

JAERI - M
84-218

RETRAN-02/RR コードによる JRR-3 改造炉の
安全解析 (その2)
(運転時の異常な過渡変化および事故の解析)

1984年12月

井川 博雅・浅香 英明・前田 俊哉*
福地 実*・藪下 幸久**・宮本 啓二**

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。
入手の問合わせは、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）で複写による実費頒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, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1984

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

RETRAN-02/RRコードによるJRR-3改造炉の安全解析(その2)

(運転時の異常な過渡変化および事故の解析)

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

井川 博雅・浅香 英明・前田 俊哉*

福地 実*・藪下 幸久**・宮本 啓二**

(1984年11月2日受理)

本報告書は、JRR-3改造炉の安全性を評価することを目的として行った原子炉の過渡変化と事故の解析について述べたものである。解析項目は、次の6ケースが基本ケースとして選定された。

- 1) 1次冷却材の流量低下
- 2) 2次冷却材の流量低下
- 3) 商用電源喪失
- 4) 1次冷却材流出事故
- 5) 1次冷却材ポンプ軸固着事故
- 6) 2次冷却材ポンプ軸固着事故

これらの基本ケースに加えて、いくつかの感度解析も行った。本解析を通じて、少なくとも研究炉に関する解析手法上の有用な知見が得られた。また、JRR-3改造炉は、運転時の異常な過渡変化および事故に関する安全評価基準に対して、十分に余裕があることが判明した。

* 日本エナジー(株)

** 日本鋼管(株)

Safety Analysis of Upgraded JRR-3 by RETRAN-02/RR Code (Part 2)
(Analysis of Operational Transients and Accidents)

Hiromasa IKAWA, Hideaki ASAKA, Toshiya MAEDA^{*}
Minoru FUKUCHI^{*}, Yukihisa YABUSHITA^{**} and Keiji MIYAMOTO^{**}

Department of Research Reactor Operation,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received November 2, 1984)

This report describes the analytical results of operational transient and accidents for the safety assessment of upgraded JRR-3. The following six items of transients and accidents have been selected and analyzed for the assessment;

1. decrease of primary coolant flow,
2. decrease of secondary coolant flow,
3. blackout,
4. discharge of primary coolant accident,
5. main coolant pump stick accident,
6. secondary coolant pump stick accident.

In addition, this report presents the some sensitivity studies for selected cases. Useful informations on the modeling technique and analytical method were obtained. The results show that the upgraded JRR-3 has enough margin with respect to the safety limits.

Keywords: Safety Analysis, JRR-3, RETRAN, Computer Code ,
Sensitivity Study, Transient Anaysis

* Nippon Energy Inc.

** Nihon Kokan K.K.

目 次

1. 序	1
2. JRR-3改造炉の熱水力的特徴	2
3. 解析事象の選定	6
4. 使用計算コードと解析モデル	7
4.1 使用コード	7
4.1.1 RETRAN-02/RRコードの概要	7
4.2 解析モデル	11
4.2.1 解析全般に共通な条件	12
4.2.2 ノード分割	12
4.2.3 主要入力データ	16
4.2.4 使用計算オプション	18
5. 定常熱水力計算	20
5.1 RETRAN-02コードの定常設定手法	20
5.1.1 システムの初期状態	20
5.1.2 質量バランス	21
5.1.3 運動量バランス	21
5.1.4 エネルギーバランス	21
5.1.5 解法手順	22
5.2 解析条件	25
5.2.1 熱収支	25
5.2.2 ホット・スポット・ファクター	25
5.2.3 定常状態収束判定値	26
5.3 解析結果	28
6. 運転時の異常な過渡変化のベース・ケース計算	30
6.1 1次冷却材の流量低下	30
6.2 2次冷却材の流量低下	38
6.3 商用電源喪失	43
7. 各種事故のベース・ケース解析結果	50
7.1 1次冷却材流出事故	50
7.2 1次冷却材ポンプ軸固着事故	58
7.3 2次冷却材ポンプ軸固着事故	66
8. 感度解析	72
8.1 商用電源喪失の感度解析	72
8.1.1 補助ポンプ停止時刻	72

8.2	1次冷却材ポンプ軸固着事故の感度解析	78
8.2.1	スクラム設定流量	78
8.2.2	ポンプ軸固着による流動抵抗	83
8.3	1次冷却材流出事故の感度解析	88
8.3.1	補助ポンプ作動失敗	88
8.3.2	自然循環弁不作動	98
8.3.3	破断位置	104
8.4	2次冷却材ポンプ軸固着事故の感度解析	111
8.4.1	流量低下量	111
8.4.2	スクラム設定温度	117
9.	参考計算	122
9.1	炉心熱水力計算手法	122
9.1.1	RETRAN のHOT-CHANNEL オプションによる1次冷却材ポンプ軸固着事故解析	122
9.1.2	HOTTEST-ROD モデルによる1次冷却材ポンプ軸固着事故解析	129
9.1.3	炉心熱水力計算手法の相違による結果の比較	135
10.	解析結果のまとめ	136
11.	結 言	139
	謝 辞	139
	参考文献	139
	付録 ベース・ケース入力データ・リスト	140

Contents

1. Introduction	1
2. Thermohydraulics of Upgraded JRR-3	2
3. Selections of the Events	6
4. Models of Analysis and Computer Code Used	7
4.1 Computer Code Used	7
4.1.1 General Description of RETRAN-02/RR Code	7
4.2 Models of Analyses	11
4.2.1 Conditions of Analyses	12
4.2.2 Nodalization	12
4.2.3 Major Input Data	16
4.2.4 Options Used in Analyses	18
5. Steady State Thermohydraulic Analyses	20
5.1 Procedures for the Steady State Initialization	20
5.1.1 Initial Steady State of the System	20
5.1.2 Mass Balance	21
5.1.3 Momentum Balance	21
5.1.4 Energy Balance	21
5.1.5 Scheme of Numerical Solution	22
5.2 Conditions of Analyses	25
5.2.1 Heat Balance	25
5.2.2 Hot Spot Factor	25
5.2.3 Steady State Convergence Criterion	26
5.3 Results of Steady State Analyses	28
6. Base Case Analyses of Transients	30
6.1 Decrease of Primary Coolant Flow	30
6.2 Decrease of Secondary Coolant Flow	38
6.3 Blackout	43
7. Base Case Analyses of Accidents	50
7.1 Primary Coolant Discharge	50
7.2 Primary COolant Pump Stick	58
7.3 Secondary Coolant Pump Stick	66
8. Sensitivity Analysis	72
8.1 Blackout	72
8.1.1 Timing of Auxiliary Pump Stop	72

8.2	Accident of Primary Coolant Pump Stick	78
8.2.1	Scram Flow	78
8.2.2	Form Loss Coefficient due to Pump Stick	83
8.3	Accident of Primary Coolant Discharge	88
8.3.1	Failure of Auxiliary Pump Action	88
8.3.2	Failure of Natural Circulation Valve Open	98
8.3.3	Break Position	104
8.4	Accident of Secondary Coolant Pump Stick	111
8.4.1	Decrease of Secondary Coolant Flow	111
8.4.2	Scram Temperature	117
9.	Analyses of the References	122
9.1	Methods of Reactor Core Thermohydraulic Analyses	122
9.1.1	Accident Analysis of Primary Coolant Pump Stick Using Hot- Channel Option	122
9.1.2	Accident Analysis of Primary Coolant Pump Stick Using Hottest-Rod Model	129
9.1.3	Comparison of Results due to Difference Method of Reactor Core Thermohydraulic Analysis	135
10.	Summary of Results	136
	Conclusion Remarks	139
	Acknowledgment	139
	References	139
	Appendix Input Data List	140

List of Figures

<u>No.</u>	
2.1	Primary Coolant System
2.2	Cooling System and Heat Balance of Upgraded JRR-3
4.2.2.1	Noding for RETRAN-02/RR Analysis
4.2.3.1	Main Pump Homologous Curves
4.2.3.2	Aux. Pump Homologous Curves
4.2.3.3	Scram Curve for Upgraded JRR-3 Safety Analysis
4.2.4.1	Minimum DNBR Calculation Scheme for Upgraded JRR-3
5.1.5.1	RETRAN Initial Value Estimation Scheme
5.1.5.2	Modified RETRAN Steady State Iteration Scheme
5.2.2.1	Axial Power Distribution
5.3.1	Axial Temperature Distribution
5.3.2	Primary Loop Pressure Distribution of Steady State
6.1.1 ~6.1.11	Calculation Results for Decrease of Primary Coolant Flow
6.2.1 ~6.2.8	Calculation Results for Decrease of Secondary Coolant Flow
6.3.1 ~6.3.10	Calculation Results for Blackout
7.1.1 ~7.1.10	Calculation Results for Primary Coolant Discharge
7.2.1 ~7.2.11	Calculation Results for Primary Coolant Pump Stick
7.3.1 ~7.3.9	Calculation Results for Secondary Coolant Pump Stick
8.1.1.1 ~8.1.1.7	Sensitivity Results for Blackout
8.2.1.1 ~8.2.2.8	Sensitivity Results for Primary Coolant Pump Stick
8.3.1.1 ~8.3.3.9	Sensitivity Results for Primary Coolant Discharge

8.4.1.1 ~8.4.2.8	Sensitivity Results for Secondary Coolant Pump Stick
9.1.1.1	Noding for Average-channel Model
9.1.1.2	Noding for Hot-channel Model
9.1.1.3 ~9.1.1.8	Calculation Results for Hot-channel Model
9.1.2.1	Noding for Hottest Rod Model
9.1.2.2 ~9.1.2.8	Calculation Results for Hottest Rod Model

List of Tables

<u>No.</u>	
4.2.2.1	Node Description for Upgraded JRR-3 Analysis
10.1	Analysis Results of Base Case
10.2	Analysis Results of Sensitivity Study

1. 序

日本原子力研究所は、研究用原子炉の性能向上の要請や供給核燃料の低濃縮化に対応するために、JRR-3 (Japan Research Reactor-3) の改造に着手した。この改造に係わる国の安全審査に資するために、THYDE-PコードおよびRETRAN-02/RRコードによる同改造炉の安全解析を行った。RETRAN-02/RRによる安全解析は、次の一連の作業を通じて成された。すなわち、研究炉用コードの開発(報告書-その1)、そして運転時の異常な過渡変化及び事故解析(報告書-その2)である。本報告書は、上に述べた安全解析作業のうち、運転時の異常な過渡変化および事故解析の結果について述べたものである。

解析の対象となったのは、運転時の異常な過渡変化と各種事故であり、下に示す事象である。

(1) 運転時の異常な過渡変化

- ① 1次冷却材の流量低下
- ② 2次冷却材の流量低下
- ③ 商用電源喪失

(2) 各種事故

- ① 1次冷却材流出事故
- ② 1次冷却材ポンプ軸固着事故
- ③ 2次冷却材ポンプ軸固着事故

これらの項目に関して、JRR-3改造炉の過渡変化を解析しプラントの安全性が十分に保たれるかどうかを評価した。JRR-3改造炉は、大気開放プール型原子炉であるため、原子炉の健全性は燃料板にのみに着目される。従って、解析にあたっては

- ① 通常運転時には、炉心のいかなる点においても沸騰しないこと。
- ② 運転時の異常な過渡変化時には、最小DNBRは1.5を下まわらないこと。燃料温度は400℃を超えないこと、また燃料板に有意な熱的変形が生じないこと。
- ③ 事故時には、燃料最高温度は640℃を超えないこと。

に着目した。解析条件の中で各種パラメータの設定値や初期値は、評価目的に対して厳しくなるように与えた。

以下、第2章ではJRR-3改造炉の熱水力計算上の特徴について述べている。第3章では、解析事象選定の考え方を述べている。第4章は、使用計算コードの全般的説明と解析用入力モデルについて述べている。第5章は、定常時の熱水力計算結果を第6章、第7章は、過渡事象と事故のベース・ケースに関する解析結果を説明した。また、第8章は、これに関連した感度解析の結果を述べている。第9章は参考計算であり、RETRAN-02コードの計算オプションを用いて、炉心部の計算方法についてベース・ケースと異なる方法を試みた結果を示す。第10章では、以上の解析結果の全般についてまとめた。

2. JRR-3改造炉の熱水力的特徴

JRR-3改造炉は、定格出力20MWの軽水冷却プール型原子炉であり、商用軽水炉などと比較し、冷却材の温度、圧力が非常に低く、ほぼ常温、常圧で運転される。照射利用上の性能を高めるため、できるだけ高い中性子束が得られることが必要である。このため、炉心はコンパクトで出力密度を高くすることが必要となる。一方、基本的設計条件は、常圧下で炉心のいかなる点においても沸騰を起こさないことであり、出力密度はこれにより制限される。このように、本原子炉で高い中性子束を得るために熱的設計の余裕が小さいので、いわゆる限界設計が要求される。

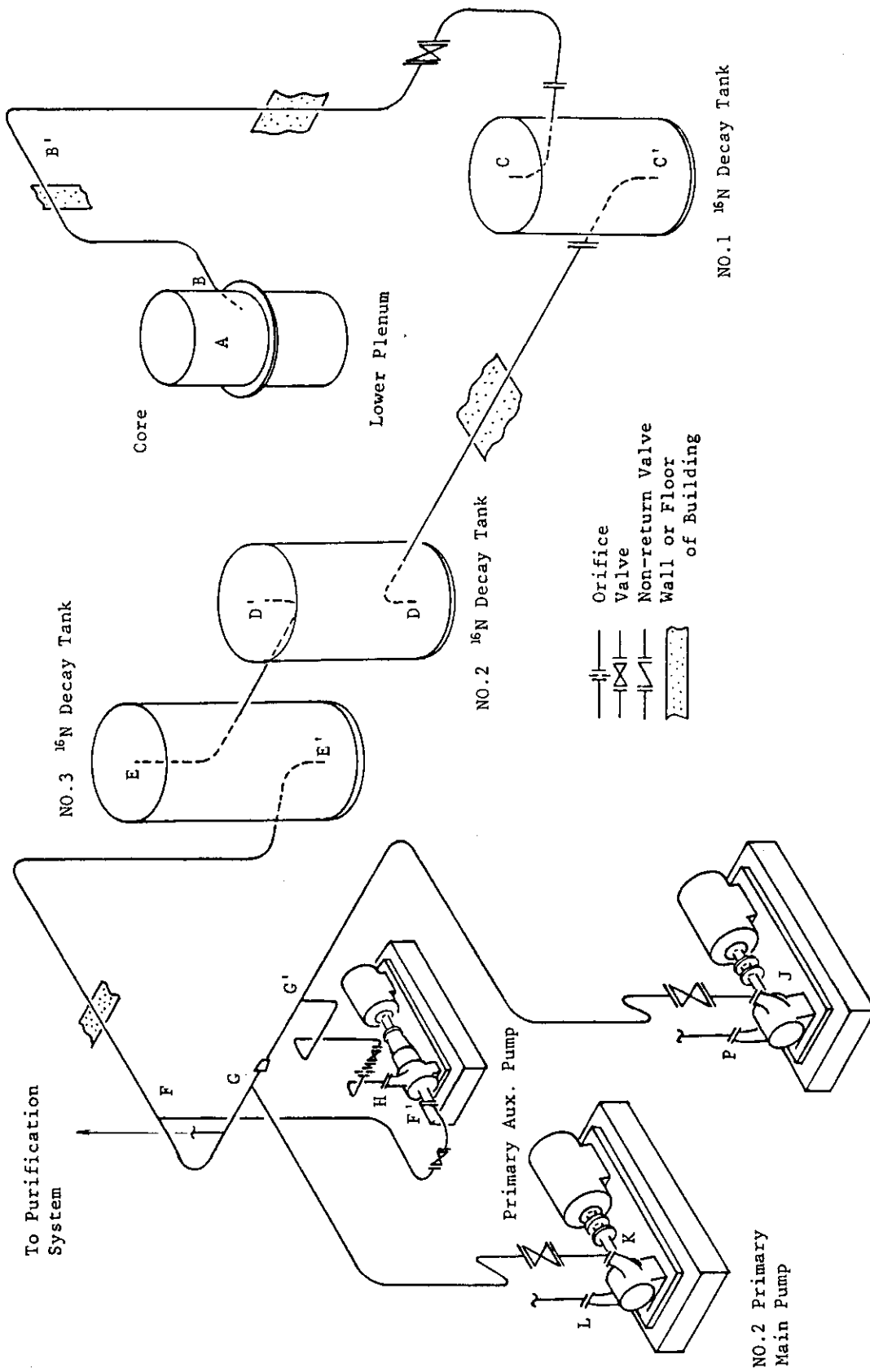
JRR-3改造炉を、特に冷却系の過渡解析の立場からみた熱水力的特徴は次のとおりである。

- ① 燃料板間の流路は、ギャップ約2.3mm，幅約67mm，長さ約750mmの矩形流路であり、炉心には約600の流路がある。
- ② 定常状態では冷却材流量は約2400m³/h，炉心流速約6m/sの下降流である。
- ③ 定常状態で冷却材は常温で、炉心入口圧力は約1.5kg/cm²・abs，炉心出口圧力は約0.5kg/cm²・absの低圧である。
- ④ 運転時の異常な過渡変化及び事故時には、下向き流れの流速が低下し、流速零を通過した後、自然循環によって上昇流となり、流れの逆転が生じる事がある。

以上のような熱水力的特徴に対して、安全設計の基本的考え方に次の項目がある。

- ① 通常運転時には、炉心のいかなる点においても沸騰しないこと。
- ② 運転時の異常な過渡変化時には、最小DNBRは1.5を下まわらないこと。燃料温度は400℃を超えないこと、また燃料板に有意な熱的変形が生じないこと。
- ③ 事故時には、燃料最高温度は640℃を超えないこと。

本原子炉の冷却システムの概要をFig. 2.1に示す。1次冷却系は、炉心下部に位置する下部プレナムに接続する1次冷却系配管及び¹⁶N減衰タンク、1次冷却材主ポンプ、1次冷却材補助ポンプ、1次冷却材熱交換器等の機器から成る。システムの熱バランスについては、Fig. 2.2に示した。



NO.1 Primary Main Pump

NO.2 Primary Main Pump

Fig. 2.1 PRIMARY COOLANT SYSTEM (FROM CORE OUTLET TO PUMP INLET)

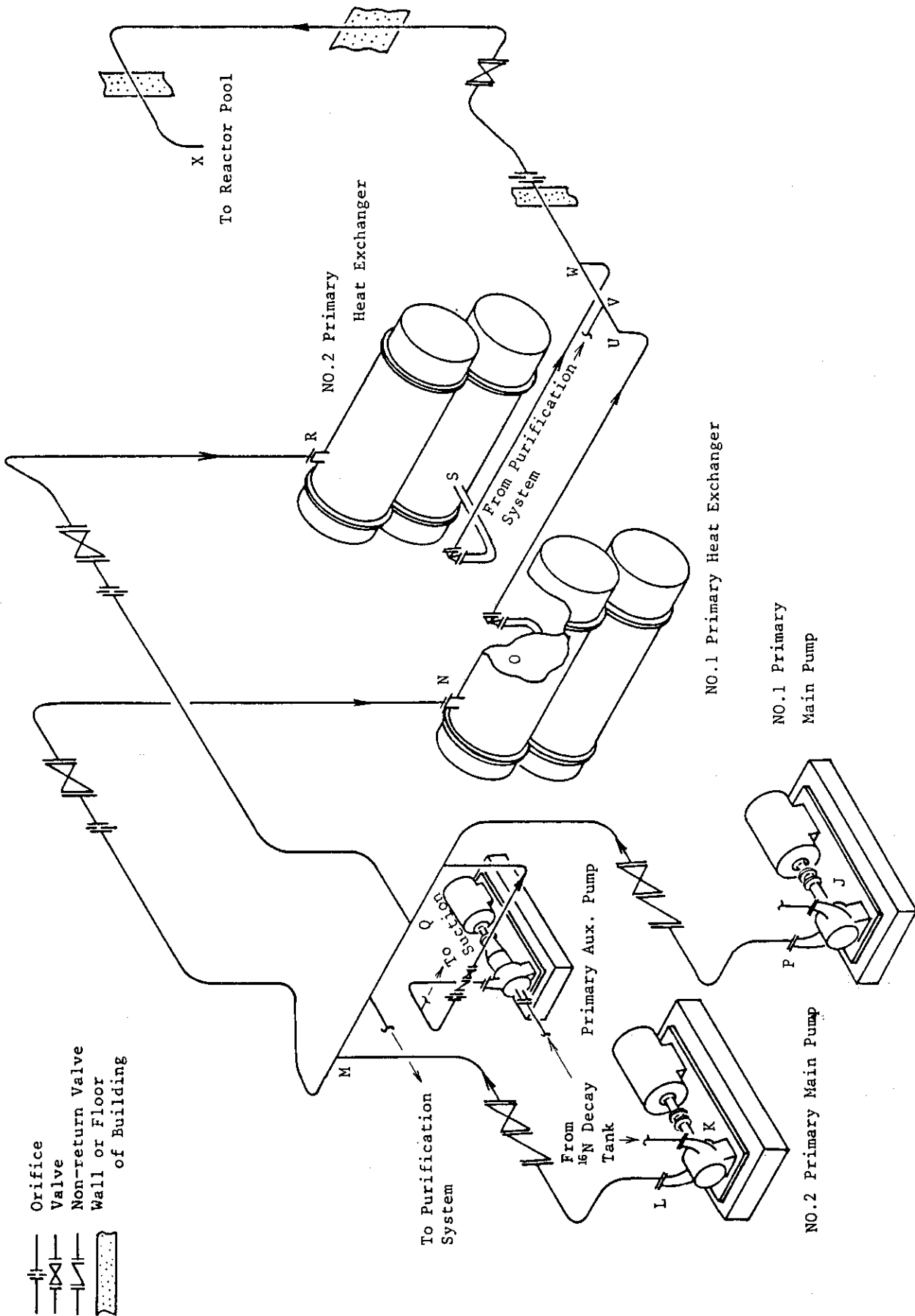


Fig. 2.1 PRIMARY COOLANT SYSTEM (FROM PUMP OUTLET TO POOL INLET)

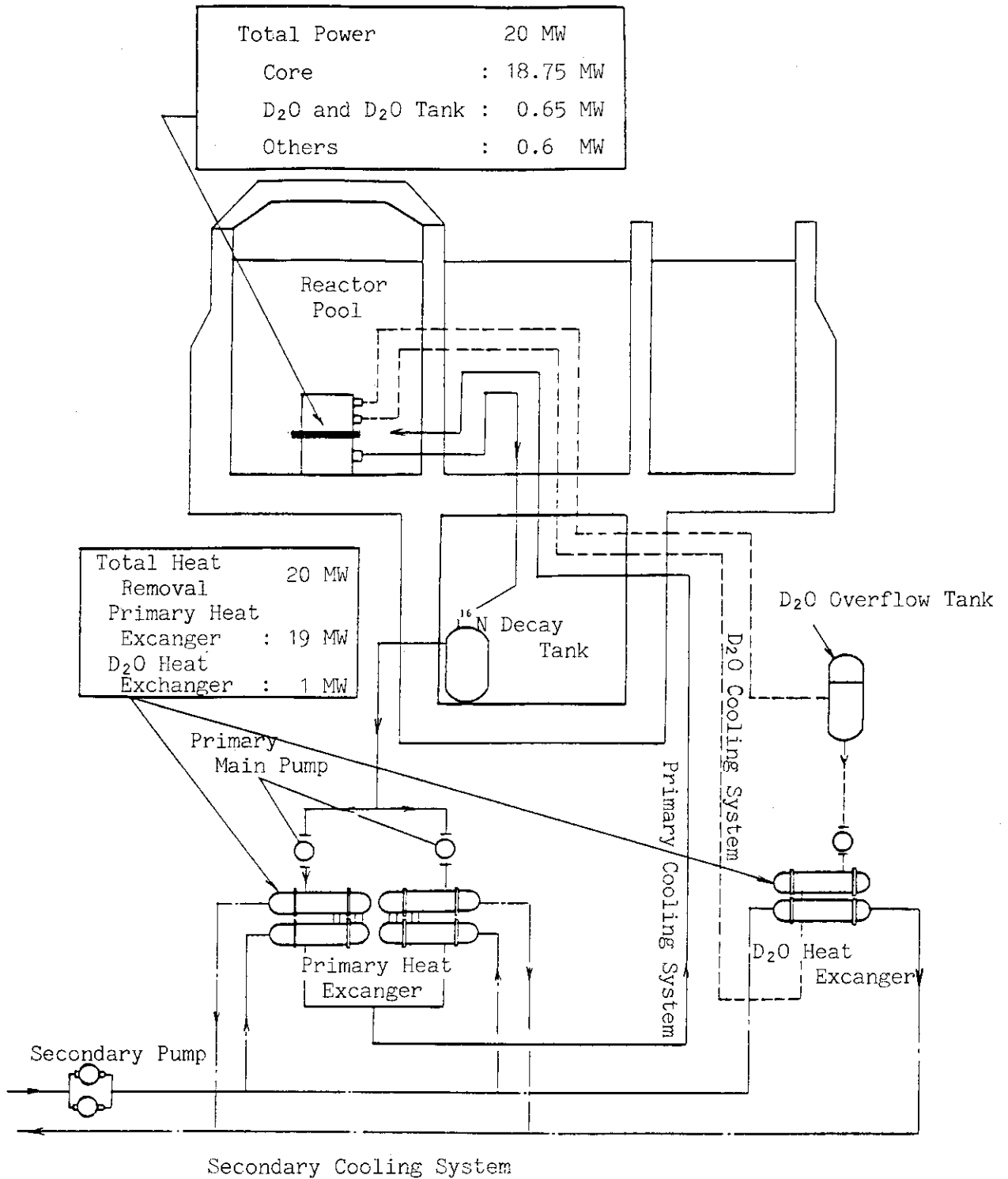


Fig. 2.2 COOLING SYSTEM AND HEAT BALANCE OF UPGRADED JRR-3

3. 解析事象の選定

原子炉の冷却系ループに関する設計評価用事象（DBE：Design Basis Event）としては、以下の事象を選定した。すなわち、

(1) 運転時の異常な過渡変化

- ① 1次冷却材の流量低下
- ② 2次冷却材の流量低下
- ③ 商用電源喪失

(2) 各種事故

- ① 1次冷却材流出事故
- ② 1次冷却材ポンプ軸固着事故
- ③ 2次冷却材ポンプ軸固着事故

の合計6事象であり、これらをDBEとして評価しておけば、本原子炉の冷却系ループの安全設計を十分チェックしたことになると考えられる。なおこれらのDBEに包含される事象に「自然循環弁誤開放」「サイフォンブレイク弁誤開放」などがある。上記のDBEの分類は、発生頻度が比較的高いと考えられるものを「運転時の異常な過渡変化」とし、発生頻度が低いものを「事故」とした。また、「1次冷却材流出事故」は商用軽水炉の「1次冷却材喪失事故」に相当するが、本原子炉の場合、1次冷却系には内圧がほとんどかからないので大破断が生じることは考えられない。そこで、漏洩孔は小口径を想定することとし、その大きさは、破壊力学的評価から導かれた $\frac{1}{4}DT$ （D：配管の外径，T：肉厚）の面積をもつものとした。なお、事故時には、サイフォンブレイク弁が開放するので、炉心は常に冠水状態にあり冷却材が喪失することはない。

4. 使用計算コードと解析モデル

JRR-3 改造炉の過渡事象解析と事故解析は、RETRAN-02/RR コードで行った。本コードは、JRR-3 改造炉の解析用に RETRAN-02 コードを改良したものである。改良の主目的は、低温・低圧領域における信頼性の向上を図ることであった。したがって、使用計算コードの特徴、性能は RETRAN-02 コードに依るところが大きい。RETRAN-02 コードの特徴は、本報告書の“その1”で詳しく述べている。ここでは、RETRAN コードの特徴と開発の経緯を簡単に述べ、RETRAN-02/RR コードについて概説する。

4.1 使用コード

4.1.1 RETRAN-02/RR コードの概要

RETRAN は、米国 EPRI の出資のもとに、EI 社が 1975 年から開発をすすめている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の熱水力解析コードである。第 1 次版の RETRAN-01 は、1978 年に公表され、米国においては主に最適評価解析に使用されてきている。原研では原子力船「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）に使用された。1981 年には RETRAN-01 を大幅に改訂した RETRAN-02 が発表された。以下に RETRAN-01 の主な特徴、および RETRAN-02 に至って改良・開発されたモデルについて記述する。RETRAN-01 の主な特徴は次の通りである。

- (1) 基本方程式は質量保存式、エネルギー保存式および運動量保存式から成る偏微分方程式系である。数値解法上は、空間変数について適当な大きさのボリューム（ノード）で積分することにより 1 次元の時間依存の常微分方程式系に直し、これを T. A. Porsching の方法で解いている。
- (2) 燃料棒、蒸気発生器伝熱管、1 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、熱伝導体（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オプションが用意されている。例えば、信号発生回路の遅延回路や補償回路の特性などは、それを表現するモデルが内蔵されており任意の回路が模擬できる。
- (4) 運転時の異常な過渡変化等においては、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-01 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巾に減少させるという利点も持っている。
- (5) RETRAN-01 には加圧器の特性を表現するための非平衡モデルが用意されている。加圧器への 1 次系サブクール水の流れ込み、気相部の圧縮効果により気相部と液相部が熱的非平

衡状態になり得るので、この効果を計算上考慮することは圧力評価の上で重要であり、RETRANの非平衡加圧器モデルによりRELAP 4の均質平衡モデルでは表現できない1次系の圧力上昇を計算できる。

しかし、RETRAN-01 コードはRELAP 4をベースにしているため、次のような問題点もある。

- (1) 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改良と利用者からの要求等に答えるために、RETRAN-02 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、軽水炉の個々の機器を模擬するためのモデルが新しく開発されている。

RETRAN-01 を改良したモデルは次の通りである。

(1) 状態方程式の計算

これは蒸気表から状態量を求める場合の改良である。RELAP 4, RETRAN-01 ではテーブル形式であったが、RETRAN-02 では、関数フィッティングを採用している。これにより、より正確な導関数を容易に得ることができるので、加圧器非平衡計算が精度良く求まること、さらに計算時間も短縮される結果となっている。また圧力、エンタルピーともその取扱い範囲が以下のように広くなり、ATWS時の高圧力および研究用原子炉等の低圧条件下での適用性が増した。

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

$$\text{エンタルピー} : 200 \leq h \leq 1750 \text{ (Btu/lbm)}$$

また水の物性値（粘性係数、熱伝導度）の取扱データ範囲も拡張されている。

(2) 加圧器非平衡モデル

RETRAN-01 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。また気液界面の熱伝達も考慮することが可能となり、それに伴う二相間での質量伝達も組み入れられたので、実現象に近いモデルに改良された。これらのモデルは、Crystal River Incident, EPRI のATWS解析等により検証問題を行って良好な結果を得ている。ただし、加圧器内が单相の場合計算が不安定となる問題が残っている。

(3) 臨界流モデル

臨界流の計算は従来、圧力、エンタルピーを用いてテーブル形式で行っていたが、これを代数方程式で与えるように変更したため結果の連続性が保たれるようになった。また相変化時の流量計算も改良された。各領域での臨界流モデルは次の通りである。

サブクール領域……………Extended Henry Model

飽和二相流領域……………Moody Model ($0.1 < P \leq 3000$ Psia)

Isoenthalpic Expansion Model

($3000 < P \leq 6000$ psia)

(4) ジェットポンプモデル

従来のモデルでは、逆流時の計算が不連続となった。これについては計算モデルを改良することで解決している。

また RETRAN-02 で新たに追加されたモデルには以下のものがある。

(5) 繰り返し計算手法

RETRAN-01 の数値解法は、「Standard Porsching」法であったのに対して「Iterative Solution法」がオプションとして追加された。「Iterative Solution法」では従来の「Standard Porsching」の差分式をニュートン法で誤差評価を行い、未知数（保存されるべき量）が収束判定因子内に入った時、この解が収束したものとしている。この解法によれば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。

(6) ダイナミック・スリップモデル

RETRAN-01 は流体の取扱いを物質平衡モデル（HEM：Homogeneous Equilibrium Model）としていたが、RETRAN-02 ではこれに加えてダイナミック・スリップモデルを組み込んだ。ダイナミック・スリップモデルは、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（ $V_g = V^l - V^g$ ）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り扱えるようにしたモデルである。これにより小破断解析や運転時の異常な過渡変化等の詳細解析への適応性が向上した。反面、流動様式に対する重要性が増し、これを如何に実際のものに合うようにモデル化するかが今後の課題と言える。なお、ダイナミック・スリップモデルの他にドリフト・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。

(7) 局所熱伝達モデル

蒸気発生器2次側のような気水分離が生じているボリュームに面したヒートコンダクターの熱伝達計算に、ヒートコンダクターの高さに応じて計算された“局所クオリティ”による依存性が考慮できるようにした。

(8) ベクトル・モーメントモデル

RELAP 4やRETRAN-01 の運動方程式は1次元モデルであるが、速度に角度を考慮することにより2次元速度ベクトルを模擬したものがベクトル・モーメントである。これは“T”部分、ダウンコマ部あるいは炉心内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。

(9) 自然対流熱伝達モデル

従来の強制対流熱伝達相関式に加えて、低流量時における自然対流熱伝達相関式が組込まれた。この場合、熱伝達モードは7つの領域に分かれ、それぞれの領域に対して実験式が割り当てられている。

00 1次元核計算モデル

これは、従来の1点近似による炉心動特性モデルを1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1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1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1次元炉心動特性モデルが導入された。1次元モデルは、ANL（Argonne National Laboratory）で開発したQX 1コードを基にしている。QX 1コードは、高速炉に対する1次元の準定常の中性子拡散を扱うコードである。実際にこれらのモデルを使って解析を行うには、あらかじめ核的断面積ライブラリーを用意しておく必要がある。このデータは解析対象となる炉心パターンの特性デ

ータを1次元に縮約したデータから成り、また制御棒移動時の特性関数も必要である。これらの基礎データの作成は相当の労力を要するが、1次元核計算モデルを利用する上で重要なポイントである。

(11) サブクール・ボイドモデル

このモデルは主にBWR解析において炉心内で局所的にボイドが発生した場合、反応度フィードバックを考慮するためのものである。

(12) プラントモデル

原子力プラントの各機器を模擬するモデルとして気水分離器モデル、タービンモデル、凝縮器モデルが用意されている。ただし、どのモデルも十分な検証がなされていないので利用に当たっては注意を要する。

以上、RETRAN-01, 02コードの概要を述べた。

JRR-3改造炉の熱水力学的特徴の中で解析上問題になる項目としては、次のものがある。

- ① 低温・低圧条件
- ② 表面熱流束が非常に高い。
- ③ 燃料が板状であり、流路が狭路の矩形である。
- ④ 冷却材の駆動力（ポンプ）が停止すると、流れが下向きから上向きに変わる。

さらに、予備解析を通じて得られた問題点をふまえて、RETRAN-02 コードを改良し、RETRAN-02/RRコードを作成した。主な改良点は、次の項目である。

(1) 熱伝達パッケージ

JRR-3改造炉の解析を目的として、同原子炉の運転時や事故時の条件に適用できる熱伝達相関式、限界熱流束の相関式とその適用限界条件を検討し、それに基づく計算プログラムを作成した。そして、熱計算の流れや数値解法手順を検討し、熱伝達パッケージを組み込んだ。

(2) 蒸気表精度の改良

RETRAN-02 コードの蒸気表は、1964年ASME (American Society of Mechanical Engineers) 蒸気表を低次の多項式で近似したものである。RETRAN-02 は商業用軽水炉の解析コードであることから、低圧領域の精度を調査し、比体積の計算精度の改善を行った。

(3) 臨界流モデル

臨界流モデルは、低温・低圧の研究炉用として、

- ① 水の单相流では、臨界流にならない。
- ② 水が飽和温度を上回った場合には、Extended Henry およびMoodyモデルが使われる。

とした。

(4) 壁面摩擦相関式

壁面摩擦相関式は、JRR-3改造炉の特徴である平行燃料板の矩形流路を考慮して次の式とした。

① 層流域 ($Re < 2000$)

$$\lambda = \frac{90.5}{Re}$$

② 乱流域 ($4000 < Re$)

カルマンニクラウゼの式 (RETRAN のオリジナル)

③ 遷移域 ($2000 \leq Re \leq 4000$)

①と②で得られた値を Re で内挿した値とする。

(5) 初期定常設定機能

RETRAN-02 の自動初期定常設定機能は JRR-3 改造炉のような低温・低圧領域においては正常に作動しなかった。この原因を調査し、改良を行った。

(6) エンタルピー・トランスポートモデル

RETRAN-02 コードは、ジャンクション・エンタルピーの現実的な値を求めるために、エンタルピー・トランスポートモデルがオプションとして用意されている。しかし、このモデルは JRR-3 改造炉の解析において低流量域の過渡変化で誤差の増大をもたらすことが判った。そこで、

Re (レイノルズ数) < 2500 (单相流)

W (質量流量) $< 2 \times 10^5$ ($\ell b/hr$) (二相流)

のとき、同オプションを自動的に外すこととした。

(7) エネルギー保存式の収束判定値

RETRAN-02 コードの数値計算の特徴として「Iterative Solution」手法がある。ここで、エネルギー保存式は繰り返し計算において収束判定値 ϵ で評価される。JRR-3 改造炉は、常温、常圧の近くで運転されるが、水の状態量はこの付近で非線形が強い。そこで、収束判定条件 ϵ に関して感度解析を行い、 0.1ϵ として滑らかな解を得た。

(8) 大気開放炉プールモデル

JRR-3 改造炉の特徴である、大気開放炉のプールを模擬するために次のようなモデル化を試みた。

① 炉プール上部を巨大な体積を持つボリュームとする。

② 炉プール上部を時間依存ボリュームとする。

上記のうち①は 2 次冷却材の流量喪失のように、解析時間が長く、1 次冷却材の温度上昇がある場合には、プールの圧力が若干上昇する。また、②は炉プールの状態が常に一定であり温度上昇をうまく模擬出来ないという欠点がある。そこで大気開放の炉プールを十分に模擬出来るようにコード改良を行った。炉プール上部のボリュームの中心圧力を常に 1 気圧に保つように、温度上昇により膨張した空気の体積および内部エネルギーを差し引く。これにより炉プールの圧力を一定に保ち、水の温度上昇は考慮できる。

以上が RETRAN-02/RR コードの概要である。本コードの詳細な解説については、本報告書の“その 1” (参考文献 7) を参照されたい。

4.2 解析モデル

ここでは RETRAN-02 コードにより、JRR-3 改造炉を解析するために設定した重要な仮定、条件、計算モデル、主要入力データ、および使用計算オプションを述べる。

4.2.1 解析全般に共通な条件

各事象特有の解析条件は、6章以降の解析結果の説明の中で述べる。本節では、解析における基本的考え方、および解析全般での共通条件について記述する。

(1) 運転条件

原子炉の熱出力は、炉心部と重水タンク部とで発生した熱出力の総和をもって定義する。炉心部の発熱は、燃料要素と冷却材およびベリリウム反射体等の炉心構成物で発生する。ここでは、安全余裕をみて、20 MWの熱出力がすべて燃料要素で発生するものとする。

(2) 冷却材の除熱

炉心部、およびポンプによる発生熱はすべて熱交換器によって除熱されるものとする。すなわち、炉プール、配管、その他の構成機器からの放熱はないものとする。

(3) 原子炉保護系

原子炉保護系の作動設定値は、プラントの状態がより保守的に評価されるように、設定値誤差を考慮した値とする。

以下に解析で用いた原子炉スクラム設定値および遅れ時間を示す。

Scram Condition	Scram Point	Delay Time (sec)
Low Primary Coolant Flow	561.6 kg/sec	0.4
Low Pool Liquid Level	7.5 m	0.07
High Primary Coolant Temperature	50.0 °C	40.0
High Reactor Power	22.0 MW	0.1
Loss of Commercial Power	Loss of Commercial Power	0.1

4.2.2 ノード分割

RETRAN-02 コードの基本方程式は、質量保存式、エネルギー保存式および運動量保存式から成る偏微分方程式系である。質量保存式とエネルギー保存式は、物理量が1点で代表し得るような領域（ノード）にわたって積分される。運動量保存式については、ボリュームの中心から隣接するボリュームの中心にわたり積分され、積分値は2ボリュームの接点（ジャンクション）のパラメータとして定義される。空間パラメータが積分値として与えられると、数値計算は、ノードとジャンクションに関する常微分方程式系に帰着される。上に述べた数値計算法（ノード・ジャンクション法）の特徴をふまえて、JRR-3 改造炉冷却系の分割モデルを作成した。

Fig. 4.2.2.1 に JRR-3 改造炉解析用ノード分割図を示す。ボリューム総数45、ジャンクション総数54、およびヒートコンダクター総数16で構成されている。便宜上、各ノードの名称を

Table 4.2.2.1のごとく定めた。以下、ボリューム i ジャンクション j , ヒートコンダクター k の番号をそれぞれ, ① J_j , HC_k と略記する。

炉心部は、ホット・チャンネル・ファクターを考慮するために平均チャンネル流路とホットチャンネル流路の2流路とした。RETRANの定常設定計算に、定常熱水解析コードCOOLODの計算結果を反映させること、および過渡変化時(特に低流量時)にエンタルピー・トランスポートモデルが外されることなどを考慮し、炉心部軸方向は細分割(5分割)モデルとした。炉心部バイパスは、重水タンク内胴の隙間(14), 燃料板間隙間(16), の2流路とした。これは、燃料板間隙間のバイパス流は、自然循環モードで零と仮定するためである。炉プール内は上述の炉心部、炉心バイパスに加えて炉プール上部(30), 下部(15), および下部プレナム(13)から成り、炉心部と合わせて自然循環のループを形成している。

1次配管部は、減衰タンク、ポンプ周辺部、熱交換器、および炉プール出入口配管に大別される。

1次配管のうち、炉プールから減衰タンク入口までは、設計上最も圧力が低くなる場所であり、過渡変化時に沸騰が生じるかどうかの問題になる。そこで、炉プール出口配管(100)と減衰タンク入口配管(102)の間に、小さなボリューム(101)を設けて、サイフォンブレイク弁取付部をモデル化した。

減衰タンクは、保守点検用のバルブが多数取付けられている。これらのバルブの故障による破断事故等の感度解析に備えて、3基の減衰タンクは、1ボリュームずつ独立に設けた(103, 105, 107)。そして、減衰タンク連絡配管もそれぞれ1ボリュームとした(104, 106)。減衰タンク(3)出口からポンプ入口までは、配管の分岐点に対応して分割されている。

補助ポンプ周辺部は、補助ポンプ入口(109), 補助ポンプ(110), 補助ポンプ出口もどり部(111, 112), 補助ポンプ出口(114)に各々分割した。主ポンプ周辺部は、主ポンプ入口(116, 119), 主ポンプ(117, 120), 主ポンプ出口(108, 121)に3分割した。ポンプ周辺は、分割数が多くなっているが、ポンプ故障等の過渡変化の解析に必要な・最小限度の分割モデルと考えられる。本解析において、炉心冷却は炉プール内の自然循環にたよっていること、重大事故の際はサイフォンブレイクにより炉プールとループ部が隔離されること、および商用PWRなどに比べて1次系インベントリが炉出力に対して相対的に大きく、2次系による1次系への影響が小さいこと等により熱交換器は、4ユニットから構成されているが、これを簡単に1ボリューム(124)で模擬した。炉プールもどり配管(126)は、1次系ループの自然循環評価を考慮する必要がないことから細分割モデルである必要はない。

2次系は、熱交換器2次側(200)とその入口配管(199), 出口配管(201)のみを模擬している。通常2次側流量は、 J_{199} に定格値を与えて模擬する。一方、2次側ポンプ事故の場合は保守的な流量特性が評価され、時間依存の流量が与えられている。

ヒートスラブは、炉心部のホットチャンネルでは、炉出力分布を詳細に与えるため10分割とし、平均チャンネルは5分割とした。また、1次冷却系から2次冷却系への熱の流れを模擬するために、 HC_{200} を設けた。

Table 4.2.2.1 NODE DESCRIPTION FOR UPGRADED JRR-3 ANALYSIS

NODE NUMBER	DEFINITION
1	HOT CHANNEL-1
2	" -2
3	" -3
4	" -4
5	" -5
6	AVERAGE CHANNEL -1
7	" -2
8	" -3
9	" -4
10	" -5
13	LOWER PLENUM
14	CORE BYPASS-1
15	LOWER PART OF REACTOR POOL
16	CORE BYPASS-2
30	UPPER PART OF REACTOR POOL
100	CORE OUTLET PIPE
101	CORE OUTLET PIPE
102	INLET PIPE OF ¹⁶ N DECAY TANK-1
103	¹⁶ N DECAY TANK-1
104	CONNECTION PIPE BETWEEN ¹⁶ N DECAY TANK-1 AND ¹⁶ N DECAY TANK-2
105	¹⁶ N DECAY TANK-2
106	CONNECTION PIPE BETWEEN ¹⁶ N DECAY TANK-2 AND ¹⁶ N DECAY TANK-3
107	¹⁶ N DECAY TANK-3
108	OUTLET PIPE OF ¹⁶ N DECAY TANK-3
109	SUCTION SIDE OF AUXILIARY PUMP
110	AUXILIARY PUMP
111	DISCHARGE VOLUME OF AUXILIARY PUMP
112	PIPING AFTER AUX. PUMP DISCHARGE VOLUME
114	DISCHARGE VOLUME OF AUXILIARY PUMP
115	PIPING BEFORE MAIN PUMPS SUCTION VOLUMES
116	SUCTION VOLUME OF MAIN PUMP-1
117	MAIN PUMP-1
118	DISCHARGE VOLUME OF MAIN PUMP-1
119	SUCTION VOLUME OF MAIN PUMP-2
120	MAIN PUMP-2
121	DISCHARGE VOLUME OF MAIN PUMP-2
122	PIPING AFTER MAIN PUMPS DISCHARGE VOLUMES
123	INLET PIPE OF HEAT-EXCHANGER PRIMARY SIDE
124	HEAT-EXCHANGER PRIMARY SIDE
125	OUTLET PIPE OF HEAT-EXCHANGER PRIMARY SIDE
126	PIPE RETURN TO REACTOR POOL
199	INLET PIPE OF HEAT-EXCHANGER SECONDARY SIDE
200	HEAT-EXCHANGER SECONDARY SIDE
201	PIPE OUTLET OF HEAT-EXCHANGER SECONDARY SIDE

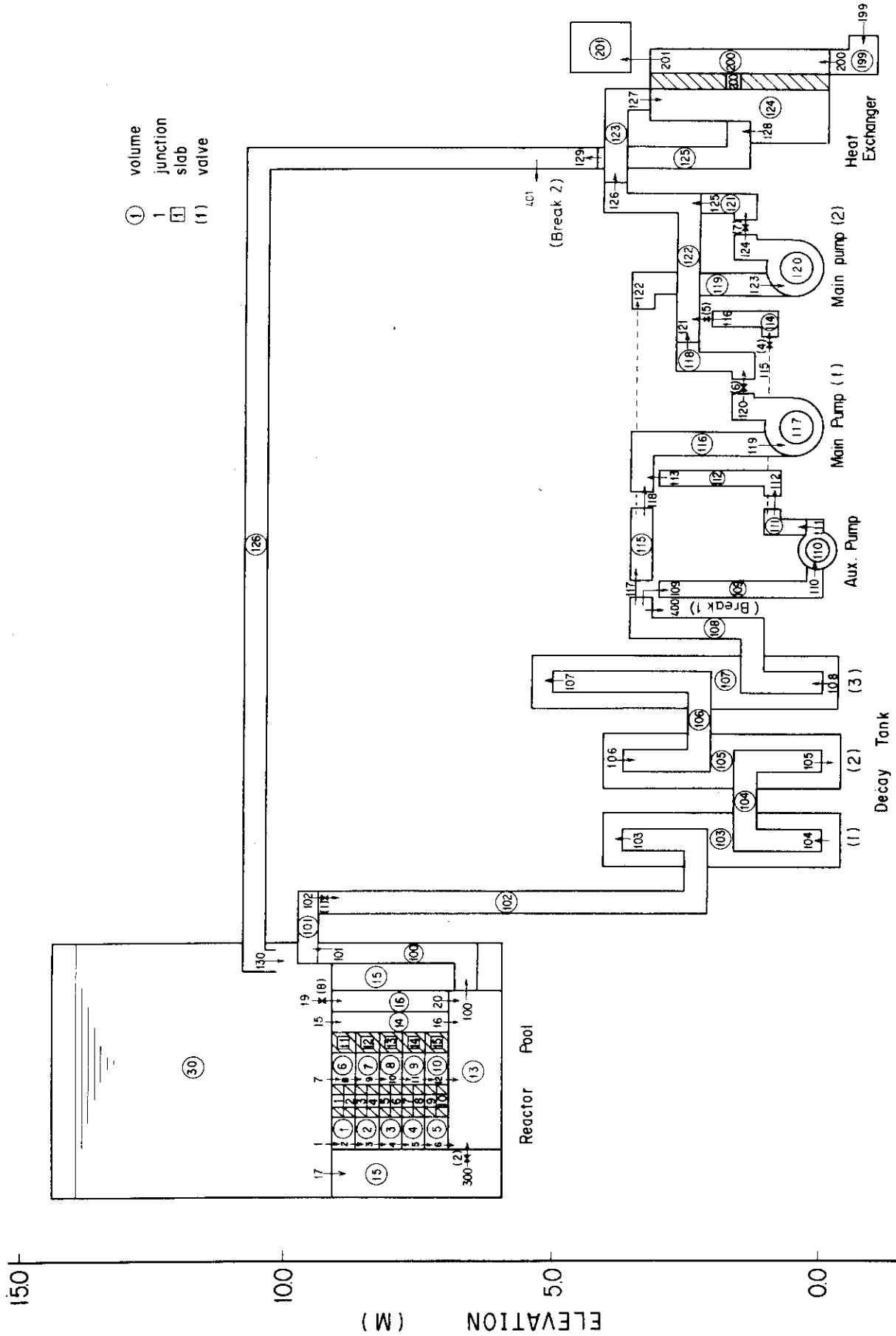


Fig. 4.2.2.1 NODING FOR RETRAN-02/RR

4.2.3 主要入力データ

解析に用いた入力データの主要な値，設定の根拠ないしは由来について説明する。

(1) 幾何学的データ

幾何学的データについては，JRR-3改造炉の熱水力設計書に基づいて作成されたデータに基づいている。

(2) 初期状態データ

各ボリュームの圧力は，炉プール上部(30)の圧力を基準値として入力し，他のボリューム圧力はRETRAN-02の初期定常状態設定オプションにより計算した。その際，各ジャンクションの形状損失係数は，熱水力設計書から計算して与えた。温度分布は炉プール上部の温度(炉心入口温度)と炉心出口(13)のエンタルピーを定格の温度と対応する値として入力し，その他のボリュームについてはRETRAN-02の初期定常状態設定オプションにより計算した。このとき，1次系流量は定格値を与えた。2次系については，熱交換器入口ボリューム(199)に圧力とエンタルピーを与えた。このとき，給水ジャンクション(フィルジャンクション) J₁₉₉のエンタルピーはコード内で定常設定が得られるような値に調整される。

(3) 主冷却水ポンプ，補助ポンプ

ポンプ特性は，回転数(一定)，流量，揚程，トルクをパラメータとする特性曲線からホモログスカーブを作成して与えた。Fig. 4.2.3.1とFig. 4.2.3.2に主ポンプと補助ポンプのホモログスカーブを示す。

(4) 炉心動特性

RETRANコード内蔵の1点近似動特性方程式により計算され，即発中性子1群，遅発中性子6群を考慮している。実効遅発中性子割合 β と即発中性子寿命 ℓ の比 $\beta/\ell = 51.929$ を用いた。これは，解析結果が最も厳しくなる最大炉心燃焼度50%に対する値である。

(5) スクラム反応度

原子炉スクラム時に添加される反応度として $3.6 \times 10^{-2} \Delta K/K$ を用いる。解析に用いたスクラム反応度そう入曲線をFig. 4.2.3.3に示す。

(6) 反応度係数

本解析においては，反応度フィードバック係数は零とした。

(7) FP崩壊熱

FP崩壊熱はANS標準テーブルの値 $\times 1.2$ とした。

(8) ホット・スポット・ファクター

本解析に使用したホット・スポット・ファクターについては，5.2.2節で詳しく述べている。

入力データ全般および定常設定値については，付録AのRETRAN-02入力データリストを参照されたい。

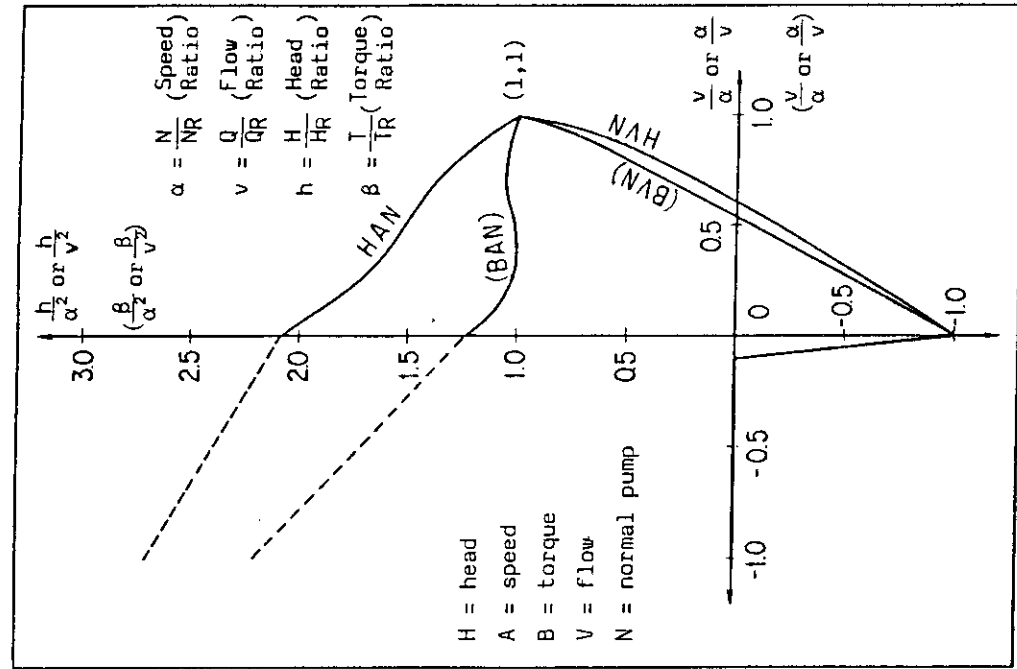


Fig. 4.2.3.1 MAIN PUMP HOMOLOGOUS CURVE

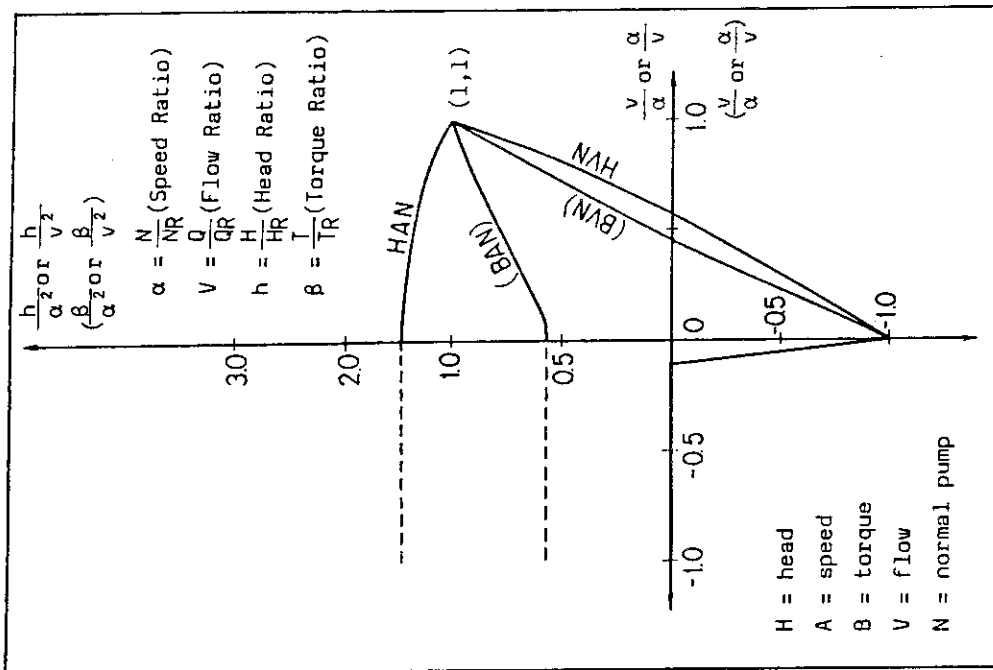


Fig. 4.2.3.2 AUXILIARY PUMP HOMOLOGOUS CURVE

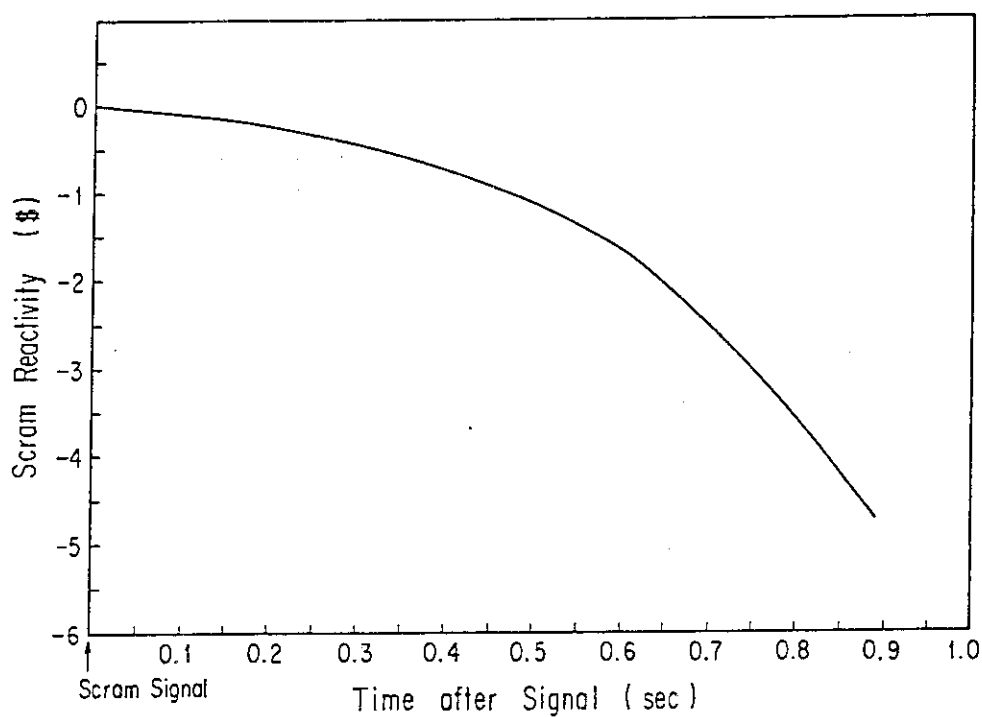


Fig. 4.2.3.3 SCRAM CURVE FOR UPGRADED JRR-3 SAFETY ANALYSIS

4.2.4 使用計算オプション

本解析で使用した RETRAN-02 コードの主要計算オプションを以下に示す。

- (1) 自動定常設定機能
- (2) エンタルピー・トランスポートモデル
- (3) 繰り返し計算手法
- (4) 炉プール水位モデル
- (5) Hot Channel 計算
- (6) 臨界流モデル
- (7) 制御系機能の応用
 - ① ポンプ停止時における、時間依存形状損失係数のインプット
 - ② 炉心部の各ヒート・スラブの DNBR を計算し、その中の最小値を求める。

(Fig. 4.2.4.1)

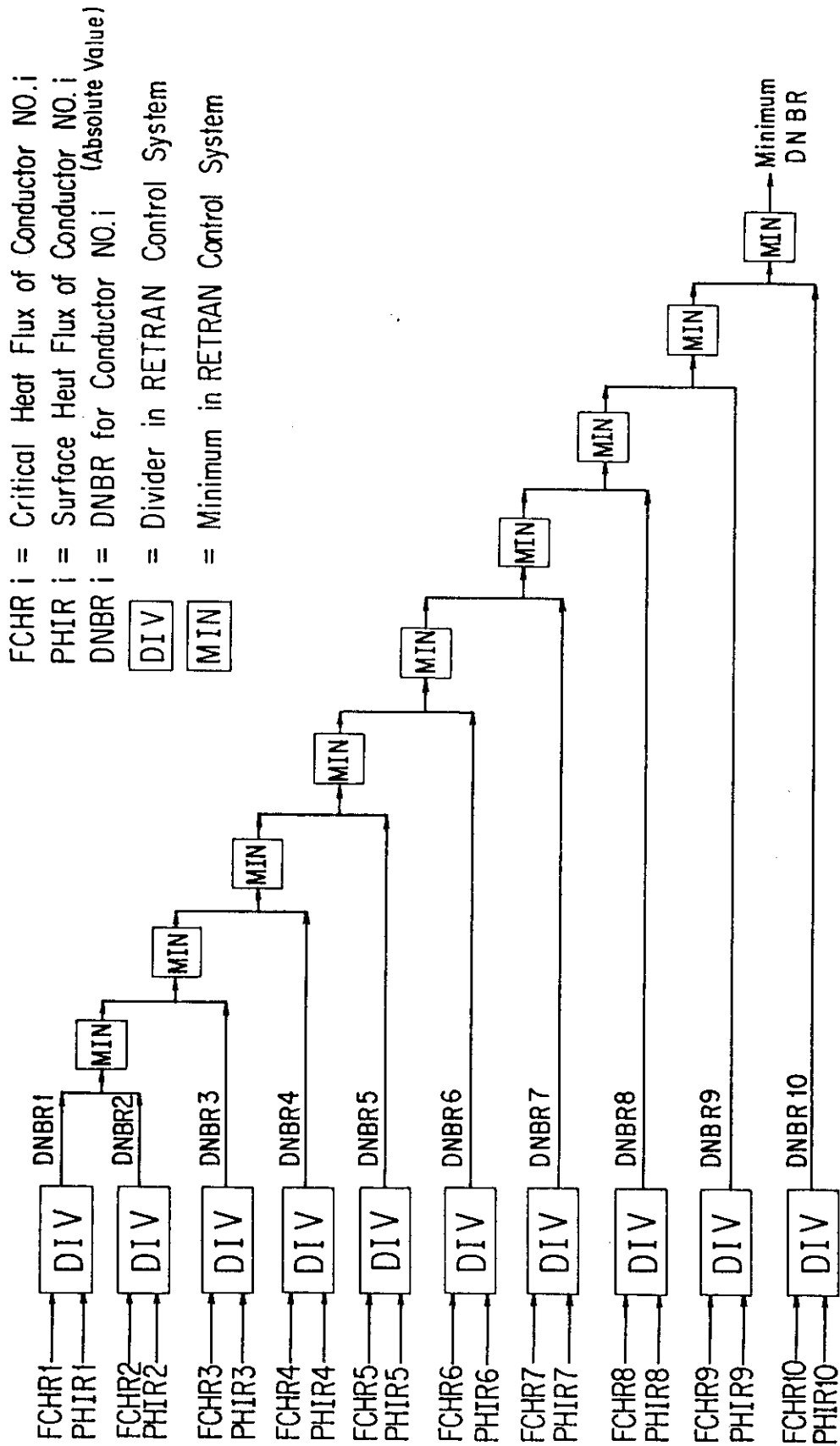


Fig. 4.2.4.1 MINIMUM DNBR CALCULATION SCHEME FOR MODIFIED JRR-3

5. 定常熱水力計算

これまで JRR-3 改造炉の安全解析に関連して、解析項目、RETRAN コードの概要および計算モデル等を述べた。選定された解析項目は、2次冷却材流量低下のような比較的緩やかな過渡事象から、1次冷却材流出事故のような急激な過渡事象にいたるまで広範囲に及んでいる。これらの過渡変化解析を行うためには、予めシステムの定常状態を求めなければならない。過渡変化の中でも、特に緩やかな過渡事象で定常値からのずれが小さい場合、定常設定値は精度良く求めておく必要がある。本節では RETRAN コードの定常設定手法と計算条件、および定常計算結果について記述する。

5.1 RETRAN-02 コードの定常設定手法

定常設定機能については、本報告書の“その1”の中でも述べているが、ここでも概要を述べる。なお、本解析に使われる定常設定機能は、研究炉（JRR-3 改造炉）の解析のために改良されたものである。

5.1.1 システムの初期状態

システムの過渡時における挙動を解析する際に、現象を左右する最も重要な因子の1つに、システムの初期状態がある。誤った初期状態を設定したために、なんら外乱が加えられないシステムが、その初期設定のアンバランスという内乱により、異常な過渡挙動を示す場合がある。特に、本作業で対象としている研究炉のように、システムが低圧力、低温度条件下で運転される場合には、システム全体の圧力分布、温度分布等のバランスを解析者の手作業で設定することは、煩雑な作業となる。また例え、入力した個々の値が全て妥当であったとしても、解析コードの解法と整合がとれていないと、そのズレは、外乱となってシステムに組み込まれ、それ以降の計算に影響を与えることになる。つまり数値解法上、時間微分項を省略して得られた定常値を使って、時間微分項を含めた方程式を解いた際に、外乱が無い場合にはその時間変化が零となり続けられるかどうかということが問題となる。

本作業で採用した RETRAN-02 コードには上記の困難を解消するために、初期状態を自動的にバランス良く設定する「初期状態設定ルーチン」が完備されている。以下に、その手法について説明する。ここでは、次の記号を使用する。

- A = 流路断面積
- F_{fj} = ジャンクション摩擦圧力損失係数
- F_j = ジャンクション運動量束ファクター
- g = 重力加速度
- h = 単位質量当りのエンタルピー
- k = ジャンクション形状損失係数

- P = 圧力
- Q = エネルギー交換
- W = 質量流量
- \hat{Z} = 重力ポテンシャル
- ρ = 平均密度
- 添字
- IN = 入口の
- OUT = 出口の
- k = ボリューム k
- L = ボリューム L
- = 平均の
- j = ジャンクション

5.1.2 質量バランス

システム内の流体の流れはコードの入力データとして、全て質量流量で入力する。解析者は、「流入した流体は必ず流出する」ということを念頭に入力すれば良い。指定のない流路については、質量保存則に従ってコードが自動的に設定する。

5.1.3 運動量バランス

初期定常設定では、時間微分項を省略した運動量バランス方程式が解かれる。入力方法としては、ボリュームの圧力もしくは、流路における形状損失係数を入力すると、次の2式を使い分けることによりそれぞれを、設定することができる。

$$K_j = [(P_K - P_L) + \frac{\bar{W}_K^2}{\rho_K A_K^2} - \frac{\bar{W}_L^2}{\rho_L A_L^2} + F_j W_j^2 - g \int_K^j \rho_K dz - g \int_j^L \rho_L dz - \bar{F}_{fj} W_j |W_j|] \div \frac{2 \rho_j A_j^2}{W_j |W_j|} \quad (5.1.3-1)$$

$$P_L = P_K + \frac{\bar{W}_K^2}{\rho_K A_K^2} - \frac{\bar{W}_L^2}{\rho_L A_L^2} + F_j W_j^2 + g \int_K^j \rho_K dz - \int_j^L \rho_L dz - \bar{F}_{fj} W_j |W_j| - K_j \frac{W_j |W_j|}{2 \rho_j A_j^2} \quad (5.1.3-2)$$

しかし、式中使用している状態量（密度および壁面摩擦損失係数）は未定であるため、予測値を用い、後で述べるエネルギー方程式を解いて決定されるエンタルピーを用いて再定義しながら反復解法を行っている。

5.1.4 エネルギーバランス

定常のエネルギーバランス方程式は

$$\sum_{j \in \text{OUT}} W_j \left[h + \frac{1}{2} \left(\frac{W}{\rho A} \right)^2 + \hat{Z} \right]_j - \sum_{j \in \text{IN}} W_j \left[h + \frac{1}{2} \left(\frac{W}{\rho A} \right)^2 + \hat{Z} \right]_j = Q_L \quad (5.1.4-1)$$

と示される。また各ジャンクションのエンタルピーとボリュームのエンタルピーには次の関係がある。

$$h_j = \bar{h}_K + \frac{1}{2} \left(\frac{\bar{W}}{\rho A} \right)_K^2 - \frac{1}{2} \left(\frac{W}{\rho A} \right)_j^2 + \hat{Z}_K - \hat{Z}_j + \Delta h_{Q,S_jK} \quad (5.1.4-2)$$

(5.1.4-1) 式を (5.1.4-2) 式に代入することにより次の関係式を得ることができる。

$$\begin{aligned} \sum_{j \in \text{OUT}} W_j \bar{h}_L - \sum_{j \in \text{IN}} W_j \bar{h}_K &= \sum_{j \in \text{FILL}} W_j \left[h + \frac{1}{2} \left(\frac{W}{\rho A} \right)^2 + \hat{Z} \right]_j - Q_L \\ &+ \sum_{j \in \text{IN}} W_j \left[\frac{1}{2} \left(\frac{\bar{W}}{\rho A} \right)_K^2 + \hat{Z}_K + \Delta h_{Q,S_jK} \right] \\ &- \sum_{j \in \text{OUT}} W_j \left[\frac{1}{2} \left(\frac{\bar{W}}{\rho A} \right)_L^2 + \hat{Z}_L + \Delta h_{Q,S_jL} \right] \end{aligned} \quad (5.1.4-3)$$

この方程式をシステムのネットワークに従いマトリックス表示すると

$$WH = C \quad (5.1.4-4)$$

となる。但し、 W : $n \times n$ のジャンクション流量で構成される係数マトリックス

H : n -ベクトルのエンタルピー

C : n -ベクトルの発生項

その連立方程式をガウスジョルダン法で解くことにより各ボリュームのエンタルピーは求まる。

5.1.5 解法手順

定常設定ルーチンの解法手順は、大きく分けて2つの部分に分けられる。1つは、全くの初期予測値設定ルーチンであり、もう1つは上記の運動量バランスとエネルギーバランスの各方程式と、状態方程式を用いた反復ルーチンである。前者フローチャートを Fig. 5.1.5.1 に、また後者のフローチャートを Fig. 5.1.5.2 に示す。

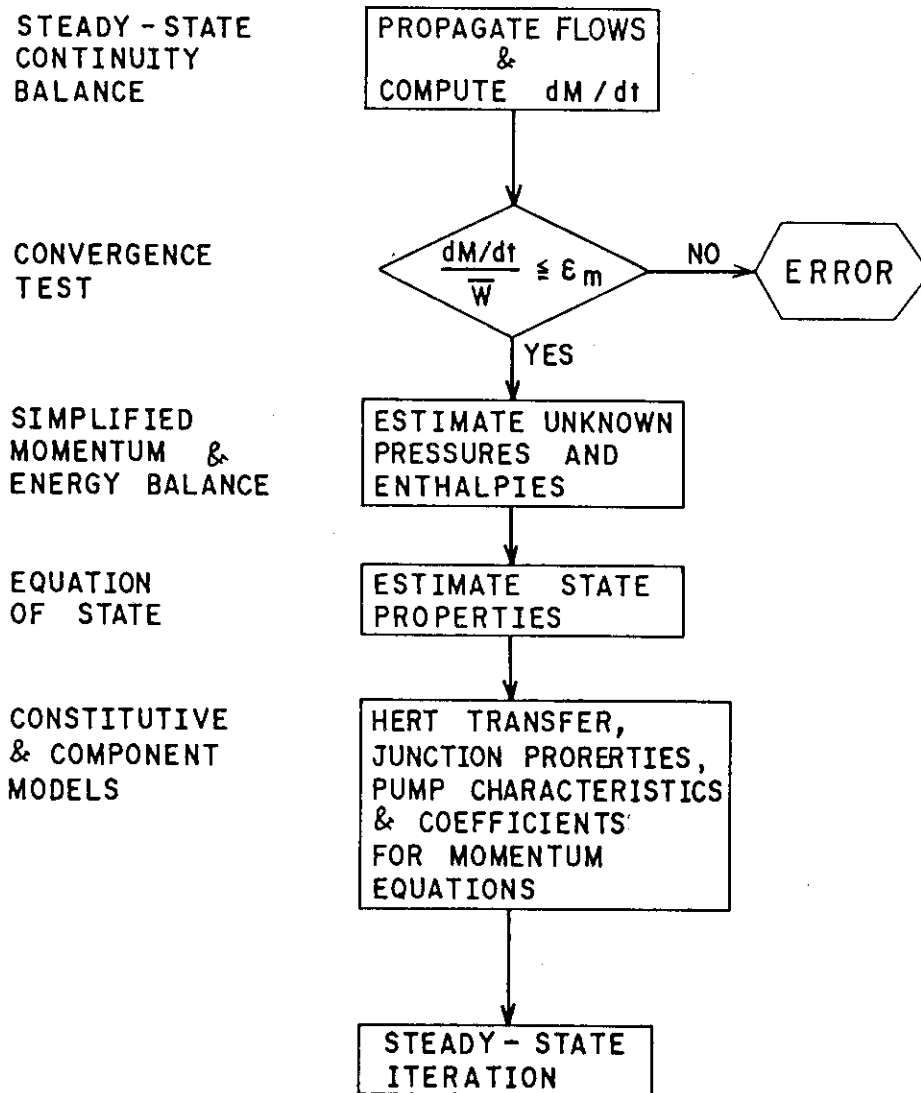


Fig. 5.1.5.1 RETRAN INITIAL VALUE ESTIMATION SCHEME

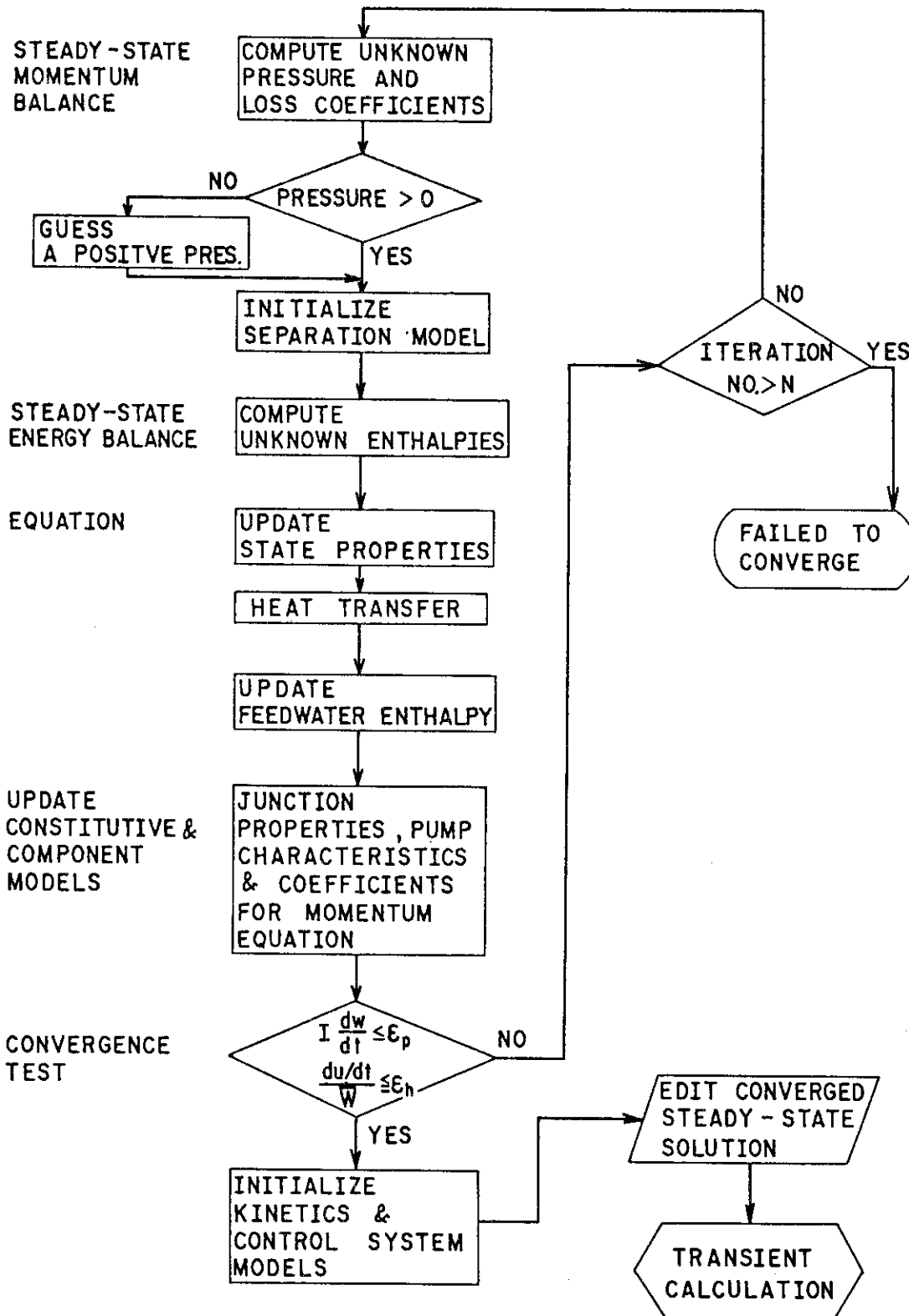


Fig. 5.1.5.2 MODIFIED RETRAN STEADY-STATE ITERATION SCHEME

5.2 解析条件

定常設定解析における解析条件を次に述べる。

5.2.1 熱収支

本節では、実際設計上考えられる熱収支と、安全解析上設定した熱収支を比較検討する。

設計上考えられている熱発生は以下のような比率となっている。(参考文献5)

