

中国電力株式会社島根原子力発電所 1 号機 起動試験の実績と成果……………	63
沸騰水型原子力発電設備の最近の動向……………	72
原子力用タービン発電機の最近の動向……………	79
沸騰水型原子力発電所用放射性固体廃棄物減容処理装置の開発研究……………	85
新型転換炉原型炉「ふげん」炉本体研究開発の概要……………	91
高速増殖炉用蒸気発生器の開発……………	97

中国電力株式会社島根原子力発電所 1 号機起動試験の実績と成果

中国電力株式会社島根原子力発電所向け 1 号機は、国産第 1 号機として注目されていたが、最終段階の起動試験を無事完了し、昭和49年 3 月29日より営業運転を開始した。

いわゆる「起動試験」には11ヶ月を要したが、輸入制御棒組立不良などによるプラント総合点検の 4 ヶ月を除くと、試験期間は 7 ヶ月であった。

本稿は、起動試験を全般的な実績と、原子炉静特性試験、プラント動特性試験、プラント機器試験及びプラント総合性能試験とに分類し記述した。

沸騰水型原子力発電設備の最近の動向

現在、原子力発電の主流をなす軽水炉のうち沸騰水型原子力発電設備(BWR)は、アメリカ、GE社が開発、実用化したものであるが、安生性のよりいっそうの向上、大容量化などの要求にこたえて、長年月にわたり進歩改良が加えられてきた。特に最近、経済性及び安全性を重視した新設計のBWR-6型を完成し高い信頼性が得られている。

本稿は、最新のBWR-6型標準プラントの特長と改良点につき紹介し、BWR進歩の一端を展望する。

原子力用タービン発電機の最近の動向

我が国における原子力発電の計画も年々大容量化し、800～1,000 MWeの単機出力プラントが建設されている現状である。

本稿は、このような大容量プラントに使用するタービン発電機の特徴について述べると同時に、最近の原子力タービン発電機の運転実績について紹介し、関係者の参考に供したい。

沸騰水型原子力発電所用放射性固体廃棄物減容処理装置の開発研究

沸騰水型原子力発電所の運転に伴って発生する低レベル放射性固体廃棄物の減容を主眼とした処理装置の開発研究を行なった。すなわち、濃縮廃液の仮焼固化装置、イオン交換樹脂・フィルタ スラッジ及び雑固体の焼却装置について実用規模試験装置を試作し、確性試験を行なった。その結果、仮焼固化装置について約 $\frac{1}{8}$ 、焼却装置について約 $\frac{1}{50}$ の減容比が得られ、実用に供し得ることを確認したのでここに論述する。

新型転換炉原型炉「ふげん」炉本体研究開発の概要

新型転換炉原型炉(重水減速沸騰軽水冷却型原子炉)「ふげん」は、現在国家プロジェクトとして動力炉・核燃料開発事業団の手により開発が進められている。

「ふげん」の原子炉本体構造は、圧力管集合体、カランドリア及び鉄水しゃへい体から構成されており、その構造は軽水炉と全く異なっている。それゆえ、実機の設計、製作、試験検査及び供用期間中検査の実施に先立ち、多くの研究開発プログラムが計画され実施された。

本稿は、日立製作所が行なった原子炉本体構造に関する研究開発の概要を示すものである。

高速増殖炉用蒸気発生器の開発

液体金属ナトリウム冷却高速増殖炉(Liquid Metal Fast Breeder Reactor以下、LMFBRと略す)の開発が世界各国において進められているが、その中でも蒸気発生器は、最も重要な機器の一つである。本蒸気発生器は、高温のナトリウムを加熱媒体としていること及びナトリウム-水反応事故の危険性を有しているため、設計、製作及び検査の全般にわたって解決すべき多くの問題点がある。

日立製作所においても早くからナトリウム加熱蒸気発生器に関する基礎的な研究開発を行なってきた。

本稿は、日立製作所において行なってきた研究開発の一部のうち、フェライト鋼(2 $\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼)及び安定化されたフェライト鋼の脱炭とクリープ特性、ヘリカルコイル形伝熱管の静的・動的熱伝達特性及びナトリウム-水反応事故時の材料損耗と安全解析について述べるものである。

中国電力株式会社島根原子力発電所1号機 起動試験の実績と成果

Shimane Nuclear Power Plant Unit 1, Chugoku Electric Power Company Startup Test and Results

No. 1 generating unit installed at the Shimane Nuclear Power Plant, Chugoku Electric Power Company, which engaged public attention as the first domestic product, was put in commercial operation on March 29, 1974, after passing successfully extensive start-up tests. The start-up tests took 11 months in all, including 4 months spent in overall inspection of the plant which could have been saved if it were not for the fault found in the assembly of the imported control rods. This test report covers general operation results, reactor static characteristic tests, plant dynamic characteristic tests, and plant overall performance tests.

薬師寺薫* Kaoru Yakushiji
仁木可也** Yoshiya Niki
末松茂*** Shigeru Suematsu

1 緒言

中国電力株式会社島根原子力発電所1号機の起動試験は、昭和48年5月1日よりの燃料装荷で開始され、昭和49年3月29日の通商産業省の竣工検査をもって終了した。

燃料装荷を終了し加熱試験に入った段階において、輸入制御棒組立不良品など点検が必要となり、不良品の交換を中心とするプラント総合点検のため約4ヶ月にわたり起動試験を中断せざるを得なかった。再開後の大気圧試験、加熱試験及び出力上昇試験は順調に進み、無事営業運転に入ることができた。

今回の起動試験の特長としては、

- (1) 燃料交換台車のトラブルがなく、燃料装荷及びプラント総合点検が順調に行なわれた。
- (2) 制御棒駆動部のトラブルがなく、起動試験を順調に進めることができた。
- (3) 試験実施に当たっては、事前検討を十分に行なったので、出力段階での予定外スクラム回数は6回にすぎず、プラント総合点検の期間を除き、当初予定の工程で進められる一因となった。
- (4) 原子炉出力上昇計画にくふうを凝らして実施したため、炉心の状況を極めて良好な状態に維持することができた。
- (5) プロセス電子計算機が起動試験開始時点にはすでに順調に稼動しており、プラント状態の確認、試験データの採取に活用された。

これらは、工程どおりの試験進捗の主因となっている。

本稿は、2.に起動試験の全般的な実績を、3.～6.にわたって、起動試験中に実施した試験について、それぞれ原子炉静特性試験、プラント動特性試験、プラント機器試験及びプラント総合性能試験に分類し記述した。

2 起動試験の実績

燃料装荷開始から定格出力保証試験までの、いわゆる「起動試験」の実績工程は図1に示すとおりである。全所要日数は11ヶ月で、組立不良の輸入制御棒などの点検、交換を中心とする「プラント総合点検」に4ヶ月を要していることが分かる。

起動試験項目、測定点の一覧は、表1、2に示すとおりである。試験項目は37項目あり、全運転領域にわたってきめ細かく試験を実施し、プラントの性能、安全性を実証した。

3 原子炉静特性試験

題記試験に属する試験項目は15項目あるが、そのうち代表的な項目につき以下に述べる。

3.1 燃料装荷と最小臨界

燃料装荷は、諸種の系統別機能試験が終了し、炉心の安全性に関する試験前必要条件が確認された昭和48年5月1日から開始し、同月23日に無事終了した。この間、炉心の安全性の確認及び核特性に関する諸試験、すなわち未臨界の確認、制御棒の機能試験、最小臨界の測定、制御棒価値の測定、炉停止余裕の確認などを実施した。

燃料装荷の実績の概要は図3に示すとおりである。

最小臨界の測定は、設計手法の妥当性を確認する重要な試験の一つである。これは、燃料装荷の過程で最小臨界炉心を組み、炉周期法などにより、炉心反応度を測定するものである。図4から分かるように、測定値と計算値の一致度は極めて良いことが確認された。

3.2 炉停止余裕

炉心の核的安全性を確認する重要な試験として、炉停止余裕の確認が挙げられる。これは、どのような条件においても、炉心を十分未臨界にすることができていることを確認するものである。この場合、考慮せねばならない条件としては次のとおりである。

- (1) 炉心が常温であり、しかもキセノンなどの中性子吸収毒物がない状態、すなわち炉心反応度が最も高い場合。
- (2) 燃焼度が進み、炉心反応度が燃焼初期より高い場合。
- (3) 制御棒が万一、スティックし、挿入不能となる場合。

以上のいずれの条件が重なった最悪の場合でも、炉心は十分未臨界にできることが確認できた。

3.3 炉心性能評価

出力状態での炉心の核熱特性に関するデータを測定し、炉心の安全性の確認を行なうのが本試験の目的である。

プラントに設置された流量計、温度計などの測定値を使い、熱計算に基づき、炉心熱出力を求める。また、走行形中性子検出器により、炉心内の出力分布を測定する。更にこれらの結果より、プラント運転の主要な熱的パラメータである燃料被覆管の最大熱流束（以下、MHFと略す）や、最小限界熱

