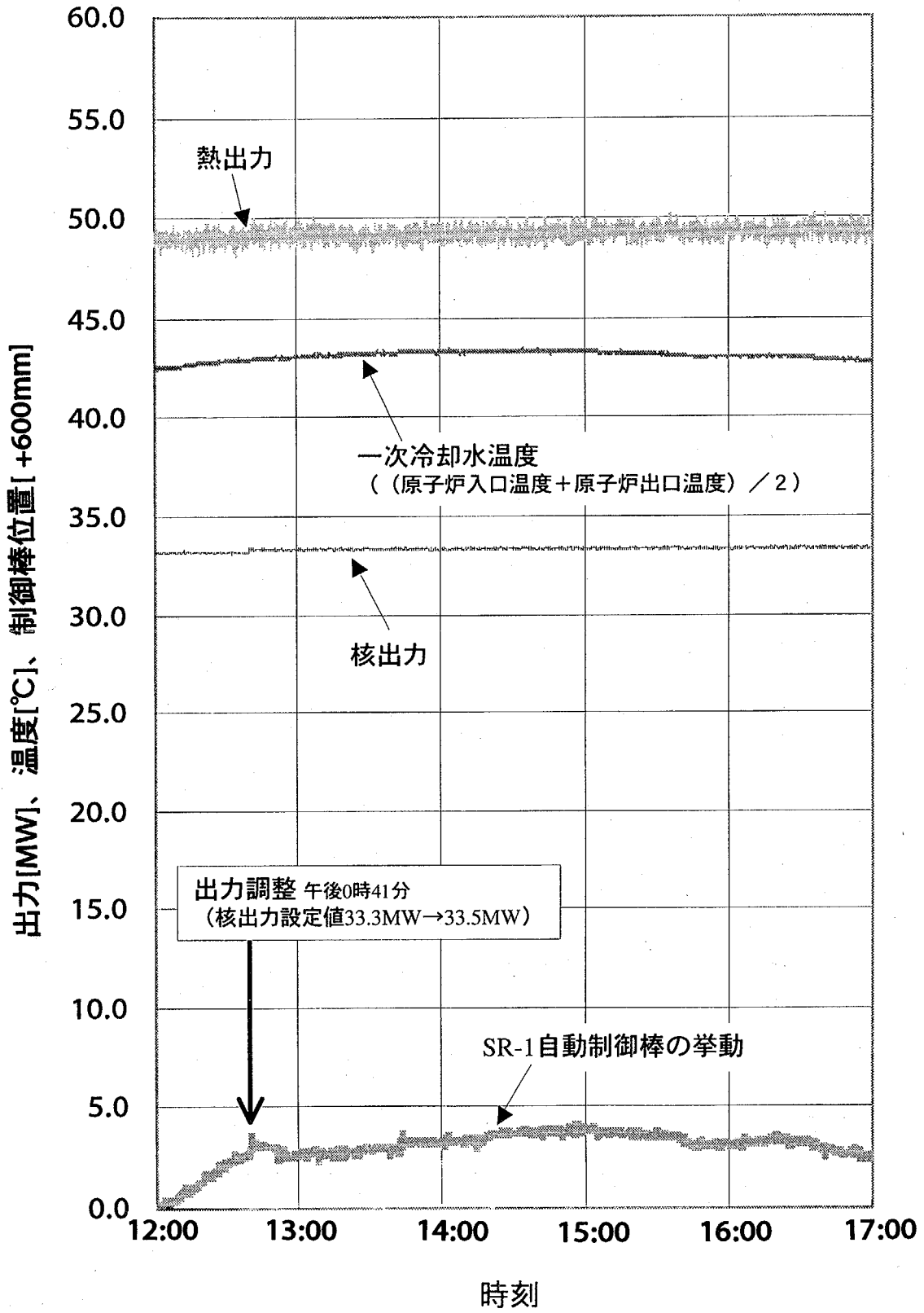


図6 第143サイクルの運転履歴 (2月2日)

