

JAERI-Tech
95-040



JRR-4シリサイド燃料炉心の安全評価のための
反応度投入事象解析

1995年7月

神永雅紀・山本和喜・渡辺終吉・中野佳洋

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課(〒319-11 茨城県那珂郡東海村)あて、お申し越しください。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。

This report is 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, 1995

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 (株)高野高速印刷

J R R - 4 シリサイド燃料炉心の安全評価のための反応度投入事象解析

日本原子力研究所東海研究所研究炉部
神永 雅紀・山本 和喜・渡辺 終吉・中野 佳洋

(1995年7月3日受理)

J R R - 4 は、高濃縮板状燃料を使用した軽水減速・冷却、黒鉛反射体付プール型炉であり、熱出力は3.5 MWである。J R R - 4 では、現在、低濃縮化計画が進められており、燃料としてはウランシリコンアルミニウム (U_3Si_2-Al) 分散型燃料 (シリサイド燃料) を使用する予定である。

本報告書は、J R R - 4 の低濃縮化計画の一環として実施したJ R R - 4 シリサイド燃料炉心の安全評価のための反応度投入事象の解析について述べたものである。評価すべき反応度投入事象として、以下に示す運転時の異常な過渡変化に関する4事象を選定し解析した。

- ①起動時における制御棒の異常な引抜き
- ②出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- ③実験物等による反応度付加
- ④冷水導入による反応度付加

解析では、1点近似核熱水力結合動特性解析コードEUREKA-2を使用した。解析に際しては、解析結果が厳しくなるように種々の解析条件を設定した。

その結果、選定した反応度投入事象は、運転時の異常な過渡変化時の安全性を判断する基準を満足し、いずれも安全を確保できることを確認した。

Reactivity Initiated Events Analysis for the Safety
Assessment of JRR-4 Silicide LEU Core

Masanori KAMINAGA, Kazuki YAMAMOTO
Shukichi WATANABE and Yoshihiro NAKANO

Department of Research Reactor
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 3, 1995)

JRR-4 is a light water moderated and cooled, graphite reflected pool type research reactor using highly enriched uranium (HEU) plate-type fuels. Its thermal power is 3.5 MW. The core conversion program from HEU fuel to uranium-silicon-aluminum (U_3Si_2-Al) dispersion type fuel (silicide fuel) with low enriched uranium (LEU) is currently conducted at the JRR-4.

This report describes about reactivity initiated events analysis for the safety assessment of JRR-4 silicide core which have been carried out as a part of JRR-4 LEU Project. The following four cases for the anticipated operational transients have been selected and analyzed for the safety assessment.

- ① Uncontrolled control rod withdrawal from zero power
- ② Uncontrolled control rod withdrawal from full power
- ③ Reactivity insertion by removal of irradiation samples
- ④ Reactivity insertion by cold water insertion

All analyses have been carried out by a point kinetics computer code EUREKA-2.

The results show that all cases meet the safety criteria for anticipated operational transients which have been established for the JRR-4 LUE silicide fueled core.

Keywords : JRR-4, LEU Fuel, Operational Transient, Plate-type Fuel, Research Reactor, Reactivity Initiated Event, Safety Assessment, Safety Criteria, Silicide Fuel

目 次

| | |
|------------------------------|----|
| 1. 緒 言 | 1 |
| 2. JRR-4LEU炉心設計の概要 | 4 |
| 2.1 核設計 | 4 |
| 2.2 熱水力設計 | 6 |
| 3. EUREKA-2計算モデルと入力データ | 9 |
| 3.1 チャンネル分割 | 9 |
| 3.2 軸方向分割 | 9 |
| 3.3 出力割合 | 11 |
| 3.4 反応度効果に対する重み因子 | 12 |
| 3.5 動特性パラメータ | 12 |
| 3.6 フィードバック反応度 | 13 |
| 3.7 スクラム設定値及び反応度 | 15 |
| 3.8 熱伝達相関式 | 15 |
| 3.9 主要な物性値 | 20 |
| 4. 安全評価のための想定事象 | 21 |
| 4.1 起動時における制御棒の異常な引抜き | 21 |
| 4.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き | 22 |
| 4.3 実験物等による反応度付加 | 22 |
| 4.4 冷水導入による反応度付加 | 23 |
| 5. 反応度投入事象の解析 | 25 |
| 5.1 起動時における制御棒の異常な引抜き | 25 |
| 5.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き | 50 |
| 5.3 実験物等による反応度付加 | 56 |
| 5.4 冷水導入による反応度付加 | 68 |
| 6. 結 言 | 79 |
| 謝 辞 | 79 |
| 参考文献 | 79 |

Contents

| | |
|-------------------------------------------------------------------|----|
| 1. Introduction | 1 |
| 2. General Description of Core Design | 4 |
| 2.1 Neutronic Design | 4 |
| 2.2 Thermal Hydraulic Design | 6 |
| 3. Calculation Models | 9 |
| 3.1 Channel Division | 9 |
| 3.2 Axial Division of Each Channel | 9 |
| 3.3 Power Distribution | 11 |
| 3.4 Feedback Reactivity Weighting Factors | 12 |
| 3.5 Kinetic Parameters | 12 |
| 3.6 Feedback Reactivities | 13 |
| 3.7 Scram Set Points and Scram Reactivity | 15 |
| 3.8 Heat Transfer Correlations | 15 |
| 3.9 Physical Properties | 20 |
| 4. Postulated Transients and Accident for safety Assessment | 21 |
| 4.1 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Zero Power | 21 |
| 4.2 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Full Power | 22 |
| 4.3 Reactivity Insertion by Removal of Irradiation Samples | 22 |
| 4.4 Reactivity Insertion by Cold Water Insertion | 23 |
| 5. Analyses of Reactivity Initiated Transients | 25 |
| 5.1 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Zero Power | 25 |
| 5.2 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Full Power | 50 |
| 5.3 Reactivity Insertion by Removal of Irradiation Samples | 56 |
| 5.4 Reactivity Insertion by Cold Water Insertion | 68 |
| 6. Concluding Remarks | 79 |
| Acknowledgements | 79 |
| References | 79 |

