

中国電力株式会社島根原子力発電所 動特性試験の評価

Evaluation of Transient Test Results of Shimane Nuclear Power Station, Chugoku Electric Power Co., Inc.

近年、原子力発電所の安全性が注目の的となっている。そこで、日立製作所が国産第1号として製作した中国電力株式会社島根原子力発電所1号機の起動試験のうちのプラント動特性試験について報告し、プラントの安全性がどのようにして確認されているかについて述べる。

本稿は、最初にいわゆる異常な過渡変化の考え方、及びその分類を示した。次に試験に至るまでに行なった周到な準備について概説し、最後に試験結果と、それに対応する過渡解析結果の評価を行なった。これによってプラントの安全性が確認され、併せて過渡解析コードの有用性についても確認された。

徳光岩夫* Iwao Tokumitsu
太組健児** Kenji Takumi
広瀬正雄*** Masao Hirose
土屋豊彦**** Toyohiko Tsuchiya
丹治順一***** Jun'ichi Tanji

1 緒 言

中国電力株式会社納め島根原子力発電所1号機(以下、島根1号機と略す)は、国産第1号の沸騰水型軽水炉(以下、BWRと略す)原子力発電プラントであり、この起動試験は昭和48年5月1日より始まった燃料装荷で開始され、翌49年3月29日に通商産業省の竣工検査に合格終了した。この起動試験の主要項目の一つであるプラント動特性試験では、プラント耐用期間中に起こり得ると考えられる異常な過渡変化を模擬信号によって発生させ、どのような異常な過渡変化が生じてもプラントは確実に安全な状態になり、以後のプラント運転続行に何も支障のないことを確認した。

本試験を行なうに際しては、先行プラントの実績調査、プラント動特性解析コードによる検討、試験方法・手順など、十分な事前検討、試験直前のプラント状態検討などを行ない、万全の体制を敷いた。従って、本試験は比較的短期間に成功裏に終了させることができた。

本稿ではBWR原子力発電プラントに生じ得ると考えられる異常な過渡変化について説明し、万一このような異常な過渡変化が生じて、プラントが確実に安全な状態になること

を試験結果に基づいて実証し、併せてプラント動特性解析コードによる過渡変化の評価が妥当であることを述べる。

図1に起動試験を行なった中央制御室を示す。

2 異常な過渡変化の考え方及び分類

原子力プラントを設計する際には、工学的に考えられる様々な規模の事故を想定し、どのような事故が発生しても周辺公衆の健康に悪影響を及ぼすような量の放射性物質が漏れることのないように検討し、対策を講じている。

このうち、一般の化学プラントや火力発電プラントの例から類推して起こり得ると考えられる機器の単一故障(一つの弁の開、あるいは閉、一つの機器の電氣的誤動作など)や運転員の単一誤操作によって生ずるプラントの過渡変化を異常な過渡変化と称している。万一、これが起こったとしてもプラントを確実に安全な状態にでき、なお且つ修理などによって原因が取り除かれた後にはプラントの運転を続行できるように設計している。

BWR型原子力発電プラントには、具体的にどのような異

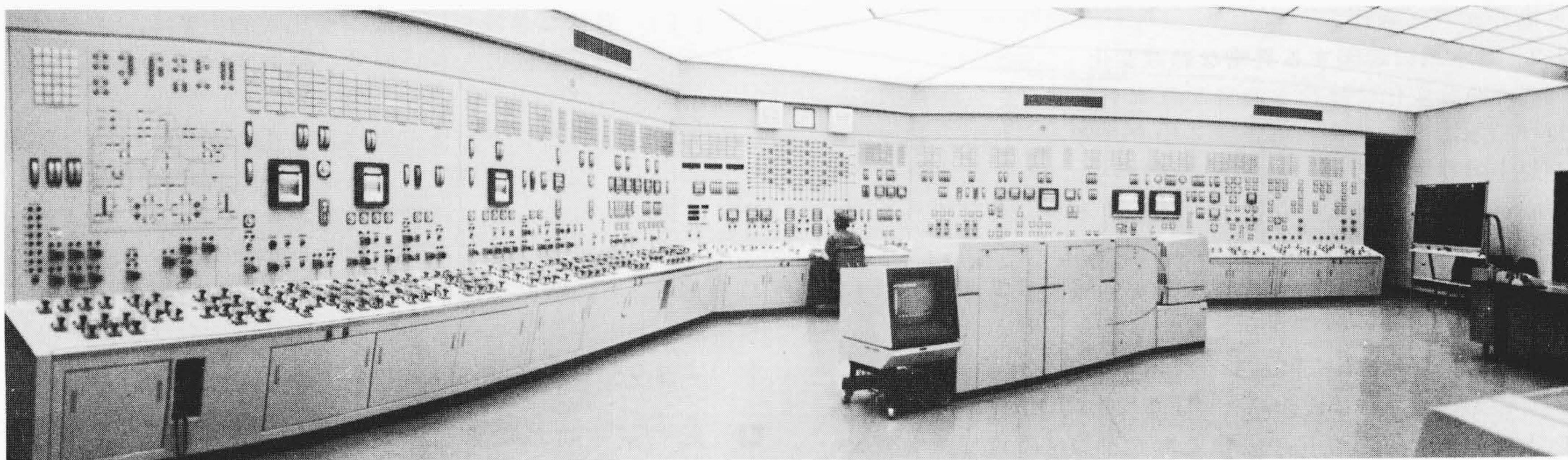


図1 島根原子力発電所1号機の中央制御室 異常な過渡変化試験の指令信号は、この中央制御盤より発せられた。諸変数は、この盤より信号をトランジエントレコーダに導いて記録された。