自動制御範囲の反応度

550~650 mm : 0.175% Δk/k

600~650 mm : 0.067% Δk/k

測定年月日

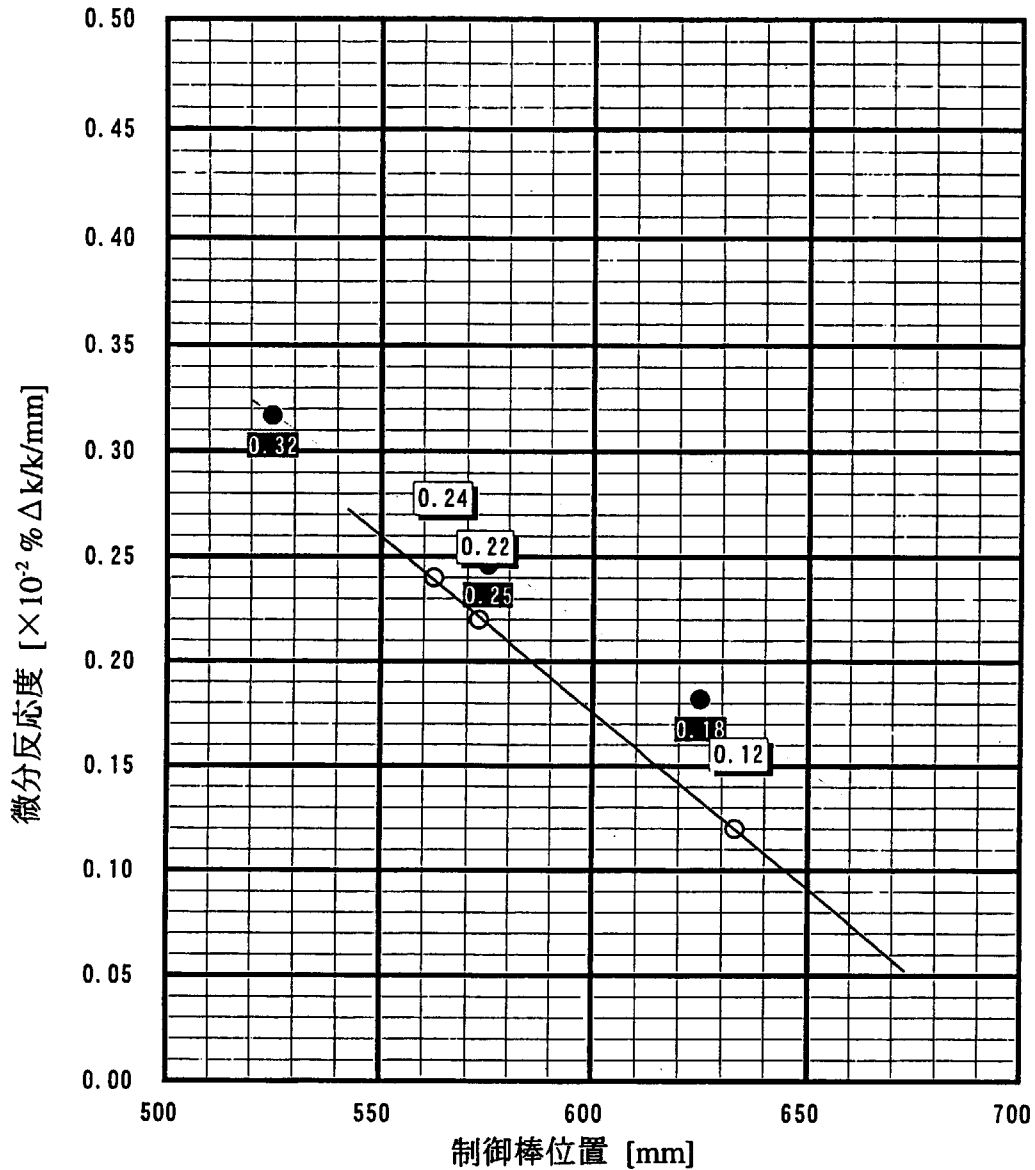
平成14年4月30日

原子炉入口流量

420.0 (m<sup>3</sup>/h)

原子炉入口温度

23 (°C)



○ : 実測値  
● : 計算値

SR-1制御棒位置 (mm)	SR-1制御棒位置における反応度 (×10 <sup>-2</sup> %Δk/k/mm)
