

JAERI - M  
82-168

BWR/ATWS解析におけるRETRAN  
コードの性能評価

1982年11月

吉田 一雄

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（〒319-11 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 Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1982

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷(株)

BWR/ATWS 解析における  
RETRAN コードの性能評価

日本原子力研究所東海研究所安全解析部

吉田 一雄

( 1982年10月28日受理 )

ATWS 解析コードの整備の一環として、RETRAN コードを用いて BWR 型原子炉での ATWS 解析を行った。解析の主たる目的は、BWR/ATWS 解析における RETRAN コードの性能評価であり、併せて ATWS 事象の理解を深めることにある。

解析は主蒸気隔離弁閉鎖事故など 4 ケースについて行ない、さらに、ホットチャンネル解析、ギャップ熱伝達モデル等に関する感度解析も行った。

解析の結果、RETRAN コードは BWR 型原子炉の ATWS 時における原子炉の全体的な挙動解析には適したコードであることがわかった。また、炉心出力上昇に伴うペレットの温度上昇に着目する場合、ペレットと被覆管の間のギャップ熱伝達モデルが重要である。また ATWS の事象の理解の面から見て、BWR 型原子炉では再循環ポンプトリップが ATWS 事故の収束あるいは軽減の要因であることがわかった。

An Evaluation of the RETRAN Code in ATWS Analysis of a BWR

Kazuo YOSHIDA

Division of Nuclear Safety Evaluation,  
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received October 28, 1982)

An analysis of the ATWS (Anticipated Transient without Scram) in a BWR plant has been performed. The main objective of this analysis is to assess the analytical capability of the RETRAN Code upon the ATWS and to better understand the thermal-hydraulic behavior of a BWR plant in an ATWS.

Four types of ATWS, such as main steam isolation valve closure without scram, were analyzed. In addition to these cases, sensitivity studies were performed to study effects of some key factors (i.e. gap conductance, trip of recirculation pump, DNB).

In the course of this study, it was found that the RETRAN is a suitable code for an analysis of ATWS in a BWR plant, and that trip of the recirculation pump would play an important role in mitigating the consequence of ATWS.

Keywords: RETRAN, BWR, Gap Conductance, DNB, Recirculation Pump,  
Anticipated Transient, Scram, Performance

## 目 次

1. 序	1
2. RETRAN コードの概要	2
3. 解析対象プラントとモデル	5
3.1 解析対象プラント	5
3.2 解析モデル	5
4. 解析結果	12
4.1 主蒸気隔離弁閉鎖事故	12
4.2 タービントリップ・バイパス弁不作動事故	16
4.3 全給水流量喪失事故	20
4.4 圧力制御装置の故障	24
5. 感度解析	28
5.1 再循環ポンプOFFのケース	28
5.2 ホットチャンネル解析	33
5.3 ギャップ熱伝達モデルに関する感度解析	36
5.4 RETRAN 01 と RETRAN 02 の比較	39
6. 結 論	40
謝 辞	41
参考文献	41

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Brief Description of RETRAN .....	2
3. Analytical Model .....	5
3.1 Analyzed Plant .....	5
3.2 Analytical Model .....	5
4. Results of Analyses .....	12
4.1 Main Steam Isolation Valve Closure .....	12
4.2 Turbine Trip without Bypass .....	16
4.3 Loss of Feedwater .....	20
4.4 Pressure Control System Failure .....	24
5. Sensitivity Study .....	28
5.1 Effect of Early RCP Trip .....	28
5.2 Hot Channel Analysis .....	33
5.3 Sensitivity Study for Gap Conductance Model .....	36
5.4 Comparison between RETRAN01 and 02 Calculation .....	39
6. Conclusion .....	40
Acknowledgement .....	41
References .....	41

## 1. 序

ATWSとは Anticipated Transients Without Scram (スクラム不能異常過渡変動) の略であり、原子炉の寿命中に1回以上起ると考えられる異常過渡変動の際にスクラムが要求されるにもかかわらず作動しなかった場合の事故である。異常過渡変動としては負荷喪失、給水喪失、主蒸気隔離弁閉鎖等が考えられる。ATWSは1970年代より軽水炉の安全性の上で重要な問題の一つと考えられており、ATWS解析用コードとして原子炉メーカーは独自のコードシステムを開発し、これに対応している。U.S. NRCでもループ計算コードとしてRELAP 3Bを開発しているが、十分な解析性能を有してはいない。原研においても文献調査およびRELAP 3B等による予備的な解析を一部行ってきたが、今年度より本格的にATWS解析コードの整備に着手した。

原研において開発あるいは導入整備済みのコードで、ATWS解析用コードとして最も有望なものとして、米国EPRI (Electric Power Research Institute) がスポンサーとなりEI (Energy Incorporated) によって開発が進められているRETRANコードが考えられる。そこでまず、事象の理解を深めるとともに、RETRANコードのATWS解析上の問題点の把握を行い、さらに今後のコード整備の参考とするため作業の第1段階としてRETRANコードにより実際にBWRのATWS解析を行った。

RETRAN-02には過渡変動解析のための新しいモデルが種々用意されているが、独自の性能評価を行っていないので、今回の解析ではRETRAN-01レベルの従来のモデルを使用した。

第2章には、今回の解析に使用したオプションとは関係なく、RETRANコードの全体的な説明を記す。第3章では、BWRのシステムのノード分割、使用オプションなどの解析モデルの説明をする。第4章では、今回行った4ケースのATWS解析例を示し、それに附随して行った感度解析の結果については第5章に示す。

## 2. RETRANコードの概要

RETRANコードは、軽水炉LOCA解析用コードRELAP 4 / MOD 3 / Update 85をベースにして、軽水炉プラントの動特性および運転時の過渡状態変化を解析するために開発中のコードであり、現在第1次版のRETRAN 01、その改良版であるRETRAN 02が発表されており、原研においては原子力船「むつ」原子炉の過渡変化解析<sup>(2)</sup>において使用された。以下にRETRANの主要な特徴について述べる。

RETRAN 01<sup>(3)</sup>の主な特徴は次の通りである。

- (1)基本的な流体モデルは、RELAP 4をベースにしている関係上、ノード・ジャンクション法による均質(homogeneous)かつ熱平衡(equilibrium)モデルで取扱われる。
- (2)燃料棒、蒸気発生器伝熱管、一次系構造物の壁面のように冷却材と熱伝達を行う表面を持つ物体はヒートコンダクターとしてモデル化される。
- (3)プラントの過渡変化を決定する上で重要な制御系、原子炉安全保護系については、その動作を模擬するための機能が用意されている。例えば信号発生回路や遅延回路の特性などは、それを表現するブロックが内蔵されており任意の回路が模擬できる。この機能と類似なものとしては、RELAP 5 / MOD 1にもあるが、制御系模擬の自由度、使い易さという点でRETRANのほうが優れており、これがRETRANコードの大きな特徴の一つといえる。
- (4)過渡状態解析においては、原子炉プラントに加えられる擾乱が(大破断LOCAにくらべ)小さいので、計算上も厳密な定常状態が実現されている必要がある。このためRETRANには、プラント各部の質量、運動量、エネルギーの各収支がバランスするように自動的に初期定常状態設定を行う機能がオプションとして用意されている。この機能はまた初期状態設定に必要な入力データの個数を大幅に減少させるという利点もある。
- (5)PWRの過渡解析で重要な役割を演ずる加圧器の熱的非平衡を表現するためモデルが用意されている。このモデルにより、PWRの圧力上昇過程での加圧器への一次系サブクール水の流入、気相部の圧縮効果による気相部と液相部の熱的非平衡状態を模擬できる。またBWRの給水スパーージャ・リングの位置するダウンカマー部での熱的非平衡状態を模擬するのに応用することも可能と考えられる。

反面、次のような問題点もある。

- (1)RELAP 4をベースにしているため、気液二相間の非均質非平衡効果が重要となる場合、十分な解析が行えない。
- (2)BWRの過渡解析のためのモデルが十分でない。

これらの問題点に対するコードの改良を含め、RETRAN 02<sup>(4)</sup>が開発された。このバージョンでは、BWR解析、小破断LOCA解析、ATWS解析のための改良に重点がおかれ、軽水炉の個々のコンポーネントを模擬するためのモデルが開発されている。以下にそれらの概略を記す。

- (1) 水の状態量



水の状態量を決める方法として、RELAP4, RETRAN 01 等では Table fitting であったものに対して、RETRAN 02 では関数 fitting を採用している。これにより各ボリュームの状態を求めるのに使用する計算時間が短縮された。また圧力、エンタルピともその取扱い範囲が以下のように広くなり、ATWS 解析での適用性が向上された。

$$0.1 \leq P \leq 6000 \text{ (psia)}$$

$$200 \leq h \leq 1750 \text{ (Btu/lbm)}$$

また水の物性値（粘性係数，熱伝導度）の使用範囲も拡張されている。

#### (2) 加圧器非平衡モデル

これまでの加圧器非平衡モデルでは，どちらか一方の相の質量が極端に少なくなると状態量を求める計算が収束せず蒸気表をはみ出し計算が異常終了することがあった。これに対し解法の一部に修正が加えられた。また気液界面での熱伝達を考慮するように改良され，それに伴い凝縮質量伝達モデルも組み込まれている。

#### (3) 臨界流モデル

臨界流の計算は，従来は圧力とエンタルピおよび臨界流からなるテーブルから求めていたが，RETRAN 02 では代数式で与えるように変更された。なお各領域での臨界流モデルは次のとおりである。

サブクール領域……Extended Henry Model

飽和二相流領域……Moody Model ( $0.1 < p \leq 3000 \text{ psia}$ )

Isoenthalpic Expansion Model ( $3000 \leq P < 6000 \text{ psia}$ )

また RETRAN 02 で新たに追加されたモデルとしては以下のものがある。

#### (4) 流動計算の繰返し手法

過渡状態の計算は，従来は「Standard Porsching」法であったのに対して，「Iterative Solution」法が追加された。後者の解法を用いると計算の不安定を生じることなくタイムステップを大きくすることができ，計算時間を短縮できる。また前者の解法で問題となる「Water Packing」や「Energy Packing」もほとんど生じない利点もある。

#### (5) ダイナミックスリップモデル

RETRAN 02 には，均質平衡モデル（HEMモデル）の他に，ダイナミックスリップモデルと呼ばれる二相流二速度モデルが組み込まれている。これは気液混合相に対して質量，エネルギー，運動量の3つの式の他に相対速度差（ $V_{SL} = V_L - V_g$ ）に対する式を追加することにより気液相の速度のちがいを取扱えるようにしたモデルである。

さらに，ドリフトフラックスモデルに基づいた代数的スリップモデルも用意されている。

#### (6) 一次元核計算モデル

これは，従来の一点近似による炉心動特性モデルを一次元に拡張したものである。LOCA 解析のように瞬時にスクラムするような場合では一点近似でも十分であるが，運転時の過渡変化解析や ATWS 解析では瞬時にスクラムするとは限らず，その場合一点近似モデルでは十分ではない。そこで RETRAN 02 では，熱水力挙動と中性子挙動をカップルした一次元炉心動特性モデルが導入された。

#### (7) ベクトルモーメントモデル

RELAP 系の運動方程式は一次元モデルであるが、速度に角度を考慮することにより、二次元流を模擬できるようにしたものがこのベクトルモーメントモデルであり、“T”部分、ダウンカマ部、炉心部クロスフロー等の運動量の方向を考慮する必要がある場合に有効と思われる。

(8) 自然対流熱伝達

従来の強制対流熱伝達相関式に加えて、低流量時での自然対流熱伝達相関式が組み込まれた。

(9) プラントモデル

原子力プラントの各コンポーネントを模擬するモデルとしてスチームセパレータモデル、タービンモデル、コンデンサモデル等が用意されている。ただしどのモデルも十分な検証がなされていないのが現状である。

以上がRETRANコードの概要であるが、今回の解析ではRETRAN 01レベルの解析モデル、計算オプションで解析を行った。

### 3. 解析対象プラントとモデル

#### 3.1 解析対象プラント

今回の解析では、Peach Bottom 2号炉相当の110万KWe級のGE社製BWRを対象として入力データを作成した。

Peach Bottom炉は、定格出力3293 MWt（設計出力3440 MWt）であり主要なプラントデータは次のとおりである。

燃料バンドル数	764 本
燃料棒配列	7×7
再循環ループ数	2
主蒸気ライン数	4
逃し安全弁数	13コ

#### 3.2 解析モデル

##### 3.2.1 ノード分割

今回の解析で使用したBWRの基本分割モデルをFig. 3.1に示す。LOCA解析と異なり、主蒸気ラインおよびタービンまでをモデル化しているのが特徴であり、逆に再循環ラインは2ループを1ループで代表させ、簡略化しており、系全体を32ボリューム、40ジャンクション、14ヒートスラブで表現している。

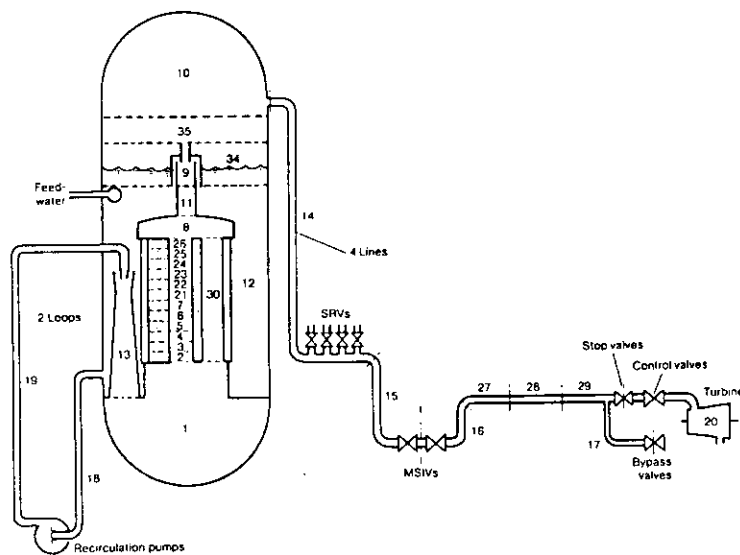


Fig. 3.1 Nodalization for Peach Bottom 2

炉心部は、ボイドフィードバック効果による反応度の変化をより厳密に取り扱うために軸方向

に12分割（ボリューム2～7，21～26）している。燃料棒もこれに合わせて軸方向に12分割している。ボリューム30は炉心バイパスを表現している。その他，压力容器内は，下部プレナム（ボリューム1），上部プレナム（ボリューム8），気水分離器（ボリューム9，11），上下ダウンカマ（それぞれボリューム34，12），スチームドーム（ボリューム35，10），ジェットポンプ（ボリューム13）に分割した。また再循環ループは2つのボリューム（18，19）で表現し，ボリューム18はポンプも含めている。主蒸気ラインは，ボリューム14～16と27～28であり，ボリューム17，20がそれぞれ，タービンとバイパス・スチームラインである。

また，給水ライン，13コの逃し安全弁，バイパス弁はフィル・ジャンクションで表現している。

### 3.2.2 制御系モデル

今回の解析でモデル化した制御系は，給水流量制御系および再循環ポンプ速度制御系でありそのブロックダイアグラムをそれぞれFig. 3.2，3.3に示す。

給水流量制御系は，原子炉水位，主蒸気流量，給水流量の三要素によって給水流量を制御するものであり，压力容器の圧力上昇による給水流量の減少，コンデンサーレベル低による給水ポンプトリップが原因での給水停止も模擬している。再循環ポンプ速度制御系は，原子炉水位低，スチームドーム圧力高のいずれかの信号でポンプトリップしたのちのポンプ速度を制御するものである。今回の解析ではスチームドーム圧力高でのトリップは除外してある。

### 3.2.3 逃し安全弁モデル

逃し安全弁は，ATWSなどの過渡解析では，重要な役割を演ずるものである。Peach Bottom 2号炉には，逃し安全弁は合計13個あり，そのうちの11コは逃し弁，2コは安全弁として動作するように設計されており，その開閉設定圧により4つのグループに分けることができる。Table 3.1には，各グループのバルブ数，開放圧力，閉止圧力，開放圧力でのバルブ容量を示してある。これら13コのバルブが全開した場合，定格出力の約75%の蒸気を放出する能力を有している。

Table 3.1 Characteristics of Safety Relief Valve

	Number of Valves	Open Pressure (psia)	Close Pressure (psia)	Capacity at Open Press. (each) (lb/sec)
Relief Valves 1	1	1105.6	1071.0	218.194
2	5	1115.6	1081.0	220.194
3	5	1125.6	1091.0	222.222
Safety Valves	2	1235.6	1101.0	257.138
Total	13			2944.55