- | | |
|-------------|----------|
| ① 燃料部での発熱 | 18.75 MW |
| ② 重水タンクでの発熱 | 0.65 MW |
| ③ その他の発熱 | 0.6 MW |

解析上では、これらは全て燃料部で発熱されるものとし、燃料部表面熱流束で20/18.75つまり6.67%安全側に評価している。ポンプでの発熱は、

$$(\text{ポンプでの発熱}) = 0.4 \text{ MW}$$

として流体に直接加えられている。これらの熱量は、全て熱交換器により除去されなくてはならない。つまり解析上の熱交換器の必要熱除去量は、

$$(\text{熱除去量; } 20.4 \text{ MW}) = (\text{燃料部での発熱; } 20 \text{ MW}) + (\text{ポンプ発熱; } 0.4 \text{ MW})$$

となる。これらが熱交換器により熱除去されることにより、システムのエネルギーバランスが保持される。

5.2.2 ホット・スポット・ファクター

JRR-3改造炉熱水力設計で用いるホット・スポット・ファクターには以下のものがある。

(参考文献5)

i) 核的因子

燃料要素 i の出力分布因子 : $F_R = 1.23$

燃料要素 i の軸方向出力分布因子 : $F_Z = 1.42$

燃料要素 i の局所出力分布因子 : $F_L = 1.51$

計算誤差等を考慮した因子 : $F_E = 1.18$

ii) 工学的因子

バルク温度上昇因子 : $F_b = 1.33$

フィルム温度上昇因子 : $F_f = 1.37$

RETRAN コードでは、上記のファクターのうち、 F_Z を除くファクターは、ホット・チャンネルの熱出力に乗ずる形で考慮するが、二つの工学的因子 F_b 、 F_f を同一の値としか考慮できず、今回のように $F_b = 1.33$ 、 $F_f = 1.37$ と異なる値として用いることはできない。そこで定常時のホット・スポットでのバルク温度および燃料芯材温度を、 F_b と F_f により独立に考慮できる定常熱水力計算コードCOOLODを用いて求め、RETRANで求まる定常値がその値を上回る様にホット・チャンネルの熱出力を決定し、その熱出力からRETRANのホット・チャンネル・ファクターを決定した。このようにして求められたホット・チャンネルの熱出力は、0.104 MWである。ホット・チャンネルの伝熱面積は、炉心全燃料の伝熱面積の1/569であるので、ホット・チャンネル

ル・ファクターFは

$$F = \frac{0.104}{20/569} = 2.96$$

となる。

軸方向出力分布因子F_zは、軸方向の出力分布で考慮される。RETRAN およびCOOLOD で用いた軸方向出力分布の比較図を Fig. 5. 2. 2. 1 に示す。軸方向の分割数は、両モデルで異なるがほぼ同じ出力分布となった。

5. 2. 3 定常状態収束判定値

5. 1 節においてRETRAN コードの定常設定機能について説明した。定常設定値を求める反復計算 (Fig. 5. 1. 5. 1, 5. 1. 5. 2) は、質量保存式、エネルギー保存式および運動量保存式を収束判定値 ϵ_m , ϵ_h , ϵ_p でそれぞれ評価する。すなわち、

$$\frac{dM/dt}{\bar{W}} \leq \epsilon_m \quad (-)$$

$$I \frac{dW}{dt} \leq \epsilon_p \quad (\text{psia})$$

$$\frac{du/dt}{\bar{W}} \leq \epsilon_h \quad (\text{Btu}/\ell \text{bm})$$

が満たされると、反復計算は終了する。本解析においては、 $\epsilon_m = 5.0 \times 10^{-5}$, $\epsilon_p = 5.0 \times 10^{-5}$,
そして $\epsilon_h = 1.0 \times 10^{-2}$ をそれぞれ入力データとして与えた。

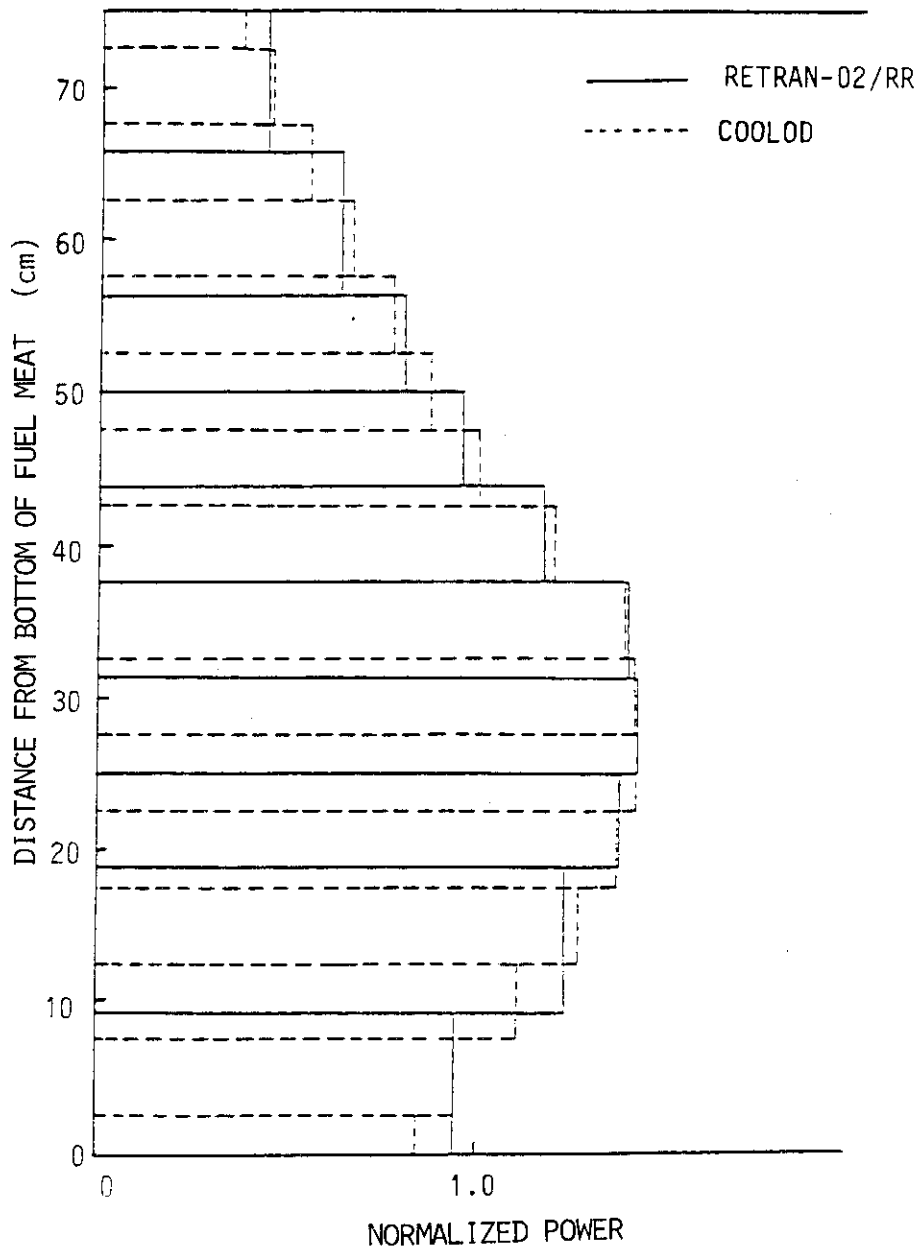


Fig. 5.2.2.1 AXIAL POWER DISTRIBUTION

5.3 解析結果

定常設定の収束クライテリアを 5.2.3 節の通りに与えた。その結果、Fig. 5.1.5.2 の反復計算は 5 回で終了し、定常状態が達成された。RETRAN により計算された軸方向温度分布を COOLOD の計算結果と比較し、Fig. 5.3.1 に示す。ノード分割数の違いにより、ホット・スポットの位置が RETRAN の計算結果の方が若干上にあるが、燃料板最高温度およびバルク温度は、ともに COOLOD の結果を上回っている。

1 次系の圧力分布を Fig.5.3.2 に示す。圧力は炉プールの 1 点に与えられる。その他はすべてコードの内部計算によるが、この図から、RETRAN の計算結果と設計値はほぼ一致していることが判る。

上に求められた定常設定値は、保存方程式系の時間微分項を " $= 0$ " として解いた結果である。これらの結果が定常値として信頼される値であることは、上に述べた微分項を考慮した方程式系によっても同じ結果が得られることを意味する。そこで、外乱を入れない非定常計算を 240 秒まで計算し、計算結果は、ほとんど初期値と変わらないことを確認した。

以上により、厳密な定常設定値が得られたので、過渡変化解析が可能となった。

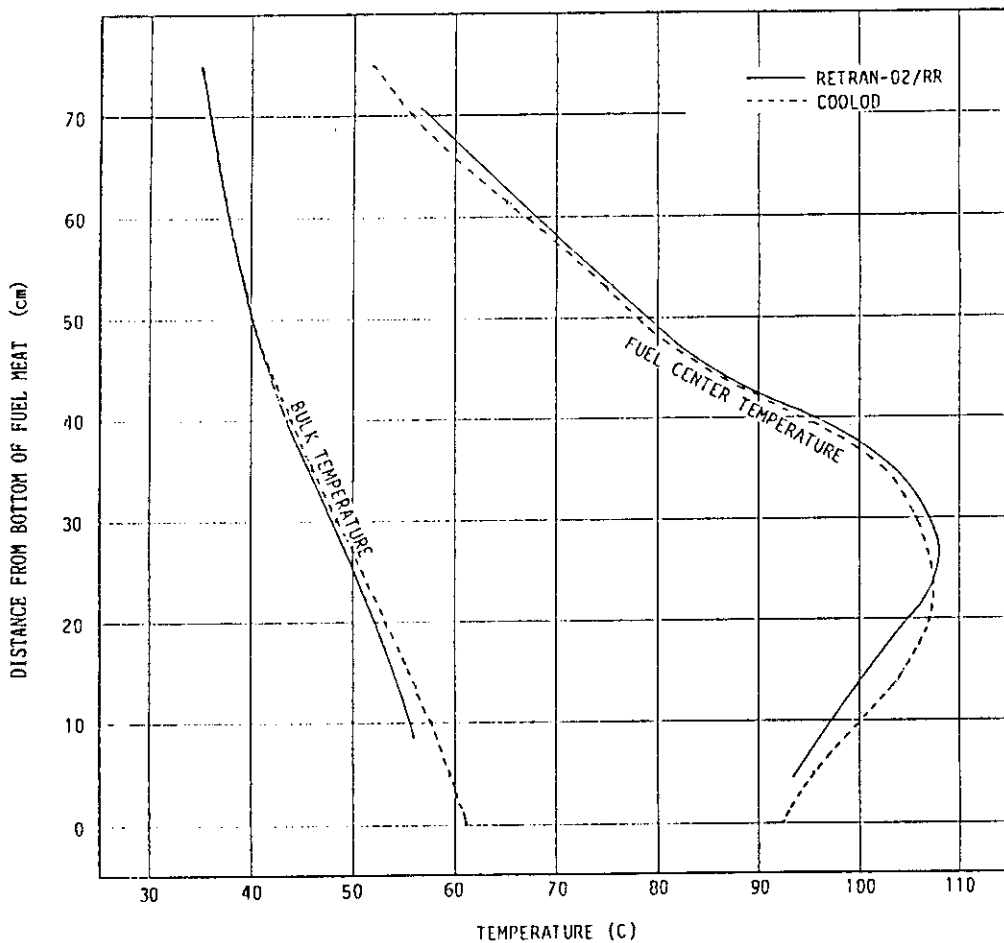


Fig. 5.3.1 AXIAL TEMPERATURE DISTRIBUTION

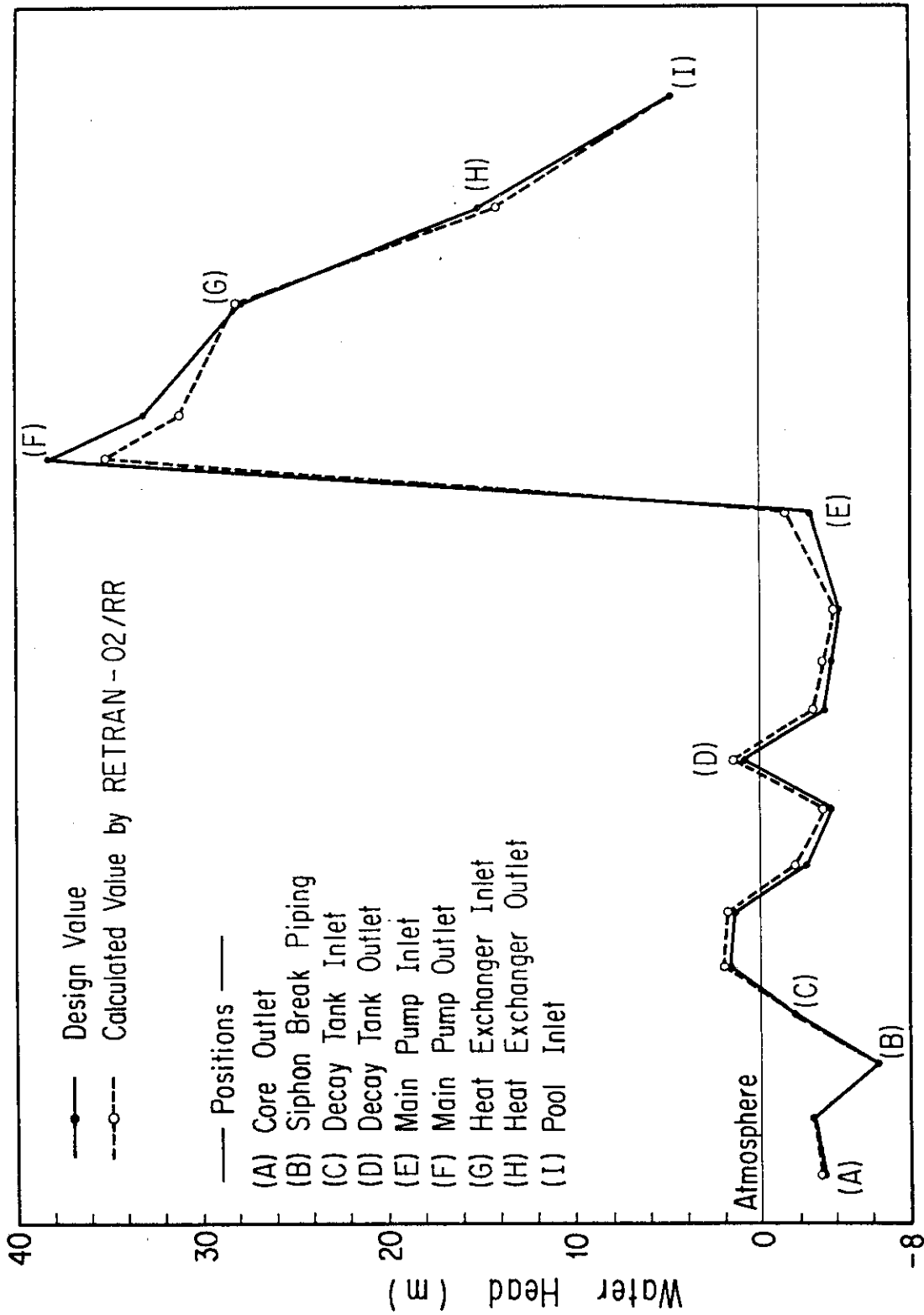


Fig. 5.3.3.2 PRIMARY LOOP PRESSURE DISTRIBUTION OF STEADY STATE

6. 運転時の異常な過渡変化のベース ケース計算

原子炉の冷却系ループに関する設計評価用事象のうち、発生頻度が比較的高いと考えられるものを、「運転時の異常な過渡変化」とし、

- ① 1次冷却材の流量低下
- ② 2次冷却材の流量低下
- ③ 商用電源喪失

を選定した。本節では、以上ベース3ケースの解析結果について述べる。

6.1 1次冷却材の流量低下

この過渡変化は定格出力運転中に電氣的故障等により1次冷却材主ポンプ2台のうち1台が停止して1次冷却材流量が低下する事から、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇する恐れのある場合を想定する。

6.1.1 解析条件

本解析において以下の解析条件を仮定した。

- (1) 定格出力運転中に1次冷却材主ポンプ1台が停止する。
- (2) 停止する1次冷却材主ポンプは、コーストダウン特性に従い停止する。
- (3) 原子炉スクラム信号は、1次冷却系熱交換器下流側の1次冷却材の流量が、定格の85%を下回った時点より0.4秒の遅れをもって発信される。
- (4) 原子炉は、原子炉スクラム信号発信後 Fig. 4.2.3.3 に示すスクラム反応度挿入曲線に従って、スクラムする。

6.1.2 解析結果

主及び補助1次冷却材ポンプの回転数を Fig. 6.1.1 に、それぞれのポンプ出口流量を Fig. 6.1.2 に示す。停止する主1次冷却材ポンプの回転数は、コーストダウン特性に従い低下している。それに従い停止ポンプの出口流量も減少し、約2.8秒後にほとんど零となる。健全なポンプの流量はポンプの負荷が軽減するため、定格の約130%にまで増加する。1次冷却系の総流量は、Fig. 6.1.3 に示すように減少し、定格の85%に達する時刻約1.1秒で原子炉スクラム信号が発信され、0.4秒の遅れで原子炉はスクラムし、Fig. 6.1.4 に示すように炉出力は急激に低下する。

1次冷却材の流量低下に伴い、Fig. 6.1.5 に示すようにホット・チャンネル流量も低下する。それにより、ホット・スポットの限界熱流束は、炉心流量に対する依存性があるため Fig. 6.1.6 に示すように低下するが、表面熱流束は、原子炉スクラムまではほぼ定格値を保つ。そのため DNBR は、Fig. 6.1.7 に示すように低下し、原子炉スクラム直後の時刻1.5秒で約1.8の最小値に達する。その後は原子炉スクラムによる炉出力の速やかな低下により DNB熱流比は大きくな

る。

ホット・スポット位置の燃料芯材温度及び、燃料板表面温度を Fig. 6. 1. 8, Fig. 6. 1. 9 に示す。ともに、ホット・チャンネル流量の低下に伴う熱伝達率の低下 (Fig. 6. 1.10) およびバルク温度の上昇 (Fig. 6. 1.11) により上昇し、DNBR が最小に達するのと同時刻に、それぞれ約 118°C, 111°C の最高温度に達する。その後は原子炉スクラムによる炉出力の速やかな低下により、温度は急激に低下し過渡変化は終結に向かう。本解析結果は、第 2 章で述べた運転時の異常な過渡変化の判断基準を十分満足しており、燃料は損傷に至る事はないと考えられる。

本解析で得られた主要な事象の生起時刻を以下に示す。

事 象	時刻 (秒)
1 次冷却材主ポンプ停止	0.0
原子炉スクラム信号発信	1.1
原子炉スクラム	1.5
最小 DNBR 発生	1.6

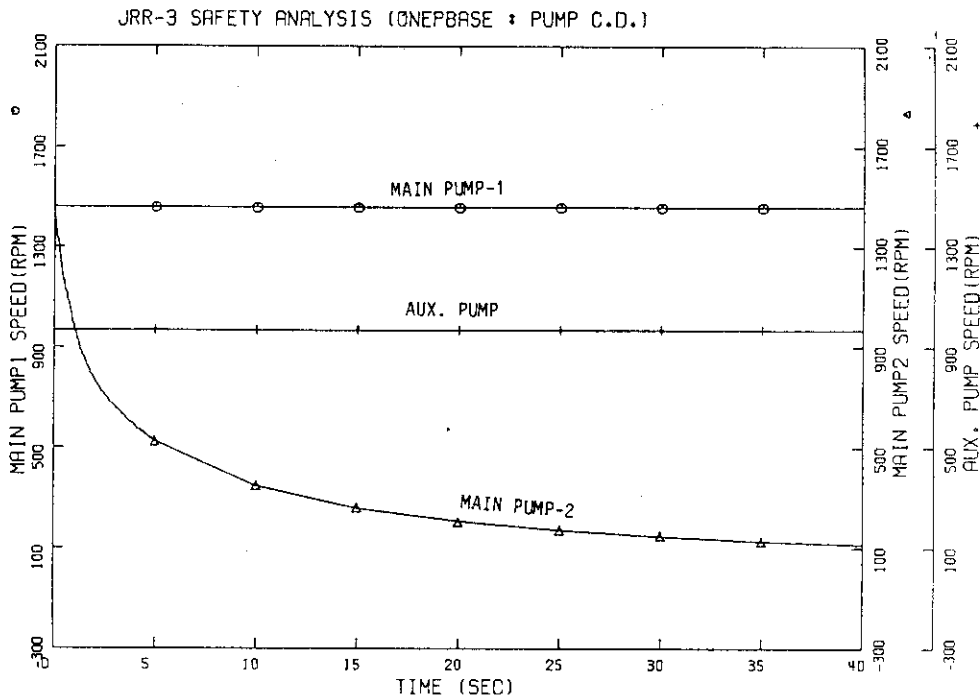


Fig. 6.1.1 PRIMARY COOLANT PUMP SPEED

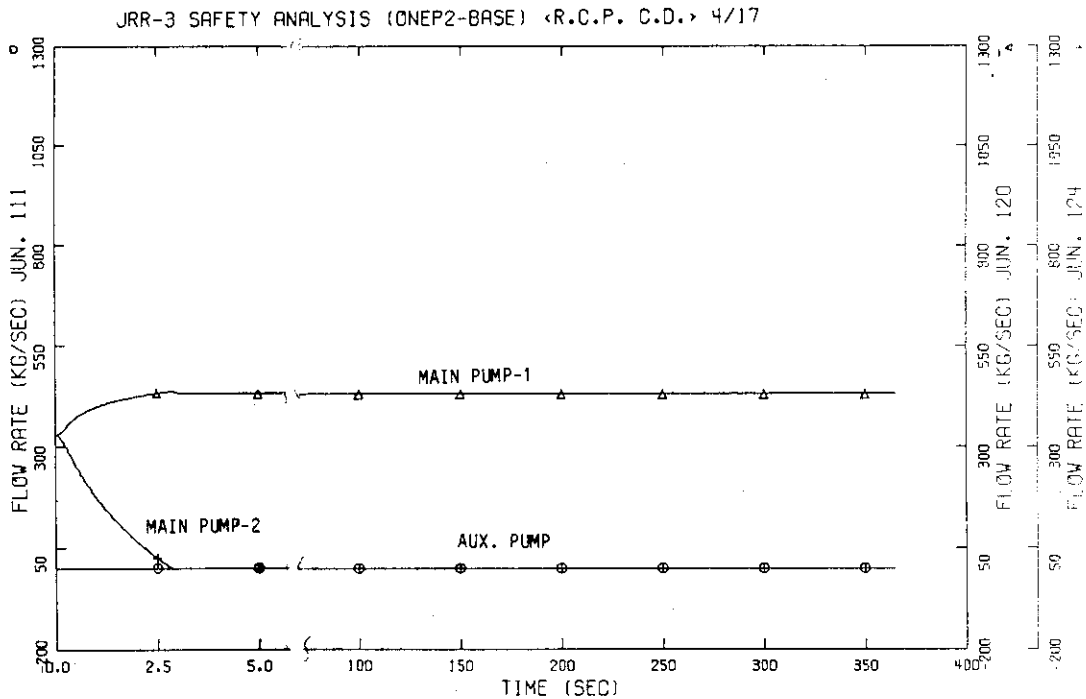


Fig. 6.1.2 PRIMARY COOLANT PUMP DISCHARGE FLOW

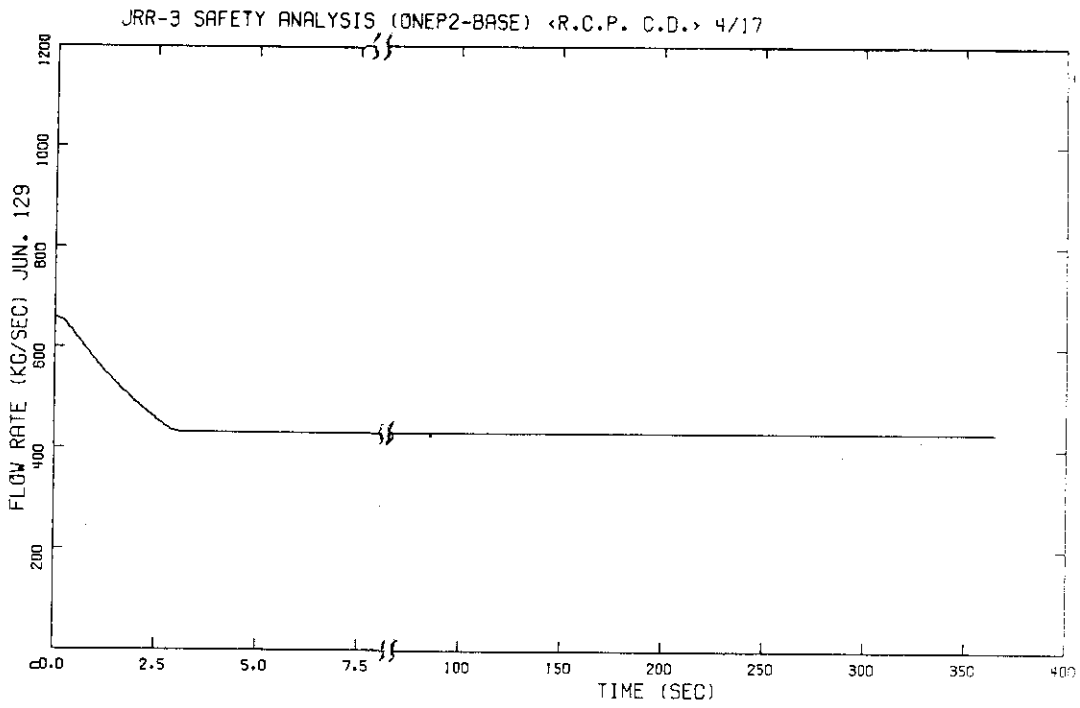


Fig. 6.1.3 PRIMARY COOLANT LOOP FLOW

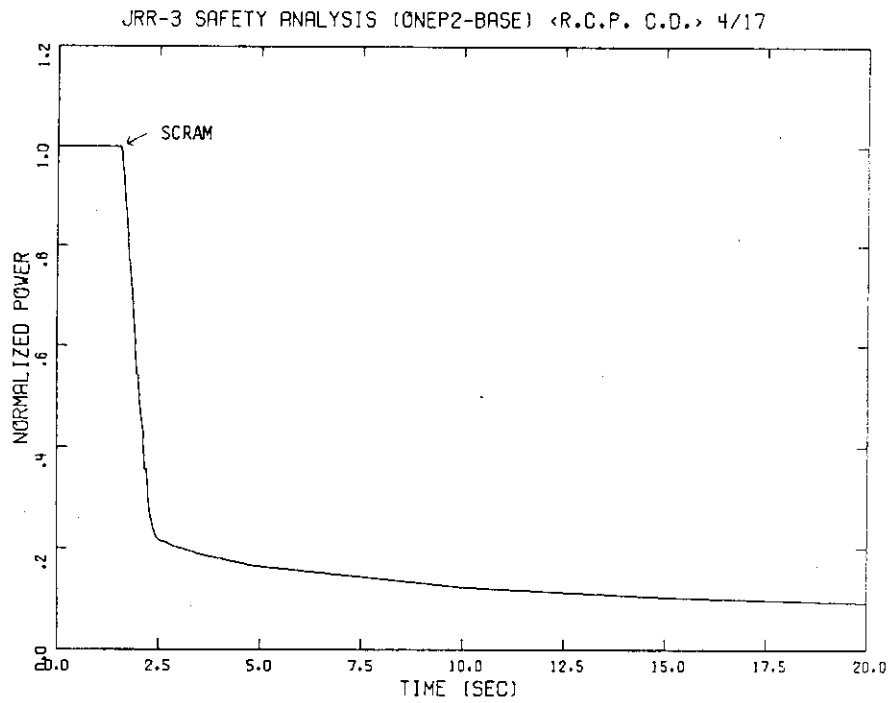


Fig. 6.1.4 NORMALIZED POWER

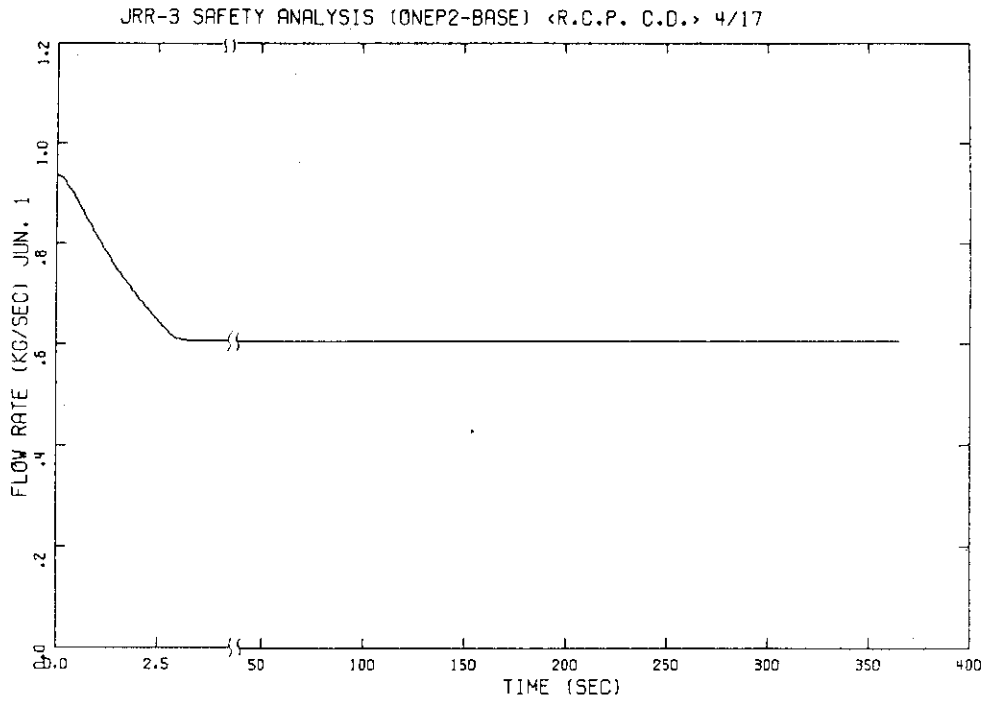


Fig. 6.1.5 HOT-CHANNEL FLOW

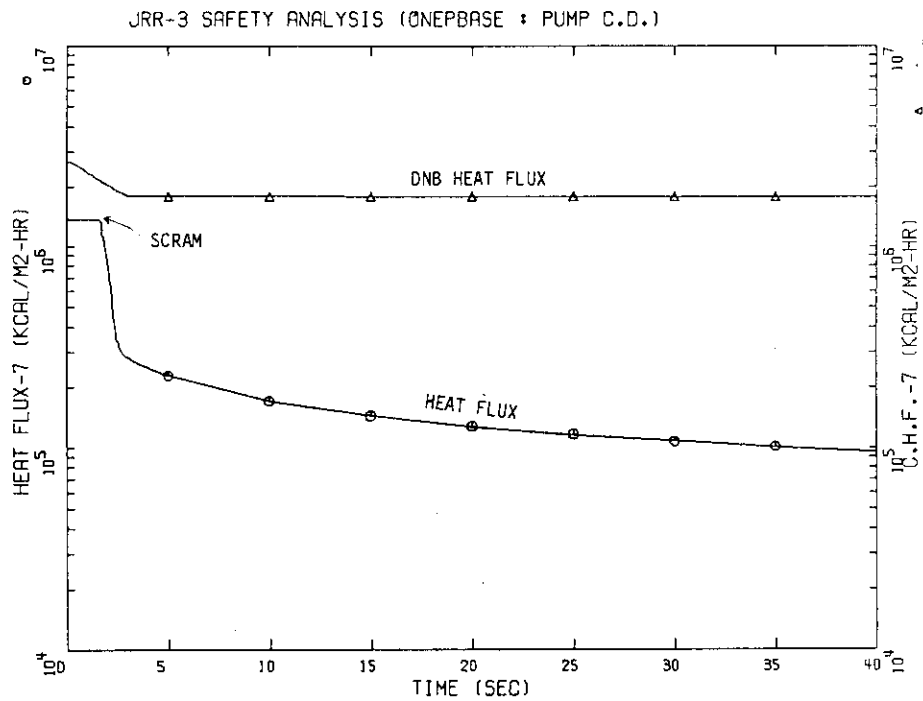


Fig. 6.1.6 FUEL SURFACE HEAT FLUX AND DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

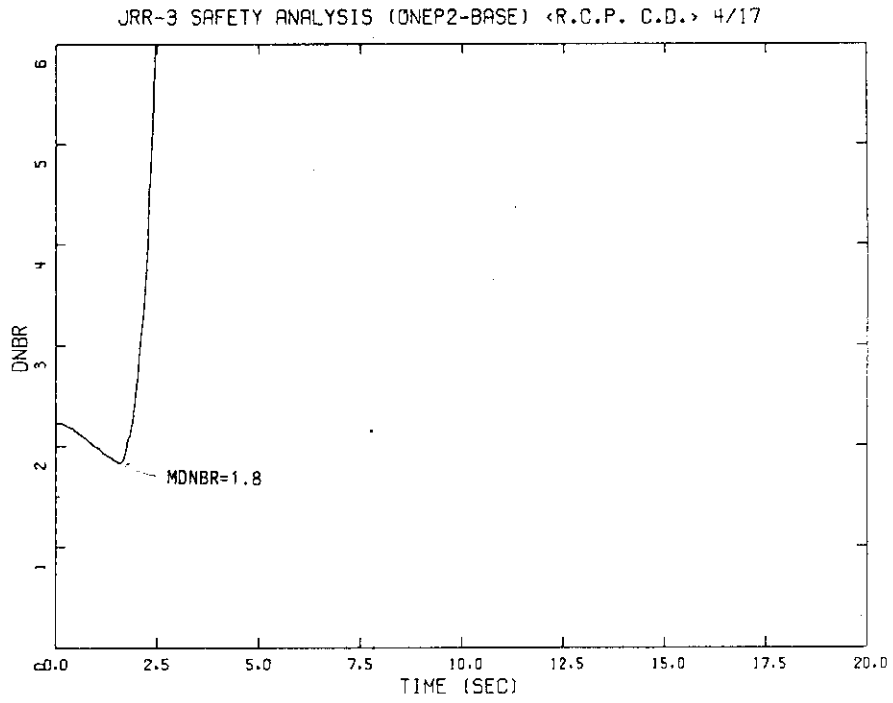


Fig. 6.1.7 DNBR

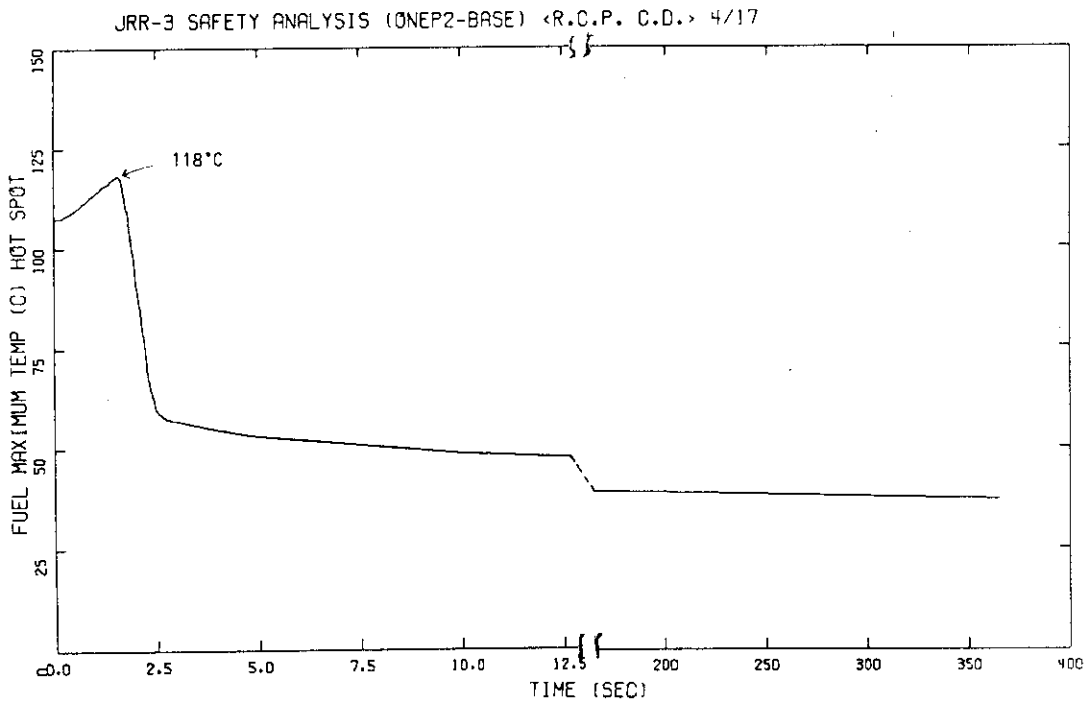


Fig. 6.1.8 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

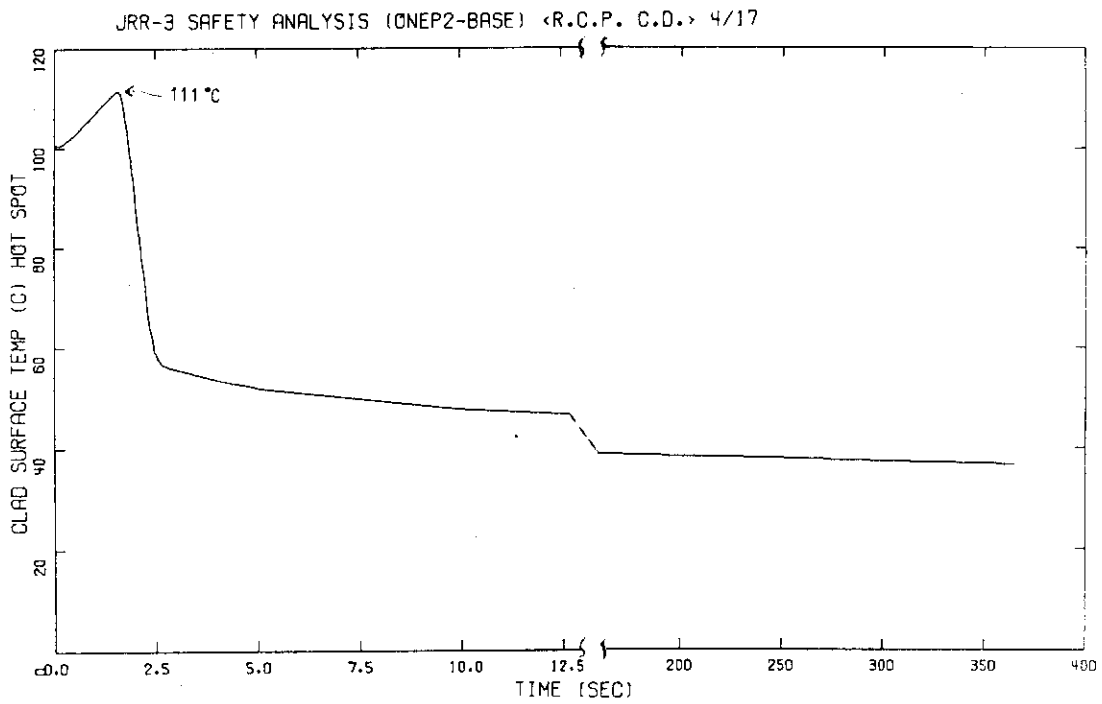


Fig. 6.1.9 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

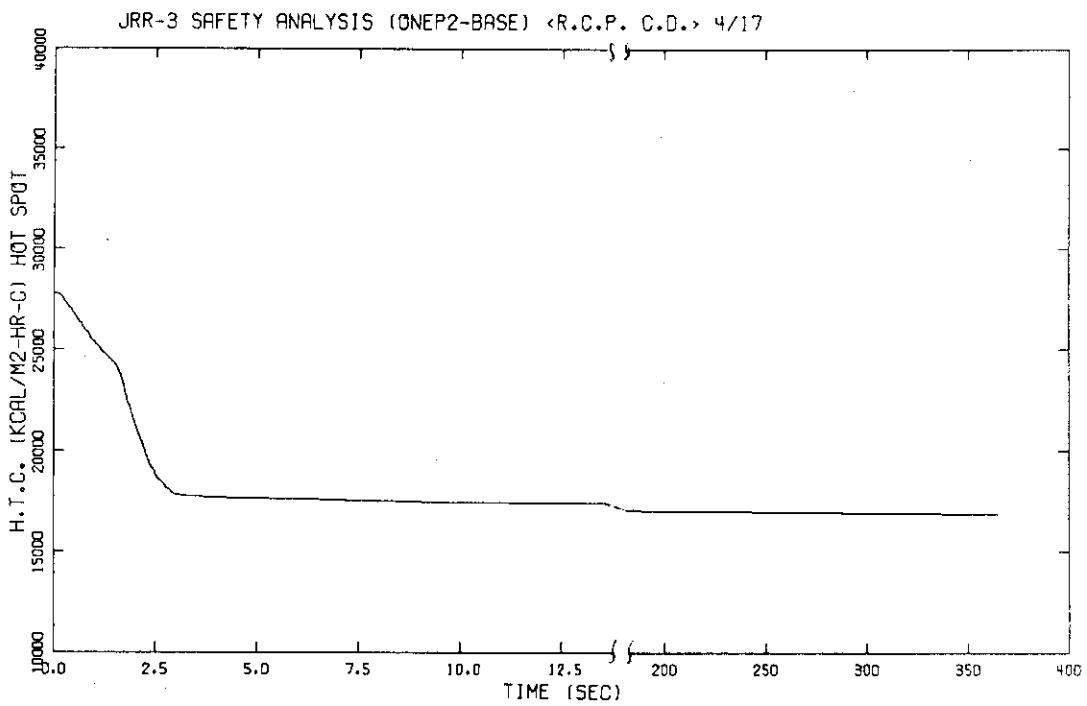


Fig. 6.1.10 HEAT TRANSFER COEFFICIENT (HOT-SPOT)

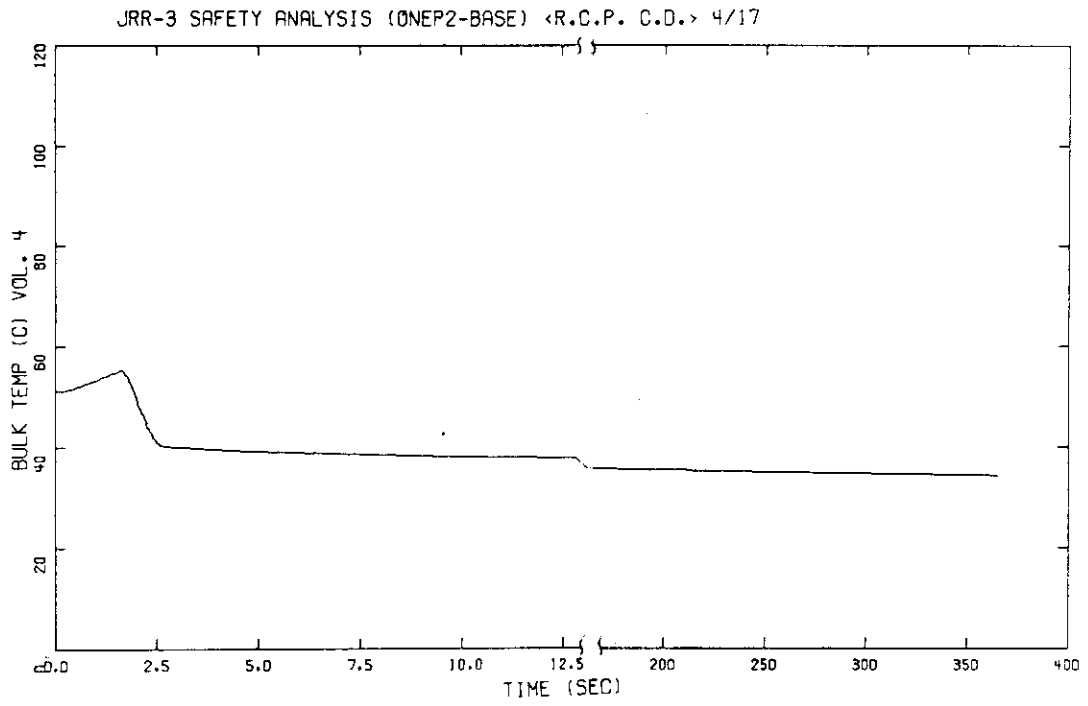


Fig. 6.1.11 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

6.2 2次冷却材の流量低下

この過渡変化は、定格出力運転中に電氣的故障等により2次冷却材ポンプ1台が停止し、2次冷却材の流量低下を引き起す事により、1次冷却材温度の上昇を引き起す場合を想定する。

6.2.1 解析条件

本解析において以下の解析条件を仮定した。

- (1) 定格出力運転中に2次冷却材ポンプ1台が停止する。
- (2) 2次冷却材ポンプ1台の停止により、2次冷却材の流量は定格の約70%程度になるが、本解析では保守的に定格の50%まで、減少するとした。
- (3) 2次冷却材の流量は、10秒間でランプ状に低下するとした。
- (4) 原子炉スクラム信号は、サイフォン・ブレイク弁下流側での1次冷却材温度が50°Cに達した時点より40秒の遅れをもって、発信される。
- (5) 原子炉は、原子炉スクラム信号発信後 Fig. 4.2.3.3 に示すスクラム反応度挿入曲線に従ってスクラムする。

6.2.2 解析結果

2次冷却材の流量低下に伴い、Fig. 6.2.1 に示すように熱交換器による1次冷却材の除熱量が低下する。それにより Fig. 6.2.2 に示すように、炉心入口（炉プール）の1次冷却材温度が徐々に上昇していく。炉心入口の1次冷却材温度が上昇する事により、炉心入口のサブクール度に依存性がある限界熱流束はホット・スポット位置で Fig. 6.2.3 に示すように低下する。表面熱流束はほとんど変化しない事から、DNBRは Fig. 6.2.4 に示すように低下する。ホット・スポット位置でのバルク温度も、炉心入口冷却材温度が上昇した事により、Fig. 6.2.5 に示すように上昇する。そのため燃料芯材温度、燃料板表面温度も Fig. 6.2.6, 6.2.7 に示すように上昇している。

サイフォン・ブレイク弁下流側の1次冷却材温度は、Fig. 6.2.8 に示すように原子炉スクラム設定点の50°Cにまでは達しない。従って原子炉はスクラムせず1次冷却材温度が、通常運転時より約5.0°C上昇した時点で、1次冷却系と2次冷却系との熱バランスが取れ過渡変化は終結する。本解析での最小DNBRは約2.06、燃料芯材最高温度は約110.3°C、燃料表面最高温度は103.5°Cであり、燃料の健全性は十分確保されている。

本解析で得られた主要な事象の生起時刻を以下に示す。

事象	時刻 (秒)
2次冷却材ポンプ1台停止	0.0
定常状態に収束	2800

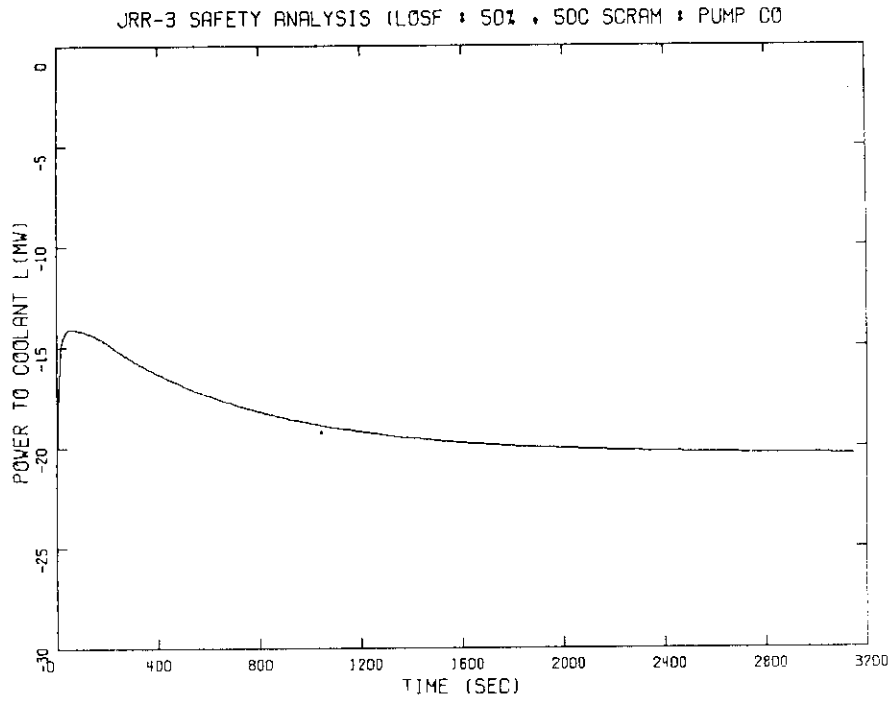


Fig. 6.2.1 HEAT REMOVAL RATE

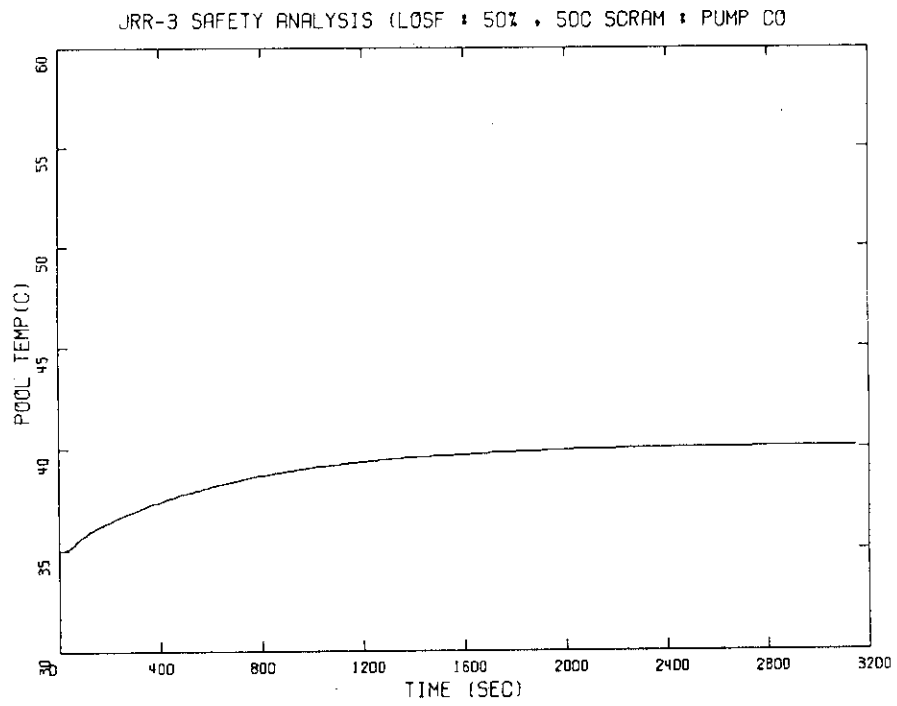


Fig. 6.2.2 REACTOR POOL WATER TEMPERATURE

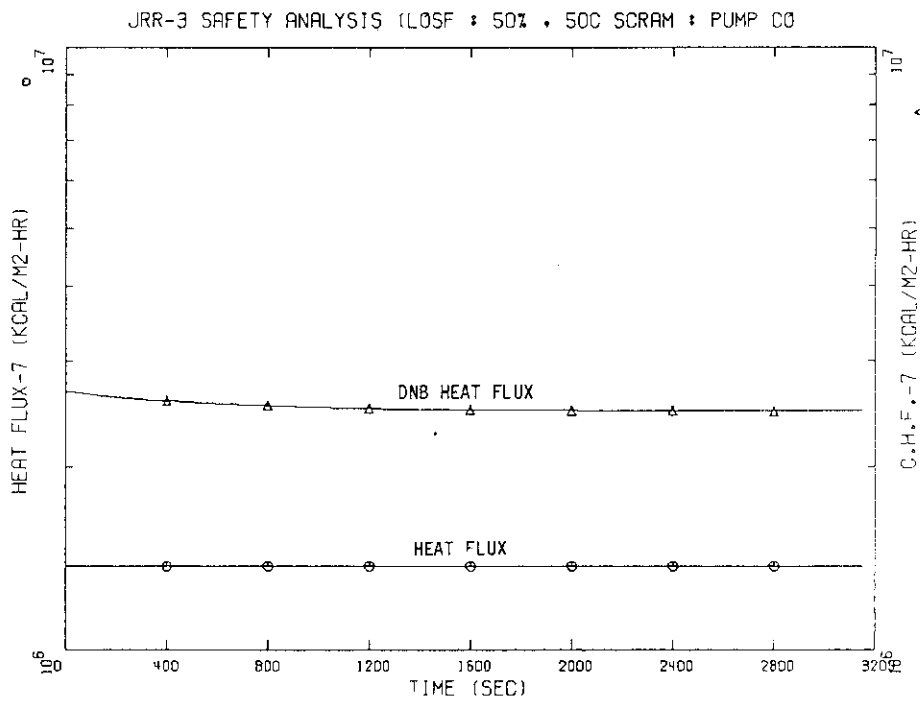


Fig. 6.2.3 FUEL SURFACE HEAT FLUX AND DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

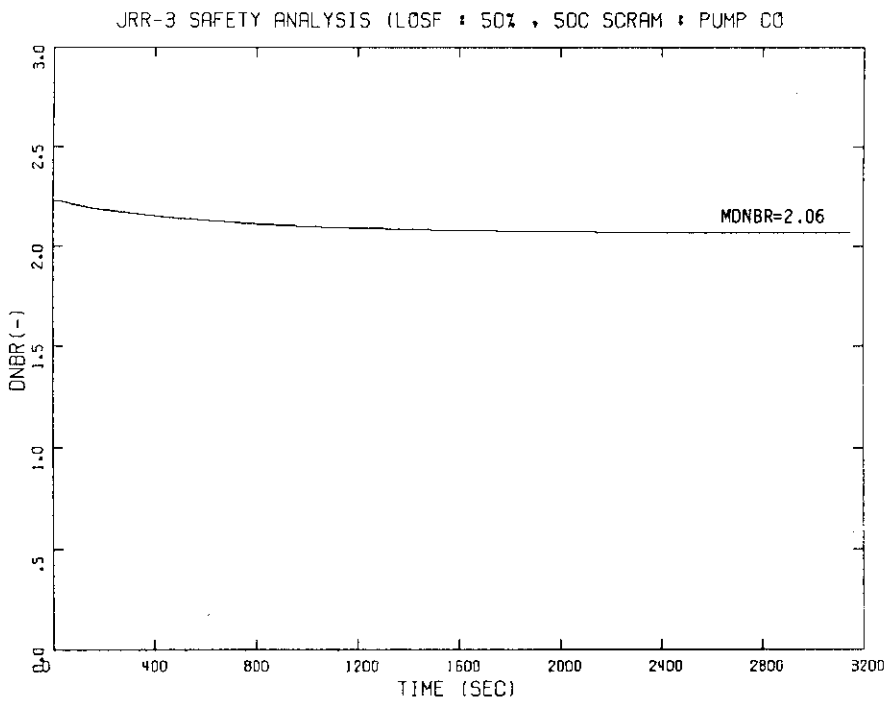


Fig. 6.2.4 DNBR

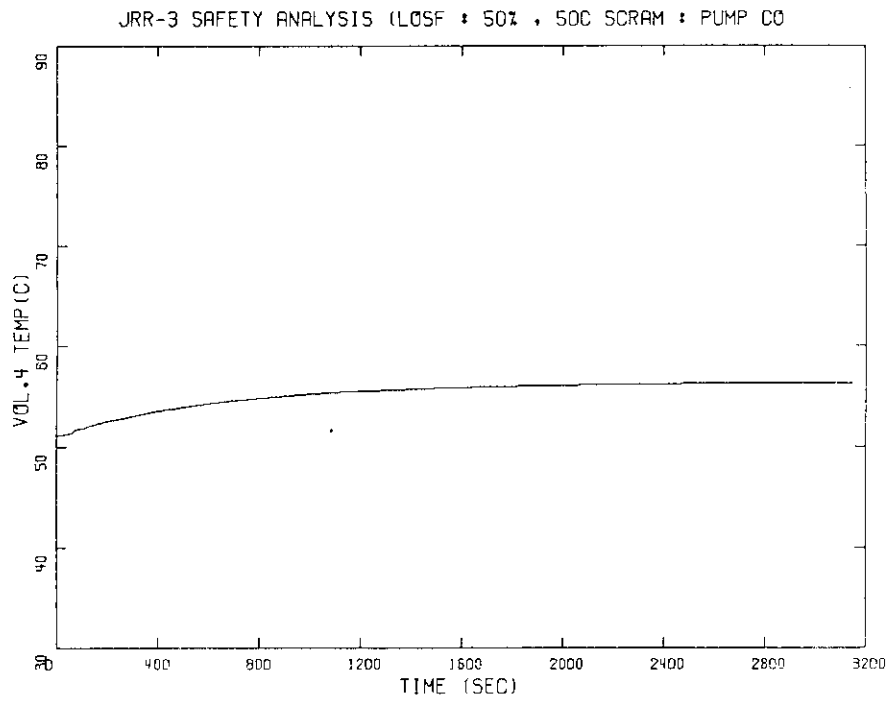


Fig. 6.2.5 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

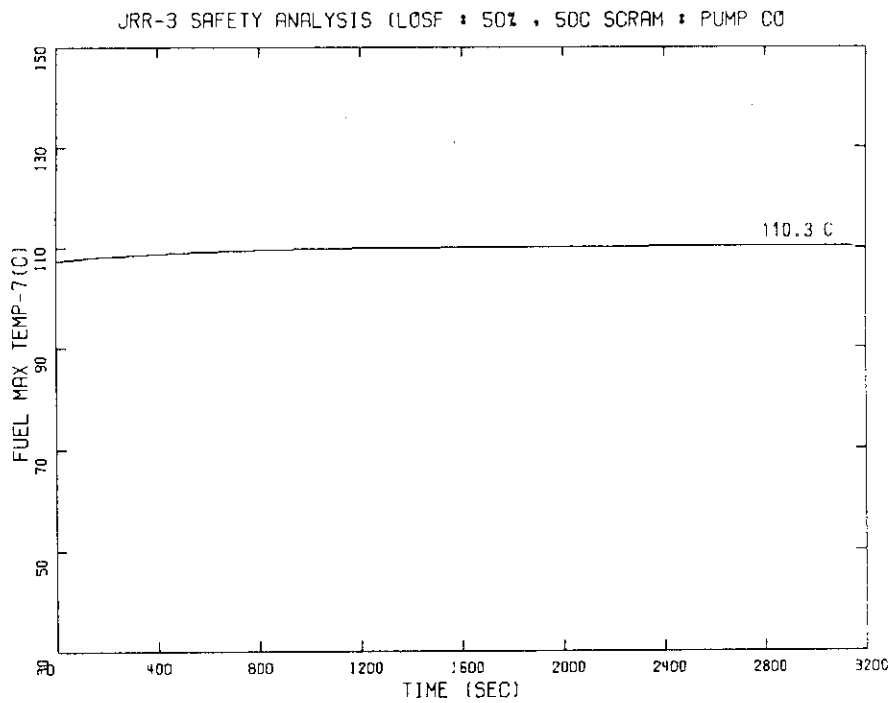


Fig. 6.2.6 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

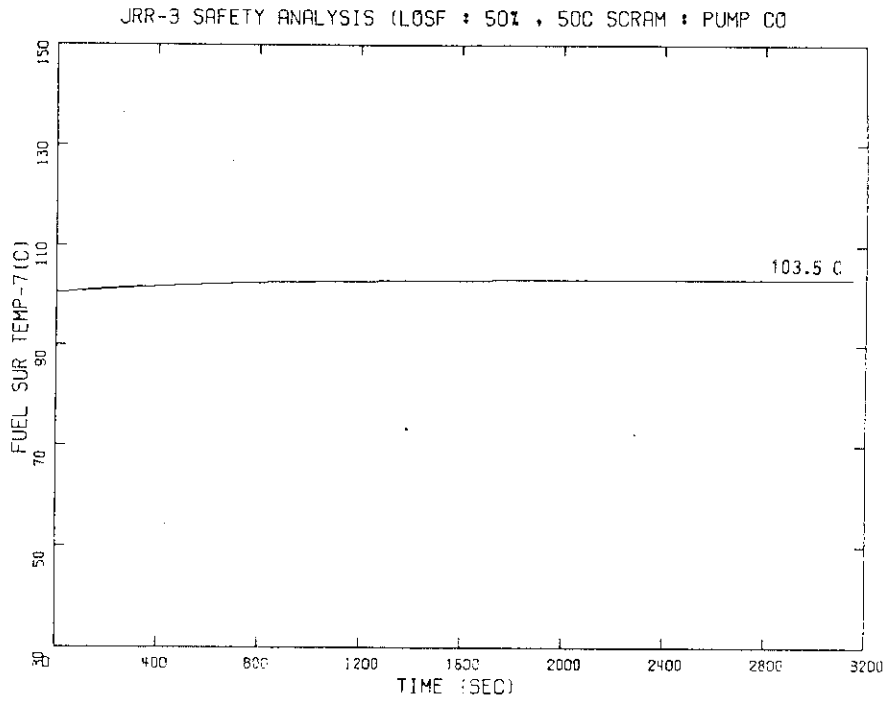


Fig. 6.2.7 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

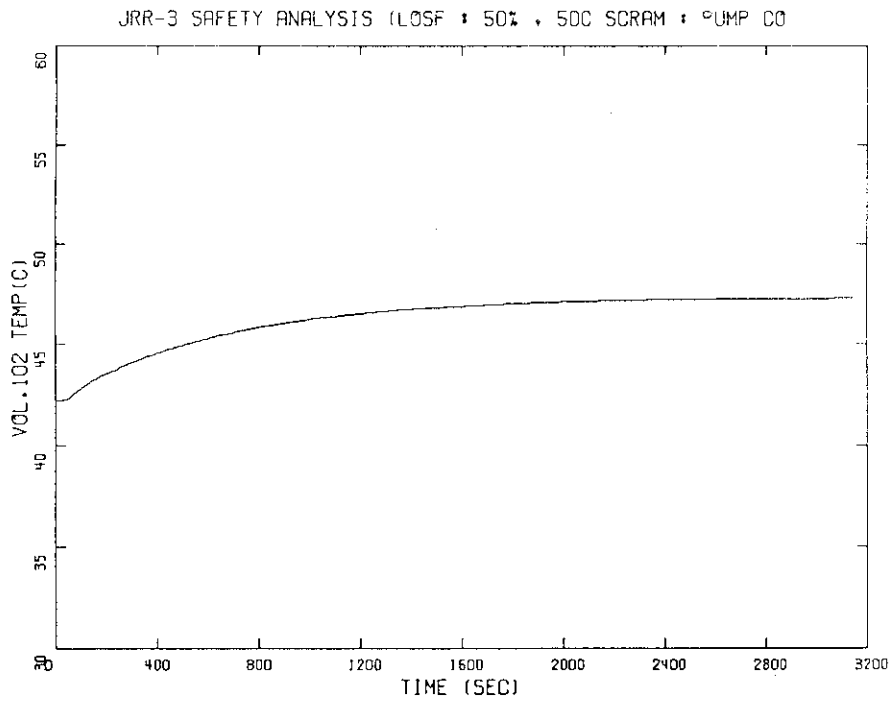


Fig. 6.2.8 PRIMARY COOLANT TEMPERATURE

6.3 商用電源喪失

この過渡変化は定格出力運転中に、送電システムの故障などにより商用電源が喪失し、1次冷却系、2次冷却系の流量喪失が起こり、その結果炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が異常に上昇する恐れのある場合を考える。

6.3.1 解析条件

本解析において以下の解析条件を仮定した。

- (1) 定格出力運転中に商用電源が喪失する。
- (2) 商用電源喪失と同時に1次冷却材主ポンプ2台は駆動力を失い、コストダウン特性に従い停止する。
- (3) 商用電源喪失と同時に2次冷却材ポンプも停止し流量は速やかに減少する。解析上は2次冷却材流量が瞬時に喪失するものとする。
- (4) 制御棒は商用電源喪失により磁気コイルが消磁する事から重力落下し原子炉はスクラムする。解析上は商用電源喪失より0.1秒の遅れをもってスクラム信号を発信し、その後 Fig. 4.2.3.3 に示す反応度挿入曲線に従って原子炉をスクラムさせる事で模擬する。

6.3.2 解析結果

商用電源喪失と同時に、1次冷却材主ポンプ2台は駆動力を失い Fig. 6.3.1 に示すようにコストダウン特性に従って停止する。Fig. 6.3.2 に主及び補助1次冷却系ポンプの出口流量を示す。1次冷却系流量のうち主ポンプを通過する流量は、ポンプが停止する事により減少するが、補助ポンプは主ポンプが停止する事により負荷が軽減し、流量はほぼポンプの定格流量(73.3kg/sec)まで増加する。1次冷却材流量は Fig. 6.3.3 に示すように時刻約30秒まで減少を続け、その後は1次冷却系補助ポンプにより定格流量の約11%(72.4kg/sec)を保ち続けている。

Fig. 6.3.4 に規格化炉出力を、Fig. 6.3.5 にホットスポットの限界熱流束及び燃料表面熱流束を示す。限界熱流束は、炉心流量の減少(Fig. 6.3.6)に伴い低下しているが事故発生とほぼ同時に原子炉がスクラムしているため、表面熱流束は速やかに低下しており、DNBRは Fig. 6.3.7 に示すように通常運転時より若干低下した後は増加している。

ホット・スポットの燃料芯材温度、燃料板表面温度を Fig. 6.3.8, Fig. 6.3.9 に、バルク温度を Fig. 6.3.10 に示す。図からも明らかなように、過渡変化初期にわずかに通常運転時の値を上回るものの、その後は低下し本過渡変化は終結する。

本解析で得られた最小 DNBR は約2.22、燃料芯材最高温度は約107.5°C、燃料表面最高温度は約100.6°C となっており燃料の健全性は十分確保されている。

解析で得られた主要な事象の生起時刻を以下に示す。

<u>事 象</u>	<u>時刻 (秒)</u>
商用電源喪失 (1次冷却材主ポンプ停止, 原子炉スクラム信号発生)	0.0
原子炉スクラム	0.1
最小DNBR発生	0.1

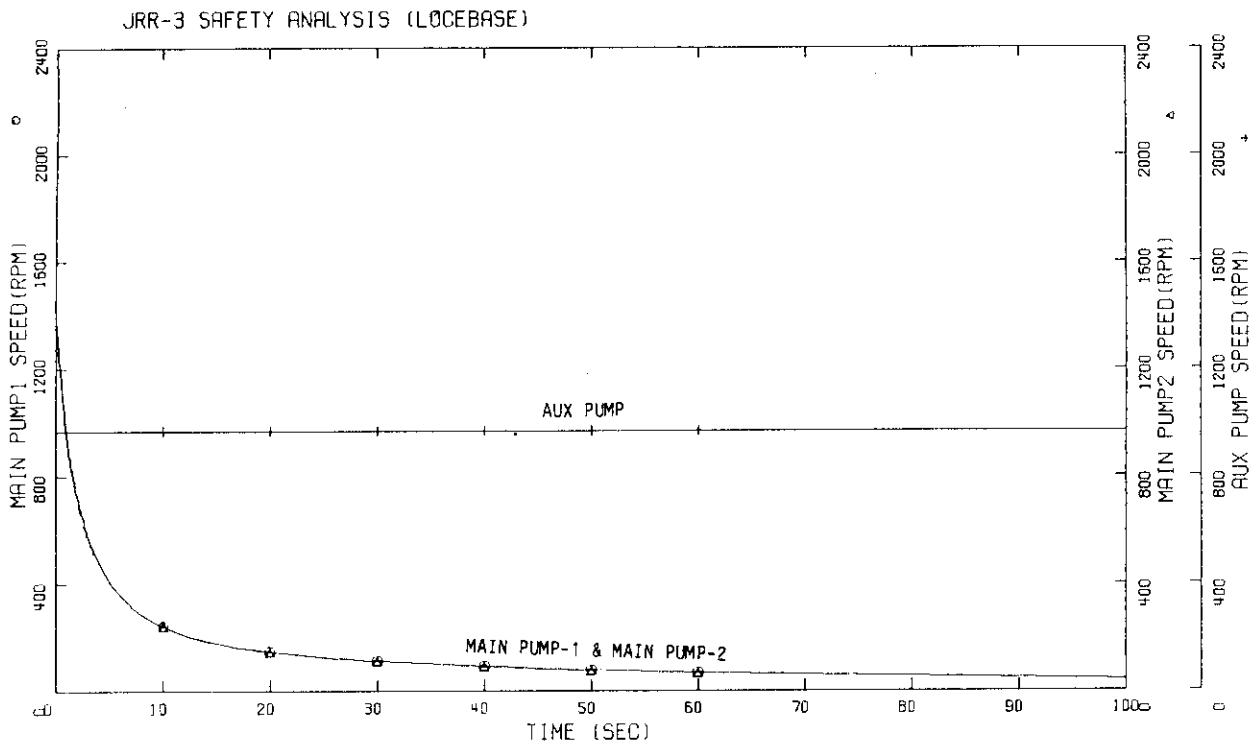


Fig. 6.3.1 PRIMARY COOLANT PUMP SPEED

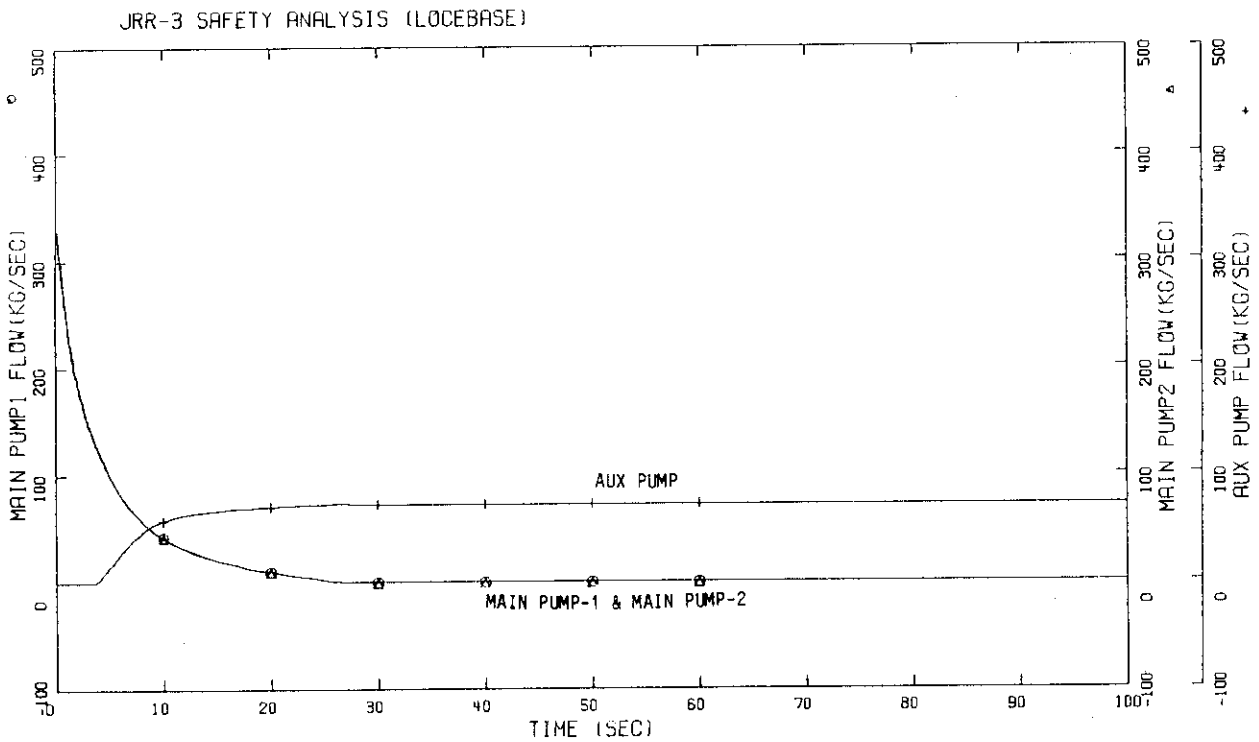


Fig. 6.3.2 PRIMARY COOLANT PUMP DISCHARGE FLOW

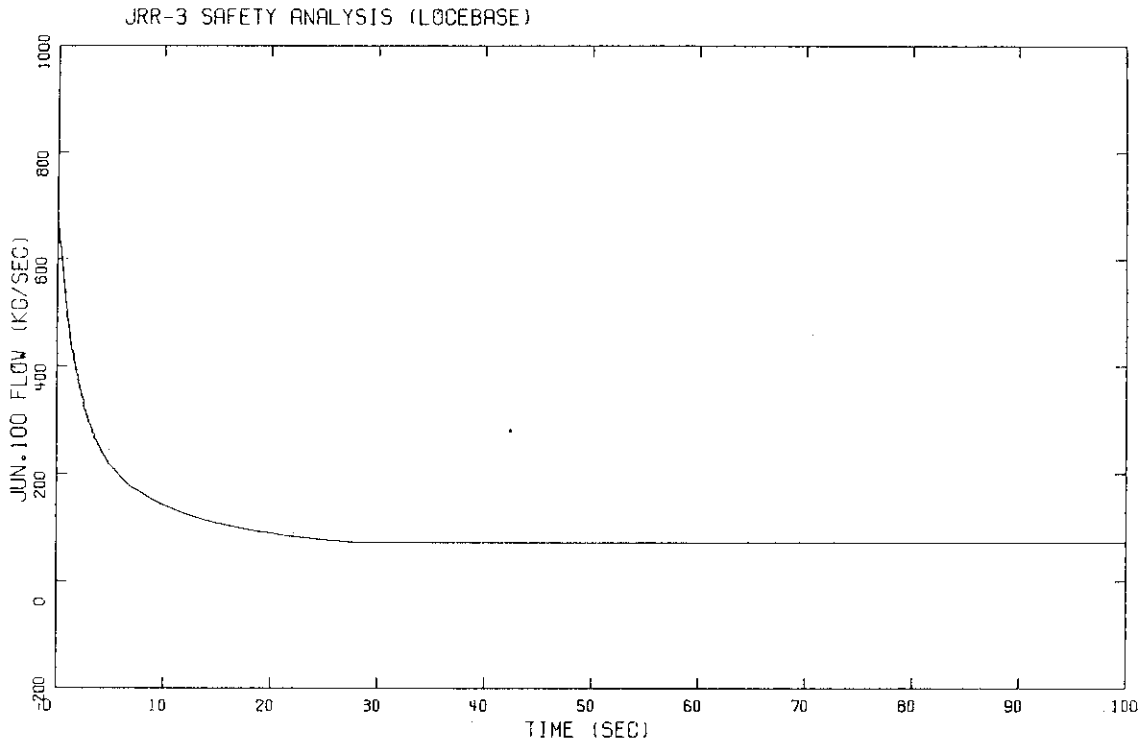


Fig. 6.3.3 PRIMARY COOLANT LOOP FLOW

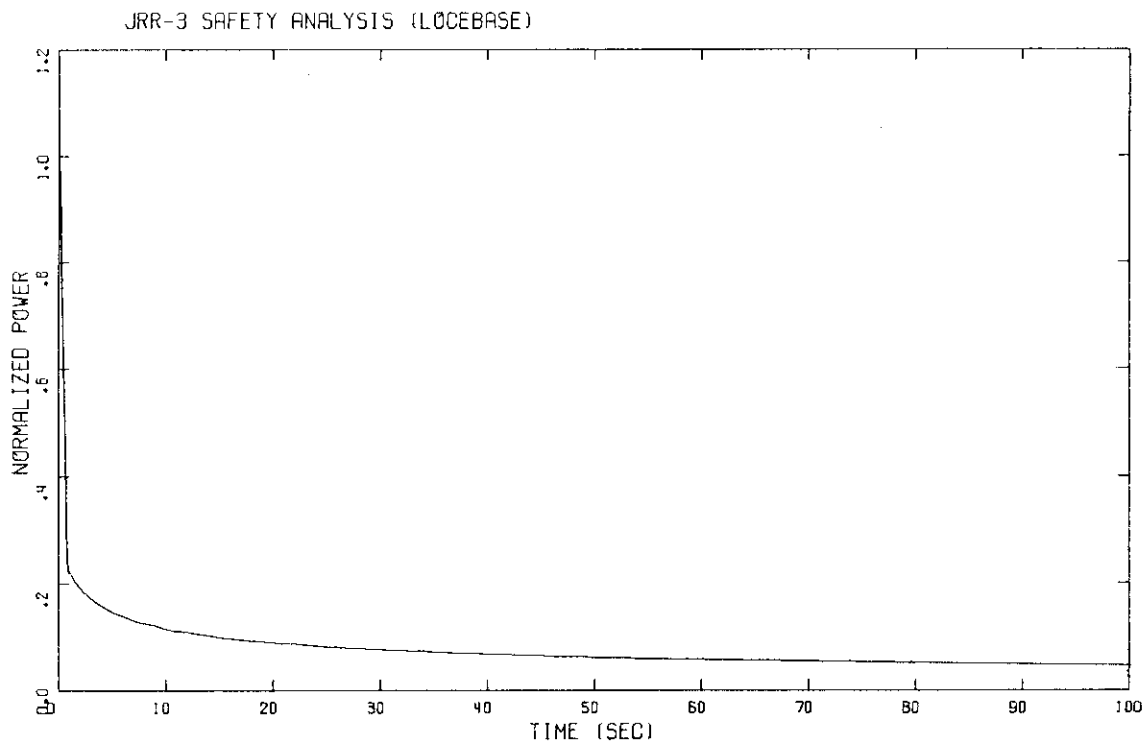


Fig. 6.3.4 NORMALIZED POWER

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCEBASE)