550	0.260
600	0.176
650	0.090

図7 JMTR 第145サイクル炉心における自動制御棒SR-1の自動制御範囲の微分反応度曲線

自動制御範囲の反応度

測定年月日

平成14年1月15日

550~650 mm : 0.224% Δk/k

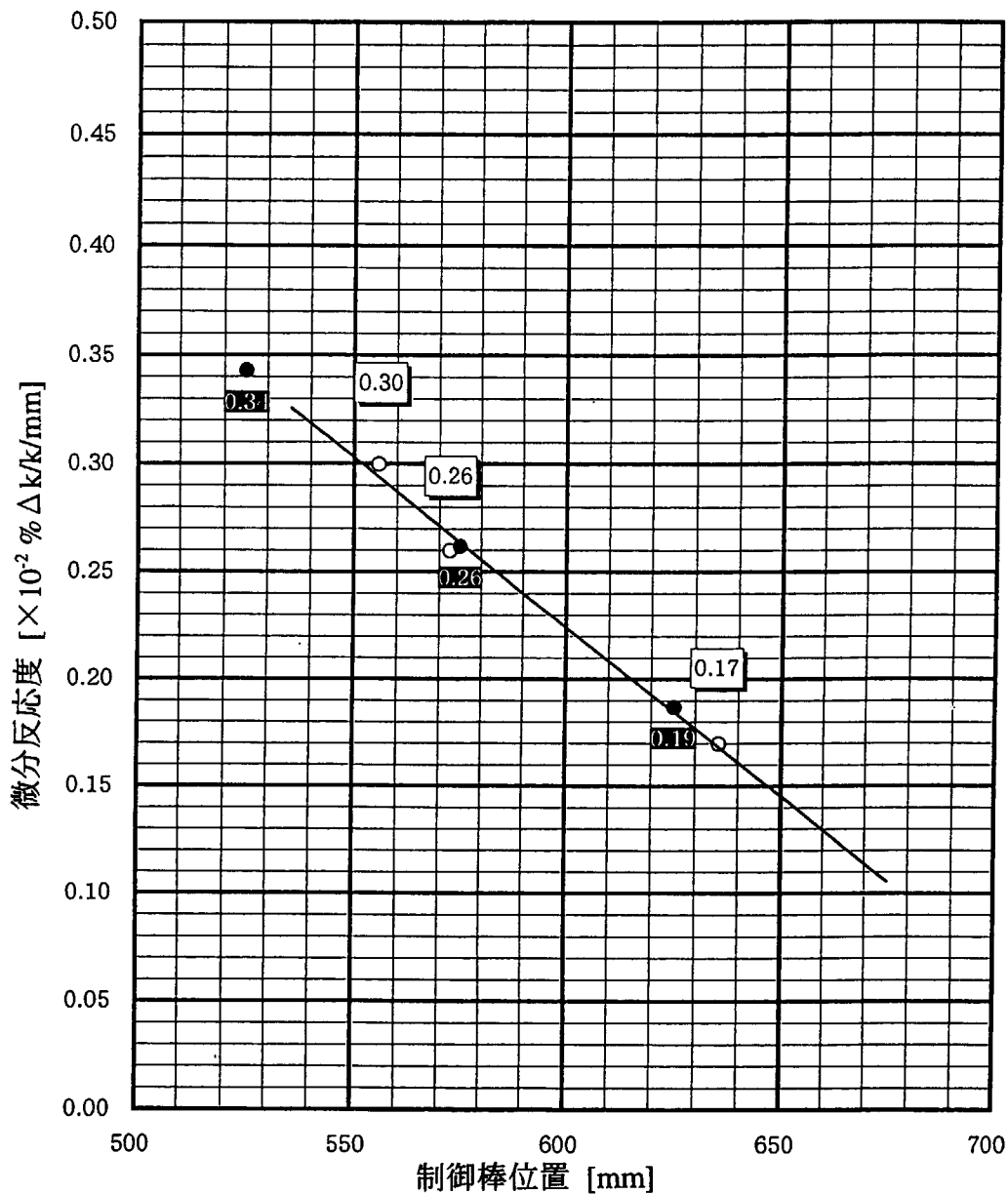
原子炉入口流量

437.0 (m<sup>3</sup>/h)