* 中国電力株式会社島根原子力発電所所長

** 中国電力株式会社島根原子力発電所技術課課長

*** 日立製作所日立工場

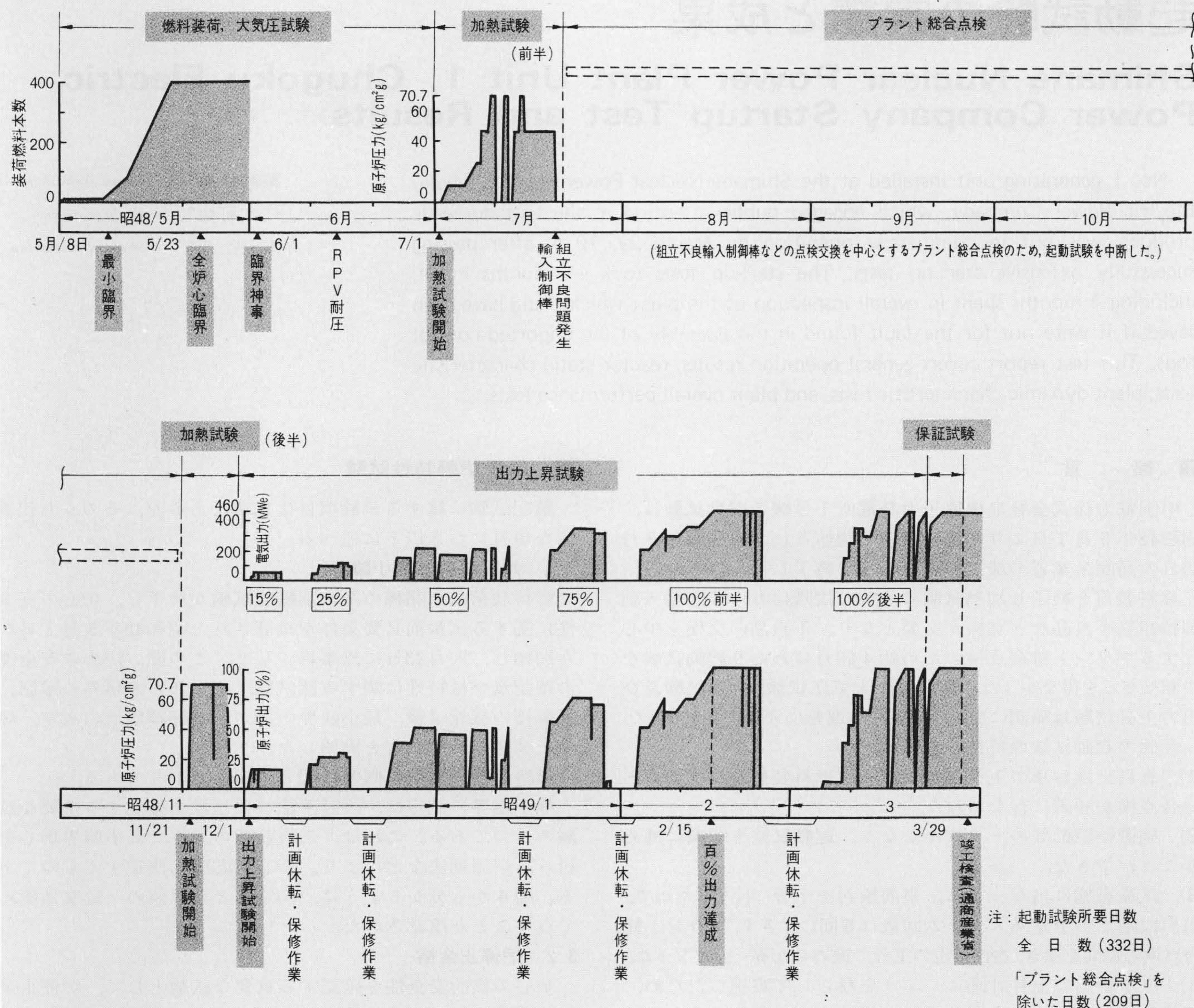


図1 起動試験実績工程表 起動試験中の大きなイベントを時系列的に示したもので、上側2段には各試験段階での電気出力と炉出力を表わしている。

Fig. 1 Result of Startup Test Schedule

流束比（以下、MCHFRと略す）を求め、これらパラメータが設計限界値内、すなわち、 $MHF \leq 126W/cm^2$ 、 $MCHFR \geq 1.9$ であることを確認する。

MHF、MCHFRの計算手順の概要は図5に示すとおりである。試験結果は、限界値内を十分に満足している。

3.4 プロセス電子計算機

プロセス電子計算機については、ハードウェア面の試験が系統別機能試験の段階ではほぼ終わっていたため、起動試験ではソフトウェアの面に重点が置かれた。実入力の稼動状態で、多岐にわたる膨大な確認試験が数回にわたり実施され、全体として完全な機能を有することが実証された。その結果、起動試験期間中のデータ採取及びプラント状態確認に役立ち、起動試験全体の効率化に大いに貢献した。

4 プラント動特性試験

題記試験に属する試験は11項目あるがそのうち代表的な試験結果について以下に述べる。試験は、いずれも定格出力によったものである。

4.1 主蒸気隔離弁 (MSIV)

「主蒸気流量大」信号を模擬して、全部のMSIVの急速閉試験を行なった。その過渡応答結果は図6に示すとおりである。ここでMSIV閉に伴い原子炉はスクラム、「主蒸気流量」及び「電気出力」は直ちにゼロとなっている。「原子炉圧力」は $76.2kg/cm^2g$ まで上昇し、炉逃し弁(1弁)が自動作動して圧力の上昇を抑えている。

「原子炉水位」は十分に確保されており、この試験により通

表1 起動試験項目の一覧 表中の数字は図2に示した原子炉状態に対応する。項目番号「35」は欠番である。

Table 1 Startup Test Program

段 階 項 目		1	2	3					4
		大気圧試験	加熱試験	出力上昇試験					保証試験
				15%	25%	50%	75%	100%	
1	化学及び放射化学	1	2	3	4	7	10	14	14
2	制御棒駆動装置(CRD)	1	2	3	4	7	10	14	
3	燃料装荷	1							
4	炉停止余裕	1							
5	放射線量率	1	2		4	7	10	14	14
6	制御棒(CR)引抜き手順	1	2					14	
7	中性子源領域モニタ(SRM)の性能	1	2						
8	中間領域モニタ(IRM)の校正		2	3					
9	プロセス電子計算機	1	2	3	4	5, 6, 7	8, 10	12, 13, 14	
10	炉圧力容器(RPV)温度		2						
11	系の熱膨張		2	3					
12	主蒸気隔離弁(MSIV)		2		4	7	10	14	
13	炉隔離時冷却系(RCIC)		2	3				14	
14	高圧炉心注水系(HPCI)		2	3				14	
15	再循環系				4	6, 7		14	
16	再循環流量制御					5, 7	10	12, 13, 14	
17	タービントリップ					6, 7	10	14	
18	負荷しゃ断				4	7	10	14	
19	圧力調整器(IPR)			3	4	6, 7	10, 11	13, 14, 15	
20	タービンバイパス弁(TBV)				4	7	10	14	
21	給水系			3	4	6, 7	10, 11	13, 14, 15	
22	制御棒(CR)に対する中性子束応答			3		6, 7	10, 11	14, 15	
23	炉逃し弁(RV)					7			
24	局部出力領域モニタ(LPRM)の校正			3	4	7		14	
25	平均出力領域モニタ(APRM)の校正			3	4	7	10	14	14
26	炉心性能評価(CPE)		2	3	4	5, 6, 7	8, 9, 10, 11	12, 13, 14, 15	14
27	制御棒(CR)の出力に対する校正					5, 7	8	12	
28	軸方向出力分布			3	4	7	10	14	
29	制御棒(CR)パターン変更						8		
30	電気出力及び熱消費率				4 (150MWe)		8 (250MWe)	13, 14 (350, 460MWe)	14 (460MWe)
31	所内電源喪失			3				14	
32	最小臨界	1							
33	制御棒(CR)価値	1							
34	APRM, RBMの応答性							12, 14	
36	汽水分離器及び蒸気乾燥器				4	6, 7	10	12, 13, 14	
37	振動	1	2		4	7		12, 13, 14, 15	
38	湿分分離器				4	7	10	14	