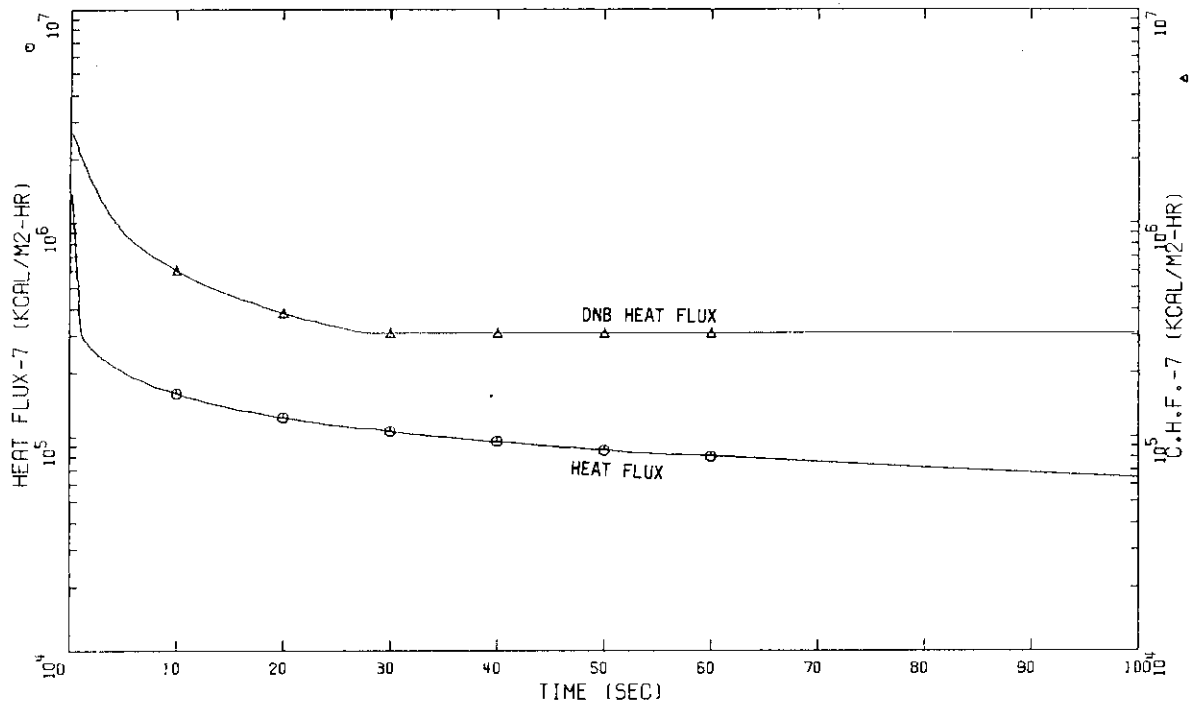


Fig. 6.3.5 FUEL SURFACE HEAT FLUX AND DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCEBASE)

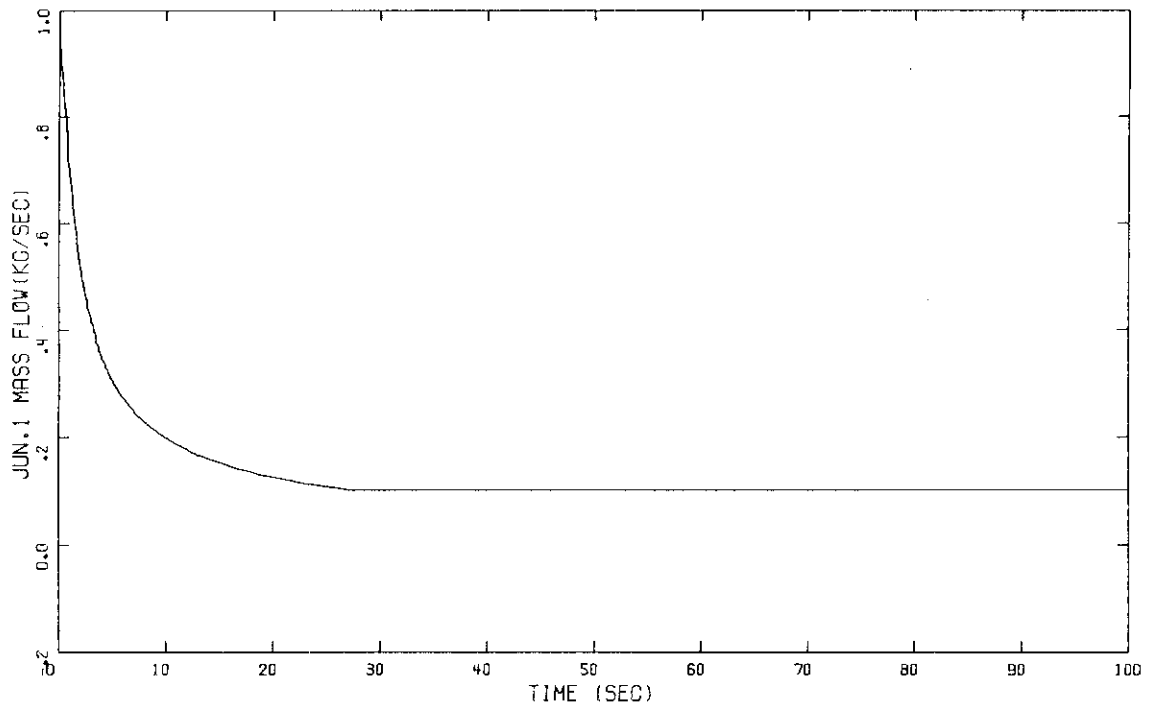


Fig. 6.3.6 HOT-CANNEL FLOW

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCEBASE)

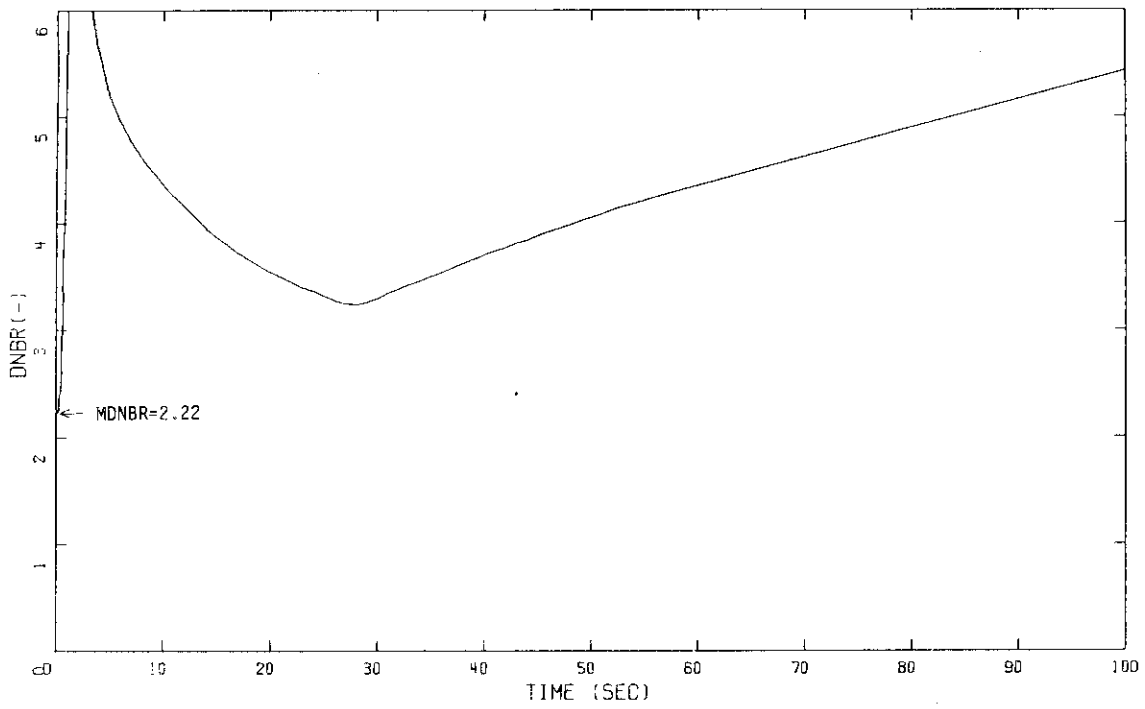


Fig. 6.3.7 DNBR

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCEBASE)

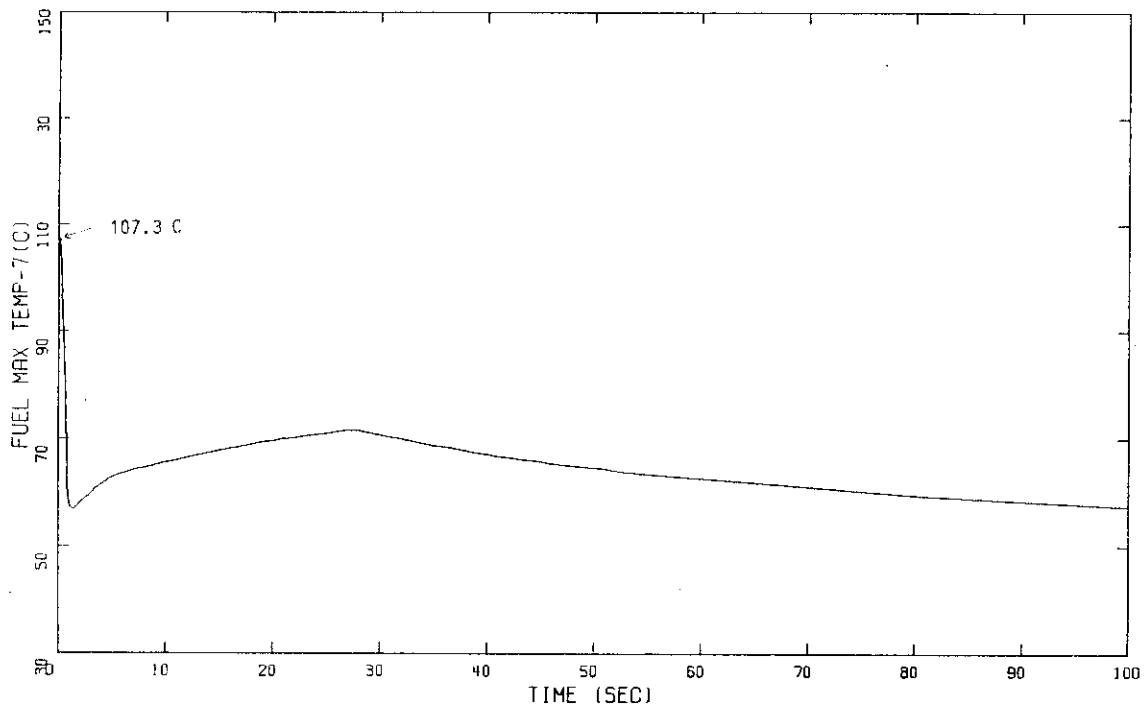


Fig. 6.3.8 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCEBASE)

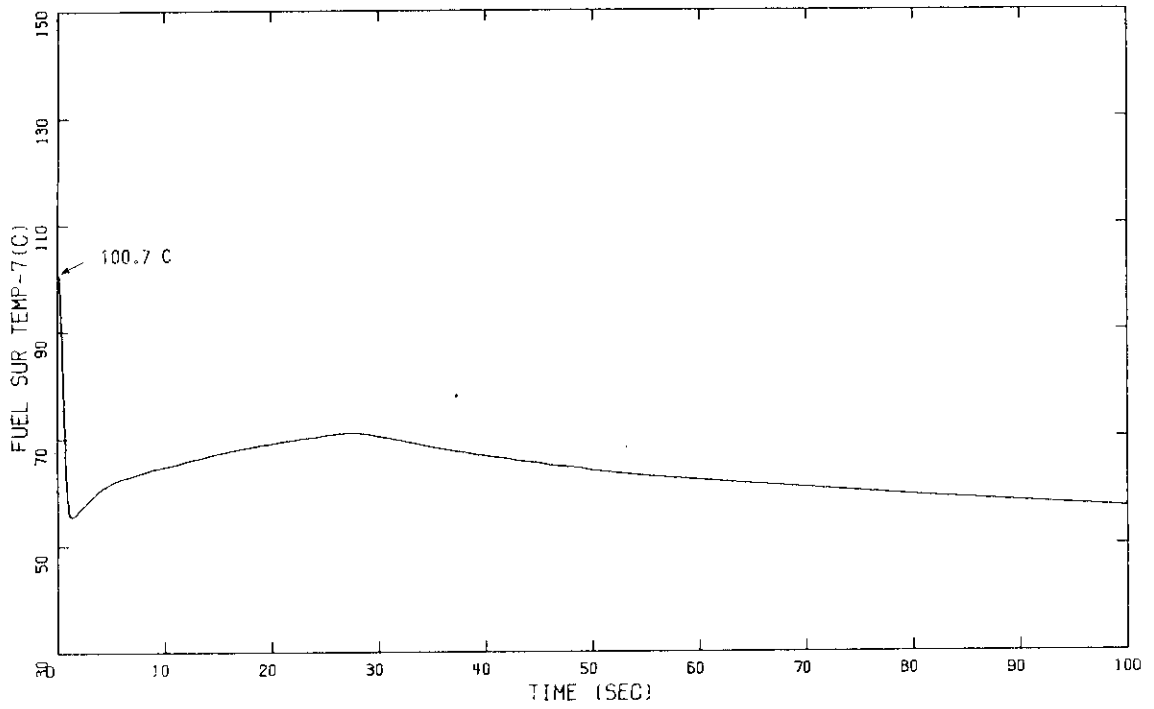


Fig. 6.3.9 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCEBASE)

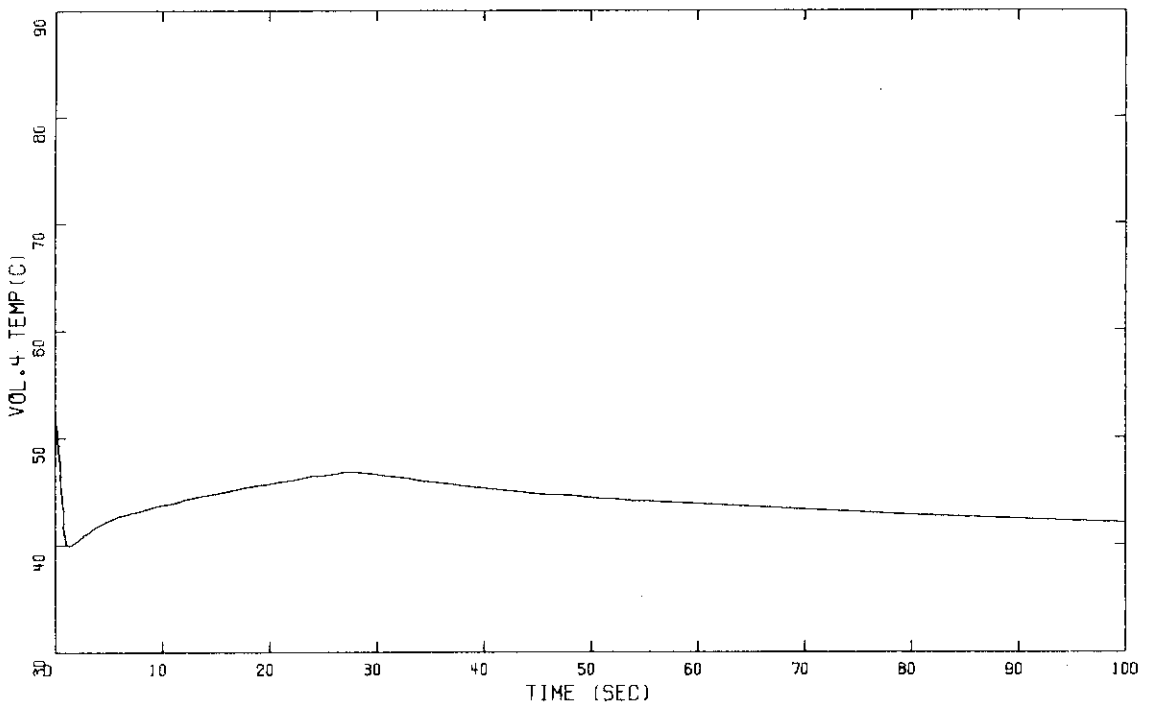


Fig. 6.3.10 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

7. 各種事故のベース・ケース解析結果

原子炉の冷却系ループに関する設計評価用事象のうち、発生頻度が低いものを「事故」とし、

- ① 1次冷却材流出事故
- ② 1次冷却材ポンプ軸固着事故
- ③ 2次冷却材ポンプ軸固着事故

を選定した。本節では、以上ベース3ケースの解析結果について述べる。

7.1 1次冷却材流出事故

この事故は定格出力運転中に1次冷却系配管に亀裂などが発生し、1次冷却材が多量に流出し、炉心の冷却能力が低下し燃料の温度が上昇する事から、炉心に悪影響を及ぼす恐れのある場合を想定する。

7.1.1 解析条件

本解析において以下の解析条件を仮定した。

- (1) 定格出力運転中に1次冷却系配管に漏洩口が瞬時に開口する。
- (2) 漏洩口の位置は主ポンプ入口側 (Fig. 4.2.2.1のジャンクション400) とする。
- (3) 漏洩口の大きさは破壊力学的評価から最大である $Dt/4$ とする。(但し、 D : 配管の外径、 t : 配管の肉厚)
- (4) 事故発生と同時に1次冷却材主ポンプの停止を仮定するため1次冷却材流量はコースト・ダウン特性に従い減少する。
- (5) 原子炉スクラム信号は、1次冷却系熱交換器下流側の1次冷却材流量が、定格の85%を下回った時点より0.4秒の遅れをもって発信される。
- (6) 原子炉は、原子炉スクラム信号発信後 Fig. 4.2.3.3に示す反応度挿入曲線に従ってスクラムする。
- (7) 原子炉プール水位が、定格水位より3m低下した時点で「原子炉プール水位低低」の信号が発信され、自然循環弁が開放を開始する。この開動作は信号発信後0秒から開始され、全開まで20秒間要するものとする。
- (8) 原子炉プール水位が定格水位より4.37m低下した時点でサイフォン・ブレイクが確立し、炉プールからの1次冷却材の流出は止まる。

7.1.2 解析結果

Fig. 7.1.1に漏洩口よりの流出流量を示す。流出流量は破断後約4秒で22.0 kg/secに達し、その後炉プール水位の低下に従い1次冷却系の圧力が低下するため徐々に減少していく。炉プール水位は Fig. 7.1.2に示すように1次冷却材の流出に伴い低下していき、事故発生から約53分後

に定格水位-3mの「炉プール水位低低」信号発信水位に達し、又約80分後には定格水位-4.37mのサイフォン・ブレイク確立水位に達している。サイフォン・ブレイクが確立されると、炉プールからの1次冷却材の流出は止まり炉プールは流動的に隔離された状態となり、炉プール水位の低下は止る。

1次冷却系ポンプ出口の流量をFig. 7. 1. 3に示す。主ポンプ2台は、事故発生と同時に停止するため1次冷却材流量はコースト・ダウン特性に伴い減少している。反面、補助ポンプの流量は主ポンプ停止により負荷が軽減する事によりほぼポンプの定格流量にまで増加する。Fig. 7. 1. 4にホット・チャンネル入口流量を示す。1次冷却材主ポンプの停止により流量は急激に減少し、事故発生から約25秒後からは、1次冷却系補助ポンプ及び漏洩口よりの流出流により通常運転時の約14%の流量が保たれている。事故後約53分に「炉プール水位低低」の信号が発信される事により自然循環弁が開くため炉心をバイパスする流れが生じ炉心入口流量は若干低下している。その約27分後に炉プールが隔離され、炉心流量の駆動力が消失する事から炉心流量は急激に減少し炉心部の加熱による上昇駆動力と炉心バイパス及び自然循環弁からの冷却水により流れは逆転し自然循環流が確立されることにより炉心は冷却される。

ホット・スポットのDNBRは、Fig. 7. 1. 5に示すように事故発生直後に約1.8の最小値となる。これはFig. 7. 1. 4に示した流量の低下により限界熱流束が下がる事（Fig. 7. 1. 6）と、スクラム遅れのため炉出力が低下せず（Fig. 7. 1. 7）燃料表面熱流束が高いためである。その後は原子炉スクラムによる炉出力の低下により表面熱流束が下がる事からDNBRは一旦約6.1まで上昇する。炉心流量が、ポンプのコースト・ダウンにより低下し続けるため、DNBRは再び低下し主1次冷却材ポンプの流量が零となる付近で、約3.94となる。その後は炉心流量がFig. 7. 1. 4に示したように確保され、又炉出力はFig. 7. 1. 7に示したように崩壊熱曲線に従って低下していくため、DNBRは増加していく。その後DNBRは炉プール隔離により流量が低下し自然循環に移行する時点で再び減少するが、炉出力が十分に低下しているため初期定常値を下回る事はない。

ホット・スポットのバルク水温、燃料芯材温度、燃料板表面温度をFig. 7. 1. 8, 7. 1. 9, 7. 1. 10に示す。図から明らかなように、事故直後に最高値に達した後、原子炉スクラムにより低下する。その後時刻53分頃に自然循環弁が開放される事により、炉心流量が低下し燃料板温度は若干上昇している。時刻80分頃の炉プール隔離により温度は急激に上昇し、流れが逆転する付近で2度目のピークを向える。その後は、自然循環流による炉心冷却が確立される事により、徐々に温度は低下していき本事故は終結する。

本解析で得られた最小DNBRは約1.8、燃料芯材最高温度は約118.4℃、燃料板表面最高温度は約112.1℃となり、燃料の健全性は十分確保されていると考えられる。

以下に本解析で得られた主要な事象の生起時刻を示す。

<u>事 象</u>	<u>時刻 (秒)</u>
漏洩口開口	0.0
1次冷却材主ポンプ停止	0.0
原子炉スクラム信号発信	0.7
原子炉スクラム	1.1
最小DNBR発生	1.2
自然循環弁開放開始	3167.5
炉プール隔離	4815.1

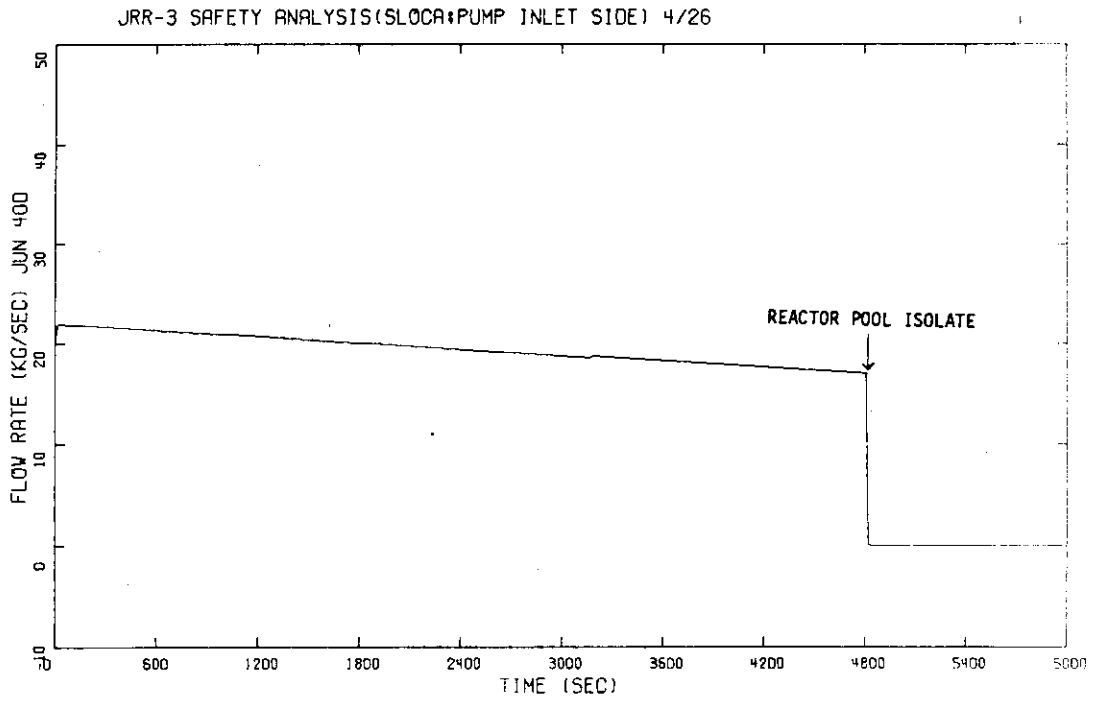


Fig. 7.1.1 BREAK FLOW

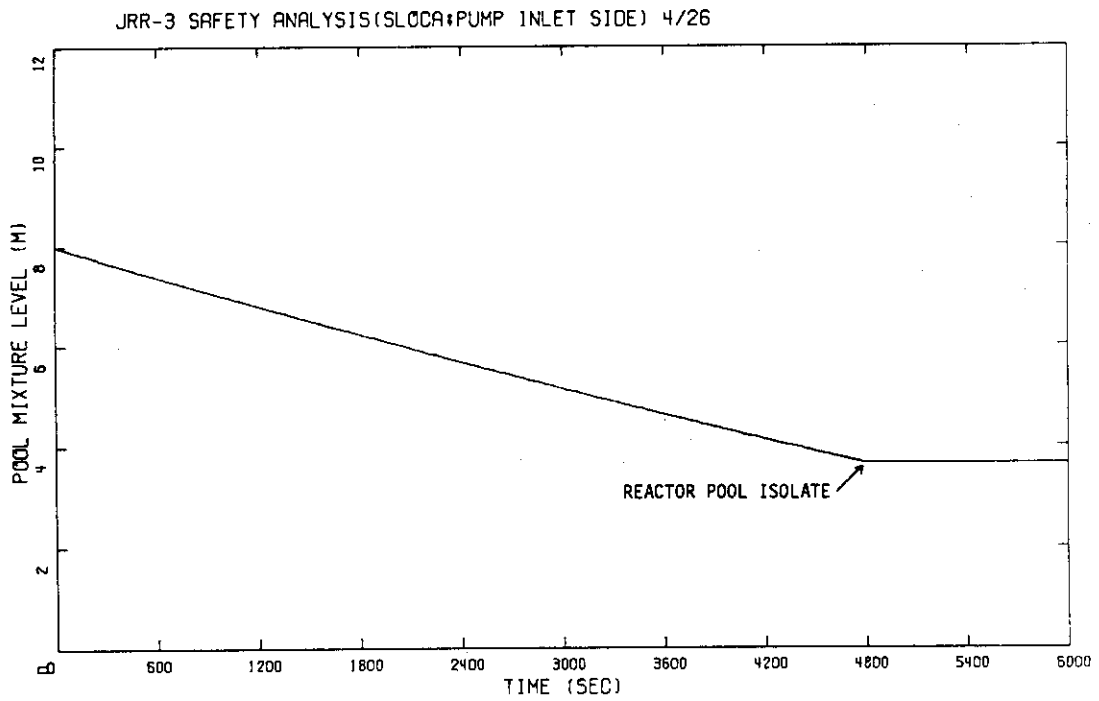


Fig. 7.1.2 REACTOR POOL MIXTURE LEVEL

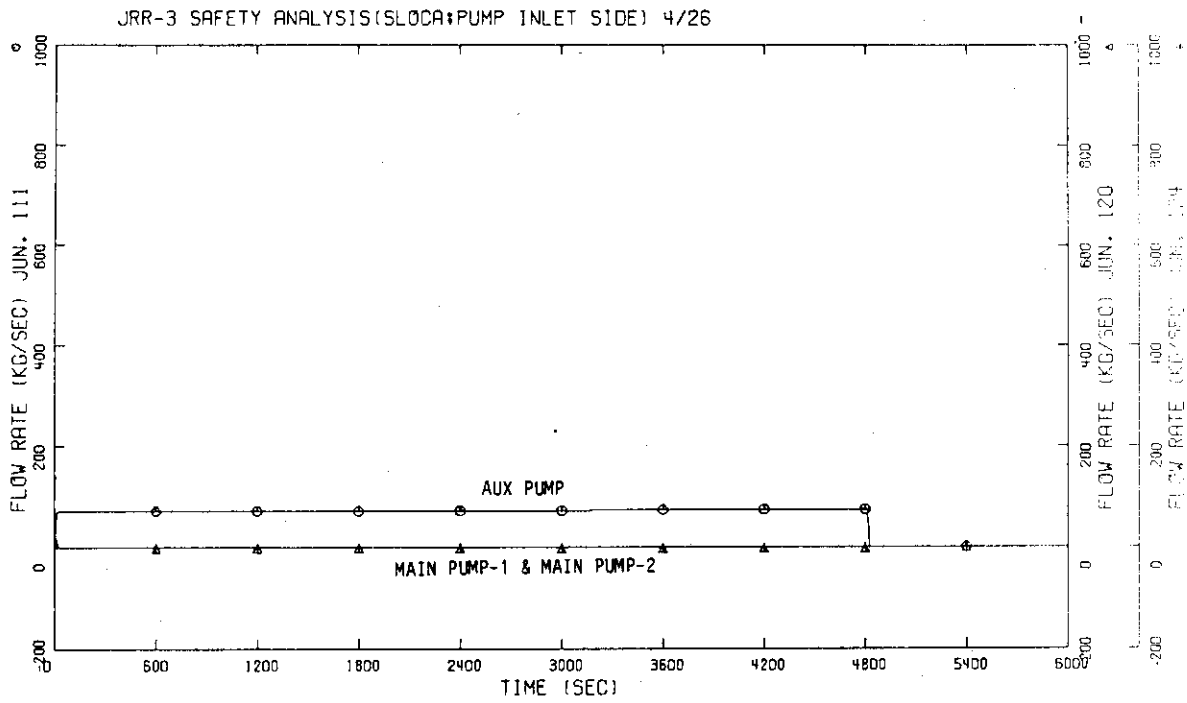


Fig. 7.1.3 PRIMARY COOLANT PUMP DISCHARGE FLOW

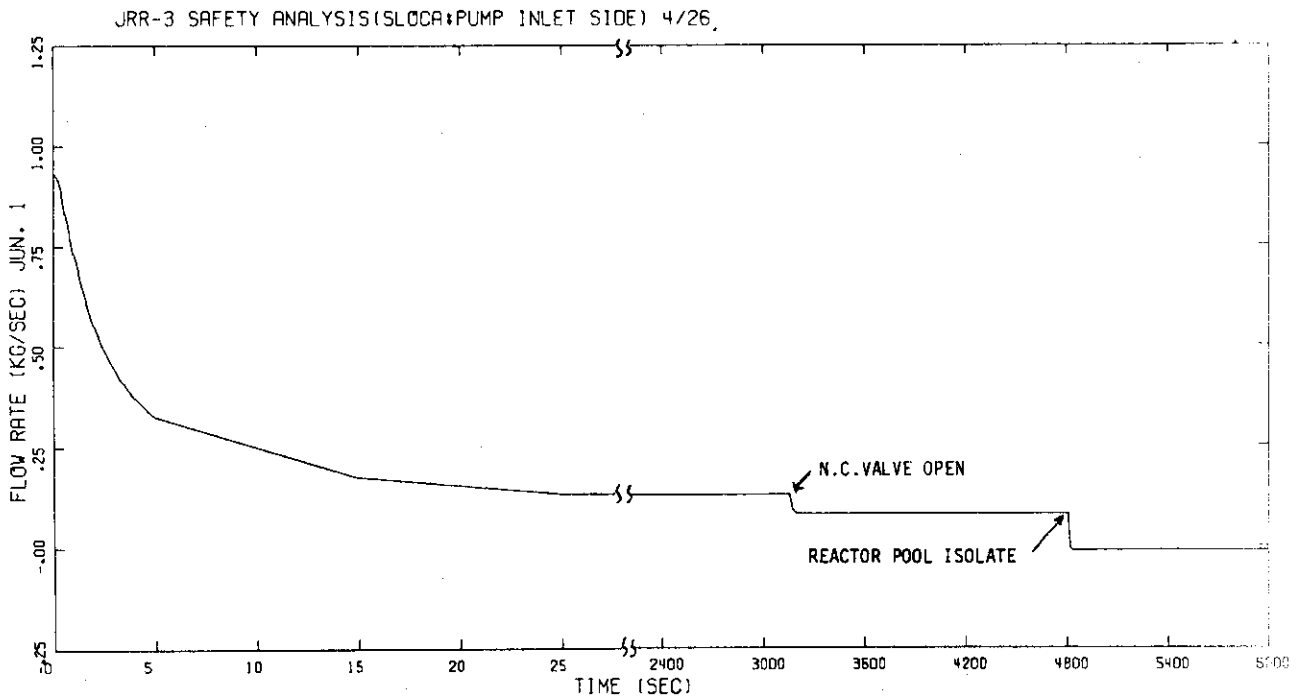


Fig. 7.1.4 HOT-CHANNEL FLOW

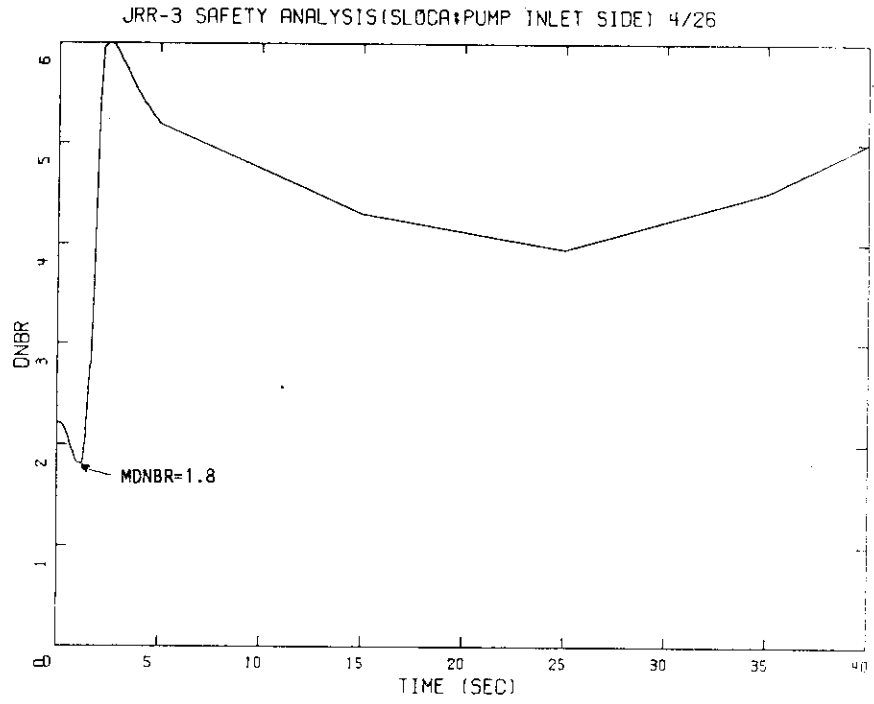


Fig. 7.1.5 DNBR

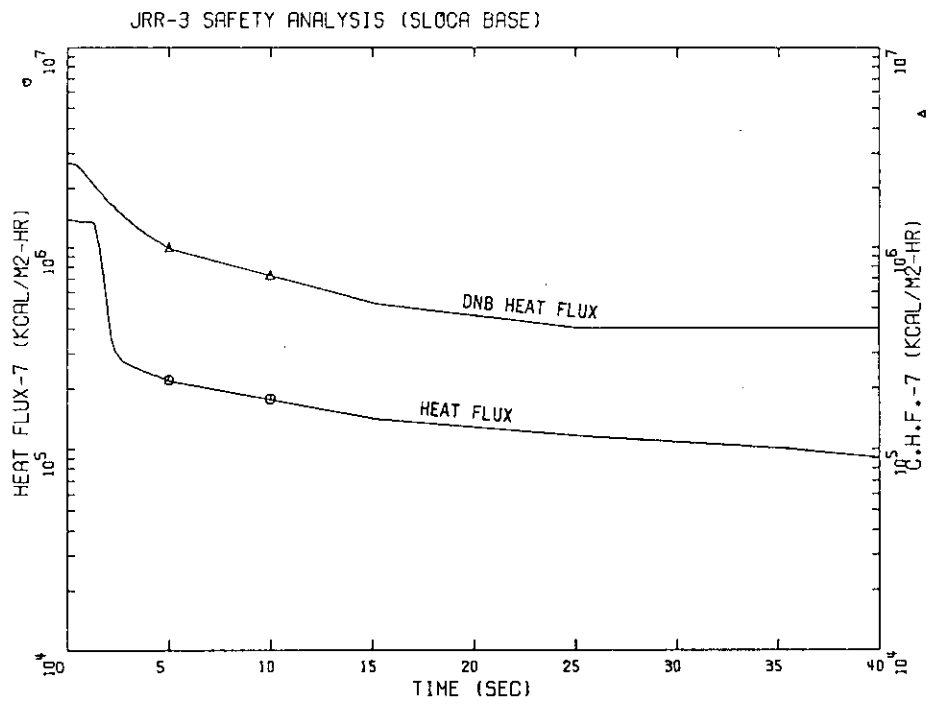


Fig. 7.1.6 FUEL SURFACE HEAT FLUX AND DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

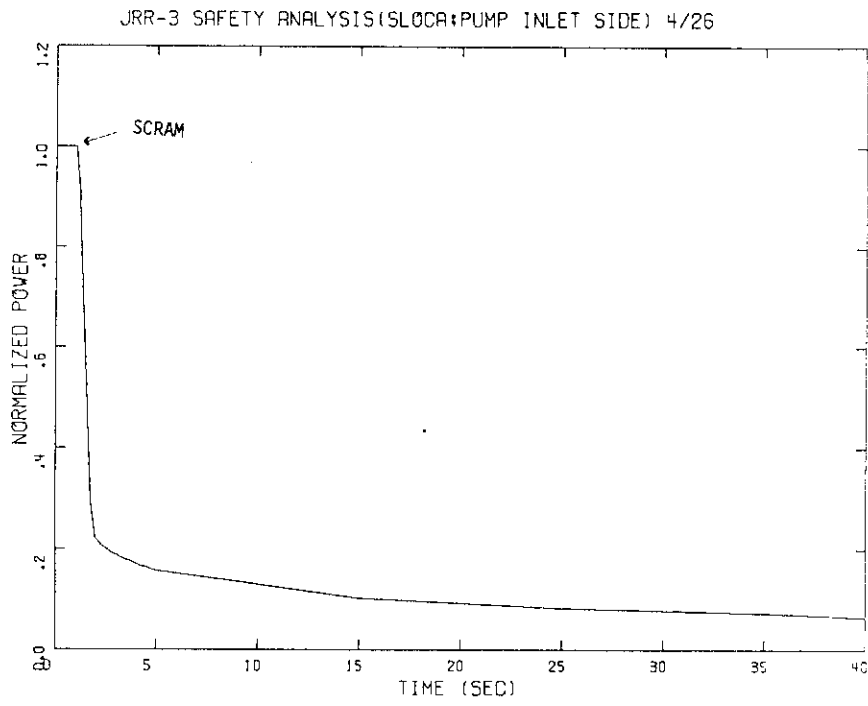


Fig. 7.1.7 NORMALIZED POWER

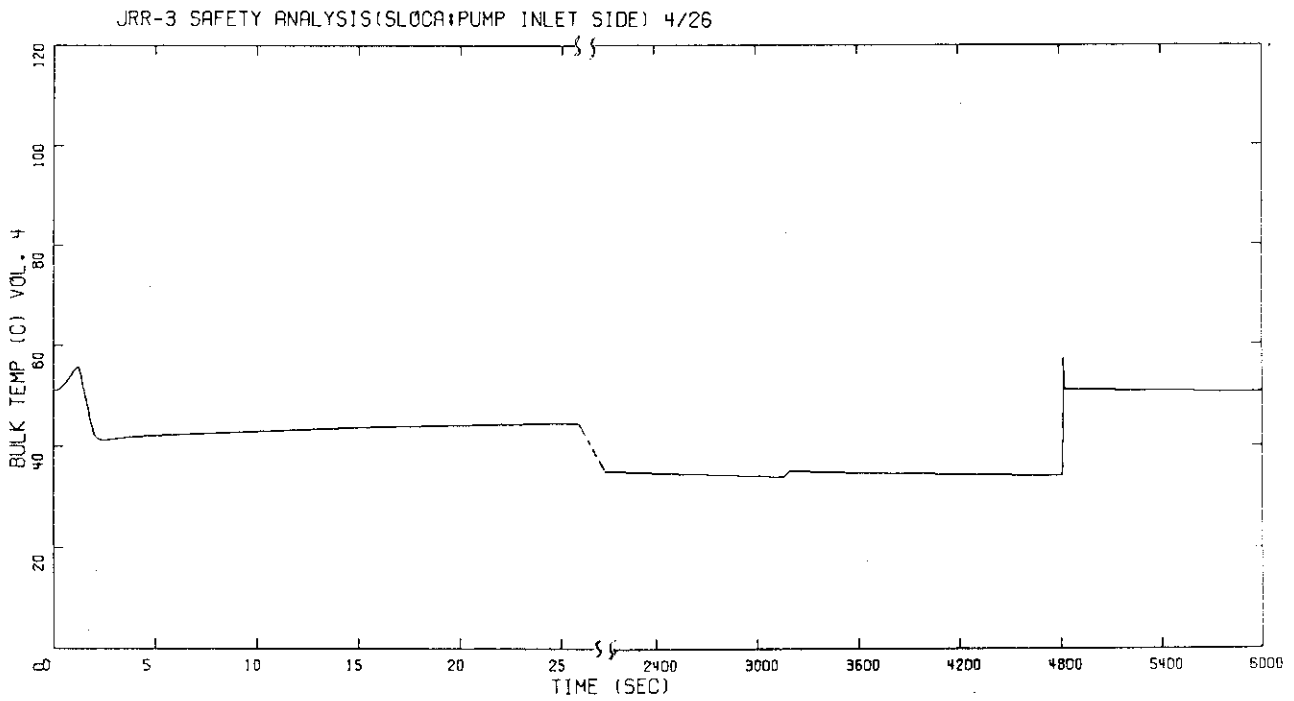


Fig. 7.1.8 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

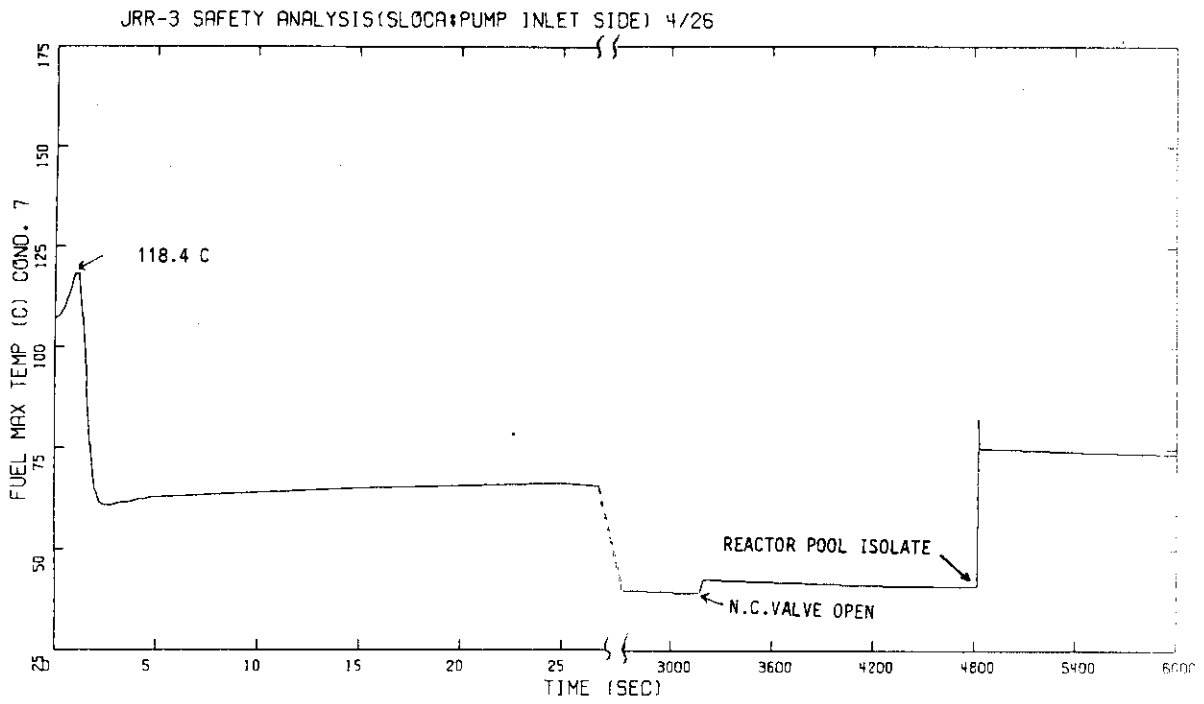


Fig. 7.1.9 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

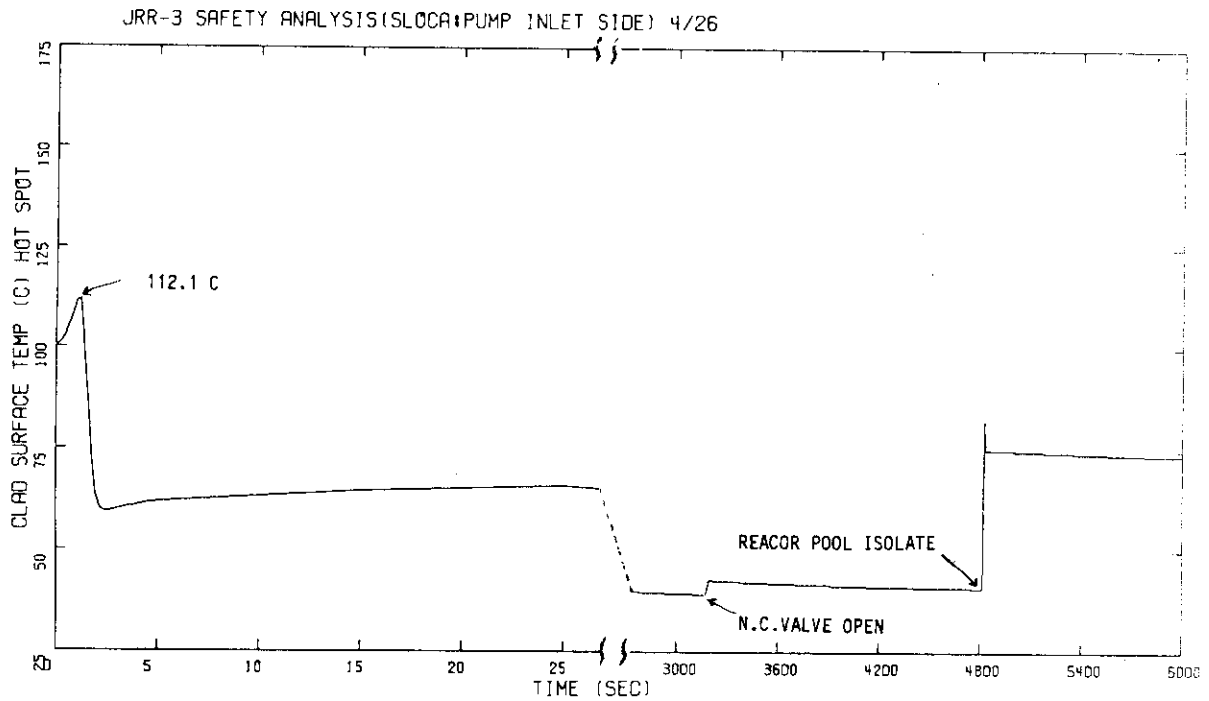


Fig. 7.1.10 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

7.2 1次冷却材ポンプ軸固着事故

この事故は原子炉定格出力運転中に、何らかの要因で1台の1次冷却材主ポンプの回転軸が瞬間的に固着することにより1次冷却材の流量が減少し、その結果炉心の冷却能力の低下によって燃料温度の急激な上昇を起こす恐れのある場合を想定する。

7.2.1 解析条件

本解析において以下の解析条件を仮定した。

- (1) 定格出力運転中に1台の1次冷却材主ポンプの回転軸が瞬時に固着する。
- (2) 原子炉スクラム信号は、1次冷却系熱交換器下流側の1次冷却材流量が、定格の85%を下回った時点より0.4秒の遅れをもって発信される。
- (3) 原子炉は、原子炉スクラム信号発信後 Fig. 4.2.3.3 に示す反応度挿入曲線に従ってスクラムする。

なお THYDE-P で行った解析では現実的に原子炉スクラム信号はポンプ軸固着による電流異常により発信されるという条件になっているが、本解析では1次冷却材の流量低下と同様の(2)のスクラム条件を用いる。

7.2.2 解析結果

主及び補助1次冷却材ポンプの回転数は Fig. 7.2.1 に示すように軸固着するポンプの回転数は瞬時に零となっている。Fig. 7.2.2 は1次冷却材ポンプの出口流量を示している。軸固着するポンプの流量は急激に減少し、他の主ポンプの流量は通常運転時の約130%にまで増加する。1次冷却系熱交換器下流側の流量は Fig. 7.2.3 に示すように、事故発生と同時に急激に減少し約0.2秒で定格の85%まで減少する。これにより、1次冷却材流量低のスクラム信号が発信され、0.4秒の遅れをもって原子炉はスクラムする事から、Fig. 7.2.4 に示すように炉出力は低下する。

炉心ホット・チャンネル入口流量を Fig. 7.2.5 に示す。事故により急激に流量が減少し、そのためホット・スポットの限界熱流束は Fig. 7.2.6 に示すように低下する。表面熱流束は原子炉スクラムまではほぼ定格値を保つ事から DNBR は Fig. 7.2.7 に示すように、事故直後に約1.57 の最小値となりその後、原子炉スクラムに伴う炉出力の速やかな低下と、炉心流量が確保されている事により上昇する。

ホット・スポットの燃料芯材温度及び燃料板表面温度を Fig. 7.2.8, Fig. 7.2.9 に示す。ともにホット・チャンネルの流量低下に伴う、熱伝達率の低下 (Fig. 7.2.10), バルク温度の上昇 (Fig. 7.2.11) により上昇し、DNBR が最小に達するのと同時刻の0.6秒にそれぞれ約125.6°C, 118.8°C の最高温度に達する。その後は原子炉スクラムによる炉出力の低下により、温度は下がり、本事故は終結する。

本解析結果は事故の判断基準のみならず、運転時の異常な過渡変化の判断基準を十分満足しており、炉心は損傷に至る事はないと考えられる。

以下に本解析で得られた主要な事象の生起時刻を示す。

<u>事 象</u>	<u>時刻 (秒)</u>
1次冷却材主ポンプ1台停止	0.0
原子炉スクラム信号発信	0.2
原子炉スクラム	0.6
最小 DNBR 発生	0.6

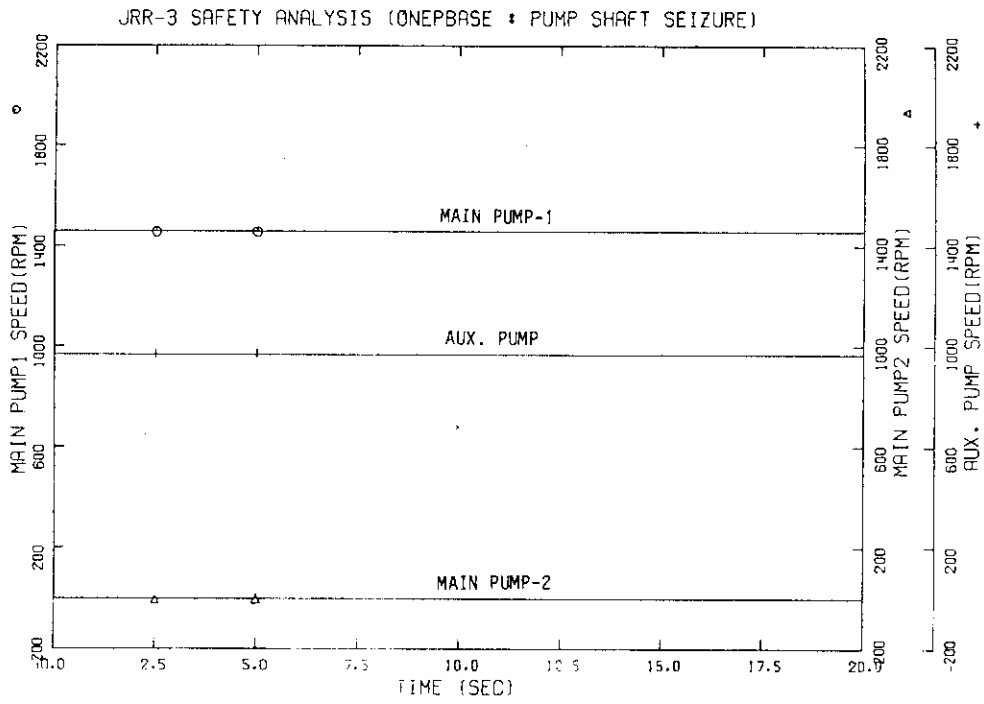


Fig. 7.2.1 PRIMARY COOLANT PUMP SPEED

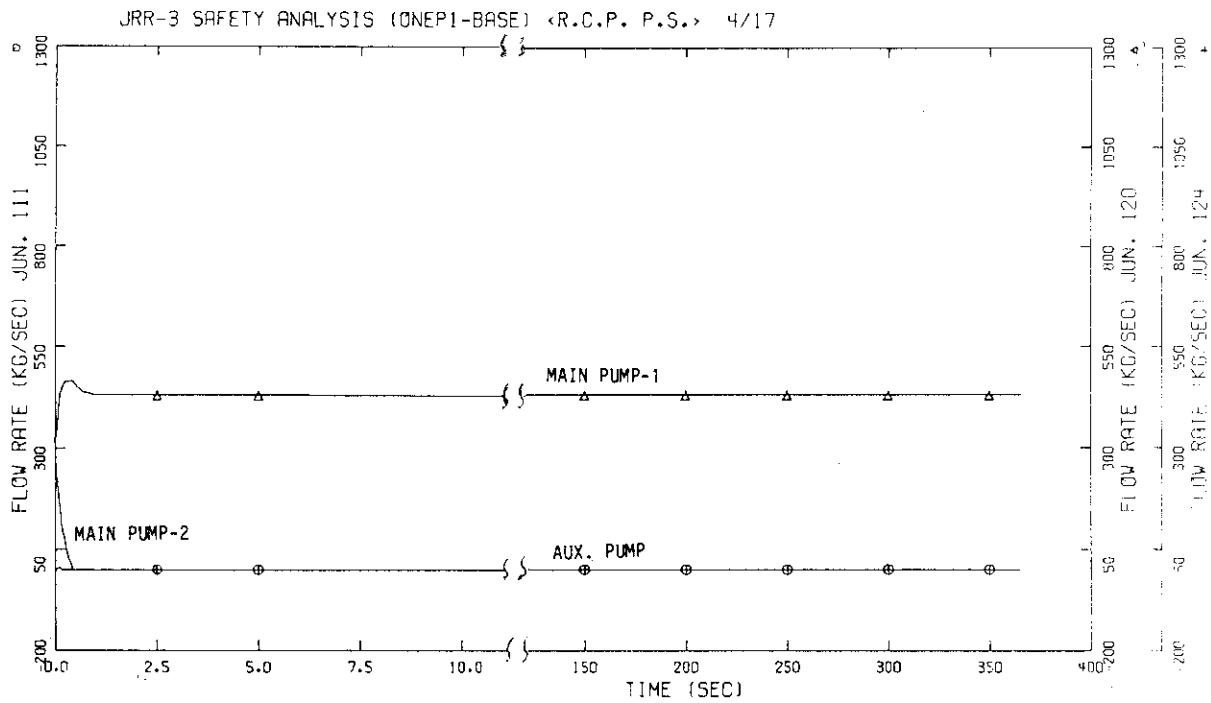


Fig. 7.2.2 PRIMARY COOLANT PUMP DISCHARGE FLOW

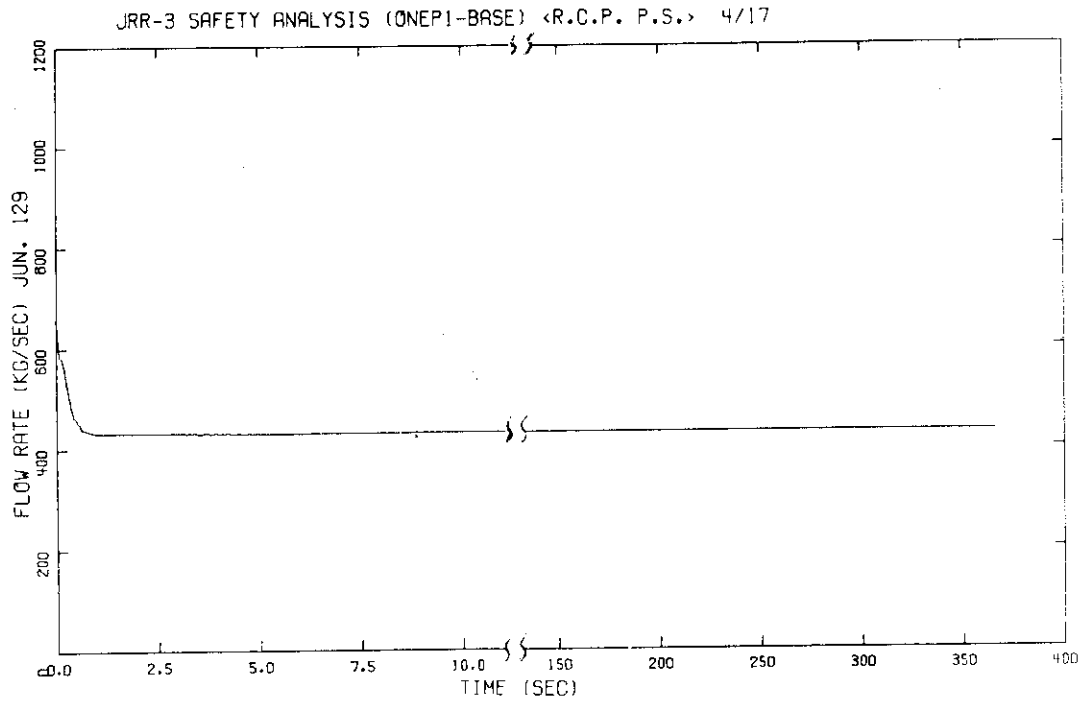


Fig. 7.2.3 PRIMARY COOLANT LOOP FLOW

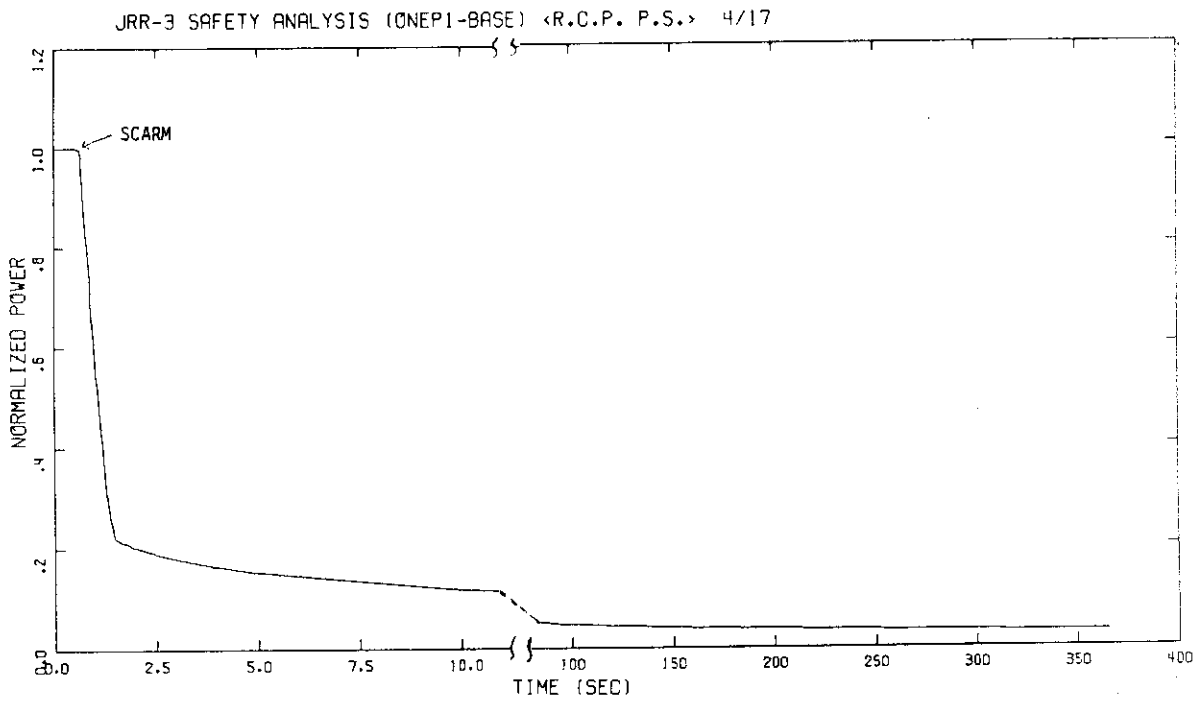


Fig. 7.2.4 NORMALIZED POWER

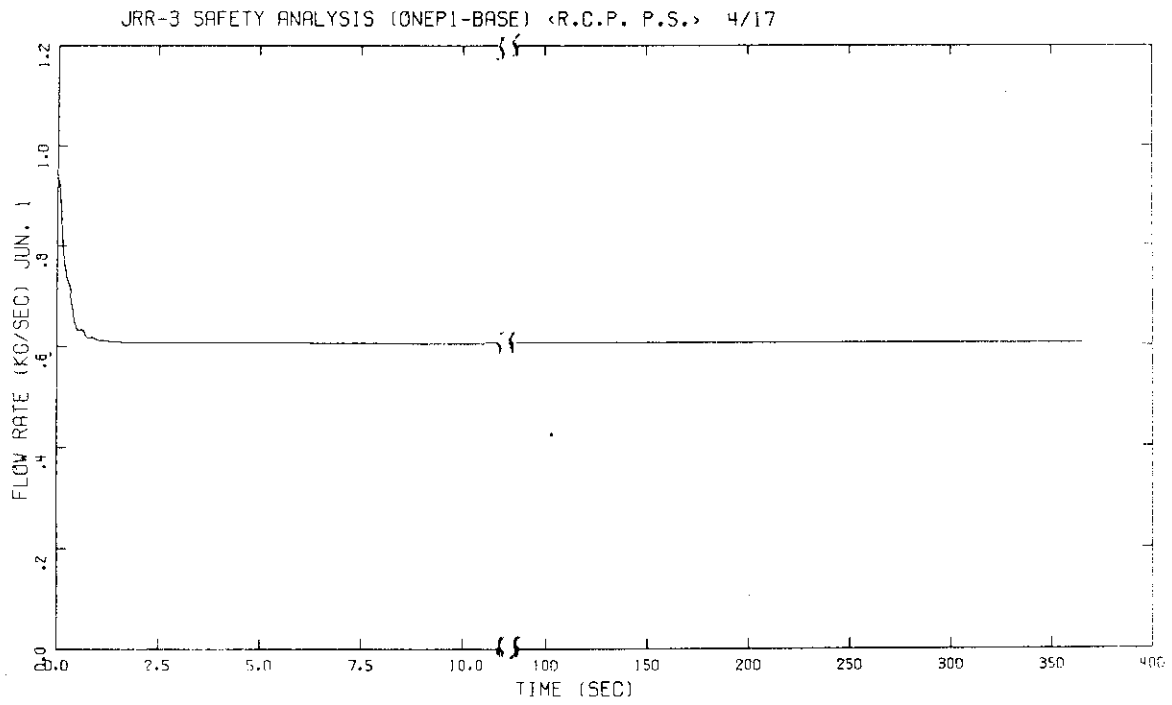


Fig. 7.2.5 HOT-CHANNEL FLOW

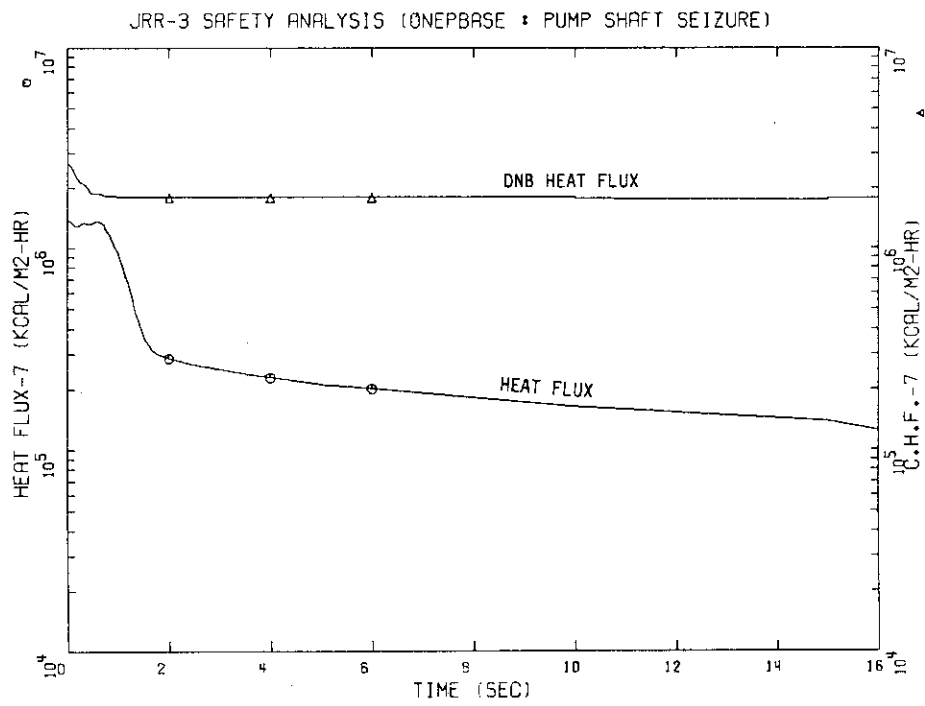


Fig. 7.2.6 FUEL SURFACE HEAT FLUX AND DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

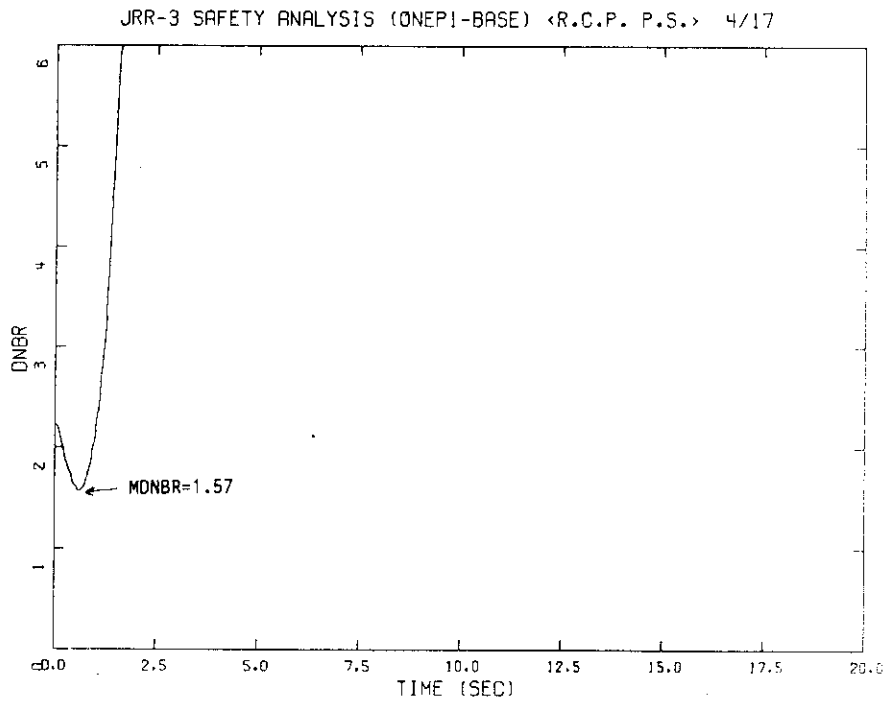


Fig. 7.2.7 DNBR

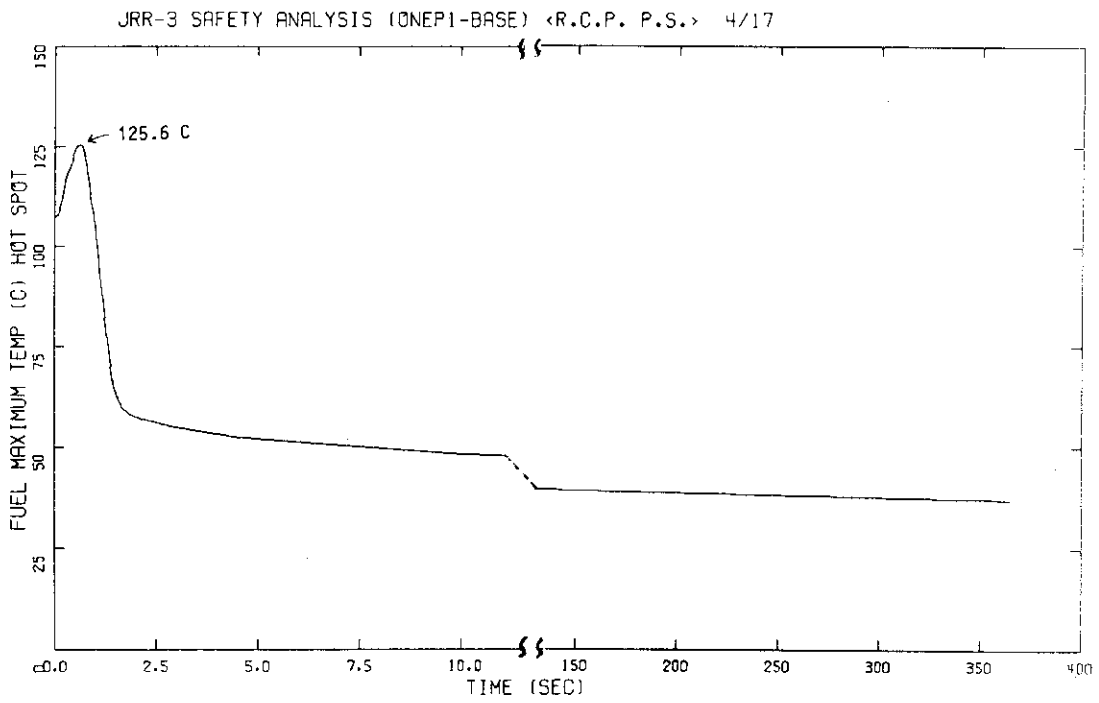


Fig. 7.2.8 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

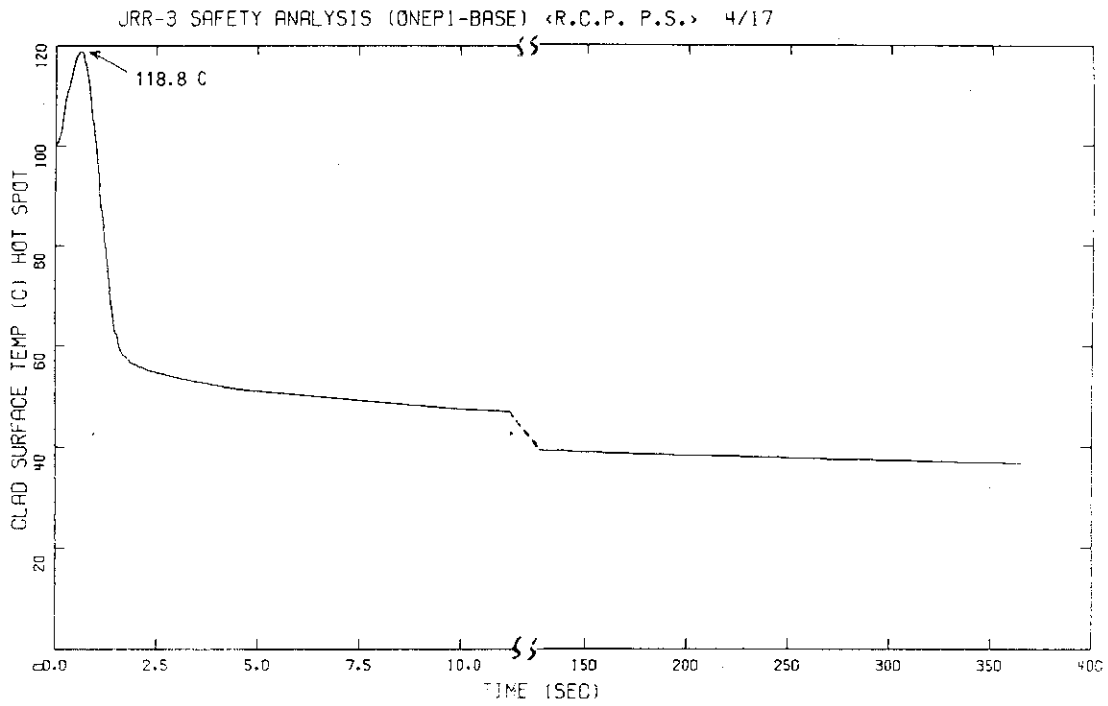


Fig. 7.2.9 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

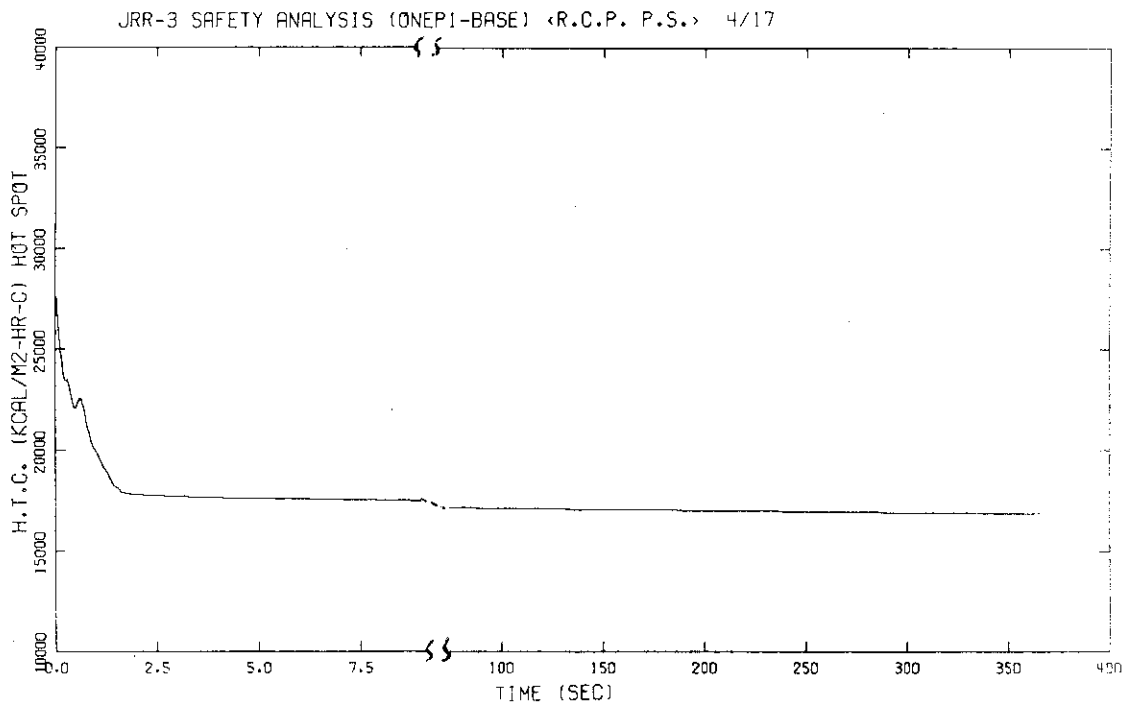


Fig. 7.2.10 HEAT TRANSFER COEFFICIENT (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (ONEPI-BASE) <R.C.P. P.S.> 4/17