600~650 mm : 0.092% Δk/k

原子炉入口温度

20.0 (°C)

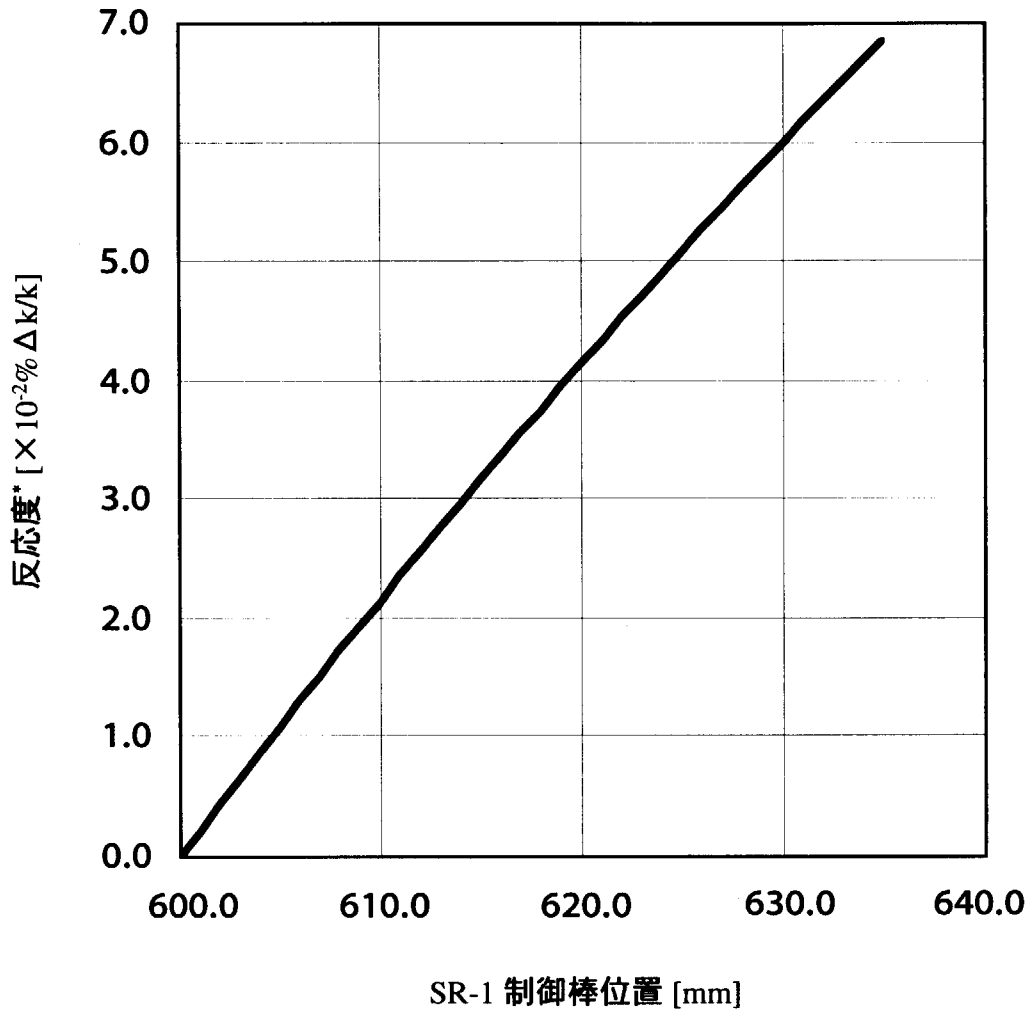


○ : 実測値

● : 計算値

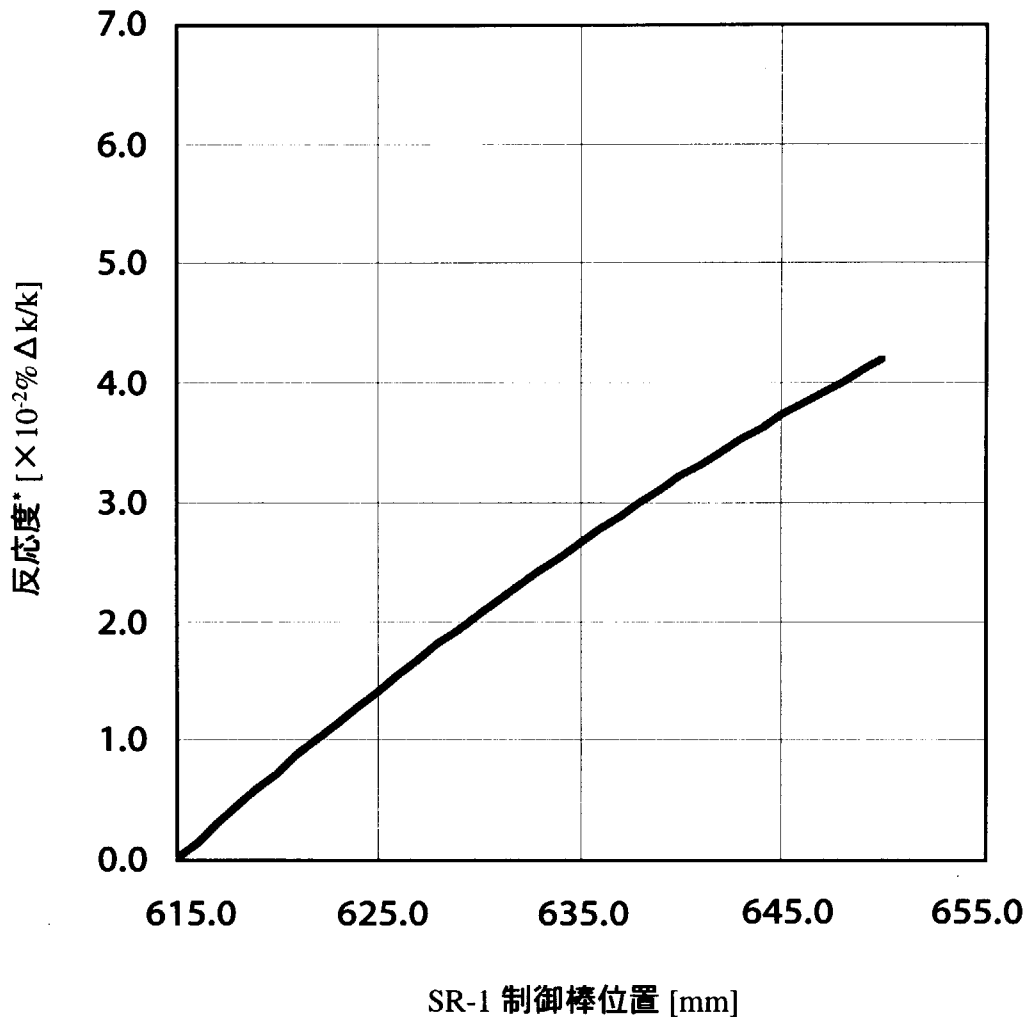
SR-1制御棒位置 (mm)	SR-1制御棒位置における反応度 (×10 <sup>-2</sup> % Δk/k/mm)
550	0.302
600	0.224
650	0.145