常運転中、事故でMSIVが閉じることがあっても原子炉は安全に停止することが確認された。

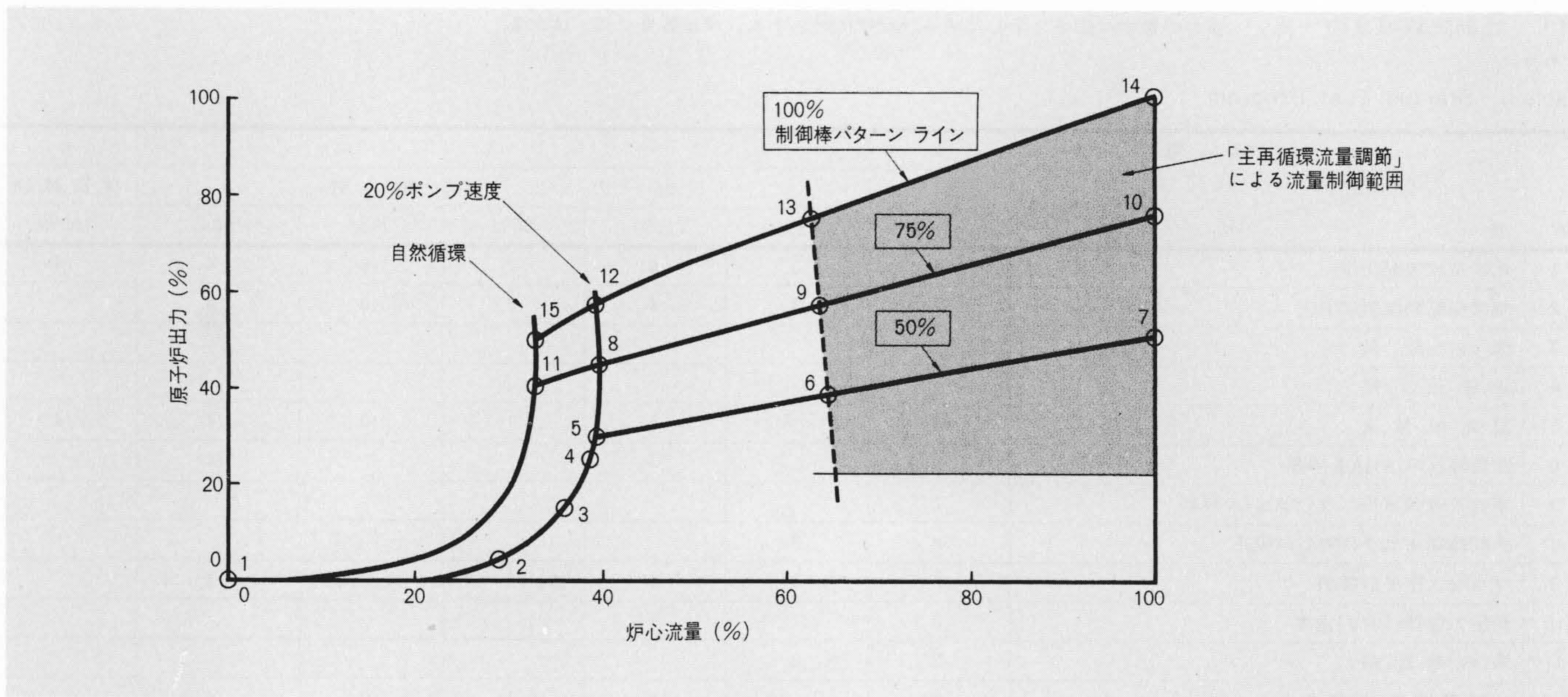
4.2 再循環ポンプトリップ

再循環ポンプの事故を模擬してA、Bポンプの同時トリップを行なった。その過渡応答結果は図7に示すとおりである。ここでポンプトリップに伴い「ポンプ速度」、「再循環系流量」及び「炉心流量」はポンプの慣性によって緩慢に低下し、約1分後にゼロ（自然循環）となる。「平均出力領域モニタ」(APRM)、「主蒸気流量」、「電気出力」は100%制御棒パターンで定まる炉出力ー炉心流量曲線に従って緩慢に変化する。この試験により、定格出力460MWe運転時、再循環ポンプ

トリップが発生しても、電気出力が230MWeまで低下するのみで問題のないことが確認された。

4.3 タービントリップ

「湿分分離器水位高」信号を模擬してタービントリップを行なった。その過渡応答結果は図8に示すとおりである。ここでタービントリップに伴い「タービン主塞止弁」は急閉、「バイパス弁」は急開し、原子炉は直ちにスクラムされ“APRM”指示はゼロとなっている。「原子炉圧力」は主塞止弁ーバイパス弁の閉開により一時的に上昇したが、炉スクラムとともに緩慢に減少している。この試験により、運転中タービントリップ事故が発生して



試験条件 No.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15 **
制御パターン	V	V	a	b	c *	c *	c	d *	d *	d	d *	e *	e *	e	e *
ポンプ速度 (%)	0 *	20 *	20 *	20 *	20 *	60	—	20 *	60 *	—	0 *	20 *	60 *	—	0 *
炉心流量 (%)	0	V	36	38	39	65	100 *	40	64	100 *	NC	39	63	100 *	NC
炉心熱出力 (%)	≒0 *	<5 *	15 *	25 *	30	38	50 *	45	57	75 *	40	57	75	100 *	49
電気出力 (MWe)	0	<20	50	90	110	150	210	180	240	340	155	240	340	465	210

図2 原子炉出力-炉心流量曲線 本図中の各番号は試験条件No.を、また付表中の*は試験条件としての設定値、*の付してないものは予想値を示す。記号Vは可変、NCは自然循環、a～eは各制御棒パターンの状態を示す。**は試験条件No.12からポンプをトリップさせて状態を作る。

Fig. 2 Reactor Power Flow Map

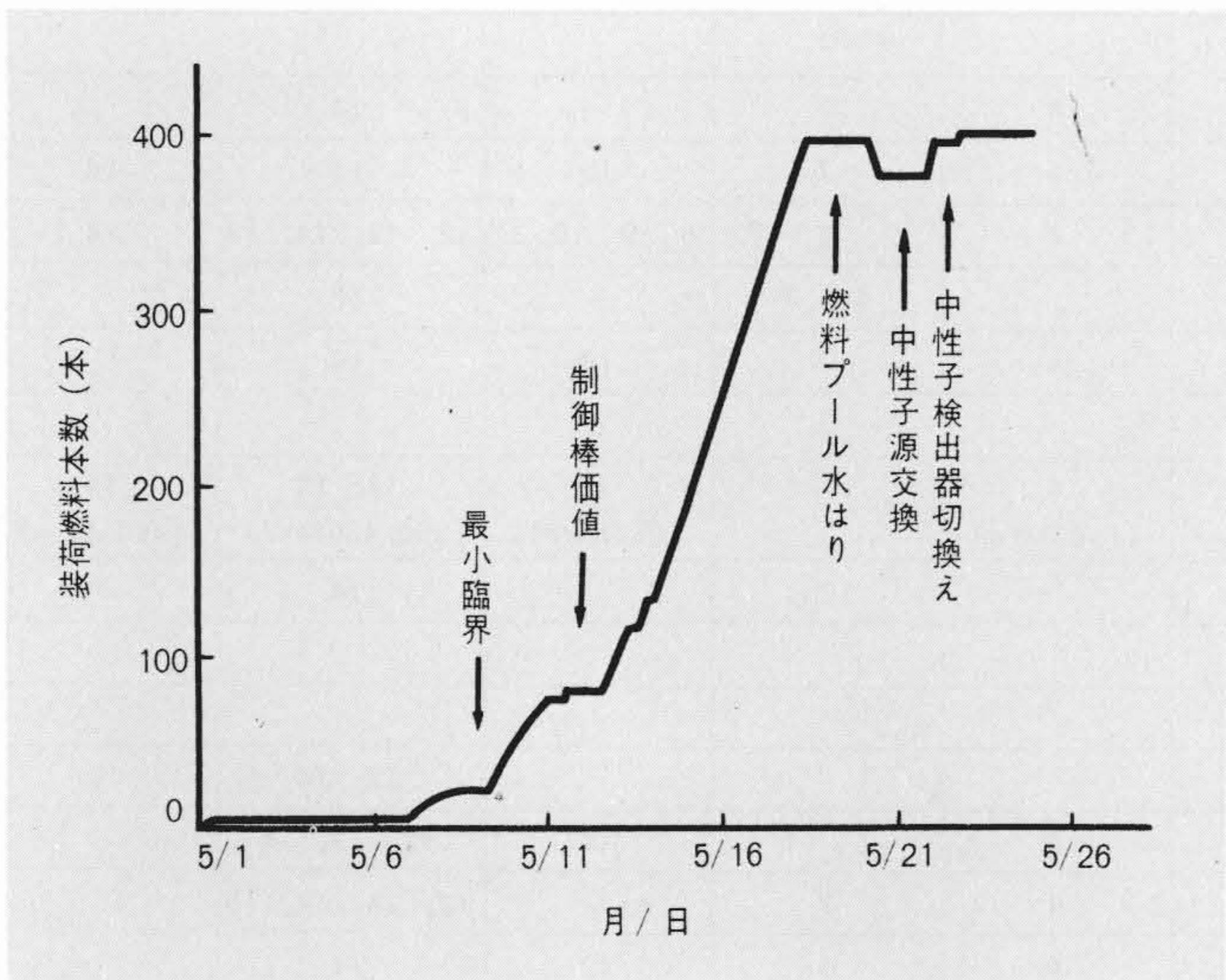


図3 装荷燃料本数の推移と主要作業の概要 昭和48年5月2日～同月6日まで装荷本数が少ないのは、5月の連休によるためである。それ以後は、1日平均50本の割合で燃料が装荷された。