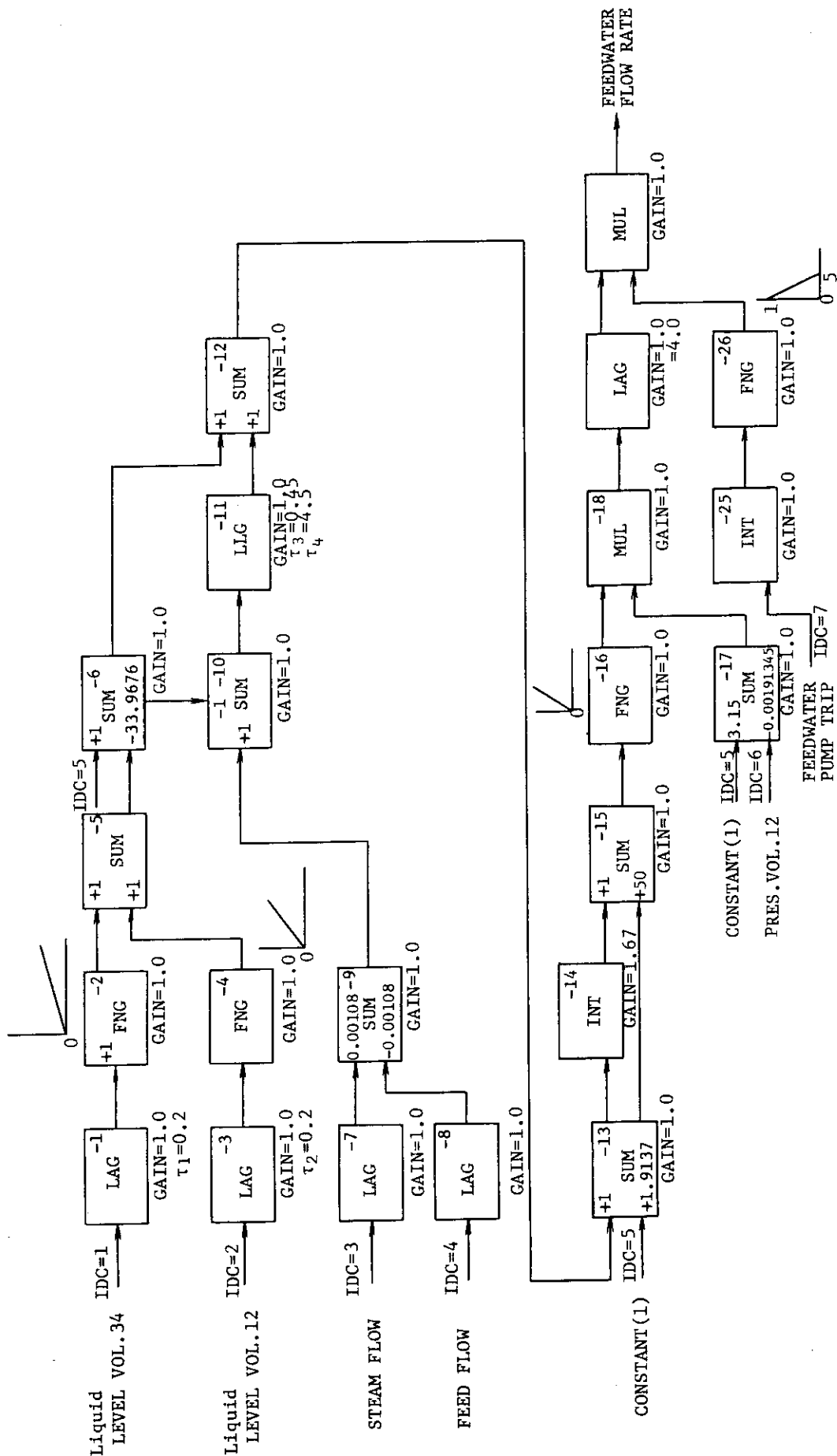


Fig. 3.2 Feedwater Control Block Diagram

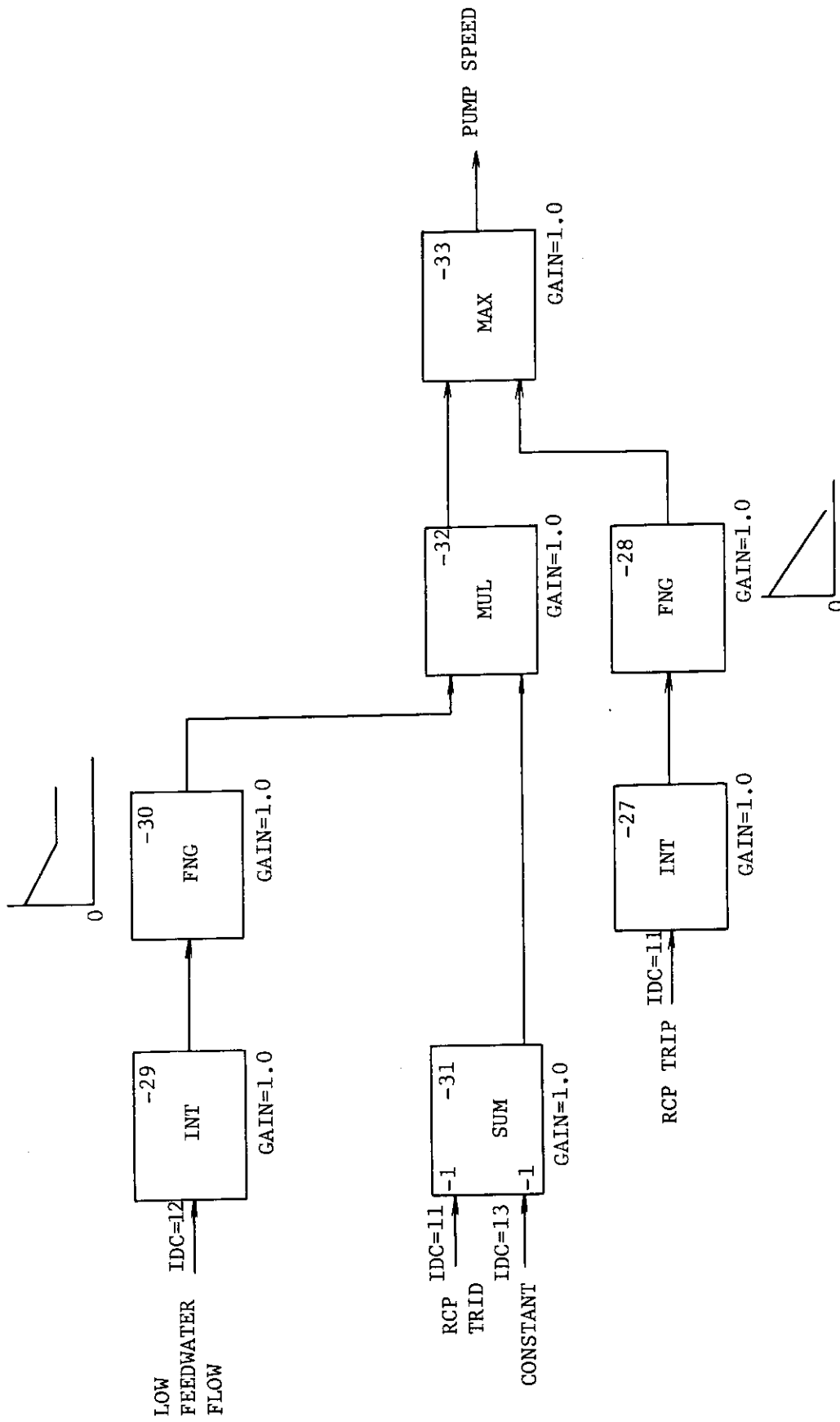


Fig. 3.3 Recirculation Pump Speed Control Block Diagram

この炉と同出力の東海2号炉では逃し安全弁は39コあり、Peach Bottom炉は炉出力の割に弁が少なく、ATWSでは系の圧力が異常に上昇する結果となっている。

3.2.4 炉心動特性モデル

3.2.1でも述べたように炉心は軸方向に分割しておりFig. 3.4で示すような出力分布を仮定している。炉心の動特性は一点近似モデルで取扱っており、反応度フィードバックとしては、ボイド反応度、ドップラ反応度を考慮している。それぞれの反応度としてはPeach Bottom 2号炉のFSAR (Final Safety Analysis Report)記載の反応度係数曲線 (Fig. 3.5, 3.6)より求めた。12分割した炉心の各部でのボイドおよび燃料棒温度変化の反応度への影響は、出力の2乗で重みづけした平均の反応度を用いることで考慮した。

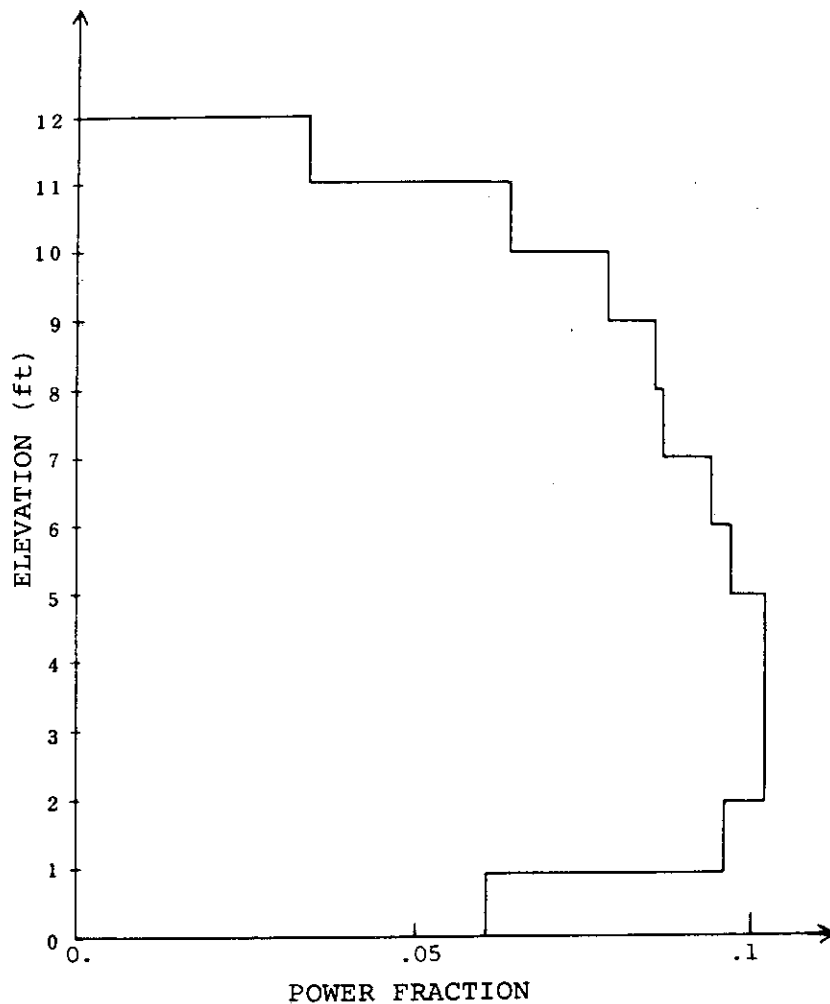


Fig. 3.4 Axial Power Distribution

3.2.5 トリップ信号

Table 3.2に今回の解析に用いた入力データで考慮したトリップ信号の一覧を示す。

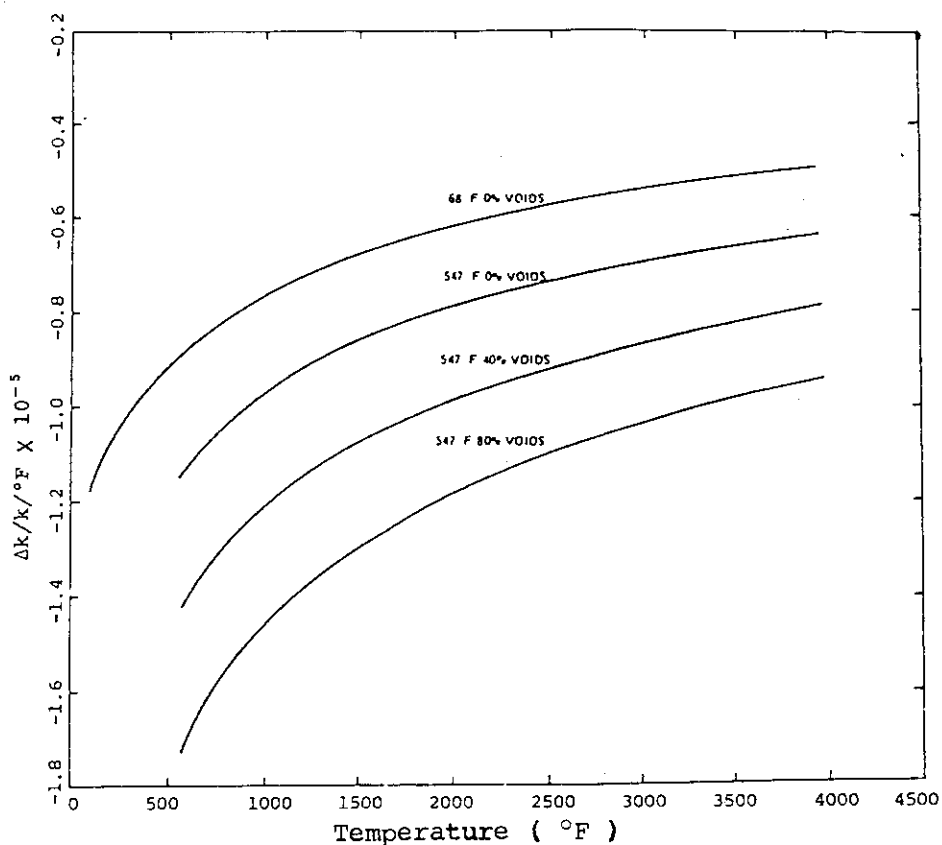


Fig. 3.5 Doppler Coefficient of Reactivity versus Moderator Condition and Average Fuel Temperature at BOL

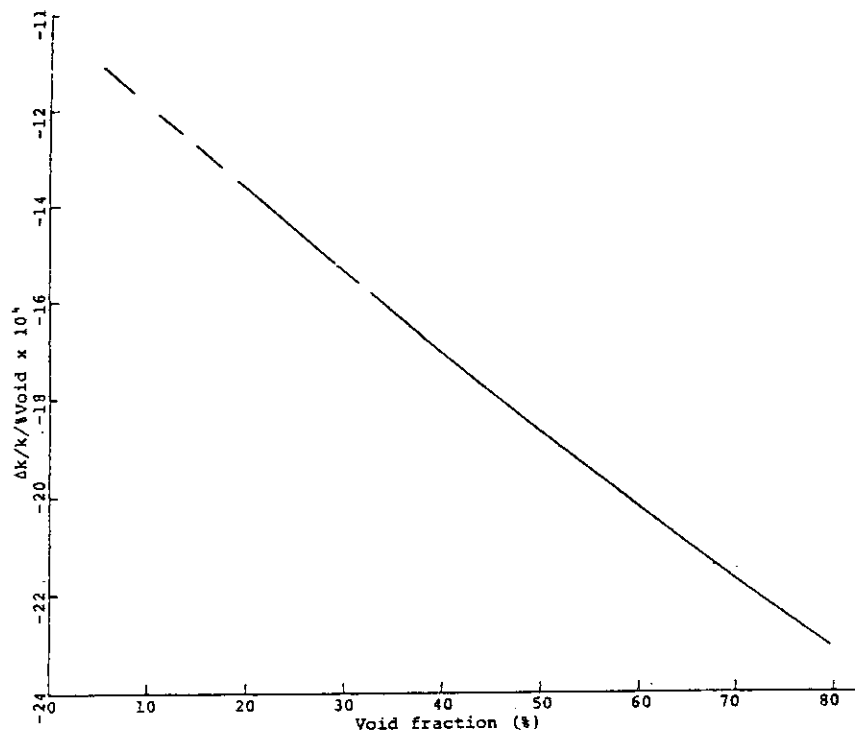


Fig. 3.6 Moderator Void Coefficient of Reactivity



Table 3.2 Assumed Trip Signal Set-Point for System Control

<u>Signal</u>	<u>Set Point</u>	<u>Delay time</u>	<u>Function</u>
High power	125 %	0.09 sec	Scram
Steam dome high pressure	1085.7 psia	1.05 sec	Scram
Downcomer low level	-1.8147 ft	—	Scram
Turbine trip	—	0.07	Scram
MSIV closure	—	0.82	Scram
Main steam line low pressure	854 psia	—	MSIV closure
Downcomer low level	-6.2137 ft	—	MSIV closure
Main steam high flow	5463 lb/sec	—	MSIV closure
Feedwater low flow	743.36 lb/sec	—	RCP trip
Downcomer low level	0.099 ft	1.05	RCP trip
Steam dome high pressure	1150 psia	—	RCP trip
Downcomer high level	+5.4347 ft	—	Turbine trip
Condenser low level	$14 \times 10^5$ lb	—	Feedwater pump trip

## 4. 解析結果

今回、解析した ATWS は次の 4 ケースである。

1. 主蒸気隔離弁閉鎖事故  
( Main Steamline Isolation Valve Closure )
2. タービントリップ・バイパス弁不作動事故  
( Turbine Trip Without Bypass )
3. 全給水流量喪失事故  
( Loss of Feedwater )
4. 圧力制御装置の故障  
( Pressure Control System Failure )

言うまでもないが、いずれのケースも原子炉のスクラムは考えていない。以下にケースごとに事故シーケンスを追いながら解析結果を示す。

### 4.1 主蒸気隔離弁閉鎖事故

原子炉水位低などの誤信号あるいは、運転員の誤操作などにより主蒸気隔離弁が閉鎖し原子炉圧力が上昇する事故である。主蒸気隔離弁の閉鎖所要時間としては4秒を仮定した。解析の結果得られた事故シーケンスを Table 4.1 に示す。また Fig. 4.1 には下部プレナム圧力、Fig. 4.2 には、0秒での値で規格化した炉心入口流、圧力容器出口蒸気流、給水流量を示す。また Fig. 4.3 には規格化出力、規格化熱流束（最高出力ヒートスラブ）、Fig. 4.4 には各反応度、Fig. 4.5 は最高出力ヒートスラブのペレット中心温度、被覆管表面温度を示す。

事故開始とともに主蒸気隔離弁が閉まり始め、それに伴い圧力が上昇しはじめ、逃し弁 1, 2, 3 および安全弁がそれぞれ 4.50 秒、4.65 秒、4.76 秒、5.98 秒に作動し、圧力上昇は若干ゆるやかになる ( Fig. 4.1 )。原子炉の圧力上昇に伴い、炉心内のボイド率は低下し、正の反応度が加わり原子炉出力は上昇するが、ペレットの温度上昇により負の反応度 ( Fig. 4.4 ) が加わり急激な出力上昇は抑えられ定常時の約 2 倍の炉出力 ( Fig. 4.5 ) で推移する。3.2.3 で述べたように Peach Bottom 炉は炉出力に比して逃し安全弁の数が少ないため全数が開の状態でも十分な蒸気放出が行われず圧力が上昇し続け給水ポンプの吐出圧以上になり 14.4 秒に給水はなくなる ( Fig. 4.2 )。給水が一時停止することで圧力容器内の水位は低下し、19.6 秒にダウンカマ-水位低信号により再循環ポンプはトリップする。これに伴い、炉心流量は減少しはじめ ( Fig. 4.2 ) 炉心内のボイドが増大し負の反応度が投入され炉出力は低下し、原子炉圧力も、19.4 秒に最大圧力 ( 1855 psia ) に達したのち低下に転ずる。圧力低下により 30.9 秒に給水が再開され、54.1 秒～56.8 秒の間に各逃し安全弁が閉止し、その後逃し弁 1, 2 の開閉により圧力は一定に保たれ事故は収束する。

Table 4.1 Sequence of Events for MSIVC

<u>Time(sec)</u>	<u>Events</u>
0.0	MSIV started to close
4.0	MSIV closed completely
4.5	Relief valve 1 opened
4.65	Relief valve 2 opened
4.76	Relief valve 3 opened
5.98	Safety valves opened
11.5	Core power attained maximum power
14.4	Feedwater stopped
17.2	Temperature at center of fuel pellet attained max. temp.
20.9	Recirculation pump tripped
22.6	System pressure attained max. press.
37.9	Feedwater restarted
60.6	Safety valves closed
61.7	Relief valve 3 closed
62.0	Relief valve 2 closed
63.2	Relief valve 1 closed