図8 JMTR 第143サイクル炉心における自動制御棒SR-1の自動制御範囲の微分反応度曲線



\* SR-1制御棒位置600[mm]からの積分反応度

図9 JMTR第145サイクルにおける自動制御棒 (SR-1) の積分反応度曲線



\* SR-1制御棒位置615[mm]からの積分反応度

図10 JMTR第143サイクルにおける自動制御棒（SR-1）の積分反応度曲線

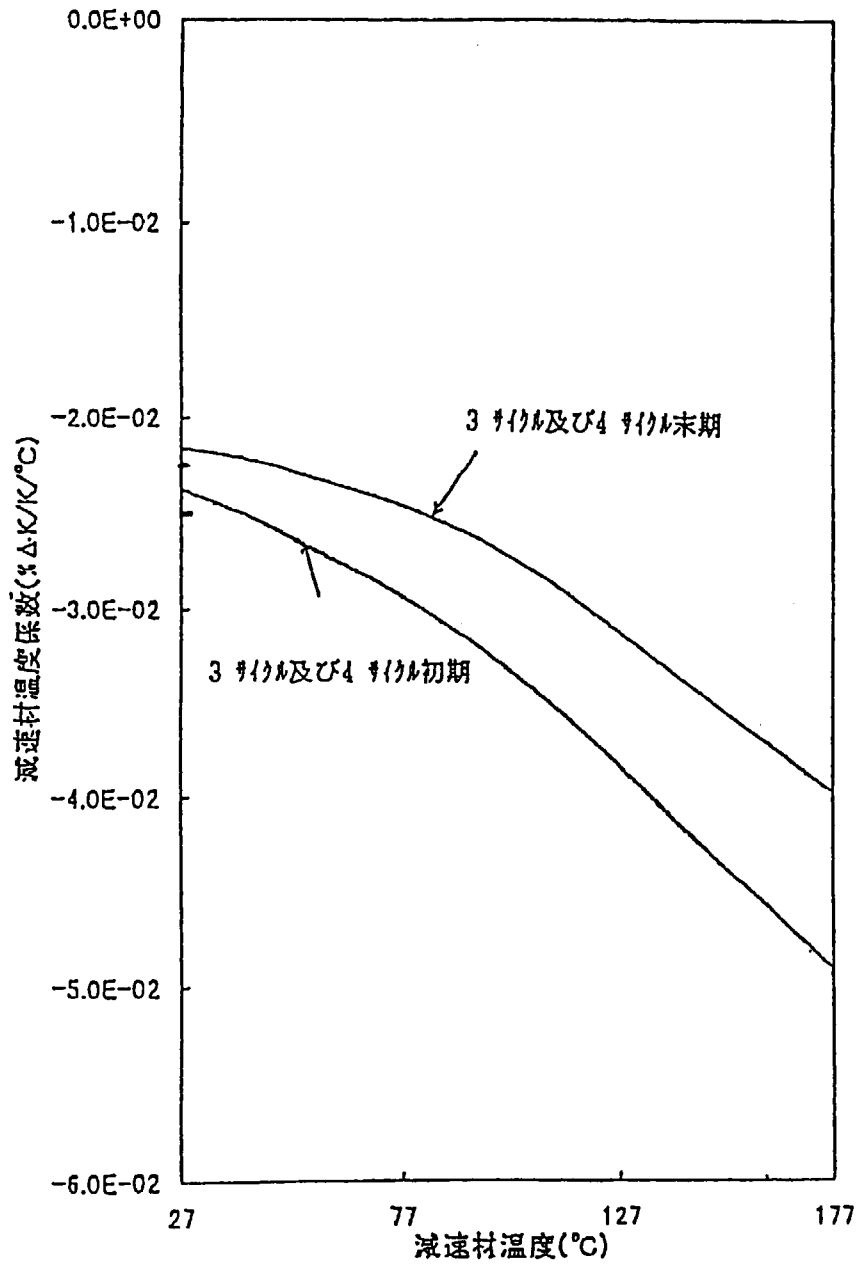


図 1 1 改良 LEU 炉心の減速材温度係数



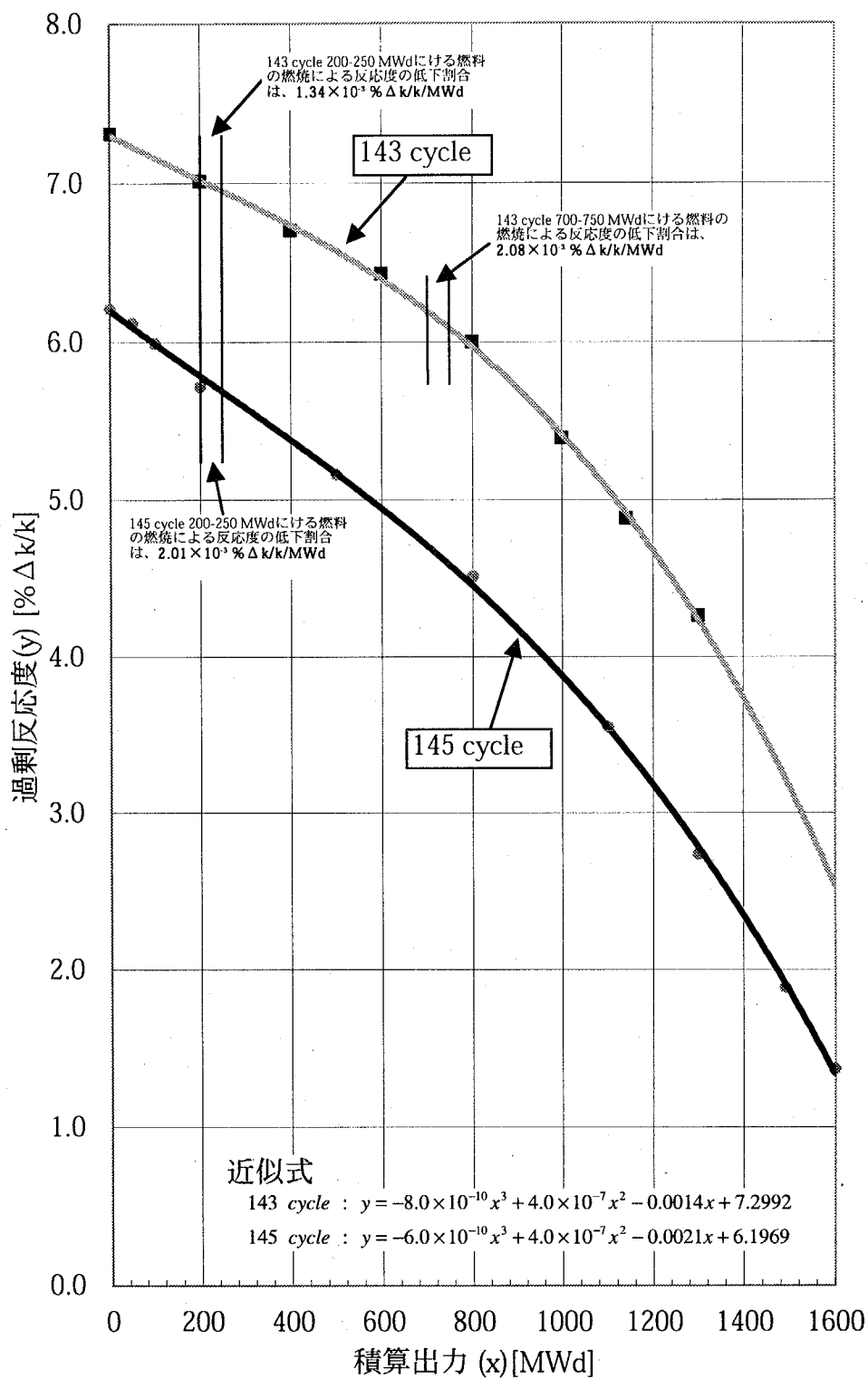


図 1 2 燃料の燃焼にともなう反応度低下割合の解析値 (第143、145サイクル)