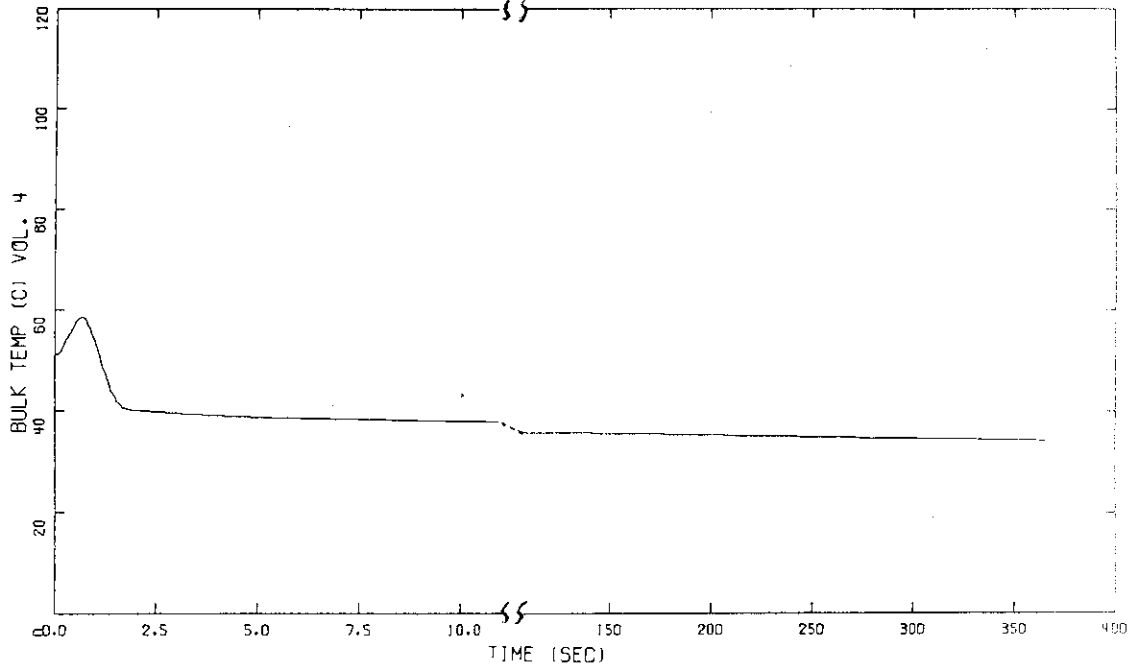


Fig. 7.2.11 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

7.3 2次冷却材ポンプ軸固着事故

この事故は定格出力運転中に何らかの要因で、1台の2次冷却材ポンプの回転軸が固着し、2次冷却材流量が減少する事によって1次冷却材温度が上昇し、炉心の冷却能力低下を引き起す恐れのある場合を想定する。

7.3.1 解析条件

本解析において以下の解析条件を仮定した。

- (1) 定格出力運転中に2次冷却材ポンプ1台の回転軸が瞬時に固着する。
- (2) 2次冷却材ポンプ1台の停止により、2次冷却材の流量は定格の約70%程度になるが、本解析では厳しめに定格の50%まで瞬時に低下するものとした。
- (3) 原子炉スクラム信号は、サイフォン・ブレイク弁下流側での、1次冷却材温度が50°Cに達した時点より40.0秒の遅れをもって発信される。
- (4) 原子炉は、原子炉スクラム信号発信後 Fig. 4.2.3.3 に示すスクラム反応度挿入曲線に従ってスクラムする。

7.3.2 解析結果

2次冷却系流量の低下に伴い、Fig. 7.3.1 に示すように熱交換器による1次冷却系からの除熱量が低下するため、1次冷却材の水温は徐々に上昇している。炉心入口（炉プール）の冷却材温度が Fig. 7.3.2 に示すように上昇する事により、炉心入口のサブクール度が小さくなるため、限界熱流束は低下する（Fig. 7.3.3）。表面熱流束はほとんど変化しない事から、DNBR は Fig. 7.3.4 に示すように低下している。

ホット・スポット位置でのバルク温度は、炉心入口冷却材温度が上昇した事により、Fig. 7.3.5 に示すように約5.1°C 上昇する。燃料芯材温度、燃料板表面温度を Fig. 7.3.6, Fig. 7.3.7 に示す。バルク温度が上昇した事によりそれぞれの温度も上昇するが、Fig. 7.3.8 に示すように熱伝達が若干よくなるため、（DITTUS-BOELTER の相関式の場合、流速一定でバルク温度が40°Cから50°Cに上昇すると、熱伝達率は約4%増す。）燃料温度は約2.9°C 通常運転時よりも高くなるのみである。

1次冷却材の温度が初期定常値より約5°C 上昇した時点で、1次冷却系と2次冷却系の熱収支がとれ、系はバランスする。従ってサイフォン・ブレイク弁下流側の1次冷却材温度は Fig. 7.3.9 に示すように約47°C に上昇するのみで、スクラム設定温度の50°Cには達せず事故は終結する。

本事故での最小 DNBR は約2.07、燃料芯材最高温度は約110.3°C、燃料板表面温度は約103.5°Cであり、燃料の健全性は十分確保されていると考えられる。

以下に本解析で得られた主要な事象の生起時刻を示す。

事 象	時刻 (秒)
2次冷却材ポンプ1台停止	0.0
定常状態に収束	2800.0

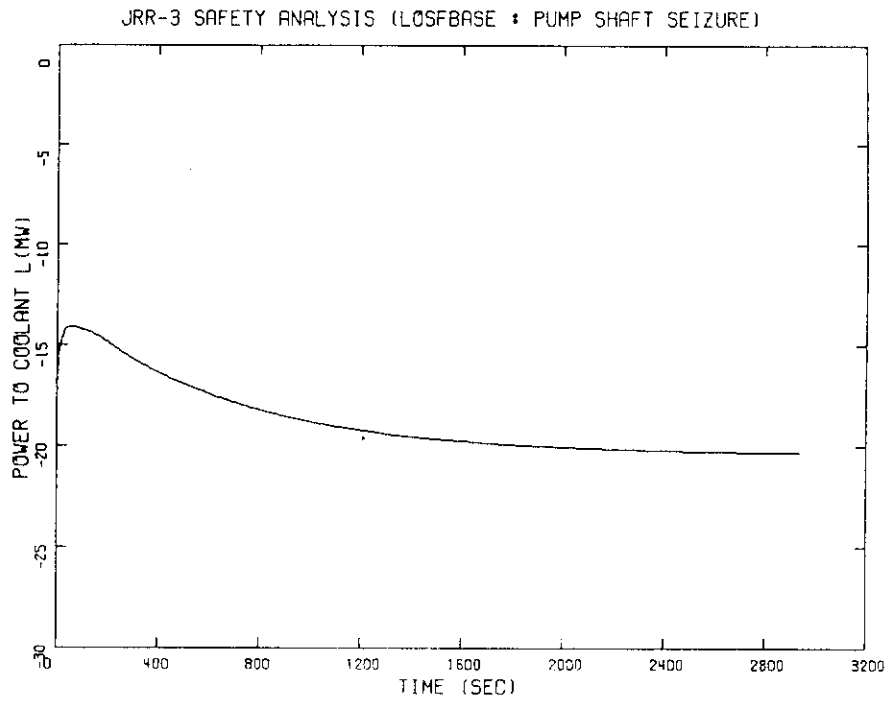


Fig. 7.3.1 HEAT REMOVAL RATE

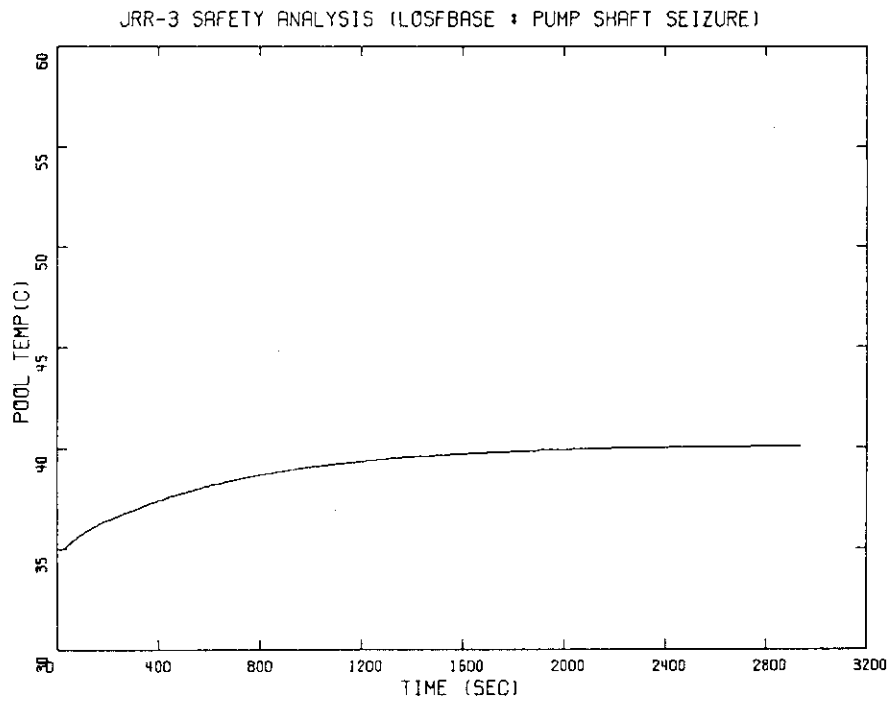


Fig. 7.3.2 REACTOR POOL WATER TEMPERATURE

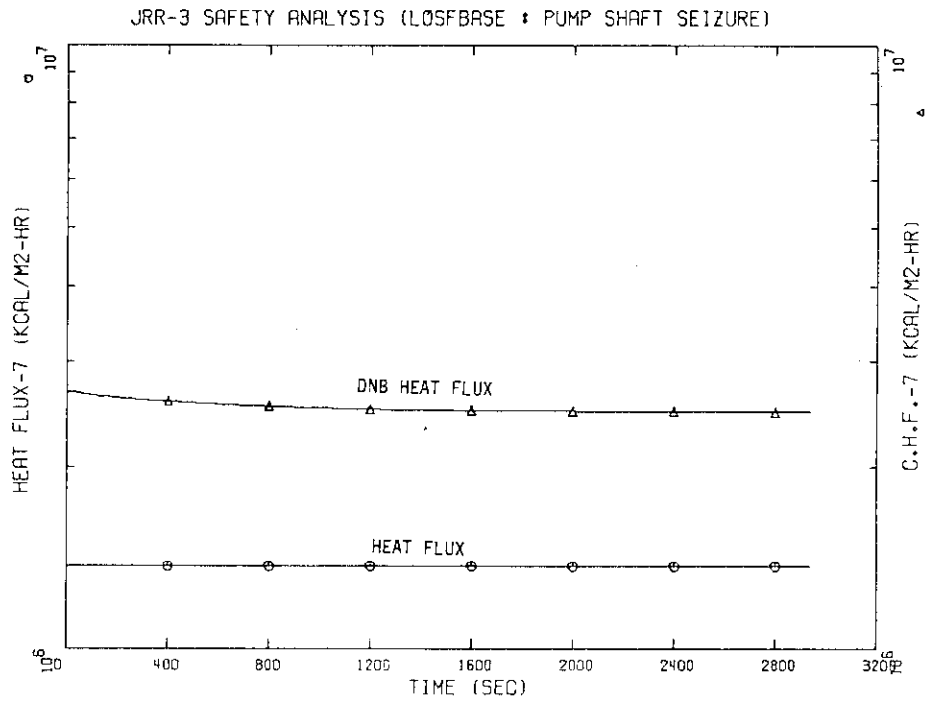


Fig. 7.3.3 FUEL SURFACE HEAT FLUX AND DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

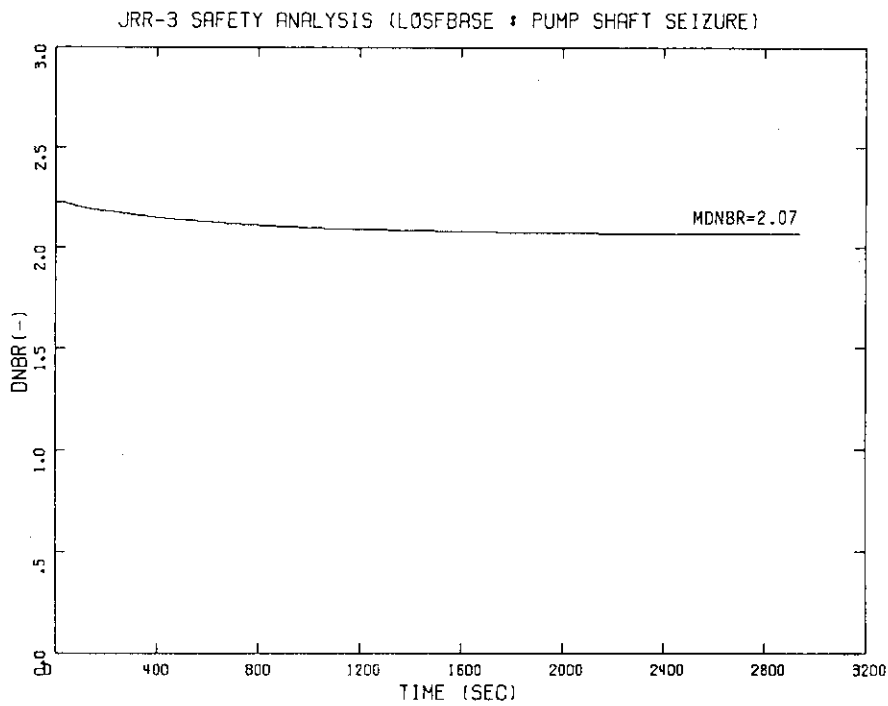


Fig. 7.3.4 DNBR

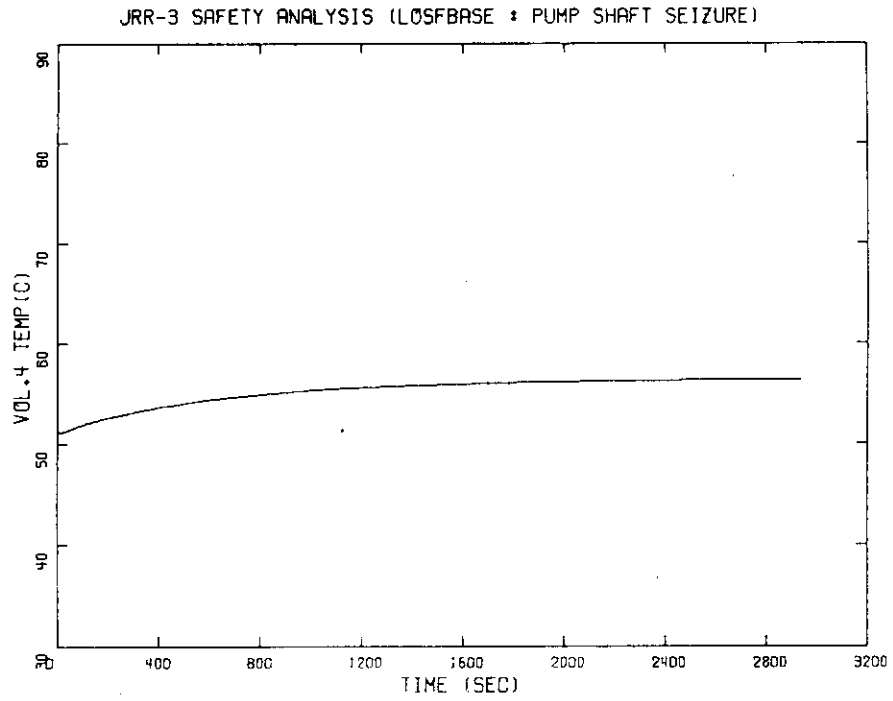


Fig. 7.3.5 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

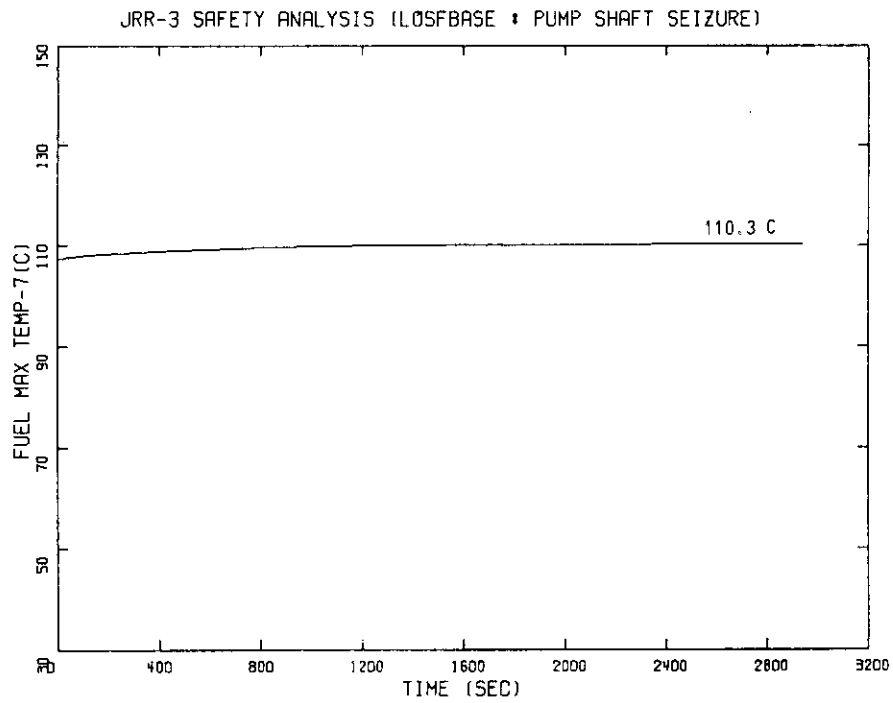


Fig. 7.3.6 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

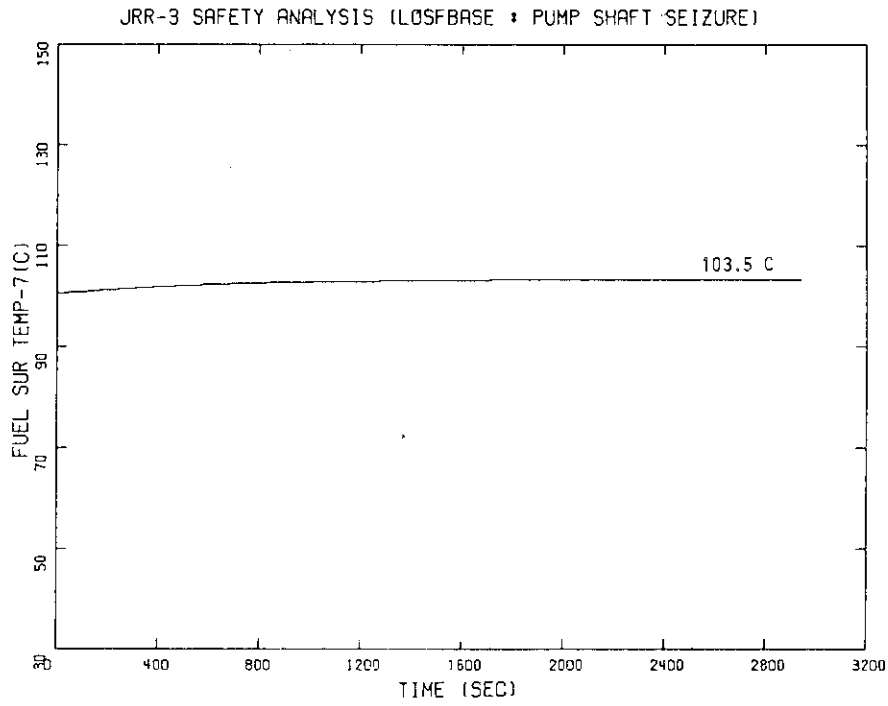


Fig. 7.3.7 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

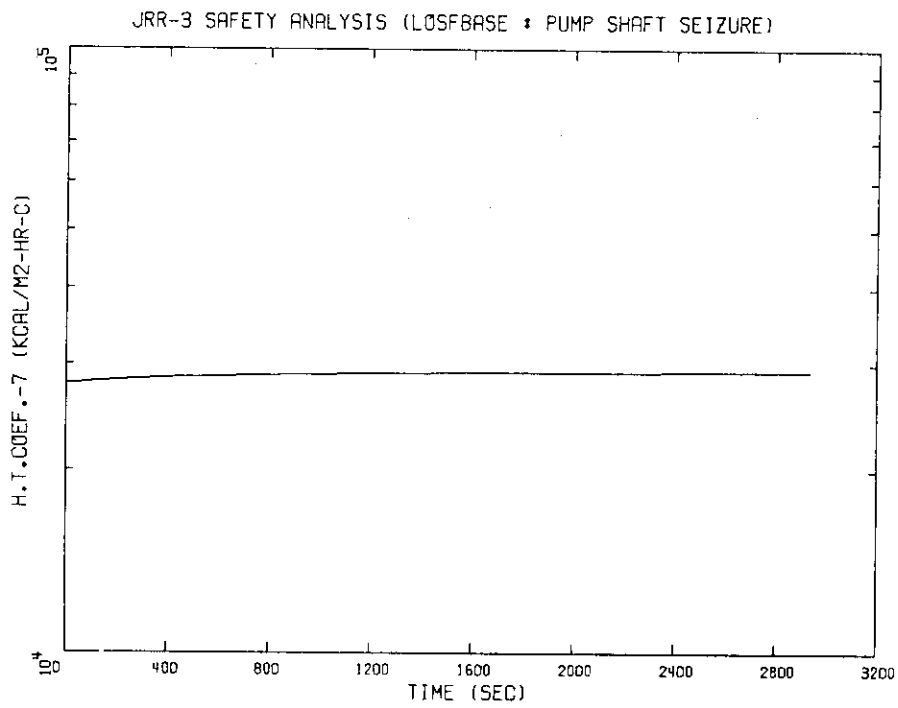


Fig. 7.3.8 HEAT TRANSFER COEFFICIENT (HOT-SPOT)

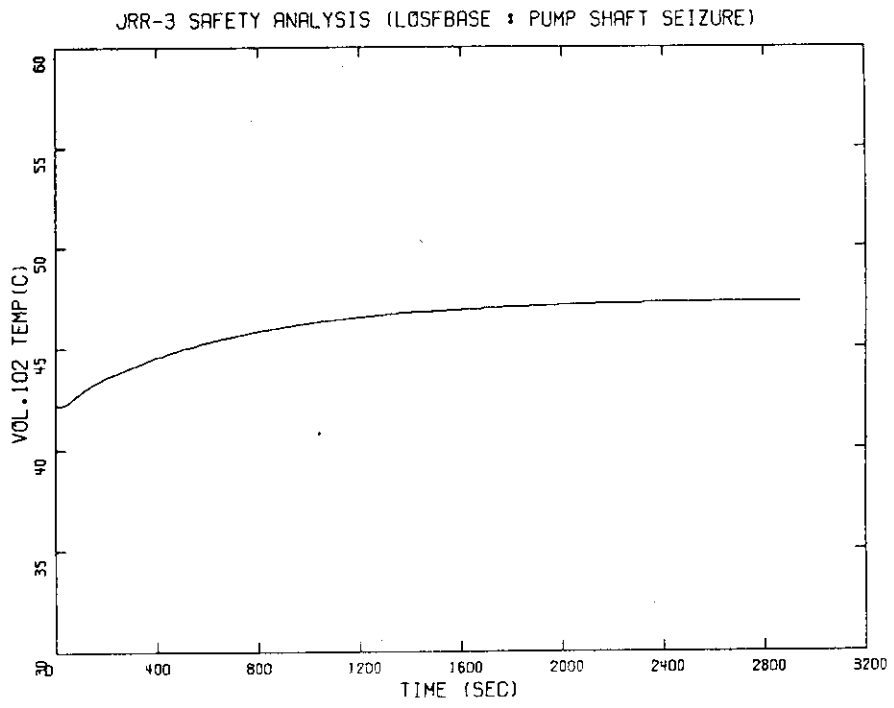


Fig. 7.3.9 CORE OUTLET TEMPERATURE

8. 感 度 解 析

6章および7章で行ったベース・ケース解析の解析条件を変更し行った感度解析の結果を本章で示す。

8.1 商用電源喪失感度解析

8.1.1 補助ポンプ停止時刻

起因事象およびスクラム条件はベース・ケースと同一とし、強制対流から自然循環への移行を過渡変化開始から何分後に行えば、DNBRが運転時の異常な過渡変化の判断基準である1.5を下回らないかを検討するために感度解析を行った。

(1) 解析条件

- i. 定格出力運転中に商用電源が喪失する。
- ii. 商用電源喪失と同時に1次冷却材主ポンプ2台がコスト・ダウン特性に従い停止する。
- iii. 原子炉スクラム信号は商用電源喪失により0.1秒の遅れをもって発信され、その後Fig. 4.2.3.3に示すスクラム反応度挿入曲線に従って原子炉はスクラムする。

以上は、ベース・ケースと同じである。

iv. 強制対流から自然循環への切り換えは以下のように行われる。

- a) 補助ポンプをコスト・ダウン特性に従い停止させる。
- b) 補助ポンプ停止のトリップ信号が入ると同時に自然循環弁を開き始め20秒間で全開する。
- c) 補助ポンプ停止及び自然循環弁開の信号は過渡変化開始から

ケースA = 25分後

ケースB = 30分後

ケースC = 35分後

に発信するものとする。

(2) 解析結果

炉心ホット・チャンネル流量は強制対流から、自然循環に切り換わる事によりFig. 8.1.1.1に示すように減少し、流れは下向きから上向きへと逆転した後、自然循環弁および炉心バイパスを用いた自然循環が確立する。流量の減少により限界熱流束はFig. 8.1.1.2に示すように一旦低下する。限界熱流束の最小値はフラッディングによって決る値(参考文献6)であるので、3ケースともほぼ同じ値となっている。また表面熱流束はFig. 8.1.1.3に示すように、自然循環に移行する時刻が遅いほど炉出力が低下している事から低くなる。そのためDNBRはFig. 8.1.1.4に示すように、ケースA、ケースB、ケースCの順で小さくなっている。ホット・スポットの燃料芯材温度、燃料表面温度、バルク温度をFig. 8.1.1.5, Fig. 8.1.1.6, Fig. 8.1.1.7に示す。これらもDNBRと同様に、自然循環への切り換え時切り換え時刻が早いほど最高温

度は高くなっている。以下に本感度解析で得られた主な解析結果を示す。

ケースI. D	自然循環への 切り換え時刻(分)	最小DNBR	燃料芯材 最高温度(°C)	燃料表面 最高温度(°C)
ケースA	25	1.39	117.8	117.6
ケースB	30	1.47	117.5	117.3
ケースC	35	1.55	116.1	116.9

以上により、強制対流から、自然循環への切り換えを過渡変化開始から、約32分後以降に行えば、最小DNBRは1.5を下回らず、運転時の異常な過渡変化の判断基準を満足する。

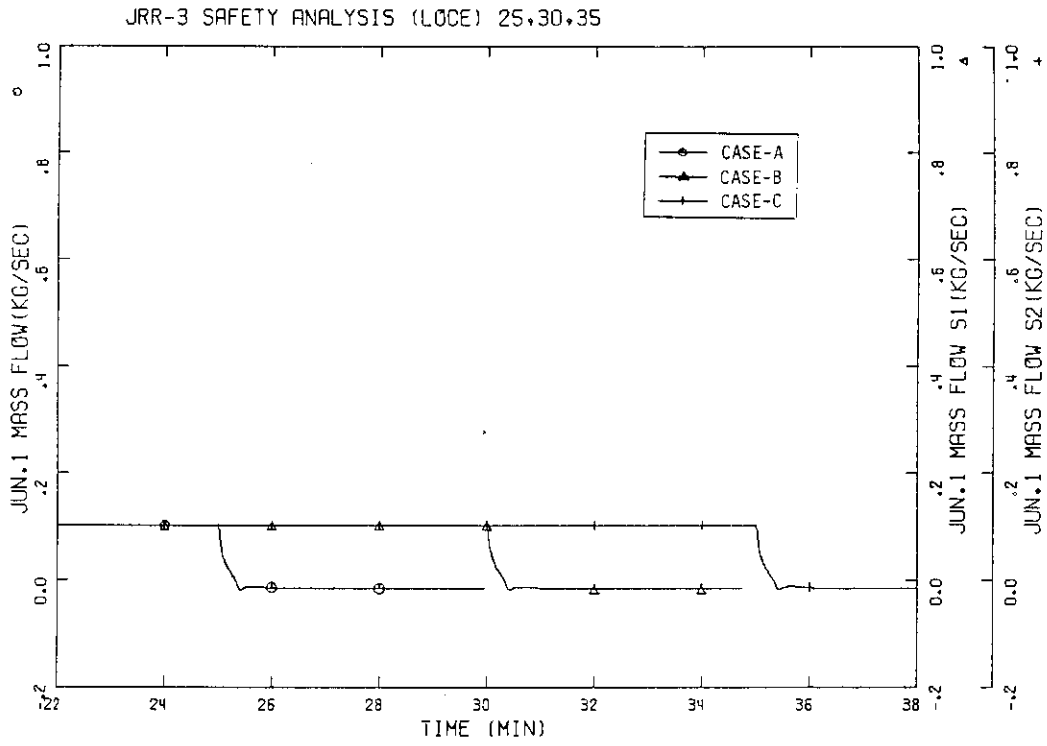


Fig. 8.1.1.1 HOT-CHANNEL FLOW

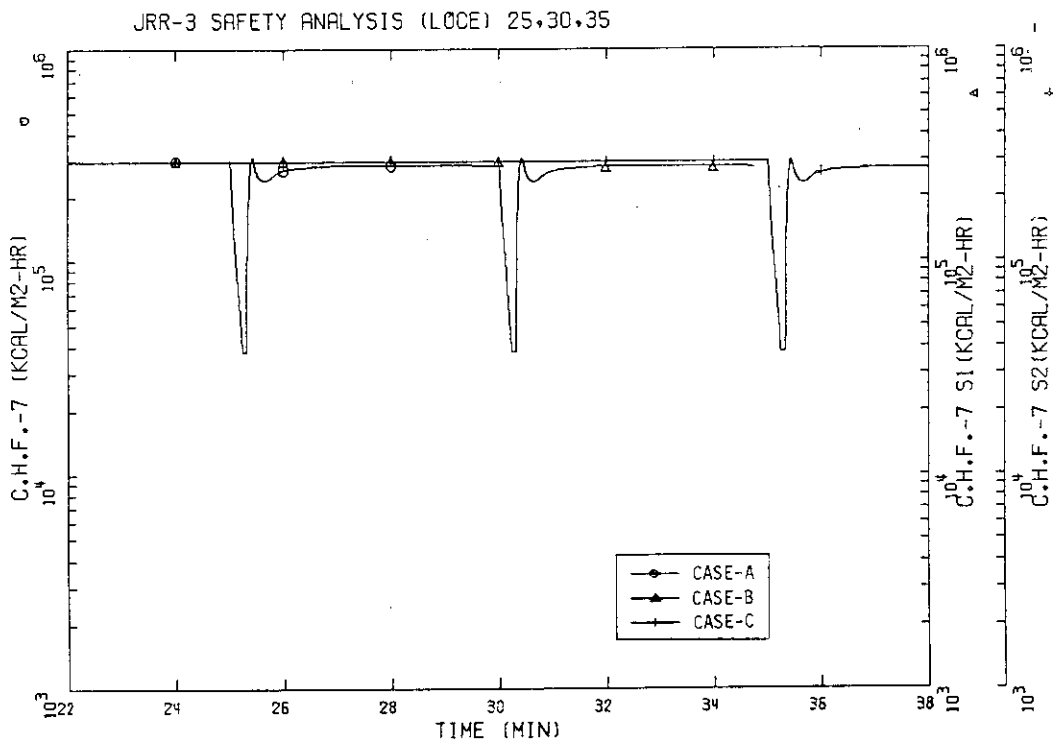


Fig. 8.1.1.2 DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

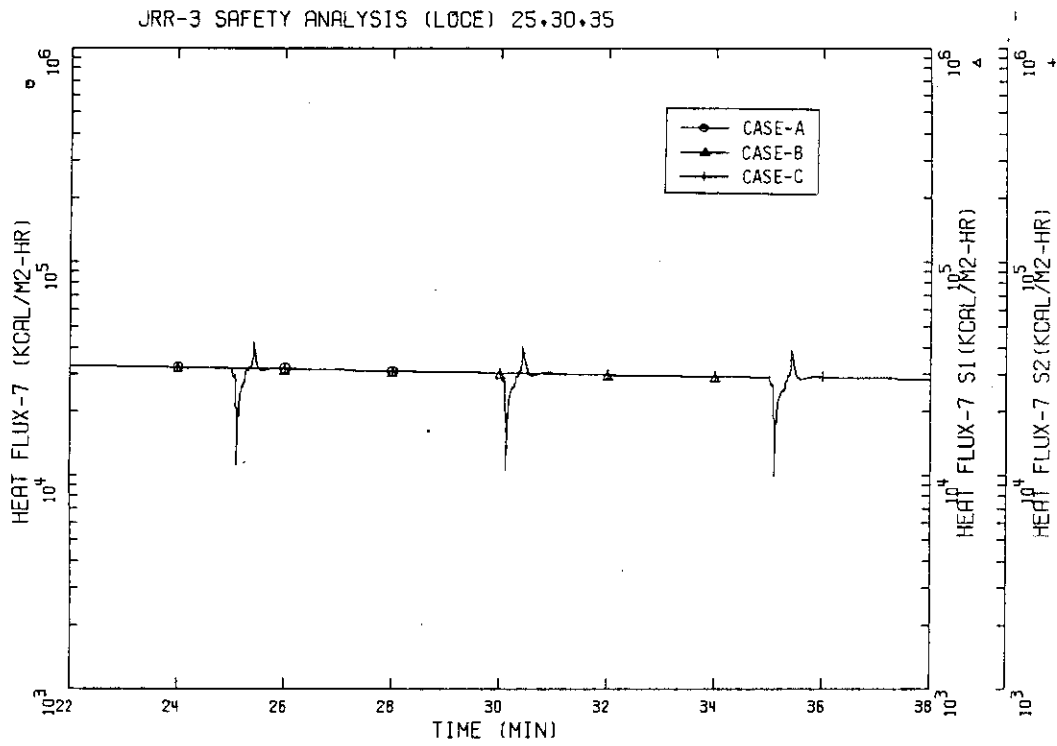


Fig. 8.1.1.3 FUEL SURFACE HEAT FLUX (HOT-SPOT)

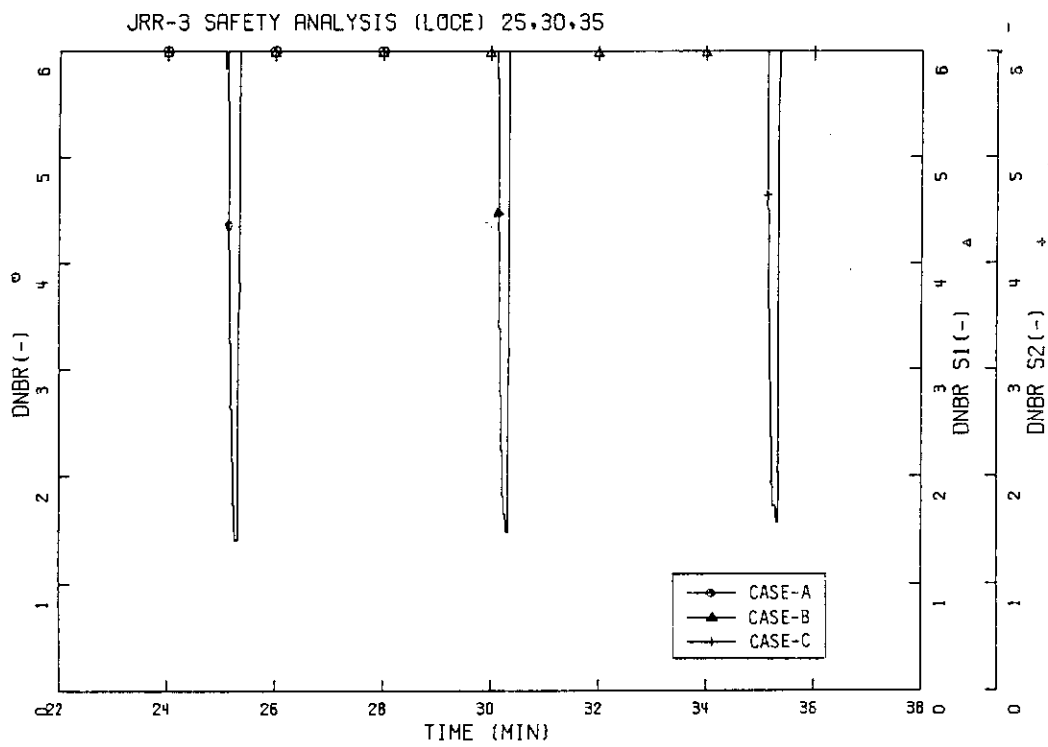


Fig. 8.1.1.4 DNBR

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCE) 25,30,35

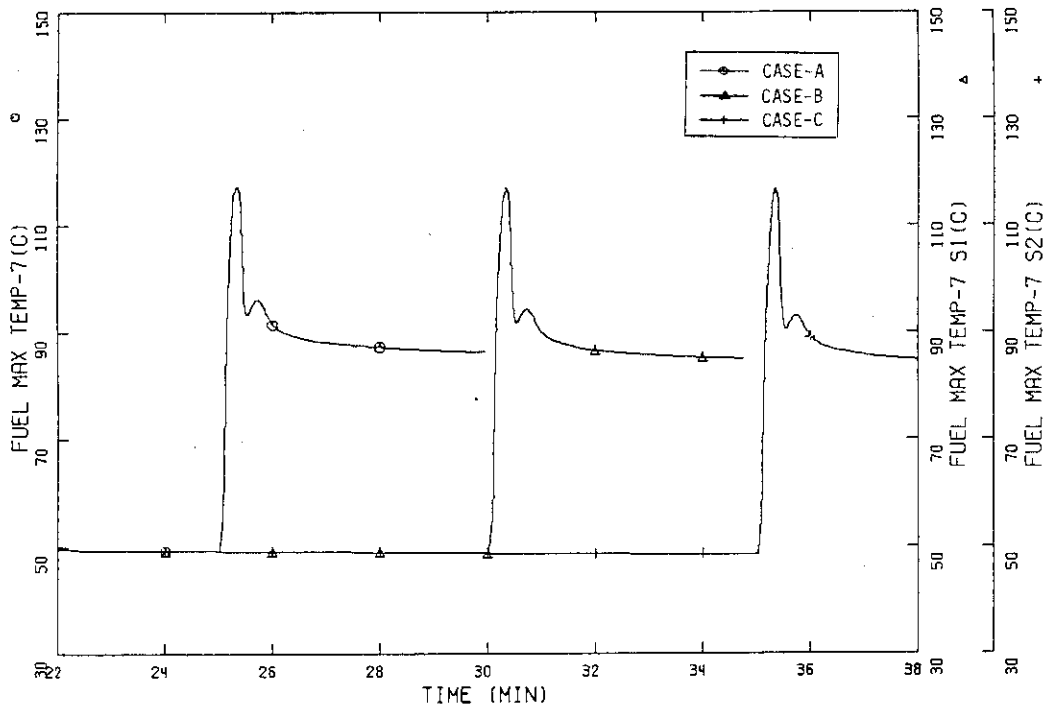


Fig. 8.1.1.5 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCE) 25,30,35

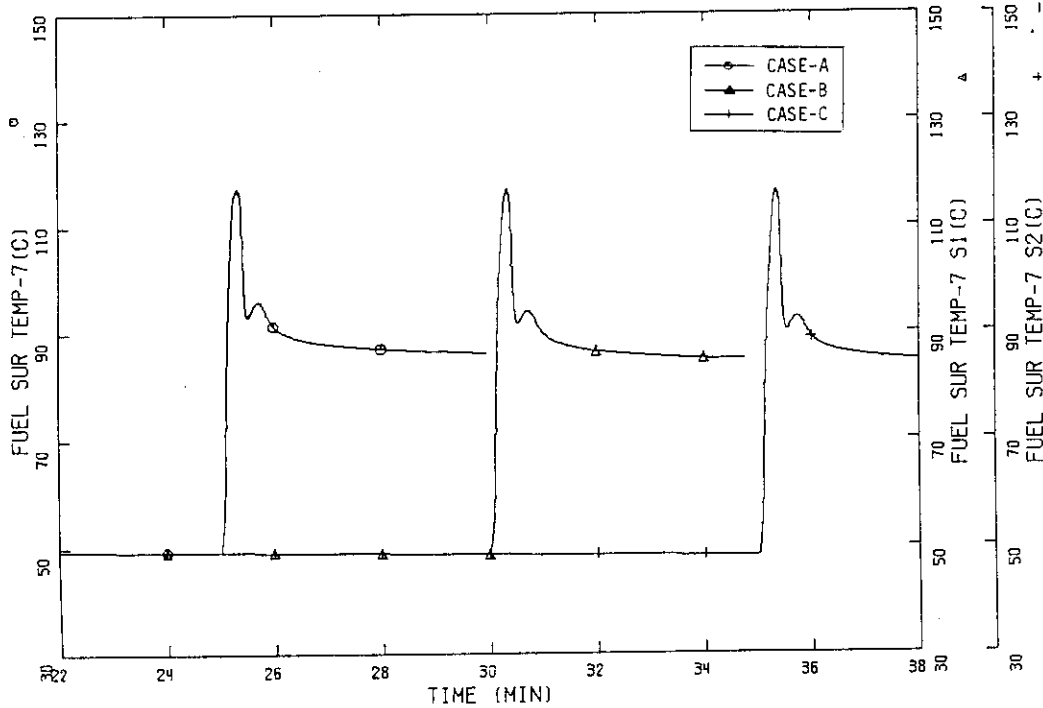


Fig. 8.1.1.6 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCE) 25,30,35

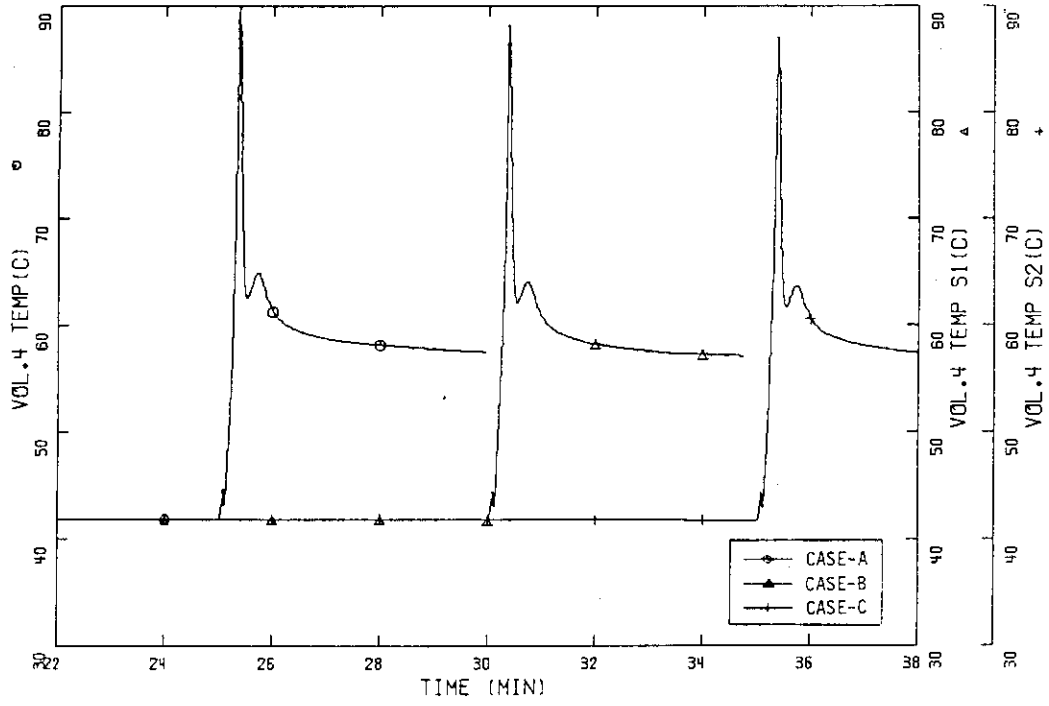


Fig. 8.1.1.7 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

8.2 1次冷却材ポンプ軸固着事故感度解析

8.2.1 スクラム設定流量

(1) 解析条件

ベース・ケースでは、1次冷却系熱交換器下流側の1次冷却材流量が、定格流量の85%を下回った時点で原子炉スクラム信号が発信したが、本感度解析では、それぞれ定格流量の

ケースA = 80%

ケースB = 90%

を下回った時点で、原子炉スクラム信号が発信するものとして解析を行った。解析条件を以下に示す。

- i. 定格出力運転中に1台の1次冷却材主ポンプの回転軸が瞬間的に固着する。
- ii. 原子炉スクラム信号は、1次冷却系熱交換器下流側の1次冷却材流量が、定格のケースAは80%を、又ケースBは90%を下回った時点より0.4秒の遅れをもって発信される。
- iii. 原子炉は、原子炉スクラム信号発信後Fig. 4.2.3.3に示すスクラム反応度挿入曲線に従ってスクラムする。

(2) 解析結果

Fig. 8.2.1.1に規格化炉出力を示す。原子炉スクラムの設定流量が違う事から、それぞれのケースで原子炉がスクラムする時刻がずれ、ベース・ケースでは事故発生後約0.59秒でスクラムしたのに対し、ケースAでは約0.66秒、ケースBでは約0.49秒であった。炉心ホット・チャンネル流量はFig. 8.2.1.2に示すように全ケースとも同様に低下する事から、限界熱流束もFig. 8.3.1.3に示すように3ケースとも同様に低下していく。Fig. 8.2.1.4にDNBRを示す。これからわかるように、原子炉スクラムが遅いほどDNBRの最小値が低くなる。これは最小値が見られる時刻が遅いほど限界熱流束が低下しているためである。

ホット・スポットのバルク温度、燃料芯材温度、燃料表面温度をFig. 8.2.1.5, Fig. 8.2.1.6, Fig. 8.2.1.7に示す。ともに原子炉スクラムまで炉心流量の減少により急激に上昇するため、原子炉スクラムが遅いほど温度は高くなる。

本感度解析で得られた主な結果をベース・ケースと比較し以下に示す。

ケースI.D.	スクラム時刻 (秒)	最小DNBR	燃料芯材 最高温度 (°C)	燃料表面 最高温度 (°C)
ケースA	0.66	1.56	126.0	119.3
ベース・ケース	0.59	1.57	125.6	118.8
ケースB	0.49	1.57	124.9	118.2

上記の解析結果より見られるように、スクラム設定流量が、少ないほど若干厳しい結果となるがスクラム設定流量が80%の場合でも運転時の異常な過渡変化の判断基準を十分満足している。

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (ONEP) 85.80.90

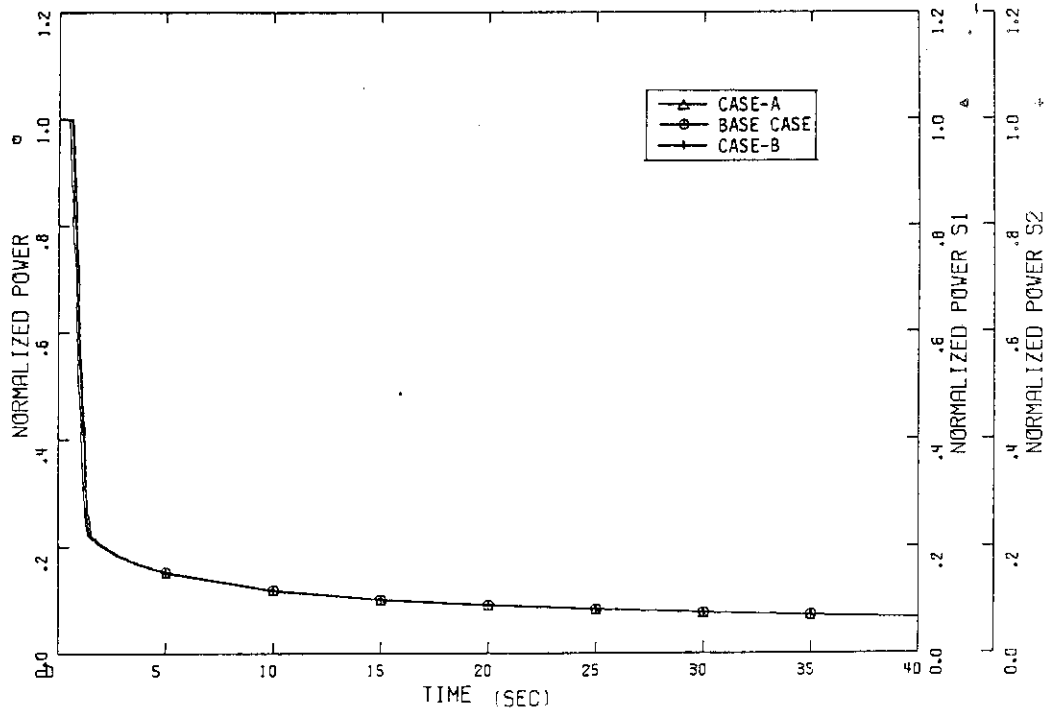


Fig. 8.2.1.1 NORMALIZED POWER

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (ONEP) 85.80.90

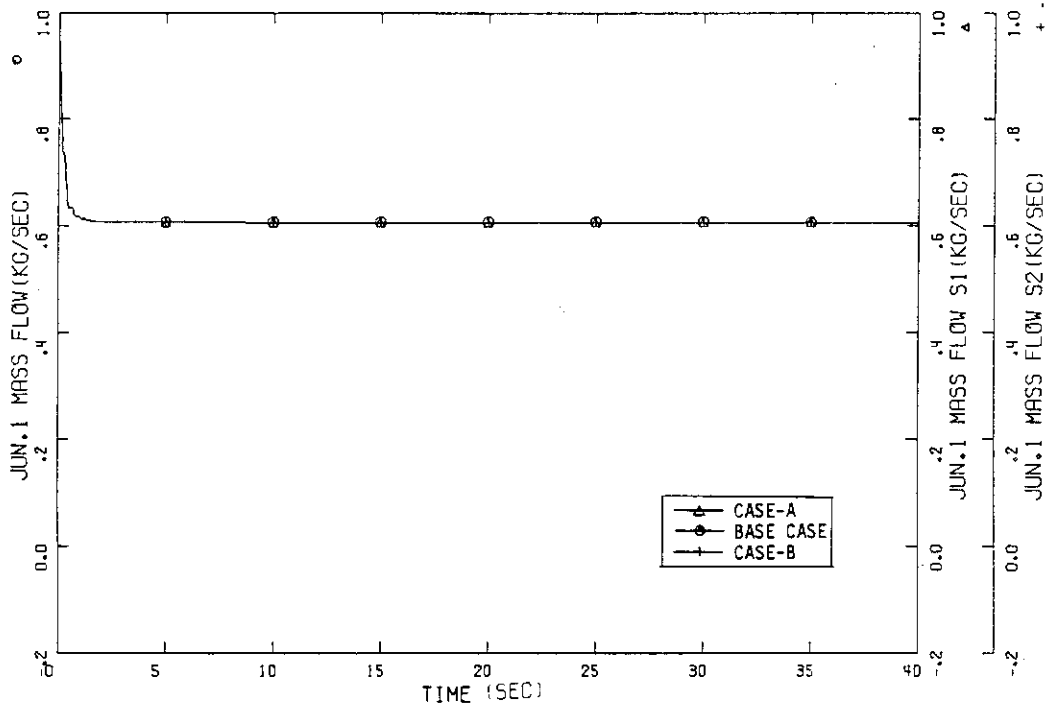


Fig. 8.2.1.2 HOT-CHANNEL FLOW

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (ONEP) 85.80.90

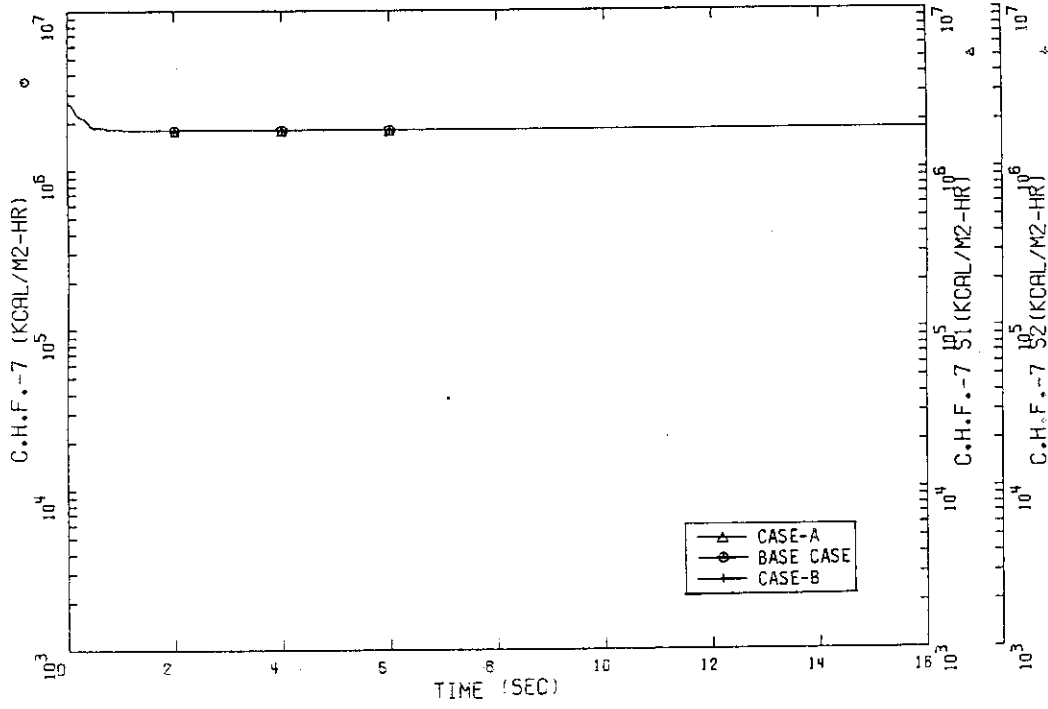


Fig. 8.2.1.3 DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (ONEP) 85.80.90

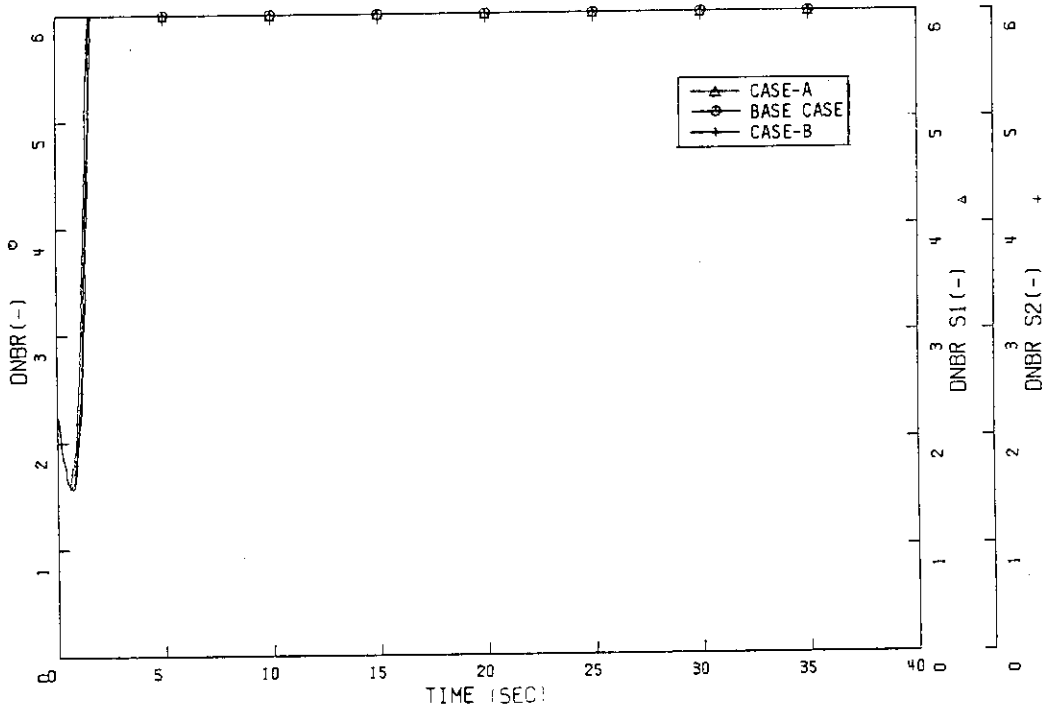


Fig. 8.2.1.4 DNBR

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (ONEP) 85.80.90

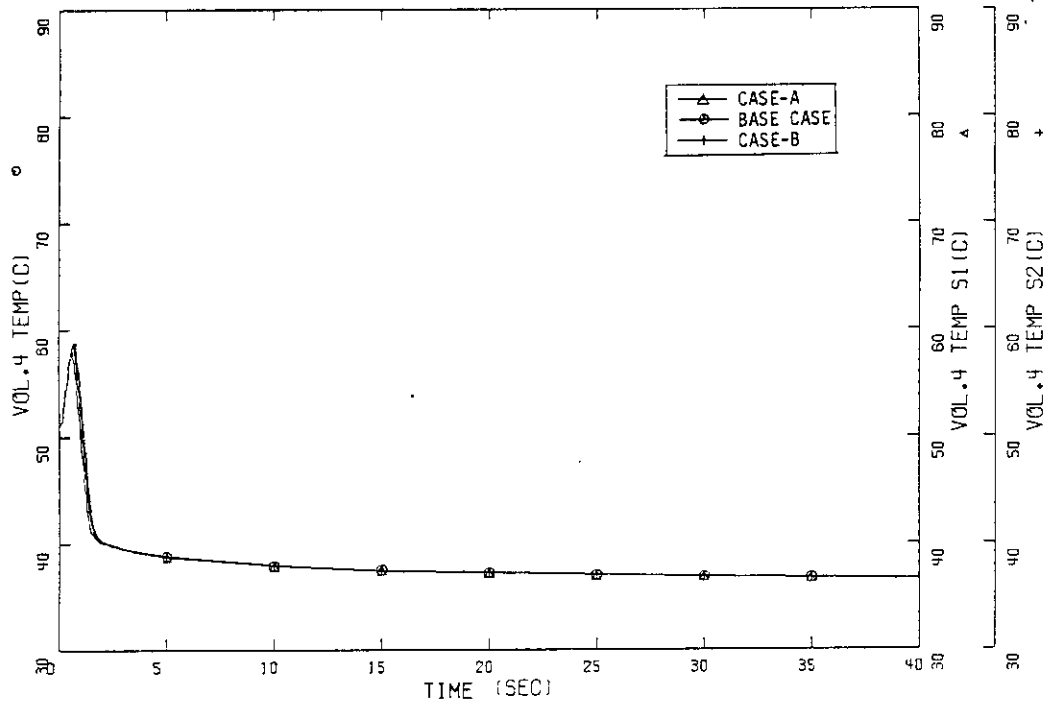


Fig. 8.2.1.5 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (ONEP) 85.80.90

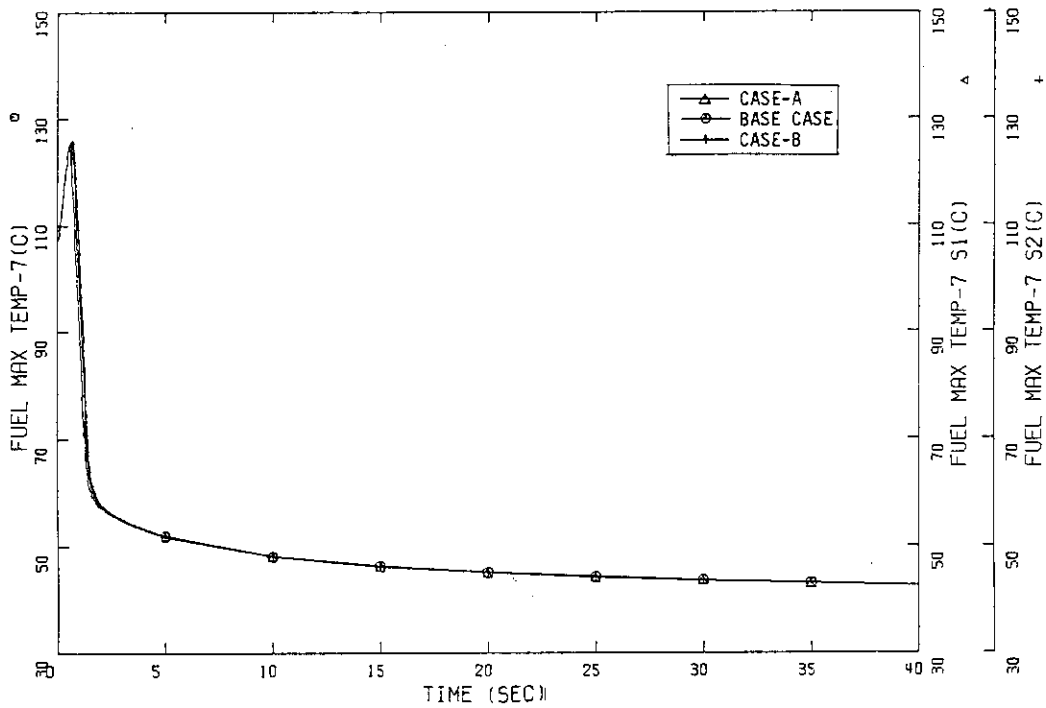


Fig. 8.2.1.6 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (ONEP) 85.80.90

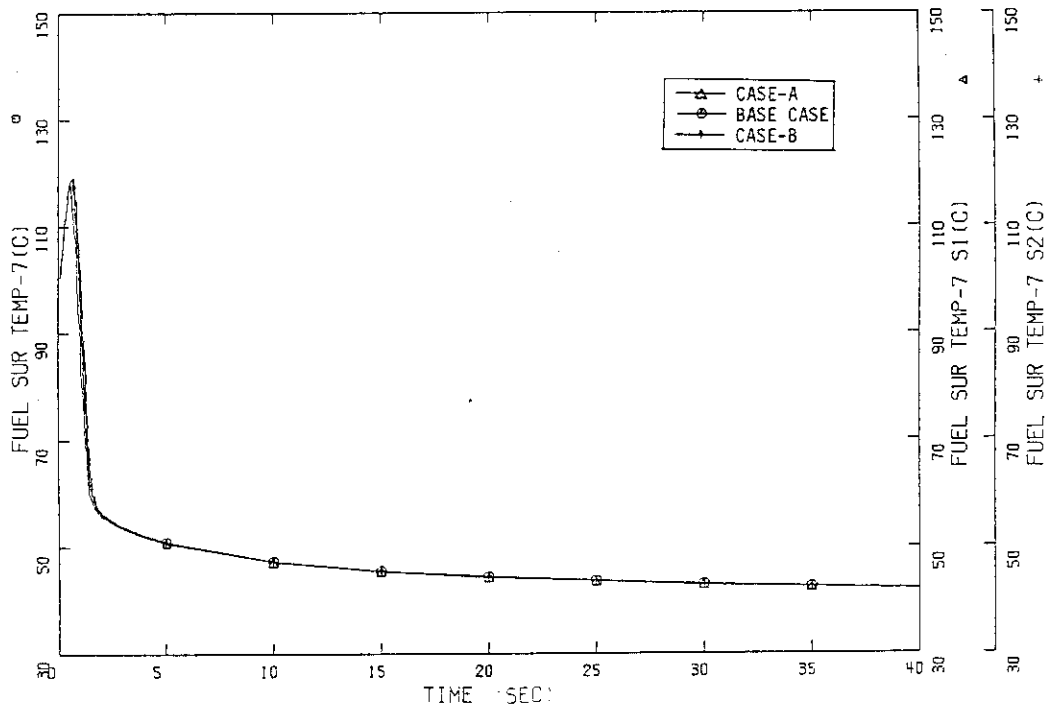


Fig. 8.2.1.7 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

8.2.2 ポンプ軸固着による流動抵抗

(1) 解析条件

ベース・ケースでは、ポンプの回転数を瞬時に零とする事で、ポンプの軸固着を模擬しているが、ここではポンプ軸固着により流動抵抗が急激に大きくなる事を考慮し、ポンプの回転数を零とすると同時に、ポンプ出口の形状損失係数を瞬時に7.6から100へと大きくして、解析を行った。解析条件を以下に示す。

- i. 定格出力運転中に1台の1次冷却材主ポンプの回転軸が瞬間的に固着する。
- ii. 原子炉スクラム信号は、1次冷却系熱交換器下流側の1次冷却材流量が、定格の85%を下回った時点より0.4秒の遅れをもって発信される。
- iii. 原子炉は原子炉スクラム信号発信後 Fig. 4.2.3.3 に示すスクラム反応度挿入曲線に従ってスクラムする。

(2) 解析結果

Fig. 8.2.2.1 に1次冷却材流量を示す。本解析はベース・ケースに比べ停止するポンプ出口の流動抵抗が大きくなるため、流量の減少が早い。そのため原子炉も早い時刻にスクラムし、Fig. 8.2.2.2 に示すように炉出力はベース・ケースに比べ早く低下する。

原子炉スクラム信号は両ケースとも1次冷却材の流量が定格の85%を下回った時点で発信されるが、スクラム遅れが0.4秒あるため、原子炉がスクラムする時点では、流量の減少が急激な本解析の方がベース・ケースに比べ炉心流量は減少している (Fig. 8.2.2.3)。そのため限界熱流束 (Fig. 8.2.2.4) も低くなっており、Fig. 8.2.2.5 に示すように DNBR もベース・ケースに比べ小さくなる。

ホット・スポットのバルク温度、燃料芯材温度、燃料表面温度を Fig. 8.2.2.6, Fig. 8.2.2.7, Fig. 8.2.2.8 に示す。これらも、炉心流量の減少が急激な事から、ベース・ケースで得られた結果より若干ではあるが高温となっている。

以下に本感度解析で得られた主な結果をベース・ケースと比較して示す。

	スクラム時刻 (秒)	最小DNBR	燃料芯材 最高温度 (°C)	燃料表面 最高温度 (°C)
本感度解析	0.51	1.56	125.6	118.8
ベース・ケース	0.59	1.57	125.6	118.8