Fig. 3 Main Events of Fuel Loading

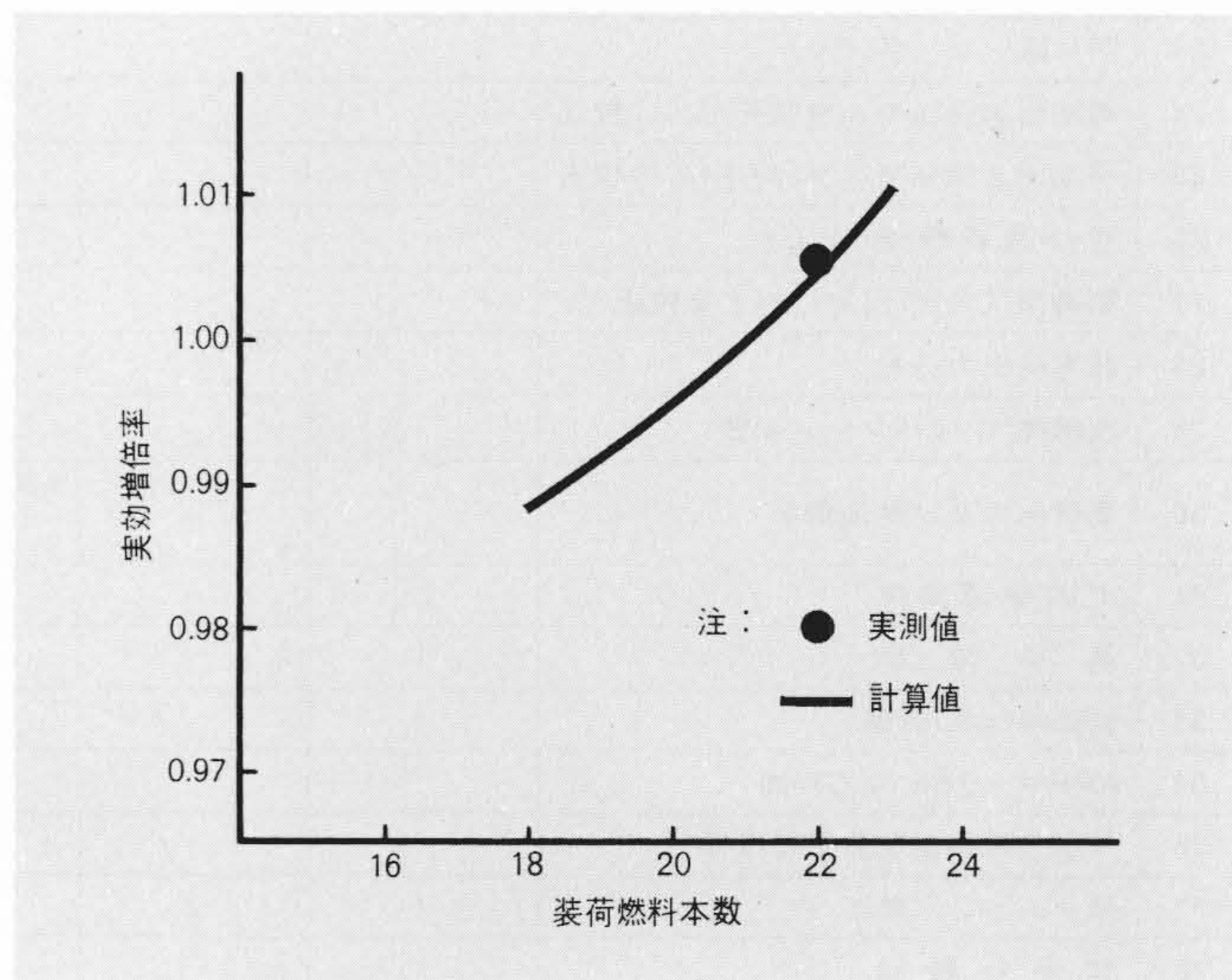


図4 最小臨界炉心の実効増倍率 実効増倍率は炉周期法で求めたもので、理論的予測と極めてよく一致している。

Fig. 4 Effective Neutron Multiplication Factor of Minimum Critical Core

も、原子炉—タービン及び発電機は安全に停止することが確認された。

4.4 負荷しゃ断

外線事故を模擬して「主変圧器しゃ断器」を開にし、外部負荷しゃ断を行なった。その過渡応答結果は、図9に示すとおりである。ここで負荷しゃ断に伴い「タービン加減弁」は急閉、「バイパス弁」は急開している。「タービン回転数」は

一時的に上昇し、最大上昇率7.3%（基準、10%以下）に至っているが以降緩慢に減少し安定した応答を示している（所内負荷は、あらかじめ起動変圧器よりとっている）。

“APRM”指示は選択制御棒（16本）の自動挿入により急速に減少し、最終的には55%で安定している。また「原子炉圧力」の著しい過渡変化はない。

この試験により、外部負荷しゃ断が発生してもタービン及

び発電機は安全に停止すること、また原子炉は選択制御棒が挿入され、所定の出力で運転が継続されることが確認された。

4.5 給水ポンプトリップ

給水ポンプの事故を模擬して、ポンプ2台運転中その1台のトリップを行なった。この過渡応答結果は図10に示すとおりである。

ここでポンプトリップにより「原子炉水位」は一時的に7cm低下するが、予備ポンプが自動起動し、流量をとることによって回復する。「給水流量」は2,400t/hから1,750t/hまで減少するが、その後原子炉水位が回復するまでランアウト保護流量2,650t/hとなり、最終的には2,400t/hとなる。

この試験により、運転中給水ポンプのトリップ事故が発生しても、電気出力などに著しい変化はなくプラントは安定した発電が継続できることが確認された。

5 プラント機器試験など

5.1 制御棒駆動装置

以下に述べる試験により、制御棒駆動水圧系及び駆動機構が正常に作動することを実証した。

- (1) 位置指示計確認
- (2) 通常引抜き及び挿入時間測定
- (3) カップリング試験

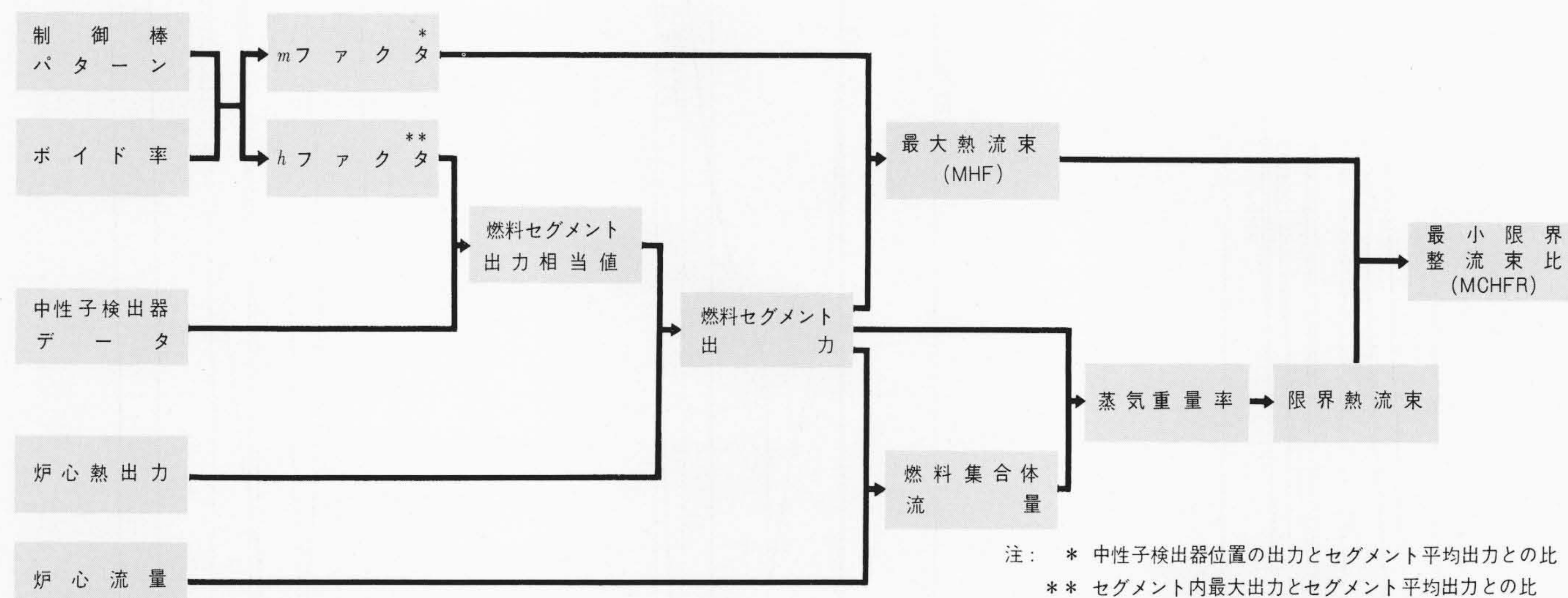


図5 MHF及びMCHFRの計算手順 プラント計器の指示と補助計算値を組み合わせ、炉心状態を代表する熱的パラメータであるMHF及びMCHFRを算出する手順を示す。