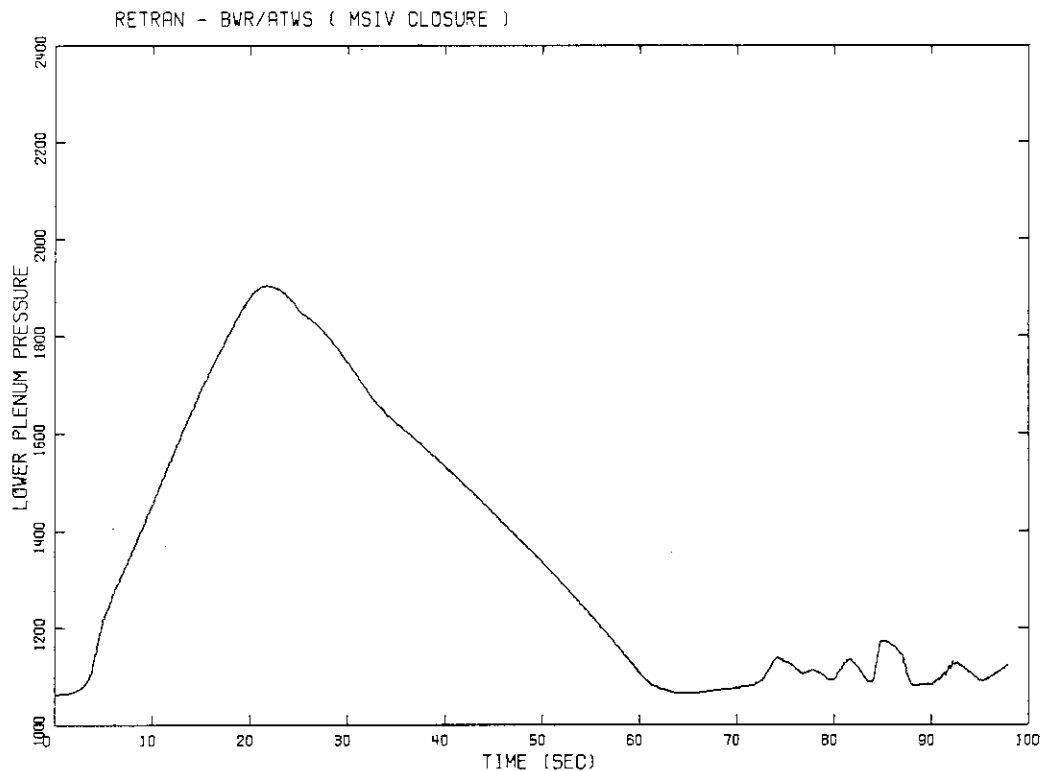


Fig. 4.1 Lower Plenum Pressure for MSIVC

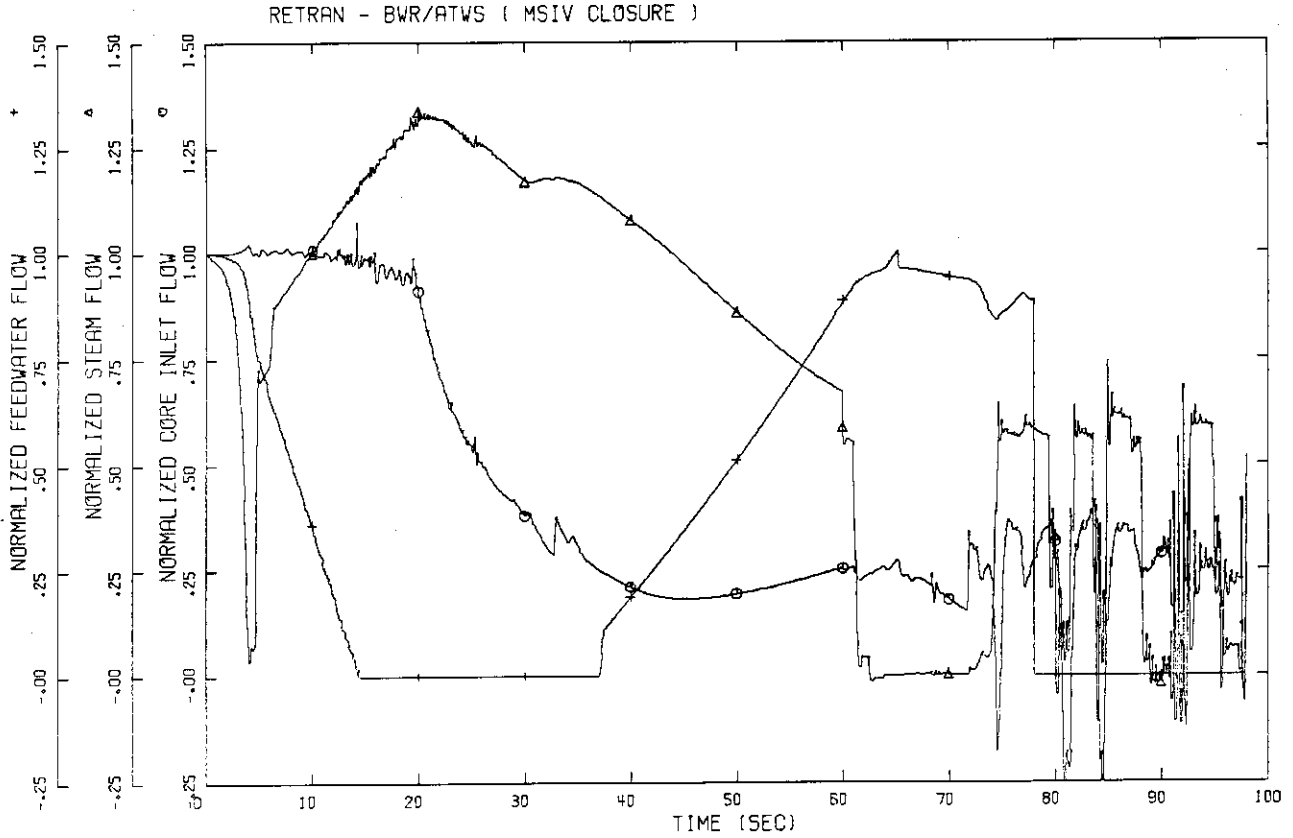


Fig. 4.2 Normalized Feedwater Flow, Steam Flow and Core inlet Flow for MSIVC

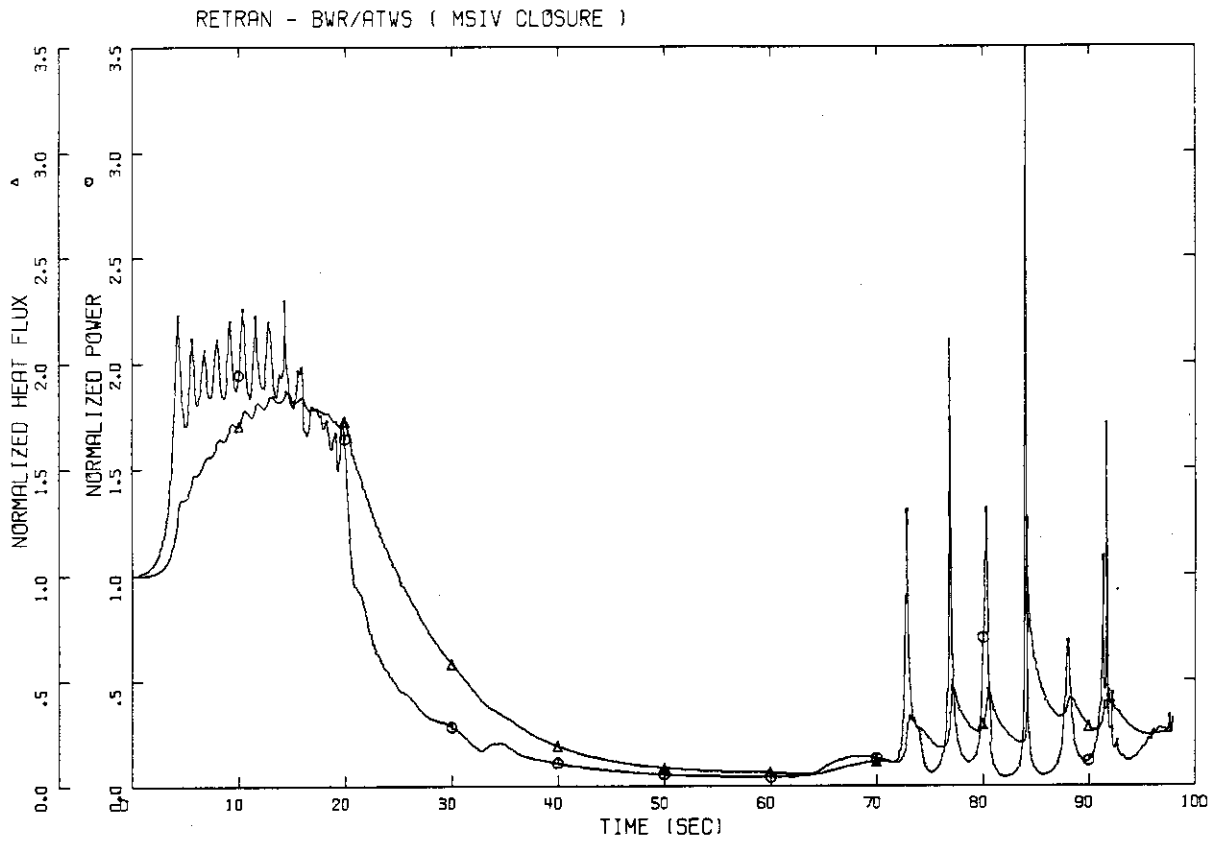


Fig. 4.3 Normalized Power and Normalized Heat Flux for MSIVC

RETRAN - BWR/ATWS ( MSIV CLOSURE )

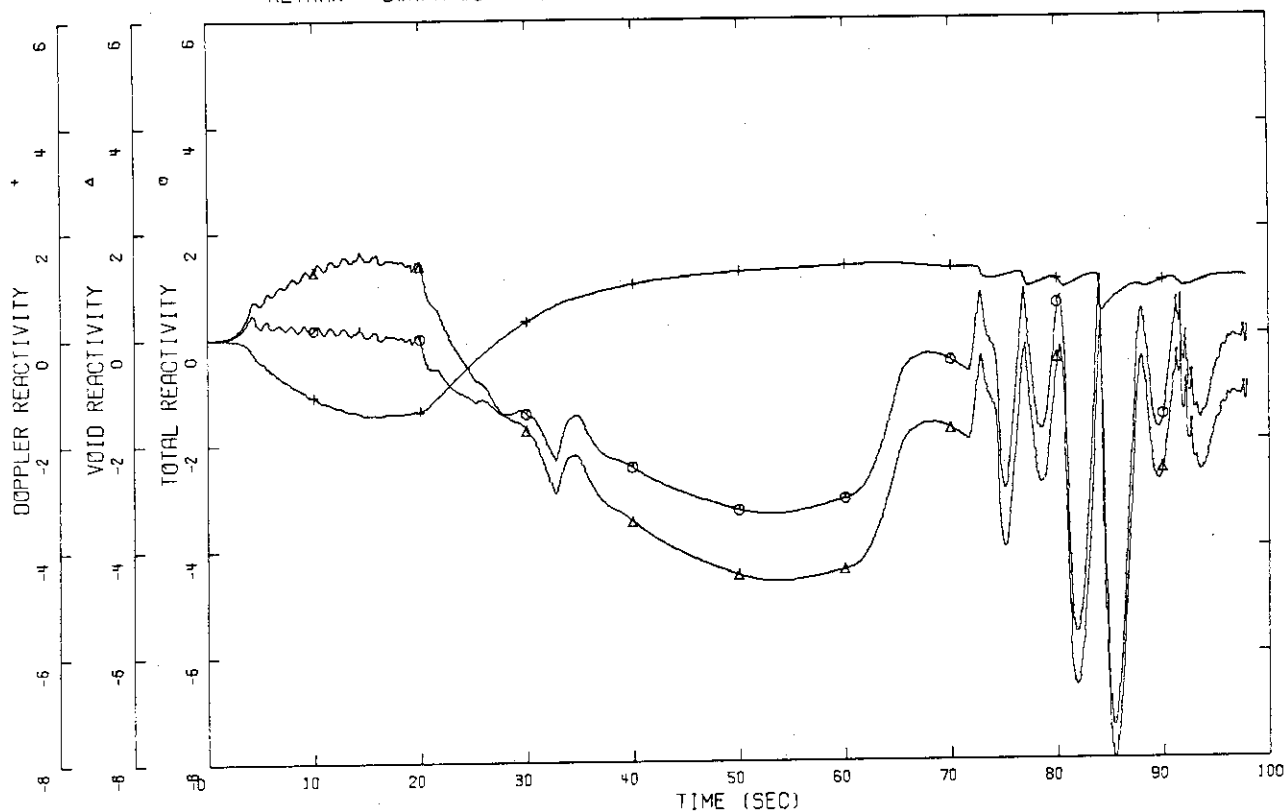


Fig. 4.4 Doppler, Void and total Reactivities for MSIVC

RETRAN - BWR/ATWS ( MSIV CLOSURE )

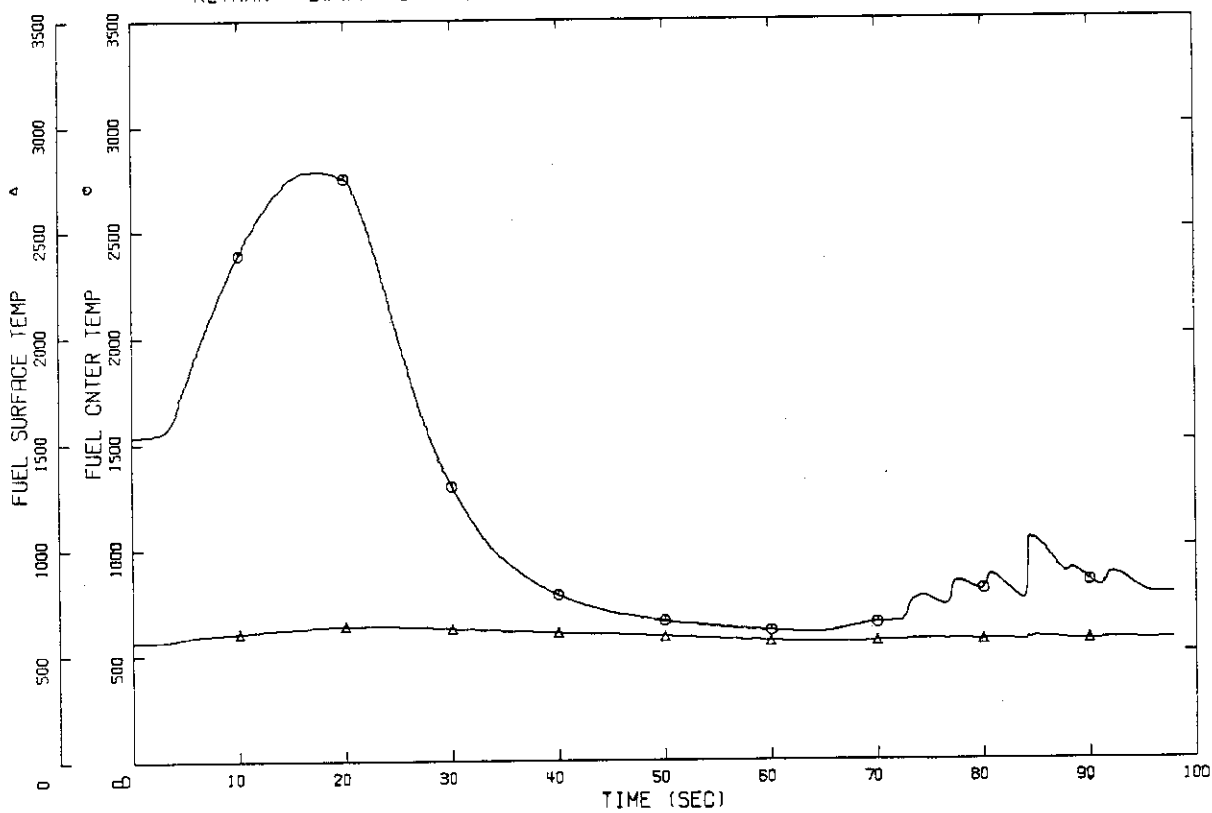


Fig. 4.5 Fuel Center Temp. and Clad Surface Temp. for MSIVC

#### 4.2 タービントリップ・バイパス弁不動作

##### ○解析条件

タービントリップあるいは発電機負荷遮断によりタービン蒸気加減弁が急速閉鎖することが原因で起る過渡変化である。通常このような場合は、タービン蒸気加減弁急速閉スクラムにより原子炉はスクラムし、またタービンバイパス弁が開き圧力上昇を抑える設計となっている。しかし今回の解析ではタービンバイパス弁不動作を仮定しより厳しい条件とする。またタービン蒸気加減弁はタービントリップと同時に閉まりはじめ 0.075 秒で全閉になると仮定した。

##### ○解析結果

解析の結果得られた事故シーケンスを Table 4.2 に示す。Fig. 4.6～4.10 には主蒸気隔離弁閉鎖事故解析と同様の原子炉パラメータを示す。

過渡変化の推移は主蒸気隔離弁閉鎖事故とほぼ同じである。タービン蒸気加減弁の閉鎖と同時に圧力の急上昇が起こり、1.53 秒～3.34 秒の間に逃し安全弁が開くが圧力の上昇は続く。圧力上昇に伴う炉心内のボイド率の低下により炉出力は上昇し、1.8 秒に最大出力（定格の 6.4 倍）に達する。炉出力が大きく振動しているのは、タービン蒸気加減弁が急速閉止することにより、主蒸気配管内の蒸気流が大きく逆流しそれが引金となって压力容器出口蒸気流が大きく振動し、炉心流量の振動、ボイド率の振動を引起しこれが原因で炉出力が振動するものと思われる。12.9 秒には、压力容器の圧力が高すぎるため給水が入らなくなり、これが压力容器内水位低下の原因となりダウンカマ水位低により 17.4 秒再循環ポンプはトリップする。再循環ポンプ停止により炉心流量は減少し、ボイド反応度効果により炉出力は低下する。原子炉圧力のピークは 19.4 秒に現われ 1969 psia である。その後圧力は低下に転じ 30.9 秒に給水が再開し 54.1 秒～56.8 秒に逃し安全弁が順次閉まり、逃全弁 1, 2, 3 の開閉により系の圧力は一定幅内に抑えられ事故は一応収束する。

ペレット中心温度は 13.0 秒に最大（2736 °F）となり、融点を越えることはない。また被覆管表面でも、DNB（Departure from Nucleate Boiling）は起ることなく十分な冷却が保たれるためほとんど温度上昇はない。

Table 4.2 Sequence of Events for TTWOB

<u>Time(sec)</u>	<u>Events</u>
0.0	Turbine tripped
0.075	Turbine stop valve closed
1.53	Relief valve 1 opened
1.62	Relief valve 2 opened
1.74	Relief valve 3 opened
1.8	Core Power attained maximum (6.4 times)
3.34	Safety valves opened
12.9	Feedwater stopped
13.0	Temperature at center of fuel pellet attained maximum temp.
17.4	Recirculation pump tripped
19.4	System pressure attained max. press.
30.9	Feedwater restarted
54.1	Safety valves closed
55.1	Relief valve 3 closed
55.9	Relief valve 2 closed
56.8	Relief valve 1 closed