* 中国電力株式会社原子力部 課長 ** 日立製作所電力事業本部計装技術本部 工学博士 *** 日立製作所電力事業本部計装技術本部
**** 日立製作所日立工場 ***** 日立製作所日立研究所

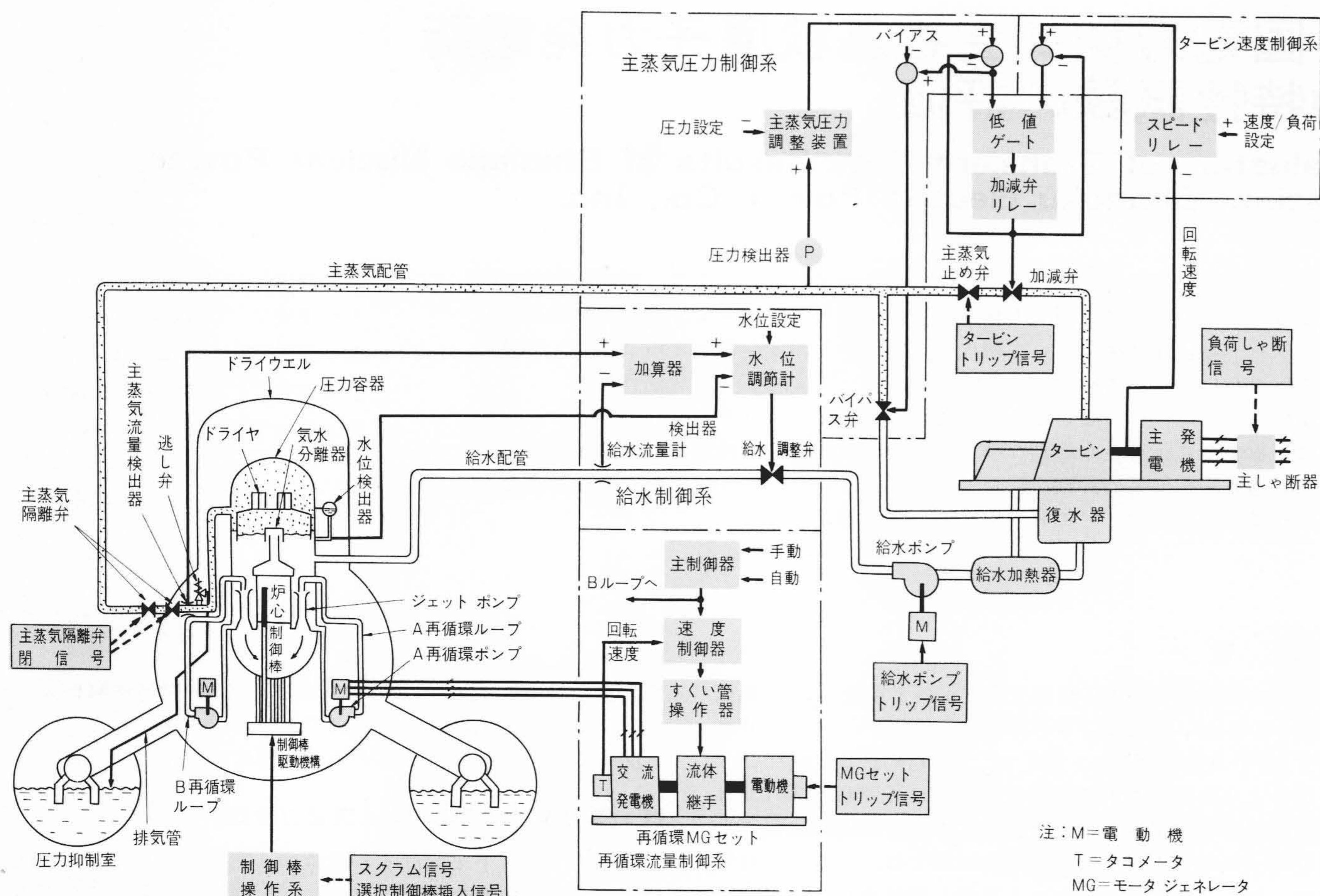


図2 島根1号機主要系統及び主要制御系の概略構成図 主要系統、すなわち主蒸気系、給水系、再循環系、制御棒操作系及びこれらの制御系を概念的に図示したものである。異常な過渡変化開始信号の印加点も示してある。

常な過渡変化が考えられるかについて、プラントの基本構成に基づいて以下に述べる。

図2に島根1号機の主要系統及び主要制御系の構成を示す。同図より明らかなように、通常運転中に原子炉炉心に影響を及ぼすのは、主として主蒸気系、給水系、再循環系及び制御棒操作系である。従って、これらによって生ずる可能性のある異常な過渡変化を列挙して表1に示す。

2.1 主蒸気系に起因する異常な過渡変化

この過渡変化には主蒸気流量が急減する場合、及び急増する場合が考えられる。

2.2 給水系に起因する異常な過渡変化

この過渡変化には給水流量が急減する場合、急増する場合、及び給水温度が急速に低下する場合が考えられる。給水温度が急上昇することは、通常あり得ないし、たとえ上昇しても炉心ボイドが増加して炉出力が降下するので安全である。

2.3 再循環系に起因する異常な過渡変化

この過渡変化には、再循環流量が急減する場合、急増する場合、及び冷水を循環させてしまう場合が考えられる。

2.4 制御棒操作系に起因する異常な過渡変化

この過渡変化には、誤操作による反応度印加が考えられる。以上は異常な過渡変化の分類である。これに対し、主蒸気配管、給水配管、再循環配管などの破断事故とか、制御棒落下事故などは、まず起こり得ないように設計されており、異常な過渡変化の範囲として考える必要はない。万一これらの事故が発生しても、周辺公衆の健康に悪影響を及ぼさないように安全保護設備を設計している。