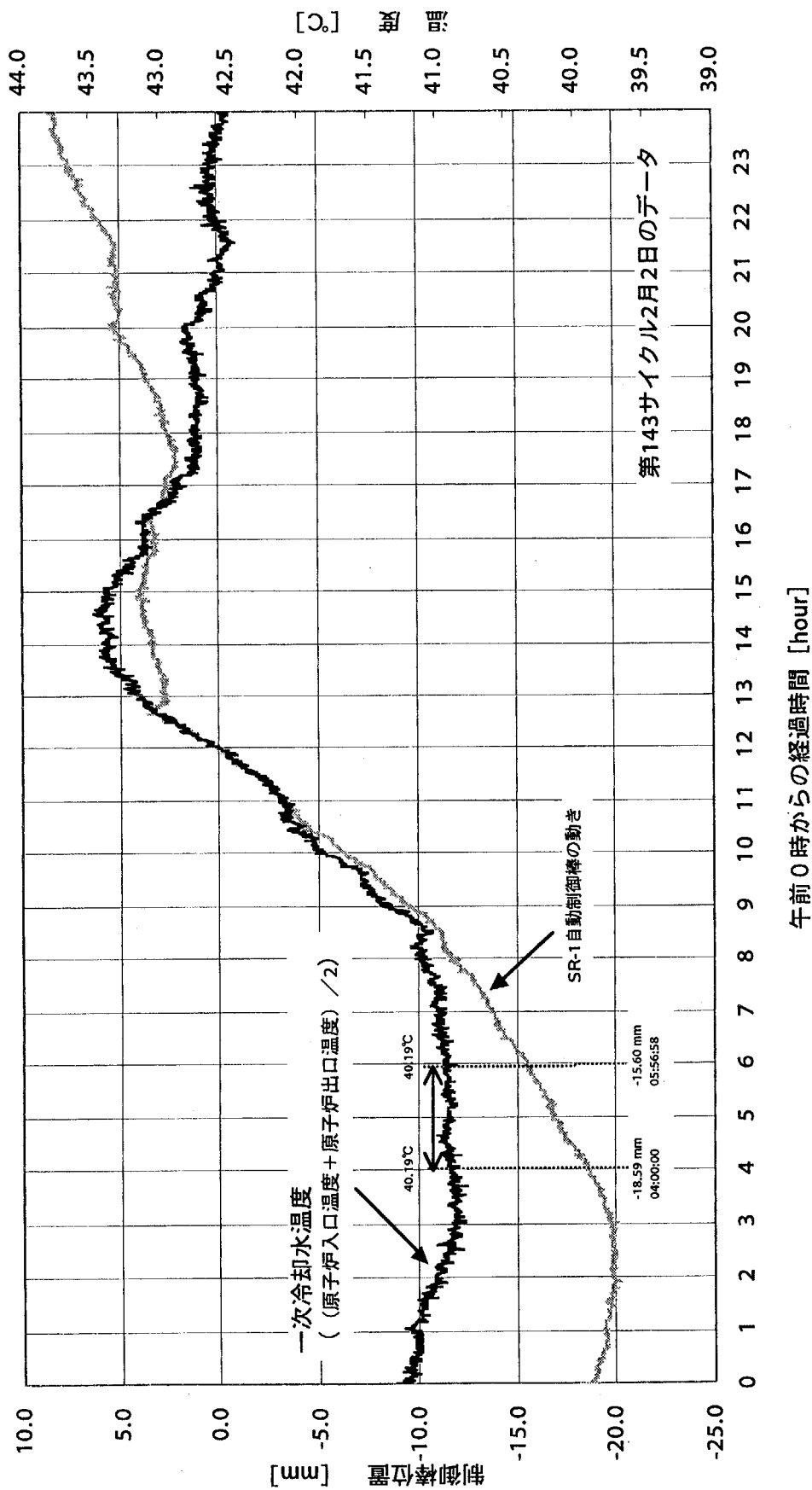


図13 燃料の燃焼にともなう反応度低下割合の測定に使用したデータ

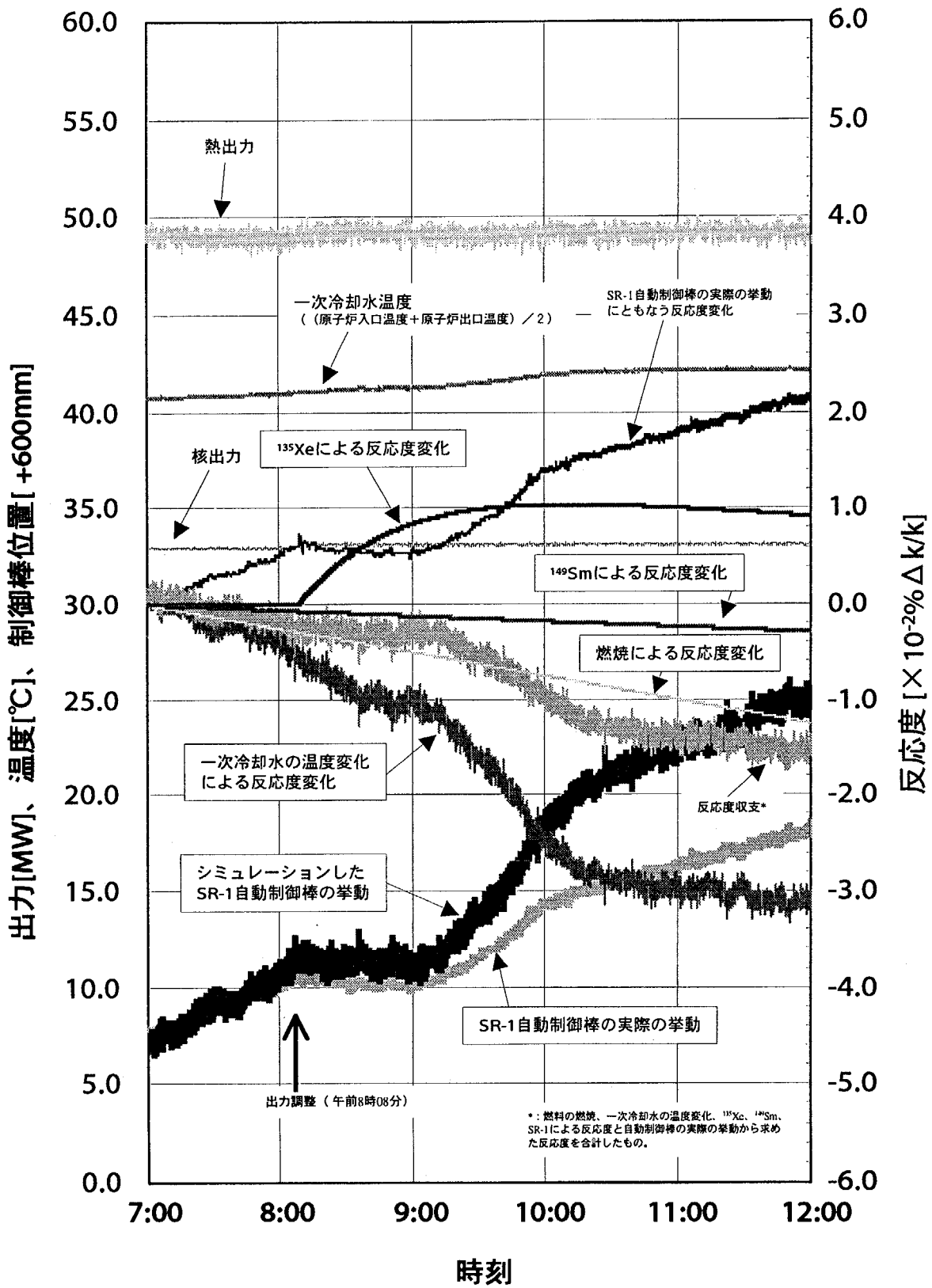


図14 第143サイクル (1月23日) における自動制御棒の解析結果  
(減速材温度係数:  $-2.2 \times 10^{-2}\% \Delta k/k/^\circ\text{C}$ )