Fig. 5 Calculation Procedures of MHF and MCHFR

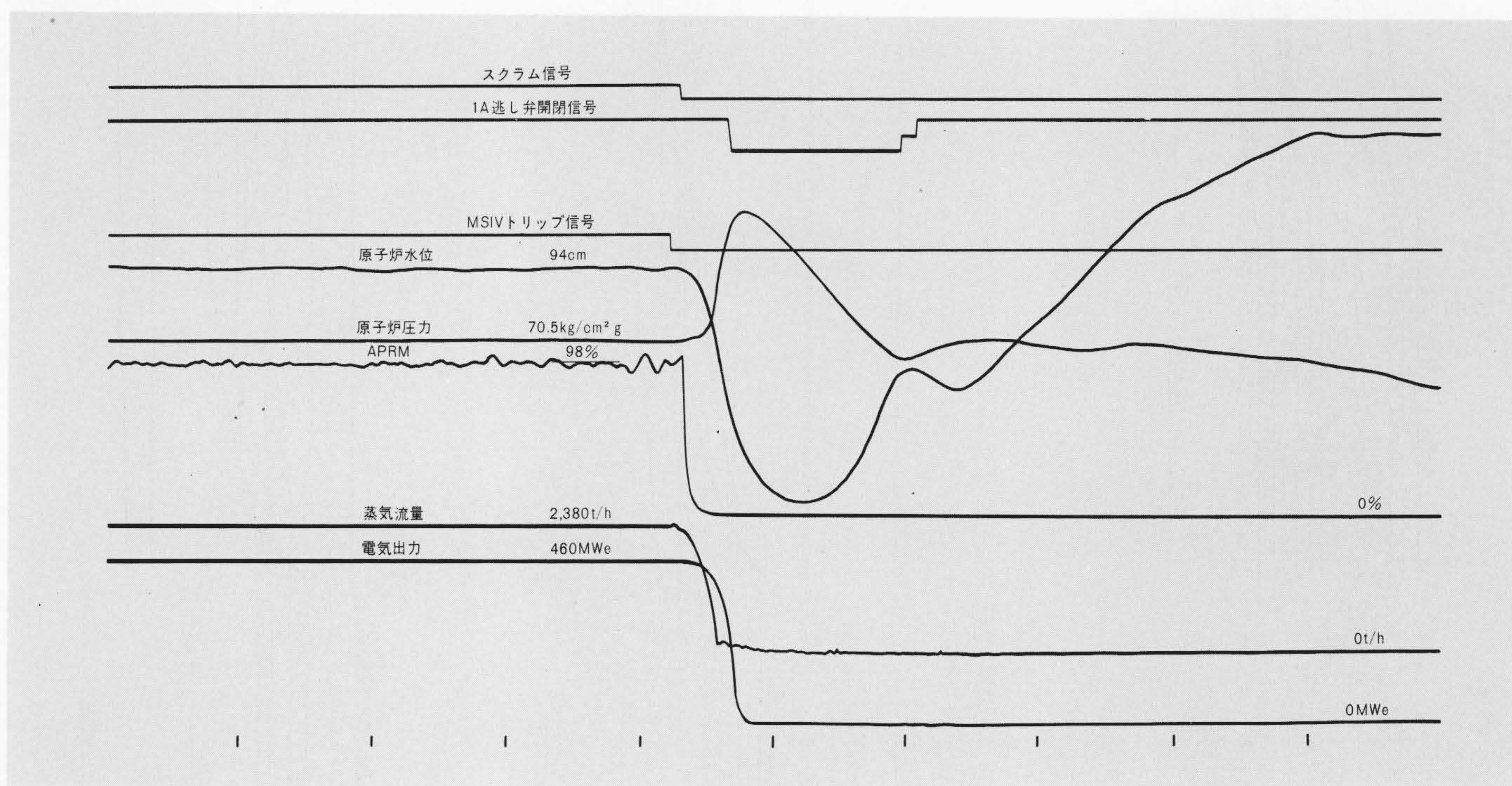


図6 主蒸気隔離弁閉時の過渡応答 原子炉スクラム後、炉圧は76.2kg/cm²gまで上昇し、炉逃し弁が自動動作して圧力の上昇を抑えている。

Fig. 6 Transient of Dump Test

図7 再循環ポンプ2台トリップ時の過渡応答 ポンプトリップが起きても、電気出力が460MWeより230MWeに落ちるのみで、プラントは安全であることが示されている。

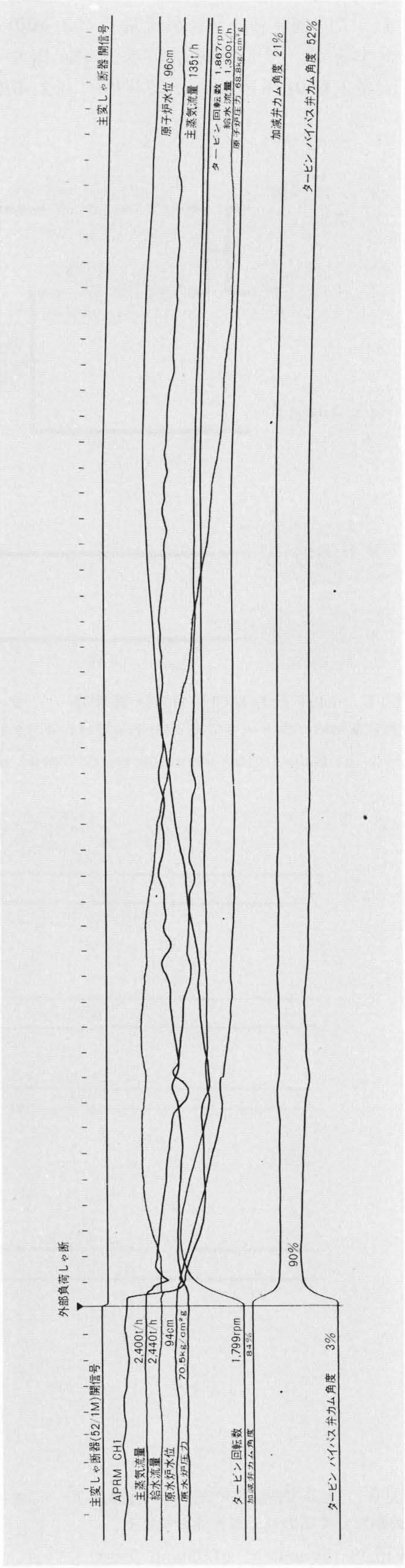
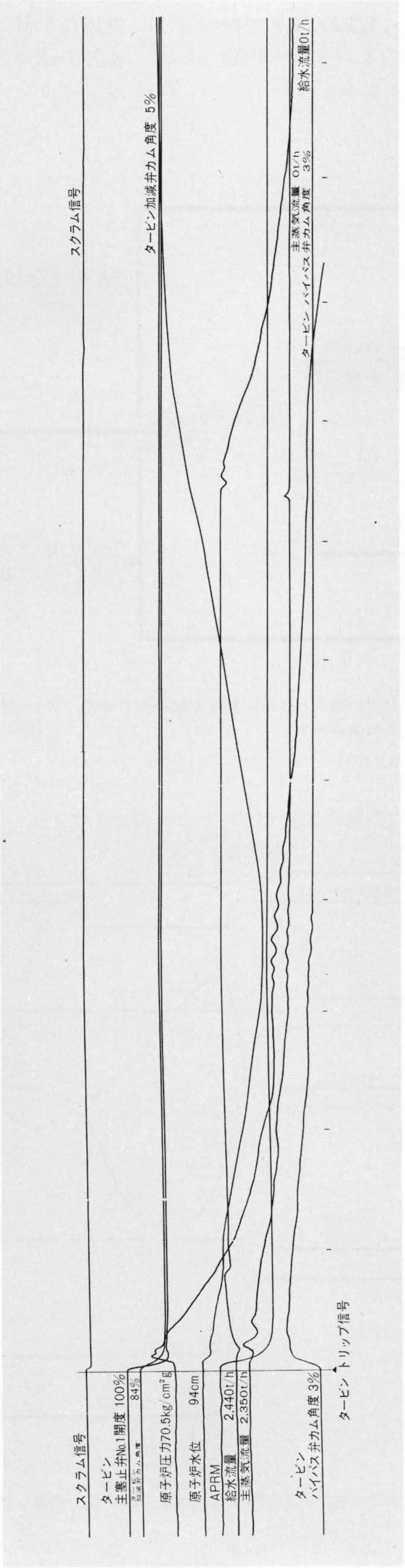
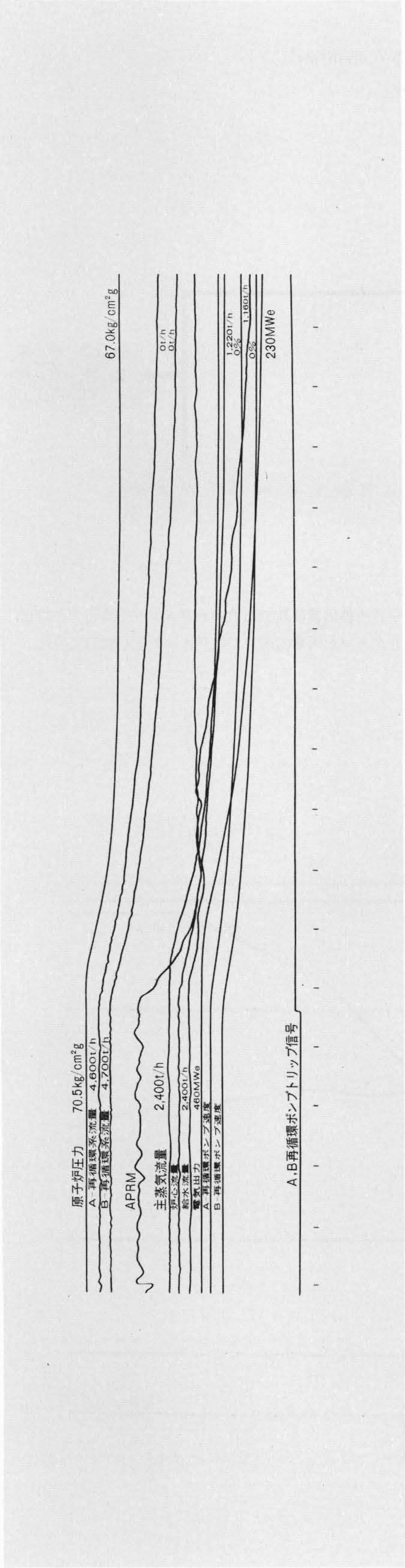
Fig. 7 Transient of Two Recirculation Pump Trip