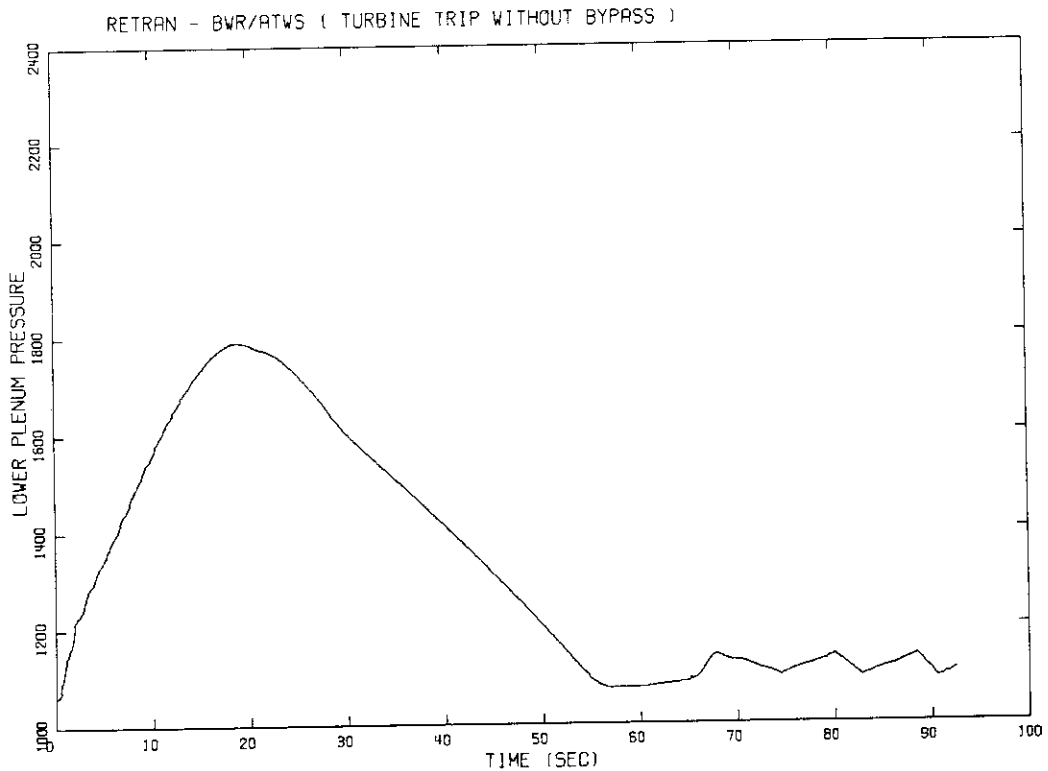


Fig. 4.6 Lower Plenum Pressure for TTWOB

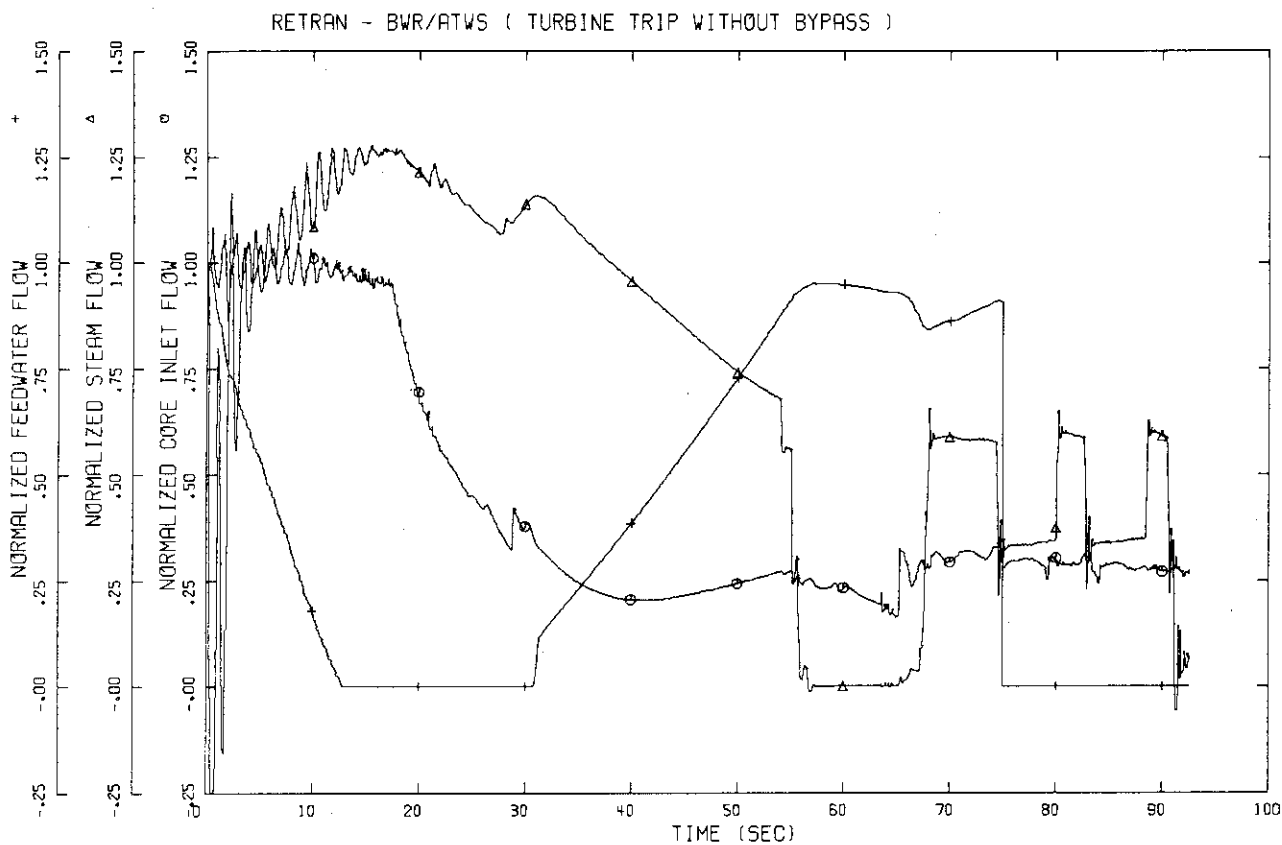


Fig. 4.7 Normalized Feedwater Flow, Steam Flow and Core Inlet Flow for TTWOB

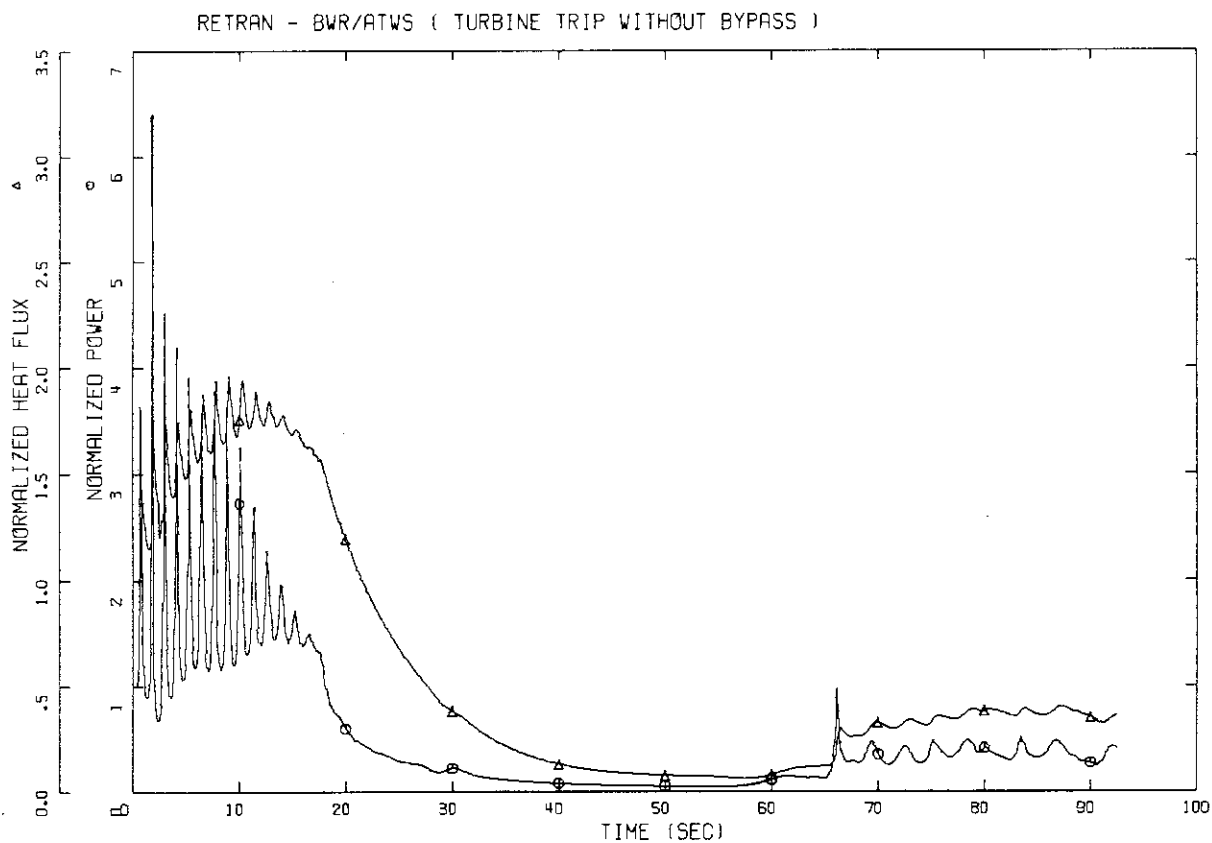


Fig. 4.8 Normalized Power and Normalized Heat Flux for TTWOB



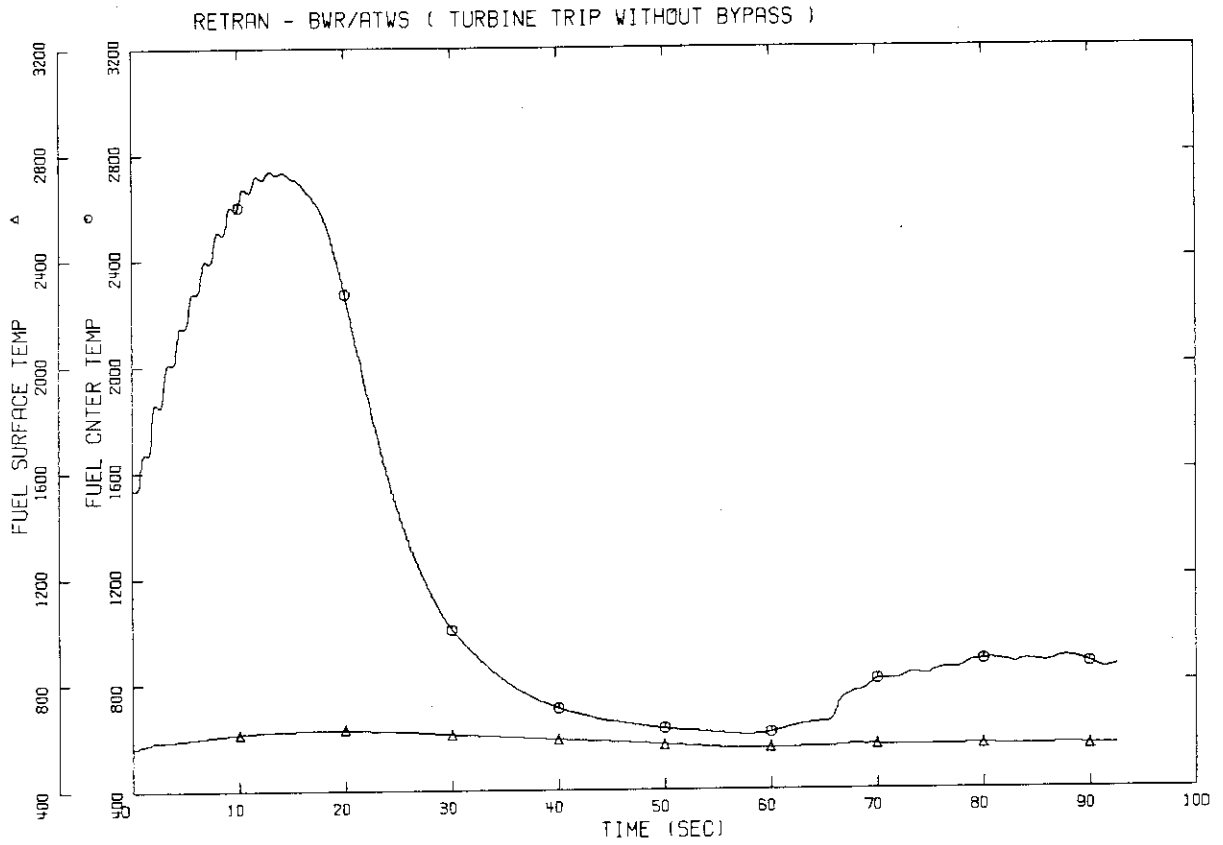


Fig. 4.9 Fuel Center Temp. and Clad Surface Temp. for TTWOB

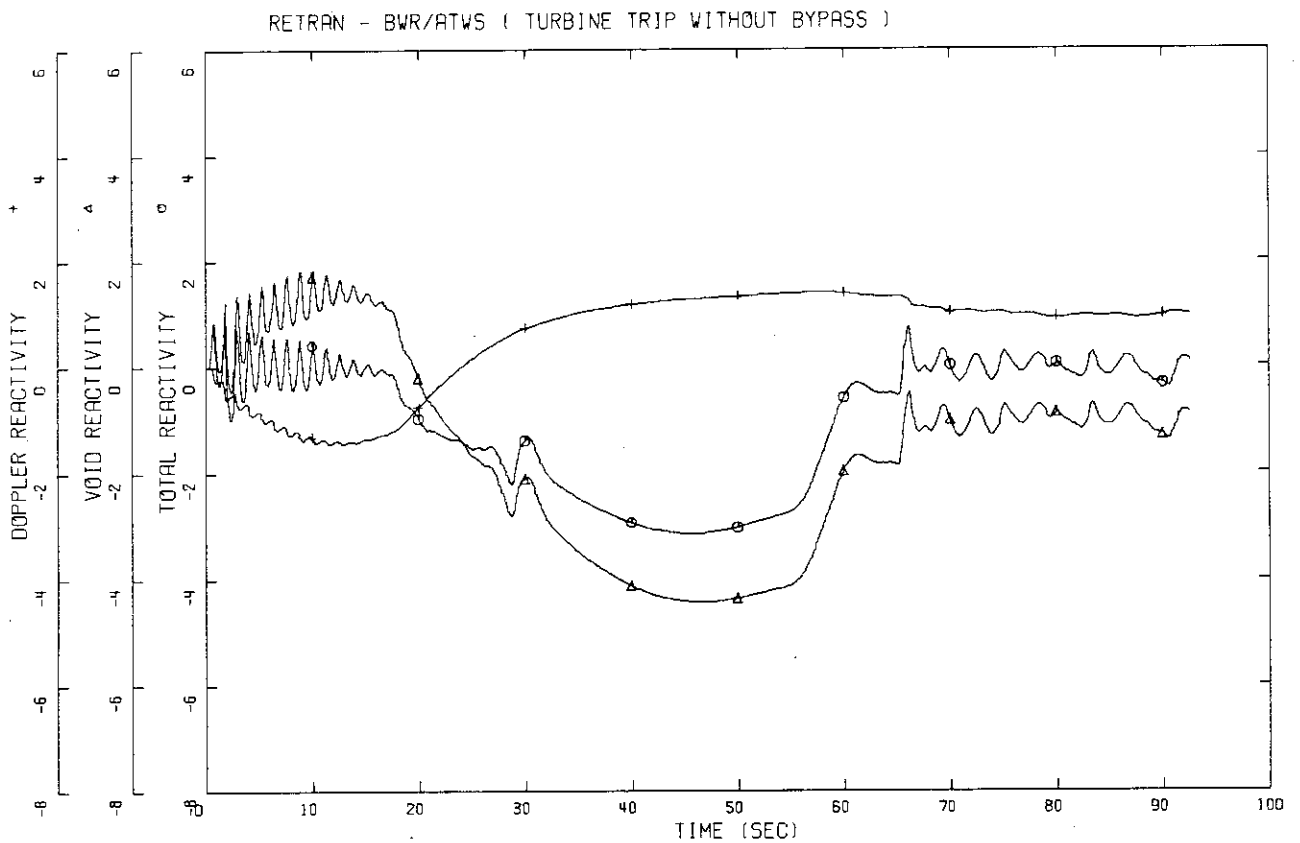


Fig. 4.10 Doppler, Void and Total Reactivities for TTWOB

### 4.3 全給水流量喪失事故

給水制御器の故障、あるいは給水ポンプのトリップにより、全給水流量の喪失が起り原子炉水位が低下する過渡変化である。給水ポンプに関するデータがないのでポンプトリップ後5秒で給水が完全に喪失すると仮定する。

Table 4.3に事故のシーケンスを示す。Fig. 4.11～4.15には圧力、流量、炉出力等の変化を示す。

給水ポンプトリップ後、給水流量と流出蒸気流量との不整合により原子炉水位、圧力が低下しはじめ、13.3秒にレベル低（レベル2）信号により、主蒸気隔離弁が閉まりはじめ、同じ信号で12秒の遅れ時間を持って14.5秒に再循環ポンプがトリップする。主蒸気隔離弁閉鎖と再循環ポンプトリップがほとんど同時に起るため急激な出力上昇もなく14秒に定格の164倍の出力になり、それ以降は定格出力以下で推移する。原子炉圧力も主蒸気隔離弁閉鎖後、上昇するが、20.4～20.8秒の間に逃し弁1.2.3が開となり、圧力上昇は抑えられ21.7秒に最大圧力（1155 psia）に達したのち低下しはじめ、30秒以降、逃し弁1.2の開閉により系の圧力は一定に保たれる。

Table 4.3 Sequence of Events for LOFW

<u>Time(sec)</u>	<u>Events</u>
0.	Feedwater pump tripped
5.	Feedwater stopped completely
13.3	MSIV started to close
14.5	Recirculation pump tripped
19.5	Core Power attained max. power (1.69 times)
20.4	Relief valve 1 opened
20.6	Relief valve 2 opened
20.8	Relief valve 3 opened
21.7	System pressure attained max. press. (1155 psia)
28.4	Relief valve 3 closed
50.6	Relief valve 2 closed
55.7	Relief valve 1 closed

RETRAN - BWR/ATWS ( LOSS OF FEEDWATER )

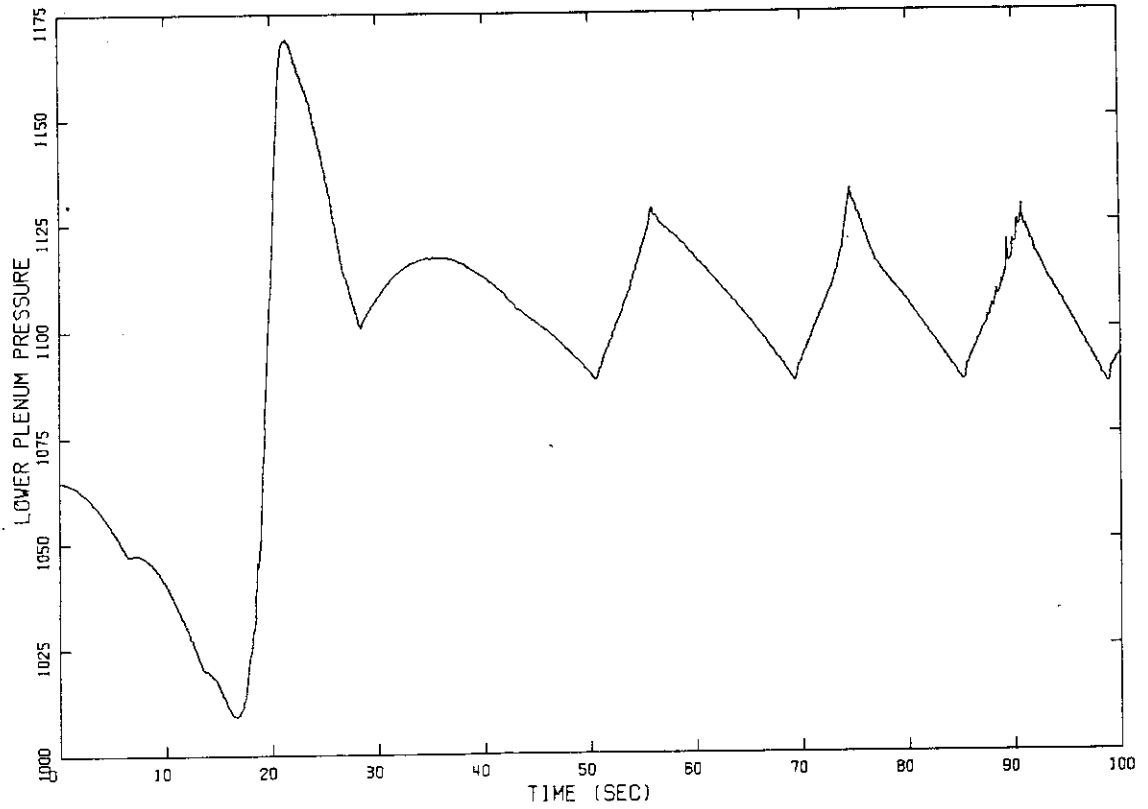


Fig. 4.11 Lower Plenum Pressure for LOFW

RETRAN - BWR/ATWS ( LOSS OF FEEDWATER )

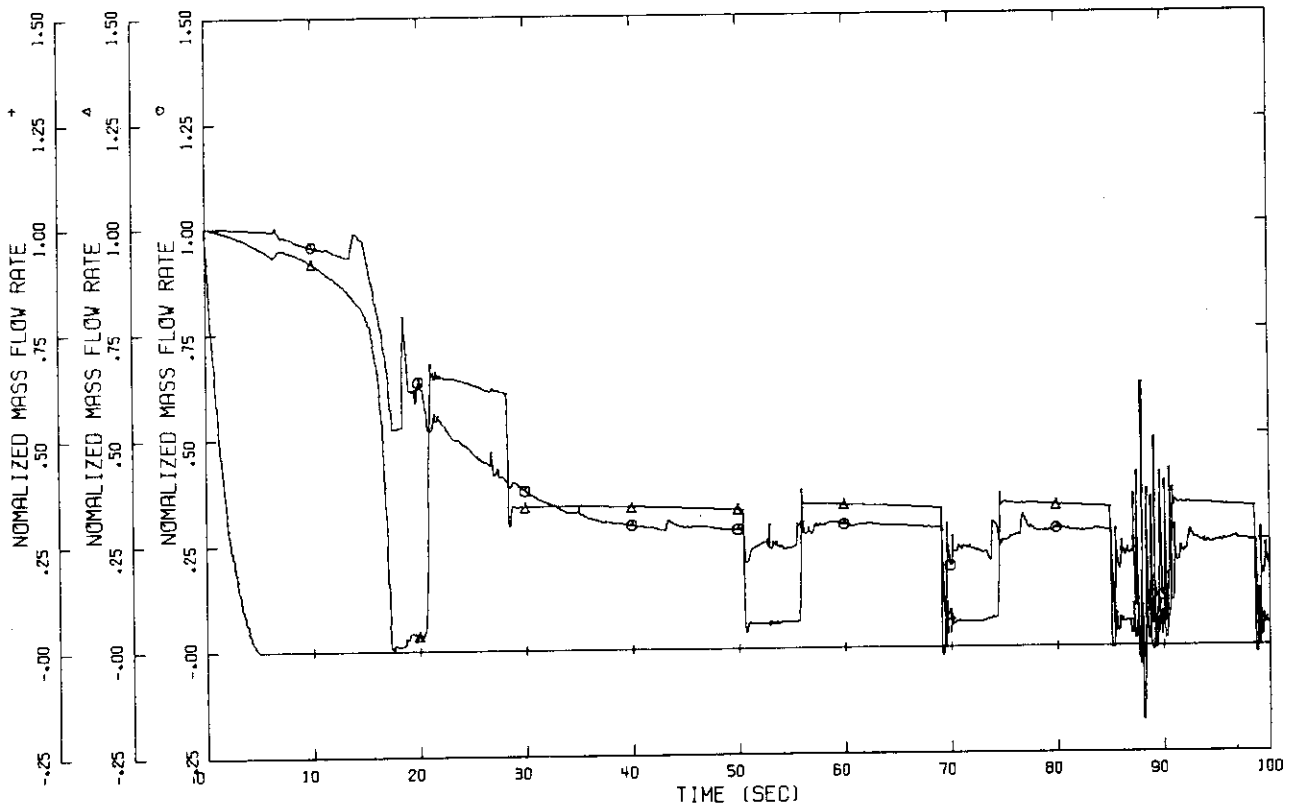


Fig. 4.12 Normalized Feedwater Flow, Steam Flow and Core Inlet Flow for LOFW

RETRAN - BWR/ATWS ( LOSS OF FEEDWATER )

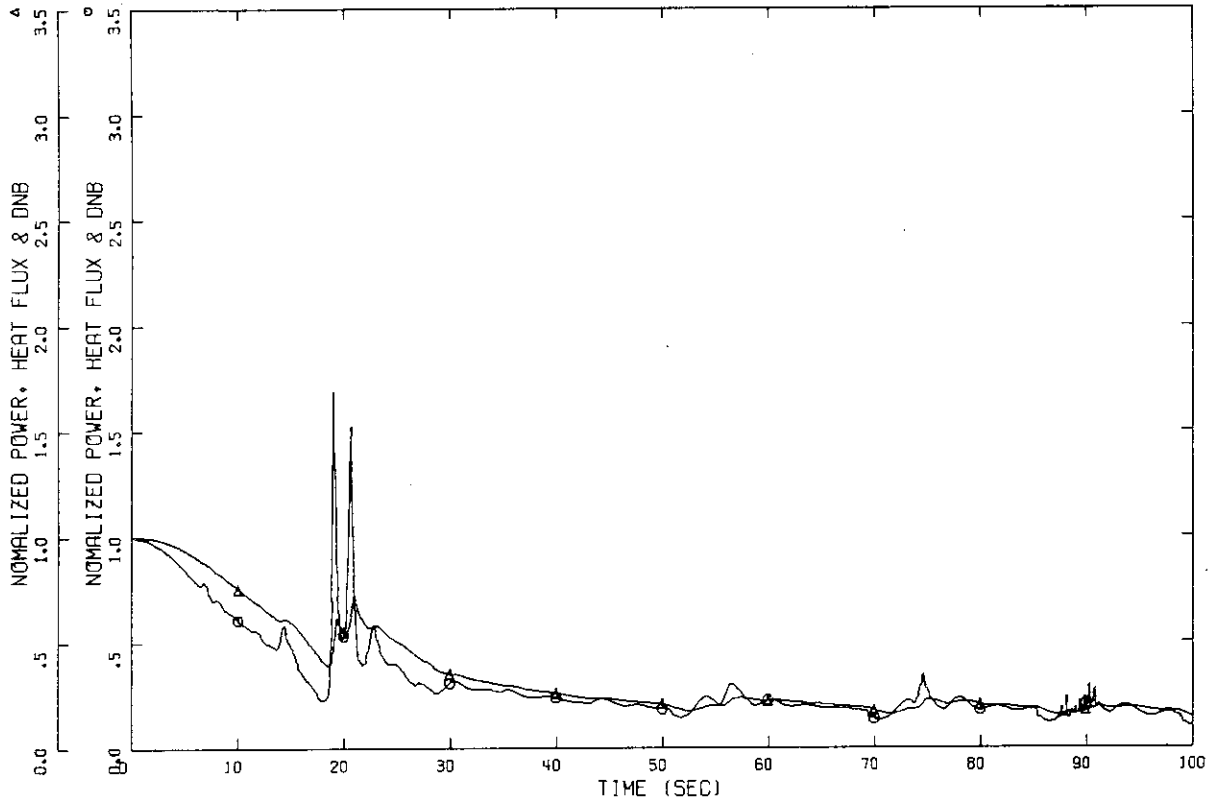


Fig. 4.13 Normalized Power and Normalized Heat Flux for LOFW

RETRAN - BWR/ATWS ( LOSS OF FEEDWATER )