1. 緒言

現在のJRR-4は、約93%濃縮のウランアルミニウム合金板状燃料（改良MTR型）を用いた軽水減速・冷却のスィミングプール型炉で、最大熱出力は3.5 MWである。昭和37年6月に着工、昭和39年2月に建家が竣工し、その後原子炉本体、冷却設備、計測制御設備、実験設備等の据え付け工事を行い、昭和40年1月28日に初臨界を達成した。昭和51年10月には、共同利用性能向上のため熱出力を当初の2.5 MWから3.5 MWに変更し、今日まで30年余にわたって安全かつ安定に運転され、遮蔽実験、炉物理実験、炉工学実験、燃料材料照射試験、RI製造、シリコン単結晶のドーピング、原子炉研修のための運転実習などに利用されてきた。

しかし、核不拡散政策による燃料濃縮度低減化、長期運転に伴う原子炉設備の経年劣化、さらに実験利用の多様化・高度化に対応するためにJRR-4原子炉施設の変更が必要となり、今後とも中出力の小回りの利く研究炉として、またJRR-3Mの補完炉として利用者の要望に対応するためにJRR-4の改造が計画された。

JRR-4の改造は、現在確保している高濃縮ウラン燃料がなくなる時期に、(1)燃料濃縮度低減化、(2)原子炉施設の整備、(3)利用設備の整備を併せて行うこととし、平成7年度末に原子炉を停止し平成10年度に共同利用運転を再開する計画である。Table 1.1.1にJRR-4改造の概要を示す。

(1) 燃料濃縮度低減化

燃料の濃縮度低減化は、性能を基本的に現有炉心と同等とし、燃料要素の外形寸法を変更せずに燃料の濃縮度を現在の93%から20%未満（19.75%）に変更するもので、燃料芯材をウランアルミニウム合金燃料（アルミナイド燃料）からウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料（シリサイド燃料）に変更する方針で設計及び解析を進めている。

(2) 原子炉施設の整備

JRR-4原子炉施設の整備は、改造後利用運転を再開する平成10年度以降の長期安定運転を図るため、機器の経年劣化等を考慮して更新、補修等を計画している。具体的には、原子炉プールの点検、1次冷却系機器、計測制御機器等の更新、安全設備や原子炉建家・屋根の改修を実施する。

(3) 利用設備の整備

利用設備の整備は、JRR-3Mの利用設備との効率的な運用を図り、利用者へのサービスをハード及びソフトの両面から充実させていくことを基本とする。このため、実験利用の多様化、高度化に対応できるようにJRR-4の利用施設を従来の遮蔽実験、RI製造等に加え、短寿命核種用放射化分析装置の設置、医療照射研究（ほう素中性子捕捉療法による癌治療等）のためのリドタンク実験設備の改修、大型照射試料のための大口径照射筒を設置する。

以上が現在進められているJRR-4改造計画の概要⁽¹⁾である。

本報告書は、JRR-4低濃縮化の一環として実施したJRR-4低濃縮ウラン(LEU)シリサイド燃料炉心の安全性を評価するための反応度投入事象の解析結果について述べたものである。反応度投入事象としては、JRR-4で想定される運転時の異常な過渡変化及び事故を含めて検討した結果、以下に示す運転時の異常な過渡変化に関する4事象を選定した。事故としては、「気送照射設備の破損による反応度の異常な付加」が想定されるが、その場合の炉心に付加される反応度が以下に示す「実験物等による反応度付加」に包含されるため、解析対象から除外することとした。

- ① 起動時における制御棒の異常な引抜き
- ② 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- ③ 実験物等による反応度付加
- ④ 冷水導入による反応度付加

何らかの原因によって原子炉に異常な反応度が付加され原子炉の出力が急激に上昇すると、燃料温度が異常に上昇し、極端な場合には燃料が破損したり、燃料破損によって誘起される破壊力によって、1次冷却系が損傷する可能性がある。JRR-4の安全評価においては、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の安全性を判断する基準として以下のものを定めている。なお、本報告書では、異常な過渡変化時のみを取り扱っているが、参考のため事故時の安全性を判断する基準も併せて示す。

(1) 運転時の異常な過渡変化時の判断基準

原子炉に異常な過渡変化が生じた場合、炉心は燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認するための判断基準は、以下のとおりである。

- ① 最小DNBRは、1.5以上であること。
- ② 燃料芯材最高温度は、ブリストタ発生温度(400℃)以下であること。
- ③ 燃料板に有意な変形がないこと。
- ④ 1次冷却系設備にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