図8 タービントリップ時の過渡応答 運転中タービントリップ事故が発生しても、原子炉—タービン、発電機は安全に停止することができ。

Fig. 8 Transient of Turbine Trip

図9 外部負荷しや断時の過渡応答 全弁、急速全閉試験時の過渡応答であって、タービン回転数は7.3% (基準10%以下) に至っているが、以後は減少している。

Fig. 9 Transient of Simultaneous Closure Test of All MSIV



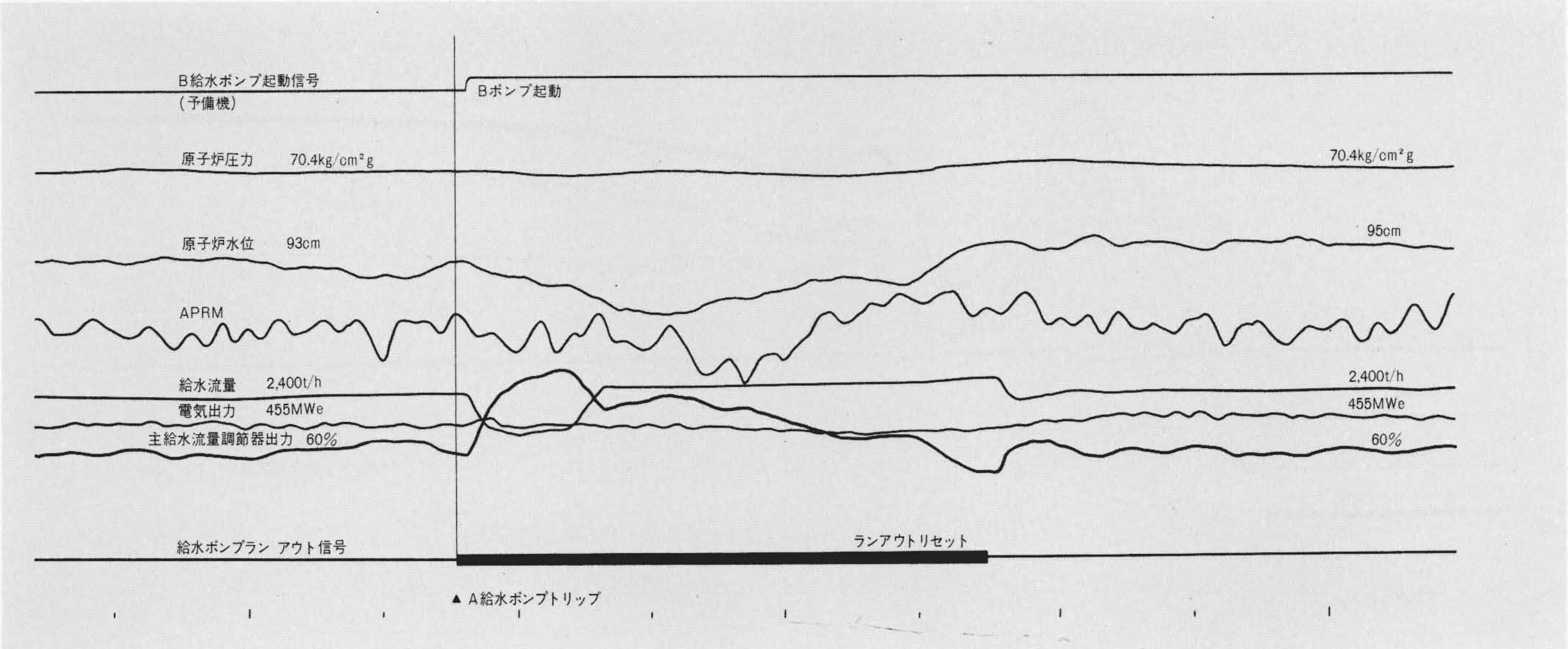
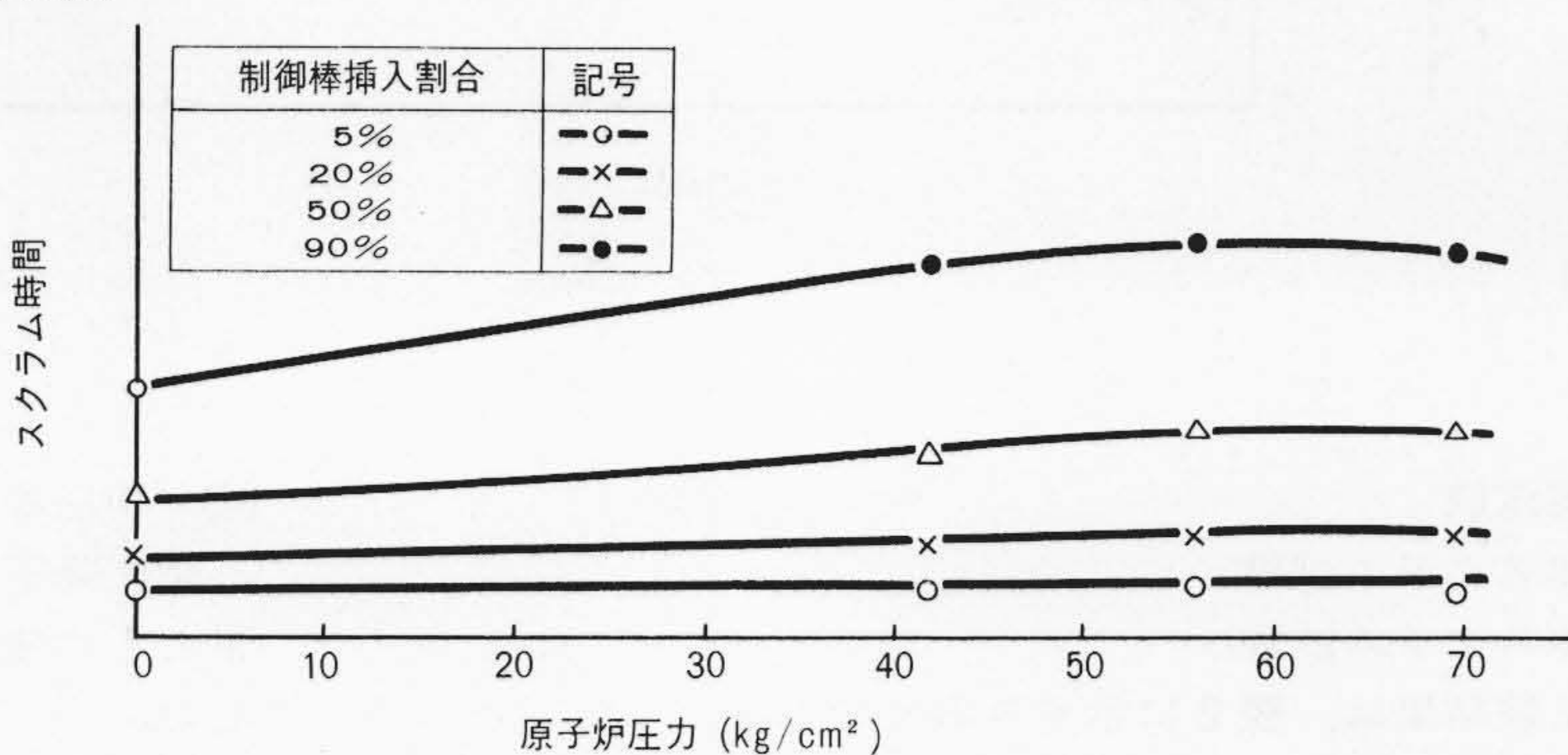
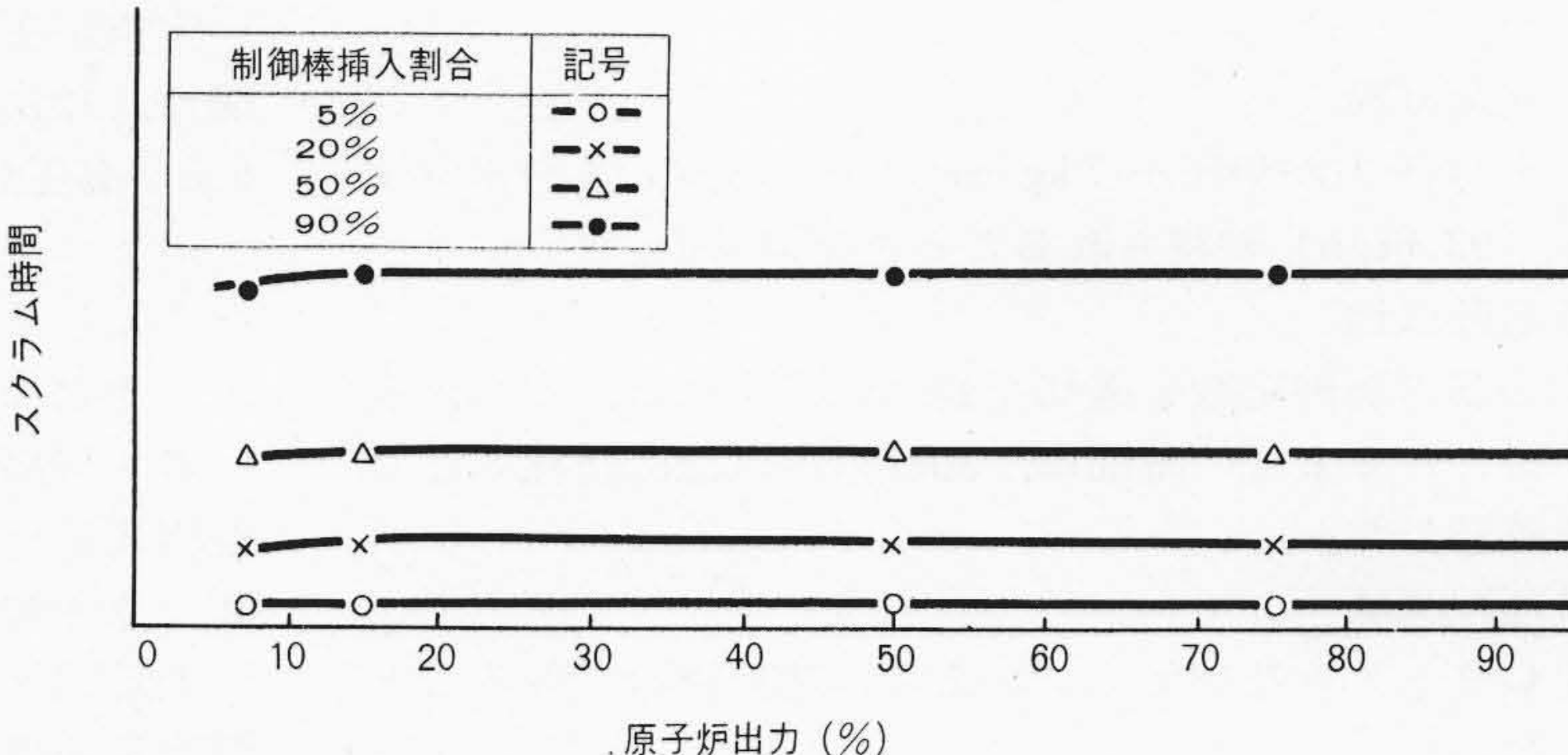