3 起動試験項目の選定

異常な過渡変化としては表1に記した(a)～(p)が考えられるが、起動試験時にこれらをすべて試験するわけではなく、代表的な項目を選定することになる。選定する際には、前もってプラント動特性解析コードによって(a)～(p)の過渡変化解析を行ない、原子炉圧力上昇及び燃料の熱的な評価をして支障のないことを確認した。更に、以下の方針に従って起動試験項目を取捨選択したので、それを同表に併記する。

(方針1) 異常な過渡変化の規模が比較的小さく、これと同じ性質でしかも規模の大きい異常な過渡変化を試験する場合には前者を省略する。

(方針2) 制御器などが単一故障したり、運転員が単一誤操作をしても、他の制御機能によって異常な過渡変化の規模が小さく抑えられるものは試験を行なわない。

(方針3) 運転員が単純な誤操作をした程度では微々たる過渡変化であり、異常な過渡変化と称する程度の誤操作とするには運転員が意図的に厳しい状態を作り出さなければ実現しないような場合の試験は行なわない。

4 起動試験前の準備

試験実施に先駆けて、次のように綿密な検討を行なった。

4.1 先行プラントの調査

アメリカを中心とした国外プラントの実績を調査し、更に国内先行プラントである日本原子力発電株式会社敦賀発電所及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所1号機の起動試

表1 異常な過渡変化の分類及び起動試験項目の選定 BWR原子力発電プラントに起こり得ると予測される異常な過渡変化の種類を挙げ、それを基に起動試験項目を選定する。

異常な過渡変化の分類			起動試験項目の選定		
系 統	現 象	異 常 な 過 渡 変 化 名	採 否	方 針	不 採 用 の 場 合 の 理 由
主 蒸 気 系	主蒸気流量が急減	(a) 主蒸気隔離弁全閉	採 用	—	—
		(b) タービン トリップ(主蒸気止め弁急閉)	採 用	—	—
		(c) 負荷しゃ断(加減弁急閉)	採 用	—	—
		(d) 主蒸気圧力制御系誤動作による加減弁閉	不採用	(1) (2)	(a), (b), (c)のほうが弁閉速度が速く(d)はこれらに比べて過渡変化の規模が小さい。 主蒸気圧力, 調整装置は常用系統とバックアップ系統があり, この種の事象はほとんど起こらない。
	主蒸気流量が急増	(e) 主蒸気圧力制御系誤動作による加減弁全開	不採用	(1) (2)	加減弁が全開して主蒸気圧力が降下していくと, 圧力低下により主蒸気隔離弁が全閉する。この間に, 炉心ボイドが増えて炉出力が下がっているので, 過渡変化の規模は(a)より小さい。
		(f) 誤動作ないしは誤操作による逃し弁全開	採 用	—	—
給 水 系	給水流量が急減	(g) 給水ポンプ トリップ	採 用	—	—
		(h) 給水制御系誤動作による給水流量急減	不採用	(2)	給水制御信号喪失あるいは給水調整弁駆動空気圧喪失により, 給水調整弁の開度はロックされる。従って, この種の事象はほとんど起こらない。
	給水流量が急増	(i) 給水制御系誤動作による給水流量急増	不採用	(1)	給水流量が急増して原子炉水位が上昇すると, タービン トリップとなる。過渡変化の規模は(b)とほとんど同程度。
	給水温度が低下	(j) 給水加熱器1台故障	採 用	—	—
再 循 環 系	再循環流量が急減	(k) 再循環MGセット トリップ	採 用	—	—
		(l) 再循環ポンプ トリップ	不採用	(1)	再循環ポンプは, 同時に2台ともトリップすることのないように設計されている。再循環ポンプ1台トリップは, (k)より過渡変化の規模が小さい。
		(m) 再循環流量制御系故障による流量減少信号発生	不採用	(1) (2)	再循環流量制御系信号喪失により, すくい管操作器の動きがロックされる。従って, この種の事象はほとんど起こらない。主制御器などの設定値を急減させた場合は, (k)よりも過渡変化の規模は小さい。
	再循環流量が急増	(n) 再循環流量制御系故障による流量増加信号発生	不採用	(2)	すくい管操作器の速度は10%/秒以下に抑えられている。高出力運転中は再循環流量が既に大きいので, たとえ制御系故障によって流量増加信号が発生しても増加量は小さい。従って, 炉心に及ぼす影響は小さい。低出力運転中に再循環流量が大幅に増加しても, 出力自体が小さいので炉心に及ぼす影響は小さい。
	冷たいままの再循環水を循環	(o) 停止中の再循環冷水ループを誤操作により起動	不採用	(3)	この過渡変化の規模が大きくなるのは, (i) 原子炉出力をあらかじめ下げるのを無視 (ii) 停止ループを徐々に温めるのを無視 (iii) 再循環ポンプ起動後, ポンプ速度が整定するのを待たずに出口弁を急開。 した場合であり, この種の事象はほとんど起こらない。
制御棒操作系	誤操作による反応度印加	(p) 誤操作による制御棒連続引抜き	不採用	(2)	制御棒を誤って引き抜いても, 制御棒引抜阻止装置(ロッド ブロック モニタ)が動作するので, 過渡変化の模様は小さい。

験に参加して貴重な経験を積むことを得た。

4.2 プラント動特性解析による検討

想定される各種の異常な過渡変化の詳細な解析を行ない、その規模などの検討を行なった。このプラント動特性解析コードは、原子炉系及びタービン系の各種構成機器の特性を非線形性を考慮して時間微分方程式で表わしたものであり、大容量・高速ディジタル計算機によって計算を行なった。