以上より、ポンプの流動抵抗は、本ケースの場合さほど解析結果に影響しない事がわかった。

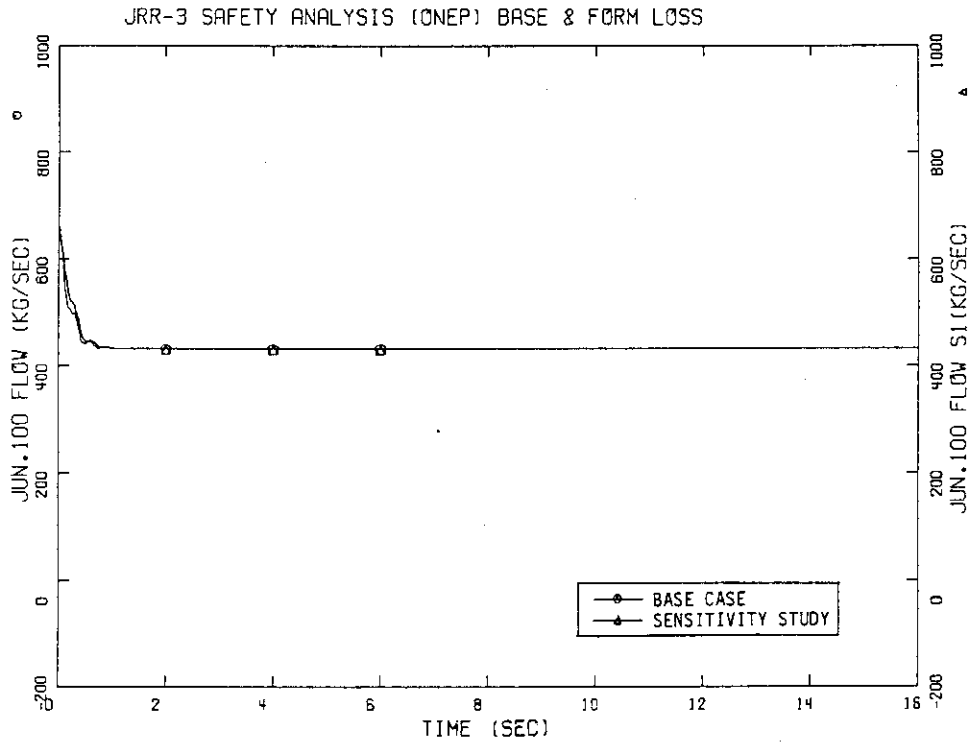


Fig. 8.2.2.1 PRIMARY COOLANT LOOP FLOW

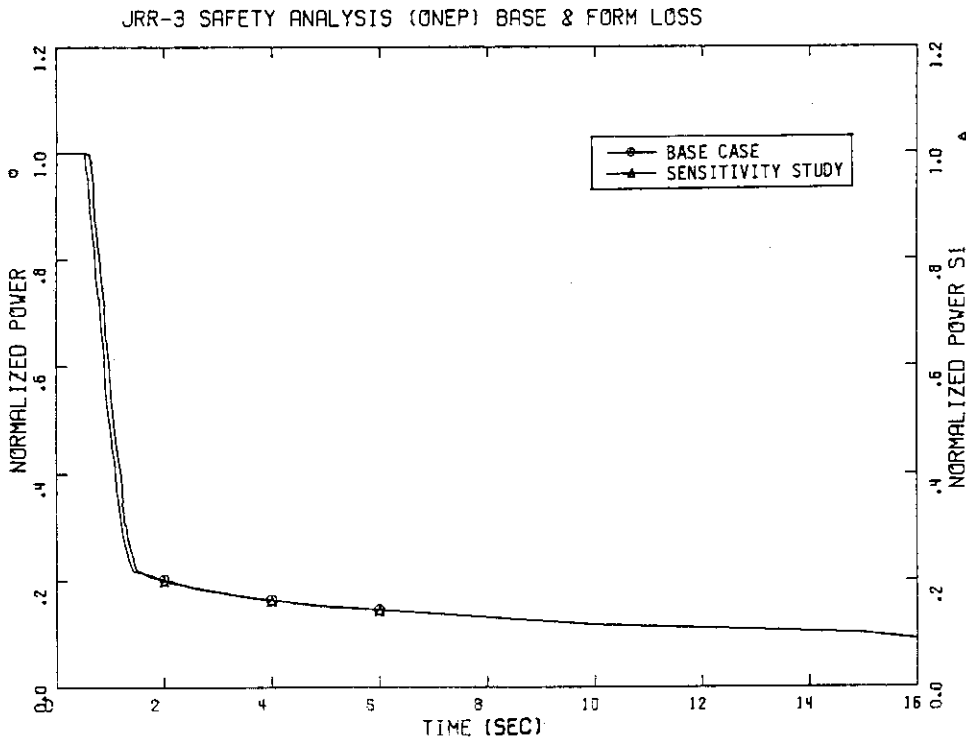


Fig. 8.2.2.2 NORMALIZED POWER

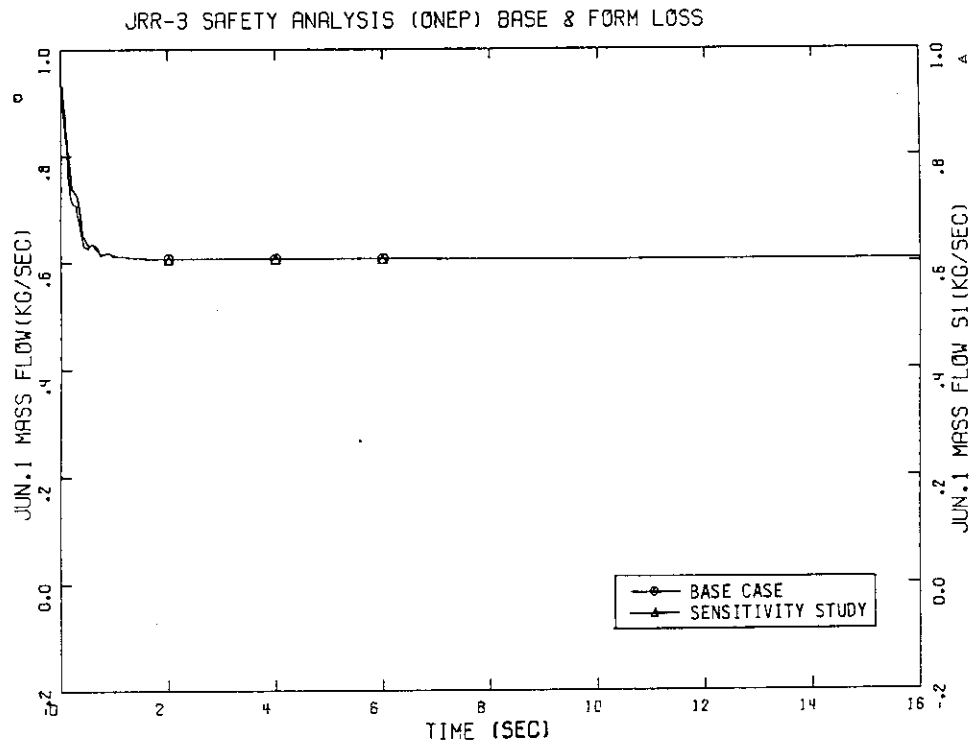


Fig. 8.2.2.3 HOT-CHANNEL FLOW

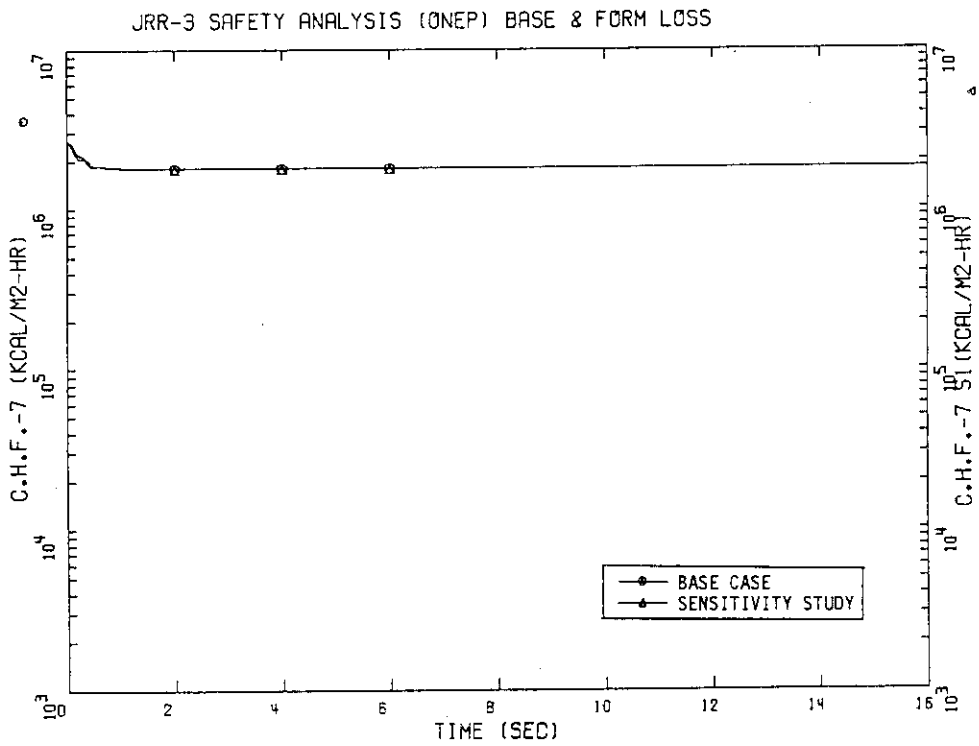


Fig. 8.2.2.4 DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

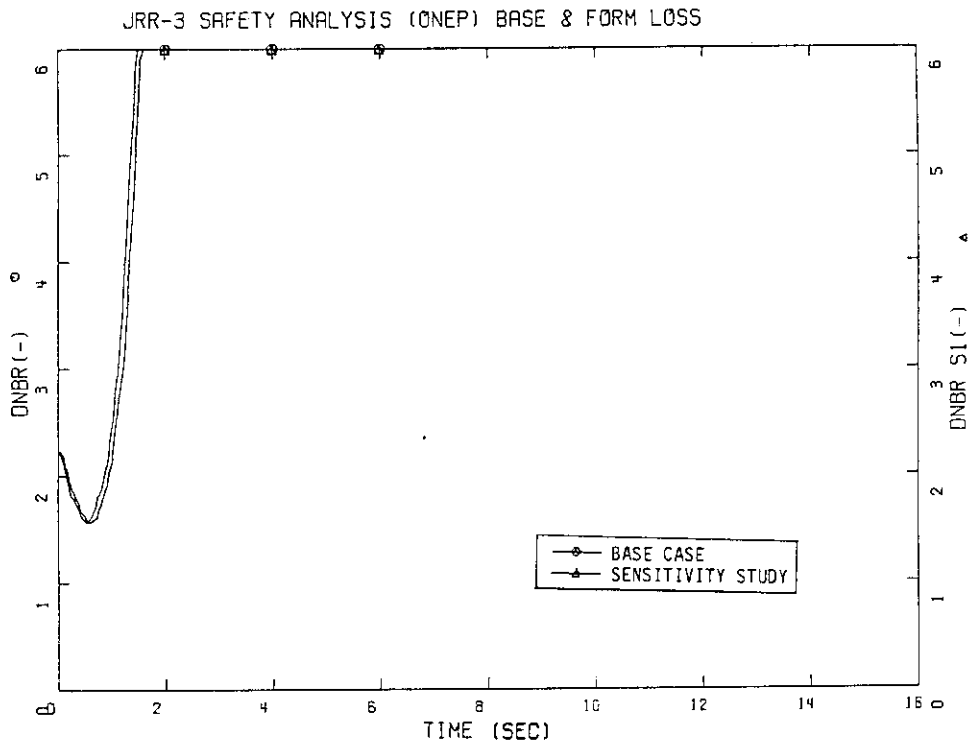


Fig. 8.2.2.5 DNBR

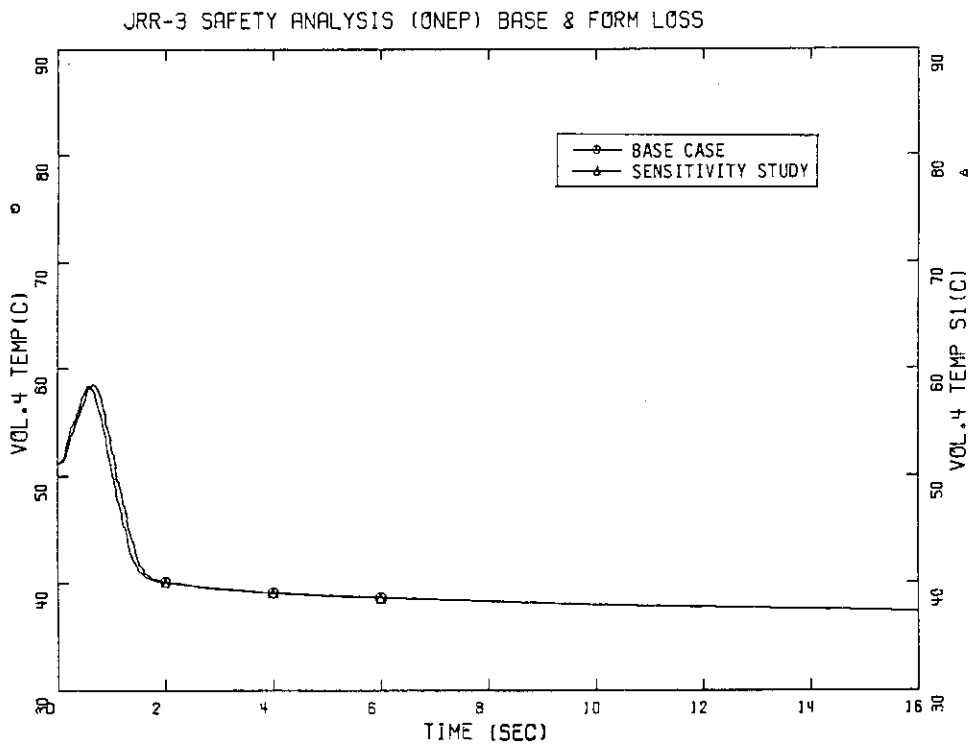


Fig. 8.2.2.6 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

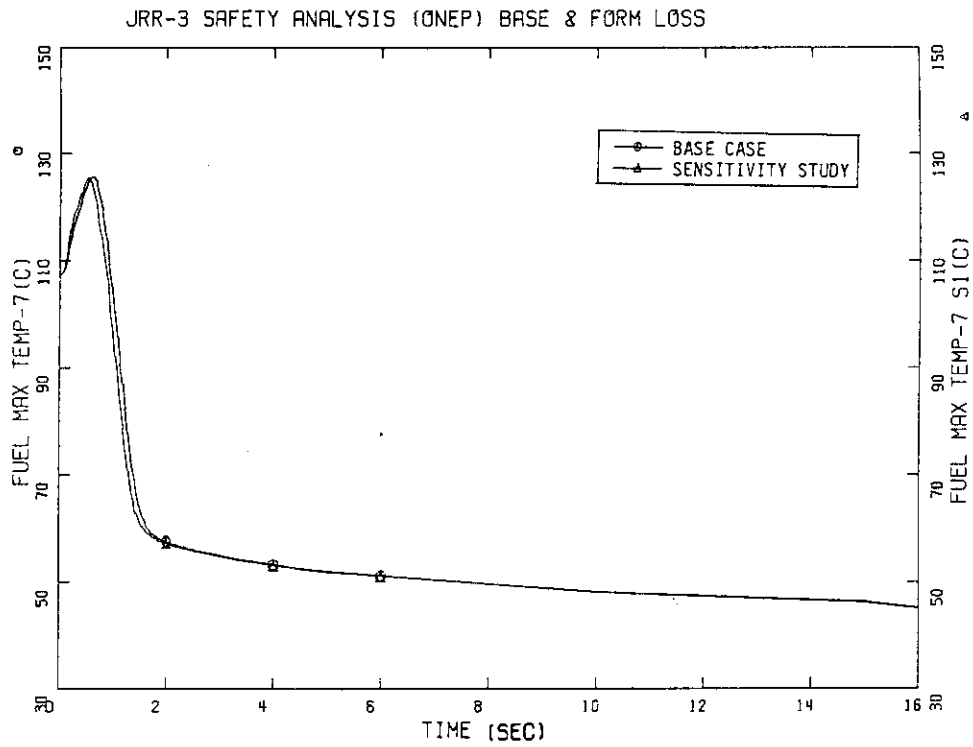


Fig. 8.2.2.7 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

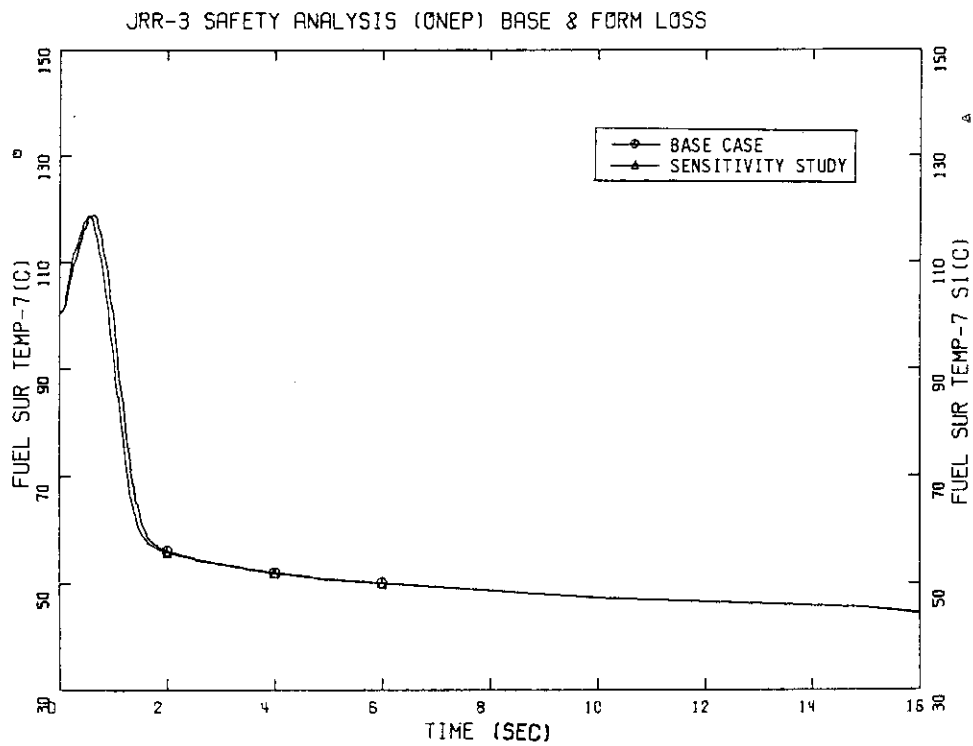


Fig. 8.2.2.8 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

8.3 1次冷却材流出事故感度解析

8.3.1 補助ポンプ作動失敗

(1) 解析条件

ベース・ケースでは、事故発生と同時に1次冷却材主ポンプ2台が機能を喪失し、コスト・ダウンにより停止するとしたが、本感度解析では1次冷却材補助ポンプも事故発生と同時にコストダウン特性に従い停止するとし、解析を行った。解析条件は以下に示す。

- i. 定格出力運転中に1次冷却系配管に漏洩口が瞬時に開口する。
- ii. 漏洩口の位置は主ポンプ入口側 (Fig. 4.2.2.1のジャンクション400) とする。
- iii. 漏洩口の大きさは破壊力学的評価から最大である $Dt/4$ とする。(但し、 D : 配管の外径、 t : 配管の肉厚)
- iv. 事故発生と同時に1次冷却材主及び補助ポンプの停止を仮定するため1次冷却材流量はコスト・ダウン特性に従い減少する。
- v. 原子炉スクラム信号は、1次冷却系熱交換器下流側の1次冷却材流量が、定格の85%を下回った時点より0.4秒の遅れをもって発信される。
- vi. 原子炉は、原子炉スクラム信号発信後 Fig. 4.2.3.3 に示すスクラム反応度挿入曲線に従ってスクラムする。
- vii. 原子炉プール水位が、定格水位より3m低下した時点で「原子炉プール水位低低」の信号が発信され、自然循環弁が開放を開始する。この開動作は信号発信後0秒から開始され、全開まで20秒間要するものとする。
- viii. 原子炉プール水位が定格水位より4.37m低下した時点でサイフォン・ブレイクが確立し、炉プールからの1次冷却材の流出は止まる。

(2) 解析結果

漏洩口よりの流出流量を Fig. 8.3.1.1 に示す。補助ポンプが作動しない事からポンプ上流側である漏洩口位置の1次冷却系の圧力がベース・ケースに比べ高く、従って流出流量もベース・ケースに比べ多くなる。そのためプール水位の低下も若干ベース・ケースよりも早い事から「炉プール水位低低」信号発信水位及び炉プール隔離水位に達する時刻も早くなる。

1次冷却材流量を Fig. 8.3.1.2, Fig. 8.3.1.3 に示す。これによると事故発生から約5秒間はベース・ケースと同様の低下を示す。これは補助ポンプが定格流量に達するのに時間がかかるためである。従って「1次冷却材流量低」による原子炉スクラム信号はベース・ケースとほぼ同時刻に発信される。

DNBRを Fig. 8.3.1.4, 8.3.1.5 に示す。事故直後に流量低下による限界熱流束の低下 (Fig. 8.3.1.6) で約1.81にまで下がった後、原子炉スクラムにより炉出力が低下する (Fig. 8.3.1.8) 事から、表面熱流束が下がり一旦約6.1まで上昇する。ここまではベース・ケースと同様の挙動を示している。それ以後はホット・チャンネル流量が Fig. 8.3.1.9 に示すように、ベース・ケースに比べ少ない事から限界熱流束が低くなり (Fig. 8.3.1.7) 時刻約110秒に DNBRは約1.45にまで再び低下する。その後時刻約3130秒までは漏洩口よりの流出流により炉心流量が安定する事および炉出力が低下していく事から DNBRは徐々に上昇する。時刻

3130秒に自然循環弁が開くとホット・チャンネルでは Fig. 8. 3. 1. 9 に示したように流量が減少し流れの向きが逆転する。そのため限界熱流束が急激に低下する事から DNBR は約 1.66 まで低下する。それ以後は自然循環が確立するため上昇する。

ホット・スポット位置のバルク温度を Fig. 8. 3. 1. 10 に示す。ホット・チャンネル流量がベース・ケースに比べ少ないため温度は高くなる。時刻 3145 秒の流れの向きが逆転する時点で急激に上昇し約 90°C の最高値に達しその後は自然循環が確立するため低下する。時刻 4764 秒の炉ブール隔離により自然循環によるホット・チャンネル流量が増加するため、再びバルク温度は低下し事故は終結に向かう。

ホット・スポットの燃料芯材温度、燃料表面温度を Fig. 8. 3. 1. 11 ~ 8. 3. 1. 14 に示す。ともに事故直後にベース・ケースと同様流量の減少に伴いピークをむかえた後原子炉スクラムにより一旦低下する。その後ホット・チャンネル流量が Fig. 8. 3. 1. 9 に示したように減少を続けるため、熱伝達が Fig. 8. 3. 1. 15 に示すように急激に悪くなる事、およびバルク温度が上昇している事から燃料芯材及び燃料表面温度は急激に上昇し最高値に達する。その後炉出力の低下に伴い温度は徐々に低下する。時刻 3145 秒に流れの向きが逆転する時点で再び上昇する。それ以後は自然循環による炉心冷却が確立し、燃料温度は徐々に低下し事故は終結する。

主な解析結果をベース・ケースと比較して示す。

	最小 DNBR	燃料芯材 最高温度 (°C)	燃料表面 最高温度 (°C)
本感度解析	1. 4 5	1 2 0. 5	1 2 0. 2
ベース・ケース	1. 5 7	1 1 8. 4	1 1 2. 1

上記の様に本感度解析は、ベース・ケースよりも厳しい結果となった。

以下に主要な事象の生起時刻をベース・ケースと比較して示す。

事象のクロノロジー

事 象	時刻 (秒)	
	感度解析	ベースケース
漏洩口開口	0.0	0.0
1次冷却材主ポンプ停止	0.0	0.0
1次冷却材補助ポンプ停止	0.0	—
原子炉スクラム信号発信	0.7	0.7
原子炉スクラム	1.1	1.1
自然循環弁開放開始	3130.9	3167.5
炉心隔離	4764.4	4815.1

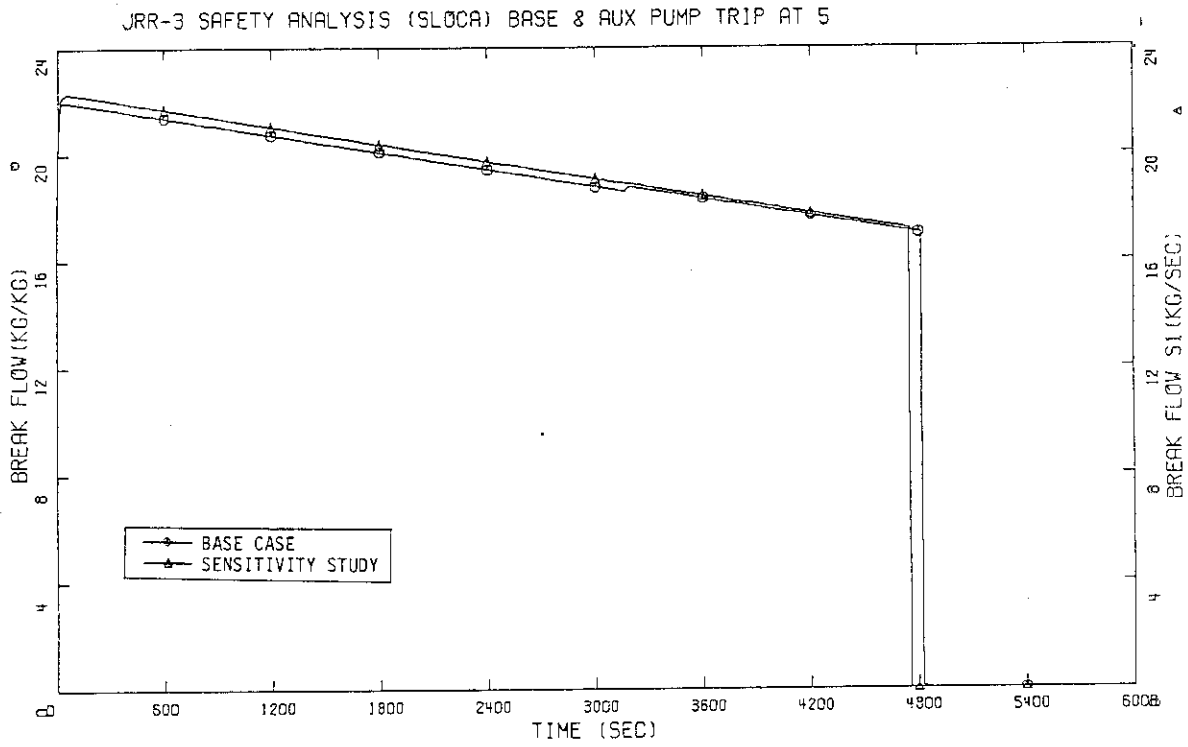


Fig. 8.3.1.1 BREAK FLOW

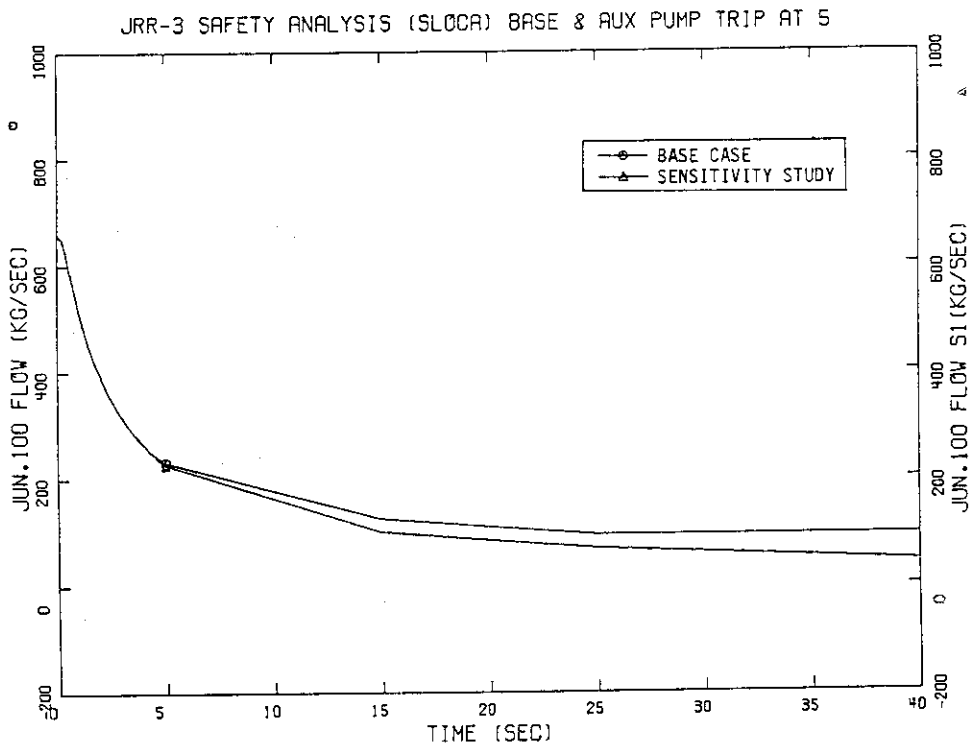


Fig. 8.3.1.2 PRIMARY COOLANT LOOP FLOW (0~40sec)

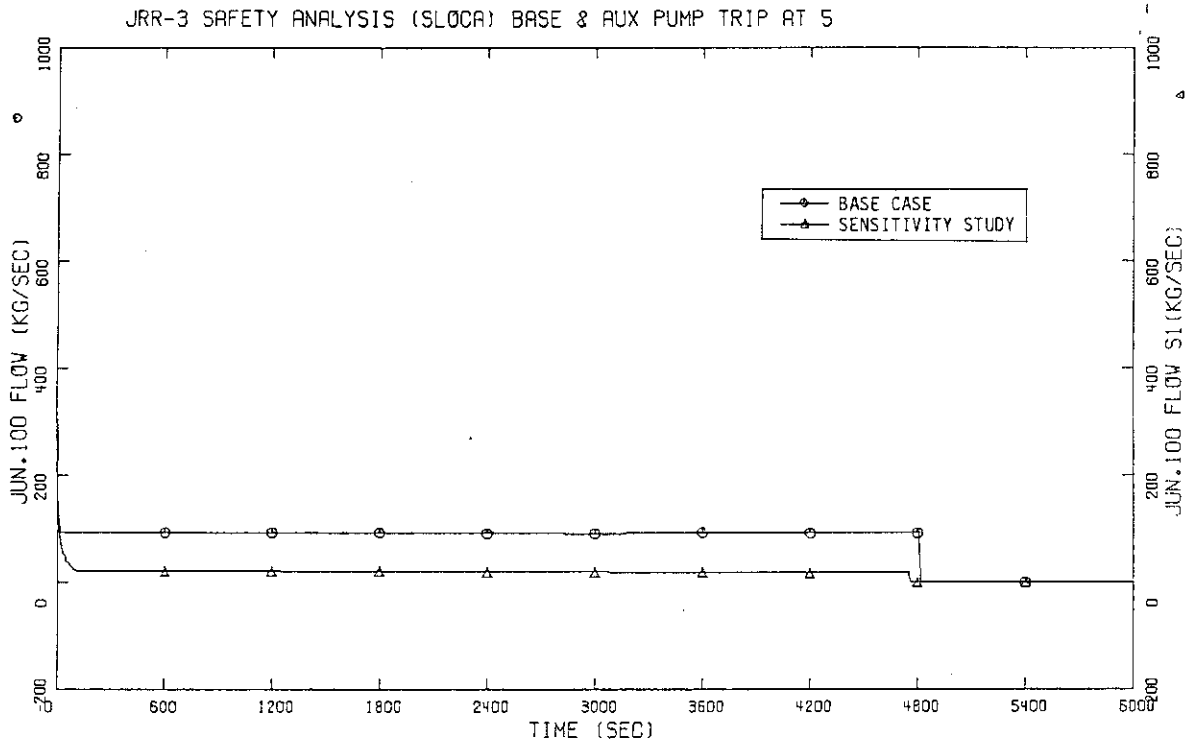


Fig. 8.3.1.3 PRIMARY COOLANT LOOP FLOW (0~6000sec)

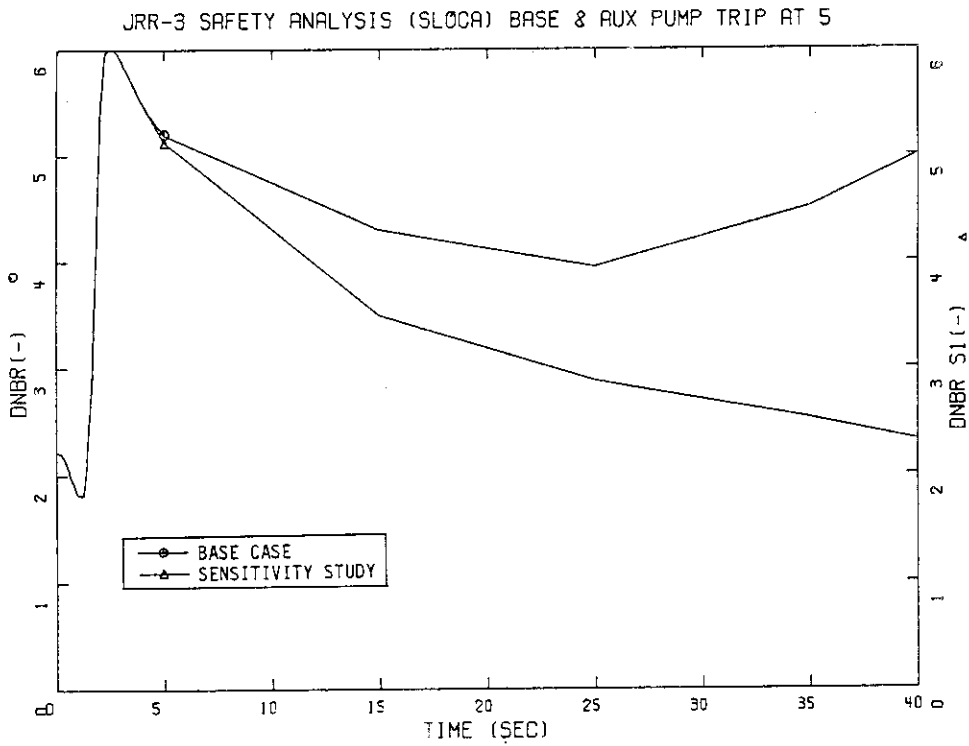


Fig. 8.3.1.4 DNBR (0~40sec)

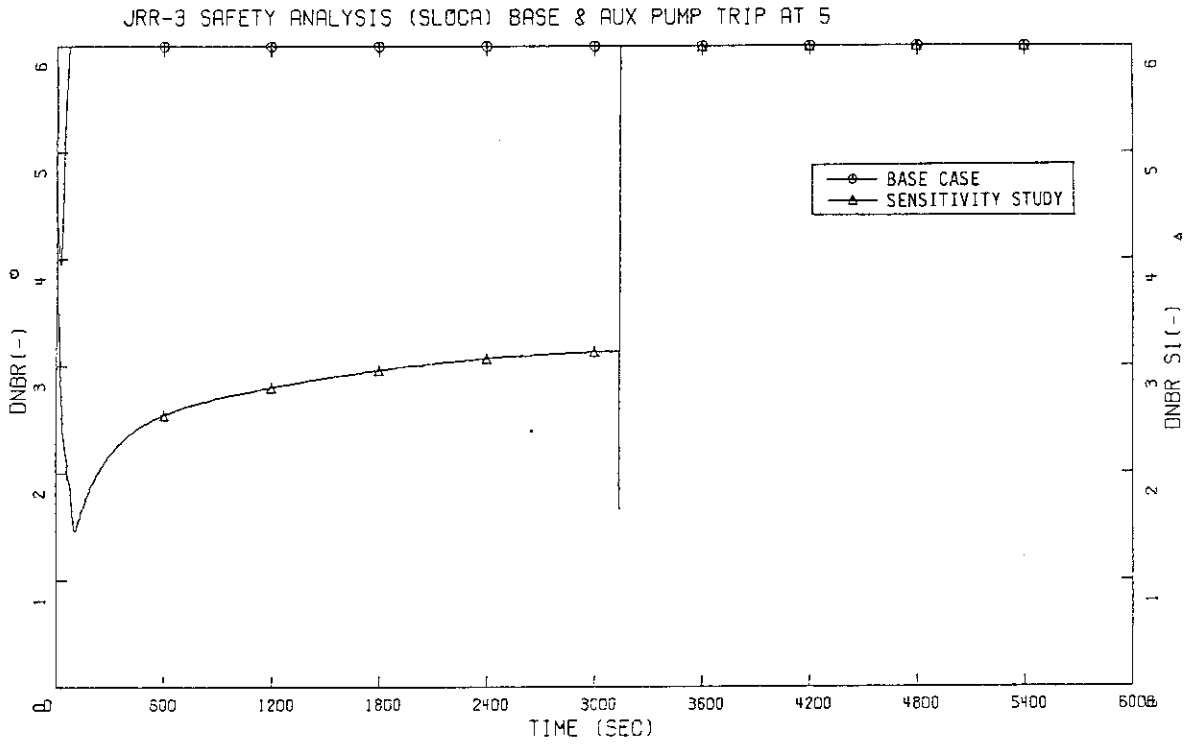


Fig. 8.3.1.5 DNBR (0-6000sec)

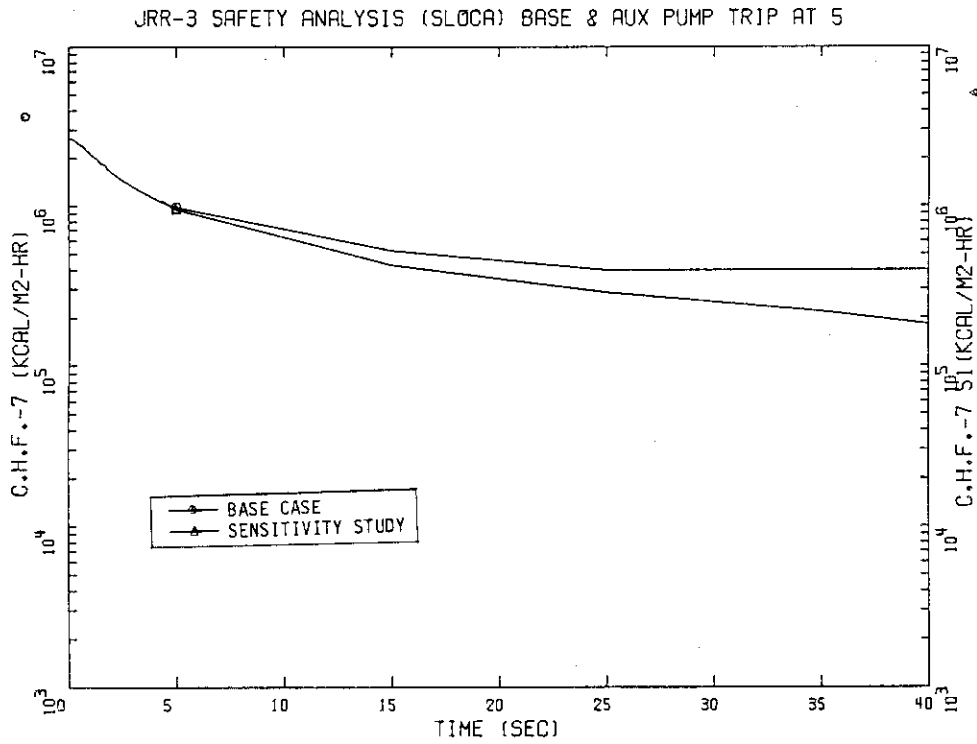


Fig. 8.3.1.6 DNB HEAT FLUX (0-40sec)

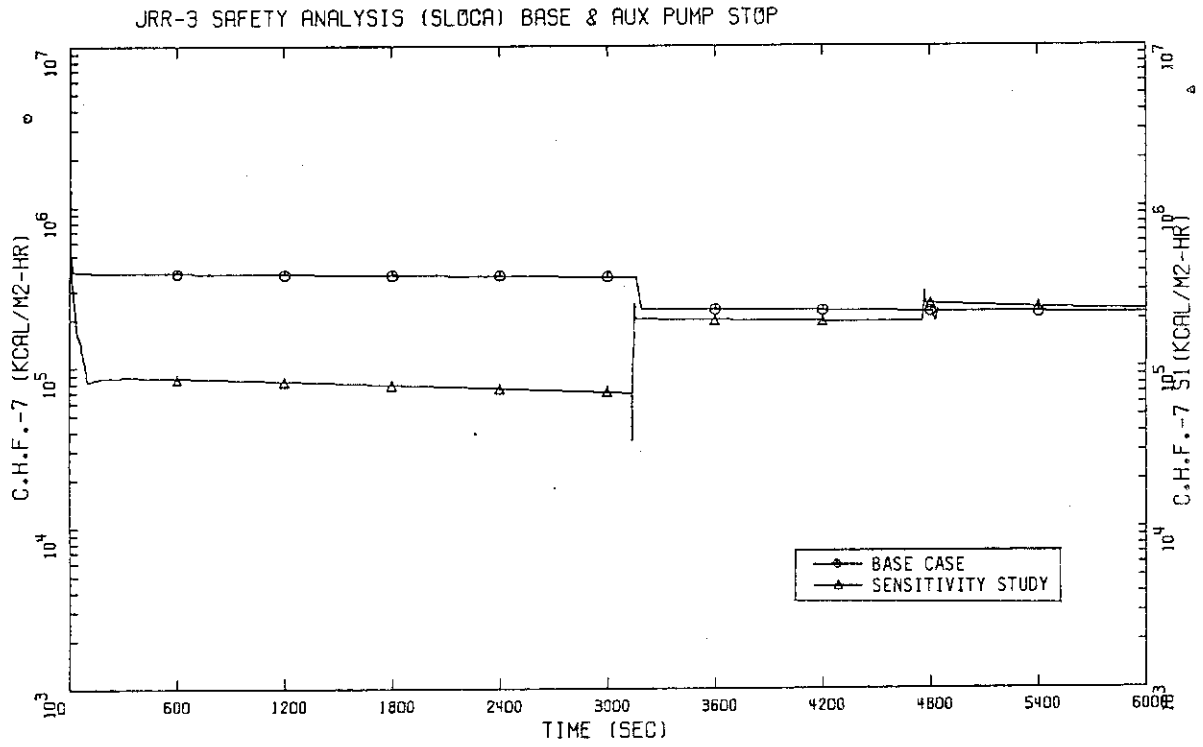


Fig. 8.3.1.7 DNB HEAT FLUX (0~6000sec)

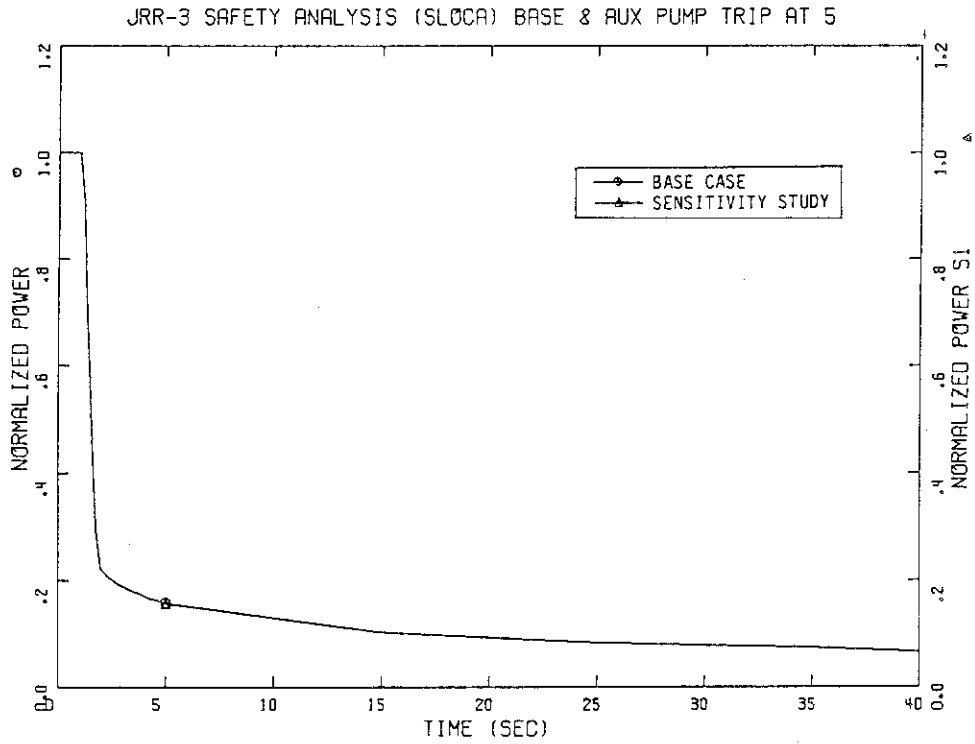


Fig. 8.3.1.8 NORMALIZED POWER

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLOCA) BASE & AUX PUMP TRIP AT 5

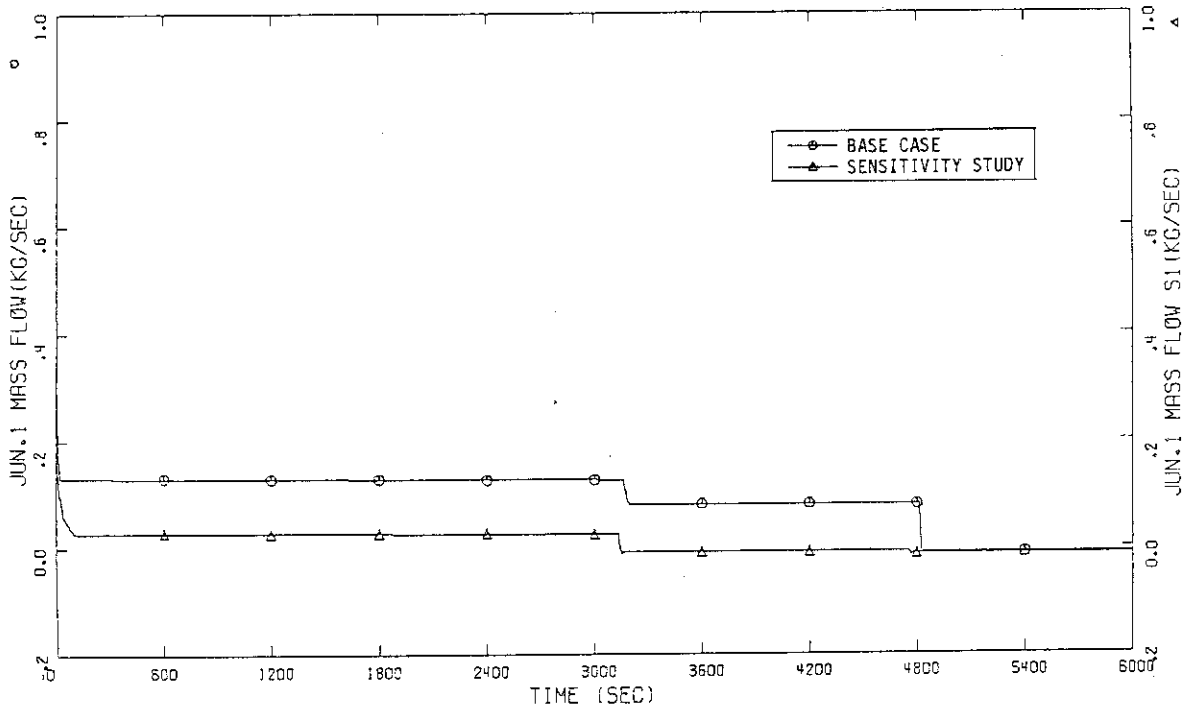


Fig. 8.3.1.9 HOT-CHANNEL FLOW

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLOCA) BASE & AUX PUMP STOP

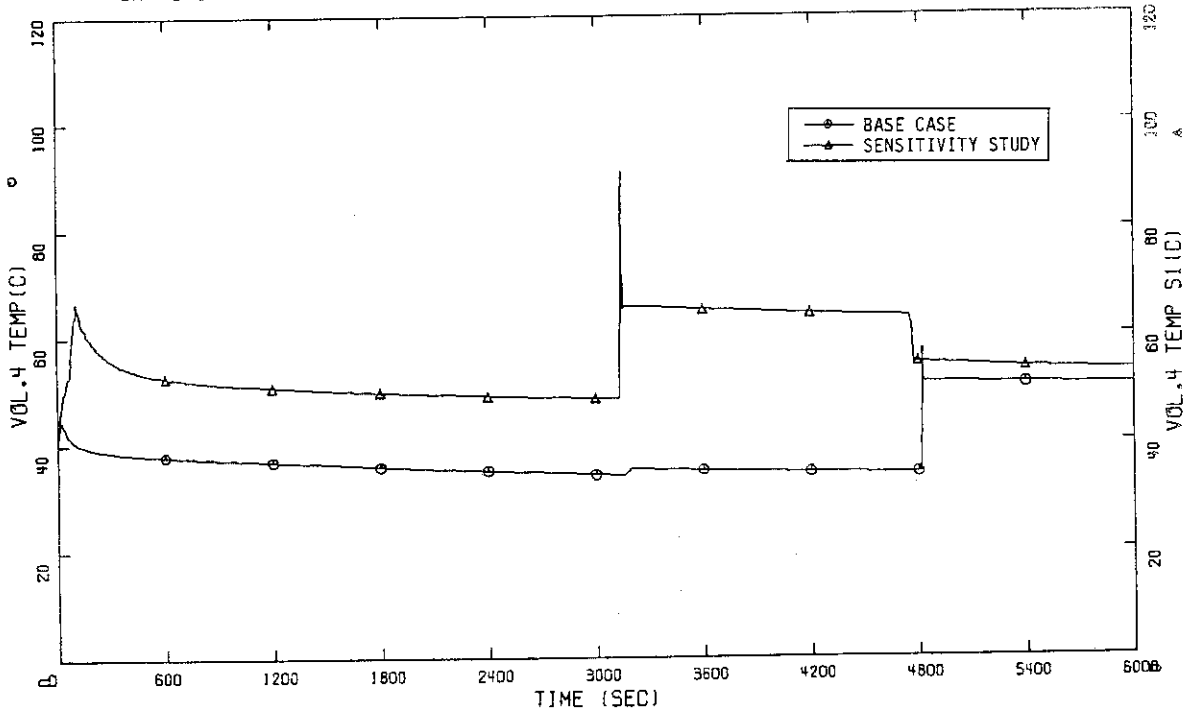


Fig. 8.3.1.10 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLOCA) BASE & AUX PUMP TRIP AT 5

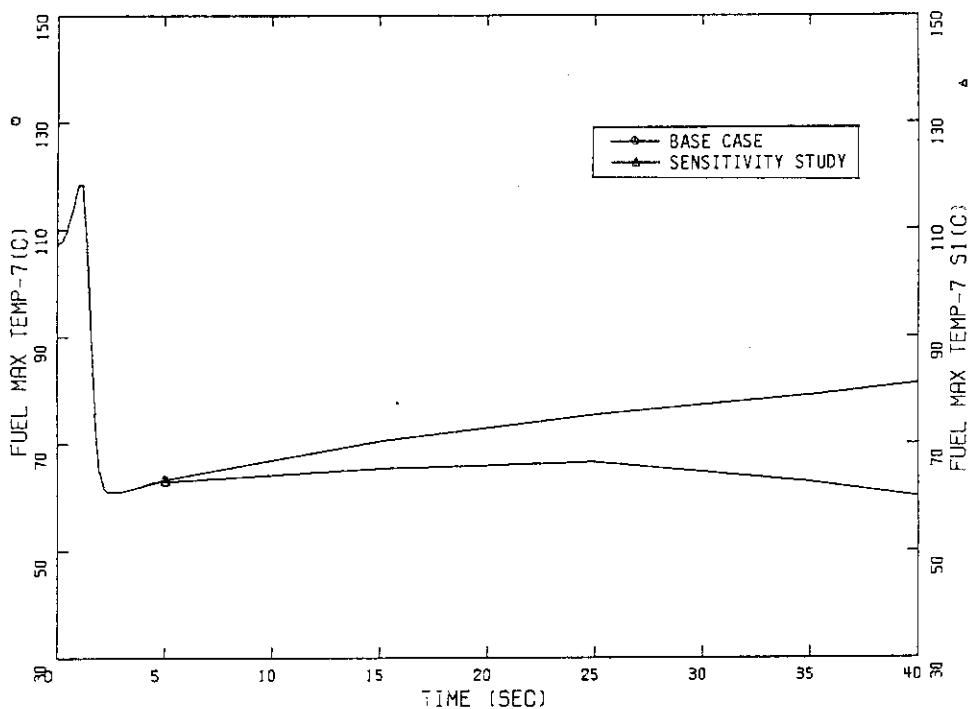


Fig. 8.3.1.11 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT) 0~40sec

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLOCA) BASE & AUX PUMP TRIP AT 5

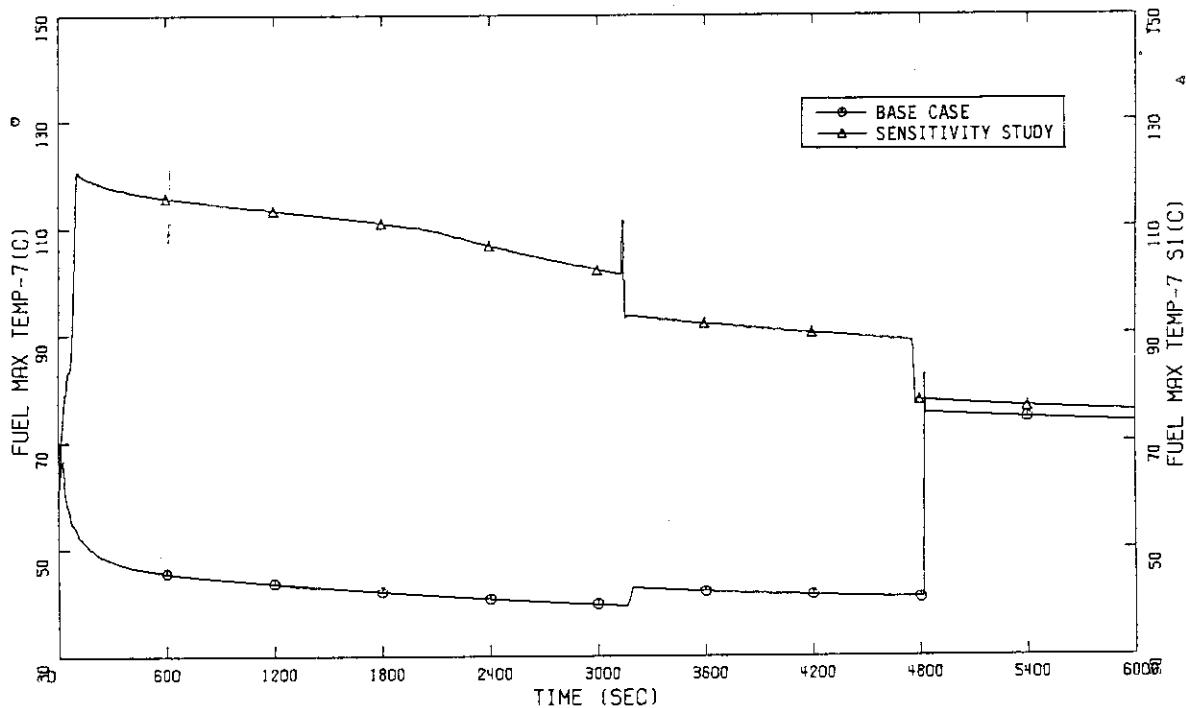


Fig. 8.3.1.12 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT) 0~6000sec

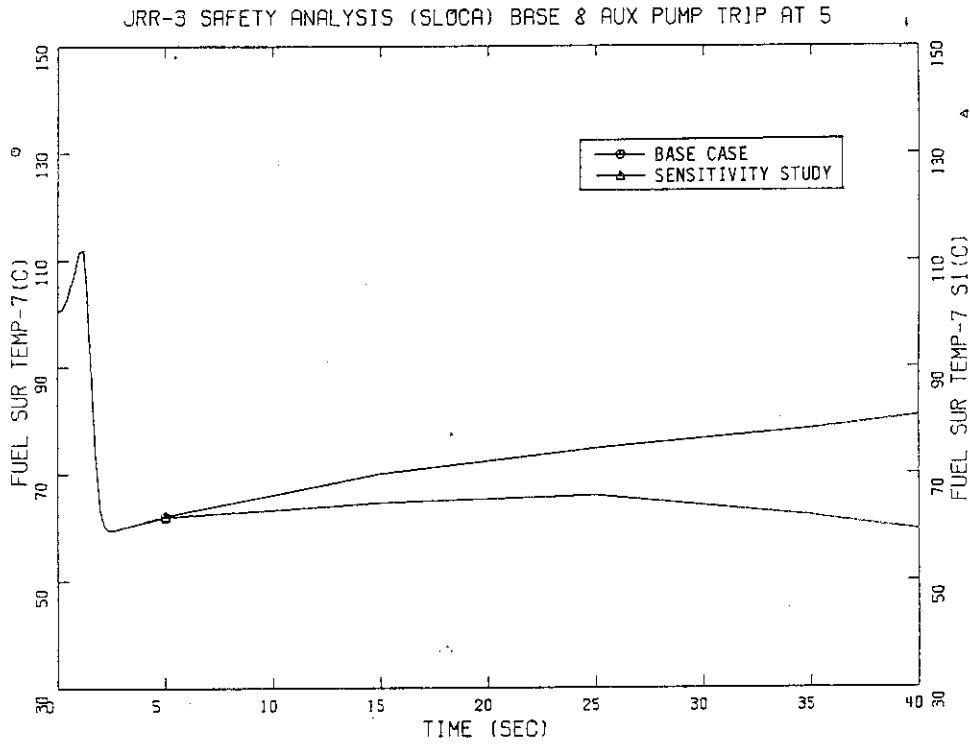


Fig. 8.3.1.13 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT) 0-40sec

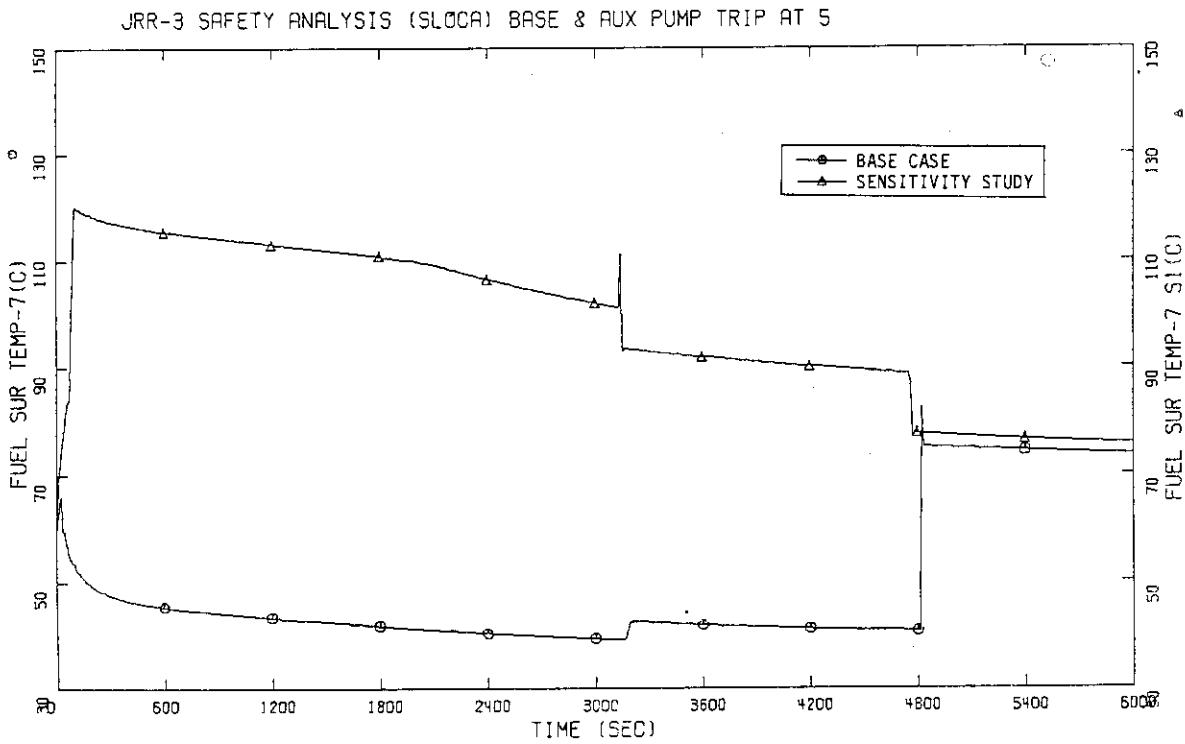


Fig. 8.3.1.14 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT) 0-6000sec

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLOCA) BASE & AUX PUMP TRIP AT 5

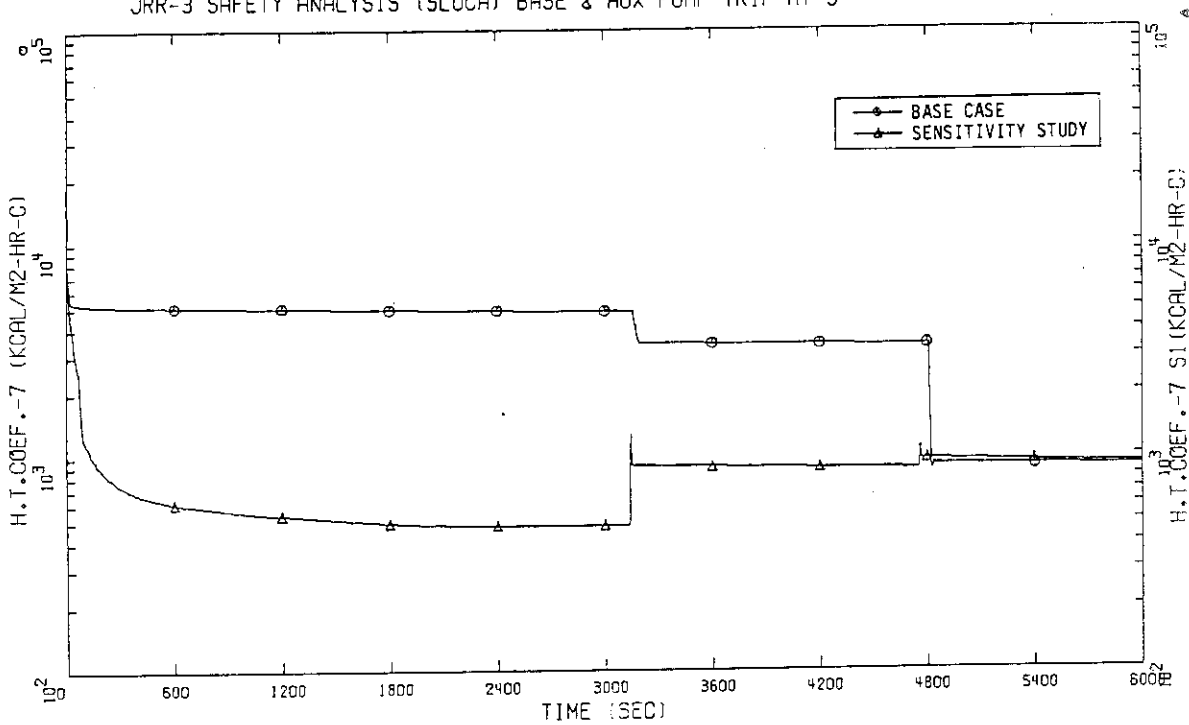


Fig. 8.3.1.15 HEAT TRANSFER COEFFICIENT

8.3.2 自然循環弁不作動

(1) 解析条件

ベース・ケースでは「炉プール水位低低」の信号により自然循環弁が開放したが、本感度解析では自然循環弁は開かないものとし解析を行った。解析条件を以下に示す。

- i. 定格出力運転中に1次冷却系配管に漏洩口が瞬時に開口する。
- ii. 漏洩口の位置は主ポンプ入口側 (Fig. 4.2.2.1のジャンクション400) とする。
- iii. 漏洩口の大きさは破壊力学的評価から最大である $Dt/4$ とする。
(但し, D : 配管の外径, t : 配管の肉厚)
- iv. 事故発生と同時に1次冷却材主ポンプの停止を仮定するため1次冷却材流量はコースト・ダウン特性に従い減少する。
- v. 原子炉スクラム信号は, 1次冷却系熱交換器下流側の1次冷却材流量が, 定格の85%を下回った時点より0.4秒の遅れをもって発信される。
- vi. 原子炉は, 原子炉スクラム信号発信後 Fig. 4.2.3.3に示すスクラム反応度挿入曲線に従ってスクラムする。
- vii. 原子炉プール水位が定格水位より4.37m低下した時点でサイフォン・ブレイクが確立し, 炉プールからの1次冷却材の流出は止まる。

(2) 解析結果

漏洩口からの流出流量を Fig. 8.3.2.1 に示す。ベース・ケースでは自然循環弁が開いた時点で炉心をバイパスする流れが出来る事から炉心の圧力損失が小さくなり, 漏洩口位置の1次冷却系圧力が若干高くなるため, 流出流量は一旦増加するが, 本感度解析では自然循環弁が開かないため, 炉プール隔離までスムーズに減少していく。DNBRを Fig. 8.3.2.2 に示す。ベース・ケースは自然循環弁の開放と同時にホット・チャンネル流量が Fig. 8.3.2.3 に示すように低下するため限界熱流束が下がり (Fig. 8.3.2.4), 従って DNBR も低下する。しかし本感度解析では自然循環弁が開かないため, 炉心流量の低下はなく DNBR は上昇を続ける。炉プール隔離後の自然循環へ移行する時点での DNBR の低下は, 本感度解析がベース・ケースに比べ大きい。これは自然循環弁が開かない事により, 自然循環への移行に時間がかかるためである。自然循環確立後も炉心流量がベース・ケースに比べ少ない事から DNBR も低い。

ホット・スポット位置のバルク温度, 燃料芯材温度, および燃料表面温度を Fig. 8.3.2.5, Fig. 8.3.2.6, Fig. 8.3.2.7 に示す。これらは DNBR と同様の傾向を示し, 自然循環弁が開いてから炉プール隔離まではベース・ケースが高く, 炉プール隔離後は本感度解析の方が高い。

最小 DNBR, 燃料芯材最高温度, および燃料表面最高温度はベース・ケースと同じく事故発生直後に見られる。従って値もベース・ケースと同じで,

$$\text{最小 DNBR} = 1.81$$

$$\text{燃料芯材最高温度} = 118.4^{\circ}\text{C}$$

$$\text{燃料表面最高温度} = 112.1^{\circ}\text{C}$$

となる。以下に解析で得られた主要な事象の生起時刻を示す。

<u>事 象</u>	<u>時刻 (秒)</u>	
	感度解析	ベースケース
漏洩口開口	0.0	0.0
1次冷却材ポンプ停止	0.0	0.0
原子炉スクラム信号発信	0.7	0.7
原子炉スクラム	1.1	1.1
自然循環弁開放開始	—	3167.5
炉プール隔離	4835.2	4815.1

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLOCA) BASE & N.C.V. NOT OPEN

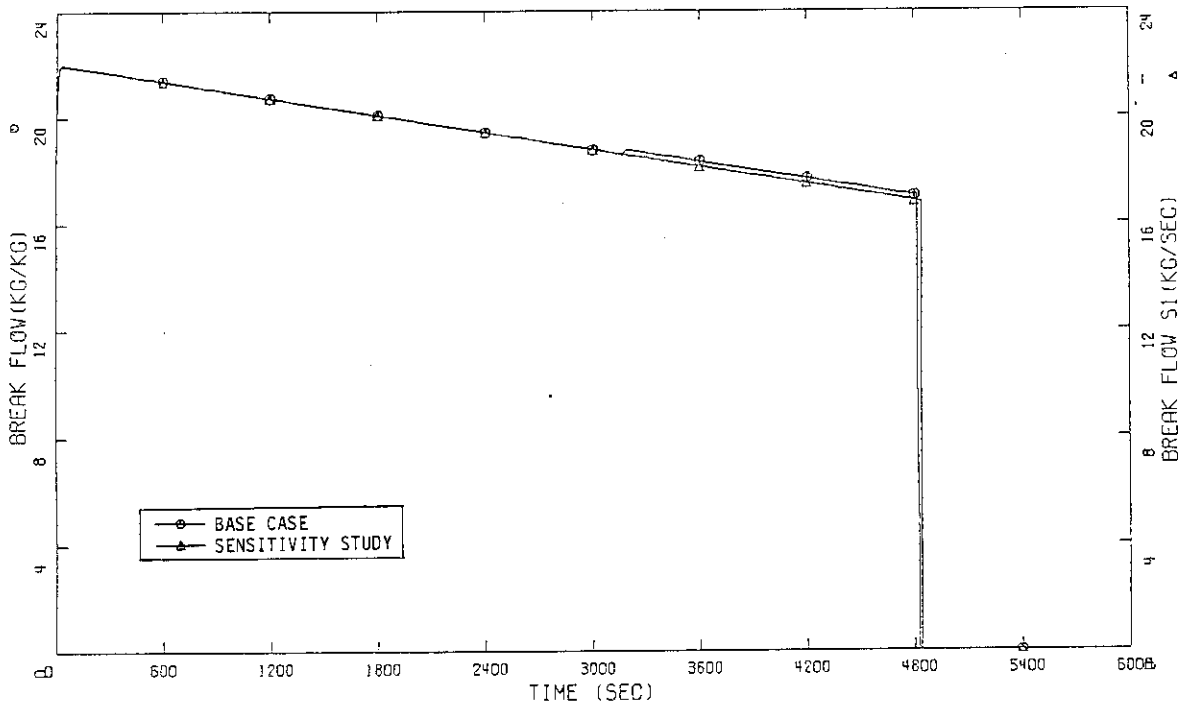


Fig. 8.3.2.1 BREAK FLOW

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLOCA) BASE & N.C.V. NOT OPEN

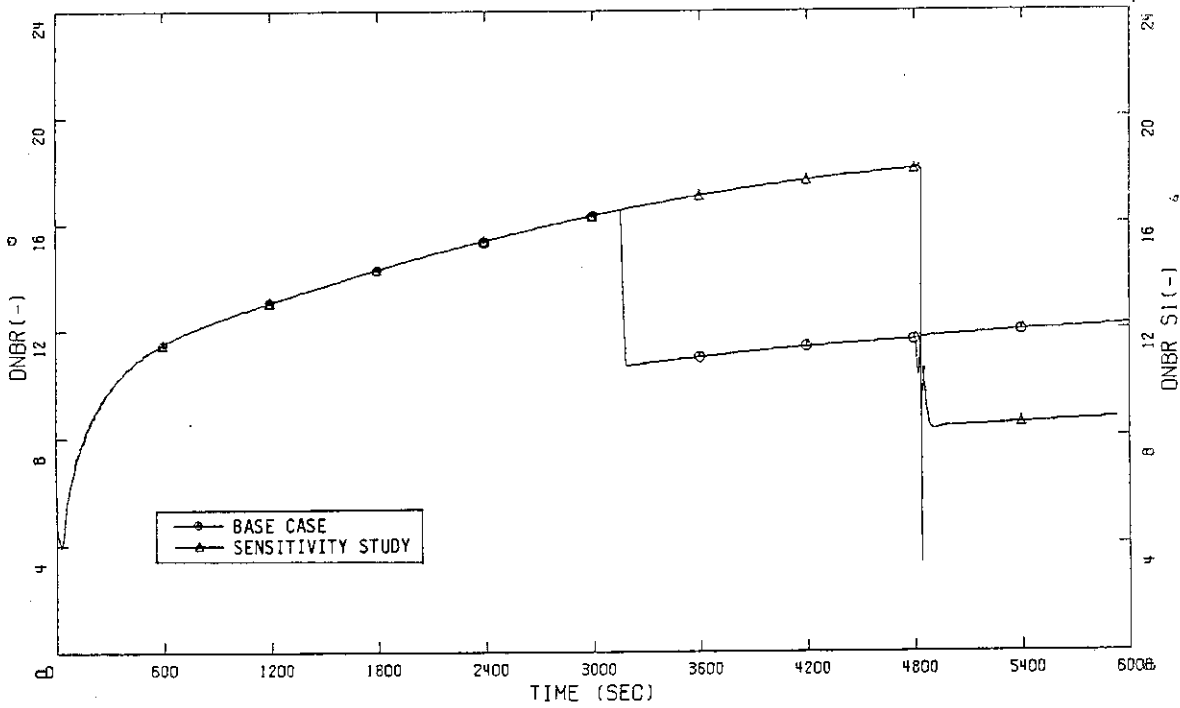


Fig. 8.3.2.2 DNBR

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLOCA) BASE & N.C.V. NOT OPEN

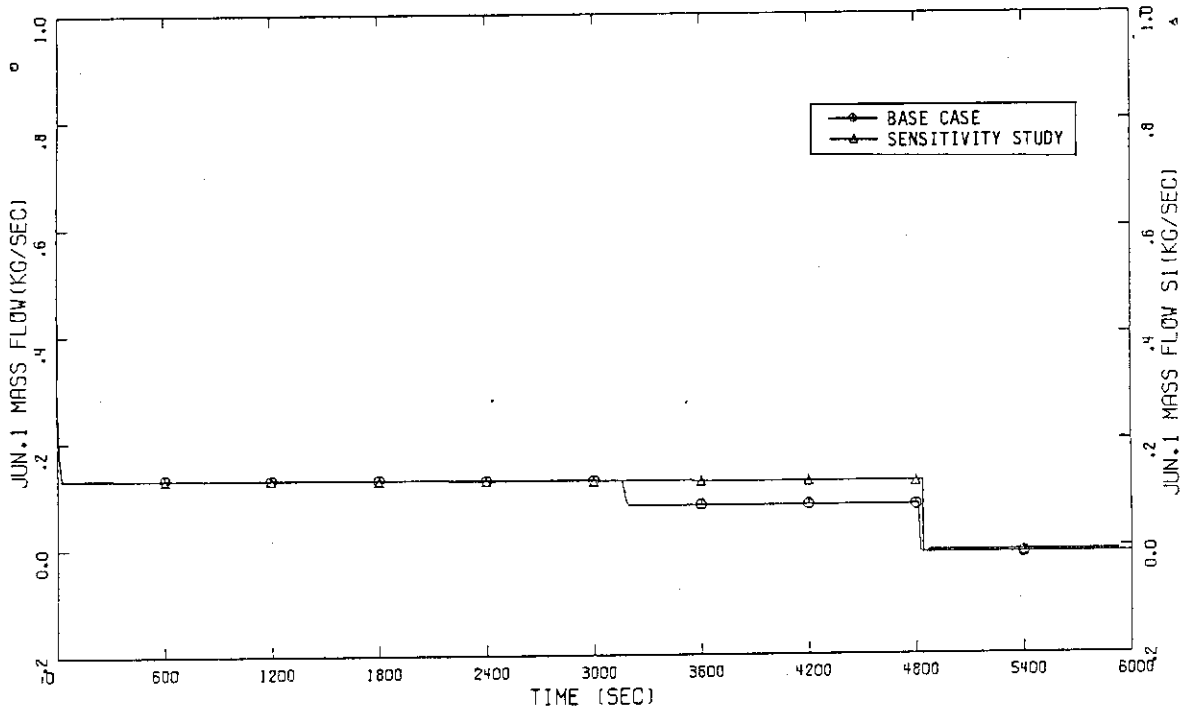


Fig. 8.3.2.3 HOT-CHANNEL FLOW

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLOCA) BASE & N.C.V. NOT OPEN

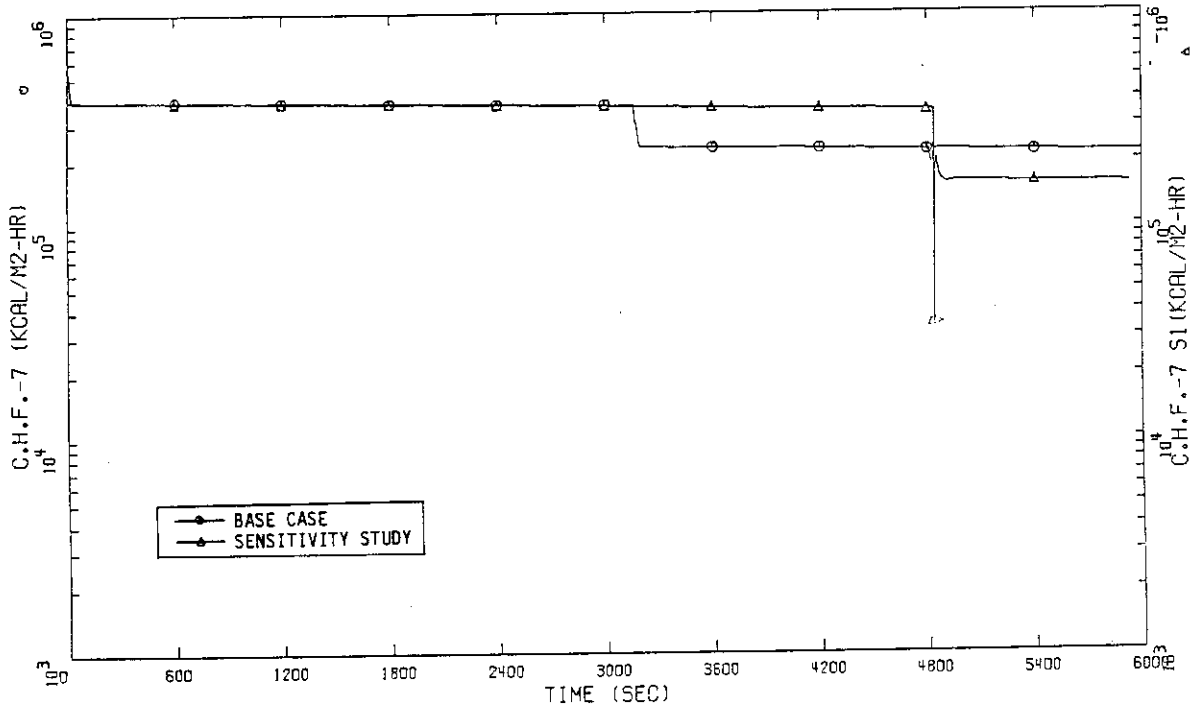


Fig. 8.3.2.4 DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLOCA) BASE & N.C.V. NOT OPEN

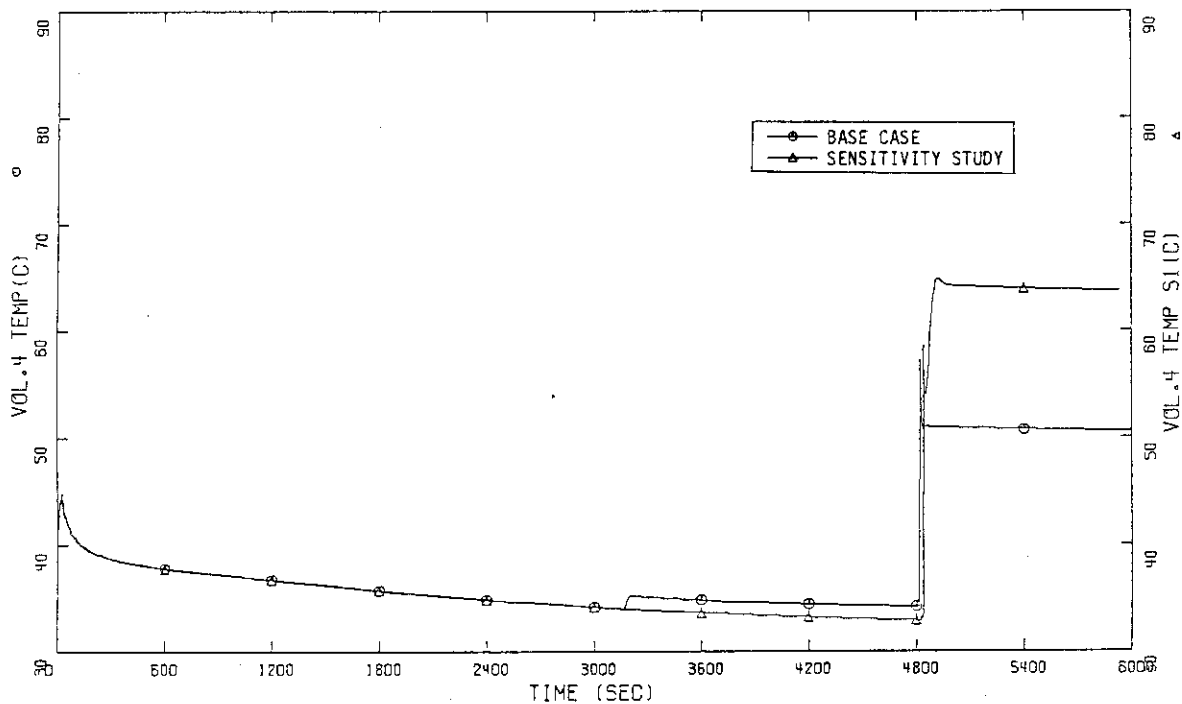


Fig. 8.3.2.5 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLOCA) BASE & N.C.V. NOT OPEN