図10 給水ポンプ トリップ時の過渡応答 ポンプ2台運転中その1台をトリップさせ、予備ポンプを自動起動させたときの過渡応答である。問題ないことが分かる。

Fig. 10 Transient of Feed Water Pump Trip

表2 制御棒駆動装置試験結果 炉圧が上昇するにつれて、幾分スクラム時間は長くなっているが、原子炉出力に対しては変化していない。

Table 2 Results of Control Rod Drive System Test

試 験 項 目	試 験 結 果
1. 位置指示計確認	位置指示, ランプ表示ともに正常である。
2. 通常引き抜き, 挿入時間測定	すべて許容値の範囲内であった。
3. カップリング試験	すべて正常である。
4. 摩 擦 試 験	差圧変動値最大値は許容値の範囲内であった。
5. 単体スクラム試験	(1) スクラム速度最遅制御棒のスクラム時間 (秒) は, 挿入割合による基準値をすべて満足した。 (2) 炉圧対平均スクラム時間の関係 
6. 全体スクラム試験	(1) 炉出力対平均スクラム時間の関係 

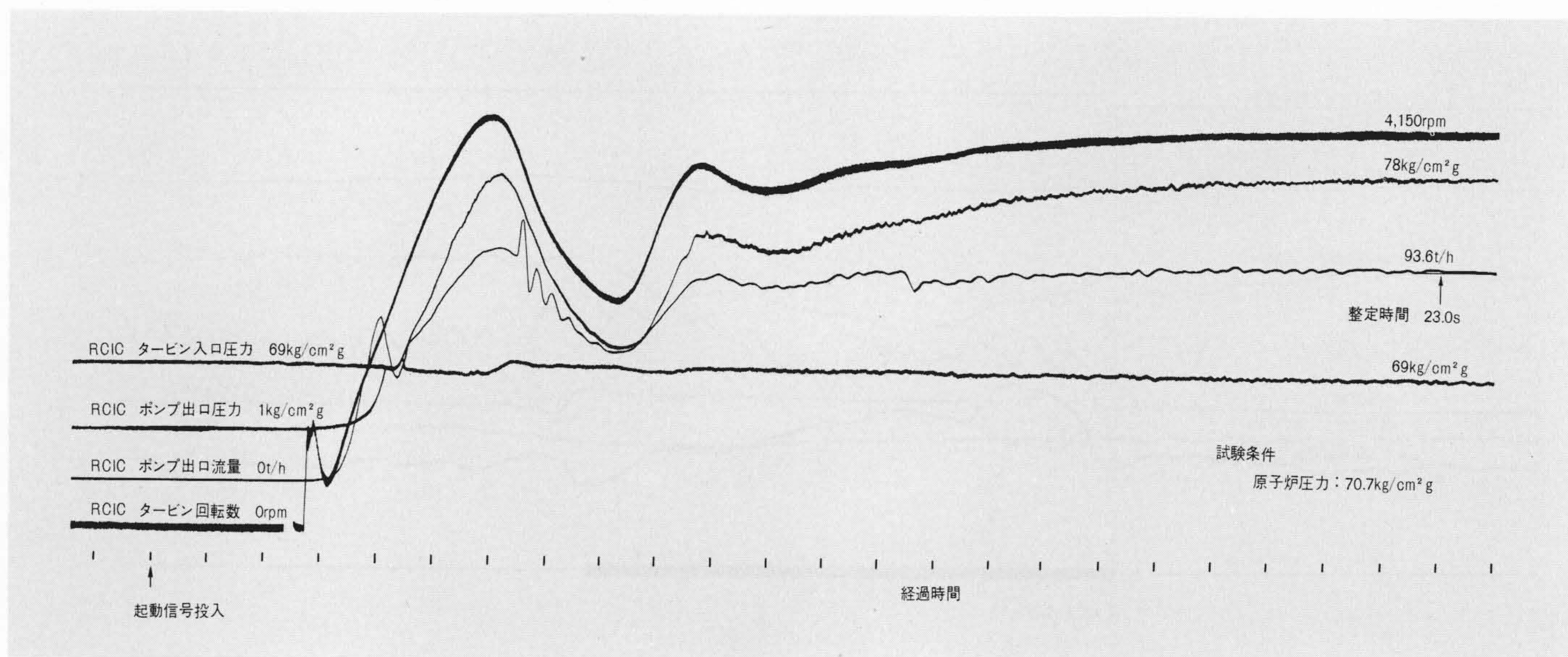


図11 RCIC急速起動試験結果 定格流量には23秒で達しており、判定基準30秒以内を十分満足している。

Fig. 11 Result of RCIC Quick Start Test

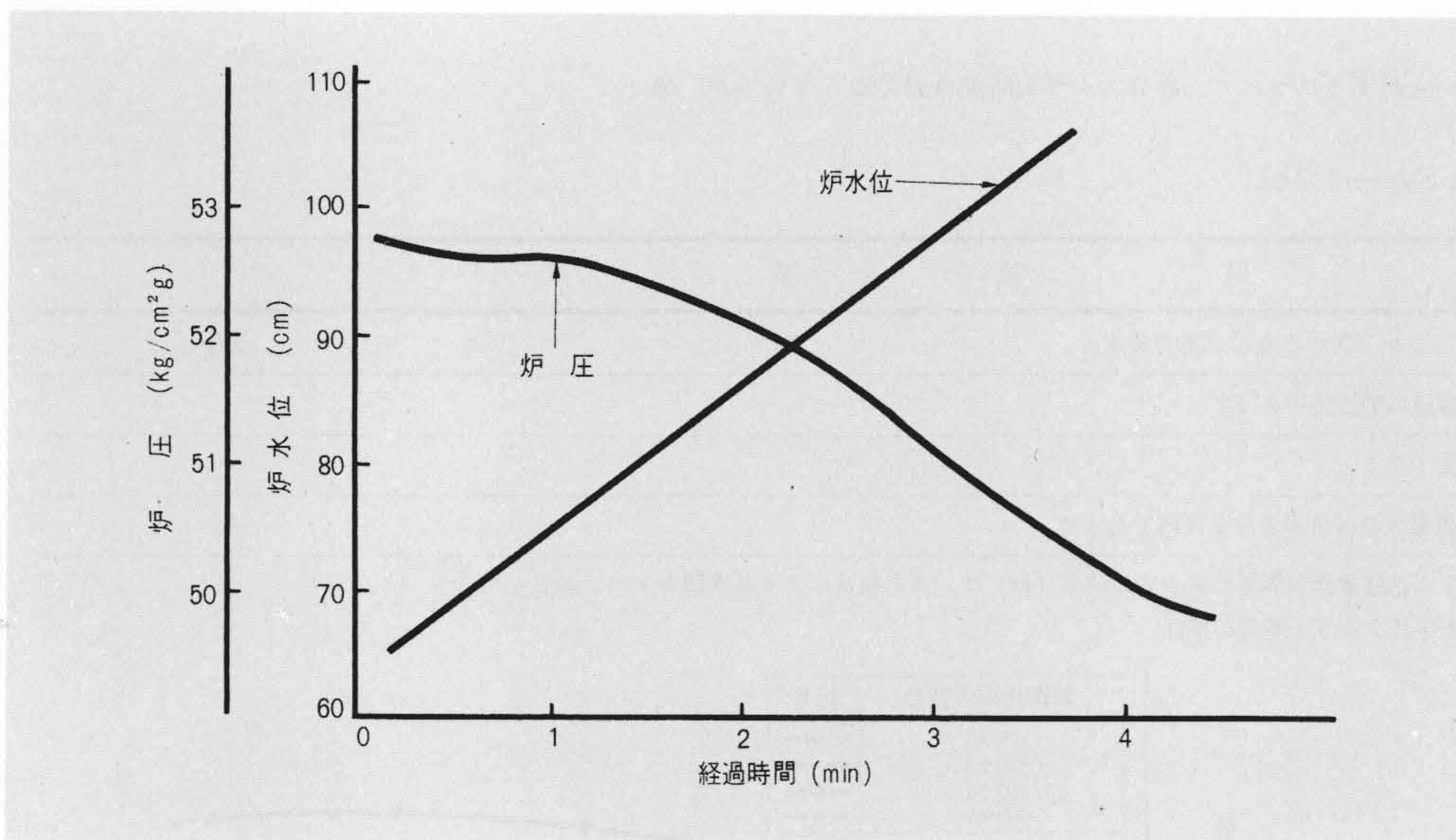


図12 RCIC炉内実注水時の水位、炉圧の変化 RCICタービンに蒸気が使われることと、冷水が注入されることで、炉圧は下降し水位は回復している。

Fig. 12 Change of Reactor Water Level and Pressure During RCIC Operation

- (4) 摩擦試験
- (5) 単体スクラム試験
- (6) 全体スクラム試験

上記試験結果は、表2に示すとおりである。

5.2 炉隔離時冷却系 (RCIC)