4.3 起動試験前の各種予備試験

プラントの主要機器である制御棒駆動装置、再循環MG(モータジェネレータ)セット、タービン、各種ポンプ、弁類、制御器などは工場出荷前試験を行ない、単体性能をそれぞれ確認した。現地据付け後は、これらを組み合わせた系統別機能試験を行なった。

4.4 起動試験体制の確立

試験項目ごとに、起動試験要領書を作成しながら詳細な手順の打合せを重ねて、試験体制を整えた。更に、この要領書に基づき試験時を想定して、事前に中央制御室における操作チェック、現場チェックを行なった。

5 試験結果の評価

表1に「採用」と記した試験項目のうち、(a)、(b)、(c)、(g)及び(k)について報告する。それ以外の(f)、(i)は規模が小さく、過渡変化が緩やかである。

上記の試験は出力を25%、50%、75%及び100%と上昇させる過程で適宜模擬信号を発生させて行ない、低出力における試験の評価をしながら、次の出力における試験を行なった。ここでは定格出力における試験結果について評価する。

5.1 主蒸気隔離弁全閉

(1) 主蒸気隔離弁全閉の原因

原子炉水位低など、原子炉系の異常、あるいは運転員の誤操作などにより主蒸気隔離弁が全閉する。

(2) 試験結果

試験結果及び過渡解析結果を図3に示す。主蒸気隔離弁全閉により直ちに原子炉はスクラムし、主蒸気流量はゼロに、中性子束はほぼゼロになる。原子炉圧力は約6 kg/cm²上昇する。3個の逃し弁のうち1個が自動作動することにより、過度の圧力上昇を抑えている。この試験により、通常運転中に

主蒸気隔離弁が閉じることがあっても、原子炉圧力の面でも、燃料の熱的な面でも特に問題はなく、原子炉は安全に停止することが確認された。

(3) 試験結果と過渡解析結果との比較

中性子束、主蒸気流量及び給水流量の変化はよく一致している。原子炉圧力変化は、解析結果のほうが多少高めとなっており、逃し弁は2個吹く。解析では主蒸気隔離弁閉鎖特性の閉まり終わる個所を実機より多少厳しめに仮定しているためである。

5.2 タービントリップ(主蒸気止め弁急閉)

(1) タービントリップの原因

タービン、発電機、所内変圧器の異常、あるいは原子炉系の誤動作などによりタービントリップとなる。

(2) 試験結果

試験結果及び過渡解析結果を図4に示す。タービントリップ信号によりタービン危急しゃ断油が抜けて主蒸気止め弁は急閉し、バイパス弁は急開して原子炉は直ちにスクラムする。

スクラムすることにより、中性子束は急速に減少してほぼゼロとなる。主蒸気止め弁閉速度は、バイパス弁開速度よりも速いので、原子炉圧力は一時的に上昇するが、逃し弁が吹き出すまでには至らず、原子炉スクラムとともに緩慢に減少しながら整定する。これにより、通常運転中にタービントリップしても、原子炉は安全に停止することが確認された。

(3) 試験結果と過渡解析結果との比較

中性子束、主蒸気流量、原子炉圧力とも比較的よく一致している。主蒸気流量及び原子炉圧力の初期応答に多少の相違がみられ、これを合わせるには主蒸気配管のモデルを改良する必要がある。しかし、過渡変化の規模を評価するには、現在のモデルでも十分有用であると考えられる。

5.3 負荷しゃ断(加減弁急閉)