判断基準①は、バーンアウトによる燃料の損傷を防止するためのものである。②は、ブリストタ発生による燃料の損傷及び冷却能力の低下を防止するためのものである。③は、熱応力等に起因する燃料板の変形による燃料板の損傷及び冷却能力の低下を防止するためのものであり、具体的には、燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることとする。④は、1次冷却系設備に過大な応力を発生させないためのものであり、具体的には、1次冷却水温度が飽和温度以下であることとする。

(2) 事故時の判断基準

原子炉に事故が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するための判断基準は以下のとおりである。

- ① 炉心はいかなる場合でも、冠水が維持されていること。
- ② 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- ③ 1次冷却系設備にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。
- ④ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

判断基準①は、炉心の冠水を確保することにより、燃料の温度上昇による損傷の拡大を防止するためのものである。②は、金属-水反応で生じる衝撃圧力及び蒸気膨張等の機械的エネルギーが、炉心構造物及び1次冷却系設備に作用することによる損傷を防止するためのものであり、具体的には、燃料芯材最高温度が被覆材の溶融温度以下であることとする。③は、1次冷却系設備に過大な応力を発生させないためのものであり、具体的には、1次冷却水温度が飽和温度以下であることとする。

反応度投入事象の解析には、核熱水力結合動特性解析コードEUREKA-2⁽²⁾を用いた。

Table 1.1.1 Description of JRR-4 modification

| 項目 | 改造後 性能 | 改造前 性能 |
|---------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------|
| 炉 型 | 軽水減速冷却スイミングプール型 | 同左 |
| 熱 出 力 | 3.5 MW | 同左 |
| 運 転 形 態 | デイリー運転 (週4日) | 同左 |
| 燃 料 | 20%濃縮ウランシリサイド燃料 | 93%濃縮ウランアルミナイド燃料 |
| 熱中性子束 | 最大 7×10^{13} n/cm ² ·sec | 同左 |
| 原子炉建家 | 屋根更新及び壁補強 | |
| 実験・利用設備 | 生物・医療照射研究用設備 (リドタンク実験設備改造) 放射化分析設備 ①気送管照射設備 (従来の設備を拡充整備) ②短寿命核種放射化分析装置 大口径照射設備 (5~6インチ) 簡易照射設備 (2.5~4インチ) 水力照射設備 遮蔽実験スペース (散乱実験室、プール内) | リドタンク実験設備 (サーマルコラム用) 同左 (半減期数分以上) なし なし 同左 同左 同左 |

2. JRR-4 LEU炉心設計の概要

2.1 核設計

JRR-4は、熱出力3.5MWの軽水減速・冷却の研究用熱中性子炉である。炉心は、濃縮度20%のウラン・シリコン・アルミニウム分散型板状燃料要素20体、天然ボロン入りステンレス鋼制御棒5本、同バックアップロッド2本及び反射体等からなり、約65cm x 67cm x 60cmの角形形状を有している。Fig. 2.1.1にJRR-4 LEU炉心の燃料要素、反射体、制御棒等の配置図を示す。

核設計では、制御設備及び後備安全装置からなる原子炉停止系の機能分担と制御すべき反応度を設定し、原子炉停止系が所定の機能を有するように設計する。また、原子炉の制御上必要な反応度係数が負で、固有の安全性を有するように設計する。

2.1.1 設計方針

原子炉の使用期間中、下記の方針を満足するように核設計を行う。

(1) 反応度停止余裕

最大反応度効果を持つ制御棒1本の完全引き抜き時でも1% $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を有するように設計する。更に制御棒が作動しないと仮定しても、後備安全棒により1% $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を持って炉心を臨界未満にできるように設計する。

(2) 最大反応度付加率

最大反応度付加率は、制御棒が引き抜き手順上可能な最大駆動速度で引き抜かれても、1.5% $\Delta k/k/min$ 以下になるように設計する。

(3) 過剰反応度

炉心の過剰反応度は、12% $\Delta k/k$ 以下になるようにする。

(4) 反応度係数

反応度係数は、減速材ボイド係数、減速材温度係数及びドプラ係数が負となるようにする。

(5) 出力分布

炉心は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、熱的制限値を超える異常な出力分布が生じないようにする。

(5) 燃焼度

燃料要素の平均燃焼度は50%以下となるようにする。

2.1.2 核設計結果

核設計結果をTable 2.1.1に示す。

(1) 反応度停止余裕

炉心の過剰反応度が最大となるのは初期炉心であり、その時に最大反応度効果を有する制御棒1本を完全に引き抜いた状態での反応度停止余裕は約2.6% $\Delta k/k$ である。

(2) 最大反応度付加率

制御棒引き抜きによる最大反応度付加率は、微調整棒を最大駆動速度600mm/min (10mm/sec)で引き抜いたときで約1% $\Delta k/k/min$ である。

(3) 過剰反応度

炉心の過剰反応度は、初期炉心で10.4% $\Delta k/k$ である。

(4) 反応度係数

減速材ボイド係数、減速材温度係数及びドプラ係数は、考えられるボイド率または温度の変化範囲内においていずれも負である。

(5) 出力分布

燃料の損傷を防止するため、炉心配置及び制御棒の操作について考慮し、出力分布管理をする。運転範囲内での出力分布因子の最大値をTable 2.2.2 (「2.2 熱水力設計」