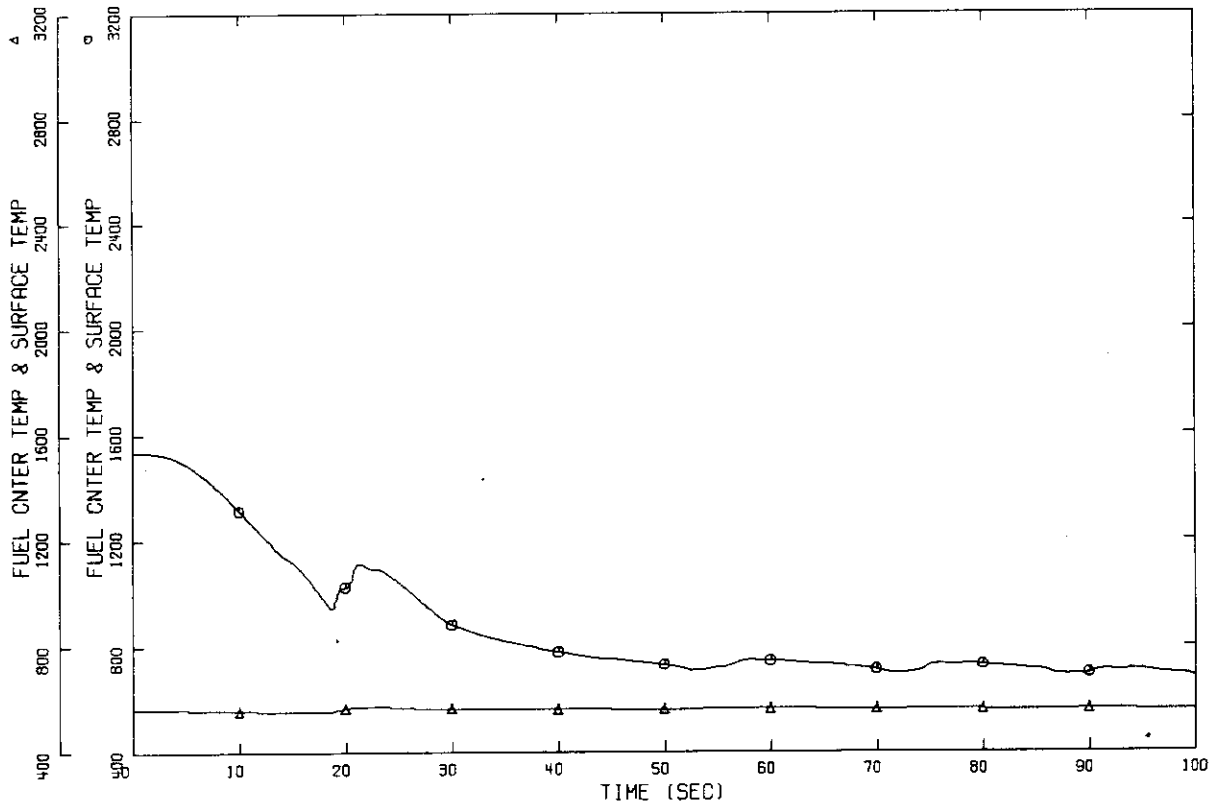


Fig. 4.14 Fuel Center Temp. and Clad Surface temp. for LOFW

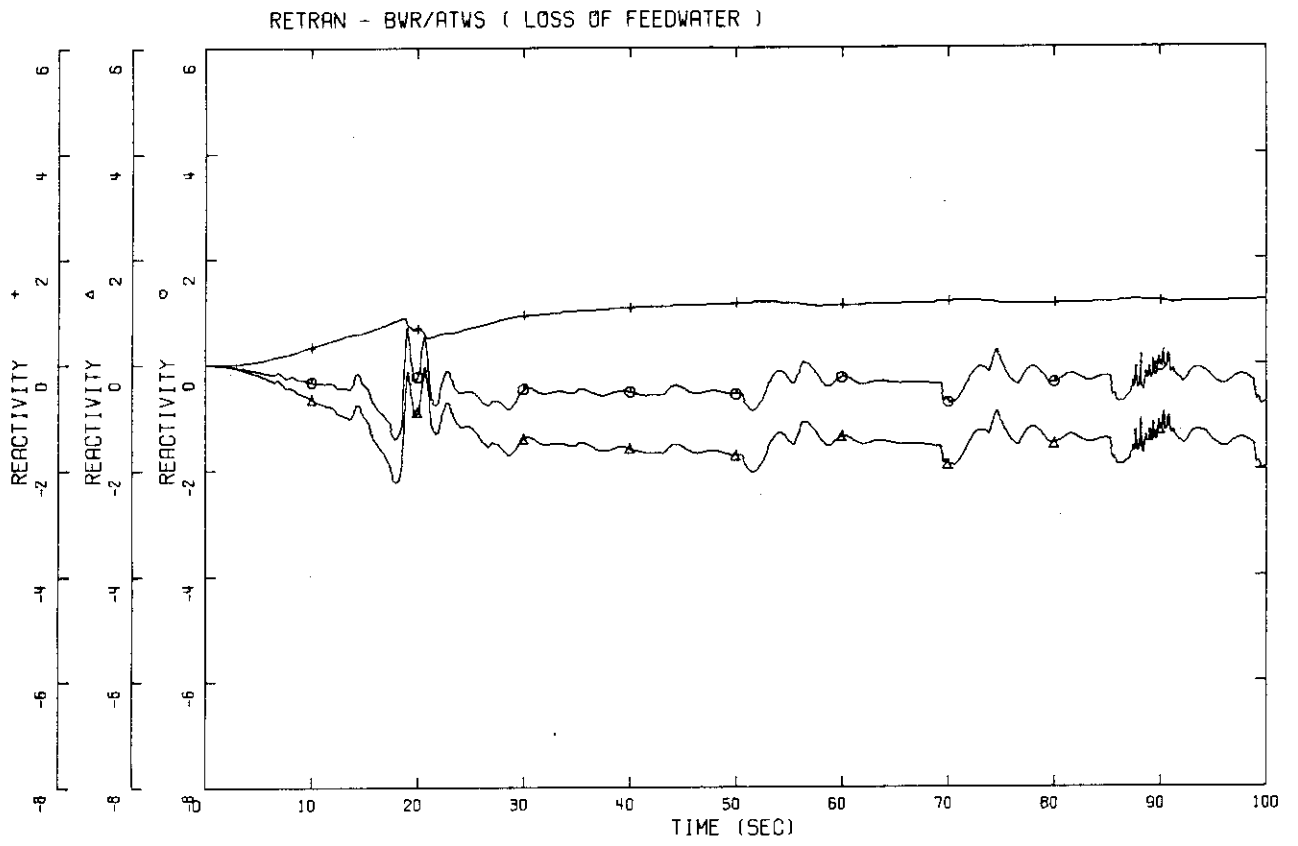


Fig. 4.15 Doppler, Void and Total Reactivities for LOFW

## 4.4 圧力制御装置の故障

何らかの原因で、圧力制御装置に主蒸気流量を最大とするような最大出力信号の誤信号が発生する場合、あるいはタービン蒸気加減弁もしくはタービンバイパス弁1個が故障し、制御系の信号に関係なくこれらの弁が全開する場合は事故の原因として考えられる。解析条件としては、過渡変化の幅が最も大きいものとして前者の場合を仮定する。圧力制御装置の最大出力信号は蒸気流量を定格値の115%に抑えるものとする。タービンバイパス弁も圧力制御装置の最大出力信号を受けて部分的に開くが、開度に関する情報が無いため50%開になるものと仮定する。

解析結果をTable 4.4 および Fig. 416~420に示す。主蒸気流量の増加により原子炉圧力は減少する。このため炉心のボイド率が高くなり炉出力は低下する。9.04秒に原子炉圧力低信号により主蒸気隔離弁が閉鎖し、圧力が上昇しはじめる。これによりボイドがつぶれ、炉出力が増大する。この過渡変化にも、タービントリップ事故の場合と同様、炉出力が大きく振動している。17.3秒~18.5秒の間に逃し安全弁が全数作動するがさらに圧力が上昇し、給水が停止することにより原子炉水位が低下し42.6秒にレベル低信号により再循環ポンプはトリップする。再循環ポンプ停止により炉心流量は減少しボイドが発生する。これにより炉出力は減少し、それに伴い系の圧力も低下し事故は収束に向う。このケースでの系の圧力は40.9秒に1939 psiaに達する。ペレット中心温度も2898 °Fまで上昇する。

Table 4.4 Sequence of Events for PCSF

<u>Time(sec)</u>	<u>Events</u>
0.0	Turbine control valve opened fully
9.04	MSIV started to close
12.4	System pressure became minimum (830.1 psia)
13.04	MSIV closed completely
17.0	Core Power attained max. power (11.3 times)
17.3	Relief valve 1 opened
17.4	Relief valve 2 opened
17.5	Relief valve 3 opened
18.5	Safety valve opened
26.6	Feedwater stopped
27.3	Temperature at center of fuel pellet attained max. temp.
40.9	System pressure attained max. press.
42.6	Recirculation pump tripped
72.9	Safety valve closed
73.7	Relief valve 3 closed
74.1	Relief valve 2 closed
75.0	Relief valve 1 closed.

RETRAN - BWR/ATWS ( PRESSURE CONTROL SYSTEM FAILURE)

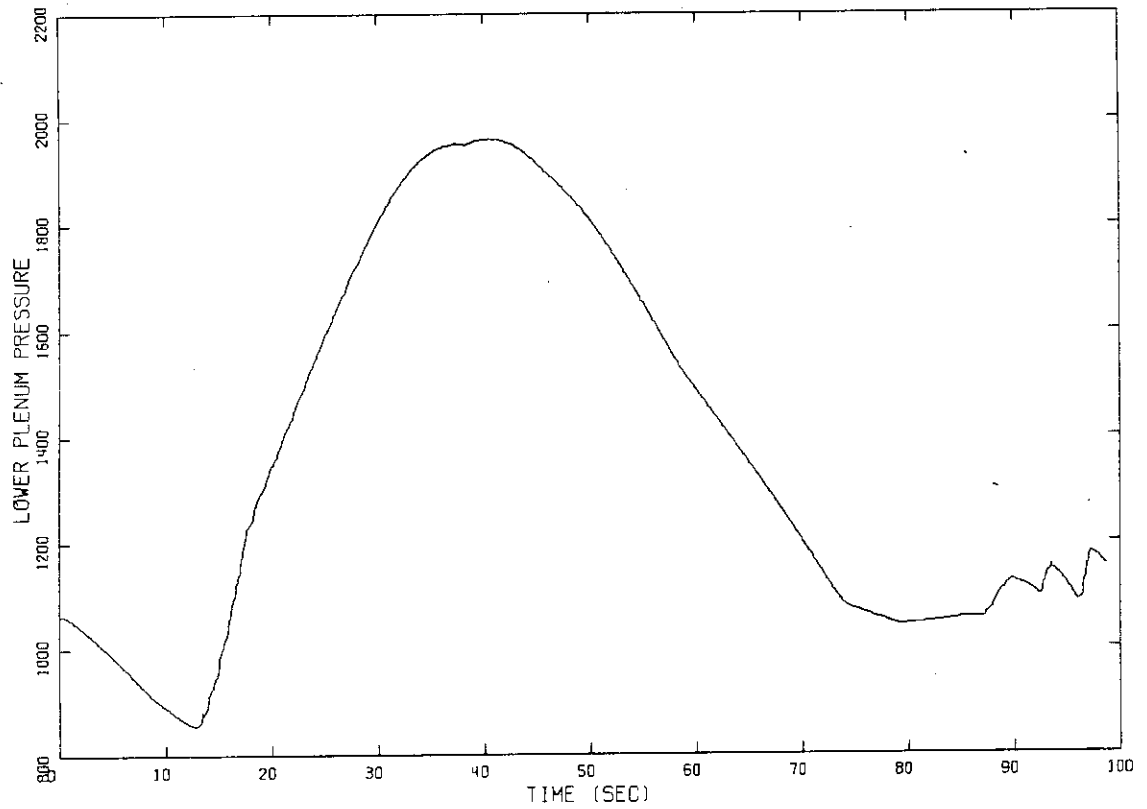


Fig. 4.16 Lower Plenum Pressure for PCSF

RETRAN - BWR/ATWS ( PRESSURE CONTROL SYSTEM FAILURE)

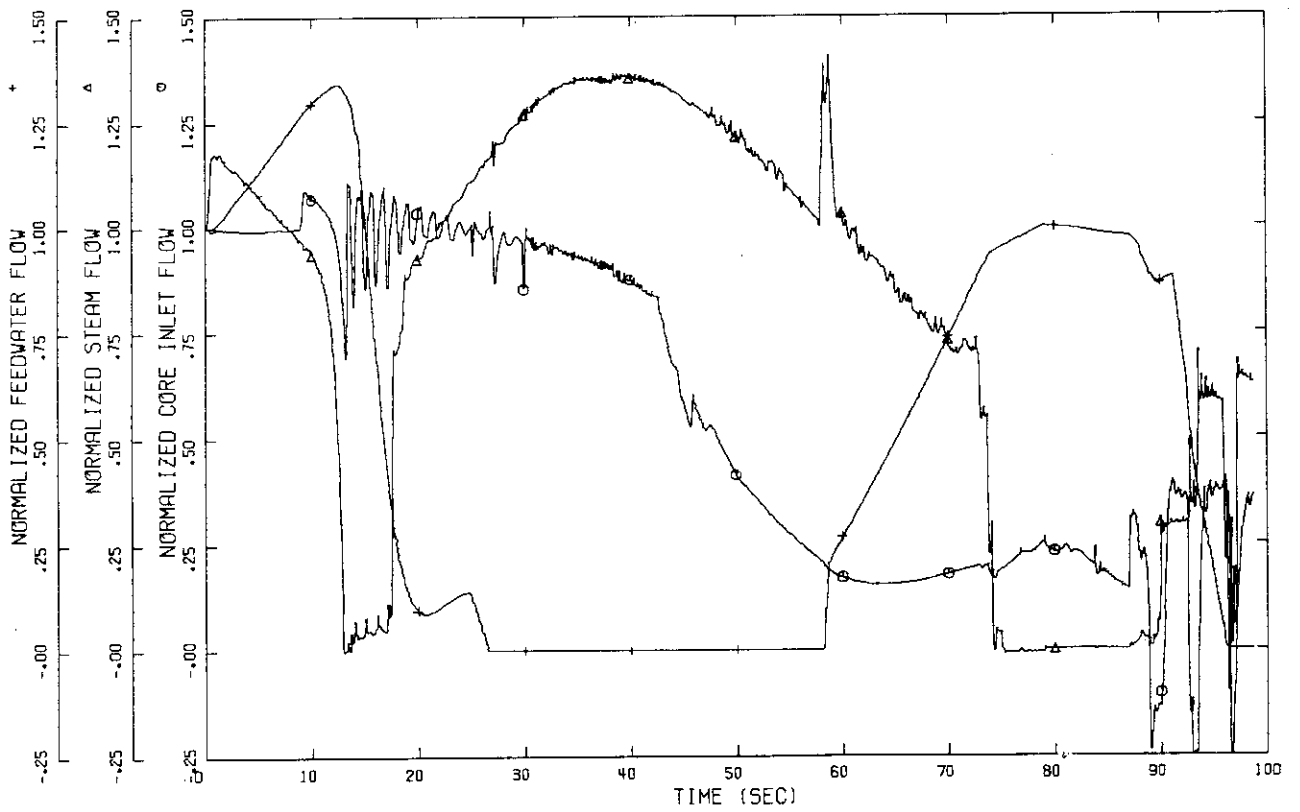


Fig. 4.17 Normalized Feedwater Flow, Steam Flow and Core Inlet Flow for PCSF

RETRAN - BWR/ATWS ( PRESSURE CONTROL SYSTEM FAILURE)

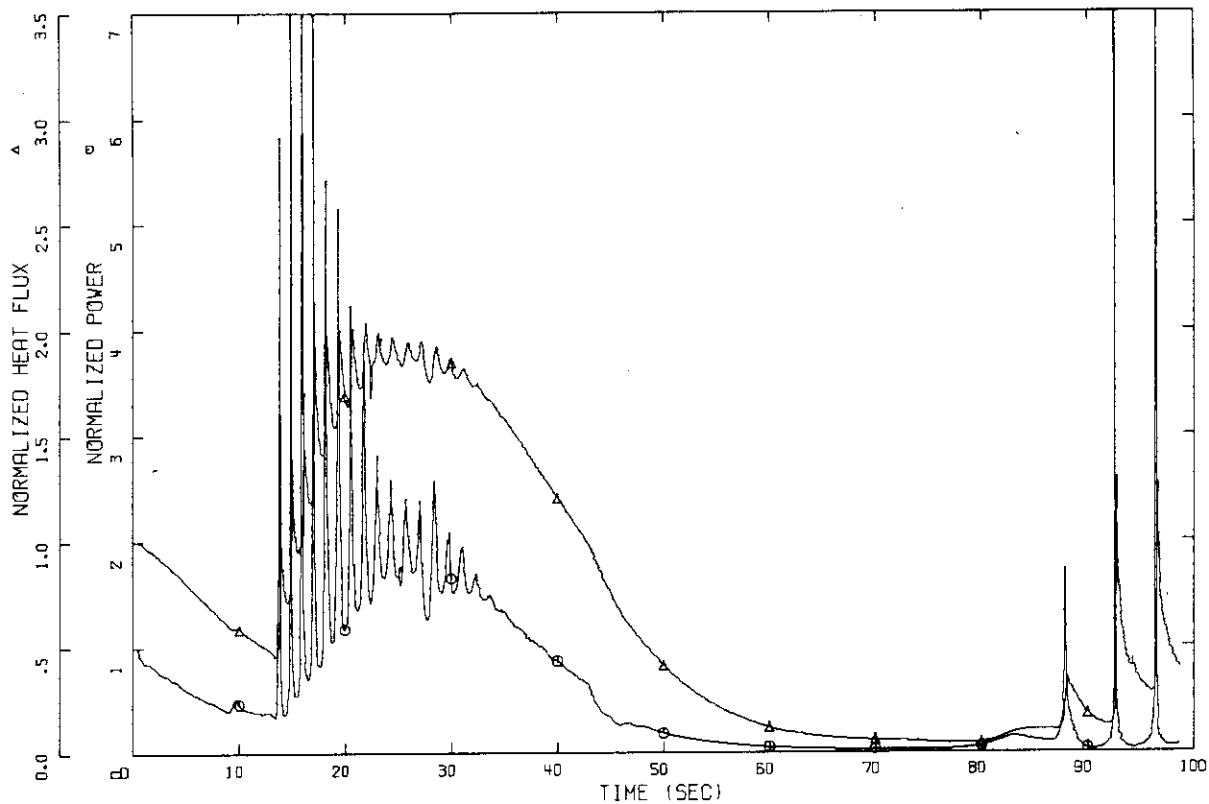


Fig. 4.18 Normalized Power and Normalized Heat Flux for PCSF

RETRAN - BWR/ATWS ( PRESSURE CONTROL SYSTEM FAILURE)