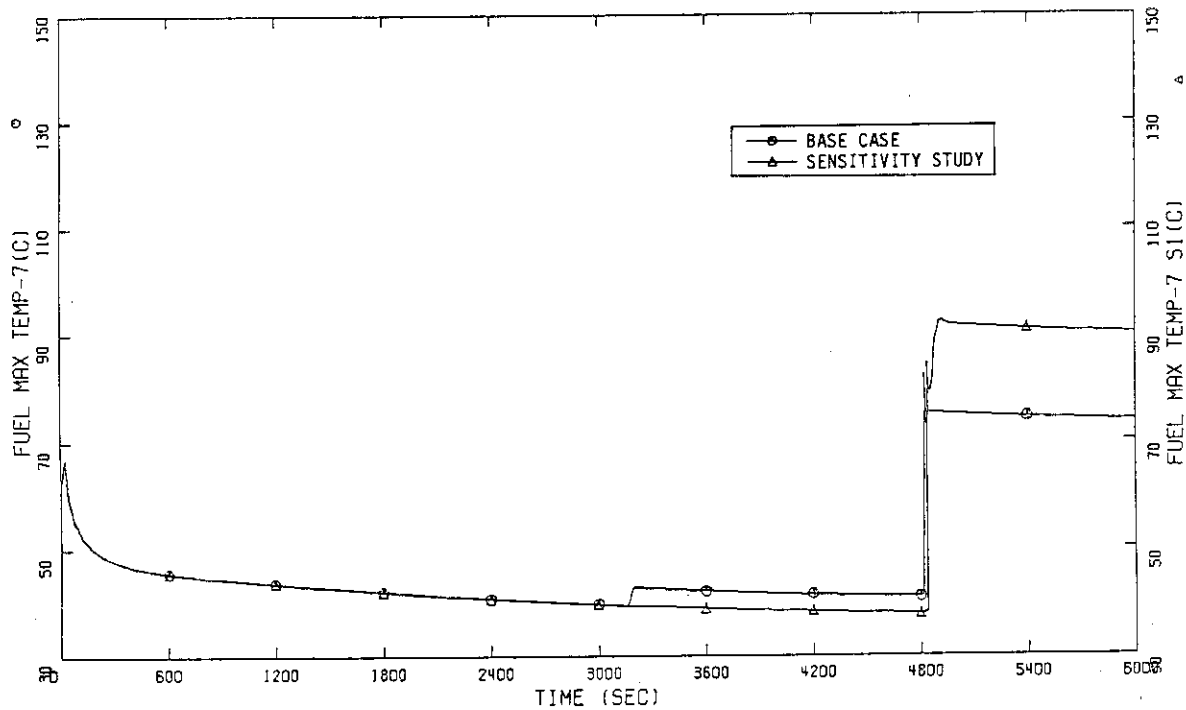


Fig. 8.3.2.6 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

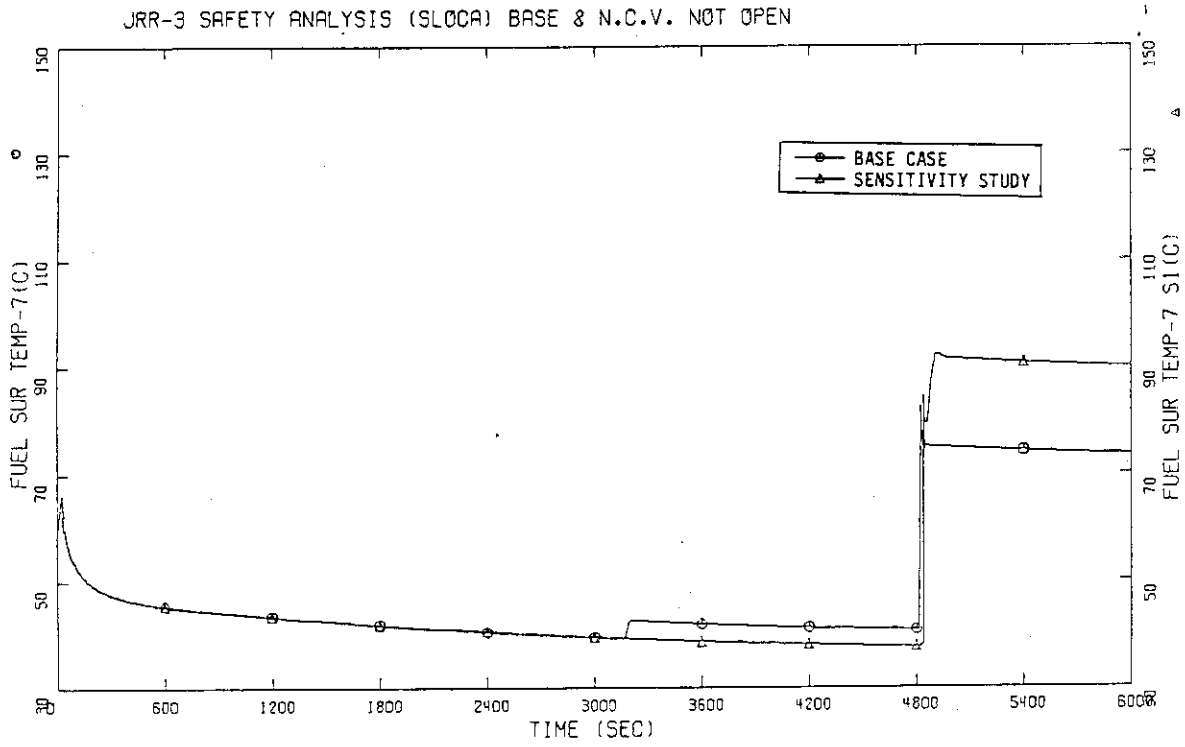


Fig. 8.3.2.7 FUEL SURFACE TEMPERATURE(HOT-SPOT)

8.3.3 破断位置

(1) 解析条件

ベース・ケースでは漏洩口の位置を1次冷却材ポンプ入口側とし、又その位置の1次冷却系圧力が負圧であった事から、1次冷却材ポンプの機能喪失を考慮したが、本感度解析では漏洩口が1次冷却材ポンプの出口側に位置する流量計の下流側に発生したと考え、1次冷却系のポンプはすべて正常に機能するものとし解析を行った。以下に解析条件を示す。

- i. 定格出力運転中に1次冷却系配管に漏洩口が瞬時に開口する。
- ii. 漏洩口の位置は流量計下流側 (Fig. 4.2.2.1のジャンクション401) とする。
- iii. 漏洩口の大きさは $Dt/4$ とする。(但し D : 配管の外径, t : 配管の肉厚)
- iv. 原子炉スクラム信号は、原子炉プール水位が定格水位より50 cm低下した時点より0.07秒の遅れをもって発信される。
- v. 原子炉は、原子炉スクラム信号発信 Fig. 4.2.3.3に示すスクラム反応度挿入曲線に従ってスクラムする。
- vi. 原子炉プール水位が、定格水位より3 m低下した時点で「原子炉プール水位低低」信号が発信され、1次冷却材主ポンプがコスト・ダウン特性に従い停止する。
- vii. 「原子炉プール水位低低」及び「1次冷却材流量低(定格の85%)」の両信号が入った時点で自然循環弁が開き始め20秒間で全開する。
- viii. 原子炉プール水位が、定格水位より4.37 m低下した時点でサイフォン・ブレイクが確立し、炉プールからの1次冷却材の流出は止まり原子炉プールは隔離される。

(2) 解析結果

Fig. 8.3.3.1に漏洩口よりの流出流量を示す。流量は事故発生後約22.5 kg/secにまで増加した後、プール水位の低下に伴い徐々に減少し、時刻3092秒に1次冷却材主ポンプ停止および自然循環弁が開く事により、ステップ状に減少する。時刻4929秒に炉プールが隔離される事から流出流量は急激に減少し零となる。炉プール水位を Fig. 8.3.3.2に示す。水位は漏洩口よりの流出流量に伴い低下し時刻492秒に「原子炉プール水位低」、時刻3092秒に「原子炉プール水位低低」、4929秒にサイフォン・ブレイク確立水位に達し、それ以後は炉プールが隔離される事から水位の低下は止まる。

Fig. 8.3.3.3に炉心ホット・チャンネルの流量を示す。「炉プール水位低低」信号が発信されるまでは、ほぼ通常運転時の流量を保ち続ける。信号が発信され1次冷却材主ポンプが停止し、自然循環弁が開く事により流量は急激に減少する。その後1次冷却材補助ポンプにより通常運転時の約7%の流量が確保される。時刻4929秒に炉心が隔離される事により流量は減少し、流れは下向きから上向きへと逆転し自然循環が確立する。

DNBRを Fig. 8.3.3.4に示す。本感度解析はベース・ケースと違い事故発生直後に「1次冷却材流量低」により原子炉はスクラムせず、「原子炉プール水位低」の信号により原子炉はスクラムする事から、原子炉スクラムまで時間がかかり1次冷却材の温度が若干上昇する事から、炉心入口のサブクール度が低下し限界熱流束が Fig. 8.3.3.5に示すように下がる事からDNBRは低下する。時刻492秒に原子炉がスクラムする事により Fig. 8.3.3.6に示すように炉出力が低下し、燃料表面熱流束が Fig. 8.3.3.7に示すように下がる事から、DNBRは急激に上昇する。

その後1次冷却材主ポンプ停止，自然循環弁開放により炉心流量が Fig. 8. 3. 3. 3 に示したように減少する事から，限界熱流束が低下しそれにより DNBR も低下する。炉プール隔離後，炉心の流れが逆転する時点で再び DNBR は低下するが，通常運転時の値を下回る事はない。それ以後は自然循環が確立する事から上昇していく。

ホット・スポットの燃料表面温度，燃料芯材温度を Fig. 8. 3. 3. 8 ， Fig. 8. 3. 3. 9 に示す。これらは，原子炉スクラム直前に最高値に達した後低下し，その後炉心部の流量低下，および自然循環移行時に上昇した後，自然循環による炉心冷却が確立し温度は徐々に低下していく。

本感度解析で得られた最小 DNBR は約 2.18 ，燃料芯材最高温度は約 107℃ ，燃料表面最高温度は約 100℃ となり，通常運転時よりほとんど厳しくなる事なく本事故は終結する。

以下に本解析で得られた主要な事象の生起時刻を示す。

事 象	時刻 (秒)
漏洩口開口	0.0
原子炉スクラム	492.3
1次冷却材主ポンプトリップ	3092.0
自然循環弁開放開始	3093.0
炉プール隔離	4929.2

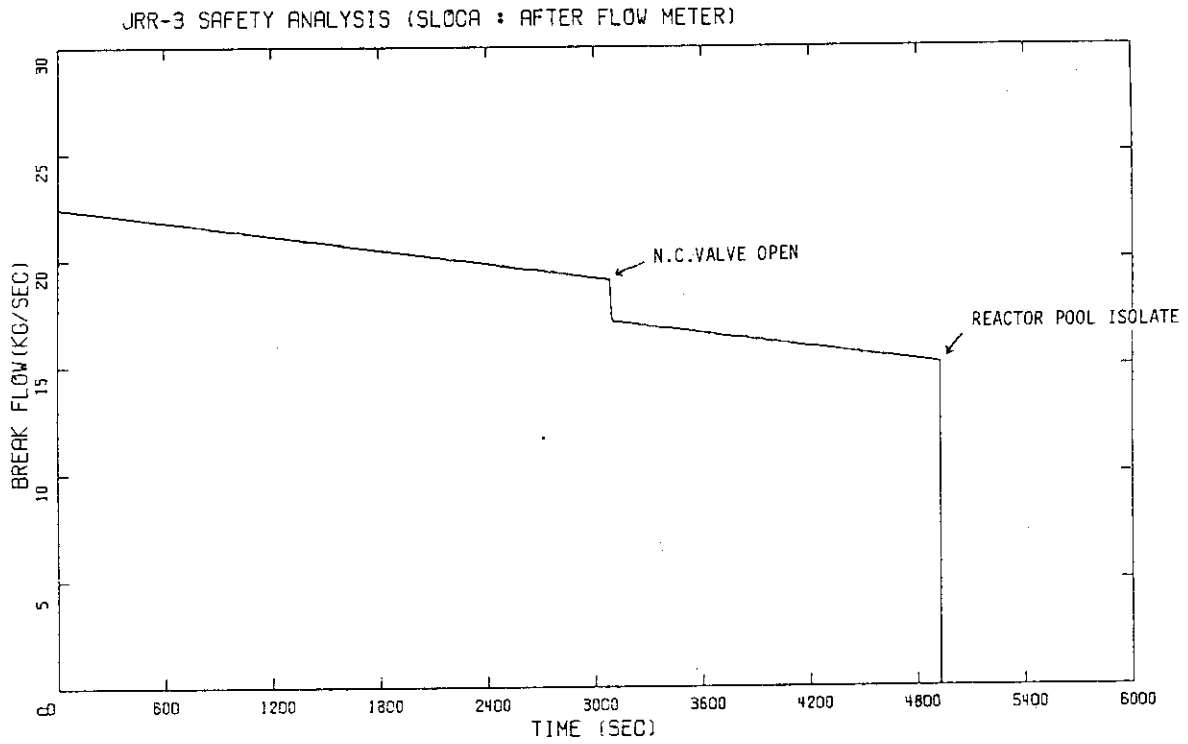


Fig. 8.3.3.1 BREAK FLOW

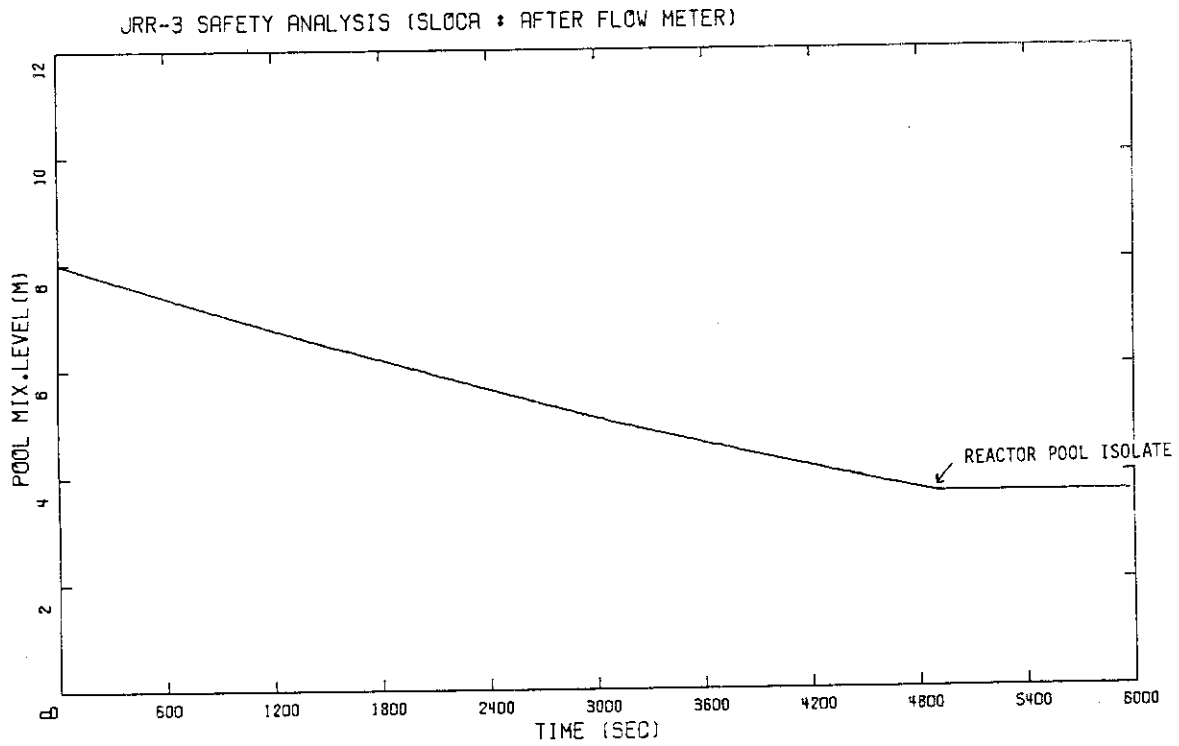


Fig. 8.3.3.2 REACTOR POOL MIXTURE LEVEL

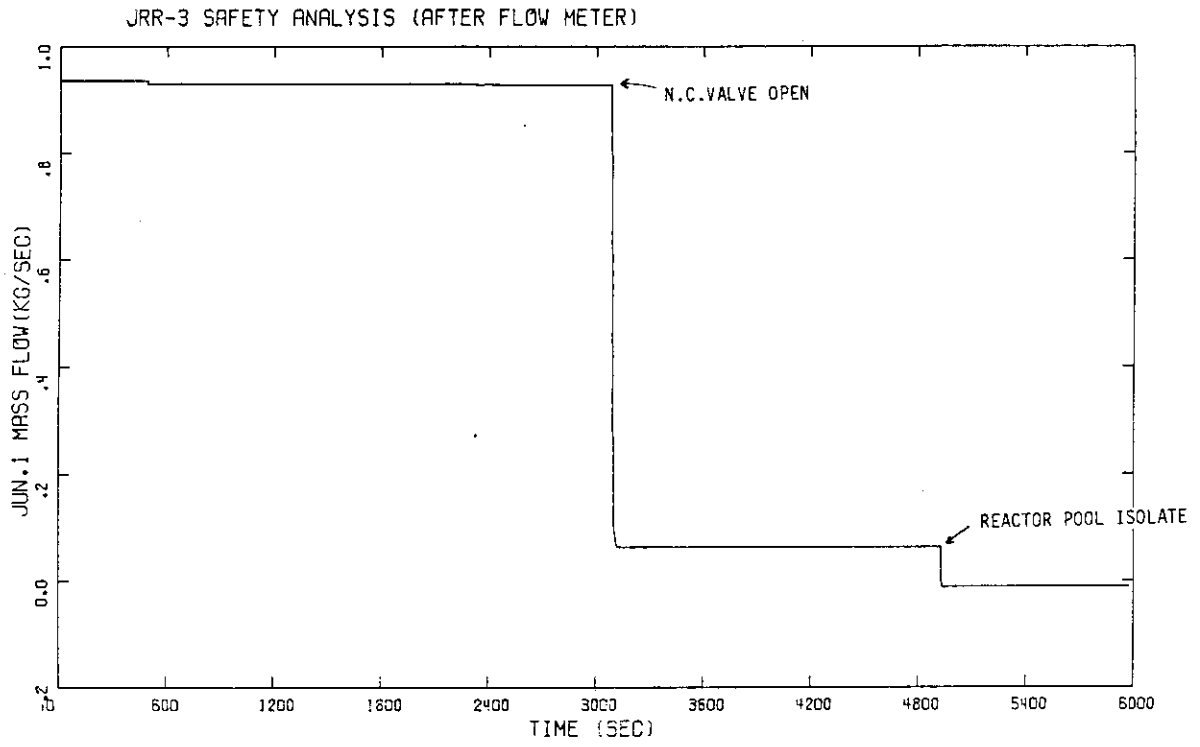


Fig. 8.3.3.3 HOT-CHANNEL FLOW

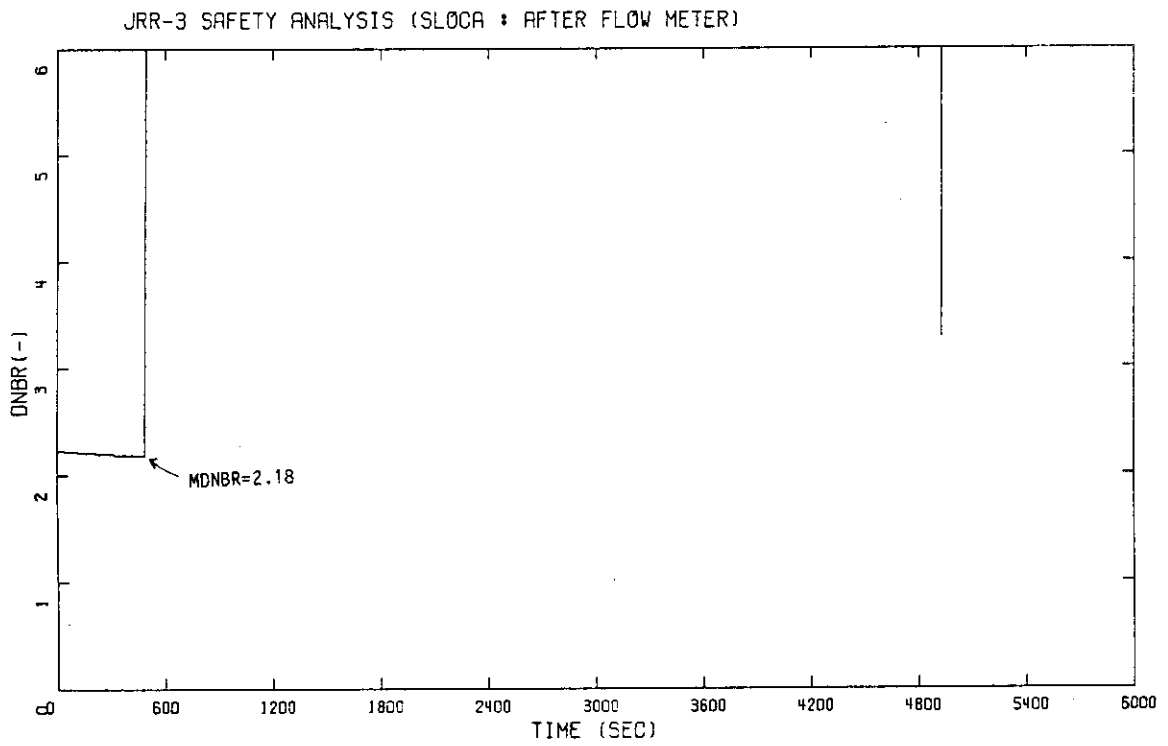


Fig. 8.3.3.4 DNBR

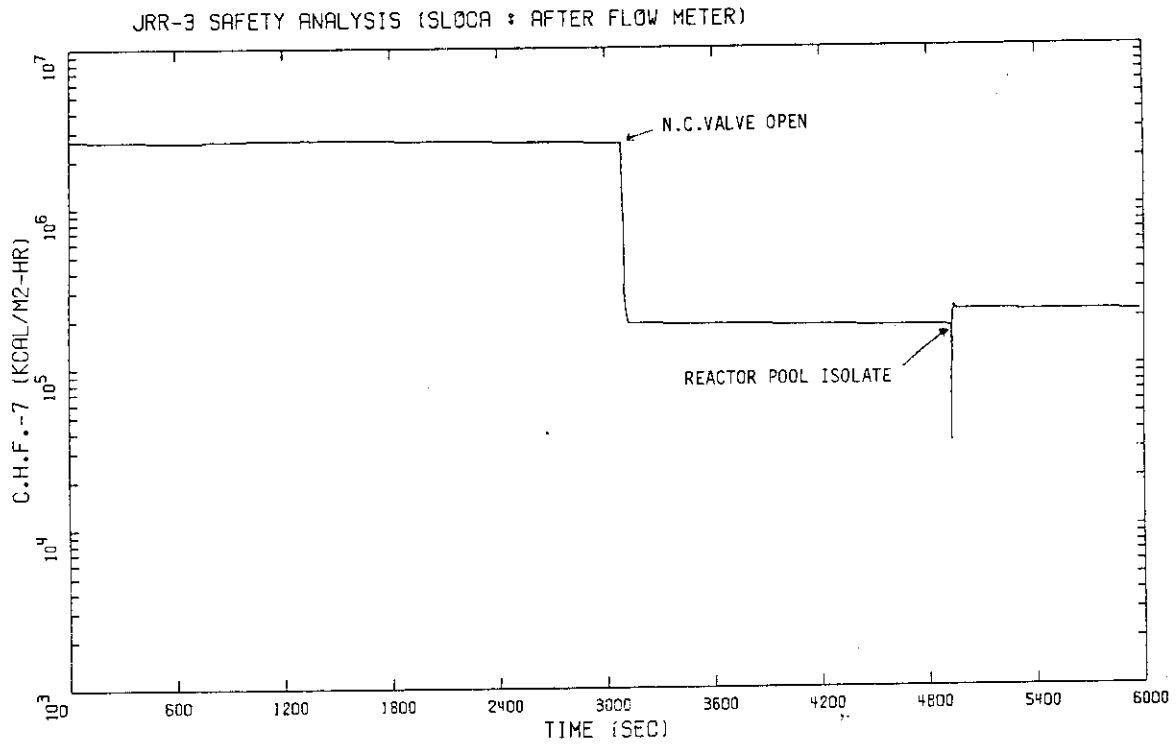


Fig. 8.3.3.5 DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

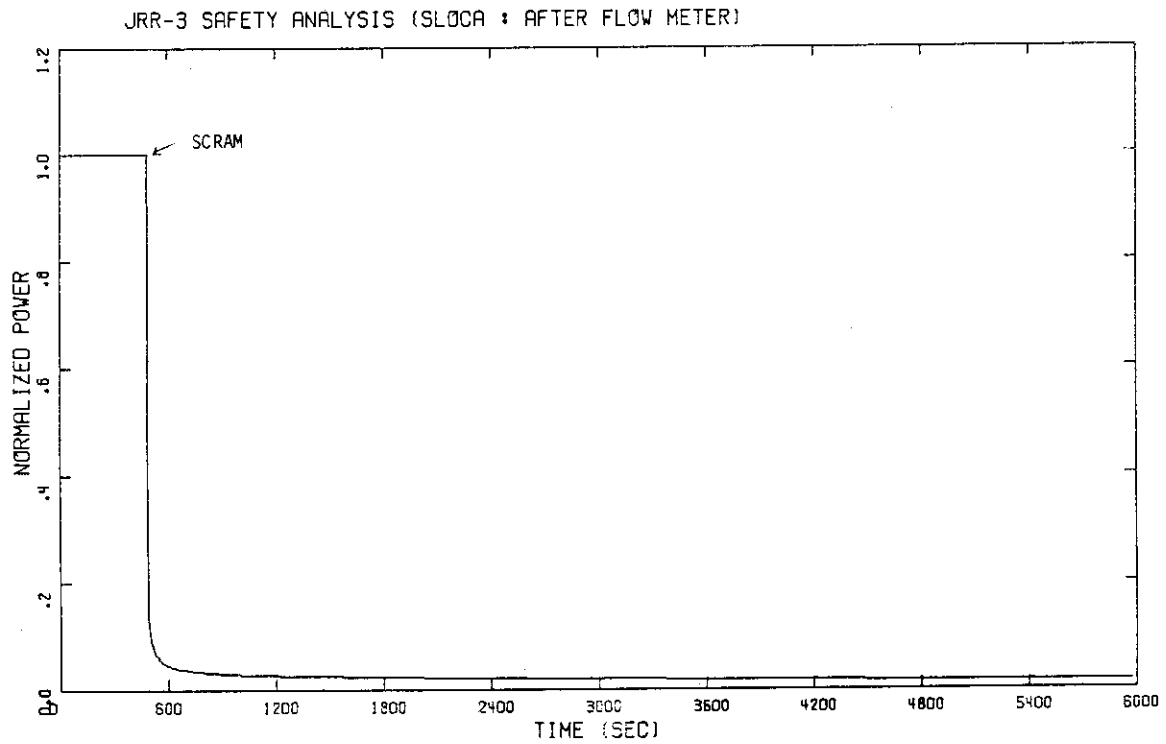


Fig. 8.3.3.6 NORMALIZED POWER

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLDCA : AFTER FLOW METER)

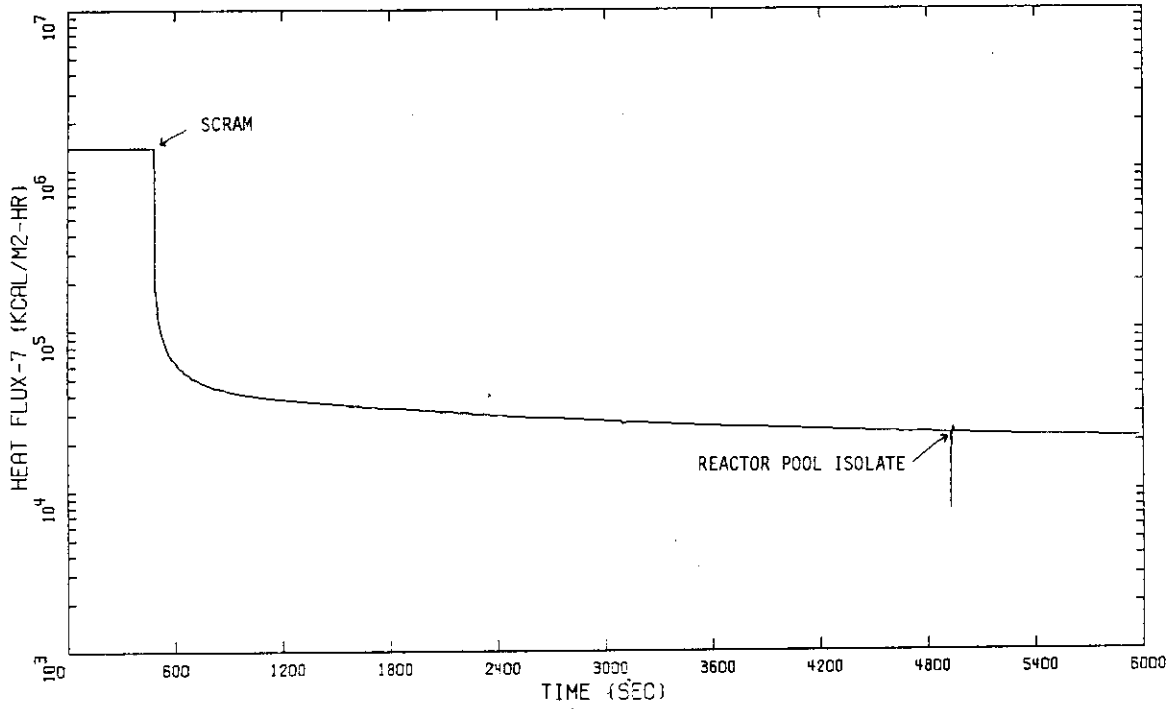


Fig. 8.3.3.7 FUEL SURFACE HEAT FLUX (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (SLDCA : AFTER FLOW METER)

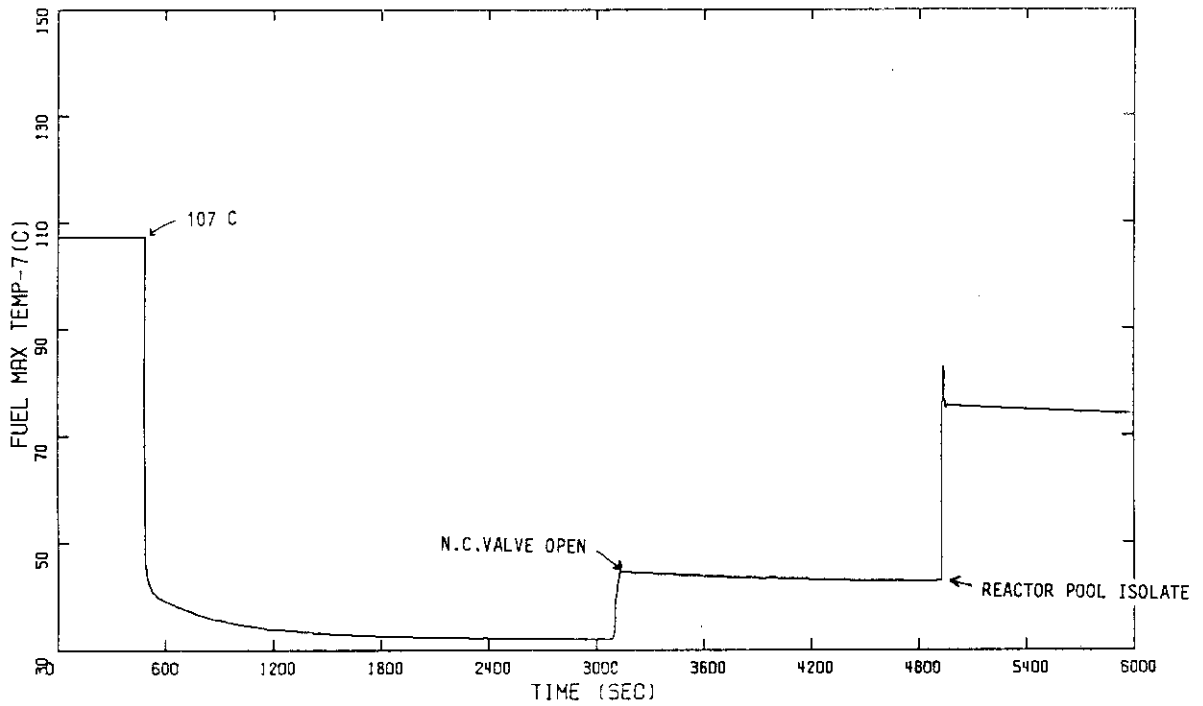


Fig. 8.3.3.8 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

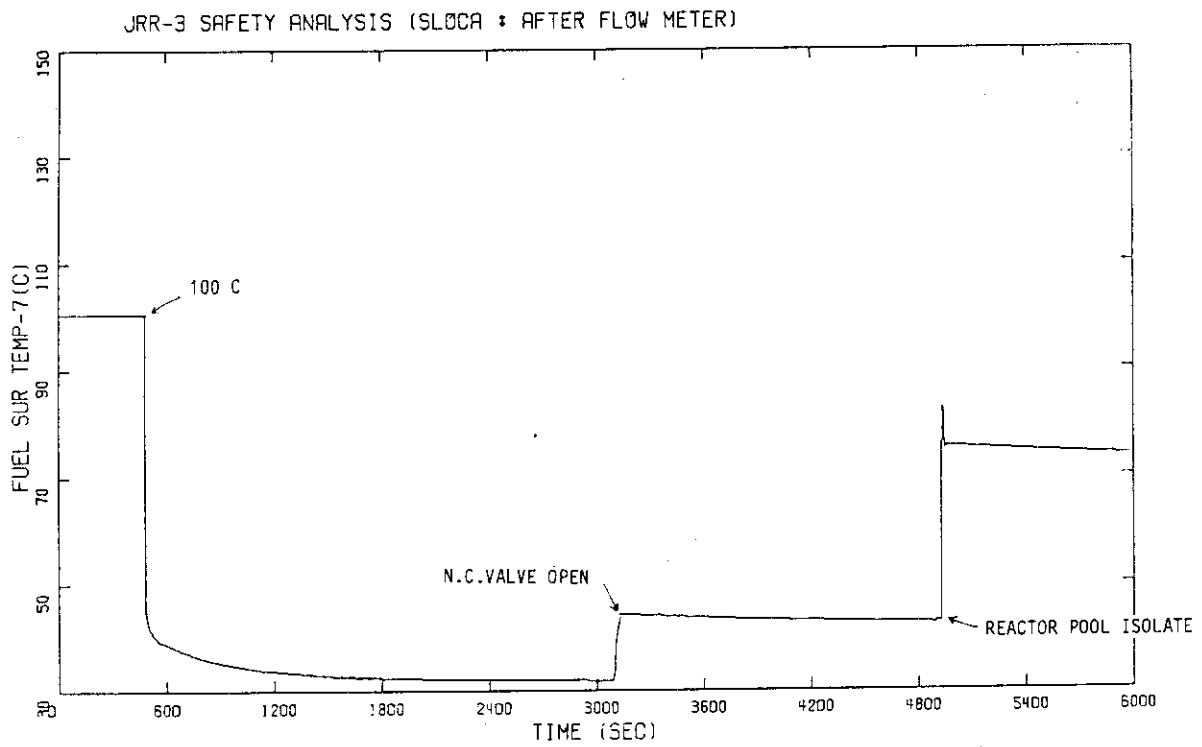


Fig. 8.3.3.9 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

8.4 2次冷却材ポンプ軸固着事故の感度解析

8.4.1 流量低下量

(1) 解析条件

ベース・ケースでは2次冷却材の流量が定格の50%になるとしたが、本感度解析では100%喪失するものとした。解析条件を以下に示す。

- i. 定格出力運転中に2次冷却材ポンプ2台の回転軸が瞬時に固着する。
- ii. 2次冷却材の流量は厳しめに瞬時に無くなるものとした。
- iii. 原子炉スクラム信号は、サイフォン・ブレイク弁下流側での、1次冷却材温度が50°Cに達した時点より40.0秒の遅れをもって発信される。
- iv. 原子炉は、原子炉スクラム信号発信後 Fig. 4.2.3.3 に示すスクラム反応度挿入曲線に従ってスクラムする。

(2) 解析結果

2次冷却材の流量が喪失し除熱量が Fig. 8.4.1.1 に示すように低下する。そのため Fig. 8.4.1.2 に示すように1次冷却材の温度が上昇し時刻約370秒にスクラム設定温度の50°Cに達し、その40秒後に原子炉はスクラムするため Fig. 8.4.1.3 に示すように炉出力が低下する。

原子炉スクラムまで、1次冷却材の温度が上昇する事から炉心入口のサブクール度が小さくなり Fig. 8.4.1.4 に示すように限界熱流束が徐々に低下していく。又、燃料表面熱流束比は Fig. 8.4.1.5 に示すように原子炉スクラムまではほぼ通常運転時の値を保つ事から Fig. 8.4.1.6 に示すように DNBR は、徐々に低下していく。原子炉がスクラムすると燃料表面熱流束が下がり、DNBR は急激に大きくなる。

燃料芯材温度および燃料表面温度を Fig. 8.4.1.7, Fig. 8.4.1.8 に示す。ともに Fig. 8.4.1.9 に示すように、バルク温度が上昇する事から上昇する。その後原子炉がスクラムする事により温度は急激に低下し本事象は終結に向かう。

本解析で得られた最小 DNBR は約1.95, 燃料芯材最高温度は112.5°C, 燃料表面最高温度は105.6°Cであった。

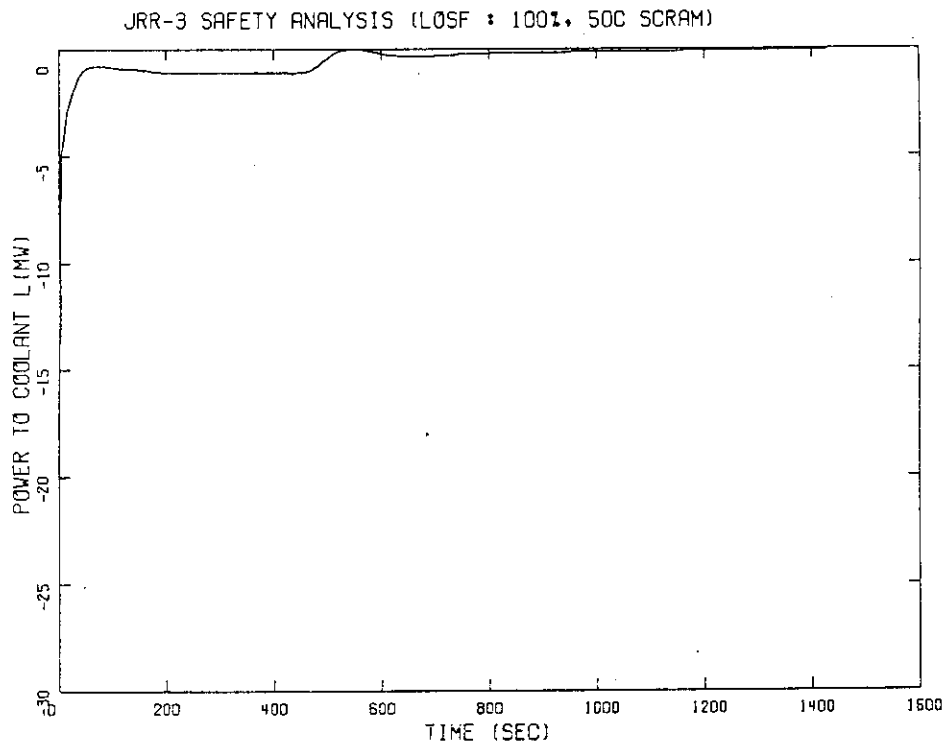


Fig. 8.4.1.1 HEAT REMOVAL RATE

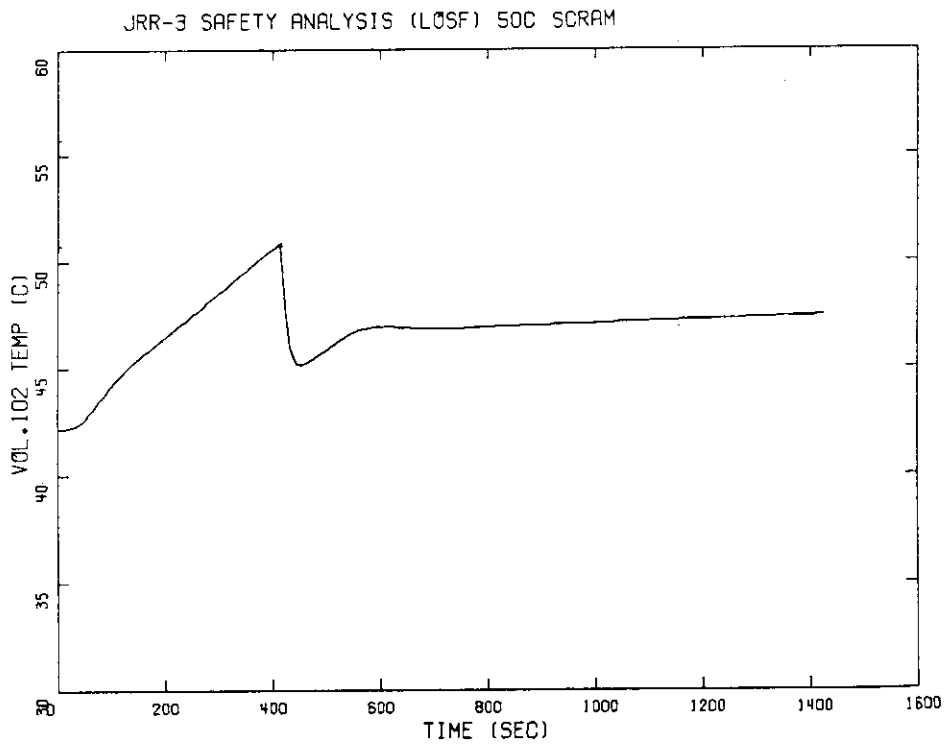


Fig. 8.4.1.2 CORE OUTLET TEMPERATURE

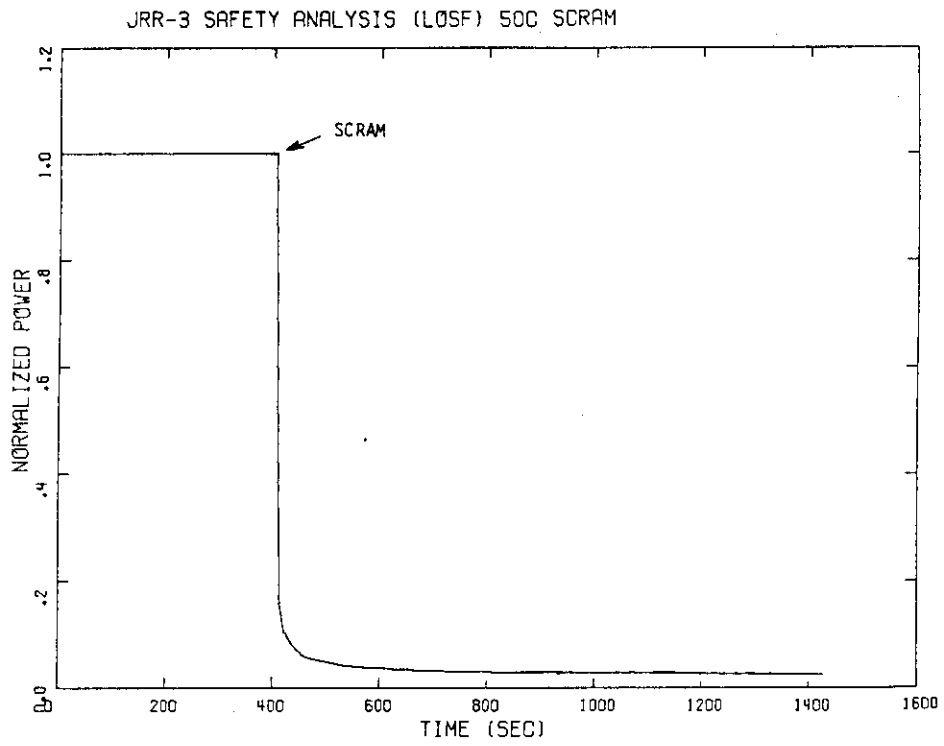


Fig. 8.4.1.3 NORMALIZED POWER

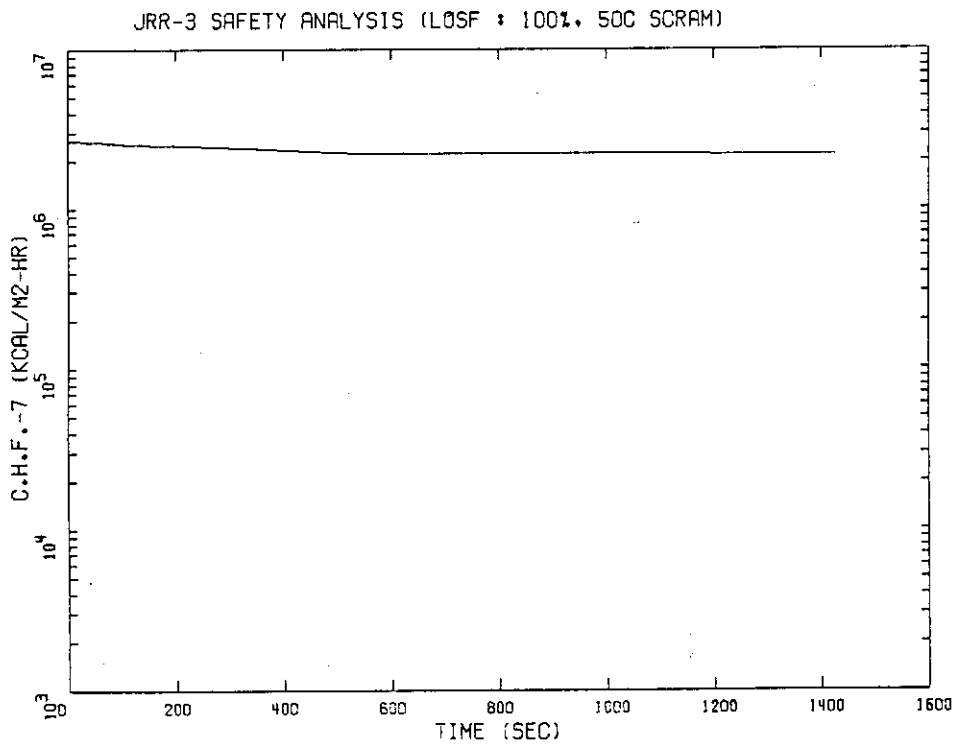


Fig. 8.4.1.4 DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

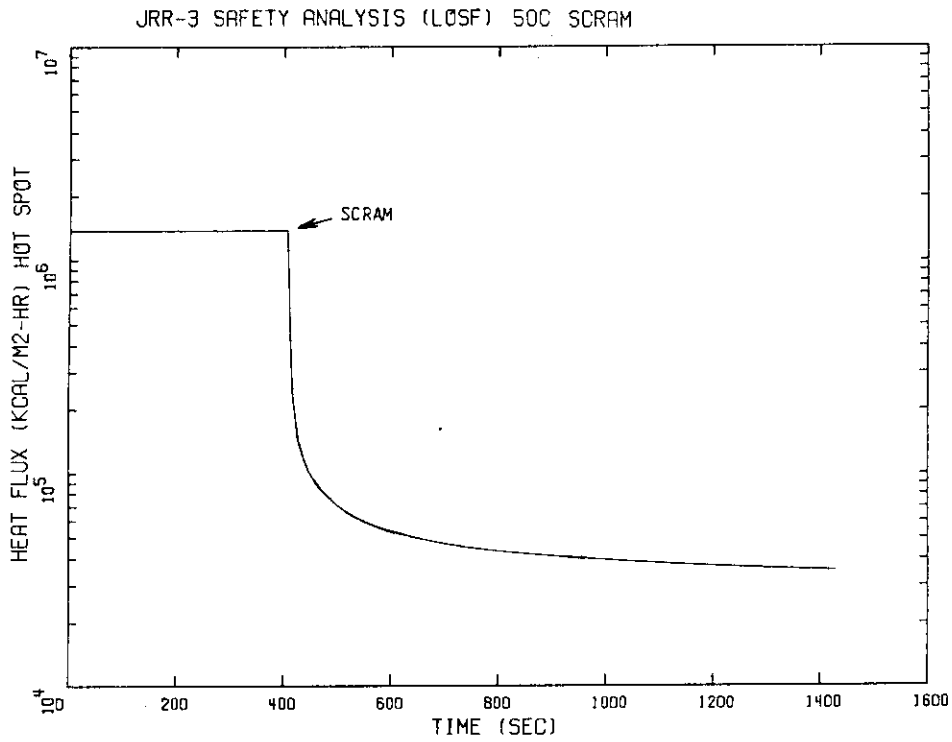


Fig. 8.4.1.5 FUEL SURFACE HEAT FLUX (HOT-SPOT)

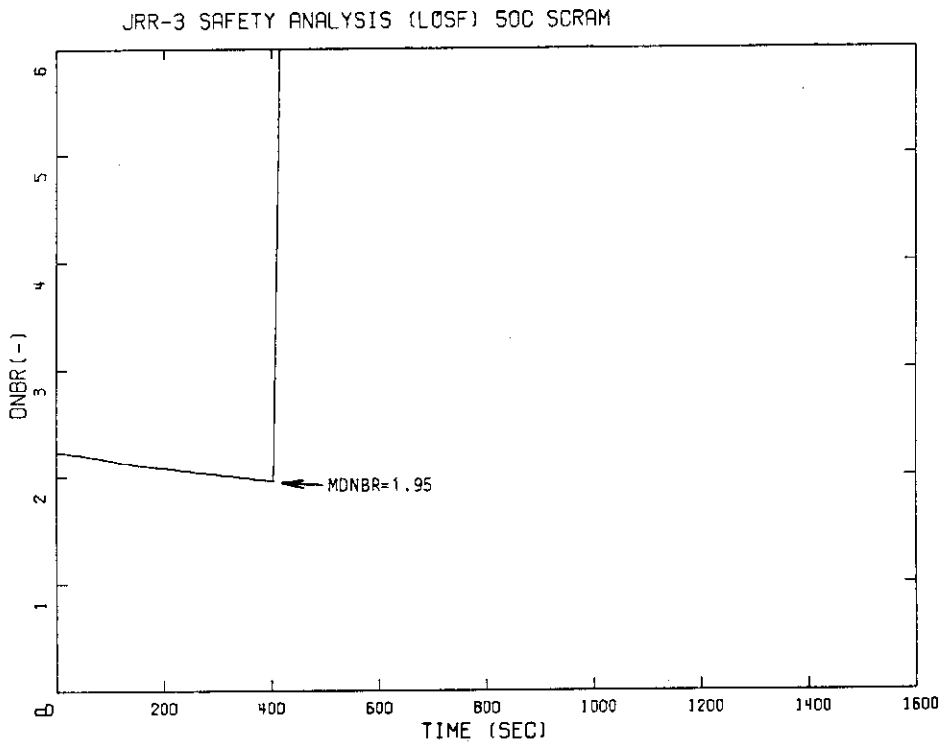


Fig. 8.4.1.6 DNBR

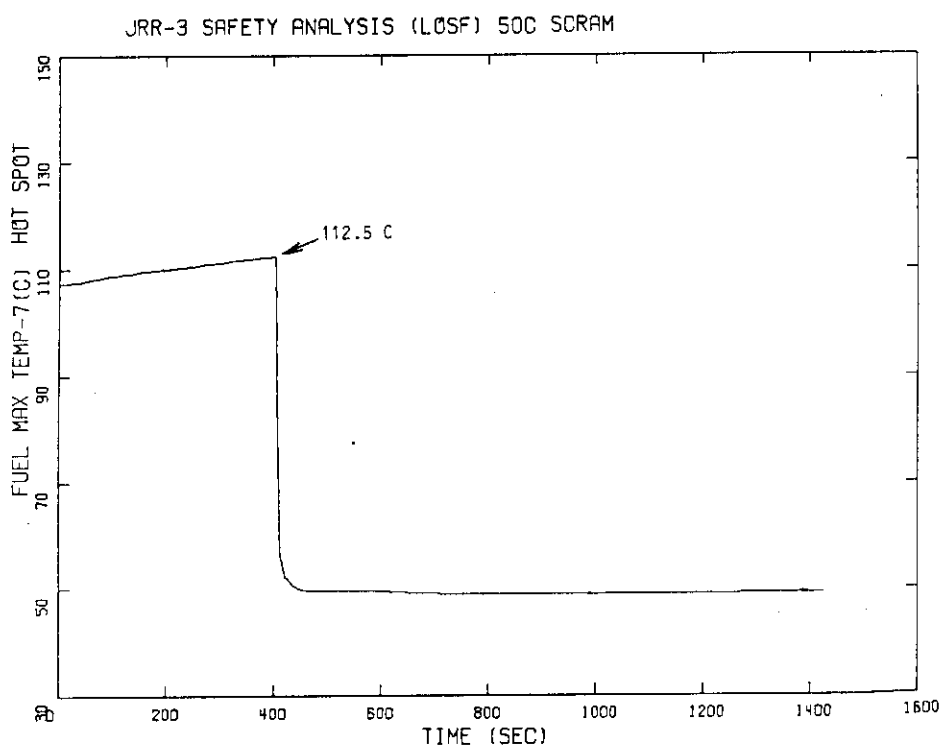


Fig. 8.4.1.7 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

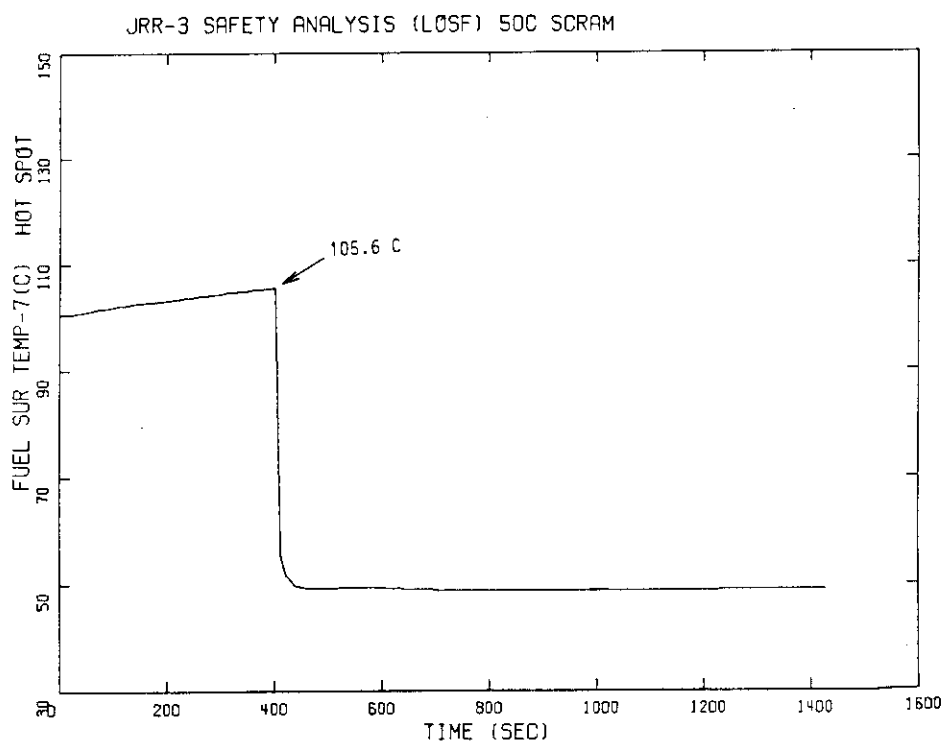


Fig. 8.4.1.8 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOSF) 50C SCRAM

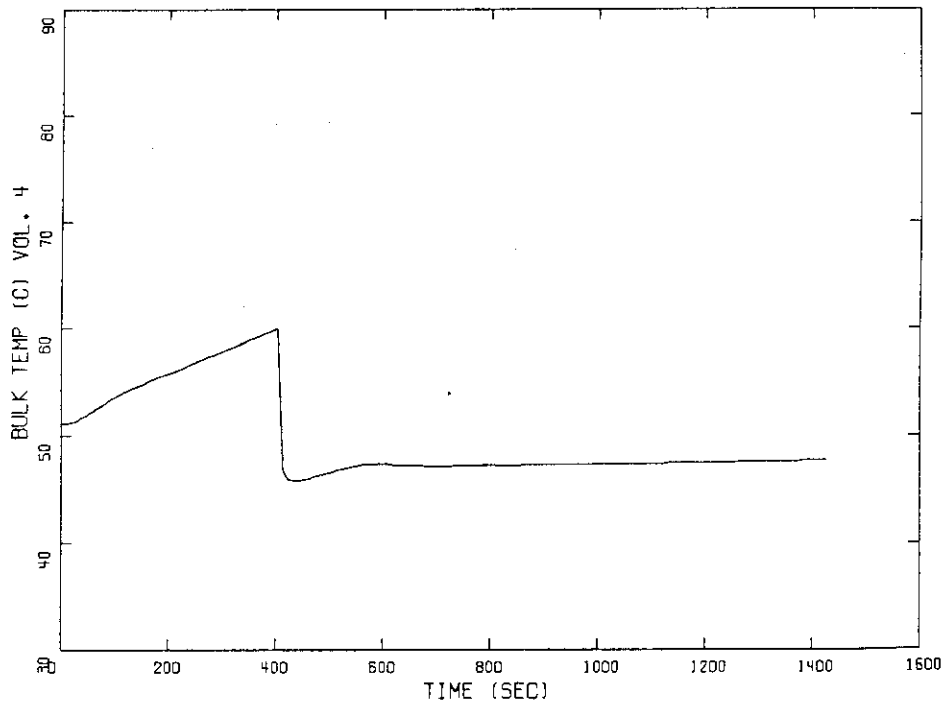


Fig. 8.4.1.9 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

8.4.2 スクラム設定温度

(1) 解析条件

ベース・ケースである2次冷却材流量50%喪失、スクラム設定点が1次冷却材温度高50°Cでは、スクラム設定温度まで達しないため、ここでは8.4.1節で行った2次冷却材流量100%喪失をベース・ケースとし、1次冷却材温度高のスクラム設定点が50°Cであったのを55°Cとし感度解析を行った。以下本節では8.4.1節で行った解析をベース・ケースと呼ぶ。解析条件を次に示す。

- i. 定格出力運転中に2次冷却材主ポンプ2台の回転軸が瞬時に固着する。
- ii. 2次冷却材の流量は厳しめに瞬時に無くなるものとした。
- iii. 原子炉スクラム信号は、サイフォン・ブレイク弁下流側での、1次冷却材温度が55°Cに達した時点より40.0秒の遅れをもって発信される。
- iv. 原子炉は、原子炉スクラム信号発信後Fig. 4.2.3.3に示すスクラム反応度挿入曲線に従ってスクラムする。

(2) 解析結果

Fig. 8.4.2.1に1次冷却材温度を示す。ベース・ケースではスクラム設定温度の50°Cに達した40秒後に約50.7°Cに達した時点で原子炉がスクラムしたのに対し、本感度解析では55.7°Cに達した時点で原子炉はスクラムしている (Fig. 8.4.2.2)。

DNBRをFig. 8.4.2.3に示す。本感度解析は、ベース・ケースに比べ限界熱流束が小さくなる (Fig. 8.4.2.4) 事から、DNBRも小さくなる。

ホット・スポットの燃料芯材温度、燃料表面温度、およびバルク温度をFig. 8.4.2.5, 8.4.2.6, 8.4.2.7に示す。ベース・ケースと比較するとバルク温度は、スクラム設定温度の差すなわち5°Cベース・ケースの最高温度より高くなった時点で原子炉スクラムにより低下する。燃料芯材温度、燃料表面温度はベース・ケースで得られた最高温度を約2°C上回ったのみであった。これはFig. 8.4.2.8に示すように最高温度に達する時点での熱伝達がよいためである。

本解析で得られた主な結果をベース・ケースと比較し以下に示す。

	最小DNBR	燃料芯材最高温度 (°C)	燃料表面最高温度 (°C)
本感度解析	1.80	114.6	107.7
ベース・ケース (8.4.1 節)	1.95	112.5	105.6

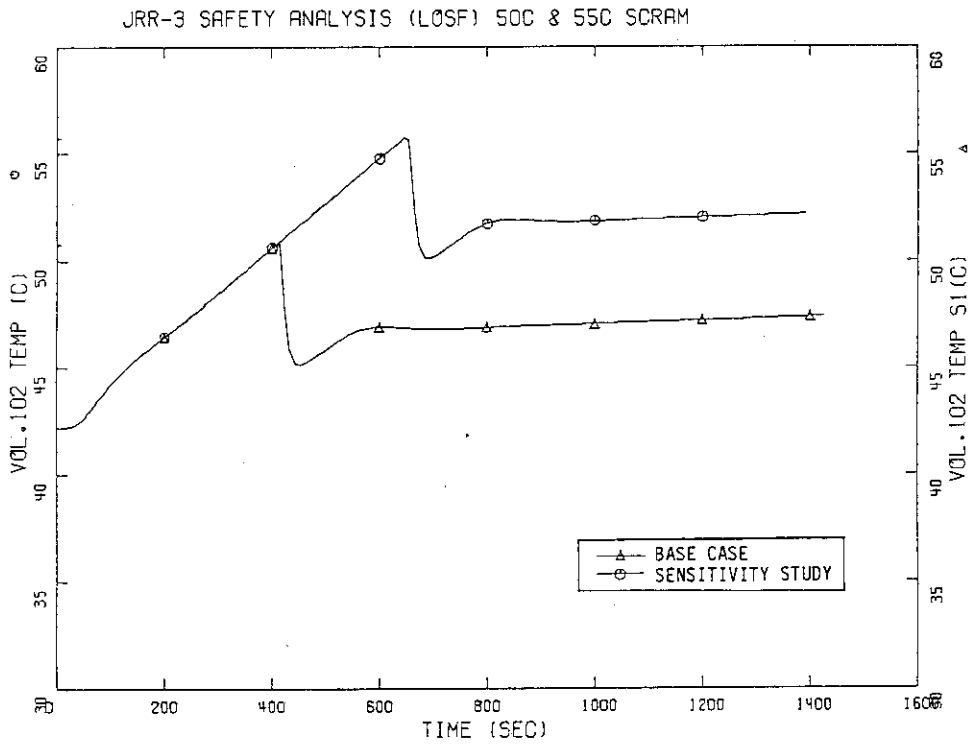


Fig. 8.4.2.1 CORE OUTLET TEMPERATURE

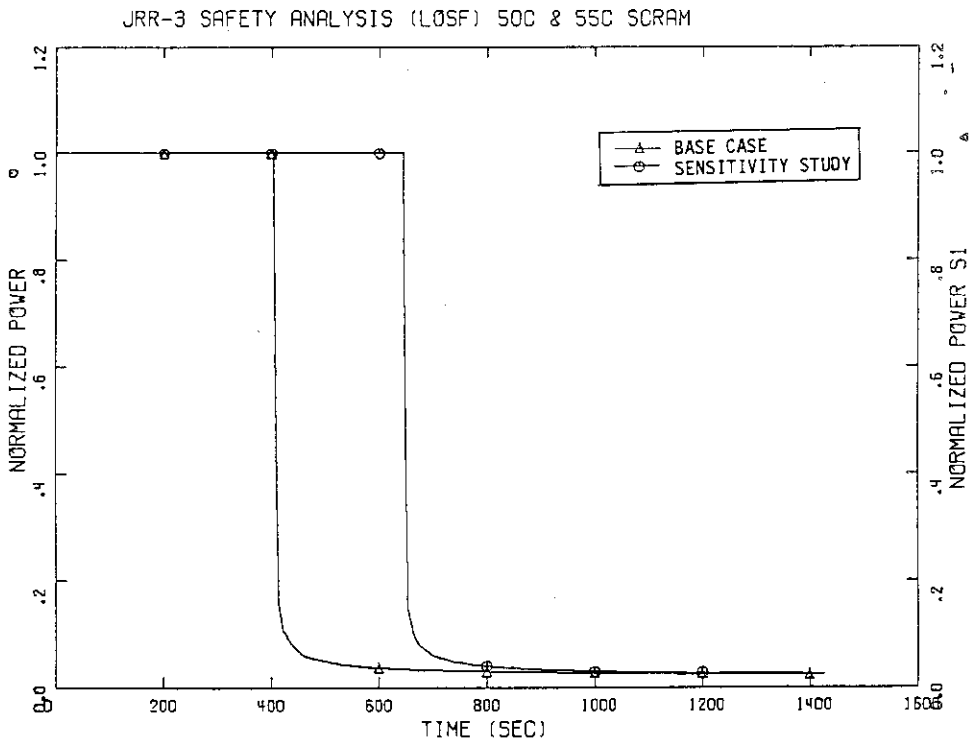


Fig. 8.4.2.2 NORMALIZED POWER

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOSF) 50C & 55C SCRAM

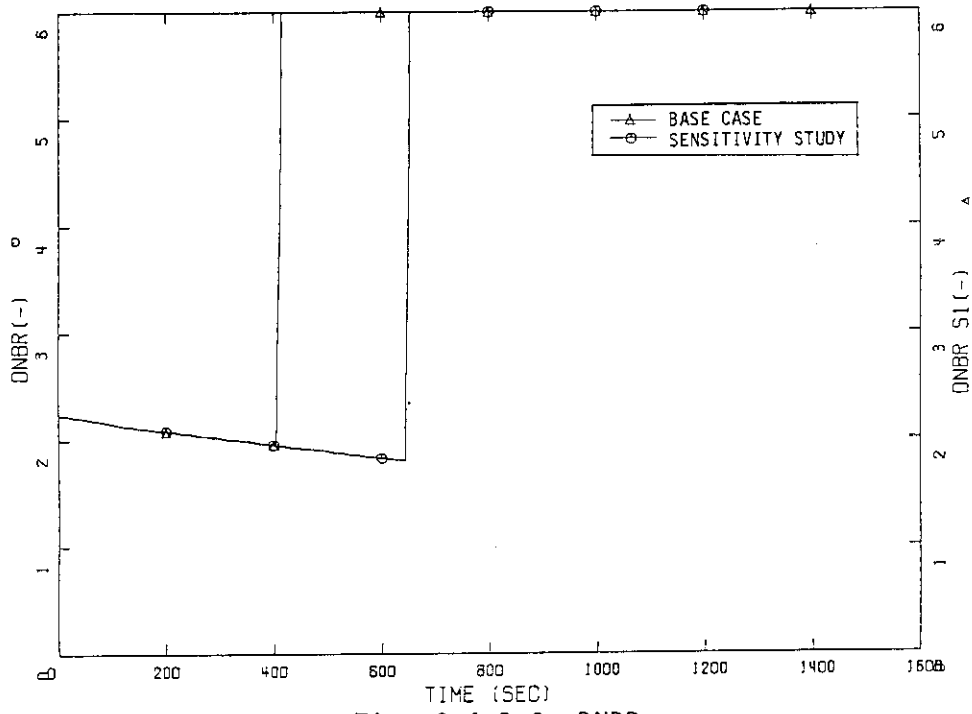


Fig. 8.4.2.3 DNBR

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOSF) 50C & 55C SCRAM

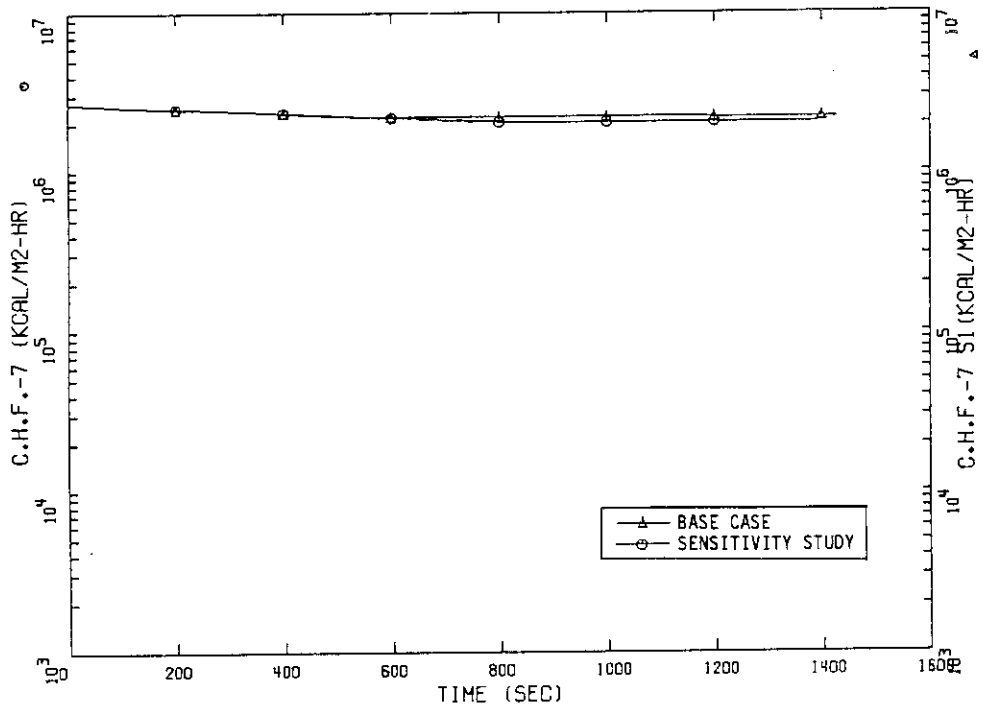


Fig. 8.4.2.4 DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOSF) 50C & 55C SCRAM

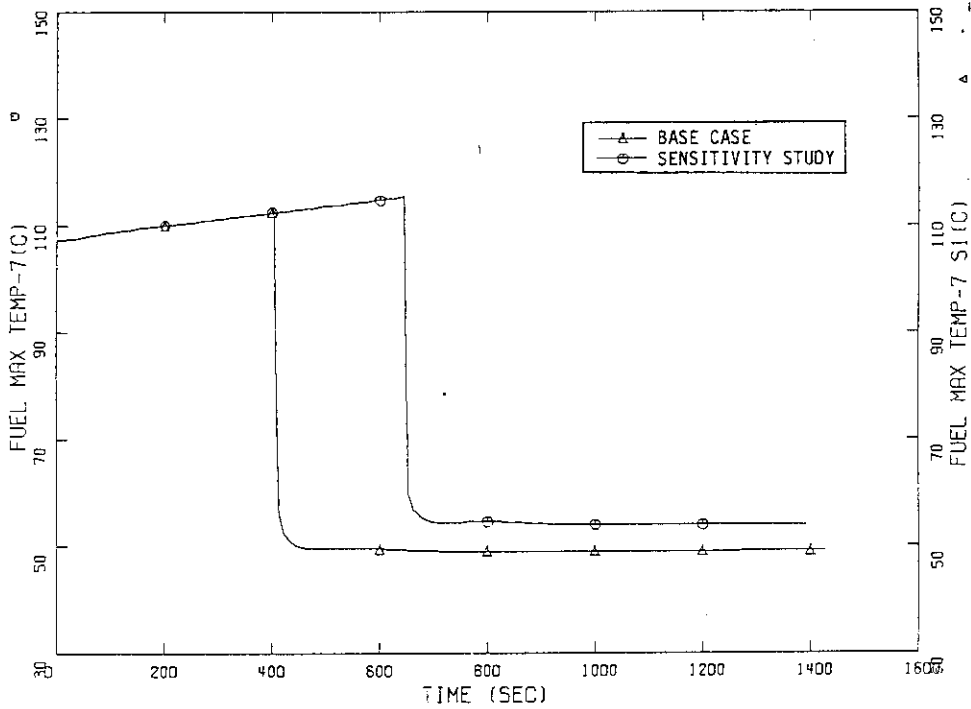


Fig. 8.4.2.5 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOSF) 50C & 55C SCRAM

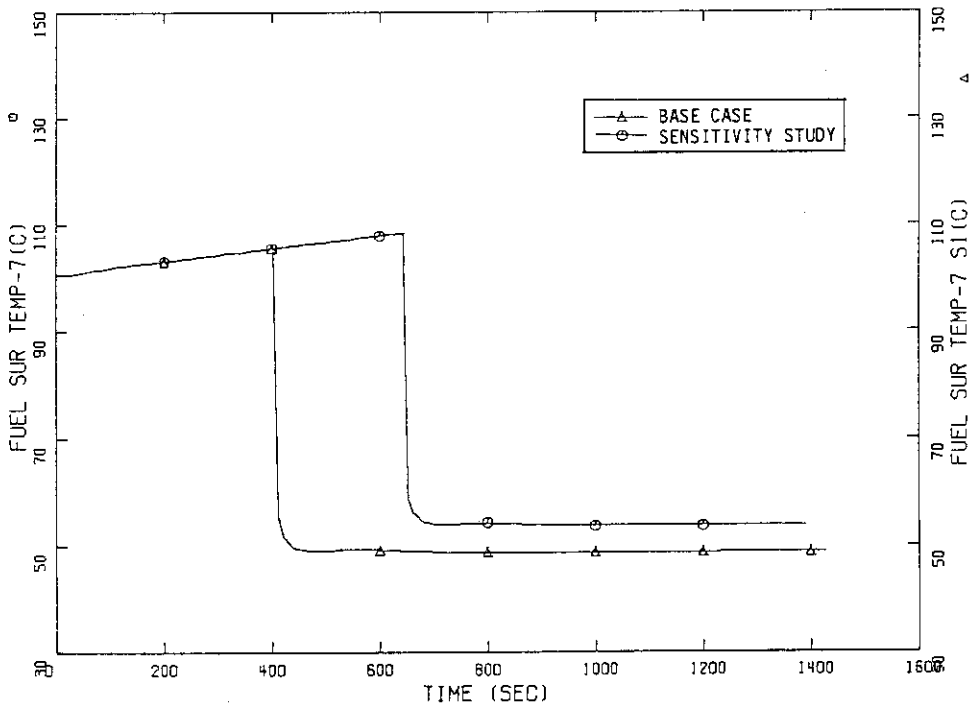


Fig. 8.4.2.6 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (L0SF) 50C & 55C SCRAM

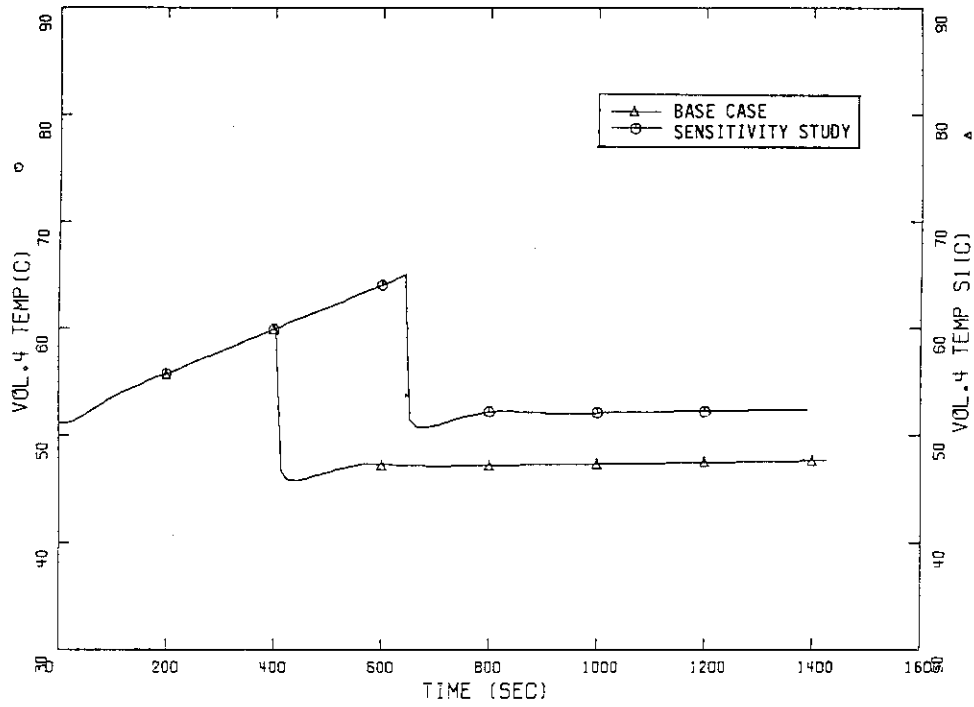


Fig. 8.4.2.7 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (L0SF) 50C & 55C SCRAM