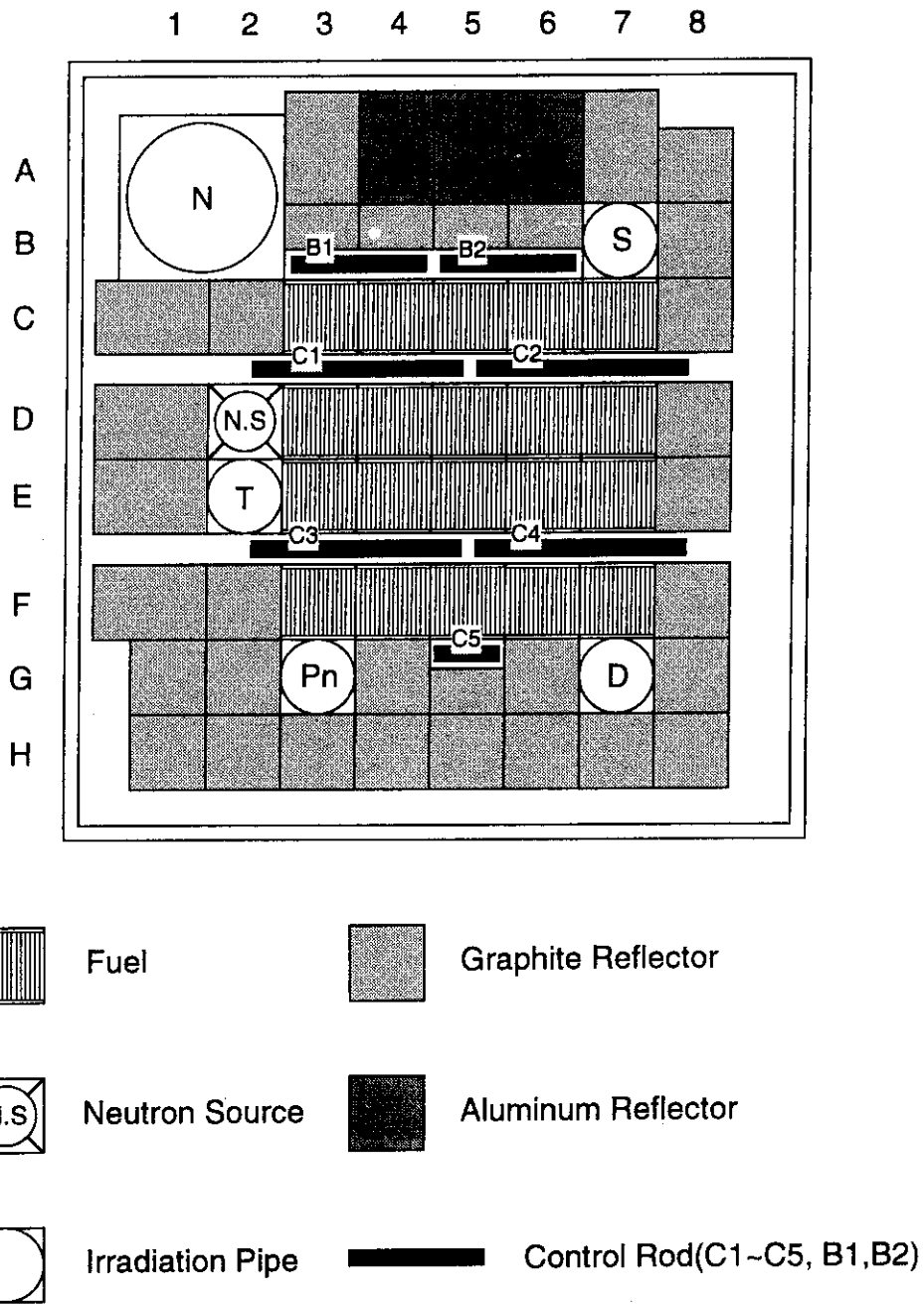


Fig. 2.1.1 JRR-4 LEU silicide fueled core configuration

参照) に示す。

(5) 燃焼度

炉心管理コードを用いて燃料交換毎に燃焼度を管理して、燃料要素の平均燃焼度が50%を超えないように燃料交換を行う。

Table 2.1.1 Neutronic characteristics of JRR-4 LEU silicide core

| | Initial core | Homogeneous-Equilibrium core (Burn-up 14%) |
|----------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------|-----------------------------------------------|
| Excess reactivity (% $\Delta k/k$) | 10.4 | 5.4 |
| One rod stuck Margin (% $\Delta k/k$) | 2.6 | 8.5 |
| Control rod worth (% $\Delta k/k$) | | |
| (a) Total rod worth | 19.2 | 20.9 |
| (b) Single rod worth (max.) | 4.8 | 4.4 |
| Maximum reactivity insertion rate (% $\Delta k/k/min$) | | 1.0 |
| Reactivity coefficient | | |
| (a) Moderator void coefficient (% $\Delta k/k/%void$) (0 ~ 50 %void) | $(-3.3 \sim -8.4) \times 10^{-1}$ | $(-2.7 \sim -7.2) \times 10^{-1}$ |
| (b) Moderator temperature coefficient (% $\Delta k/k/^{\circ}C$) (27 ~ 150 $^{\circ}C$) | $(-2.7 \sim -4.6) \times 10^{-2}$ | $(-2.4 \sim -3.9) \times 10^{-1}$ |
| (c) Doppler coefficient (% $\Delta k/k/^{\circ}C$) (27 ~ 400 $^{\circ}C$) | $(-1.9 \sim -1.3) \times 10^{-3}$ | $(-1.8 \sim -1.3) \times 10^{-1}$ |
| Kinetic parameters | | |
| (a) Prompt neutron lifetime (s) ℓ | 5.46×10^{-5} | 6.02×10^{-5} |
| (b) Effective delayed neutron fraction (-) β_{eff} | 7.26×10^{-3} | 7.16×10^{-3} |