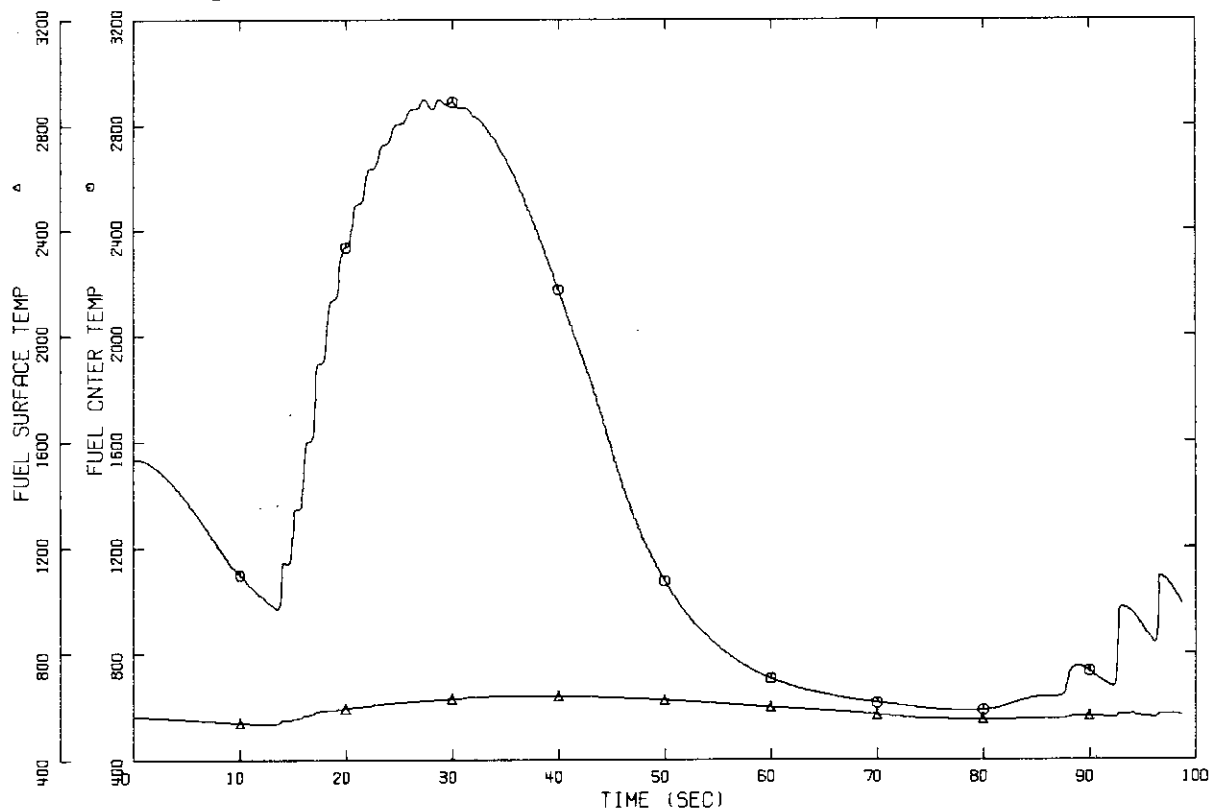


Fig. 4.19 Fuel Center Temp. and Clad Surface Temp. for PCSF



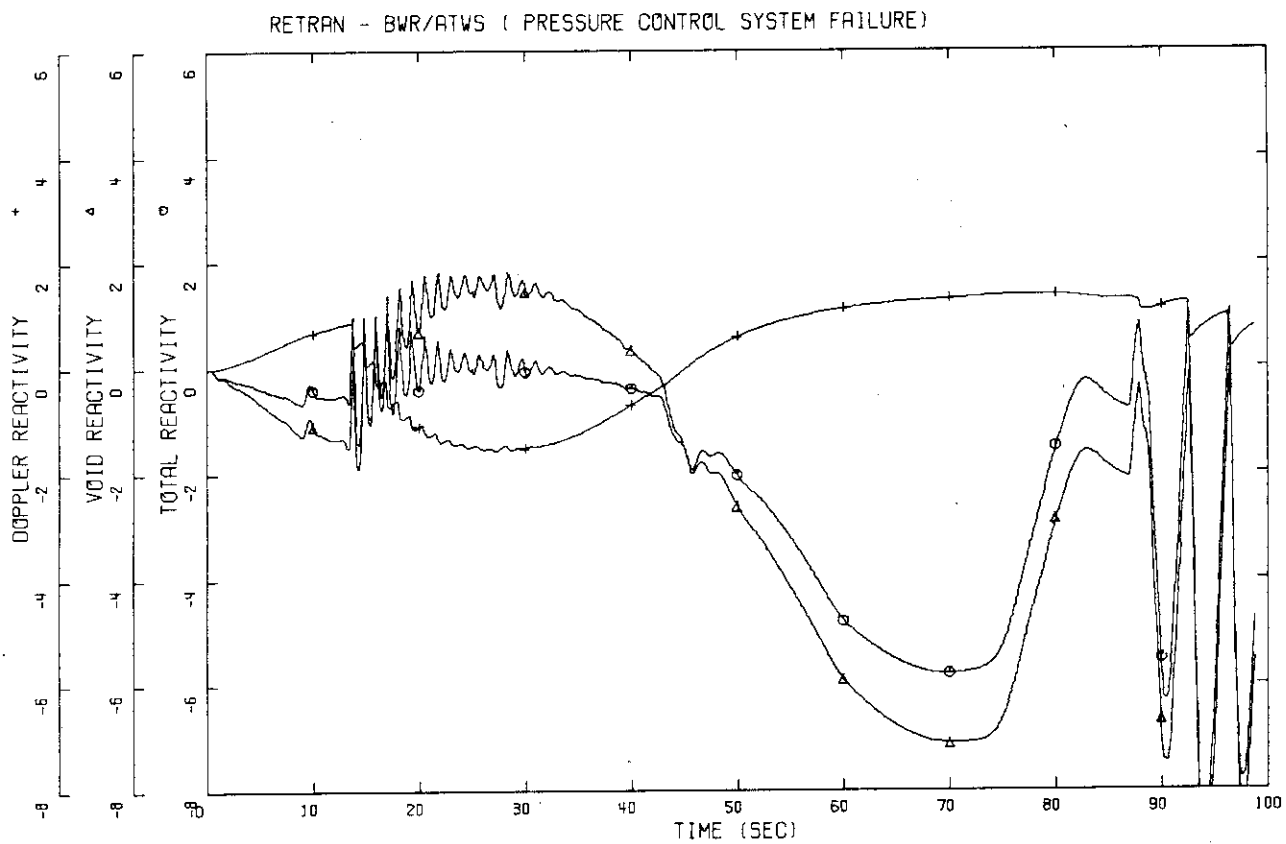


Fig. 4.20 Doppler, Void and Total Reactivities for PCSF

## 5. 感 度 解 析

4章において示した4ケースではいずれも再循環ポンプがトリップすることによって事故が収束している。米国などでこれまでに行われたATWS解析では、圧力高信号により再循環ポンプをトリップさせることで事故を軽減させることが可能であることが指摘されており、今回行った解析においてもそれが間接的に立証されたといえるが、実際にどの程度軽減されるかを定量的に把握しておくことは重要である。

また、これまでのATWS解析の着眼点が系の圧力上昇あるいはMCPR (Minimum Critical Power Ratio) 等にあったため燃料棒モデルに関してはあまり重要視されていない。しかし、ペレットの温度上昇により、中心部が融点をこえペレットが砕け被覆管を破損しないか？あるいはDNBが起り、冷却が悪くなり被覆管温上が上昇し水-金属反応により被覆管が酸化脆化しないか？という点に着目する場合、炉心を平均炉心で取扱うモデルあるいは燃料棒のギャップ領域に対してギャップ伝熱モデルを使わないモデルでは不十分であると考えられる。そこで次の4ケースについて感度解析を行った。

- (1) 主蒸気隔離弁閉鎖事故において、圧力高信号で再循環ポンプをトリップさせるケース。
- (2) (1)と同じ事故で炉心を平均炉心とホットチャンネルに分割し、燃料棒も平均燃料棒、ホットチャンネルの平均燃料棒、最高出力燃料棒にわけて取扱うケース。
- (3) (2)のケースでギャップ熱伝達モデルを用いたケース
- (4) RETRAN 01 と RETRAN 02 のバージョンのちがいが計算結果に及ぼす影響を見るための RETRAN 02 で主蒸気隔離弁閉鎖事故を解析したケース。

以下にそれぞれのケースについて説明する。

### 5.1 再循環ポンプOFFのケース

4.1で述べた主蒸気隔離弁閉鎖事故（以後、ベースケースと呼ぶ）では、ダウンカム水位低信号により再循環ポンプがトリップすることで事故が収束したが、GE社が提唱するように圧力容器内圧力の高信号で再循環ポンプがトリップした場合、どの程度過渡変化が軽減されるかを見るための感度解析である。

解析は、スチームドーム圧力が1150 psia 以上になった場合に再循環ポンプをトリップさせる入力を追加し、それ以外のデータは4.1のケースと同一の入力で解析を行った。

解析結果をTable 5.1とFig. 5.1～5.5に示す。主蒸気隔離弁が閉まりはじめると同時に系の圧力は上昇しはじめ、全閉となる4秒以降、圧力上昇は急になり、4.5秒に圧力高信号が発せられ再循環ポンプはトリップする。炉出力は、圧力の急上昇に伴い炉心内ボイド率が低下し正の反応度が加わり出力は定格の2.2倍まで上昇するが、再循環ポンプトリップによる炉心流量低下により逆にボイドが増して炉出力は低下に転ずる。逃し安全弁は、4.7秒～6.3秒の間に逃し安全弁が順

次開くが十分な蒸気の放出が得られないためさらに圧力は上昇し、12.7秒に1337psiaに達したのち低下しはじめる。30秒以降、逃し弁1, 2, 3の開閉のみで圧力は一定幅内に保たれ事故は収束する。

ベースケースでは原子炉圧力は1855psiaまで上昇したのに対して；再循環ポンプOFFのケースでは1337psiaと、最大圧力が500psiaも低く抑えられることがわかる。

しかし炉心内での熱伝達からみると、ポンプOFFによる炉心流量低下が原因でDNBが起こる恐れがあるため、原子炉圧力高で再循環ポンプトリップさせることが安全であるとは断定できない。

Table 5.1 Sequence Events for MSIVC with early RCP trip

<u>Time(sec)</u>	<u>Events</u>
0.0	MSIV started to close
4.0	MSIV closed completely
4.3	Core power attained maximum power
4.5	Recirculation pump tripped
	Relief valve 1 opened
4.78	Relief valve 2 opened
5.0	Relief valve 3 opened
6.3	Safety valves opened
12.7	System pressure attained maximum press.
28.1	Safety valves closed
29.5	Relief valves 3 closed

RETRAN - BWR ( MSIV CLOSURE WITHOUT SCRAM )

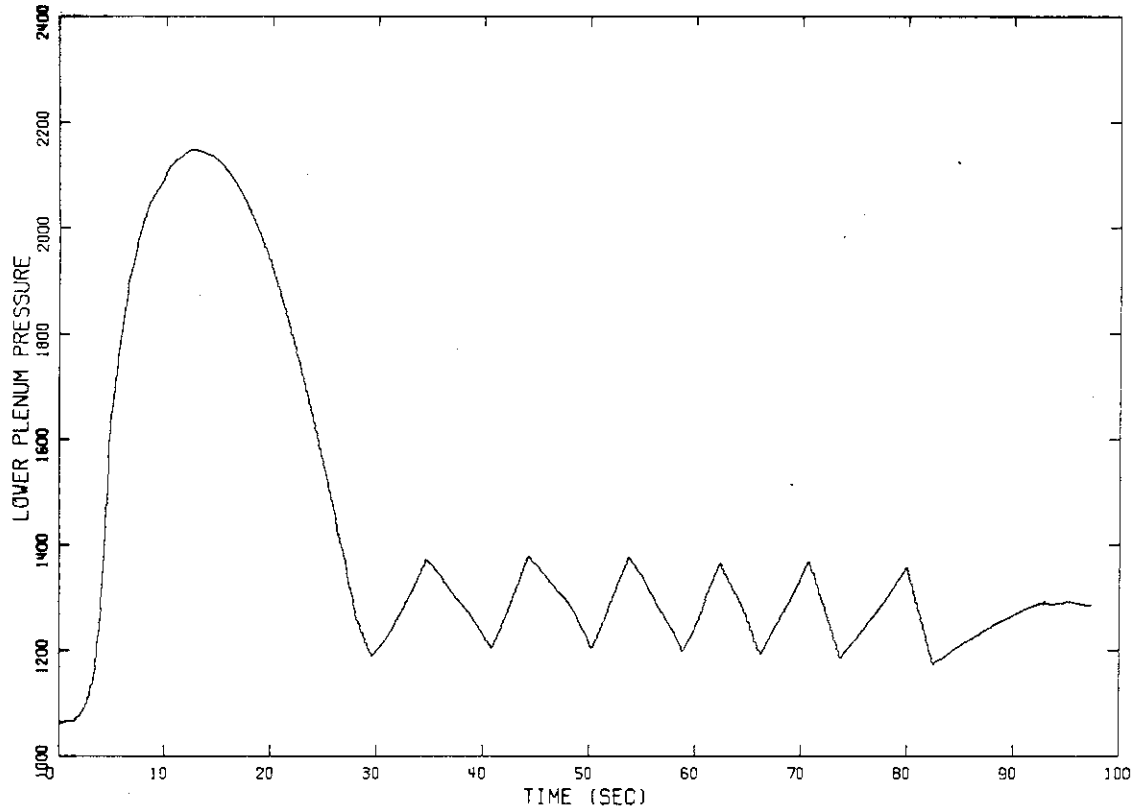


Fig. 5.1 Lower Plenum Pressure for MSIVC with RCP Trip by High Pressure Signal

RETRAN - BWR ( MSIV CLOSURE WITHOUT SCRAM )

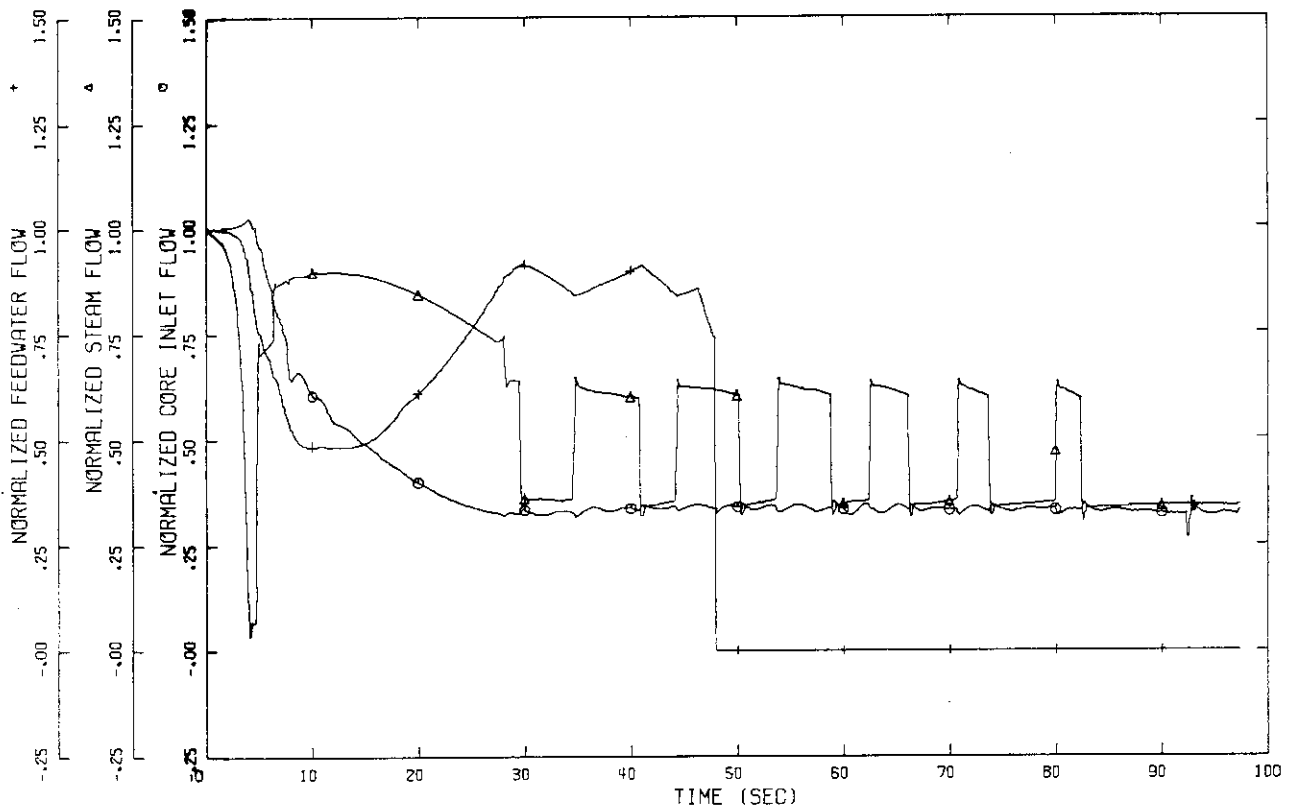


Fig. 5.2 Normalized Feedwater Flow, Steam Flow and Core Inlet Flow for MSIVC with RCP Trip by High Pressure Signal

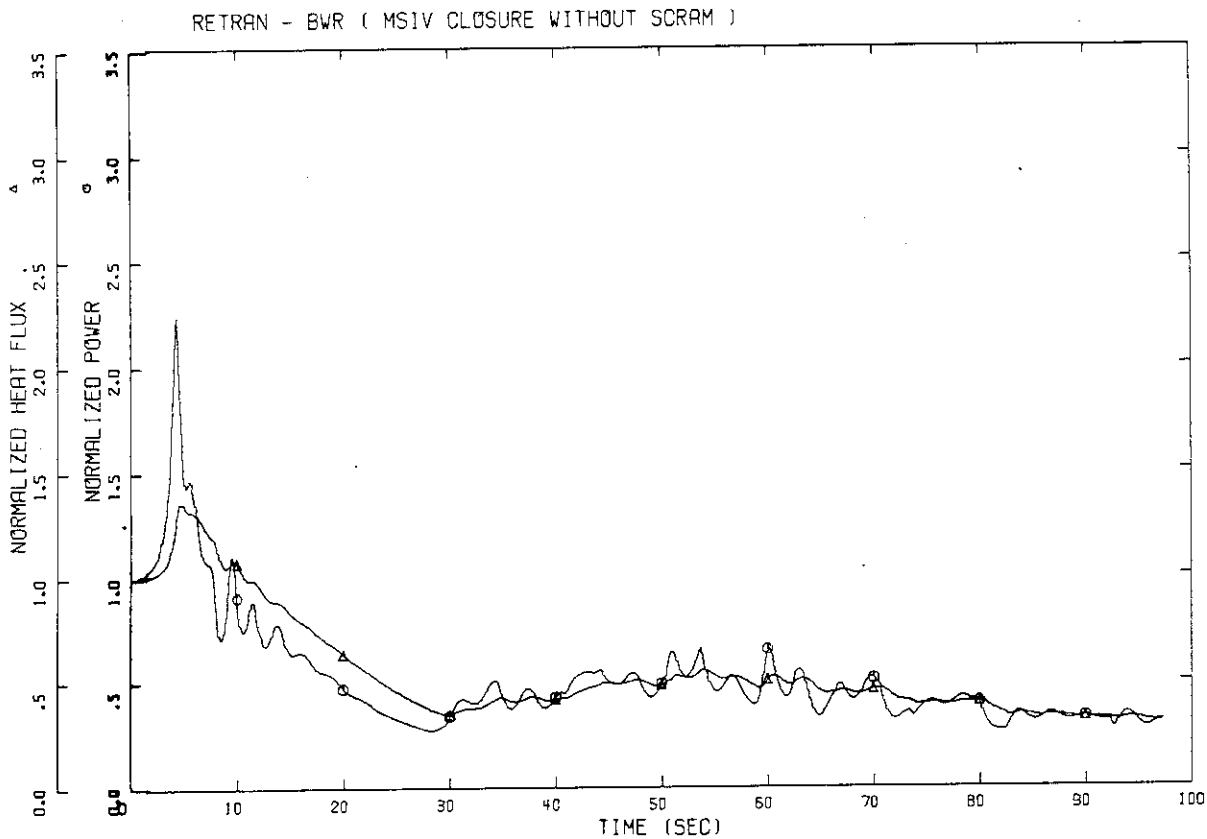


Fig. 5.3 Normalized Power and Normalized Heat Flux For MSIVC with RCP Trip by High Pressure Signal

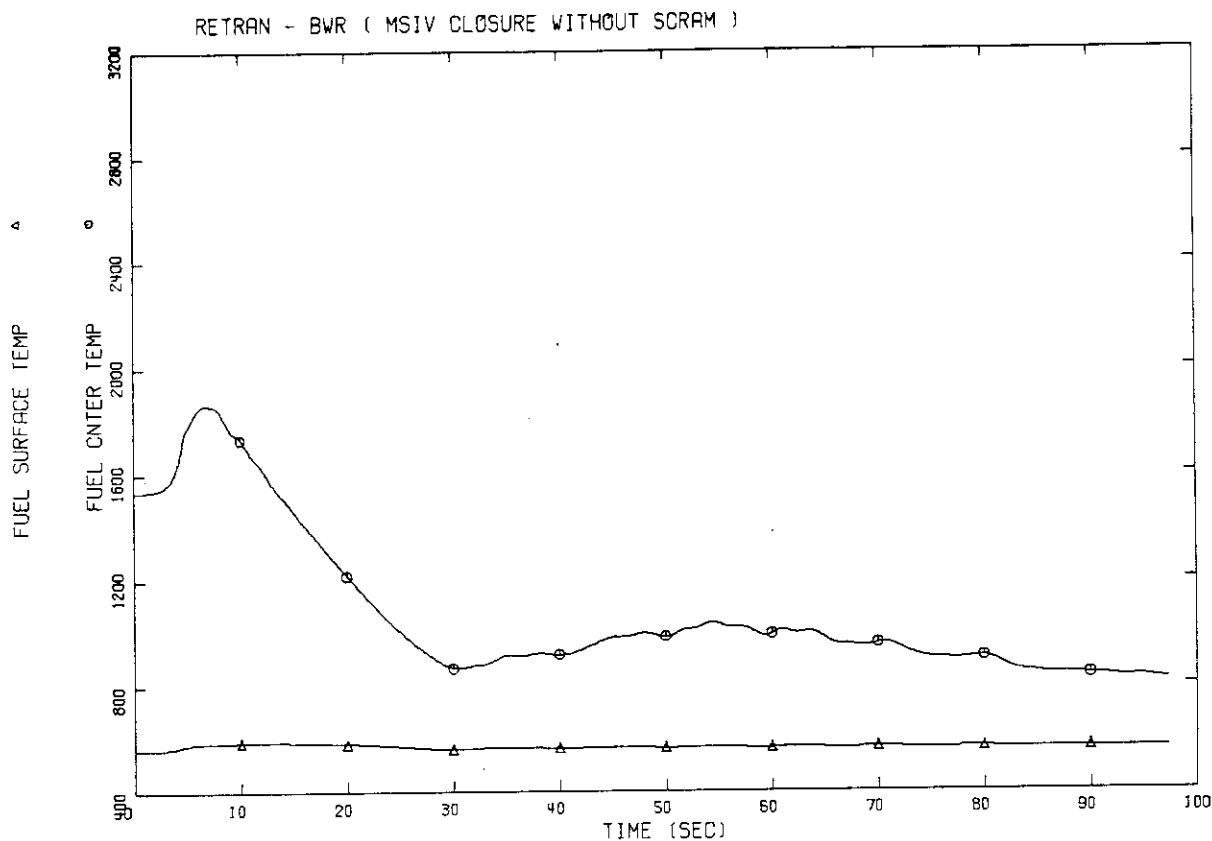


Fig. 5.4 Fuel Center Temp. and Clad Surface Temp. for MSIVC with RCP Trip by High Pressure Signal