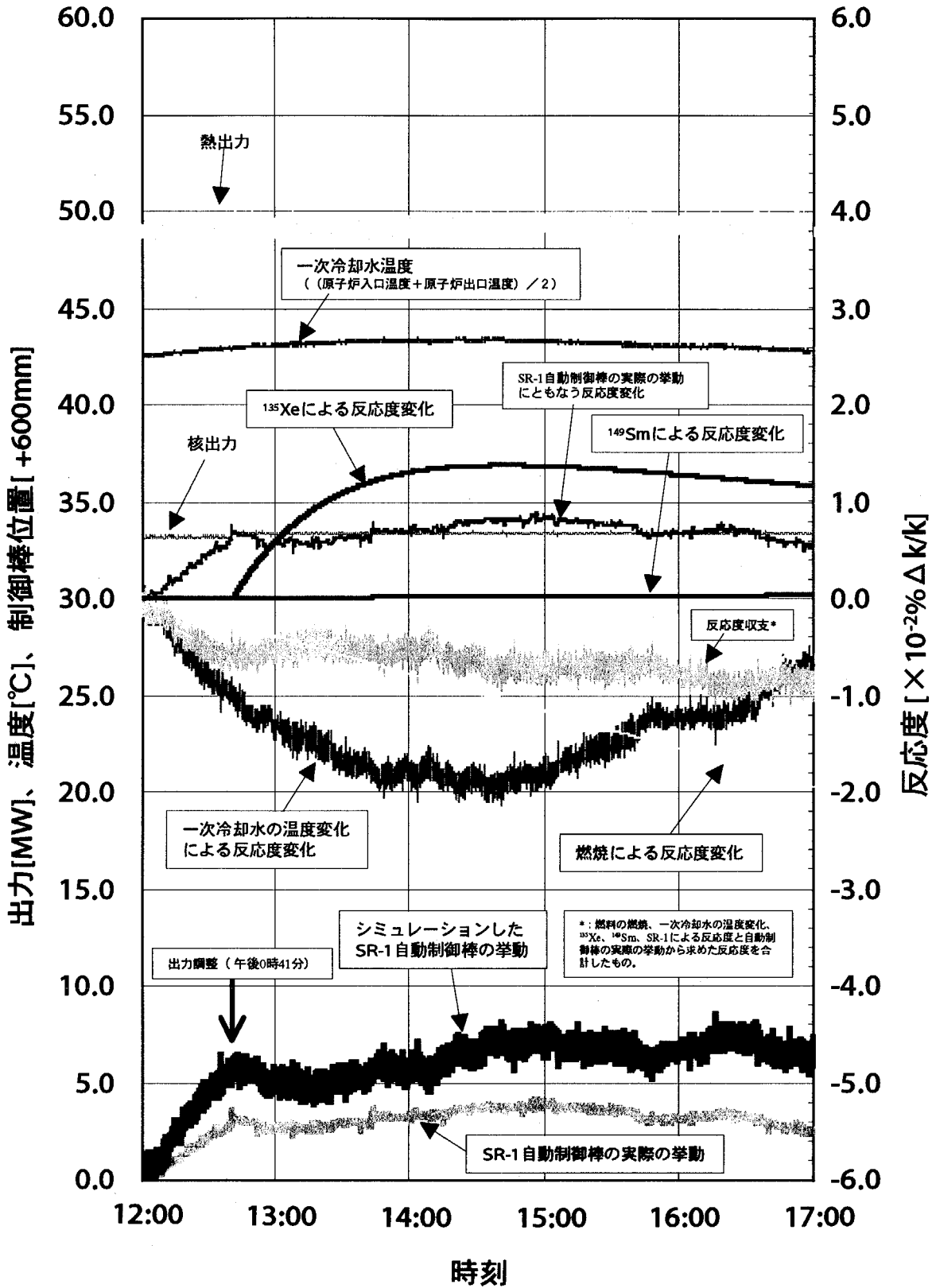


図15 第143サイクル (2月2日) における自動制御棒の解析結果  
(減速材温度係数:  $-2.2 \times 10^{-2}\% \Delta k/k/^\circ\text{C}$ )

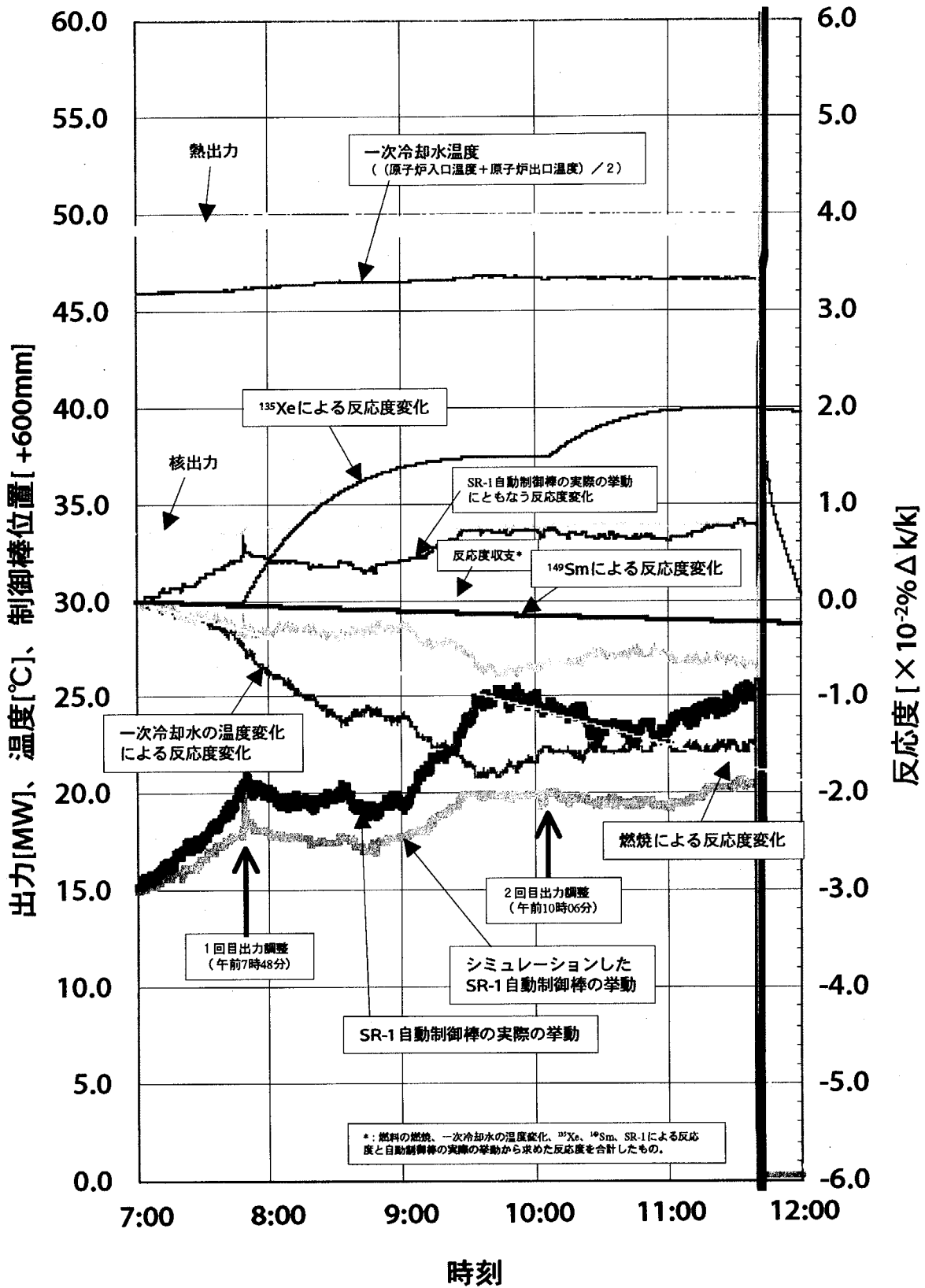


図16 第145サイクル(5月14日)における自動制御棒の解析結果  
(減速材温度係数:  $-2.2 \times 10^{-2}\% \Delta k/k/^\circ\text{C}$ )