(1) 負荷しゃ断の原因

電力系統に事故が生じたとき、その規模によって発電所の主しゃ断器を開き、プラントを保護する。

(2) 試験結果

試験結果及び過渡解析結果を図5に示す。

主しゃ断器開により、タービン回転速度が上昇し始め、これをスピードリレー(特にこの中の加速リレー)が検出して加

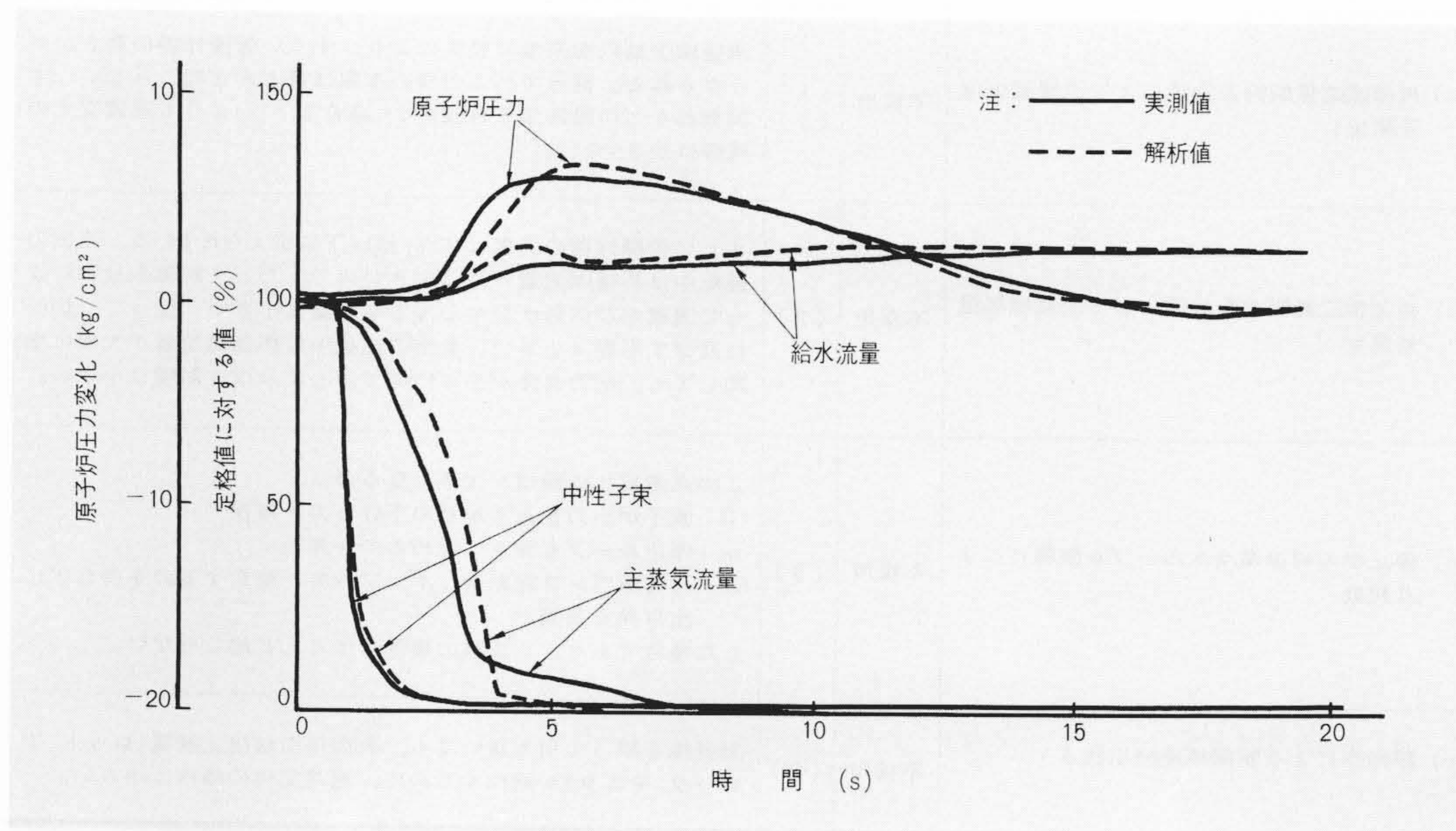


図3 主蒸気隔離弁全閉時の過渡変化 主蒸気隔離弁全閉試験結果及びその解析結果を比較して示す。

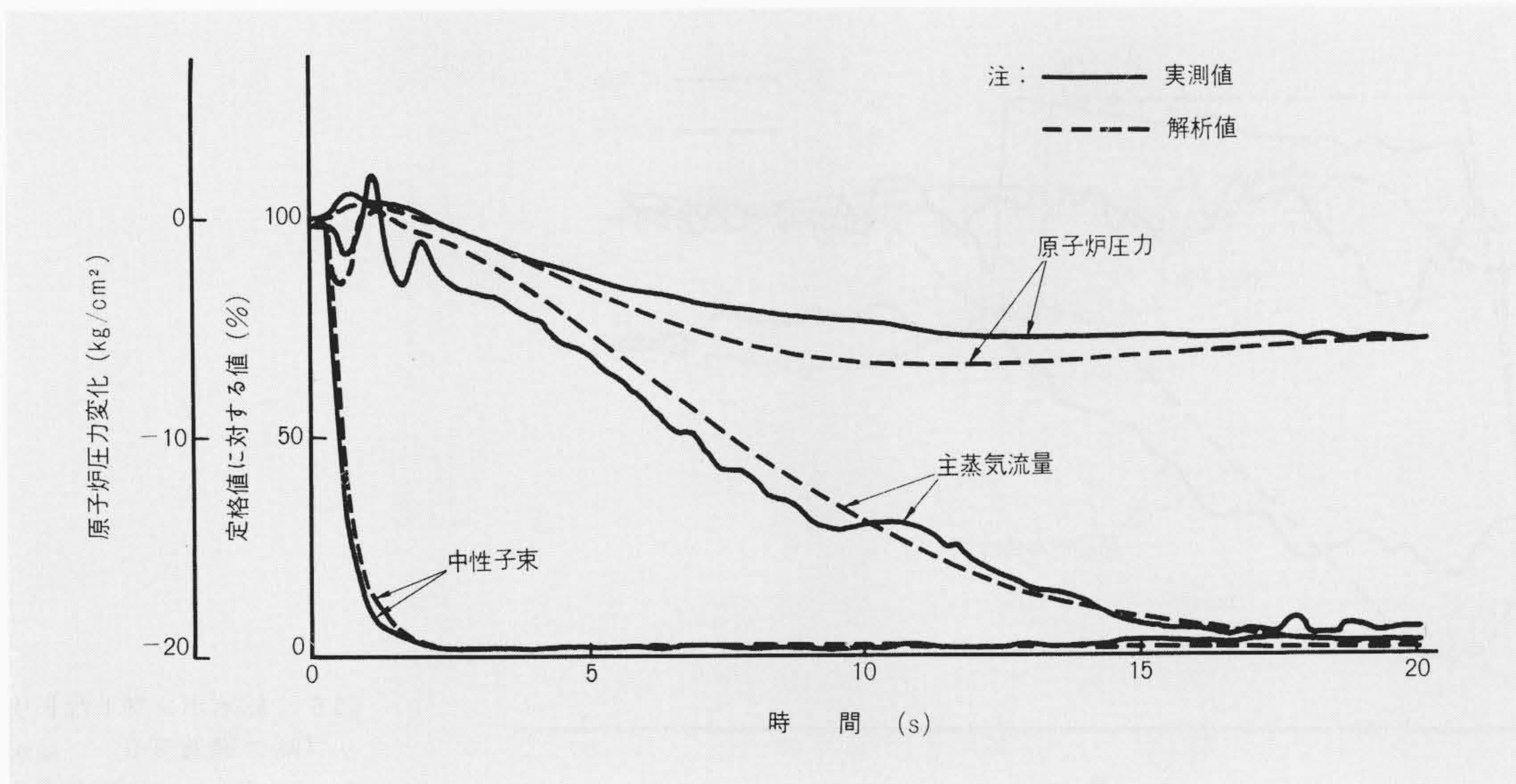


図4 タービントリップ時の過渡変化(主蒸気止め弁急閉) タービントリップ試験結果及びその解析結果を比較して示す。

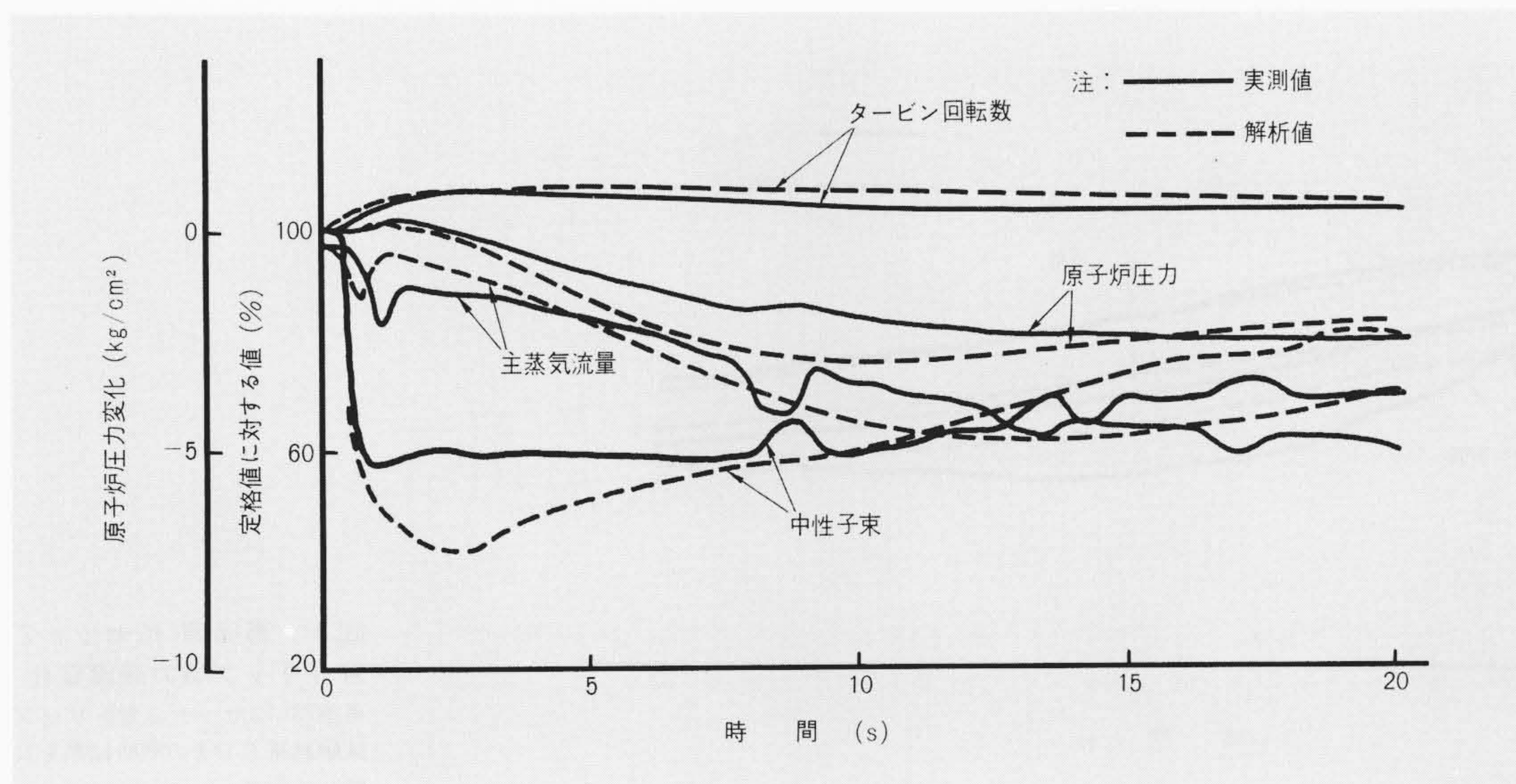


図5 負荷しゃ断時の過渡変化(加減弁急閉) 負荷しゃ断試験結果及びその解析結果を比較して示す。

減弁急閉、バイパス弁急開及び選択制御棒(16本)急挿入となる。タービン回転速度は一時的に上昇し、定格回転数よりも7.3%上昇し、以降緩やかに減少して整定する。

原子炉は選択制御棒急挿入により、約50~60%出力となる。この間、タービントリップや原子炉スクラムに至らず、単独所内負荷運転を続行できることが示された。その後、系統に併入して直ちに出力を上昇させることができた。

(3) 試験結果と過渡解析結果との比較

主蒸気流量、原子炉圧力変化はよく一致している。中性子束変化は、解析結果のほうが多少大きくなっている。タービン回転数上昇も解析結果のほうが多少大きい。これにより、この解析コードを用いて単独所内負荷運転の可能性を検討することの妥当性が示された。