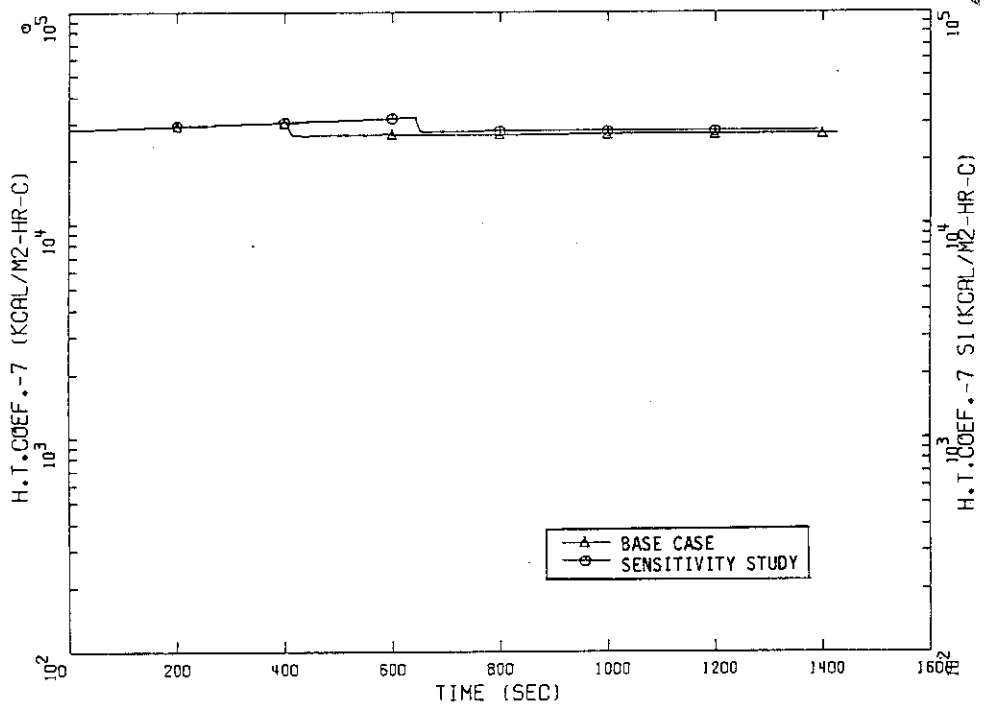


Fig. 8.4.2.8 HEAT TRANSFER COEFFICIENT (HOT-SPOT)

9. 参 考 計 算

9.1 炉心熱水力計算手法

9.1.1 RETRAN の HOT-CHANNEL オプションによる1次冷却材ポンプ軸固着事故解析

RETRAN には、炉心部の詳細な解析、計算時間の短縮等のためにシステムの1部を取り出して詳細解析をするためのオプションが用意されている。本節では、今後予想される炉心部の詳細解析、および出力分布変更時の解析等に備えて、本オプションの機能と性能を検討するために、1次冷却材流量低下事故の解析を行った。

(1) 解析手準及び解析モデル

解析で用いたモデルは、

① 全体系モデル

Fig. 4.2.2.1 のモデルを変更して用いた。変更モデル図を Fig. 9.1.1.1 に示す。変更した部分は、1) 炉心燃料部を平均チャンネル1流路のみとし10ボリューム、15ヒートスラブであったのを、5ボリューム、5ヒートスラブとした。2) 大気開放を模擬したボリュームでは、上記のオプションは使用出来ない事から、炉プール上部 (Fig. 4.2.2.1 のボリューム30) を上下2つに分割し、大気開放されているボリュームを30番、下部を31番とした。

② ホットチャンネルモデル

Fig. 9.1.1.2 にホット・チャンネルの解析モデルを示す。このうちボリューム31および13は①のモデルのボリュームとそれぞれ対応し、ボリューム1～5およびヒートスラブ1～10は、Fig. 4.2.2.1 のモデルのホット・チャンネルと対応している。

解析手順を以下に示す。

- ① 解析モデル①で炉心および1次冷却系の挙動を計算する。
- ② ①で得られたボリューム31、13の状態および規格化炉出力を境界条件とし、解析モデル②でホット・チャンネルの解析を行う。

(2) 解析条件

本解析において以下の解析条件を仮定した。

- i. 定格出力運転中に1台の1次冷却材主ポンプの回転軸が瞬時に固着する。
- ii. 原子炉スクラム信号は、1次冷却系熱交換器下流側の1次冷却材流量が、定格の85%を下回った時点より0.4秒の遅れをもって発信される。
- iii. 原子炉は、原子炉スクラム信号発信後 Fig. 4.2.3.3 に示すスクラム反応度挿入曲線に従ってスクラムする。

(3) 解析結果

炉心ホット・チャンネル流量は、Fig. 9.1.1.3 に示す様になり、ベース・ケースの解析結果とほとんど差は見られなかった。これは下部プレナムの圧力は、平均チャンネルの流動により決定され、ホット・チャンネルにはほとんど影響されないという事である。

ホット・チャンネルの流量，熱出力等がベース・ケースとほとんど等しい事から，Fig. 9. 1. 1. 4，Fig. 9. 1. 1. 5，Fig. 9. 1. 1. 6 に示す燃料表面熱流束，熱伝達率および限界熱流束も等しい。従って燃料温度，DNBR の挙動もベース・ケースと等しく，Fig. 9. 1. 1. 7，Fig. 9. 1. 1. 8 に示す結果となった。

150

100

50

00

ELEVATION (M)

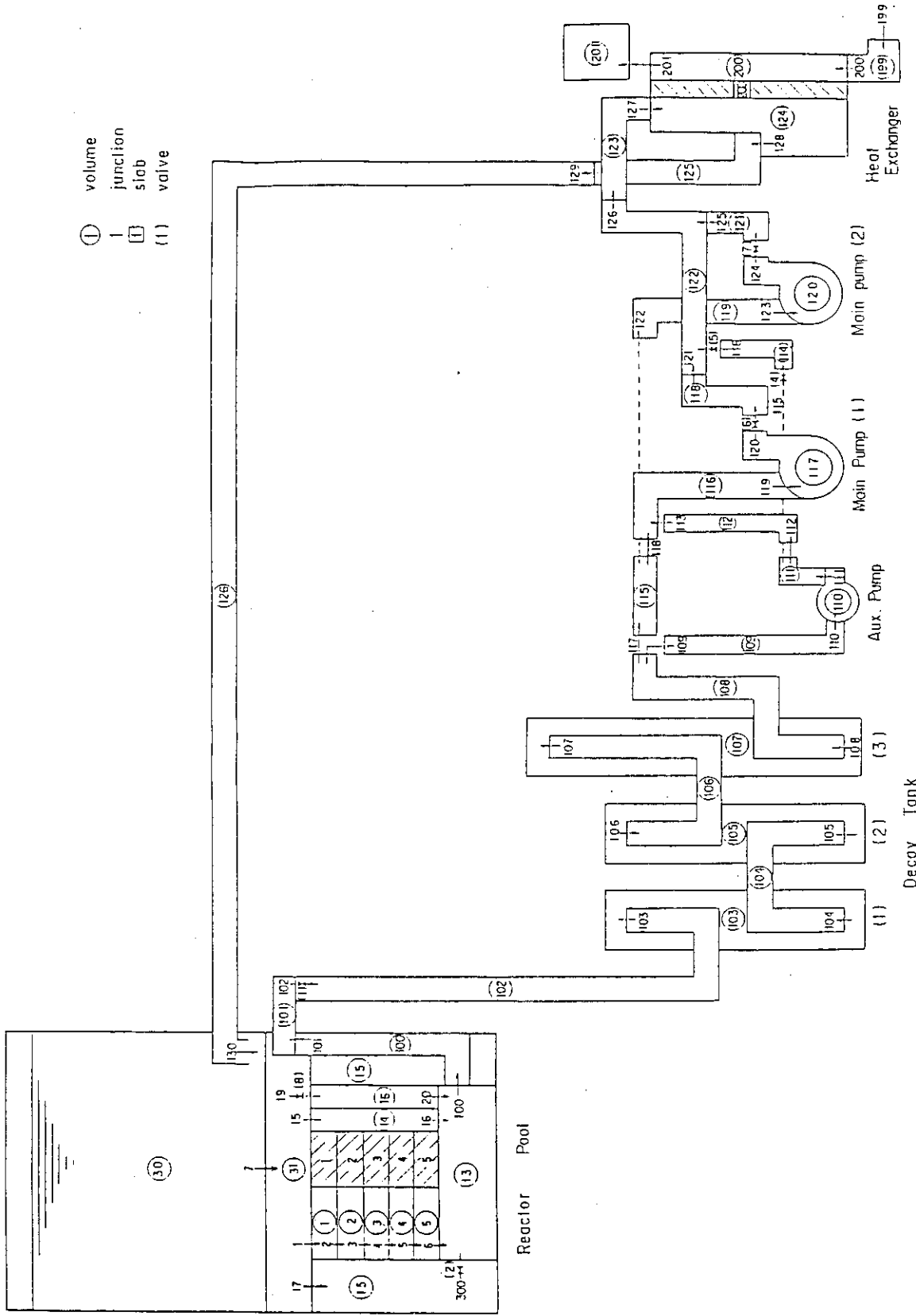
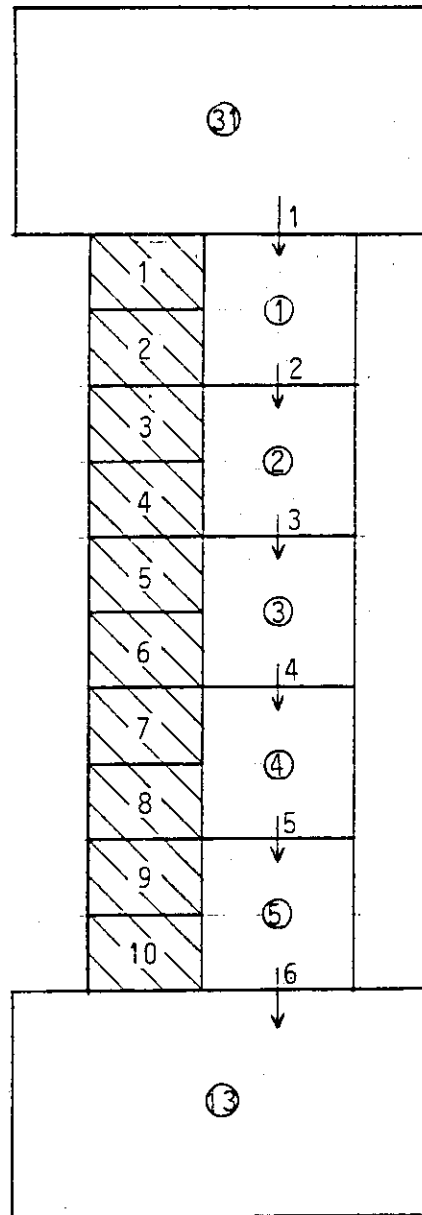


Fig. 9.1.1.1.1 NODING FOR RETRAN-02/RR (AVERAGE CHANNEL MODEL)



- : VOLUME
- ↓ : JUNCTION
- ▨ : HEAT SLAB

Fig. 9.1.1.2 NODING FOR RETRAN-02/RR (HOT CHANNEL MODEL)

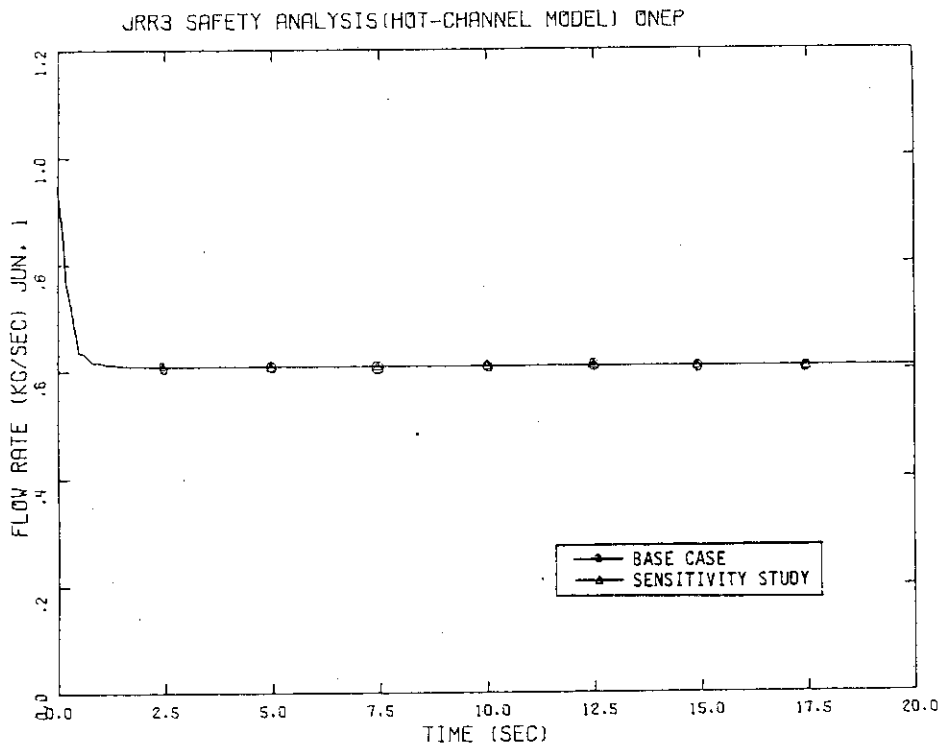


Fig. 9.1.1.3 HOT CHANNEL MASS FLOW

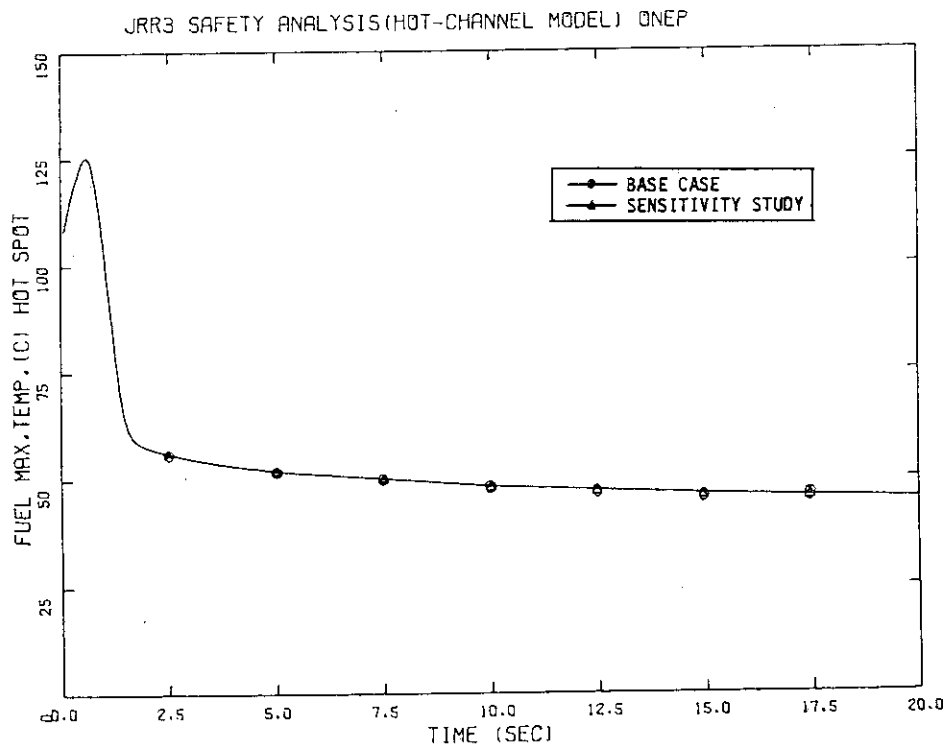


Fig. 9.1.1.4 FUEL CENTER TEMPERATURE (HOT-SPOT)

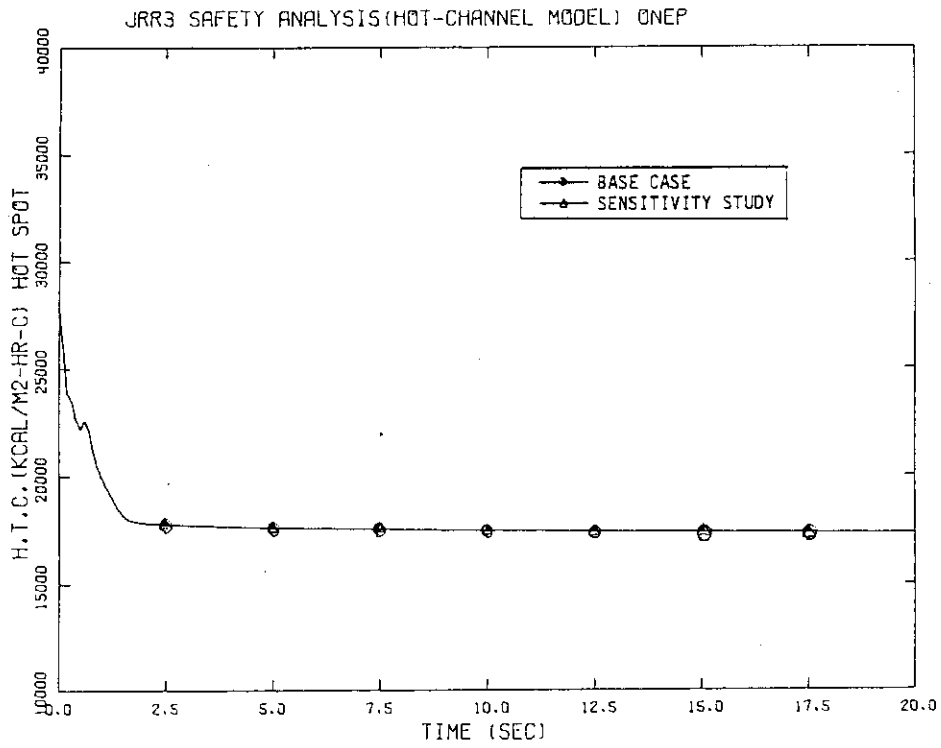


Fig. 9.1.1.5 HEAT TRANSFER COEFFICIENT (HOT-SPOT)

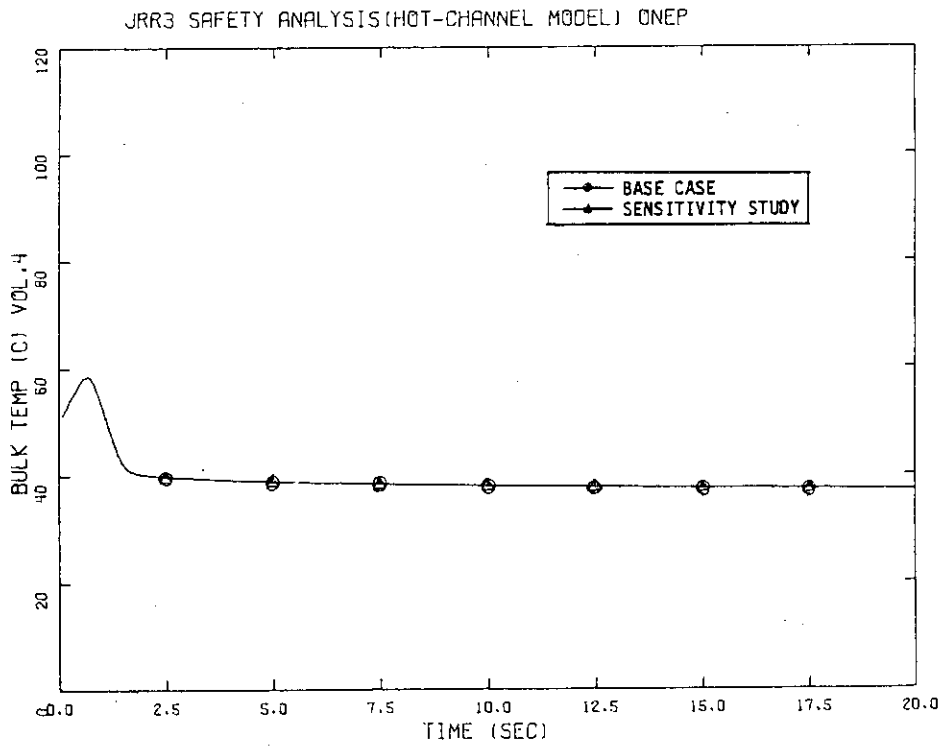


Fig. 9.1.1.6 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

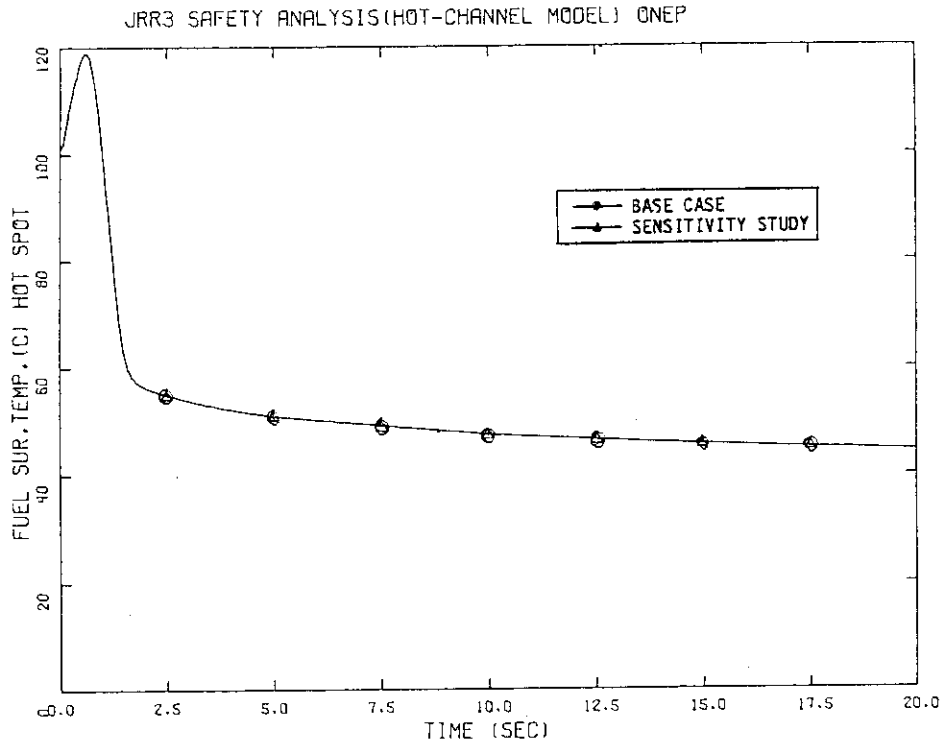


Fig. 9.1.1.7 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

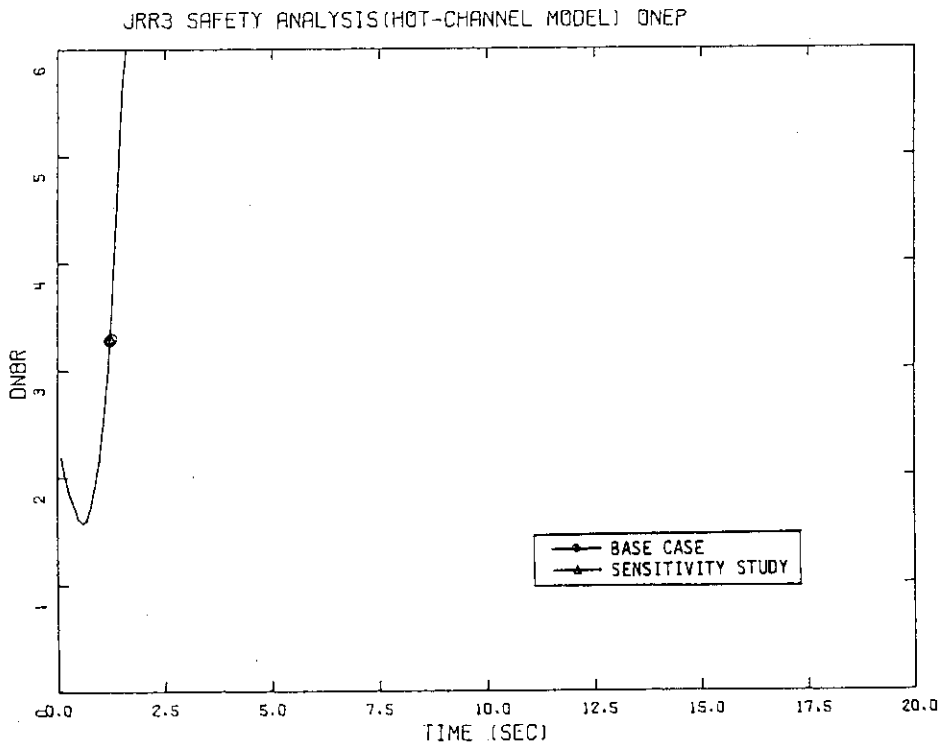


Fig. 9.1.1.8 DNBR

9.1.2 HOTTEST-ROD モデルによる1次冷却材ポンプ軸固着事故解析

ホット・チャンネル・ファクターのうち工学的因子にはフィルム温度上昇因子とバルク温度上昇因子がある。RETRAN コードでは単に発熱側因子としてのみ入力するので、この2つの因子を別々に考慮出来ない事から、JRR-3の安全解析では次のような手法でホット・チャンネル・ファクターを決めている。

- ① 定常熱水力計算コード COOLOD でホット・スポットのバルク温度、燃料芯材温度を求める。
 - ② RETRAN で求められた初期定常値が①の値を上回る様にホット・チャンネルの熱出力にホット・チャンネル・ファクターの補正係数を余剰的なファクターとして乗じる。
- としていた。本節では、最初に述べた2つのファクターを考慮出来る様、RETRAN で用いる計算モデルを手直しし、1次冷却材ポンプ軸固着事故の解析を行った。

(1) 計算モデル

計算モデルを変更した部分のノード分割図を Fig. 9.1.2.1 に示し、以下に説明を行う。

(a) ボリューム及びジャンクション

ボリューム1~5およびジャンクション1~6はホット・チャンネルとし標準燃料要素1体を、ボリューム6~10およびジャンクション7~12は平均チャンネルとし標準燃料要素25体、フォロー燃料要素6体の冷却材流路を表わす。

(b) ヒート・スラブ

i) ホットストロッド・ヒートスラブ

ヒートスラブ1~10をホットストロッド・ヒートスラブとし燃料板1枚を模擬し、燃料板の温度評価に用いる。出力割合として乗じるホット・チャンネル・ファクター F_{hottest} は

$$F_{\text{hottest}} = F_R \times F_L \times F_E \times F_f = 3.00 \quad (F_z \text{は軸方向出力分布で考慮})$$

従って炉心全体から見た出力割合 Q_{hottest} は

$$Q_{\text{hottest}} = F_{\text{hottest}} \times (\text{ホットストロッドのヒートスラブ伝熱面積} / \text{全伝熱面積})$$

となる。

ii) ホット・チャンネル・ヒートスラブ

ヒートスラブ11~15をホット・チャンネル・ヒートスラブとし、ホット・チャンネルのバルク温度上昇分の発熱を受け持つ。乗じるホット・チャンネル・ファクター F_{hot} は

$$F_{\text{hot}} = F_R \times F_L \times F_E + F_b = 2.91 \quad (F_z \text{は軸方向出力分布で考慮})$$

従って炉心全体から見た出力割合 Q_{hot} は

$$Q_{\text{hot}} = F_{\text{hot}} \times (\text{ホット・チャンネル・ヒートスラブの伝熱面積} / \text{全伝熱面積})$$

$$- Q_{\text{hottest}}$$

となる。

iii) 平均チャンネル・ヒートスラブ

ヒートスラブ16~20を平均チャンネルヒートスラブとし、ホット・チャンネル以外の流路のバルク温度上昇に関与する。従って出力割合 Q_{ave} は

$$Q_{\text{ave}} = 1.0 - (Q_{\text{hottest}} + Q_{\text{hot}})$$

となる。

ただし、 F_R = 半径方向出力分布因子

F_Z = 垂直方向出力分布因子

F_L = 局所出力分布因子

F_E = 不確定性因子

F_b = バルク温度上昇因子

F_f = フィルム温度上昇因子

(2) 解析条件

9.1.1.1で述べた計算モデルを変更した事以外の解析条件は、すべて7.2節の1次冷却材ポンプ軸固着事故と同様とする。以下に解析条件を示す。

- i. 定格出力運転中に1台の1次冷却材主ポンプの回転軸が瞬時に固着する。
- ii. 原子炉スクラム信号は、1次冷却系熱交換器下流側の1次冷却材流量が定格の85%を下回った時点より0.4秒の遅れをもって発信される。
- iii. 原子炉は、原子炉スクラム信号発信後 Fig. 4.2.3.3に示すスクラム反応度挿入曲線に従ってスクラムする。

(3) 解析結果

初期定常状態のホット・チャンネル軸方向の温度分布をCOOLODの計算結果と比較し Fig. 9.1.2.2に示す。軸方向のノード分割の違いにより、ホット・スポットの位置が若干ずれるが、燃料最高温度は107.6℃となり、COOLODの107.2℃を上回っている。

解析事象においては Fig. 9.1.2.3に示すように、炉心部流量はベース・ケースのように急激に低下はせず比較的緩やかに減少するため、熱伝達率の変化も Fig. 9.1.2.4に見られるようにベース・ケースより単調な減少傾向にある。また Fig. 9.1.2.5に示す炉心部冷却材温度は、(1)で述べたようにバルク温度上昇因子をフィルム温度上昇因子と別々に考慮したために初期値から低く評価されているし、過渡時にも炉心部流量が若干高めに確保されるため温度上昇も低く抑えられている。熱伝達率が若干良くなったことで、燃料表面温度も Fig. 9.1.2.6に示すように低くなっている。限界熱流束も炉心部流量の低下が緩やかになったことで Fig. 9.1.2.7に示すようにベース・ケースと比べて緩やかな変化となり、DNBRの低下も Fig. 9.1.2.8に見られるように少ない。

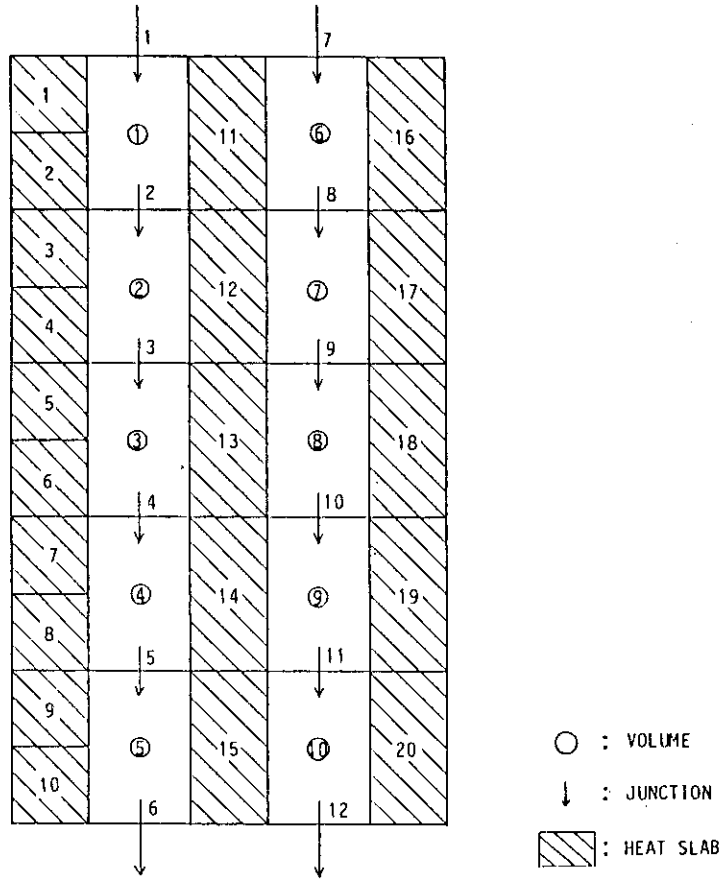


Fig. 9.1.2.1 RETRAN MODEL OF THE HOTTEST ROD

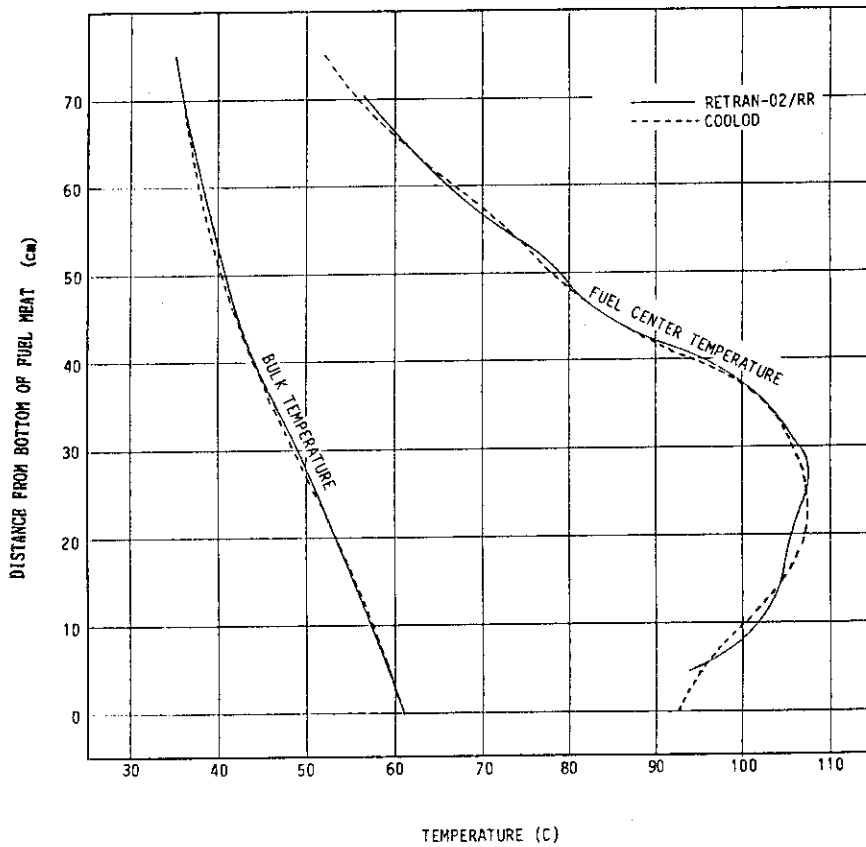


Fig. 9.1.2.2 AXIAL TEMPERATURE DISTRIBUTION

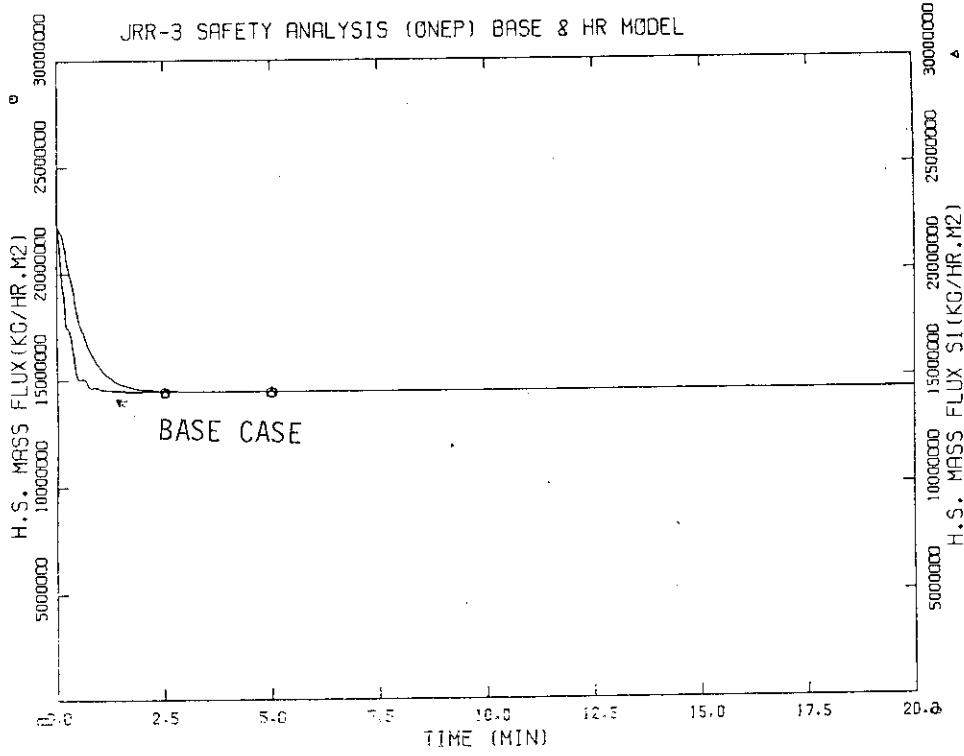


Fig. 9.1.2.3 HOT CHANNEL MASS FLUX

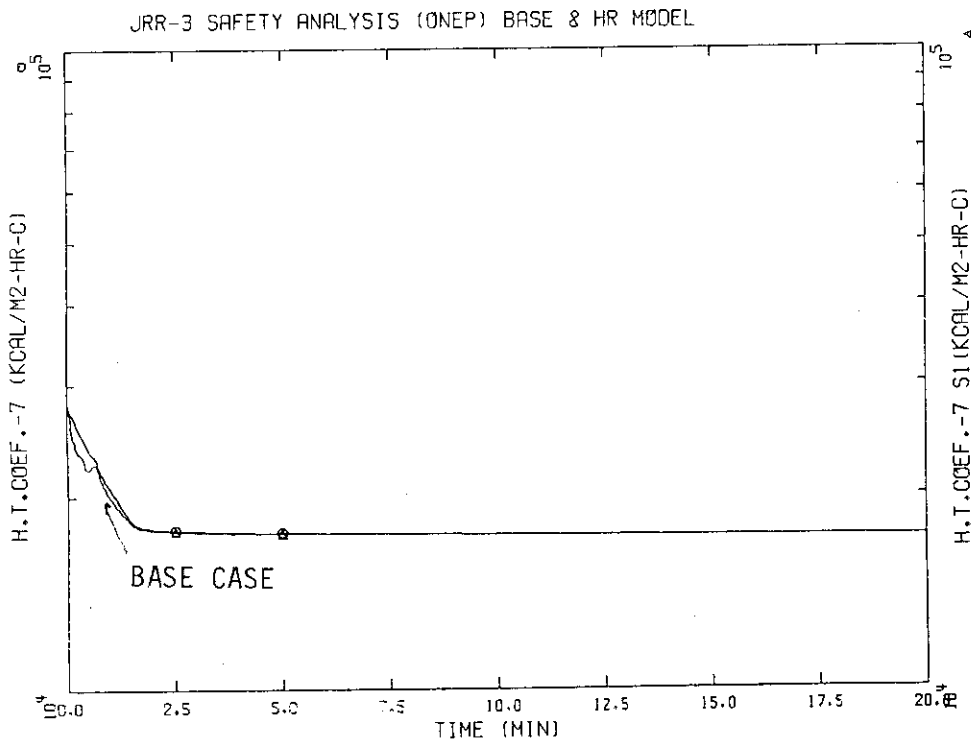


Fig. 9.1.2.4 HEAT TRANSFER COEFFICIENT (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (ONEP) BASE & HR MODEL

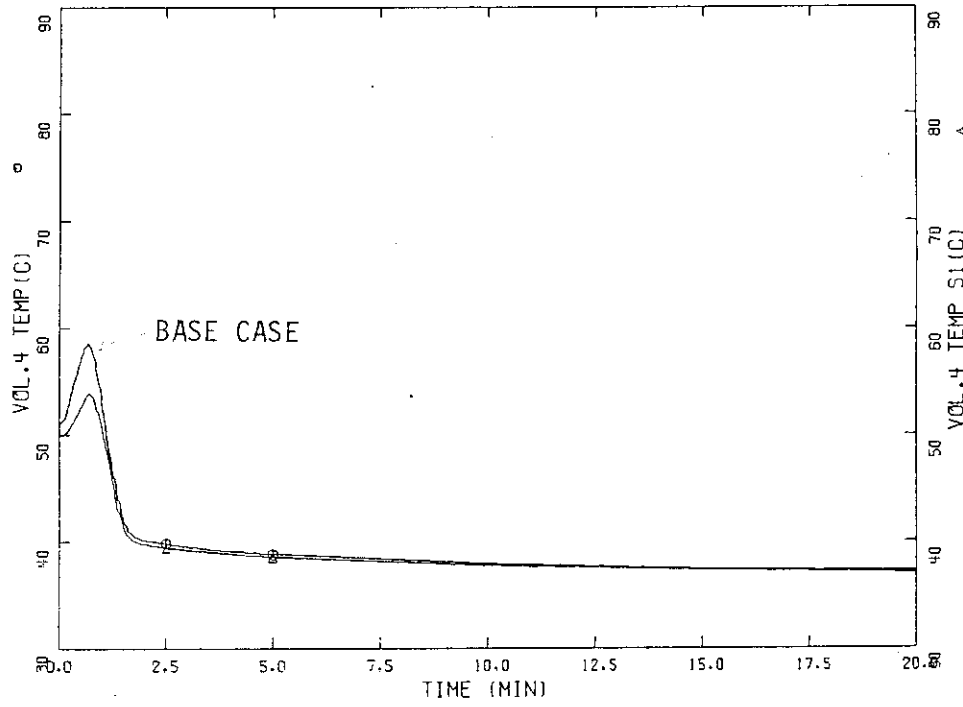


Fig. 9.1.2.5 BULK TEMPERATURE (HOT-SPOT)

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (ONEP) BASE & HR MODEL

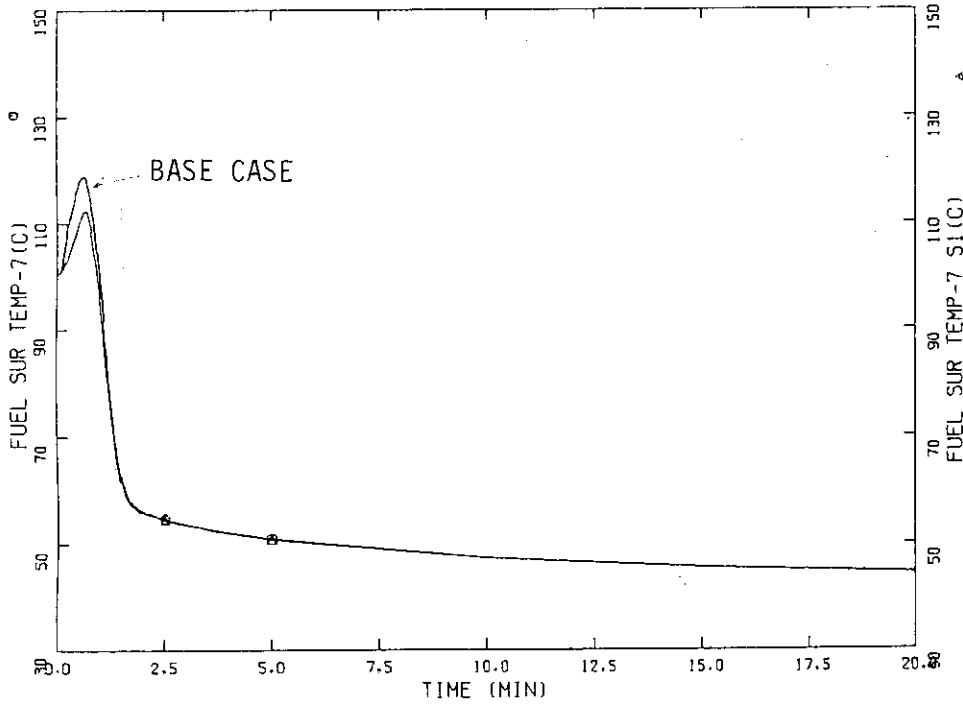


Fig. 9.1.2.6 FUEL SURFACE TEMPERATURE (HOT-SPOT)

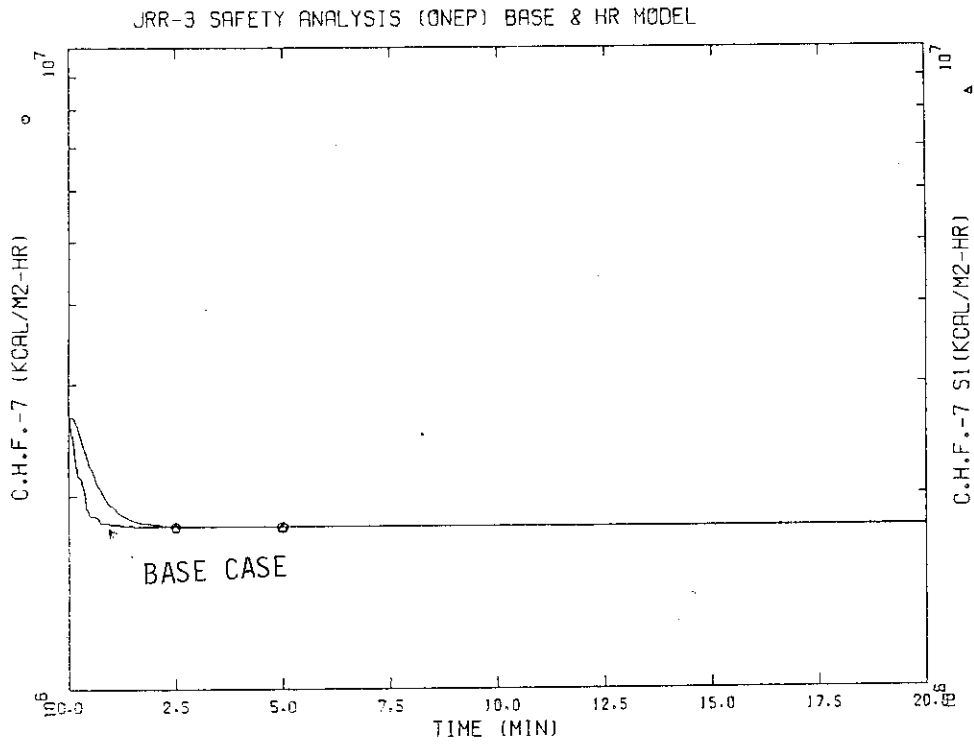


Fig. 9.1.2.7 DNB HEAT FLUX (HOT-SPOT)

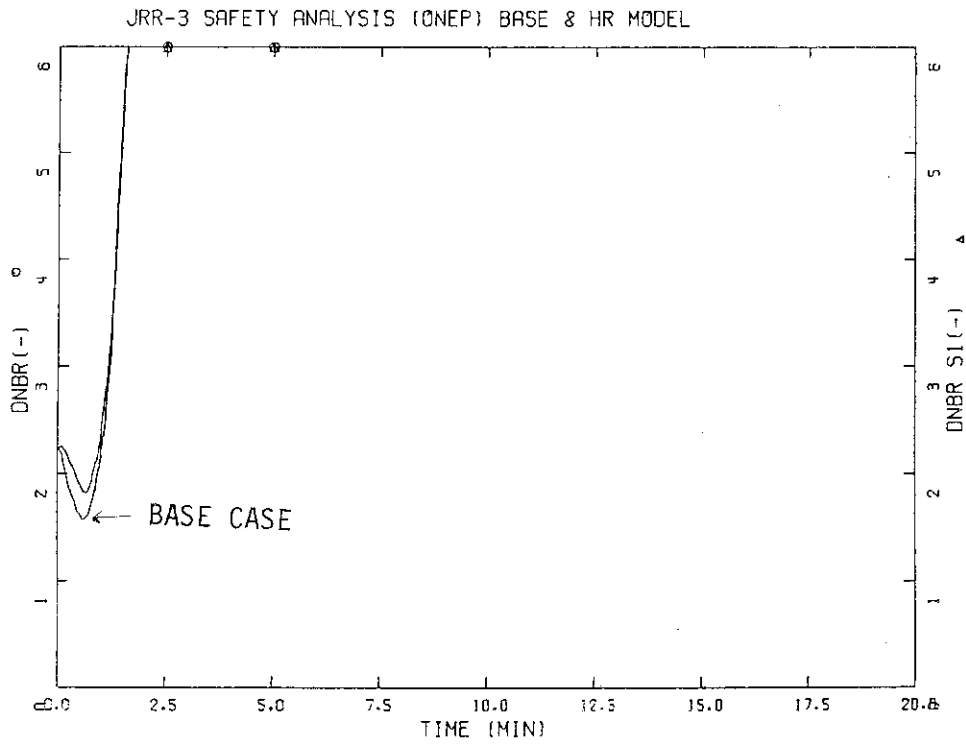


Fig. 9.1.2.8 DNBR

9.1.3 炉心熱水力計算手法の相違による結果の比較

9.1.1節で検討したように、RETRAN コードに用意されているホット・チャンネル・オプションは、炉心部の詳細な解析および計算時間の短縮等のために有用であることが確認された。今後炉心出力分布変更等の炉心部の詳細設計には積極的に使用していくべきであると考えられる。

研究炉の場合には、非常に高い中性子束を得るために熱的設計の余裕が小さく限界設計が要求される。従って9.1.2節で述べたように、安全解析の際にホット・チャンネル・ファクターのうちバルク温度上昇因子とフィルム温度上昇因子を使い分ける必要が生じる。この場合には、9.1.2節で述べたモデル化が非常に有効な解析手法となると考えられる。つまり2種類の異なる温度上昇因子を1つのホット・チャンネル・ファクターで代用するという不合理さが省かれる。また流体解析手法においてもRETRAN コードやRELAP コードのように1次元のノード・ジャンクション法を用いる場合には、並列流路のモデル化において可能な限り等体積に分割することが安定した流量計算では望ましい。つまり巨大体積のものと微小体積のものを並列に並べると、微小体積を流れる流量に歪みが出る（解析上、体積積分を用いているため）傾向がある。本解析例のように流量低下が生じた場合にベース・ケースではその影響が極端に微小体積部の流動に現れたのに対して、9.1.2節のモデルにより得られた結果ではより滑らかな流動変化を示している。本章で得られた参考計算結果をベース・ケースの結果と比較して下表に示す。

	MDNBR	Tmax (°C)	Tsur (°C)
ベース・ケース モデル	1.57	125.6	118.8
ホット・チャンネル モデル	1.57	125.6	118.8
ホットテスト・ロッド モデル	1.79	119.0	112.4

以上述べたように、2種類の温度上昇因子を使い分けられることと流動のより安定化のために、9.1.2節で述べた解析モデルを今後の解析に適用していくことが望まれる。

10. 解析結果のまとめ

これまで述べたベース・ケース解析、感度解析及び参考計算について結果をとりまとめ、全般的考察を行う。

JRR-3改造炉は、炉心部が自然循環モードに移るとき、流れの逆転が起ることから、過渡変化時の熱的条件が厳しいものとなっている。しかしながら、Table 10.1 に示すように、ベース・ケースの解析結果は、燃料棒の健全性の上から問題となる解析項目はない。この主な理由は、商用軽水炉などと比較して JRR-3 改造炉は、

- (1) 出力当りの1次冷却材量が大きいこと、過渡時の冷却材温度上昇が緩やかであること。
- (2) 定常状態 DNBR は、安全上の判断基準に対して大きな余裕があること。
- (3) 炉心発熱部の有効長が短いこと。
- (4) 燃料板に熱伝導率の大きなアルミニウム被覆材を使用していること、および燃料芯材と被覆材の間にギャップがないため、定常時は基より過渡時においても燃料中心温度が高くなりにくい。

の諸点に起因するものと考えられる。

異常な過渡変化における最小 DNBR は、1次冷却材流量低下が最も厳しい結果 (1.83) となった。しかし、異常な過渡変化時における安全上の判断基準 1.5 に対して十分に余裕がある。また、事故時における最も厳しい解析項目は、主ポンプ軸固着事故であるが、この場合燃料中心温度は 126°C であり、事故時の安全上の判断基準 640°C に対して十分に余裕がある。1次冷却材流量低下 (ポンプ・コストダウン) 事象が主ポンプ固着事故と類似して厳しい結果になった理由は、商用原子炉等と比べて主ポンプモーター慣性が小さいため、コスト・ダウンにおける流量減少が速いことによる。

商用電源喪失と小破断事故は、炉心部の自然循環によって過渡変化が収束した。両事象とも厳しい結果には至っていないが、この場合、補助ポンプおよび自然循環弁の信頼性が十分に保証されていることが条件とされる。

2次側過渡変化による1次系への影響は、上に述べたように炉出力に対する1次系インベントリが大きいことから、その時定数が大きい。そのため、2次側流量低下とポンプ軸固着事故は、1次系の温度上昇挙動についてみると両事象の間で有意な差はなく、最小 DNBR と燃料中心最高温度も一致した。

上に述べたベース・ケース解析において、とくに重要なパラメータについて感度解析を実施した。これらの結果を Table 10.2 に示す。商用電源喪失の感度解析から、補助ポンプの停止時刻は、過渡変化開始より32分以後であれば、最小 DNBR は安全上の判断基準を下回ることはない。ポンプ軸固着事故では、スクラム時刻の相違と、ポンプ停止時のポンプ形状圧力損失係数について、パラメータ・サーベイを行った。スクラム時刻の相違は、スクラム設定流量を変えて行い、解析結果に有意な差はないことが判った。ポンプ形状圧力損失係数は、その値を大きくすることで、炉心流量の減少が早まり DNBR も小さくなる傾向にあるが、反面、スクラム時刻が早まるため、

燃料最高温度はベース・ケースと変わらない結果となった。1次冷却材流出事故は、補助ポンプ作動失敗、自然循環弁開失敗、そして破断位置に関して行った。補助ポンプ作動失敗のケースは、DNBRは1.5を下回るものの、燃料中心最高温度は120°Cであり、判断基準に対して大きな余裕がある。自然循環弁開失敗のケースは、最も厳しくなる時刻が破断直後にあるために、最小DNBRと燃料中心最高温度は、ベース・ケースと変わらない。自然循環の確立時刻までは、感度解析の方が炉心流量が大きいため、燃料温度は低くなるが、自然循環確立後は、炉心流量がベース・ケースより小さいため、逆に燃料温度は高くなる。しかし、その違いは20°C以下に収まっている。また、破断位置の感度解析は、ベース・ケースが最も厳しい結果となった。

2次冷却材ポンプ軸固着事故の感度解析は、流量低下量とスクラム設定温度について行った。ベース・ケースでは50%流量喪失を仮定したが、流量低下感度解析は100%流量喪失とした。この場合、1次冷却材温度高により原子炉はスクラムする。その結果、最小DNBRは1.95、燃料中心最高温度は112.5°Cとなった。スクラム設定温度感度解析は、上記100%流量喪失に加えて、スクラム設定温度を50°Cから55°Cとした。この場合も、最小DNBRは1.80、燃料中心最高温度は114.6°Cであり、燃料棒の健全性に問題はない。

ベース・ケース解析と関連する感度解析を通じて、補助ポンプ、自然循環弁、およびサイフォンブレイク弁は、JRR-3改造炉の安全上重要であることが改めて確認された。一方、2次側過渡変化については、100%流量喪失が起ったとしても原子炉の安全は確保されるため、極めて安全性の高い設計であることが判った。

9章で述べた参考計算は、RETRANコードの計算オプションを用いて、炉心部の熱水力計算をこつとる方で試みたものである。すなわち、ベース・ケースを含めて合計3つの手法が比較された。その結果、ベース・ケースの炉心計算モデルは、安全側に評価されていることが判明した。

TABLE 10.1 ANALYSIS RESULTS OF BASE CASE

		DNBR	MAX. CLAD SURFACE TEMP (°C)	MAX. MEAT TEMP (°C)
ABNORMAL TRANSIENT	DECREASE OF PRIMARY COOLANT FLOW	1.83	111.5	118.3
	DECREASE OF SECONDARY COOLANT FLOW	2.07	113.5	110.4
	BLACKOUT	2.23	101.0	107.0
ACCIDENT	PRIMARY COOLANT DISCHARGE	1.81	112.1	118.4
	PRIMARY COOLANT PUMP STICK	1.57	118.8	125.6
	SECONDARY COOLANT PUMP STICK	2.07	103.5	110.4

TABLE 10.2 ANALYSIS RESULTS OF SENSITIVITY STUDY

		DNBR	MAX. CLAD SURFACE TEMP (°C)	MAX. MEAT TEMP (°C)
BLACKOUT	AUX. PUMP COAST DOWN AT 25 min.	1.39	117.6	117.8
	AUX. PUMP COAST DOWN AT 30 min.	1.47	117.3	117.5
	AUX. PUMP COAST DOWN AT 35 min.	1.55	116.9	116.1
ONE PRIMARY COOLANT PUMP STICK	SCRAM ON PRIMARY COOLANT FLOW LOW (80% OF RATED FLOW)	1.56	119.3	126.0
	SCRAM ON PRIMARY COOLANT FLOW LOW (90% OF RATED FLOW)	1.57	118.2	124.9
	PUMP FORM LOSS COEFFICIENT CHANGE	1.56	118.8	125.6
	HOT-CHANNEL MODEL CASE	1.57	118.8	125.6
	HOTTEST-ROD MODEL CASE	1.79	112.4	119.0
PRIMARY COOLANT DISCHARGE	AUX. PUMP FAILURE TO OPERATE	1.45	120.2	120.5
	NATURAL CIRCULATION VALVE FAILURE TO OPEN	1.81	112.1	118.4
	BREAK POSITION CHANGE	2.18	100.0	107.0
ALL SECONDARY COOLANT PUMP STICK	SCRAM ON PRIMARY COOLANT TEMP. HI (55°C)	1.80	107.7	114.6
	SCRAM ON PRIMARY COOLANT TEMP. HI (50°C)	1.95	105.6	112.5

11. 結 言

RETRAN-02/RRコードを用いて、JRR-3改造炉の安全解析を行った。その結果、本改造炉は、燃料板の健全性の上で十分に余裕のある設計であることが判った。10章の「解析結果のまとめ」で述べたように、研究炉プラントの過渡解析においては、プラントの設計方針、特徴を理解しておくことが重要であることが判る。また、解析に際しては、ある過渡変化にとって何が重要なファクターであるかを理解し、影響の小さいファクターについてはモデル上省略するなどして計算の合理化を図るべきである。

本解析を通じて、RETRAN-02/RRコードは研究用原子炉に十分適用可能であることが判った。

謝 辞

本報告書のまとめに当り、終始御鞭達いただいた研究炉管理部佐藤一男次長、大西信秋主任研究員、数土幸夫副主任研究員に深甚なる謝意を表す。また安全性特性解析グループの鶴田晴通グループリーダー、安藤弘栄課長代理をはじめとするJRR-3改造計画にたずさわっている関係諸氏には貴重な資料および意見を戴いた。また、作業の遂行にあたり、安全解析部原子炉安全解析室長鴻坂厚夫氏、平野雅司研究員には終始御支援、御協力を戴いた。さらに、日本エナジー株式会社篠津和夫氏には多くの技術支援を戴いた。ここに記し感謝の意を表す。

参 考 文 献

- 1) "RETRAN - A Program for One-Dimensional Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems", EPRI CCM-5, prepared by Energy Incorporated, Dec. 1978
- 2) "RETRAN-02 - A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems", EPRI NP-1850-CCM, prepared by Energy Incorporated, May 1981
- 3) C.A. Meyer, et al., "ASME STEAM TABLES, THIRD EDITION"
- 4) "機械工学便覧, 改訂6版", 日本機械学会編, 1977年
- 5) 数土幸夫, 安藤弘栄, 井川博雅, 篠津和夫, 大西信秋, "JRR-3改造炉の熱水力設計の基本的考え方", JAERI-M 84-079, 1984年5月
- 6) 数土幸夫, 井川博雅, 平野雅司, 大西信秋, "JRR-3改造炉熱水解析用熱伝達相関式の検討", JAERI-M 84-066, 1984年3月
- 7) 浅香英明, 井川博雅, 前田俊哉, 福地 実, 藪下幸久, 宮本啓二, "RETRAN-02/RRコードによるJRR-3改造炉の安全解析(その1)(研究炉用コードの開発)", JAERI-M 84-217, 1984年12月

11. 結 言

RETRAN-02/RRコードを用いて、JRR-3改造炉の安全解析を行った。その結果、本改造炉は、燃料板の健全性の上で十分に余裕のある設計であることが判った。10章の「解析結果のまとめ」で述べたように、研究炉プラントの過渡解析においては、プラントの設計方針、特徴を理解しておくことが重要であることが判る。また、解析に際しては、ある過渡変化にとって何が重要なファクターであるかを理解し、影響の小さいファクターについてはモデル上省略するなどして計算の合理化を図るべきである。

本解析を通じて、RETRAN-02/RRコードは研究用原子炉に十分適用可能であることが判った。

謝 辞

本報告書のまとめに当り、終始御鞭達いただいた研究炉管理部佐藤一男次長、大西信秋主任研究員、数土幸夫副主任研究員に深甚なる謝意を表す。また安全性特性解析グループの鶴田晴通グループリーダー、安藤弘栄課長代理をはじめとするJRR-3改造計画にたずさわっている関係諸氏には貴重な資料および意見を戴いた。また、作業の遂行にあたり、安全解析部原子炉安全解析室長鴻坂厚夫氏、平野雅司研究員には終始御支援、御協力を戴いた。さらに、日本エナジー株式会社篠津和夫氏には多くの技術支援を戴いた。ここに記し感謝の意を表す。

参 考 文 献

- 1) "RETRAN - A Program for One-Dimensional Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems", EPRI CCM-5, prepared by Energy Incorporated, Dec. 1978
- 2) "RETRAN-02 - A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems", EPRI NP-1850-CCM, prepared by Energy Incorporated, May 1981
- 3) C.A. Meyer, et al., "ASME STEAM TABLES, THIRD EDITION"
- 4) "機械工学便覧, 改訂6版", 日本機械学会編, 1977年
- 5) 数土幸夫, 安藤弘栄, 井川博雅, 篠津和夫, 大西信秋, "JRR-3改造炉の熱水力設計の基本的考え方", JAERI-M 84-079, 1984年5月
- 6) 数土幸夫, 井川博雅, 平野雅司, 大西信秋, "JRR-3改造炉熱水解析用熱伝達相関式の検討", JAERI-M 84-066, 1984年3月
- 7) 浅香英明, 井川博雅, 前田俊哉, 福地 実, 藪下幸久, 宮本啓二, "RETRAN-02/RRコードによるJRR-3改造炉の安全解析(その1)(研究炉用コードの開発)", JAERI-M 84-217, 1984年12月

11. 結 言

RETRAN-02/RRコードを用いて、JRR-3改造炉の安全解析を行った。その結果、本改造炉は、燃料板の健全性の上で十分に余裕のある設計であることが判った。10章の「解析結果のまとめ」で述べたように、研究炉プラントの過渡解析においては、プラントの設計方針、特徴を理解しておくことが重要であることが判る。また、解析に際しては、ある過渡変化にとって何が重要なファクターであるかを理解し、影響の小さいファクターについてはモデル上省略するなどして計算の合理化を図るべきである。

本解析を通じて、RETRAN-02/RRコードは研究用原子炉に十分適用可能であることが判った。

謝 辞

本報告書のまとめに当り、終始御鞭達いただいた研究炉管理部佐藤一男次長、大西信秋主任研究員、数土幸夫副主任研究員に深甚なる謝意を表す。また安全性特性解析グループの鶴田晴通グループリーダー、安藤弘栄課長代理をはじめとするJRR-3改造計画にたずさわっている関係諸氏には貴重な資料および意見を戴いた。また、作業の遂行にあたり、安全解析部原子炉安全解析室長鴻坂厚夫氏、平野雅司研究員には終始御支援、御協力を戴いた。さらに、日本エナジー株式会社篠津和夫氏には多くの技術支援を戴いた。ここに記し感謝の意を表す。

参 考 文 献

- 1) "RETRAN - A Program for One-Dimensional Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems", EPRI CCM-5, prepared by Energy Incorporated, Dec. 1978
- 2) "RETRAN-02 - A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems", EPRI NP-1850-CCM, prepared by Energy Incorporated, May 1981
- 3) C.A. Meyer, et al., "ASME STEAM TABLES, THIRD EDITION"
- 4) "機械工学便覧, 改訂6版", 日本機械学会編, 1977年
- 5) 数土幸夫, 安藤弘栄, 井川博雅, 篠津和夫, 大西信秋, "JRR-3改造炉の熱水力設計の基本的考え方", JAERI-M 84-079, 1984年5月
- 6) 数土幸夫, 井川博雅, 平野雅司, 大西信秋, "JRR-3改造炉熱水解析用熱伝達相関式の検討", JAERI-M 84-066, 1984年3月
- 7) 浅香英明, 井川博雅, 前田俊哉, 福地 実, 藪下幸久, 宮本啓二, "RETRAN-02/RRコードによるJRR-3改造炉の安全解析(その1)(研究炉用コードの開発)", JAERI-M 84-217, 1984年12月

付録 ベース・ケース入力データ・リスト

LISTING OF INPUT DATA FOR CASE 1

```

1 = JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCE)
2 * HOT CHANNEL 10
3 * AVERAGE CHANNEL 5
4 * CORE BYPASS 2
5 *****
6 * PROBLEM CONTROL AND DESCRIPTION DATA
7 *****
8 *
9 * LDMP NEDI NTC NTRP NVOL NBUB NTDV NJUN NPMPC NCKV NLK NFLL NSLB
10 010001 0 -14 3 16 45 1 0 54 3 9 2 1 16
11 * NGOM NMAT NCOR NHTX NTMM NODEL MWREAC NLVC MTDV ISFLAG NCHT JSST
12 010002 2 3 15 0 0 3 0 0 0 0 0 0 0
13 * IPRZR ITRNS IDNBC ICF IHTMAP INCSVL INCSCD INEXPL NSTK NTSH IVOID
14 010003 0 0 0 1 1 0 0 1 0 0 0
15 * NFIT JFLAG NEQS NSEPR
16 010004 0 0 0 0
17 *
18 * PROBLEM AND CONSTANT DATA
19 *
20 * POWER
21 010005 20.0 * 20MW
22 *
23 * DATA TAPE LABEL
24 *
25 *
26 *10140 'JRR3.LOCE30'
27 *10141 '001381' 'GE'
28 *10141 '023054' 'GE'
29 *
30 * MINOR EDIT VARIABLE DATA
31 *
32 020001 PNRM, 0 WP**, 1 WP**, 7 COUT, -49 *
33 020002 TSUR, 7 TSUR, 8 TEMP, 4 SATT, 4 *
34 020003 PHIR, 7 FCHR, 7 HPCR, 7 IHTR, 7 *
35 020004 STVF, 4 AVED, 4
36 *
37 *
38 *****
39 * TIME STEP DATA
40 *****
41 *
42 * NMIN NMAJ NDMP NCHK DELTm DTMIN TLAST EPSP EPSIMP
43 030010 10 50 0 0 0.01 0.0 10.0
44 030020 60 100 0 0 0.05 0.0 1800.0
45 030030 20 50 0 0 0.01 0.0 2000.0
46 *
47 *
48 *****
49 * TRIP CONTROL DATA *
50 *****
51 *
52 * IDTRP IDSIG IX1 IX2 SETPT DELAY
53 040010 1 1 0 0 2.0 0.0 * END TIME
54 040020 6 -9 126 0 1165.28 0.4 * SCR1 LOW FLOW
55 040030 6 -6 30 0 16.126 0.07 * SCR2 POOL LEVEL LOW
56 040040 6 7 102 0 131.0 40.0 * SCR3 OUTLET TEMP HI
57 040050 6 2 0 0 1.1 0.1 * SCR4 ON HI POWER
58 040060 6 1 0 0 5.0 0.1 * SCR5 ON LOSS OF POWR
59 *
60 040070 7 -6 30 0 4.643 1.E6 * SYPHON BREAK LEVEL
61 040080 8 1 0 0 5.0 0.0 * NO.1 MAIN PUMP TRIP
62 040090 9 1 0 0 5.0 0.0 * NO.2 MAIN PUMP TRIP
63 040100 10 1 0 0 1805.0 0.0 * AUXILIARY PUMP TRIP
64 040110 11 1 0 0 1.E9 0.0 * DUMMY(USE)
65 040120 12 1 0 0 1805.0 0.0 * N.C.V. OPEN TRIP
66 040130 13 1 0 0 0.0 0.0 *HTX
67 040140 14 1 0 0 0.5 0.0 *AUX.LOOP VALVE
68 040150 15 1 0 0 0.5 0.0 *AUX.LOOP VALVE
69 040160 16 1 0 0 1805.0 0.0 *CORE-BYPASS CLOSE
70 *

```


VOLUME DATA										
		IBUB	IREAD	P	HW	X	V	ZVOL	ZM	
71	*									*
72	*									*
73	*									
74	*	CORE								
75		050011	0	0	0.0	0.0	0.0	1.059-3	0.648	0.648 * HOT C1
76		050021	0	0	0.0	0.0	0.0	6.70-4	0.410	0.410 * HOT C2
77		050031	0	0	0.0	0.0	0.0	6.70-4	0.410	0.410 * HOT C3
78		050041	0	0	0.0	0.0	0.0	6.70-4	0.410	0.410 * HOT C4
79		050051	0	0	0.0	0.0	0.0	1.059-3	0.648	0.648 * HOT C5
80	*									
81		050061	0	0	0.0	0.0	0.0	0.6418	0.648	0.648 * AVR C1
82		050071	0	0	0.0	0.0	0.0	0.4056	0.410	0.410 * AVR C2
83		050081	0	0	0.0	0.0	0.0	0.4056	0.410	0.410 * AVR C3
84		050091	0	0	0.0	0.0	0.0	0.4056	0.410	0.410 * AVR C4
85		050101	0	0	0.0	0.0	0.0	0.6418	0.648	0.648 * AVR C5
86	*									
87		050131	0	0	0.0	76.1391	0.0	159.60	5.791	5.791 * UNDERP
88		050141	0	0	0.0	0.0	0.0	0.4436	2.526	2.526 * BYPASS1
89		050151	0	0	0.0	63.112	0.0	1577.2	8.481	8.481 * UNDERP
90		050161	0	0	0.0	0.0	0.0	0.153	2.526	2.526 * BYPASS2
91		050301	1	0	14.7	95.0	1.0	45311.0	194.1	17.767 * POOL
92	*									
93	*	PRIMARY COOLANT LOOP								
94		051001	0	0	0.0	0.0	0.0	36.991	9.223	9.223 * CORE 0
95		051011	0	0	0.0	0.0	0.0	39.502	2.719	2.719 * SIPHON
96		051021	0	0	0.0	0.0	0.0	102.96	23.495	23.495 * TANK 1
97		051031	0	0	0.0	0.0	0.0	591.60	14.513	14.513 * TANK 2
98		051041	0	0	0.0	0.0	0.0	123.85	5.557	5.557 * TANK
99		051051	0	0	0.0	0.0	0.0	571.75	14.513	14.513 * TANK 2
100		051061	0	0	0.0	0.0	0.0	104.08	9.986	9.986 * TANK
101		051071	0	0	0.0	0.0	0.0	780.61	18.876	18.876 * TANK 3
102		051081	0	0	0.0	0.0	0.0	108.31	11.712	11.712 * TANK 2
103		051091	0	0	0.0	0.0	0.0	6.0050	9.980	9.980 * TANK
104	*	PUMP								
105		051101	0	0	0.0	0.0	0.0	2.1180	1.2468	1.2468 * PUMP
106		051111	0	0	0.0	0.0	0.0	1.4510	2.729	2.729 * PUMP I
107		051121	0	0	0.0	0.0	0.0	0.3320	7.039	7.039 * PUMP I
108		051141	0	0	59.3	78.1	0.0	4.2610	4.614	4.614 * PUMP 0
109		051151	0	0	0.0	0.0	0.0	40.490	1.771	1.771 * PUMP 0
110		051161	0	0	0.0	0.0	0.0	36.231	8.416	8.416 * PUMP 0
111		051171	0	0	0.0	0.0	0.0	15.493	5.234	5.234 * PUMP 8
112		051181	0	0	0.0	0.0	0.0	11.959	4.562	4.562 * PUMP 0
113		051191	0	0	0.0	0.0	0.0	26.179	8.416	8.416 * PUMP 0
114		051201	0	0	0.0	0.0	0.0	16.340	5.234	5.234 * PUMP A
115	*	PUMP => POOL								
116		051211	0	0	0.0	0.0	0.0	9.0995	3.281	3.281 * PIPE
117		051221	0	0	0.0	0.0	0.0	54.891	6.039	6.039 * PIPE
118		051231	0	0	0.0	0.0	0.0	17.873	2.773	2.773 * PIPE
119		051241	0	0	0.0	0.0	0.0	506.49	9.843	9.843 * PIPE
120		051251	0	0	0.0	0.0	0.0	71.955	10.093	10.093 * PIPE
121		051261	0	0	0.0	0.0	0.0	162.96	20.14	20.14 * TANK
122	*									
123		051991	0	0	77.36	54.228	0.0	13.92	1.0	1.0 *HXC-IN
124		052001	0	0	69.11	0.0	0.0	365.38	9.843	9.843 *HXC
125		052011	0	0	60.86	64.7	0.0	1.E9	10.0	10.0 *HXC-OUT
126	*									
127		055001	1	0	14.7	60.0	1.0	4.E8	2.E2	1.0 *ATOMOS
128	*									
129	*									
130	*									
131	*									
132	*									
133	*	CORE (2)								
134		050012	0.648		1.63-3		1.447-2		27.354	
135		050022	0.410		1.63-3		1.447-2		26.944	
136		050032	0.410		1.63-3		1.447-2		26.534	
137		050042	0.410		1.63-3		1.447-2		26.124	
138		050052	0.648		1.63-3		1.447-2		25.476	
139	*									
140		050062	0.648		0.989		1.464-2		27.354	
141		050072	0.410		0.989		1.464-2		26.944	
142		050082	0.410		0.989		1.464-2		26.534	
143		050092	0.410		0.989		1.464-2		26.124	
144		050102	0.648		0.989		1.464-2		25.476	
145	*									

146	050132	12.70	12.57	4.0000	19.685							
147	050142	2.526	0.1756	1.397-2	25.476							
148	050152	5.852	185.93	15.386	19.521							
149	050162	4.59	0.0606	1.97-2	25.476	*						
150	050302	15.6	233.43	17.24	28.002							
151	*											
152	*	PRIMARY COOLANT LOOP (2)										
153	051002	15.02	2.463	1.771	21.26							
154	051012	16.04	2.463	1.771	30.483							
155	051022	41.80	2.463	1.771	6.988							
156	051032	12.14	48.69	7.874	-1.187							
157	051042	23.63	5.241	2.583	0.0							
158	051052	12.14	48.69	7.874	-1.187							
159	051062	19.86	5.241	2.583	6.580							
160	051072	16.50	48.69	7.874	-1.121							
161	051082	43.97	2.463	1.771	0.0656							
162	051092	17.154	0.350	0.668	0.0271							
163	*	PUMP										
164	051102	7.690	0.2754	0.5922	-0.3608							
165	051112	4.146	0.3501	0.6677	0.8860							
166	051122	22.705	0.0146	0.137	3.213							
167	051142	12.17	0.350	0.668	2.947							
168	051152	16.44	2.463	1.771	10.007							
169	051162	28.09	1.290	1.282	3.117							
170	051172	14.52	0.807	1.014	0.328							
171	051182	9.272	1.290	1.282	4.280							
172	051192	20.30	1.290	1.281	3.117							
173	051202	15.18	0.807	1.014	0.328							
174	051212	7.056	1.290	1.282	4.280							
175	051222	22.68	2.4248	1.2815	7.561							
176	051232	6.929	2.580	1.290	10.827							
177	051242	59.06	17.152	1.290	0.9843							
178	051252	26.76	2.689	1.850	4.736							
179	051262	66.15	2.463	1.771	13.058							
180	*											
181	051992	1.0	13.92	0.0545	0.9843	*						
182	052002	26.25	13.92	0.0545	1.9843	*						
183	052012	1.E2	1.E2	0.0	6.8273	*						
184	*											
185	055002	200.0	2.E4	200.0	-10.0	*						
186	*											
187	*											
188	*											
189	*****											
190	*	BUBBLE DATA										
191	*****											
192	*											
193	*	ALPH VBUB										
194	060011	0.8	3.0									
195	*											
196	*											
197	*****											
198	*	JUNCTION DATA										
199	*****											
200	*											
201	*	IW1	IW2	IP	IV	WP	AJUN	ZJUN	INERTA	FJUNF	FJUNR	JVERTL
202	*	HOT CHANNEL										
203	080011	30	1	0	0	2.063	1.63-3	28.002	369.1	0.734	0.344	0
204	080021	1	2	0	0	0.0	1.63-3	27.354	0.0	0.0	0.0	0
205	080031	2	3	0	0	0.0	1.63-3	26.944	0.0	0.0	0.0	0
206	080041	3	4	0	0	0.0	1.63-3	26.534	0.0	0.0	0.0	0
207	080051	4	5	0	0	0.0	1.63-3	26.124	0.0	0.0	0.0	0
208	080061	5	13	0	0	0.0	1.63-3	25.476	369.1	0.372	1.203	0
209	*	AVERAGE CHANNEL										
210	080071	30	6	0	0	1294.311	.989	28.002	0.0	0.734	0.344	0
211	080081	6	7	0	0	0.0	0.989	27.354	0.0	0.0	0.0	0
212	080091	7	8	0	0	0.0	0.989	26.944	0.0	0.0	0.0	0
213	080101	8	9	0	0	0.0	0.989	26.534	0.0	0.0	0.0	0
214	080111	9	10	0	0	0.0	0.989	26.124	0.0	0.0	0.0	0
215	080121	10	13	0	0	0.0	0.989	25.476	0.0	0.372	1.203	0
216	080121	10	13	0	0	0.0	0.989	25.476	0.0	-1.0	1.203	0
217	*											
218	*											