2.2 熱水力設計

JRR-4の熱出力3.5MWは、燃料要素及び反射体等で発生するが、その大部分は燃料要素における発生熱である。炉心内で発生した熱は、1次冷却材の循環により熱交換器を経て2次冷却系から大気に放散する。定格出力運転時における1次冷却系の流量は $8m^3/min$ である。炉心の主要な熱的仕様をTable 2.2.1に示す。

Table 2.2.1 Major thermal-hydraulic characteristics of JRR-4

| Item | |
|---------------------------------|----------------|
| Thermal Power | 3.5 MW |
| Average power density | 44 kW/ ℓ |
| Primary coolant flow rate | 8 m^3/min |
| Core inlet temperature (Max.) | 40 $^{\circ}C$ |
| Average core outlet temperature | 47 $^{\circ}C$ |
| Core inlet pressure | 1 kg/cm^2G |
| Total heated area of the core | 24 m^2 |
| Average heat flux of the core | 15 W/cm^2 |

2.2.1 設計方針

JRR-4の熱特性は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料板被覆の損

傷が起こらないように、次の方針を満足する設計とする。

- (1) 通常運転時には、炉心内のいかなる点においても1次冷却材が沸騰しないようにする。
- (2) 運転時の異常な過渡変化時には、最小DNBRは1.5以上になるようにする。
- (3) 運転時の異常な過渡変化時には、燃料芯材最高温度は400°Cを超えないようにする。

2.2.2 解析に用いた主要な解析条件

定常炉心熱水力学解析では、以下に示す解析条件及び入力データを用いた。

- (1) 1次冷却系流量は8m³/min、炉心入口冷却材温度は40°C、炉心入口冷却材圧力は1.84kg/cm²absとした。
- (2) 軸方向出力分布因子(F_z)、半径方向出力分布因子(F_R)及び局部的出力分布因子(F_L)等を含めた核的熱水路係数及び工学的熱水路係数は、Table 2.2.2に示す値を用いた。

Table 2.2.2 Hot channel factors

| Factor | |
|------------------------------------------------------------------------------------------------|------|
| Hot channel factor from neutronic calculation ($F_N = F_R \cdot F_L \cdot F_E \cdot F_z$) | 2.68 |
| Radial peaking factor (F_R) | 1.41 |
| Local peaking factor (F_L) | 1.10 |
| Uncertainty factor (F_E) | 1.07 |
| Axial peaking factor (F_z) | 1.61 |
| Engineering hot channel factor | |
| For bulk coolant temperature rise (F_b) | 1.24 |
| For film temperature rise (F_f) | 1.34 |
| For heat flux rise (F_q) | 1.31 |

- (3) 軸方向の出力分布は、3次元拡散計算により求めた燃焼度0%のクリーン炉心において制御棒が25.8cm引抜かれた（バンク位置）臨界状態における値を用いた。定常炉心熱水力学解析に使用した軸方向の出力分布をFig. 2.2.1に示す。

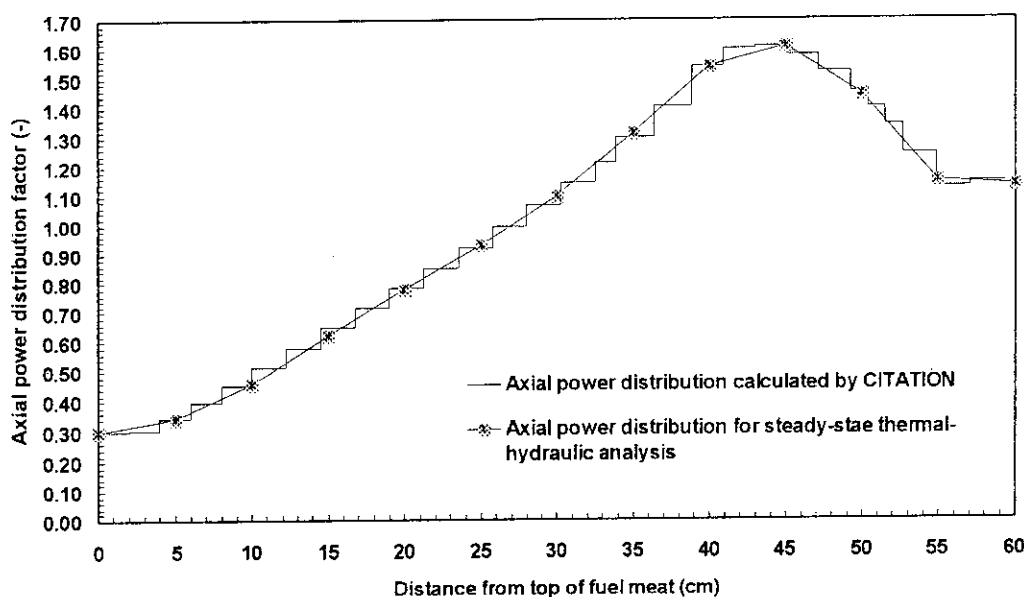


Fig. 2.2.1 Axial power distribution factors for JRR-4 LEU silicide core steady-state thermal-hydraulic analysis