5.4 給水ポンプトリップ

(1) 給水ポンプトリップの原因

給水ポンプ軸受油圧の低下とか、ポンプ入口圧力の低下などの支障が生じた場合に、ポンプ保護のためにトリップさせる。

(2) 試験結果

模擬信号により、2台運転中の1台の給水ポンプをトリッ

プさせた。試験結果及び過渡解析結果を図6に示す。1台トリップにより原子炉水位は一時的に降下する。しかし、トリップ信号によって予備給水ポンプが起動して流量が回復するので、水位はこの間に約7cm降下するにとどまり、原子炉水位低スクラム(設定値は76cm下)には至らない。また中性子束上昇もわずかであり、中性子束高スクラム(設定値は120%)には至らない。予備給水ポンプが起動すると給水ポンプランアウト保護機能が働き、給水流量が増加しすぎるのを抑える。これは、原子炉水位が回復してリセットされる。これにより、プラントは運転を続行できることが示された。

(3) 試験結果と過渡解析結果との比較

給水流量、原子炉水位変化及び中性子束変化は、その傾向が良く合っている。原子炉水位変化の程度は、解析結果のほうが多少大きい。従って、この解析コードにより、ポンプトリップ後の運転続行可能性を検討することの妥当性が示された。

5.5 再循環MGセットトリップ

(1) 再循環MGセットトリップの原因

MGセットを構成する発電機、電動機、流体継手などが故障したり、再循環ポンプに支障を来す再循環系の誤操作をし

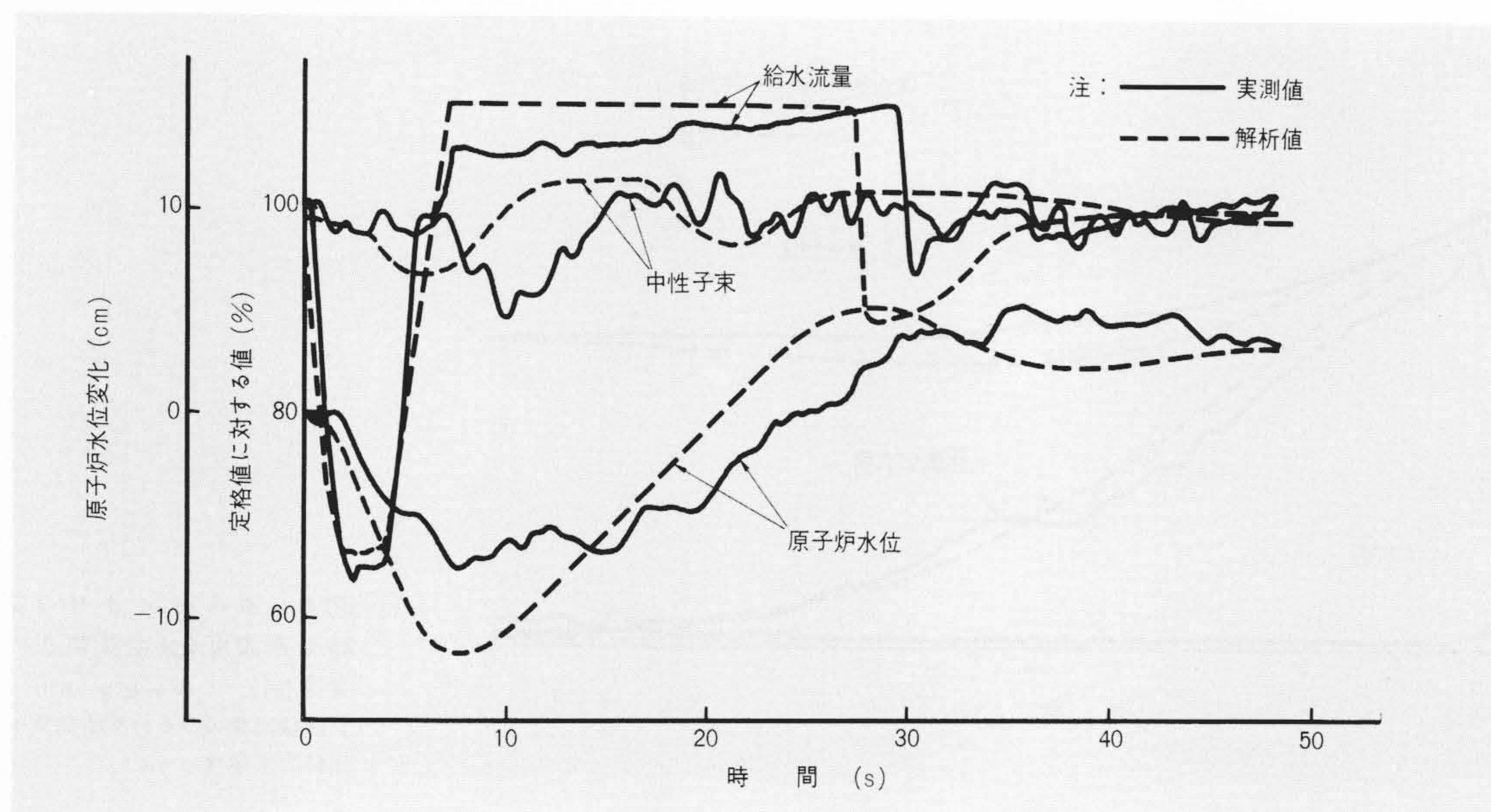


図6 給水ポンプ1台トリップ時の過渡変化 給水ポンプ1台トリップ試験結果及びその解析結果を比較して示す。

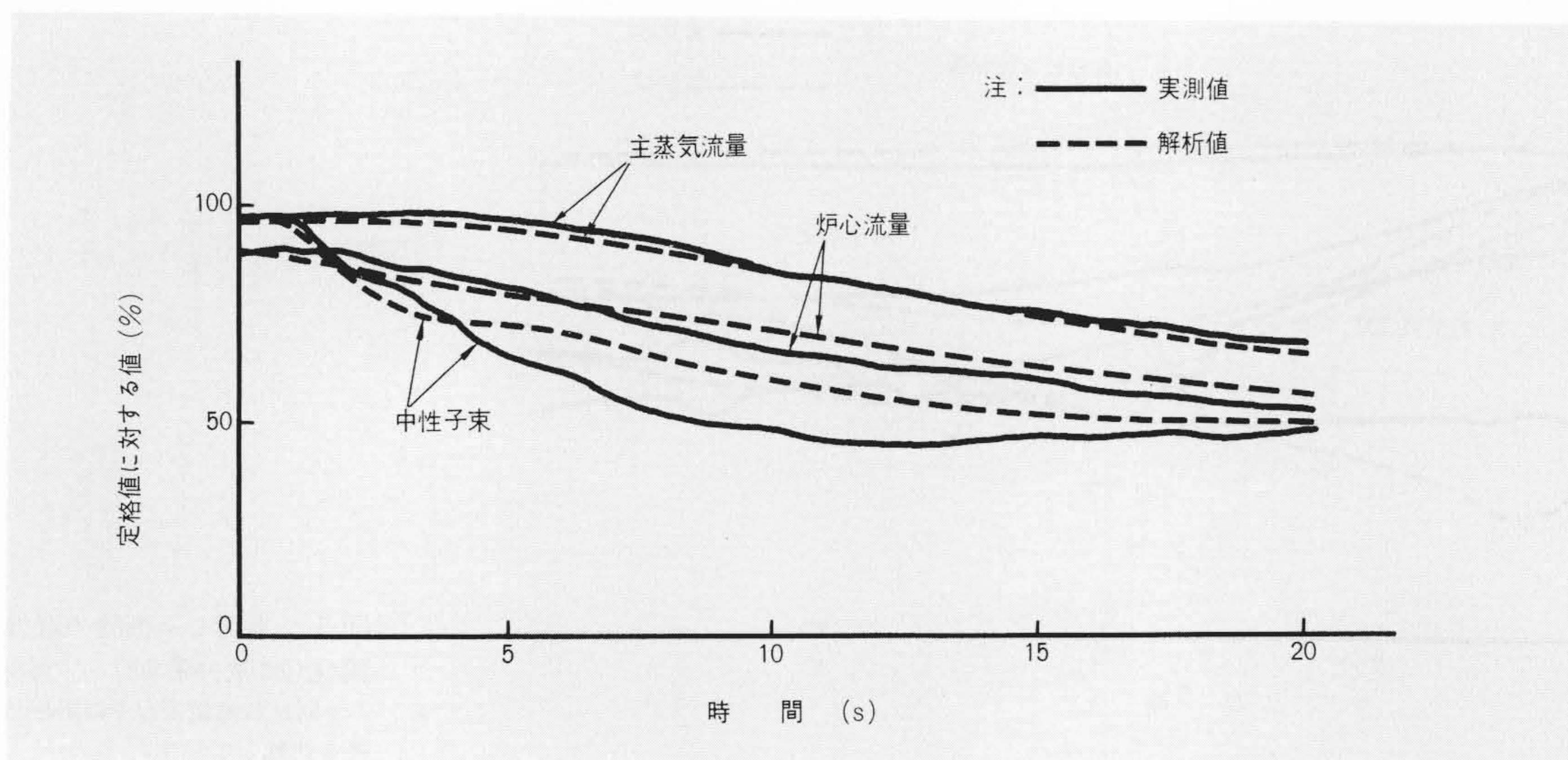


図7 再循環MGセット2台トリップ時の過渡変化 再循環MGセット2台トリップ試験結果及びその解析結果を比較して示す。

た場合にMGセットをトリップさせて機器を保護する。