219	*	POOL										
220	080151	30	14	0	0	118.436	0.1756	28.002	0.0	0.5	0.5	0
221	080161	14	13	0	0	0.0	0.1756	25.476	0.0	-1.0	0.5	0
222	080171	30	15	0	0	0.0	185.93	28.002	0.0492	0.0	0.0	0
223	080181	15	13	0	2	0.0	3.229-3	22.15	0.5210	1.5	1.5	0
224	080191	30	16	0	6	41.79	0.06063	28.002	0.0	0.414	0.414	0
225	080201	16	13	0	6	41.79	0.06063	25.476	0.0	-1.0	0.414	0
226	083001	30	100	0	3	0.0	0.338	29.69	3.0910	1.7	1.7	1
227	*N.C.V. ON LOWER PLENUM											
228	083001	13	15	0	3	0.0	0.338	22.15	0.52	1.84	1.84	1
229	*											
230	*	PRIMARY COOLANT LOOP										
231	081001	13	100	0	0	1456.6	2.463	22.15	3.554	0.585	0.585	0 *
232	081011	100	101	0	0	0.0	2.463	30.483	6.304	0.735	0.735	0
233	081021	101	102	0	1	0.0	2.463	30.483	11.74	1.300	1.635	0
234	081031	102	103	0	0	0.0	2.463	12.139	8.610	1.880	1.880	0
235	081041	103	104	0	0	0.0	5.241	0.0	2.379	0.960	0.960	0
236	081051	104	105	0	0	0.0	5.241	0.0	2.379	1.380	1.380	0
237	081061	105	106	0	0	0.0	5.241	12.139	2.019	0.960	0.960	0
238	081071	106	107	0	0	0.0	5.241	16.566	2.064	1.380	1.380	0
239	081081	107	108	0	0	0.0	2.463	0.0656	9.999	1.160	1.160	0
240	081091	108	109	0	0	2.427	0.350	10.007	33.43	2.330	2.330	0
241	*81101	109	110	-3	0	0.0	0.2754	0.0271	38.467	1.450	1.450	0
242	081111	110	111	3	0	2.427	0.2754	0.886	19.883	0.200	0.200	0
243	081121	111	112	0	0	2.427	0.0146	3.281	787.12	-1.0	1.E9	0
244	081131	112	116	0	0	0.0	0.0146	10.252	792.09	6.050	6.050	0
245	*81151	111	114	0	4	0.0	0.350	3.281	25.71	7.600	1.0E9	0
246	***											
247	081101	109	110	-3	0	0.0	0.2754	0.0271	38.467	0.6	0.6	0
248	081151	111	114	0	4	0.0	0.350	3.281	25.71	0.600	1.0E9	0
249	***											
250	081161	114	122	0	5	0.0	0.350	7.561	18.83	0.700	0.700	0
251	081171	108	115	0	0	1454.173	2.463	10.893	12.263	1.480	1.480	0
252	081181	115	116	0	0	725.873	1.290	10.893	14.22	2.1	2.100	0
253	081191	116	117	-1	0	0.0	0.807	3.117	19.90	1.000	1.000	0
254	081201	117	118	1	0	0.0	0.807	4.921	12.590	-50.	-51.	0
255	081201	117	118	1	0	0.0	0.807	4.921	12.590	7.6	1.E9	0
256	081211	118	122	0	0	0.0	1.290	8.202	7.096	4.557	4.557	0
257	081221	115	119	0	0	728.3	1.290	10.893	11.21	2.200	2.200	0
258	081231	119	120	-2	0	0.0	0.807	3.117	17.27	0.700	0.700	0
259	081241	120	121	2	0	0.0	0.807	4.920	12.140	-50.	-51.	0
260	081241	120	121	2	0	0.0	0.807	4.920	12.140	7.6	1.E9	0
261	081251	121	122	0	0	0.0	1.290	7.561	7.429	-1.0	3.657	0
262	081261	122	123	0	0	0.0	2.420	12.959	6.077	4.592	4.592	0
263	081271	123	124	0	0	0.0	2.580	10.827	8.586	20.635	0.635	0
264	081281	124	125	0	0	0.0	2.689	4.736	12.81	24.650	4.650	0
265	081271	123	124	0	0	0.0	2.580	10.827	8.586	14.0	0.635	0
266	081281	124	125	0	0	0.0	2.689	4.736	12.81	14.6	4.650	0
267	081281	124	125	0	0	0.0	2.689	4.736	12.81	-1.0	4.650	0
268	081291	125	126	0	0	0.0	2.463	13.943	18.26	2.585	2.585	0
269	081301	126	30	0	0	0.0	2.463	30.515	13.28	2.465	2.035	0
270	*											
271	081991	0	199	1	0	2112.08	1.0	0.9843	1.0	0.0	0.0	1
272	082001	199	200	0	0	2112.08	13.92	1.9843	1.0	0.0	0.0	1
273	082011	200	201	0	0	2112.08	13.92	11.8243	1.0	-1.0	0.5	1
274	*											
275	*	10.827FT=3.3M										
276	084001	108	500	0	7	0.0	0.0168	10.827	0.0	1.0	1.0	1
277	*	15.584FT=4.75M										
278	084011	126	500	0	8	0.0	0.0168	15.584	0.0	1.0	1.0	1
279	*											
280	*											
281	*	JCHOKE	JCALCI	MVMIX	DIAMJ	CONCO	IFRJ	JTPMJ	ANGLJ	IHQCOR	ISP	
282	*	CORE										
283	080012	-1	0	0	0.01447	0.0	0	0	0.0	2	0	
284	080022	-1	2	0	0.01447	0.0	0	0	0.0	3	0	
285	080032	-1	2	0	0.01447	0.0	0	0	0.0	3	0	
286	080042	-1	2	0	0.01447	0.0	0	0	0.0	3	0	
287	080052	-1	2	0	0.01447	0.0	0	0	0.0	3	0	
288	080062	-1	0	0	0.01447	0.0	0	0	0.0	1	0	
289	*											
290	080072	-1	2	0	0.01464	0.0	0	0	0.0	2	0	
291	080082	-1	2	0	0.01464	0.0	0	0	0.0	3	0	
292	080092	-1	2	0	0.01464	0.0	0	0	0.0	3	0	
293	080102	-1	2	0	0.01464	0.0	0	0	0.0	3	0	
294	080112	-1	2	0	0.01464	0.0	0	0	0.0	3	0	
295	080122	-1	2	0	0.01464	0.0	0	0	0.0	1	0	

```

296 *
297 *
298 *
299 * POOL
300 080152 -1 2 0 1.397-2 0.0 0 0 0.0 0 0
301 080162 -1 2 0 1.397-2 0.0 0 0 0.0 0 0
302 080172 -1 0 0 15.390 0.0 0 0 0.0 0 0
303 080182 -1 0 0 0.0641 0.0 0 0 0.0 0 0
304 080192 -1 2 0 1.97-2 0.0 0 0 0.0 0 0
305 080202 -1 2 0 1.97-2 0.0 0 0 0.0 0 0
306 083002 -1 0 0 0.656 0.0 0 0 0.0 0 0
307 *
308 * PRIMARY COOLANT LOOP
309 081002 -1 0 0 1.7710 0.0 0 0 0.0 0 0
310 081012 -1 0 0 1.7710 0.0 0 0 0.0 0 0
311 081022 -1 0 0 1.7710 0.0 0 0 0.0 0 0
312 081032 -1 0 0 1.7710 0.0 0 0 0.0 0 0
313 081042 -1 0 0 2.5830 0.0 0 0 0.0 0 0
314 081052 -1 0 0 2.5830 0.0 0 0 0.0 0 0
315 081062 -1 0 0 2.5830 0.0 0 0 0.0 0 0
316 081072 -1 0 0 2.5830 0.0 0 0 0.0 0 0
317 081082 -1 0 0 1.7710 0.0 0 0 0.0 0 0
318 081092 -1 0 3 0.6677 0.0 0 0 0.0 0 0
319 081102 -1 0 0 0.5922 0.0 0 0 0.0 0 0
320 081112 -1 0 0 0.5922 0.0 0 0 0.0 0 0
321 081122 -1 0 0 0.1360 0.0 0 0 0.0 0 0
322 081132 -1 0 3 0.1360 0.0 0 0 0.0 0 0
323 081152 -1 0 0 0.6677 0.0 0 0 0.0 0 0
324 081162 -1 0 3 0.6677 0.0 0 0 0.0 0 0
325 081172 -1 0 0 1.7710 0.0 0 0 0.0 0 0
326 081182 -1 0 0 1.2810 0.0 0 0 0.0 0 0
327 081192 -1 0 0 1.0140 0.0 0 0 0.0 0 0
328 081202 -1 1000 0 1.0140 0.0 0 0 0.0 0 0
329 081202 -1 0 0 1.0140 0.0 0 0 0.0 0 0
330 081212 -1 0 0 1.2820 0.0 0 0 0.0 0 0
331 081222 -1 0 0 1.2820 0.0 0 0 0.0 0 0
332 081232 -1 0 0 1.0140 0.0 0 0 0.0 0 0
333 081242 -1 1000 0 1.0140 0.0 0 0 0.0 0 0
334 081242 -1 0 0 1.0140 0.0 0 0 0.0 0 0
335 081252 -1 0 0 1.2820 0.0 0 0 0.0 0 0
336 081262 -1 0 0 1.2815 0.0 0 0 0.0 0 0
337 081272 -1 0 0 1.2820 0.0 0 0 0.0 2 0
338 081282 -1 0 0 1.8500 0.0 0 0 0.0 1 0
339 081292 -1 0 0 1.7710 0.0 0 0 0.0 0 0
340 081302 -1 0 0 1.7710 0.0 0 0 0.0 0 0
341 *
342 081992 -1 0 0 1.0 0.0 0 0 0.0 0 0
343 082002 -1 0 0 1.0 0.0 0 0 0.0 0 0
344 082012 -1 0 0 1.0 0.0 0 0 0.0 0 0
345 *
346 084002 1 2 0 0.146 0.0 0 0 0.0 0 0
347 *
348 084012 1 2 0 0.146 0.0 0 0 0.0 0 0
349 *
350 *
351 *****
352 * PUMP DESCRIPTION DATA
353 *****
354 *
355 * IPC ITPUMP IRP IPM IMT POMGAR PSRAT PFLOWR PHEADR PTORKR
356 090011 1 8 0 0 0 1460.0 1.0 5283.40 150.92 964.85*N01
357 090021 1 9 0 0 0 1460.0 1.0 5283.40 150.92 964.85*N02
358 090031 2 10 1 0 0 970.0 1.0 1188.8 6.562 17.79*AUX
359 *
360 *
361 *
362 * PINRTA VRHOI TORKMR TORKF1 TORKF2 TORKF3 TORKF4
363 090012 408.16 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0
364 090022 408.16 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0
365 090032 7.56 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0
366 *
367 * PUMP STOP DATA
368 *
369 *95031 605.0 0.0 0.0 * AUX PUMP STOP
370 *

```

```

371 * NPC(J) NC(J)
372 100000 0 16 *
373 100000 0 16 0 16 *
374 *
375 *
376 * HOMOLOGOUS CURVES
377 *
378 * FLOW VS. HEAD ( V/a VS. H/a**2)
379 101011 8 0.0 1.228 0.0816 1.224 0.163 1.222 0.327 1.209 *
380 101012 0.490 1.185 0.653 1.152 0.816 1.098 1.0 1.0 *
381 *
382 * SPEED VS. HEAD ( a/V VS. H/V**2)
383 101021 5 0.0 -1.0 0.681 0.251 0.766 0.443 *
384 101022 0.875 0.703 1.0 1.0 *
385 *
386 101031 2 -1.0 1.228 0.0 1.228 *
387 101041 3 -1.0 0.0 -0.1 0.0 0.0 -1.0 *
388 101051 2 0.0 0.0 1.0 0.0 *
389 101061 2 0.0 0.0 1.0 0.0 *
390 101071 2 -1.0 0.0 0.0 0.0 *
391 101081 2 -1.0 0.0 0.0 0.0 *
392 *
393 * FLOW VS. TORQUE ( V/a VS. B/a**2)
394 101091 8 0.0 0.569 0.0816 0.567 0.163 0.615 0.327 0.650 *
395 101092 0.490 0.767 0.653 0.863 0.816 0.940 1.0 1.0 *
396 *
397 * SPEED VS. TORQUE ( a/V VS. B/V**2)
398 101101 5 0.0 -1.0 0.681 0.441 0.766 0.601 *
399 101102 0.875 0.790 1.0 1.0 *
400 *
401 101111 2 -1.0 0.569 0.0 0.569 *
402 101121 3 -1.0 0.0 -0.1 0.0 0.0 -1.0 *
403 101131 2 0.0 0.0 1.0 0.0 *
404 101141 2 0.0 0.0 1.0 0.0 *
405 101151 2 -1.0 0.0 0.0 0.0 *
406 101161 2 -1.0 0.0 0.0 0.0 *
407 *
408 *
409 * AUX PUMP HEAD
410 102011 8 0.0 2.10 0.146 1.85 0.293 1.69 0.440 1.56 *
411 102012 0.586 1.46 0.733 1.36 0.879 1.18 1.0 *
412 102021 3 0.0 -1.0 0.853 0.485 1.0 1.0 *
413 102031 2 -0.4 2.7 0.0 2.1 *
414 102031 3 -1.0 2.7 -0.4 2.7 0.0 2.1 *
415 102041 3 -1.0 0.0 -0.1 0.0 0.0 -1.0 *
416 102051 2 0.0 0.0 1.0 0.0 *
417 102061 2 0.0 0.0 1.0 0.0 *
418 102071 2 -1.0 0.0 0.0 0.0 *
419 102081 2 -1.0 0.0 0.0 0.0 *
420 *
421 *
422 * AUX PUMP TORQUE
423 102091 8 0.0 1.23 0.146 1.08 0.293 1.02 0.440 1.00 *
424 102092 -0.586 1.03 0.733 1.07 0.879 1.04 1.0 *
425 102101 3 0.0 -1.0 0.853 0.620 1.0 1.0 *
426 102111 2 -1.0 2.2 0.0 1.23 *
427 102121 3 -1.0 0.0 -0.1 0.0 0.0 -1.0 *
428 102131 2 0.0 0.0 1.0 0.0 *
429 102141 2 0.0 0.0 1.0 0.0 *
430 102151 2 -1.0 0.0 0.0 0.0 *
431 102161 2 -1.0 0.0 0.0 0.0 *
432 *
433 *
434 *****
435 * VALVE DATA *
436 *****
437 * ITCV + => OPEN (TRIP CLOSE)
438 *
439 * ITCV IACV IACV2 PCV CV1 CV2 CV3
440 110010 7 0 0 0.0 0.0 0.0 0.0 *SYN BREAK
441 110020 -11 0 0 0.0 0.0 0.0 0.0 *NAT CIRC HOLE
442 110030 1000 -2 0 0.0 0.0 0.0 0.0 *NAT CIRC VALVE
443 110040 -14 0 0 0.0 0.0 0.0 0.0 *JUN 115
444 110050 -15 0 0 0.0 0.0 0.0 0.0 *JUN 116
445 110060 16 0 0 0.0 0.0 0.0 0.0 *CORE-BYPASS
446 110070 -11 0 0 0.0 0.0 0.0 0.0 *BREAK-1
447 110080 -11 0 0 0.0 0.0 0.0 0.0 *BREAK-2
448 110090 -11 0 0 0.0 0.0 0.0 0.0 *CORE-BYPASS CLOSE
449 *

```

```

450 *****
451 *      TABLE DATA
452 *****
453 *
454 *      GENERAL DATA TABLE
455 *
456 * N.C.V TIME VS. AREA
457 120100  6  0.0 0.0  5.0 0.25 10.0 0.5 15.0 0.75 20.0 1.0 1.+6 1.0 *
458 * TEMP. VS. FORM LOSS (MAIN PUMP OUTLET JUNCTION FJUNF)
459 120200  -4  0.0  7.6  40.0 7.6  50.0 100.0 1.E6 100.0
460 *
461 *      FILL DATA TABLE
462 *
463 130100  -4  13  0  -1  *
464 130101  0.0 2112.08  54.228  77.36 *
465 130102  5.0 2112.08  54.228  77.36 *
466 130103  5.01 0.0  54.228  77.36 *FOR LOCE
467 130104  1.E9 0.0  54.228  77.36 *FOR LOCE
468 *
469 *****
470 *      SCRAM TABLE DATA
471 *****
472 *
473 *
474 *      POINT KINETICS CONSTANT DATA
475 *      KMUL      BOVL      RHOIN  UDEF
476 140000  1.2  61.579  0.0  0.6  * 18% B.U.
477 140000  1.2  51.929  0.0  0.6  * 50% B.U.
478 *
479 *      DELAYED NEUTRON DATA
480 140001  1.272-2  3.174-2  1.160-1  3.110-1  1.400  3.870  *DLAMDA
481 140002  3.800-2  2.090-1  1.900-1  4.070-1  1.290-1  2.700-2 *AJOVRJ
482 *
483 *      REACTIVITY COEFFICIENT DATA
484 *      DENWT      FTWT      ALPHTM  ALPHTW
485 140010  0.00003279  0.00002852  0.0  0.0  *DUMMY
486 140020  0.00007448  0.00007363  0.0  0.0  *DUMMY
487 140030  0.00007942  0.00007993  0.0  0.0  *DUMMY
488 140040  0.00011309  0.00011512  0.0  0.0  *DUMMY
489 140050  0.00014181  0.00014571  0.0  0.0  *DUMMY
490 140060  0.00018043  0.00018850  0.0  0.0  *DUMMY
491 140070  0.00022877  0.00023371  0.0  0.0  *DUMMY
492 140080  0.00029369  0.00028768  0.0  0.0  *DUMMY
493 140090  0.00038276  0.00039468  0.0  0.0  *DUMMY
494 140100  0.00022923  0.00020899  0.0  0.0  *DUMMY
495 *
496 140110  0.06096371  0.05805484  0.0  0.0  *DUMMY
497 140120  0.10940625  0.11085602  0.0  0.0  *DUMMY
498 140130  0.18313990  0.18994073  0.0  0.0  *DUMMY
499 140140  0.29692577  0.29631655  0.0  0.0  *DUMMY
500 140150  0.34780791  0.34307540  0.0  0.0  *DUMMY
501 *
502 *
503 *
504 *      SCRAM TABLE DATA
505 *      NSCR      ITSCRM
506 141001  13  6
507 141002  0.0  0.0  0.05  -0.0691  0.10  -0.2626
508 141003  0.15  -0.5943  0.20  -0.8569  0.30  -1.4375
509 141004  0.40  -2.4188  0.50  -3.9115  0.60  -5.1970
510 141005  0.70  -8.9426  0.80  -12.3428  0.90  -15.9226
511 141006  1.E6  -15.9226
512 *
513 *      DENSITY REACTIVITY DATA
514 *      NDEN
515 142001  11 * ( 50%B.U. )
516 142001  0  * REACTIVITY IS ALWAYS ZERO
517 *
518 *
519 *50%B.U. DEN(1) REAC(1) DEN(2) REAC(2) DEN(3) REAC(3) DEN(4) REAC(4)
520 *42002  30.815 -16.3080 36.977 -11.3832 43.145 -7.4544 49.307 -4.3536
521 *42003  55.469 -1.9224 61.631 0.0 61.943 0.2576 62.211 0.5288
522 *42003  62.320 0.6640 62.411 0.8520 62.4246 1.0320
523 *
524 *

```

```

525 *          DOPPLER DATA
526 *          NDDP
527 143000      13 * 0 XB.U.
528 143000      0          * REACTIVITY IS ALWAYS ZERO
529 *
530 *%XB.U.  TEMP REAC  TEMP  REAC  TEMP  REAC  TEMP  REAC
531 *43001   32.0 0.1526  50.0  0.1237  68.0  0.0948  80.33 0.0751
532 *43002  104.0 0.0382 125.33 0.0  158.0 -0.0451 176.0 -0.0728
533 *43003  260.33 -0.1877 620.33 -0.6694 752.0 -0.8173
534 *43004  842.00 -0.9110 1160.33 -1.1954
535 *
536 *
537 *****
538 *          HEAT CONDUCTOR DATA
539 *****
540 *
541 *          IVSL IVSR IGOM CELEV IMCL IMCR  ASUL  ASUR  VOLS
542 150011    0  1  1  0.4614  0  22  0.0  .12435  3.0998-4
543 150021    0  1  1  0.1538  0  22  0.0  .12435  3.0998-4
544 150031    0  2  1  0.3075  0  22  0.0  0.0829  2.0665-4
545 150041    0  2  1  0.1025  0  22  0.0  0.0829  2.0665-4
546 150051    0  3  1  0.3075  0  22  0.0  0.0829  2.0665-4
547 150061    0  3  1  0.1025  0  22  0.0  0.0829  2.0665-4
548 150071    0  4  1  0.3075  0  22  0.0  0.0829  2.0665-4
549 150081    0  4  1  0.1025  0  22  0.0  0.0829  2.0665-4
550 150091    0  5  1  0.4942  0  22  0.0  .12435  3.0998-4
551 150101    0  5  1  0.1865  0  22  0.0  .12435  3.0998-4
552 *
553 150111    0  6  1  0.30765  0  22  0.0 141.2865 0.235
554 150121    0  7  1  0.205  0  22  0.0  94.191 0.235
555 150131    0  8  1  0.205  0  22  0.0  94.191 0.235
556 150141    0  9  1  0.205  0  22  0.0  94.191 0.235
557 150151    0 10  1  0.34035  0  22  0.0 141.2865 0.235
558 *
559 152001  124 200  2  4.922  22  22 26836.1 26836.1 107.31*HTC
560 *
561 *          HDML  HDMR  DHEL  DHER  CHNL  CHNR  IHXQF
562 150012    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
563 150022    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
564 150032    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
565 150042    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
566 150052    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
567 150062    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
568 150072    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
569 150082    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
570 150092    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
571 150102    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
572 150112    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
573 150122    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
574 150132    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
575 150142    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
576 150152    0.0  0.015  0.0  0.01447  0.0  0.0  0
577 *
578 152002    0.0  0.0  0.0567  0.545  26.246 26.246 1*HTC
579 *
580 *          CORE SECTION DATA
581 *
582 *          ISLB  CLTI  QFRAC
583 160010    1  0.0  2.86104-4
584 160020    2  0.0  4.12932-4
585 160030    3  0.0  3.47932-4
586 160040    4  0.0  4.15064-4
587 160050    5  0.0  5.04972-4
588 160060    6  0.0  6.02108-4
589 160070    7  0.0  6.15264-4
590 160080    8  0.0  6.01276-4
591 160090    9  0.0  8.02256-4
592 160100   10  0.0  6.12092-4
593 160110   11  0.0  0.13373
594 160120   12  0.0  0.14597
595 160130   13  0.0  0.21179
596 160140   14  0.0  0.23273
597 160150   15  0.0  0.27058
598 *

```

```

599 *      CONDUCTOR GEOMETRY DATA
600 *
601 *      IG NR IM NDX XO XR PF
602 170101 1 2 1 5 0.0 0.0012467 1.0
603 *      IGP IM NDX XR PF
604 170102 0 2 3 0.0012467 0.0
605 *
606 *      IG NR IM NDX XO XR PF
607 170201 1 1 3 1 0.0 3.937-3 0.0
608 *
609 *      THERMAL CONDUCTIVITY DATA
610 *
611 *      THIS VALUE IS TEMPORARY VALUE
612 *      NKP TEMP TPK TEMP TPK TEMP TPK
613 180100 1 100.0 44.68 * U-AL
614 180200 -3 68.0 117.6 212.0 118.9 572.0 133.1 * AL
615 180300 -2 80.6 7.494 260.6 8.430 * SUS
616 *
617 *      VOLUMETRIC HEAT CAPACITY
618 *
619 *      THIS VALUE IS TEMPORARY VALUE
620 *      NXP TEMP TPC TEMP TPC TEMP TPC TEMP TPC
621 190100 -10 50.0 32.48 68.0 32.57 212.0 33.33 392.0 34.27
622 190101 572.0 35.22 752.0 36.16 932.0 37.11 1112.0 38.05
623 190102 1292.0 39.00 1472.0 39.94
624 190200 -7 50.0 35.95 68.0 36.13 212.0 37.61 392.0 39.45
625 190201 752.0 43.14 1112. 46.83 1472. 50.52
626 190300 -2 80.33 60.053 440.33 62.637
627 *
628 *
629 *****
630 *      NON CONDUCTING HEAT EXCHANGER DATA (NO USE)
631 *****
632 *
633 *      IHTX IHTFXQ JVOL IHTYPE
634 *10100 4 13 124 3
635 *
636 *      TIME POWER TIME POWER TIME POWER TIME POWER
637 *10101 0.0 1.0 5.0 1.0 5.001 0.0 1.0+6 0.0
638 *
639 *
640 *****
641 *      STEADY-STATE CONVERSION CRITERIA
642 *****
643 *
644 *      LDCOUNT CPRES CENTHAL CMASS
645 230000 -50 5.0-5 1.00-2 5.0-8
646 *
647 *
648 *****
649 *      CONTROL SYSTEM MODEL
650 *****
651 *
652 701000 29 51 0.0
653 *      IDC CSYM IREG GAIN CIC
654 702001 1 TRIP, 12 1.0 0.0 * N.C.V. OPEN TRIP
655 702002 2 CONS, 0 -1.0 -1.0 * CONSTANT -1.0
656 702003 3 FCHR, 1 1.0 0.0 * QCRIT 1
657 702004 4 FCHR, 2 1.0 0.0 * QCRIT 2
658 702005 5 FCHR, 3 1.0 0.0 * QCRIT 3
659 702006 6 FCHR, 4 1.0 0.0 * QCRIT 4
660 702007 7 FCHR, 5 1.0 0.0 * QCRIT 5
661 702008 8 FCHR, 6 1.0 0.0 * QCRIT 6
662 702009 9 FCHR, 7 1.0 0.0 * QCRIT 7
663 702010 10 FCHR, 8 1.0 0.0 * QCRIT 8
664 702011 11 FCHR, 9 1.0 0.0 * QCRIT 9
665 702012 12 FCHR, 10 1.0 0.0 * QCRIT 10
666 702013 13 FCHR, 10 1.0 0.0 * QCRIT 11
667 702014 14 FCHR, 10 1.0 0.0 * QCRIT 12
668 702015 15 PHIR, 1 1.0 0.0 * HEAT FLUX 1
669 702016 16 PHIR, 2 1.0 0.0 * HEAT FLUX 2
670 702017 17 PHIR, 3 1.0 0.0 * HEAT FLUX 3
671 702018 18 PHIR, 4 1.0 0.0 * HEAT FLUX 4
672 702019 19 PHIR, 5 1.0 0.0 * HEAT FLUX 5
673 702020 20 PHIR, 6 1.0 0.0 * HEAT FLUX 6

```


674	702021	21	PHIR,	7	1.0	0.0	*	HEAT FLUX 7	
675	702022	22	PHIR,	8	1.0	0.0	*	HEAT FLUX 8	
676	702023	23	PHIR,	9	1.0	0.0	*	HEAT FLUX 9	
677	702024	24	PHIR,	10	1.0	0.0	*	HEAT FLUX 10	
678	702025	25	PHIR,	10	1.0	0.0	*	HEAT FLUX 11	
679	702026	26	PHIR,	10	1.0	0.0	*	HEAT FLUX 12	
680	702027	27	CONS,	0	1.E9	1.E9	*	JUN 120,124 FJUNR	
681	702028	28	TIMX,	0	1.0	0.0	*	TIME	
682	702029	29	CONS,	0	1.0	1.0	*	JUN 120,124 FJUNR	
683	*								
684	*								
685	*	IDC	ITYP	INC1	INC2	CGAIN	CP1	CP2	CIC
686	703001	-1	INT,	1	0	1.0	0.0	0.0	0.0
687	703002	-2	FNG,	-1	1	1.0	0.0	0.0	0.0 *N.C.V. AREA
688	*								
689	703003	-3	MUL,	2	15	1.0	0.0	0.0	0.0
690	703004	-4	MAX,	15	-3	1.0	0.0	0.0	0.0
691	703005	-5	DIV,	3	-4	1.0	0.0	0.0	0.0 *CHFR 1
692	703006	-6	MUL,	2	16	1.0	0.0	0.0	0.0 *
693	703007	-7	MAX,	16	-6	1.0	0.0	0.0	0.0 *
694	703008	-8	DIV,	4	-7	1.0	0.0	0.0	0.0 *CHFR 2
695	703009	-9	MUL,	2	17	1.0	0.0	0.0	0.0 *
696	703010	-10	MAX,	17	-9	1.0	0.0	0.0	0.0 *
697	703011	-11	DIV,	5	-10	1.0	0.0	0.0	0.0 *CHFR 3
698	703012	-12	MUL,	2	18	1.0	0.0	0.0	0.0 *
699	703013	-13	MAX,	18	-12	1.0	0.0	0.0	0.0 *
700	703014	-14	DIV,	6	-13	1.0	0.0	0.0	0.0 *CHFR 4
701	703015	-15	MUL,	2	19	1.0	0.0	0.0	0.0
702	703016	-16	MAX,	19	-15	1.0	0.0	0.0	0.0
703	703017	-17	DIV,	7	-16	1.0	0.0	0.0	0.0 *CHFR 5
704	703018	-18	MUL,	2	20	1.0	0.0	0.0	0.0 *
705	703019	-19	MAX,	20	-18	1.0	0.0	0.0	0.0 *
706	703020	-20	DIV,	8	-19	1.0	0.0	0.0	0.0 *CHFR 6
707	703021	-21	MUL,	2	21	1.0	0.0	0.0	0.0 *
708	703022	-22	MAX,	21	-21	1.0	0.0	0.0	0.0 *
709	703023	-23	DIV,	9	-22	1.0	0.0	0.0	0.0 *CHFR 7
710	703024	-24	MUL,	2	22	1.0	0.0	0.0	0.0 *
711	703025	-25	MAX,	22	-24	1.0	0.0	0.0	0.0 *
712	703026	-26	DIV,	10	-25	1.0	0.0	0.0	0.0 *CHFR 8
713	703027	-27	MUL,	2	23	1.0	0.0	0.0	0.0 *
714	703028	-28	MAX,	23	-27	1.0	0.0	0.0	0.0 *
715	703029	-29	DIV,	11	-28	1.0	0.0	0.0	0.0 *CHFR 9
716	703030	-30	MUL,	2	24	1.0	0.0	0.0	0.0 *
717	703031	-31	MAX,	24	-30	1.0	0.0	0.0	0.0 *
718	703032	-32	DIV,	12	-31	1.0	0.0	0.0	0.0 *CHFR 10
719	703033	-33	MUL,	2	25	1.0	0.0	0.0	0.0 *
720	703034	-34	MAX,	25	-33	1.0	0.0	0.0	0.0 *
721	703035	-35	DIV,	13	-34	1.0	0.0	0.0	0.0 *CHFR 11
722	703036	-36	MUL,	2	26	1.0	0.0	0.0	0.0 *
723	703037	-37	MAX,	26	-36	1.0	0.0	0.0	0.0 *
724	703038	-38	DIV,	14	-37	1.0	0.0	0.0	0.0 *CHFR 12
725	*								
726	703039	-39	MIN,	-5	-8	1.0	0.0	0.0	0.0 *
727	703040	-40	MIN,	-39	-11	1.0	0.0	0.0	0.0 *
728	703041	-41	MIN,	-40	-14	1.0	0.0	0.0	0.0 *
729	703042	-42	MIN,	-41	-17	1.0	0.0	0.0	0.0 *
730	703043	-43	MIN,	-42	-20	1.0	0.0	0.0	0.0 *
731	703044	-44	MIN,	-43	-23	1.0	0.0	0.0	0.0 *
732	703045	-45	MIN,	-44	-26	1.0	0.0	0.0	0.0 *
733	703046	-46	MIN,	-45	-29	1.0	0.0	0.0	0.0 *
734	703047	-47	MIN,	-46	-32	1.0	0.0	0.0	0.0 *
735	703048	-48	MIN,	-47	-35	1.0	0.0	0.0	0.0 *
736	703049	-49	MIN,	-48	-38	1.0	0.0	0.0	0.0 * MCHFR
737	703050	-50	FNG,	28	3	1.0	0.0	0.0	7.6 * JUN 120,124 FJUNF
738	703051	-51	MUL,	27	29	1.0	0.0	0.0	1.E9 * JUN 120,124 FJUNR
739	*								
740	.	END							

12/03/84

CREIPI

RETRAN-02-M00002 12/21/81 EPRI BEST ESTIMATE THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE

*** EPRI RELEASE 02 -- LIGHT WATER REACTOR TRANSIENT ANALYSIS PACKAGE

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCE)

CPU TIME = 9.928

VOLUME DATA ACTUALLY BEING USED.

VOL NUM	PRESSURE (PSIA)	ENTHALPY (BTU/LBM)	MIXTURE LEVEL (FT)	EQUIVALENT DIAM. (FT)	FLOW LENGTH (FT)	HORIZ. AREA (FT**2)	SATURATION TEMP. (F)	ENTH CONV (DU/DT/W)
1	1.627395D+01	6.631951D+01	6.480000D-01	1.447000D-02	6.480000D-01	1.634259D-03	2.171379D+02	-6.481657D-09
2	1.425230D+01	7.303896D+01	4.100000D-01	1.447000D-02	4.100000D-01	1.634146D-03	2.103823D+02	8.610552D-15
3	1.270731D+01	8.163342D+01	4.100000D-01	1.447000D-02	4.100000D-01	1.634146D-03	2.046622D+02	8.610552D-15
4	1.119357D+01	9.231214D+01	4.100000D-01	1.447000D-02	4.100000D-01	1.634146D-03	1.984678D+02	1.722110D-15
5	9.277785D+00	1.044031D+02	6.480000D-01	1.447000D-02	6.480000D-01	1.634259D-03	1.895397D+02	1.549899D-14
6	1.587729D+01	6.408662D+01	6.480000D-01	1.464000D-02	6.480000D-01	9.904321D-01	2.158694D+02	-6.481647D-09
7	1.373470D+01	6.613604D+01	4.100000D-01	1.464000D-02	4.100000D-01	9.892683D-01	2.085258D+02	0.0
8	1.208163D+01	6.875707D+01	4.100000D-01	1.464000D-02	4.100000D-01	9.892683D-01	2.021803D+02	0.0
9	1.044066D+01	7.201360D+01	4.100000D-01	1.464000D-02	4.100000D-01	9.892683D-01	1.951233D+02	0.0
10	8.342517D+00	7.570091D+01	6.480000D-01	1.464000D-02	6.480000D-01	9.904321D-01	1.846080D+02	0.0
13	1.110065D+01	7.613910D+01	5.791000D+00	4.000000D+00	1.270000D+01	2.756001D+01	1.980653D+02	6.631993D-06
14	1.985008D+01	6.310829D+01	2.526000D+00	1.397000D-02	2.526000D+00	1.756136D-01	2.275522D+02	-6.481651D-09
15	2.418757D+01	6.311200D+01	8.481000D+00	1.538600D+01	5.852000D+00	1.859686D+02	2.382848D+02	0.0
16	1.943234D+01	6.310829D+01	2.526000D+00	1.970000D-02	4.590000D+00	6.057007D-02	2.264195D+02	-6.481660D-09
30	1.470000D+01	6.351885D+01	1.776700D+01	1.724000D+01	1.560000D+01	2.334415D+02	9.500000D+01	1.196014D+01
100	8.716117D+00	7.613312D+01	9.223000D+00	1.771000D+00	1.502000D+01	4.010734D+00	1.866308D+02	1.998066D-14
101	5.646897D+00	7.612544D+01	2.719000D+00	1.771000D+00	1.604000D+01	1.452814D+01	1.672103D+02	9.990330D-15
102	1.038573D+01	7.614229D+01	2.349500D+01	1.771000D+00	4.180000D+01	4.382209D+00	1.948715D+02	0.0
103	1.521783D+01	7.616038D+01	1.451300D+01	7.874000D+00	1.214000D+01	4.076345D+01	2.137012D+02	9.990330D-15
104	1.636324D+01	7.616421D+01	5.557000D+00	2.583000D+00	2.363000D+01	2.228721D+01	2.174199D+02	0.0
105	1.488938D+01	7.616038D+01	1.451300D+01	7.874000D+00	1.214000D+01	3.939571D+01	2.125923D+02	0.0
106	1.225594D+01	7.615291D+01	9.986000D+00	2.583000D+00	1.986000D+01	1.042259D+01	2.028823D+02	0.0
107	1.359704D+01	7.615749D+01	1.887600D+01	7.874000D+00	1.650000D+01	4.135463D+01	2.080223D+02	0.0
108	1.323351D+01	7.615875D+01	1.171200D+01	1.771000D+00	4.397000D+01	9.247780D+00	2.086721D+02	-9.990330D-15
109	1.362204D+01	7.616174D+01	9.980000D+00	6.680000D-01	1.715400D+01	6.017034D-01	2.081140D+02	-2.927659D-15
110	1.859024D+01	7.733014D+01	1.246800D+00	5.922000D-01	7.696000D+00	1.698749D+00	2.240740D+02	2.927659D-15
111	2.066092D+01	7.732759D+01	2.729000D+00	6.677000D-01	4.146000D+00	5.316966D-01	2.296958D+02	0.0
112	1.152911D+01	7.732168D+01	7.039000D+00	1.370000D-01	2.270500D+01	4.716579D-02	1.998984D+02	-4.391488D-15
114	5.930000D+01	7.810000D+01	4.614000D+00	6.680000D-01	1.217000D+01	9.234937D-01	2.922033D+02	0.0
115	1.009554D+01	7.615237D+01	1.771000D+00	1.771000D+00	1.644000D+01	2.286279D+01	1.935226D+02	-3.127189D-15
116	1.090110D+01	7.616099D+01	8.416000D+00	1.282000D+00	2.809000D+01	4.305014D+00	1.971915D+02	8.741539D-15
117	4.276725D+01	7.642435D+01	5.234000D+00	1.014000D+00	1.452000D+01	2.960069D+00	2.714948D+02	1.123912D-14
118	6.359628D+01	7.642229D+01	4.562000D+00	1.282000D+00	9.272000D+00	2.621438D+00	2.968060D+02	-1.498550D-14
119	1.085810D+01	7.615711D+01	8.416000D+00	1.281000D+00	2.030000D+01	3.110623D+00	1.970015D+02	0.0
120	4.316370D+01	7.642048D+01	5.234000D+00	1.014000D+00	1.518000D+01	3.121895D+00	2.720619D+02	1.123912D-14

RETRAN-02-M00002 12/21/81 EPRI BEST ESTIMATE THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE 12/03/84
 *** EPRI RELEASE 02 -- LIGHT WATER REACTOR TRANSIENT ANALYSIS PACKAGE CREIPI
 JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCE) CPU TIME = 9.938

VOLUME DATA ACTUALLY BEING USED.

VOL NUM	PRESSURE (PSIA)	ENTHALPY (BTU/LBM)	MIXTURE LEVEL (FT)	EQUIVALENT DIAM. (FT)	FLOW LENGTH (FT)	HORIZ. AREA (FT**2)	SATURATION TEMP. (F)	ENTH CONV (DU/DT/W)
121	6.426850D+01	7.641924D+01	3.281000D+00	1.282000D+00	7.056000D+00	2.773392D+00	2.975032D+02	-3.746374D-15
122	5.875242D+01	7.641497D+01	6.039000D+00	1.281500D+00	2.268000D+01	9.089419D+00	2.915975D+02	1.998066D-14
123	5.514779D+01	7.641309D+01	2.773000D+00	1.290000D+00	6.929000D+00	6.445366D+00	2.874915D+02	-9.990330D-15
124	5.060516D+01	7.576307D+01	9.843000D+00	1.290000D+00	5.906000D+00	5.145687D+01	2.819960D+02	-7.979348D+00
125	3.305381D+01	7.509686D+01	1.009300D+01	1.850000D+00	2.676000D+01	7.129198D+00	2.560518D+02	-7.979360D+00
126	2.547256D+01	7.507942D+01	2.014000D+01	1.771000D+00	6.615000D+01	8.091360D+00	2.411595D+02	-3.676701D-09
199	7.736000D+01	5.422800D+01	1.000000D+01	5.450000D-02	1.000000D+00	1.392000D+01	3.100351D+02	-7.614783D-04
200	6.911000D+01	5.513102D+01	9.843000D+00	5.450000D-02	2.625000D+01	3.712080D+01	3.023588D+02	1.100595D+01
201	6.086000D+01	6.470000D+01	1.000000D+01	1.128379D+01	1.000000D+02	1.000000D+08	2.939047D+02	1.102496D+02
500	1.470000D+01	3.052207D+01	1.000000D+00	2.000000D+02	2.000000D+02	2.000000D+06	6.000000D+01	0.0

RETRAN-02-M00002 12/21/81 EPRI BEST ESTIMATE THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE 12/03/84
 *** EPRI RELEASE 02 -- LIGHT WATER REACTOR TRANSIENT ANALYSIS PACKAGE CREIPI
 JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCE) CPU TIME = 9.939

BUBBLE DATA ACTUALLY BEING USED.

BUBBLE SET	* INPUT VALUES * ALPH	* CALC. VALUES * ALPH	VBUB	VBUB
0	0.0	0.0	0.0	0.0
1	8.000000D-01	3.000000D+00	8.000000D-01	3.000000D+00

***** WARNING *****
 BUBBLE RISE CONSTANTS GENERATED FOR STEADY-STATE BALANCE MAY RESULT IN ANOMOLOUS BEHAVIOR FOR SOME TRANSIENTS.
 ENGINEERING JUDGEMENT SHOULD BE EXERCISED BEFORE COMPUTED CONSTANTS ARE USED FOR TRANSIENT CALCULATIONS.

12/03/84

CREIPI

RETRAN-02-M00002 12/21/81 EPRI BEST ESTIMATE THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE

*** EPRI RELEASE 02 -- LIGHT WATER REACTOR TRANSIENT ANALYSIS PACKAGE

JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LQCE)

CPU TIME = 9.941

JUNCTION DATA ACTUALLY BEING USED.

JUN NUM	FROM TO VOL VOL	INITIAL FLOW (LBM/SEC)	TIME DEP. AREA (FT**2)	JUNCTION DIAMETER (FT)	JUNCTION INERTIA (FT**4)	SP. ENERGY LOSS COEF. (FORWARD)	SP. ENERGY LOSS COEF. (REVERSE)	ENTH. TRANS. INLET-OUTLET BIAS (BTU/LBM)	FILL ENTHALPY	
1	30	1	2.0630000+00	1.6300000-03	1.4470000-02	3.6910000+02	7.3400000-01	3.4400000-01	NO	YES
2	1	2.0630000+00	1.6300000-03	1.4470000-02	3.2453990+02	0.0	0.0	0.0	YES	YES
3	2	2.0630000+00	1.6300000-03	1.4470000-02	2.5153370+02	0.0	0.0	0.0	YES	YES
4	3	2.0630000+00	1.6300000-03	1.4470000-02	2.5153370+02	0.0	0.0	0.0	YES	YES
5	4	2.0630000+00	1.6300000-03	1.4470000-02	3.2453990+02	0.0	0.0	0.0	YES	YES
6	5	2.0630000+00	1.6300000-03	1.4470000-02	3.6910000+02	3.7200000-01	1.2030000+00	1.2030000+00	YES	NO
7	30	6	1.2943110+03	9.8900000-01	1.4640000-02	3.6101840-01	7.3400000-01	3.4400000-01	NO	YES
8	6	1.2943110+03	9.8900000-01	1.4640000-02	5.3488370-01	0.0	0.0	0.0	YES	YES
9	7	1.2943110+03	9.8900000-01	1.4640000-02	4.1456020-01	0.0	0.0	0.0	YES	YES
10	8	1.2943110+03	9.8900000-01	1.4640000-02	4.1456020-01	0.0	0.0	0.0	YES	YES
11	9	1.2943110+03	9.8900000-01	1.4640000-02	5.3488370-01	0.0	0.0	0.0	YES	YES
12	10	1.2943110+03	9.8900000-01	1.4640000-02	8.3277470-01	5.8247690-02	1.2030000+00	1.2030000+00	YES	NO
15	30	14	1.1843600+02	1.7560000-01	1.3970000-02	7.2258980+00	5.0000000-01	5.0000000-01	NO	NO
16	14	1.1843600+02	1.7560000-01	1.3970000-02	7.6976540+00	1.1902270+01	5.0000000-01	5.0000000-01	NO	NO
17	30	15	0.0	1.8593000+02	1.5390000+01	4.9200000-02	0.0	0.0	NO	NO
18	15	13	0.0	0.0	6.4100000-02	5.2100000-01	1.5000000+00	1.5000000+00	NO	NO
19	30	16	4.1790000+01	6.0630000-02	1.9700000-02	3.7904700+01	4.1400000-01	4.1400000-01	NO	NO
20	16	13	4.1790000+01	6.0630000-02	1.9700000-02	3.8376460+01	1.0407340+01	4.1400000-01	NO	NO
100	13	100	1.4566000+03	2.4630000+00	1.7710000+00	3.5540000+00	5.8500000-01	5.8500000-01	NO	NO
101	100	101	1.4566000+03	2.4630000+00	1.7710000+00	6.3040000+00	7.3500000-01	7.3500000-01	NO	NO
102	101	102	1.4566000+03	2.4630000+00	1.7710000+00	1.1740000+01	1.3000000+00	1.6350000+00	NO	NO
103	102	103	1.4566000+03	2.4630000+00	1.7710000+00	8.6100000+00	1.8800000+00	1.8800000+00	NO	NO
104	103	104	1.4566000+03	5.2410000+00	2.5830000+00	2.3790000+00	9.6000000-01	9.6000000-01	NO	NO
105	104	105	1.4566000+03	5.2410000+00	2.5830000+00	2.3790000+00	1.3800000+00	1.3800000+00	NO	NO
106	105	106	1.4566000+03	5.2410000+00	2.5830000+00	2.0190000+00	9.6000000-01	9.6000000-01	NO	NO
107	106	107	1.4566000+03	5.2410000+00	2.5830000+00	2.0640000+00	1.3800000+00	1.3800000+00	NO	NO
108	107	108	1.4566000+03	2.4630000+00	1.7710000+00	9.9990000+00	1.1600000+00	1.1600000+00	NO	NO
109	108	109	2.4270000+00	3.5000000+00	6.6770000-01	3.3430000+01	2.3300000+00	2.3300000+00	NO	NO
110	109	110	2.4270000+00	2.7540000-01	5.9220000-01	3.8467000+01	6.0000000-01	6.0000000-01	NO	NO
111	110	111	2.4270000+00	2.7540000-01	5.9220000-01	1.9883000+01	2.0000000-01	2.0000000-01	NO	NO
112	111	112	2.4270000+00	1.4600000-02	1.3600000-01	7.8712000+02	1.4680960+02	1.0000000+09	NO	NO
113	112	116	2.4270000+00	1.4600000-02	1.3600000-01	7.9209000+02	6.0500000+00	6.0500000+00	NO	NO
115	111	114	0.0	0.0	6.6770000-01	2.5710000+01	6.0000000-01	1.0000000+09	NO	NO
116	114	122	0.0	0.0	6.6770000-01	1.8830000+01	7.0000000-01	7.0000000-01	NO	NO
117	108	115	1.4541730+03	2.4630000+00	1.7710000+00	1.2263000+01	1.4800000+00	1.4800000+00	NO	NO

RETRAN-02-M00002 12/21/81 EPRI BEST ESTIMATE THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE CREIPL 09/03/84
 *** EPRI RELEASE 02 -- LIGHT WATER REACTOR TRANSIENT ANALYSIS PACKAGE
 JRR-3 SAFETY ANALYSIS (CLOCE BASE) CPU TIME = 2.535

JUNCTION DATA ACTUALLY BEING USED.

JUN NUM	FROM VOL	TO VOL	INITIAL FLOW (LBM/SEC)	TIME DEP. AREA (FT**2)	JUNCTION DIAMETER (FT)	JUNCTION INERTIA (FT**4)	SP. ENERGY LOSS COEF. (FORWARD)	SP. ENERGY LOSS COEF. (REVERSE)	ENTH. TRANS. INLET-OUTLET BIAS (BTU/LBM)	FILL ENTHALPY
118	115	116	7.258730D+02	1.290000D+00	1.281000D+00	1.422000D+01	2.100000D+00	2.100000D+00	NO	NO
119	116	117	7.283000D+02	8.070000D-01	1.014000D+00	1.990000D+01	1.000000D+00	1.000000D+00	NO	NO
120	117	118	7.283000D+02	8.070000D-01	1.014000D+00	1.259000D+01	7.600000D+00	1.000000D+09	NO	NO
121	118	122	7.283000D+02	1.290000D+00	1.282000D+00	7.096000D+00	4.557000D+00	4.557000D+00	NO	NO
122	115	119	7.283000D+02	1.290000D+00	1.282000D+00	1.121000D+01	2.200000D+00	2.200000D+00	NO	NO
123	119	120	7.283000D+02	8.070000D-01	1.014000D+00	1.727000D+01	7.000000D-01	7.000000D-01	NO	NO
124	120	121	7.283000D+02	8.070000D-01	1.014000D+00	1.214000D+01	7.600000D+00	1.000000D+09	NO	NO
125	121	122	7.283000D+02	1.290000D+00	1.282000D+00	7.429000D+00	5.280482D+00	3.657000D+00	NO	NO
126	122	123	1.456600D+03	2.420000D+00	1.281500D+00	6.077000D+00	4.592000D+00	4.592000D+00	NO	NO
127	123	124	1.456600D+03	2.580000D+00	1.282000D+00	8.586000D+00	1.400000D+01	6.350000D-01	NO	YES
128	124	125	1.456600D+03	2.689000D+00	1.850000D+00	1.281000D+01	3.003715D+01	4.650000D+00	YES	NO
129	125	126	1.456600D+03	2.463000D+00	1.771000D+00	1.826000D+01	2.585000D+00	2.585000D+00	NO	NO
130	126	30	1.456600D+03	2.463000D+00	1.771000D+00	1.328000D+01	2.465000D+00	2.035000D+00	NO	NO
200	199	200	2.112080D+03	1.392000D+01	1.000000D+00	1.000000D+00	1.410704D+02	1.410704D+02	NO	NO
201	200	201	2.112080D+03	1.392000D+01	1.000000D+00	1.000000D+00	1.475875D+02	5.000000D-01	NO	NO
300	13	15	0.0	0.0	6.560000D-01	5.200000D-01	1.840000D+00	1.840000D+00	NO	NO
400	108	500	0.0	0.0	1.460000D-01	8.931106D+00	1.000000D+00	1.000000D+00	NO	NO
401	126	500	0.0	0.0	1.460000D-01	1.343375D+01	1.000000D+00	1.000000D+00	NO	NO
199	0	199	2.112080D+03	1.000000D+00	1.000000D+00	1.000000D+00	0.0	0.0	NO	NO

RETRAN-02-H0D002 12/21/81 EPRI BEST ESTIMATE THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE CREIPI 12/03/84
 *** EPRI RELEASE 02 -- LIGHT WATER REACTOR TRANSIENT ANALYSIS PACKAGE
 JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCE) CPU TIME = 9.955

CONDUCTOR DATA ACTUALLY BEING USED.

COND NUMB	AHTL	* INPUT VALUES *	AHTR	AHTL	* CALC. VALUES *	AHTR
1	0.0	1.2435000-01	0.0	1.2432020-01	1.2432020-01	
2	0.0	1.2435000-01	0.0	1.2432020-01	1.2432020-01	
3	0.0	8.2900000-02	0.0	8.2878800-02	8.2878800-02	
4	0.0	8.2900000-02	0.0	8.2878800-02	8.2878800-02	
5	0.0	8.2900000-02	0.0	8.2878800-02	8.2878800-02	
6	0.0	8.2900000-02	0.0	8.2878800-02	8.2878800-02	
7	0.0	8.2900000-02	0.0	8.2878800-02	8.2878800-02	
8	0.0	8.2900000-02	0.0	8.2878800-02	8.2878800-02	
9	0.0	1.2435000-01	0.0	1.2432020-01	1.2432020-01	
10	0.0	1.2435000-01	0.0	1.2432020-01	1.2432020-01	
11	0.0	1.4128650+02	0.0	9.4248820+01	9.4248820+01	
12	0.0	9.4191000+01	0.0	9.4248820+01	9.4248820+01	
13	0.0	9.4191000+01	0.0	9.4248820+01	9.4248820+01	
14	0.0	9.4191000+01	0.0	9.4248820+01	9.4248820+01	
15	0.0	1.4128650+02	0.0	9.4248820+01	9.4248820+01	
200	2.6836100+04	2.6836100+04	2.6836100+04	2.6836100+04	2.6836100+04	

AREA CHANGES ARE MADE TO BALANCE HEAT GENERATION AND REMOVAL RATES. THESE AREAS ARE ARTIFICIAL AREAS
 USED ONLY IN EVALUATING THE OVERALL HEAT TRANSFER COEFFICIENT AND ARE NOT USED IN THE CONDUCTION
 SOLUTION FOR GEOMETRY.

MAIN MEMORY STORAGE = 147927 (8-BYTE WORDS).
 BULK MEMORY STORAGE = 0 (8-BYTE WORDS).

REMAINING FREE STORAGE SPACE.

UNIT	1	2	3	4	5	6	7
SIZE	71887	0	0	0	0	0	0

RETRAM-02-MOD002 12/21/81 EPRI BEST ESTIMATE THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE CREIPI
 *** EPRI RELEASE 02 -- LIGHT WATER REACTOR TRANSIENT ANALYSIS PACKAGE
 JRR-3 SAFETY ANALYSIS (LOCE)
 12/03/84 CPU TIME = 9.706

STANDARD TIME STEP NUMBER = 0		ACTUAL TIME STEP NUMBER = 0		TIME = 0.0		SECONDS		
NORMALIZED CORE POWER	AVG. PRES. (PSIA)	THERMAL POWER (BTU/HR)	HEAT REMOV. RATE (BTU/HR)	ENERGY BALANCE (BTU)	WATER MASS BALANCE (LBH)	AIR MASS BALANCE (LBH)	MIX. LEV. (FT)	LID. MASS (LB)
1.000000+00	2.000000+01	6.963521D+07	0.0	4.009876D+12	6.217567D+10	2.986957D+07		
VOLUME NUMBER	TOT. MASS (LB)	AVG. ENTH. (BTU/LB)	AVG. DEN. (LB/FT3)	AVG. TEMP. (DEG. F)	AVG. QUAL. (LB)	BUBBL. MASS (LB)	MIX. LEV. (FT)	LID. MASS (LB)
1	1.62740D+01	6.56823D-02	6.63195D+01	6.20230D+01	9.82002D+01	0.0	6.48000D-01	6.56823D-02
2	1.42523D+01	4.14963D-02	7.30390D+01	6.19348D+01	1.04885D+02	0.0	4.10000D-01	4.14963D-02
3	1.27073D+01	4.14142D-02	8.16334D+01	6.18122D+01	1.13447D+02	0.0	4.10000D-01	4.14142D-02
4	1.11936D+01	4.13025D-02	9.23121D+01	6.16455D+01	1.24101D+02	0.0	4.10000D-01	4.13025D-02
5	9.27779D+00	6.50638D-02	1.04403D+02	6.14389D+01	1.36182D+02	0.0	6.48000D-01	6.50638D-02
6	1.58773D+01	3.98240D+01	6.40866D+01	6.20503D+01	9.59805D+01	0.0	6.48000D-01	3.98240D+01
7	1.37347D+01	2.51573D+01	6.61360D+01	6.20249D+01	9.80169D+01	0.0	4.10000D-01	2.51573D+01
8	1.20816D+01	2.51436D+01	6.87571D+01	6.19912D+01	1.00623D+02	0.0	4.10000D-01	2.51436D+01
9	1.04407D+01	2.51261D+01	7.20136D+01	6.19480D+01	1.03864D+02	0.0	4.10000D-01	2.51261D+01
10	8.34252D+00	3.97255D+01	7.57009D+01	6.18971D+01	1.07535D+02	0.0	6.48000D-01	3.97255D+01
13	1.11006D+01	9.87787D+03	7.61391D+01	6.18914D+01	1.07972D+02	0.0	5.79100D+00	9.87787D+03
14	1.98501D+01	2.75311D+01	6.31083D+01	6.20630D+01	9.50101D+01	0.0	2.52600D+00	2.75311D+01
15	2.41876D+01	9.78867D+04	6.31120D+01	6.20636D+01	9.50157D+01	0.0	8.48100D+00	9.78867D+04
16	1.94323D+01	9.49563D+00	6.31083D+01	6.20629D+01	9.50099D+01	0.0	2.52600D+00	9.49563D+00
30	1.47000D+01	2.57500D+05	6.35188D+01	5.74431D+00	9.50000D+01	3.96370D-04	1.77670D+01	2.57398D+05
100	8.71612D+00	2.28941D+03	7.61331D+01	6.18911D+01	1.07966D+02	0.0	9.22300D+00	2.28941D+03
101	5.64690D+00	2.44481D+03	7.61254D+01	6.18907D+01	1.07958D+02	0.0	2.71900D+00	2.44481D+03
102	1.03857D+01	6.37232D+03	7.61423D+01	6.18912D+01	1.07975D+02	0.0	2.34950D+01	6.37232D+03
103	1.52178D+01	3.66152D+04	7.61604D+01	6.18918D+01	1.07993D+02	0.0	1.45130D+01	3.66152D+04
104	1.63632D+01	7.66531D+03	7.61642D+01	6.18919D+01	1.07993D+02	0.0	5.57000D+00	7.66531D+03
105	1.48894D+01	3.53866D+04	7.61604D+01	6.18917D+01	1.07993D+02	0.0	1.45130D+01	3.53866D+04
106	1.22559D+01	6.44165D+03	7.61529D+01	6.18914D+01	1.07986D+02	0.0	9.98600D+00	6.44165D+03
107	1.35970D+01	4.83132D+04	7.61575D+01	6.18915D+01	1.07990D+02	0.0	1.88760D+01	4.83132D+04
108	1.32335D+01	6.70346D+03	7.61588D+01	6.18915D+01	1.07991D+02	0.0	1.17120D+01	6.70346D+03
109	1.36220D+01	3.71658D+02	7.61617D+01	6.18915D+01	1.07994D+02	0.0	9.98000D+00	3.71658D+02
110	1.85902D+01	1.31053D+02	7.73301D+01	6.18758D+01	1.09155D+02	0.0	1.24680D+00	1.31053D+02
111	2.06609D+01	8.97823D+01	7.73276D+01	6.18762D+01	1.09155D+02	0.0	2.72900D+00	8.97823D+01
112	1.15291D+01	2.05424D+01	7.73217D+01	6.18747D+01	1.09150D+02	0.0	7.03900D+00	2.05424D+01
114	5.93000D+01	2.63635D+02	7.81000D+01	6.18716D+01	1.09222D+02	0.0	4.61400D+00	2.63635D+02
115	1.00955D+01	2.50597D+03	7.61524D+01	6.18910D+01	1.07985D+02	0.0	1.77100D+00	2.50597D+03
116	1.09011D+01	2.24237D+03	7.61610D+01	6.18910D+01	1.07985D+02	0.0	8.41600D+00	2.24237D+03
117	4.27672D+01	9.58902D+02	7.64243D+01	6.18926D+01	1.08255D+02	0.0	5.23400D+00	9.58902D+02
118	6.35963D+01	7.40215D+02	7.64223D+01	6.18961D+01	1.08253D+02	0.0	4.56200D+00	7.40215D+02
119	1.08581D+01	1.62025D+03	7.61571D+01	6.18911D+01	1.07990D+02	0.0	8.41600D+00	1.62025D+03
120	4.31637D+01	1.01133D+03	7.64205D+01	6.18927D+01	1.08251D+02	0.0	5.23400D+00	4.31637D+01
121	6.42685D+01	5.63225D+02	7.64192D+01	6.18962D+01	1.08250D+02	0.0	6.03900D+00	5.63225D+02
122	5.87524D+01	3.39750D+03	7.64150D+01	6.18954D+01	1.08246D+02	0.0	6.03900D+00	3.39750D+03
123	5.51478D+01	1.10625D+03	7.64131D+01	6.18948D+01	1.08244D+02	0.0	2.77300D+00	1.10625D+03
124	5.06052D+01	3.15533D+04	7.57631D+01	6.19031D+01	1.07597D+02	0.0	9.84300D+00	3.15533D+04
125	3.30558D+01	4.45470D+03	7.50969D+01	6.19095D+01	1.06934D+02	0.0	1.00930D+01	4.45470D+03
126	2.54726D+01	1.00886D+04	7.50794D+01	6.19085D+01	1.06917D+02	0.0	2.01400D+01	1.00886D+04
126	7.73600D+01	8.65433D+02	5.42880D+01	6.21719D+01	8.62410D+01	0.0	1.00000D+00	8.65433D+02
200	6.91100D+01	2.27124D+04	5.51310D+01	6.21611D+01	8.71283D+01	0.0	9.84300D+00	2.27124D+04
201	6.08600D+01	6.20500D+10	6.47000D+01	6.20500D+01	9.66075D+01	0.0	1.00000D+01	6.20500D+10
500	1.47000D+01	1.25071D+08	3.05221D+01	3.87345D-01	6.00000D+01	2.60633D-03	1.00000D+00	1.24745D+08

JUNCTION NUMBER	CONNECTS VOLUMES	CHOKE MODE	JUN. FLOW (LB/SEC)	JUN. ENTH. (BTU/LB)	JUN. SPVL. (FTS/LB)	P R E S S U R E	S U R E	D I F F	E R E M T	I A L L S
						STAG. PSI	ELEV. PSI	FRIC. PSI	ACCL. PSI	PUMP PSI
1	30 T0 1		2.063000+00	6.310670+01	1.611260-02	4.361530+00	7.798010+00	-3.436480+00	-7.403810-10	0.0
2	1 T0 2		2.063000+00	6.953230+01	1.613380-02	2.013720+00	2.272730-01	-2.241440+00	-3.102500-11	0.0
3	2 T0 3		2.063000+00	7.654560+01	1.615870-02	1.533920+00	1.761680-01	-1.710080+00	-2.438430-11	0.0
4	3 T0 4		2.063000+00	8.672130+01	1.619830-02	1.498620+00	1.757560-01	-1.674380+00	-1.536020-11	0.0
5	4 T0 5		2.063000+00	9.790300+01	1.624640-02	1.896920+00	2.259970-01	-2.122910+00	-2.070100-11	0.0
6	5 T0 13		2.063000+00	1.109030+02	1.630770-02	9.386120-01	1.382730+00	-2.321340+00	-1.675190-11	0.0
7	30 T0 6		1.294310+03	6.310670+01	1.611260-02	4.155300+00	7.798070+00	-3.642770+00	-7.423030-10	0.0
8	6 T0 7		1.294310+03	6.506660+01	1.611910-02	2.140130+00	2.279130-01	-2.368040+00	-3.442780-11	0.0
9	7 T0 8		1.294310+03	7.220550+01	1.612610-02	1.649840+00	1.765510-01	-1.826390+00	-2.679720-11	0.0
10	8 T0 9		1.294310+03	7.030860+01	1.613660-02	1.636810+00	1.764440-01	-1.813250+00	-2.704770-11	0.0
11	9 T0 10		1.294310+03	7.371860+01	1.614860-02	2.093230+00	2.274580-01	-2.320690+00	-3.539500-11	0.0
12	10 T0 13		1.294310+03	7.768330+01	1.616320-02	1.983650-01	1.383760+00	-1.582120+00	-2.626280-11	0.0
13	11 T0 14		1.184360+02	6.310670+01	1.611260-02	5.939650+00	8.202800+00	-2.263160+00	-7.580230-10	0.0
14	13 T0 13		1.184360+02	6.310990+01	1.611270-02	9.493780+00	1.788830+00	-1.128260+01	-2.086860-11	0.0
15	14 T0 13		1.184360+02	6.310660+01	1.611260-02	9.486100+00	9.486100+00	0.0	-7.278300-10	0.0
16	30 T0 15		0.0	6.310660+01	1.611250-02	0.0	5.095230-01	0.0	0.0	0.0
17	15 T0 13		4.179000+01	6.310670+01	1.611260-02	5.557810+00	8.202800+00	-2.644990+00	-7.575500-10	0.0
18	16 T0 16		4.179000+01	6.310990+01	1.611270-02	9.111810+00	1.788830+00	-1.090060+01	-2.143510-11	0.0
19	30 T0 16		4.179000+01	6.310990+01	1.611270-02	9.111810+00	1.788830+00	-1.090060+01	-2.143510-11	0.0
20	16 T0 13		1.456600+03	7.613790+01	1.615730-02	1.798090+00	-1.414470+00	-3.856170-01	1.124100-15	0.0
100	13 T0 100		1.456600+03	7.613790+01	1.615730-02	1.798090+00	-1.414470+00	-3.856170-01	1.124100-15	0.0
101	100 T0 101		1.456600+03	7.612720+01	1.615750-02	3.069210+00	-2.566330+00	-5.028850-01	4.413140-15	0.0
102	101 T0 102		1.456600+03	7.612720+01	1.615750-02	3.069210+00	-2.566330+00	-5.028850-01	4.413140-15	0.0
103	102 T0 103		1.456600+03	7.615080+01	1.615730-02	4.223810+00	5.443870+00	-1.220060+00	-1.310060-14	0.0
104	103 T0 104		1.456600+03	7.616780+01	1.615720-02	1.278340+00	-1.414480+00	-1.359440-01	5.419930-15	0.0
105	104 T0 105		1.456600+03	7.616780+01	1.615720-02	1.278340+00	-1.414480+00	-1.359440-01	5.419930-15	0.0
106	105 T0 106		1.456600+03	7.615220+01	1.615730-02	2.500310+00	-2.365420+00	-1.348880-01	4.646080-15	0.0
107	106 T0 107		1.456600+03	7.614650+01	1.615740-02	1.207980+00	1.399440+00	-1.914630-01	3.524960-15	0.0
108	107 T0 108		1.456600+03	7.616630+01	1.615740-02	2.447640-01	1.029550+00	-7.847880-01	-5.218050-15	0.0
109	108 T0 109		2.427000+00	7.615530+01	1.615740-02	3.885280-01	3.885280-01	-2.286560-04	-6.455640-16	0.0
110	109 T0 110		2.427000+00	7.616820+01	1.615720-02	4.968260+00	2.043520+00	-1.594510-04	-8.964640-15	2.924880+00
111	110 T0 111		2.427000+00	7.732930+01	1.616140-02	2.070630+00	-8.541900-01	-6.057610-05	-2.232580-15	2.924880+00
112	111 T0 112		2.427000+00	7.732610+01	1.616130-02	9.083700+00	-1.925860+00	-7.157840+00	-1.043610-14	0.0
113	112 T0 116		2.427000+00	7.731720+01	1.616170-02	6.280120-01	-2.542570-01	3.757550-01	1.110220-16	0.0
114	113 T0 114		0.0	7.810250+01	1.616250-02	0.0	-1.290530+00	0.0	0.0	0.0
115	111 T0 114		0.0	7.809700+01	1.616250-02	0.0	-2.289100+00	0.0	0.0	0.0
116	114 T0 122		1.454170+03	7.615240+01	1.615740-02	3.142020+00	-2.136500+00	1.005520+00	2.386980-15	0.0
117	108 T0 115		1.454170+03	7.615240+01	1.615740-02	3.142020+00	-2.136500+00	1.005520+00	2.386980-15	0.0
118	115 T0 116		7.258730+02	7.615250+01	1.615740-02	3.098540-01	1.533310+00	-1.232450+00	-4.607430-15	0.0
119	116 T0 117		7.283000+02	7.616380+01	1.615740-02	3.273050+01	1.882520+00	-1.591780+00	-1.233320-13	3.243970+01
120	117 T0 118		7.283000+02	7.642180+01	1.615710-02	1.996460+01	-1.554230+00	-1.092090+01	-1.307840-13	3.243970+01
121	118 T0 122		7.283000+02	7.642020+01	1.615610-02	4.298550+00	-1.727770+00	-2.570840+00	-4.662940-15	0.0
122	115 T0 119		7.283000+02	7.615250+01	1.615740-02	2.551670-01	1.533310+00	-1.278140+00	-5.218050-15	0.0
123	119 T0 120		7.283000+02	7.615990+01	1.615740-02	3.316990+01	1.895200+00	-1.152430+00	-1.114800-13	3.243980+01
124	120 T0 121		7.283000+02	7.641790+01	1.615700-02	2.024040+01	-1.278930+00	-1.092060+01	-1.243450-13	3.243980+01
125	121 T0 122		7.283000+02	7.641710+01	1.615610-02	4.970760+00	-2.003010+00	-2.867750+00	-3.108620-15	0.0
126	122 T0 123		1.456600+03	7.641190+01	1.615630-02	3.678040+00	-7.019140-01	-2.976120+00	-3.774760-15	0.0
127	123 T0 124		1.456600+03	7.641490+01	1.615640-02	5.085820+00	2.711490+00	-7.801010+00	-3.697250-03	0.0
128	124 T0 125		1.456600+03	6.712400+01	1.612430-01	1.704960+01	-1.666750+00	-1.537990+01	2.874150-03	0.0
129	125 T0 126		1.456600+03	7.509120+01	1.615270-02	7.485050+00	-5.737530+00	-1.730690+00	1.683020-02	0.0
130	126 T0 30		1.456600+03	7.506990+01	1.615300-02	1.338080+01	-9.751250+00	-1.619430+00	1.016970-02	0.0
200	199 T0 200		2.112080+03	5.422740+01	1.608440-02	8.249990+00	-2.340360+00	-5.913830+00	-4.207210-03	0.0
201	200 T0 201		2.112080+03	5.512470+01	1.608730-02	8.289190+00	-2.124480+00	-6.164450+00	-1.627700-04	0.0
300	13 T0 15		0.0	6.311410+01	1.611250-02	0.0	-5.095230-01	0.0	0.0	0.0
400	108 T0 500		0.0	1.087570+03	2.501650+01	0.0	-2.108800+00	0.0	0.0	0.0
401	126 T0 500		0.0	7.509090+01	1.615280-02	0.0	3.253500+00	0.0	0.0	0.0
199	0 T0 199		2.112080+03	5.422860+01	1.608440-02	0.0	-2.158750-01	0.0	0.0	0.0

PUMP NUMBER	VOLUME NUMBER	PUMP (RPM)	NORM. TORQUE	PUMP TORQUE	NORM. TORQUE	NORM. TORQUE	NORM. MOT. TORQUE	POWER TO H2O (BTU/HR)
1	117	1.460000+03	9.98980D-01	0.0	1.000000+00	0.0	6.825260+05	
2	120	1.460000+03	9.98980D-01	0.0	1.000000+00	0.0	6.825270+05	
3	110	9.700000+02	1.214480+00	0.0	1.000000+00	0.0	1.015520+04	

HEAT COND. NUMBER	H.I. MODE	SURF. FLUX (BTU/HR-FT2)	CRIT. FLUX (BTU/HR-FT2)	H.T. COEF. (BTU/H-F2-F)	SURF. TEMP. (DEG. F)	MASS FLUX (LBM/HR-FT2)	STORD ENERGY (BTU)	POWR TO H2O (BTU/HR)
1	RIGHT 1	1.570900+05	9.813270+05	4.995890+03	1.296440+02	4.556320+06	1.420750+00	1.952950+04
2	RIGHT 1	2.267270+05	9.813270+05	4.995890+03	1.435830+02	4.556320+06	1.585540+00	2.818670+04
3	RIGHT 2	2.865610+05	9.813270+05	5.160510+03	1.604140+02	4.556320+06	1.188380+00	2.374980+04
4	RIGHT 2	3.418520+05	9.813270+05	5.160510+03	1.711290+02	4.556320+06	1.274080+00	2.833230+04
5	RIGHT 3	4.159010+05	9.813270+05	5.368150+03	1.909230+02	4.556320+06	1.430880+00	3.446940+04
6	RIGHT 3	4.959040+05	9.813270+05	5.368150+03	2.058180+02	4.556320+06	1.551990+00	4.109990+04
7	RIGHT 4	5.067390+05	9.813270+05	5.698000+03	2.130340+02	4.556320+06	1.608340+00	4.199790+04
8	RIGHT 4	4.952180+05	9.813270+05	5.681170+03	2.112700+02	4.556320+06	1.593740+00	4.104310+04
9	RIGHT 5	4.404920+05	9.813270+05	6.056360+03	2.089140+02	4.556320+06	2.356010+00	5.476200+04
10	RIGHT 5	3.360790+05	9.813270+05	5.908030+03	1.930670+02	4.556320+06	2.159930+00	4.178140+04
11	RIGHT 6	9.685440+04	1.014720+06	5.074660+03	1.150660+02	4.711340+06	9.485390+02	9.128410+06
12	RIGHT 7	1.057190+05	1.014720+06	5.126520+03	1.186390+02	4.711340+06	9.793680+02	9.963910+06
13	RIGHT 8	1.533900+05	1.014720+06	5.192670+03	1.301630+02	4.711340+06	1.081090+03	1.445680+07
14	RIGHT 9	1.685550+05	1.014720+06	5.274460+03	1.338210+02	4.711340+06	1.130380+03	1.588610+07
15	RIGHT 10	1.959680+05	1.014720+06	5.366460+03	1.440530+02	4.711340+06	1.202860+03	1.846980+07
200	LEFT 124	-3.376150+03	2.623420+06	2.471470+02	9.393680+01	3.057230+05	-9.060270+07	
	RIGHT 200	3.376150+03	3.354570+06	6.685430+02	9.217830+01	5.462280+05	6.006030+05	9.060270+07

CORE SECT. NUMBER	HEAT COND. NUMBER	DEPTH REAC. EXT. ZR-H20 (FT)	DEPTH REAC. INT. ZR-H20 (FT)	HEAT GEN. ZR-H20 (BTU/HR)	COND. HEAT-ING RATE (BTU/HR)	DIR. MODER-ATOR HT RT (BTU/HR)	AVG. METAL TEMPERATURE (DEG. F)	CENTERLINE TEMPERATURE (DEG. F)
1	1	0.0	0.0	0.0	1.952950+04	0.0	1.325410+02	
2	2	0.0	0.0	0.0	2.818670+04	0.0	1.477620+02	
3	3	0.0	0.0	0.0	2.374980+04	0.0	1.656920+02	
4	4	0.0	0.0	0.0	2.833230+04	0.0	1.774220+02	
5	5	0.0	0.0	0.0	3.446940+04	0.0	1.985720+02	
6	6	0.0	0.0	0.0	4.109990+04	0.0	2.149330+02	
7	7	0.0	0.0	0.0	4.199790+04	0.0	2.223400+02	
8	8	0.0	0.0	0.0	4.104310+04	0.0	2.203670+02	
9	9	0.0	0.0	0.0	5.476200+04	0.0	2.170090+02	
10	10	0.0	0.0	0.0	4.178140+04	0.0	1.992480+02	
11	11	0.0	0.0	0.0	9.128410+06	0.0	1.685400+02	
12	12	0.0	0.0	0.0	9.963910+06	0.0	1.205900+02	
13	13	0.0	0.0	0.0	1.445680+07	0.0	1.329920+02	
14	14	0.0	0.0	0.0	1.588610+07	0.0	1.389280+02	
15	15	0.0	0.0	0.0	1.846980+07	0.0	1.476650+02	

REACTOR PERIOD (SEC)	FISSION POWER FRAC	DECAY HEAT POWER FRAC	TOTAL REACTIVITY (%)	CONTROL REACTIVITY (%)	COOL. TEMP. REACTIVITY (%)	VOID REACTIVITY (%)	FUEL TEMP. REACTIVITY (%)	DOPPLER REACTIVITY (%)
0.0	9.132480-01	8.675230-02	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0