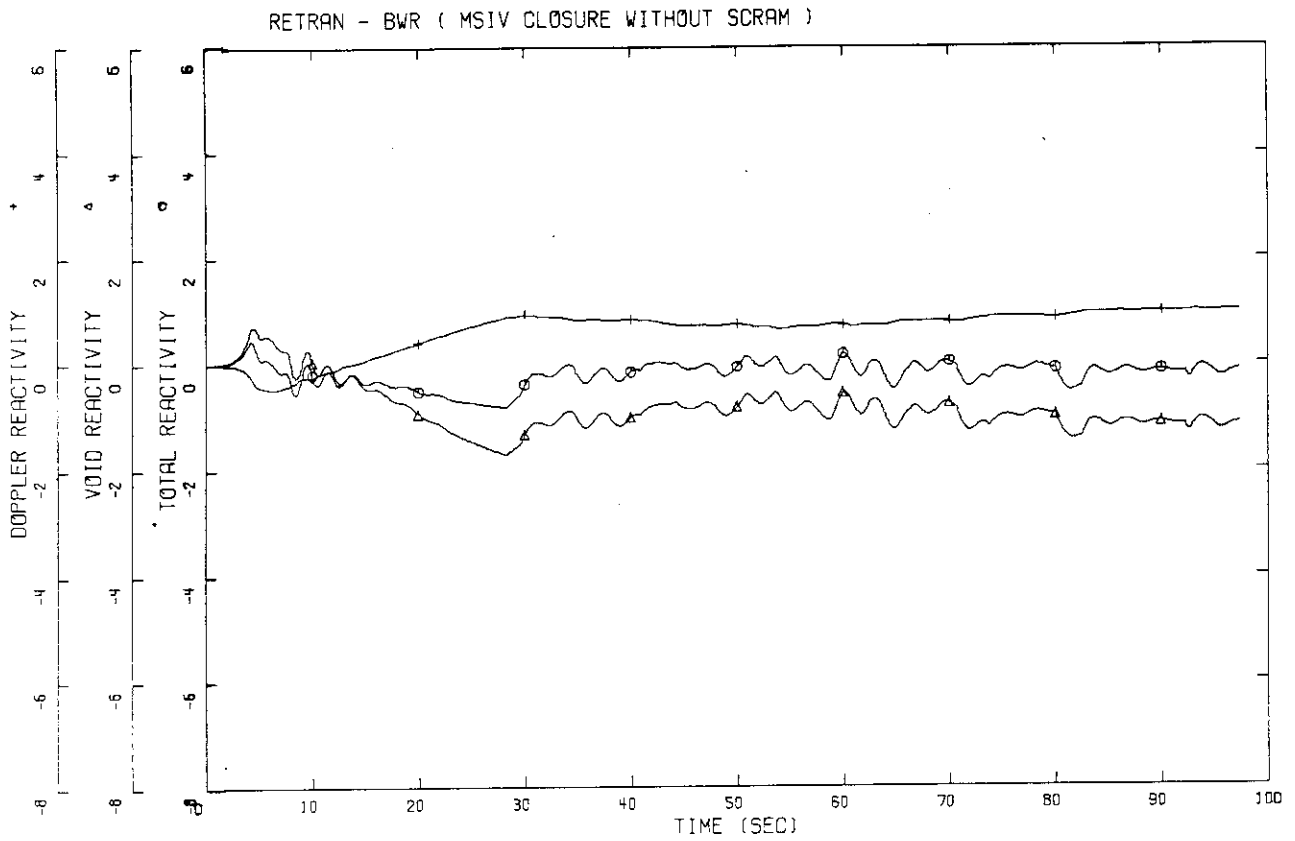


Fig. 5.5 Doppler, Void and Total Reactivities for MSIVC with RCP Trip by High Pressure Signal

## 5.2 ホットチャンネル解析

本章の冒頭でも述べたように、ATWS事故における原子炉の安全性を考える場合、系の圧力もさる事ながら、DNBあるいはペレットの中心温度等も無視できない問題である。そこでより詳細な炉心モデルによりATWS解析を試みた。

事故の種類は主蒸気隔離弁閉鎖事故とする。炉心は、流路として平均炉心と、最高出力バンドル（ホットチャンネル）を考え、燃料棒は、平均出力燃料棒、最高出力バンドルの平均出力燃料棒、最高出力燃料棒の3グループで表現した。名ピーキングファクターは以下の値を仮定した。

Radial Peaking	……	1.4
Local Peaking	……	1.24
Axial Peaking	……	1.22
Total Peaking	……	2.12

なお、この感度解析では、次に述べるギャップ熱伝達モデルに関する感度解析との比較の関係で旧バージョンのRETRAN 01を用いた。

Fig. 5.6～5.9に解析結果を示す。Fig. 5.6と5.7に下部プレナム圧力と規格化出力の変化についてホットチャンネルのある場合とそうでない場合の比較を示す。図よりわかるように両者にはほとんど差はなく、ホットチャンネルを設けたことがシステム全体の挙動にはほとんど影響がないことがわかる。Fig. 5.8にはホットチャンネル内でのDNBの発生状況を示してある。ホットチャンネル内の平均燃料棒においても一部DNBを起しており、最高出力燃料棒ではかなり広い範囲にわたってDNBを起している。また平均炉心ではDNBの発生はなかった。Fig. 5.9には最高出力燃料棒のうち燃料棒下端より6ft～7ftの高さに位置する燃料棒の被覆管表面温度を示す。133秒にDNBを起し熱伝達モードが膜沸騰に移行し、急上昇が見られる。このケースでは金属-水反応による発熱が考慮されていないため被覆管表面温度を低めに計算している。

RETRANコードにはBaker-Justの式で金属-水反応を考慮するモデルが用意されているが、プログラムミスのため酸化による発熱が計算されていないため、今回の計算で考慮することが出来なかった。

このケースでは、ギャップの熱伝達モデルが不十分であるのでペレット中心温度に関する考慮は行わない。

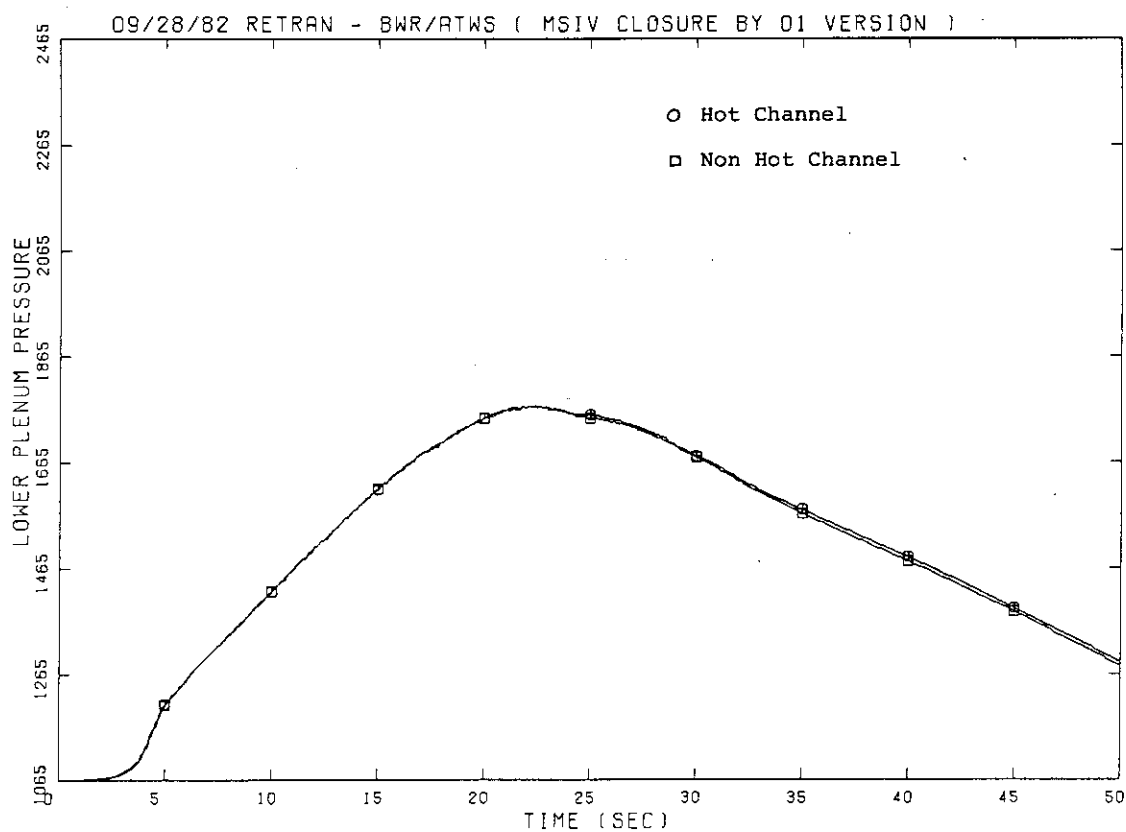


Fig. 5.6 Comparison of Lower Plenum Pressures between Hot Channel and Non Hot Channel Cases for MSIVC

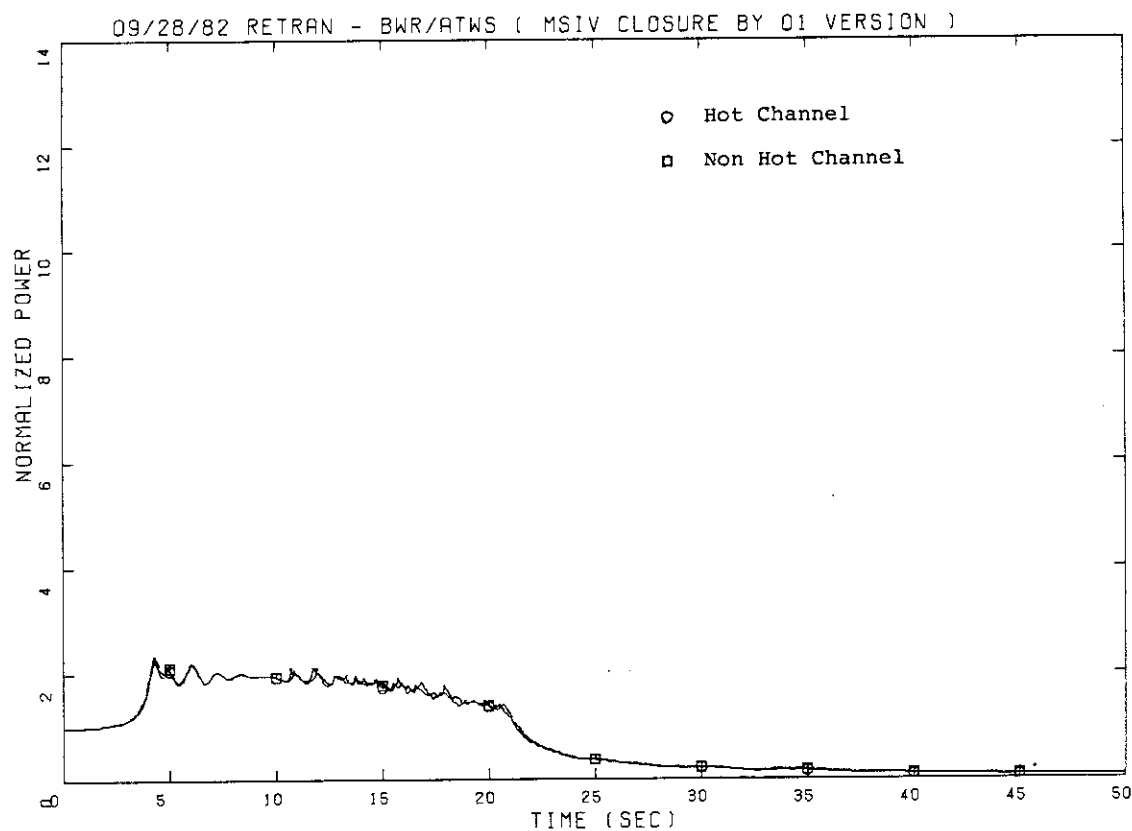


Fig. 5.7 Comparison of Normalized Powers between Hot Channel and Non Hot Channel Cases for MSIVC



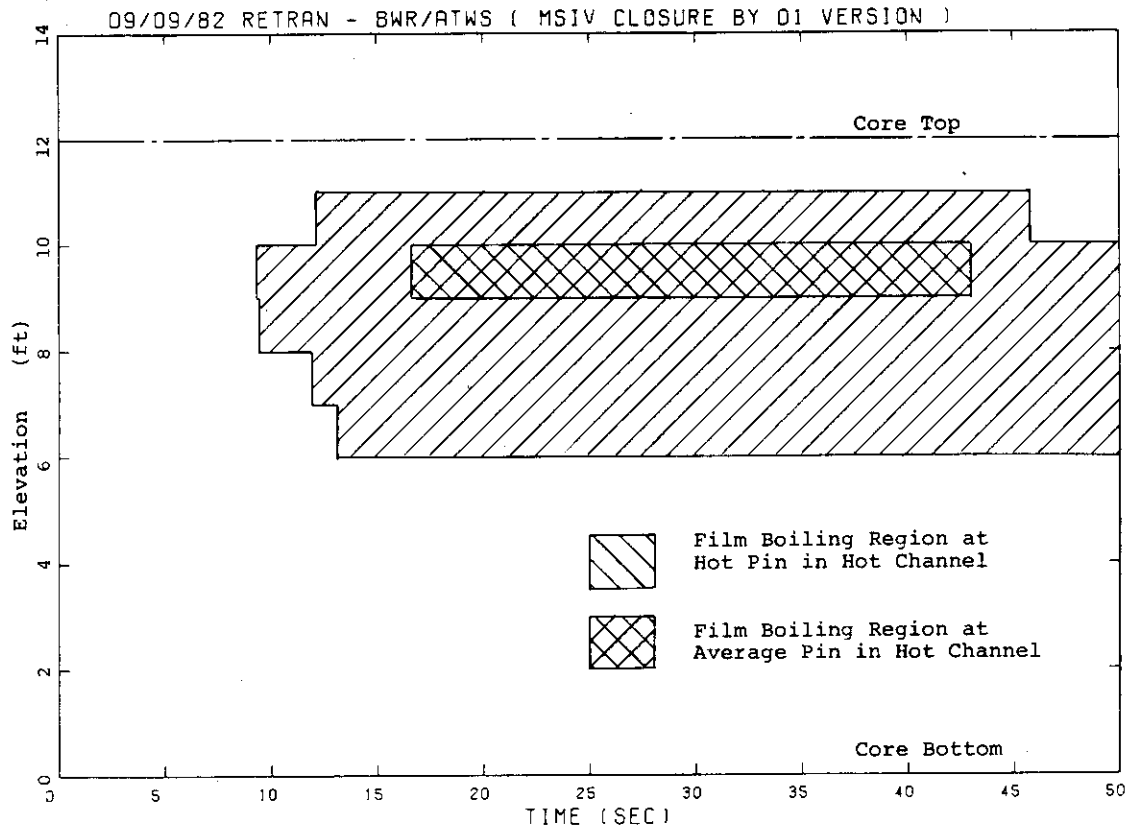


Fig. 5.8 Film Boiling Region in the Hot Channel for MSIVC

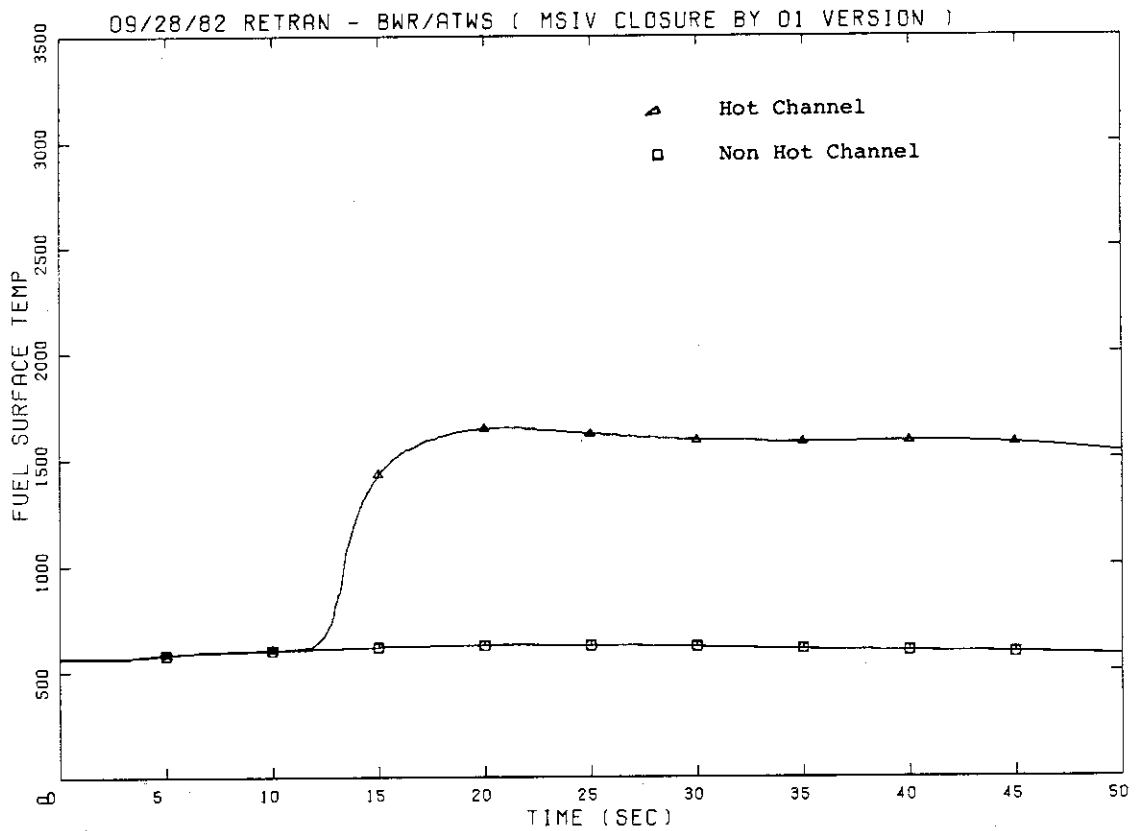


Fig. 5.9 Comparison of Clad Surface Temperatures between Hot Channel and Non Hot Channel Cases for MSIVC

### 5.3 ギャップ熱伝達モデルに関する感度解析

燃料ペレットの熔融を問題にする場合、燃料ペレット表面と被覆管内面の間の熱伝達が重要となってくる。ところがRETRANコードには、いわゆるギャップ熱伝達モデルがなく、ギャップをヘリウムガス等から成る一つの領域としてしか取扱えない。これでは、燃料棒の温度上昇に伴うギャップ幅の変化あるいはギャップ圧力の変化を考慮することができないばかりか、ペレットと被覆管が接触する場合を取り扱えない欠点がある。

同種のコードであるRELAP 4/MOD 6には、Macdonald-BroughtonモデルあるいはRoss and Stouteモデルがギャップ熱伝達モデルとして用意されているが、初期定常状態設定機能がないこと、制御系模擬のための機能が不充分であるなどの理由によりATWS解析を直接行うことが出来ない。そこで次のような方法でギャップ熱伝達モデルを取り入れた主蒸気隔離弁閉鎖事故解析を行った。

使用コードは、RELAP 4/MOD 6の原研改良版であるRELAP 4/MOD 6/U 4/J 3である。まずRETRAN 01で計算された初期定常状態をRELAP 4の入力とする。すなわちRETRANで求めた各ボリュームの圧力温度、ジャンクションの抵抗係数等をRELAPの入力とする。また給水流量、再循環ポンプトリップ時刻等もRETRANの計算結果を用いる。ギャップ熱伝達モデルは使用しないでRELAP 4の計算を行い、RETRANの計算結果に出来るだけ近づくように入力を調整する。