以下に述べる試験により、RCICが正常に作動することを実証した。

(1) 手動起動試験

ポンプ出口圧力が炉圧+7 kg/cm²以上であり、且つポンプ定格流量 (93.6t/h) が得られることを確認した。

(2) 急速起動試験

流量調整器の制御定数を適切な値に設定すれば、ポンプ定格流量が得られるまでの時間は、30秒以内 (設計仕様) となることを確認した。

(3) 連続運転試験

RCICタービン及びポンプが正常に運転継続できることを確認した。

(4) 炉圧降下試験

炉圧降下中であっても、タービン回転数及びポンプ出口流量ともに変化せず、設計仕様を十分満足していることを確認した。

(5) 炉注水試験

正常に実注水できることを確認した。

定格炉圧時の急速起動試験結果及び実注水時の試験結果は、図11、12に示すとおりである。

5.3 高圧炉心注水系 (HPCI)

以下に述べる試験により、HPCIが正常に作動することを実証した。

(1) 手動起動試験

ポンプ出口圧力が炉圧+7 kg/cm²以上であり、且つポンプ定格流量 (690t/h) が得られることを確認した。

(2) 急速起動試験

流量調整器の制御定数を適切な値に設定すれば、ポンプ定格流量が得られるまでの時間は、30秒以内 (設計仕様) とな

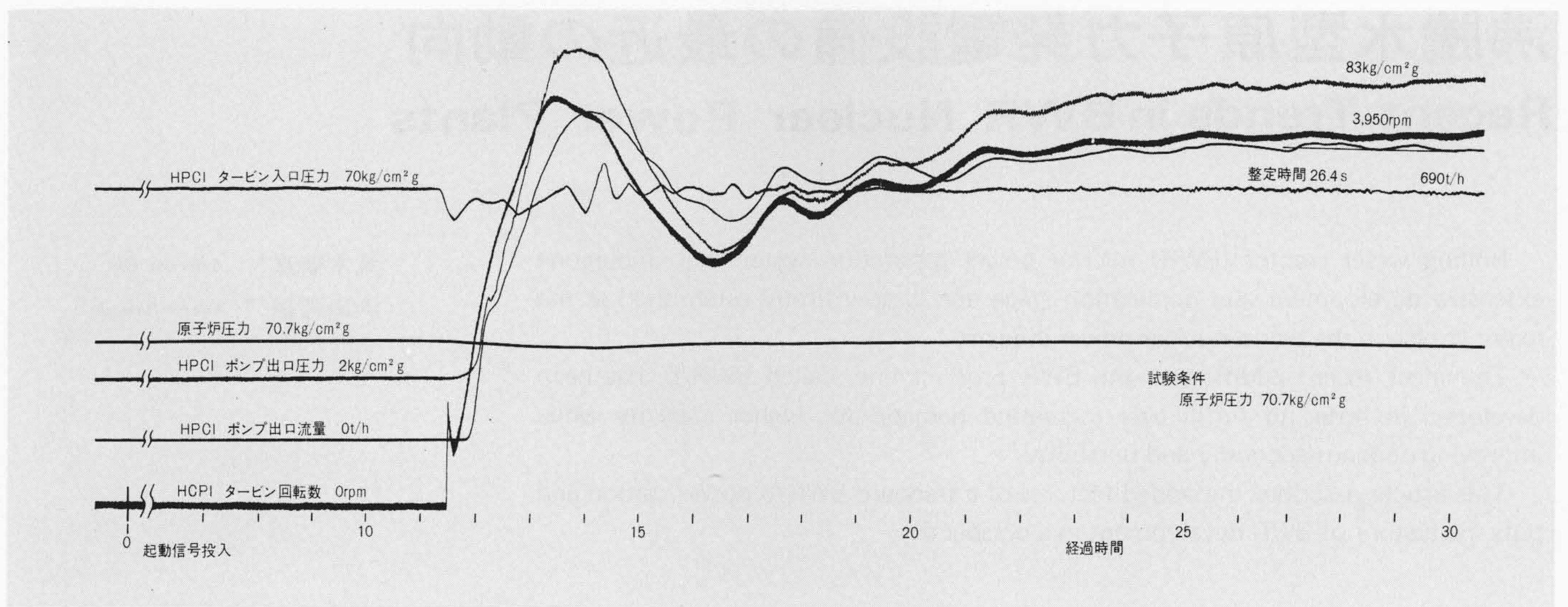


図13 HPCI急速起動試験結果 定格流量には、26.4秒で達しており、判定基準30秒以内を十分満足している。

Fig. 13 Result of HPCI Quick Start Test

ることを確認した。

(3) 連続運転試験

HPCIタービン及びポンプが正常に運転継続できることを確認した。

(4) 炉圧降下試験

炉圧降下中であっても、タービン回転数及びポンプ出口流量ともに変化せず、設計仕様を十分満足していることを確認した。

定格炉圧時の急速起動試験結果は、図13に示すとおりである。

5.4 炉内構造物振動

一次冷却水の流れなどにより、炉内構造物（シュラウド上フランジ及び汽水分離器上リング）に生ずる振動を測定した。この結果、

- (1) 再循環ポンプ平衡運転時における振動の振幅は炉出力の上昇につれて増加するが、最大値は安全側に設定した許容値以内であった。
- (2) 振動数は、設計値の固有振動数とよく一致していることが実証された。

6 プラント総合性能試験

一連のプラント総合性能試験を実施した定格出力下における100時間連続運転は、電気出力を 460 ± 2 MWeに抑えた。出力の調整は制御棒によらず、再循環ポンプの流量制御によって行なった。この期間中のMCHFR及びMHFは、それぞれの制限値1.9以上、 126 W/cm^2 以下を十分満足した。

この100時間連続運転中に、発電端電気出力試験、タービン熱消費率試験、負荷試験、原子炉熱出力試験及び化学放射試験の5項目について試験を実施した。

6.1 発電端電気出力試験

100時間連続運転の発電端電気出力の平均は、461.5 MWeであり、このときのプラント運転条件は、原子炉熱出力で1,360.2 MWt、復水器真空度で735 mmHg、補給水率はほぼゼロであった。

これを計画条件である原子炉熱出力1,380 MWt、復水器真空度722 mmHg、補給水率0.5%に補正すると、電気出力は465.5 MWeとなり、計画値の465.6 MWeと極めてよく一致した。

6.2 熱消費試験

タービン熱消費率と電気出力の関係は、部分負荷の150 MWe及び250 MWeでは、熱消費率は計画値を若干（許容公差内）上まわったが、定格値では計画値の2,517 kcal/kWhによく一致した。

6.3 負荷試験

連続8時間の各部の運転データは、計画値とほぼ一致しており問題のないことを確認した。

6.4 原子炉熱出力試験

100時間の連続運転中は、電気出力を 460 ± 2 MWeにして運転したため、原子炉の定格熱出力1,380 MWtを確認することはできなかった。従って、試験データより外挿し、炉心流量が100%以内で、定格熱出力1,380 MWtになることを確認した。

このときの、MCHFR及びMHFの値は、いずれも制限値、MCHFR1.9以上、MHF 126 W/cm^2 以内を満足している。

6.5 化学、放射化学試験

100時間連続運転中に、原子炉一次系及び各系統の水質その他のデータを取り、基準値との比較評価を行なった。測定値はすべて基準値を下回っており、良好であった。

7 結 言

中国電力株式会社島根原子力発電所1号機は、我が国における本格的原子力発電所の国産1号機として、その製作、建設及び試運転が注目されていたが、最終段階である起動試験も無事終了し、昭和49年3月29日通商産業省の竣工検査をもって完了し、営業運転に入ることができた。

起動試験期間中には、プラント総合点検など、当初予期し得なかった作業も入ったが、比較的短期間に起動試験を終了することができた。

この間得られた経験は、中国電力株式会社及び日立製作所の沸騰水型原子炉分野における今後の技術的向上に、大きく貢献するものと考えられる。

終わりに臨みこれらの成果は、関係者の努力はもちろんのこと、運転中の日本原子力発電株式会社並びに東京電力株式会社の同形プラントの貴重な御経験を参考とさせていただき達成できたことに思いをいたし、心から謝意を表わす次第である。