2.2.3 解析結果

解析結果のまとめをTable 2.2.3に、また、Fig. 2.2.2にホットチャンネルの軸方向冷却材温度分布、燃料温度分布、圧力分布、熱流束分布をそれぞれ示す。

解析結果から、ホットチャンネルで冷却材出口温度54.2°C、燃料板表面最高温度111.2°C、燃料芯材最高温度113.0°Cとなった。沸騰開始(ONB)温度125.5°C、ONB温度に対する余裕14.2°C、DNBR3.05であり、これらはいずれも流路入口から45cmの最大熱流束位置における値である。これらの解析結果は、「2.2.1 設計方針」で示した通常運転時の判断基準と比較して十分な余裕を持っている。これは、今後の運転時の異常な過渡変化あるいは事故の解析のベースとして十分余裕のあるものである。

Table 2.2.3 Steady-state thermal-hydraulic analysis results

| Hot channel analysis results | |
|--------------------------------------------------------------|-------|
| Coolant outlet temperature : $T_{b,out}$ (°C) | 54.2 |
| Fuel plate surface maximum temperature : T_w (°C) | 111.2 |
| Fuel meat maximum temperature : T_m (°C) | 113.0 |
| ONB temperature : T_{ONB} (°C) | 125.5 |
| Temperature margin against T_{ONB} : ΔT_{ONB} (°C) | 14.2 |
| Minimum DNBR (-) | 3.05 |

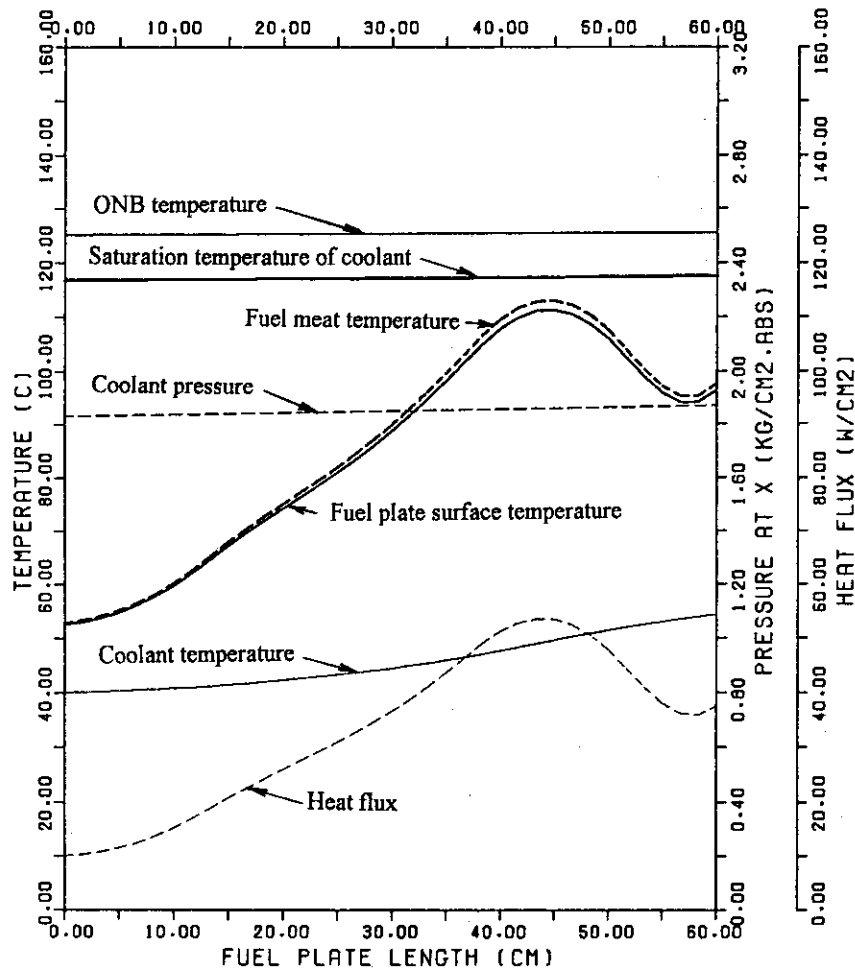


Fig. 2.2.2 Temperature, pressure and heat flux distribution along the hot channel (3.5 MW Steady-state condition)

3. EUREKA-2計算モデルと入力データ

出力分布は燃焼度や燃料要素位置によって異なる。JRR-4においては、出力ピーキング(F_R, F_Z)は、燃焼度0%のクリーン炉心において最大値をとり、以後最大値を越えないような燃料交換方式をとることとしている。また、局部的出力分布因子 F_L についても、同じく燃焼度0%のクリーン炉心において最大となる。以下に、炉心内のチャンネル分割、解析で使用したピーキングファクターなどについて説明する。