この解析でRETRAN 01を使用したのは次の理由による。すなわち、RETRAN 02では、水の状態量は近似的に定めた関数式により求めているのに対してRELAP 4は従来の蒸気表を用いているため、RETRAN 02で求められた初期定常状態をRELAP 4の入力としても定常状態が達成されないのである。そこでRELAP 4と同一の蒸気表を使用しているRETRAN 01を用いることで初期定常状態を求めた。

次にギャップ熱伝達モデルはMacdonald-Broughtonモデルを用い、種々のパラメータは次のように仮定した。

燃料棒のプレナム体積は、FSAR記載のプレナム部長さ = 16 インチより、全炉心で

$$\text{プレナム体積} = 6.77886 \text{ ft}^3$$

とした。またギャップガスはヘリウムのみとし、ガス圧は1気圧と仮定し、ガス量は炉心全体で

$$\text{ガスモル数} = 110.995 \text{ mole}$$

とした。

Fig. 5.10 ~ Fig. 5.12に計算結果を示す。Fig. 5.10, Fig. 5.11には、それぞれ下部プレナム圧力、原子炉出力についてRELAP 4の計算でギャップ熱伝達モデルのある場合（ケースA）とない場合ケースBの比較を示す。両ケースとも、主蒸気配管内での初期定常状態が十分に取扱われていないため、主蒸気隔離弁が閉まりはじめているにもかかわらず蒸気流量が増大し圧力が徐々に低下してゆき、全閉後は上昇に転ずる。両者の圧力上昇はよく一致しているが、最高圧力において60 psiaほどギャップ熱伝達モデルを使用しないケースのほうが高くなる。これはFig. 5.11に示す原子炉出力の変化からわかるように、10秒~20秒にかけてケースBのほうが、若干出力が高いためと思われる。Fig. 5.12は、ホットチャンネルの最高出力燃料棒の下端より5~6 ftの高さ

に位置するヒートスラブのペレットの中心温度と被覆管表面温度について両ケースの比較を示す。ギャップ熱伝達モデルを使用したケースのほうが、ペレット温度を高く計算しており初期状態において約850°F高い。しかしケースAでは、約7秒で被覆管とペレットが接触し、熱伝達がよくなりペレットの温度上昇はケースAのほうがゆるやかである。また、ペレットと被覆管の接触および初期蓄積エネルギーが多いことにより、ケースAのほうが早くDNBが起り被覆管表面温度が上昇する。

以上により両ケースの間の差異は主に、初期蓄積エネルギーのちがいと、過渡変化中のギャップ熱伝達の変化の効果によるものであることがわかる。しかし今回の比較では両者の効果を十分に分離できていないので両者がそれぞれどの程度の影響力を持つかを把握することができなかったが、ギャップ熱伝達に関する解析モデルをRETRANコードに導入することはコードの性能向上の上で重要と考えられる。

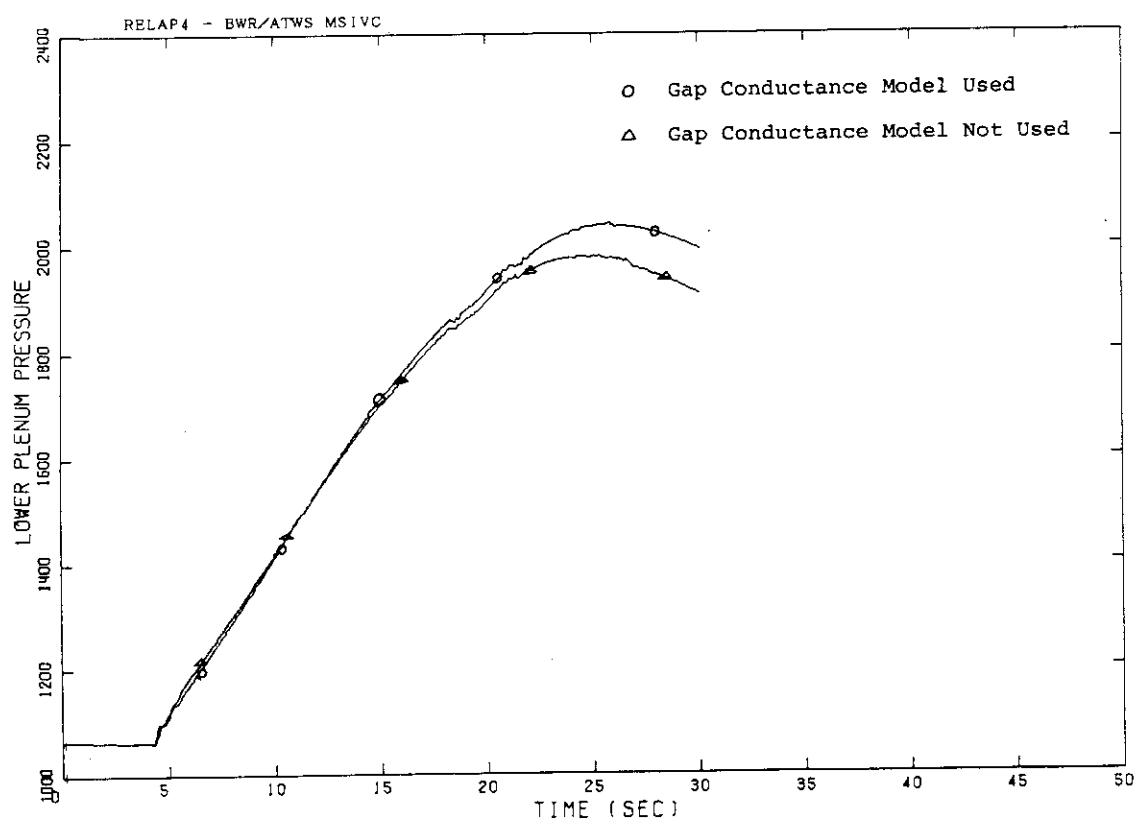


Fig. 5.10 Comparison of Lower Plenum Pressures between Gap Conductance Model Used Case and Not Used Case for MSIVC

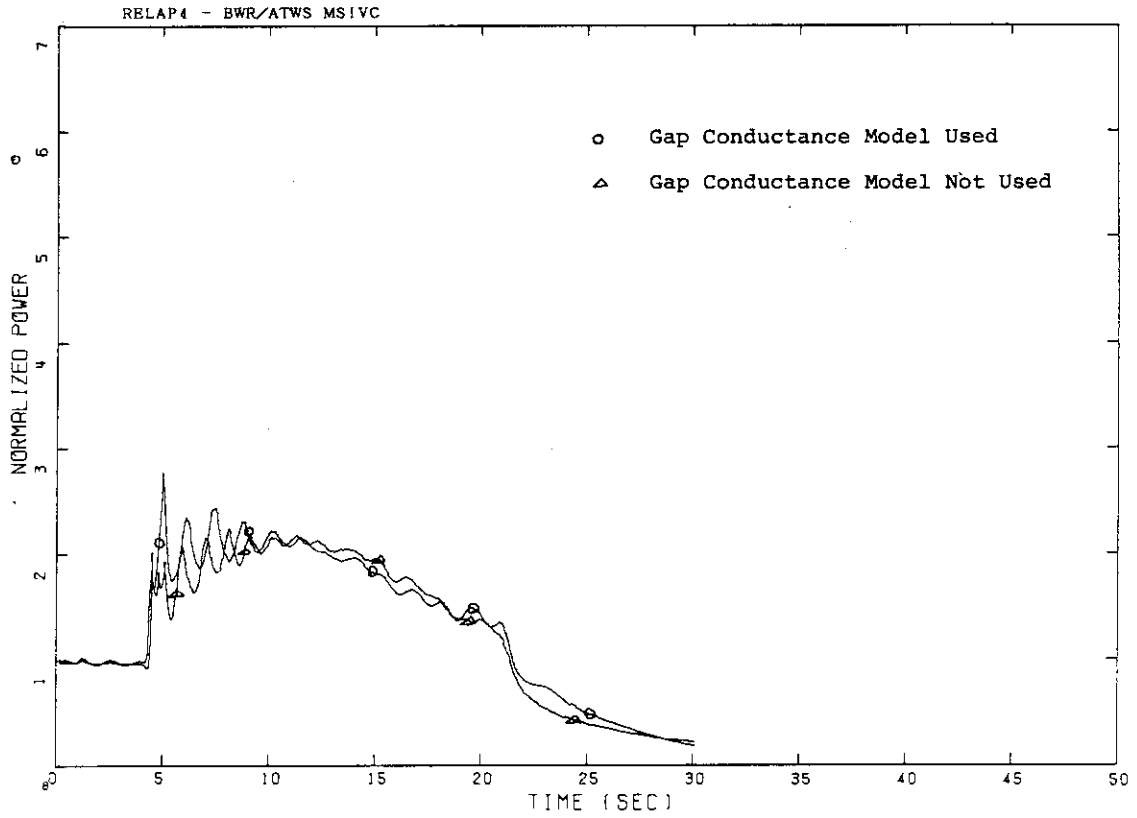


Fig. 5.11 Comparison of Normalized Powers between Gap Conductance Model Used Case and Not Used Case for MSIVC

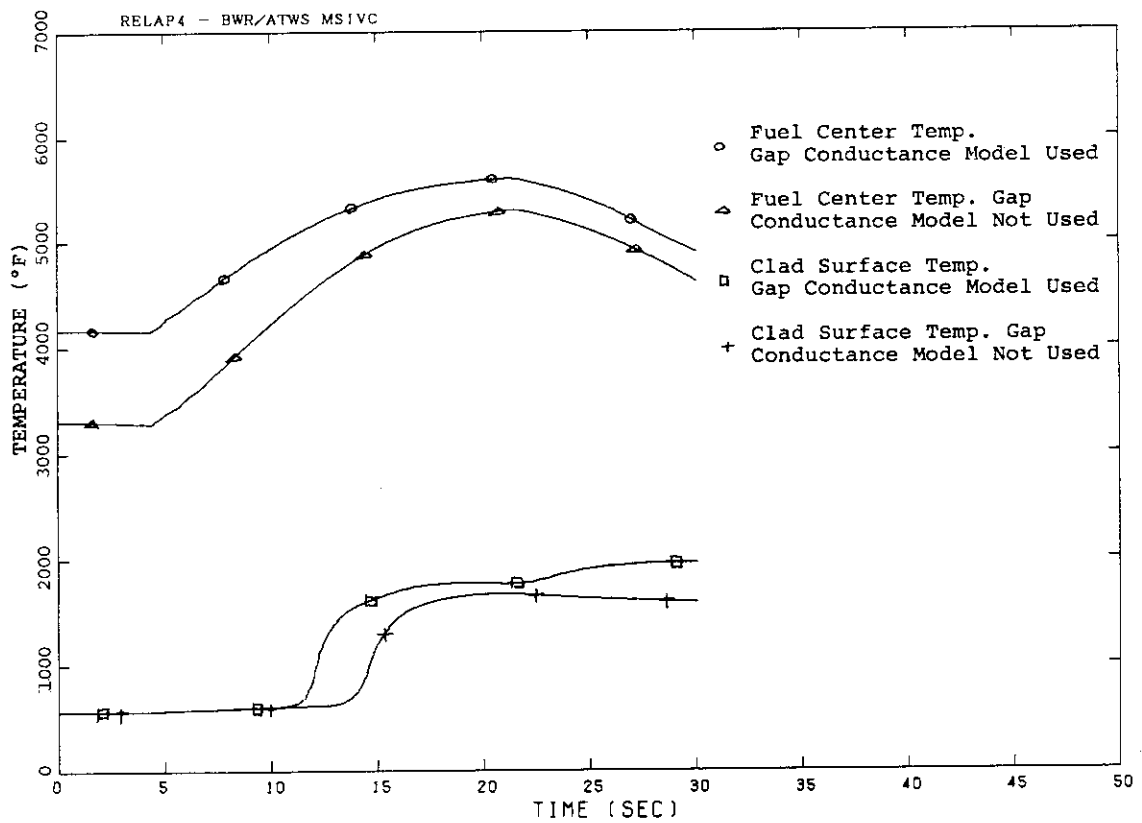


Fig. 5.12 Comparison of Fuel Center Temp. and Clad Surface Temp. between Gap Conductance Used Case and Not Used Case for MSIVC

#### 5.4 RETRAN 01とRETRAN 02の比較

前述の感度解析の必要上、同一問題で RETRAN 01 と RETRAN 02 の両バージョンで計算することとなり、両者の計算結果の間に有意の差があることが判明した。Fig. 5.13 に RETRAN 01 と 02 で計算されたタービントリップ事故での炉出力の変化を示す。RETRAN 02 では大きく振動しているのに対して RETRAN 01 の結果では激しい振動が見られる。これは明らかにバージョンのちがいによる差異であり、その原因については今後の究明を待たなければならないが、RETRAN 02 バージョンの使用に際してはこの点に注意を要すると思われる。

また RETRAN 02 に新しく組み込まれたダイナミックスリップモデル、プロフィールフィットモデルなどの使用による解析を試みたがいずれも計算初期の段階でプログラムエラーとなりその性能評価ができなかった。

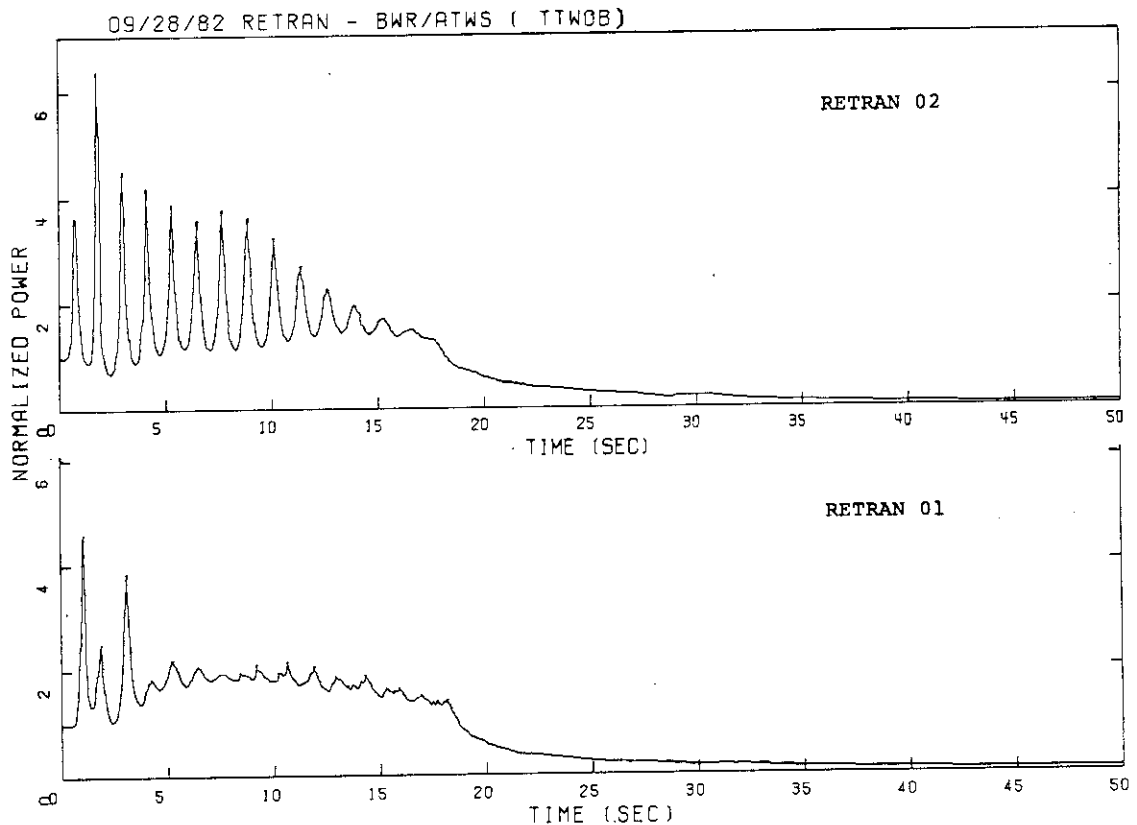


Fig. 5.13 Comparison of Normalized Powers Between REATRAN 02 and RETRAN 01 for TTWOB

## 6. 結 論

RETRANを用いて 110 万 kw 級 BWR の ATWS 解析を行ない次のような結論を得た。

RETRAN の BWR / ATWS 解析性能に関して

- (1) RETRAN コードは、BWR 型原子炉の ATWS 時における原子炉の全体的な挙動の解析に適したコードである。
- (2) これまでの ATWS 解析のように原子炉の圧力上昇を問題とする場合には、燃料棒の温度挙動に関する解析モデルは、簡略なモデルで十分であるが、今回行った解析のように、燃料ペレットの中心温度が融点近傍まで上昇するような場合には、初期蓄積エネルギー、ギャップ熱伝達の変化等を考慮したより詳細な燃料モデルにより解析を行わなければならない。
- (3) BWR 型原子炉はダウンカマの水位信号によりシステムの制御を行っている。このような場合では、水位計算をより正確に行う必要があり、ダウンカマのノード分割の仕方あるいは気泡上昇速度など十分な検討が必要である。
- (4) 再循環ポンプトリップ後冷却能の低下あるいは炉出力上昇に伴い燃料被覆管表面での熱流束の増大により DNB が発生する可能性がある場合は、ホットチャンネル解析あるいは COBRA コード等によるサブチャンネル解析が必要である。
- (5) RETRAN 02 コードには過渡変化解析のための新しいモデルが組込まれているが使用に際しては十分な検討、性能評価が必要である。

BWR の ATWS 解析について

- (6) 今回行った 4 ケースの事故においていずれも再循環ポンプがトリップすることにより事故が収束に向うことがわかった。
- (7) 再循環ポンプを原子炉圧力高信号によりトリップさせることで、ATWS 事故での圧力変動を軽減できることが確認できた。

## 謝 辞

今回の解析を行うに際しては、安全工学部反応度研究室主任研究員の斎藤伸三氏を中心とする安全工学部、安全解析部の有志からなるSCDタスクフォースグループのメンバーから数多くの助言を頂き、感謝いたします。また安全解析部原子炉データ解析室の横林正雄氏には、原子炉の制御系に関する有用な情報を提供して頂き、田辺文也氏には原稿の詳細な検討をして頂きました。ここに深く謝意を表します。

## 参 考 文 献

- (1) "Anticipated Transients Without Scram for Light Water Reactors",  
Vol.1 and 2, USNRC, NUREG-0460 (April 1978)
- (2) 藤木和男, 浅香英明, "原子力船「むつ」原子炉の過渡変化解析(運転時の異常な過渡変化及び事故に係る解析)", JAERI -M 9398, (March 1981)
- (3) K.V. Moore et al., "RETRAN- A Program for One-Dimensional Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems",  
EPRI CCM-5 (Dec. 1978)
- (4) J.H. McFadden et al., "RETRAN-02 A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow System", EPRI NP-1850-CCM (May 1981)
- (5) "Peach Bottom Atomic Power Station, Units 2 and 3 Final Safety Analysis Report", DOCKET-50227-12~17, 75, Philadelphia Electric Co.
- (6) K. Yoshida, F. Tanabe, K. Matsumoto, T. Shimooka, "RELAP4/MOD6/U4/J3: A JAERI Improved Version of RELAP4/MOD6 for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of LWR Including Effects of BWR Core Spray",  
JAERI-M 9394 (March 1981)
- (7) "Conference Proceedings: First International RETRAN Conference September 22-24, 1980", EPRI WS-80-150 (April 1981)

## 謝 辞

今回の解析を行うに際しては、安全工学部反応度研究室主任研究員の斎藤伸三氏を中心とする安全工学部、安全解析部の有志からなるSCDタスクフォースグループのメンバーから数多くの助言を頂き、感謝いたします。また安全解析部原子炉データ解析室の横林正雄氏には、原子炉の制御系に関する有用な情報を提供して頂き、田辺文也氏には原稿の詳細な検討をして頂きました。ここに深く謝意を表します。

## 参 考 文 献

- (1) "Anticipated Transients Without Scram for Light Water Reactors", Vol.1 and 2, USNRC, NUREG-0460 (April 1978)
- (2) 藤木和男, 浅香英明, "原子力船「むつ」原子炉の過渡変化解析(運転時の異常な過渡変化及び事故に係る解析)", JAERI-M 9398, (March 1981)
- (3) K.V. Moore et al., "RETRAN- A Program for One-Dimensional Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems", EPRI CCM-5 (Dec. 1978)
- (4) J.H. McFadden et al., "RETRAN-02 A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow System", EPRI NP-1850-CCM (May 1981)
- (5) "Peach Bottom Atomic Power Station, Units 2 and 3 Final Safety Analysis Report", DOCKET-50227-12~17, 75, Philadelphia Electric Co.
- (6) K. Yoshida, F. Tanabe, K. Matsumoto, T. Shimooka, "RELAP4/MOD6/U4/J3: A JAERI Improved Version of RELAP4/MOD6 for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of LWR Including Effects of BWR Core Spray", JAERI-M 9394 (March 1981)
- (7) "Conference Proceedings: First International RETRAN Conference September 22-24, 1980", EPRI WS-80-150 (April 1981)