## 附録 出力調整後の $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{Sm}$ の原子個数の変化

出力調整直後からの経過時間を  $t'$ 、出力調整により変化した熱中性子束を  $\phi_{th}'$  とする。  
出力調整直前の  $^{135}\text{I}$ 、 $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{149}\text{P}$ 、 $^{149}\text{Sm}$  の原子個数を各々  $I_0$ 、 $X_0$ 、 $P_0$ 、 $S_0$  とする。

### (1) $^{135}\text{Xe}$ の原子個数の変化

出力調整直前までに生成された  $^{135}\text{I}$ 、 $^{135}\text{Xe}$  について、出力調整直後からの原子個数の変化は、次式を解くことにより求められる。

$$\frac{dI}{dt'} = -\lambda_I I \quad \text{-----} \quad (\text{A1})$$

$$\frac{dX}{dt'} = \lambda_I I - \lambda_X X - \sigma_X \phi_{th}' X \quad \text{-----} \quad (\text{A2})$$

これを解くと次のようになる。

$$I = I_0 \exp(-\lambda_I t') \quad \text{-----} \quad (\text{A3})$$

$$X = \frac{\gamma_I I_0}{\lambda_X + \sigma_X \phi_{th}' - \lambda_I} \left( \exp(-\lambda_I t') - \exp(-(\lambda_X + \sigma_X \phi_{th}') t') \right) + X_0 \exp(-(\lambda_X + \sigma_X \phi_{th}') t') \quad (\text{A4})$$

出力調整直後からの  $^{135}\text{Xe}$  の原子個数の変化は、(4)式において  $t=t'$  とし、これに(A4)式を加えることにより求めることができる。

### (2) $^{149}\text{Sm}$ の原子個数の変化

出力調整直前までに生成された  $^{149}\text{P}$ 、 $^{149}\text{Sm}$  について、出力調整直後からの原子個数の変化は、次式を解くことにより求められる。

$$\frac{dP}{dt'} = -\lambda_P P \quad \text{-----} \quad (\text{A5})$$

$$\frac{dS}{dt'} = \lambda_P P - \sigma_S \phi_{th}' S \quad \text{-----} \quad (\text{A6})$$

これを解くと次のようになる。

$$I = P_0 \exp(-\lambda_P t') \quad \text{-----} \quad (\text{A7})$$

$$S = \frac{\lambda_P P_0}{\sigma_S \phi_{th}' - \lambda_P} \exp(-\lambda_P t') + \left( S_0 - \frac{\lambda_P P_0}{\sigma_S \phi_{th}' - \lambda_P} \right) \exp(-\sigma_S \phi_{th}' t') \quad \text{-----} \quad (\text{A8})$$

出力調整直後からの  $^{149}\text{Sm}$  の原子個数の変化は、(8)式において  $t=t'$  とし、これに(A8)式を加えることにより求めることができる。

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	モル	mol
光度	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 <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光量	ルーメン	lm	cd·sr
照射	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射線量	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV=1.60218×10<sup>-19</sup>J

1 u=1.66054×10<sup>-27</sup>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	Å
バール	bar
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å=0.1nm=10<sup>-10</sup>m

1 bar=100fm<sup>2</sup>=10<sup>-28</sup>m<sup>2</sup>

1 bar=0.1MPa=10<sup>5</sup>Pa

1 Gal=1cm/s<sup>2</sup>=10<sup>-2</sup>m/s<sup>2</sup>

1 Ci=3.7×10<sup>10</sup>Bq

1 R=2.58×10<sup>-4</sup>C/kg

1 rad=1cGy=10<sup>-2</sup>Gy

1 rem=1cSv=10<sup>-2</sup>Sv

表5 SI接頭語

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

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局1985年刊行による。ただし, 1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘク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。
- 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。
- E C関係理事会指令では 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 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s(N·s/m<sup>2</sup>)=10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m<sup>2</sup>/s=10<sup>4</sup>St(ストークス)(cm<sup>2</sup>/s)

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

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778×10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813×10 <sup>-1</sup>	0.737562	6.24150×10 <sup>18</sup>
	9.80665	1	2.72407×10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487×10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082×10 <sup>19</sup>
	3.6×10 <sup>6</sup>	3.67098×10 <sup>7</sup>	1	8.59999×10 <sup>3</sup>	3412.13	2.65522×10 <sup>6</sup>	2.24694×10 <sup>25</sup>
	4.18605	0.426858	1.16279×10 <sup>-6</sup>	1	3.96759×10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272×10 <sup>19</sup>
	1055.06	107.586	2.93072×10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515×10 <sup>21</sup>
	1.35582	0.138255	3.76616×10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506×10 <sup>-3</sup>	1	8.46233×10 <sup>18</sup>
	1.60218×10 <sup>19</sup>	1.63377×10 <sup>20</sup>	4.45050×10 <sup>26</sup>	3.82743×10 <sup>20</sup>	1.51857×10 <sup>22</sup>	1.18171×10 <sup>19</sup>	1

1 cal= 4.18605J (計量法)  
 = 4.184J (熱化学)  
 = 4.1855J (15°C)  
 = 4.1868J (国際蒸気表)  
 仕事率 1 PS(仏馬力)  
 = 75 kgf·m/s  
 = 735.499W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10 <sup>-11</sup>
	3.7×10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

J M T R 運転中の自動制御棒の挙動解析

**R100**

古紙配合率100%再生紙を使用しています