3.1 チャンネル分割

燃料領域を5チャンネルに分割した。JRR-4炉心のうち燃料領域とチャンネル分割を半径方向出力分布因子(F_R)とともにFig.3.1.1に示す。

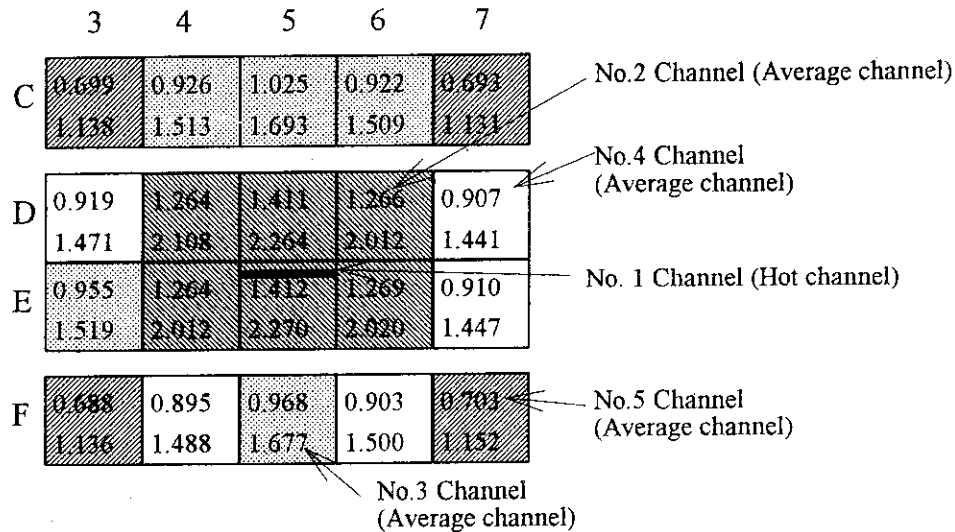


Fig. 3.1.1 Radial peaking factors (F_R) for JRR-4 LEU silicide core
(Upper row: F_R Lower row: $F_R \times F_Z$)

(1) ホットチャンネル (第1チャンネル)

考えられる運転条件の範囲で、核的ピーキングファクタが最も大きくなる燃料セル (燃料セル番号E-5) の中の燃料板1枚、1流路をホットチャンネルとし、熱的に最も厳しいチャンネルとした。

(2) 平均チャンネル (第2~5チャンネル)

ホットチャンネル以外の燃料要素部分を出力ピーキング係数 $F_R \times F_Z$ の高い順に4分割し、それぞれ順に第2、第3、第4、第5チャンネルとした。

3.2 軸方向分割

各チャンネル内のヒートスラブ(Heat Slab:燃料)及びノード(Node:冷却材)の軸方向分割をFig.3.2.1に示す。

(1) ノード (冷却材) に関して

全チャンネルとも軸方向に10分割した。

(2) ヒートスラブ (燃料) に関して

全チャンネルとも軸方向に10分割した。

Table 3.2.1に燃料セル番号とEUREKA-2チャンネル番号の対応を示す。

Table 3.2.1 Relation between fuel cell number and channel number of EUREKA-2 analysis model

| Fuel Cell No. | EUREKA-2 Channel No. | Number of Fuel Cells | Number of Fuel Plates |
|---------------|----------------------|----------------------|-----------------------|
| E-5 | 1 (Hot channel) | 1/15 | 1 |
| D-4 | 2 | 5 $\frac{14}{15}$ | 89 |
| D-5 | | | |
| D-6 | | | |
| E-4 | | | |
| E-5 | | | |
| E-6 | 3 | 5 | 75 |
| C-4 | | | |
| C-5 | | | |
| C-6 | | | |
| E-3 | | | |
| F-5 | 4 | 5 | 75 |
| D-3 | | | |
| D-7 | | | |
| E-7 | | | |
| F-4 | 5 | 4 | 60 |
| F-6 | | | |
| C-3 | | | |
| C-7 | | | |
| F-3 | 5 | 4 | 60 |
| F-7 | | | |

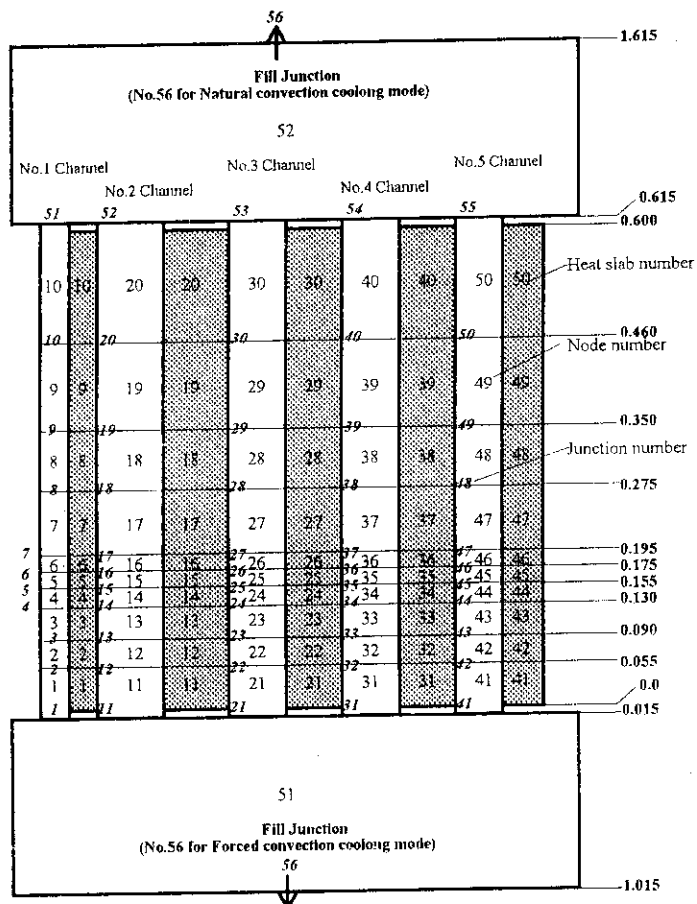


Fig.3.2.1 EUREKA-2 analysis model for JRR-4 LEU core

3.3 出力割合

出力割合はヒートスラブ各領域の平均出力密度にその領域の体積を乗じ、さらにホットチャンネルについてはホットチャンネルファクタを乗じて、その合計値が1になるようにしたものである。出力密度分布は、SRACコードシステムの中性子拡散コードCITATIONを用いて求めた。出力割合を算出するのに用いた出力密度分布は、半径方向出力分布因子 F_R x 軸方向出力分布因子 F_Z x 局部的出力分布因子 F_L が最大となる燃焼度0%のクリーン炉心の値を用いた。また、燃焼度0%のクリーン炉心において、 F_R x F_Z x F_L が最大となる燃料セルD-5の中の燃料板1枚、1流路をホットチャンネルとした。