(2) 試験結果

A, B両方のMGセットを同時にトリップさせた試験結果及び過渡解析結果を図7に示す。MGセットトリップにより、ポンプ回転速度が徐々に低下し、これにつれて炉心流量も低下し、自然循環状態になる。これに伴い、中性子束は低下し、主蒸気流量も低下して出力は約50%となる。この間、プラントは停止しないので、運転を続けることが可能である。

(3) 試験結果と過渡解析結果との比較

炉心流量、中性子束及び主蒸気流量変化とも傾向が良く合っている。燃料の熱的な厳しさを評価する最小限界熱流束比(MCHFR)は、試験前の予備解析で保守的に評価しておいた値よりもはるかに楽な値であった。これにより、設計で用いている燃料の熱的評価は十分に余裕があると言える。

6 結 言

島根1号機の起動試験では、早くから起動試験体制を確立して十分な準備をしたため、順調に試験を行なうことができた。個々の異常な過渡変化試験によって、プラントは所定の

性能をもっており、十分に安全であることが確認された。

プラント動特性解析コードの妥当性も確認され、プラントの設計段階で、実機よりも厳しめの仮定をして解析する過渡変化解析は妥当なものであることも併せて確認された。

今後とも解析コードの改良を継続し、なおいっそう解析精度を向上させ、設計に反映させていく考えである。

本稿が原子力発電プラントの安全性評価及び起動試験計画の参考となるならば筆者らの幸いとするところである。

終わりに、本試験を成功裏に終了することができたのは、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経験を参考とさせていただいた点が極めて多く、ここに深く謝意を表わす次第である。

参考文献

- (1) 薬師寺, 仁木, 末松:「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」日立評論 56, 873 (昭和49-9)