3.3.1 ホットチャンネルファクタ

EUREKA-2で解析する場合に考慮するホットチャンネルファクタは以下に示すものである。

核的因子

| | |
|------------|-------|
| 半径方向出力分布因子 | F_R |
| 軸方向出力分布因子 | F_Z |
| 局部的出力分布因子 | F_L |
| 不確定因子 | F_E |

核的因子以外のファクタ

F_q

核的因子以外のファクタは、EUREKA-2の定常状態における燃料芯材最高温度及び冷却材最高温度が、定常熱水力解析コードCOOLOD⁽³⁾の解析結果を上回るように定めた値である。

その結果、 F_L x F_E x $F_q = 1.56$ という値を得た。

3.3.2 出力割合

以下に示す手順で出力割合を求めた。

- (1) 各燃料セルの軸方向出力密度分布に、対応するヒートスラブ各領域の体積を乗じ、各燃料セルの軸方向出力割合の分布を得た。
- (2) この中で、ホットチャンネルを含んでいるE-5セルの軸方向出力割合を、ホットチャンネルに相当する燃料板1枚分とその他に分割した。
- (3) ホットチャンネルの軸方向出力割合に F_L x F_E x $F_q (= 1.56)$ を乗じて新たなホットチャンネルの軸方向出力割合とした。
- (4) ホットチャンネル以外の軸方向出力割合は、Table 3.2.1に示した燃料セル番号とチャンネル番号の組み合わせに従って、各燃料セルの軸方向出力割合を水平方向に足し合わせ、各チャンネルの軸方向出力割合を得た。
- (5) 最後に、炉心全体で合計値が1になるように出力割合を求めた。

Table 3.3.1に各チャンネルの軸方向出力割合を示す。

Table 3.3.1 Power fraction

| Heat Slab No. | No.1 channel | Heat Slab No. | No.2 channel | Heat Slab No. | No.3 channel | Heat Slab No. | No.4 channel | Heat Slab No. | No.5 channel |
|---------------|--------------|---------------|--------------|---------------|--------------|---------------|--------------|---------------|--------------|
| 10 | 7.045 | 20 | 377.917 | 30 | 224.899 | 40 | 216.217 | 50 | 130.582 |
| 9 | 10.239 | 19 | 548.455 | 29 | 322.980 | 39 | 310.524 | 49 | 185.325 |
| 8 | 9.607 | 18 | 513.826 | 28 | 302.514 | 38 | 291.522 | 48 | 172.852 |
| 7 | 13.313 | 17 | 709.205 | 27 | 435.241 | 37 | 411.596 | 47 | 246.464 |
| 6 | 4.838 | 16 | 255.910 | 26 | 162.083 | 36 | 150.780 | 46 | 91.596 |
| 5 | 3.918 | 15 | 206.933 | 25 | 131.627 | 35 | 122.233 | 45 | 74.429 |
| 4 | 3.853 | 14 | 203.506 | 24 | 129.685 | 34 | 120.440 | 44 | 73.417 |
| 3 | 7.239 | 13 | 382.414 | 23 | 244.188 | 33 | 227.034 | 43 | 138.434 |
| 2 | 5.521 | 12 | 292.002 | 22 | 187.068 | 32 | 174.417 | 42 | 106.148 |
| 1 | 7.646 | 11 | 405.321 | 21 | 258.357 | 31 | 242.125 | 41 | 146.515 |

x 10⁻⁴

3.4 反応度効果に対する重み因子

反応度効果に対する重み因子は、中性子束と随伴中性子束の積にその領域のヒートスラブ体積要素を乗じ、その合計値が1となるようにしたものである。

反応度効果に対する重み因子を計算するのに用いた中性子束は、SRACコードシステムの中性子拡散コードCITATIONを用いて求めた燃焼度0%のクリーン炉心、制御棒運転パターン状態における値である。

3.4.1 ドップラー効果に対する重み因子

ドップラー効果に対する重み因子は、共鳴吸収領域（第2、3グループ[6グループで計算]）の中性子束と随伴中性子束の積を用いて求めたもので、Table 3.4.1及びFig.3.4.1に示す。

3.4.2 ボイド及び冷却材温度効果に対する重み因子

ボイド及び冷却材温度効果に対する重み因子は、熱中性子領域（第4、5、6グループ[6グループで計算]）の中性子束と随伴中性子束の積を用いて求めたもので、Table 3.4.2及びFig.3.4.2に示す。

Table 3.4.1 Feedback weighting factors for Doppler effect

| x 10 ⁻⁴ | | | | | | | | | |
|--------------------|-----------------|------------------|-----------------|------------------|-----------------|------------------|-----------------|------------------|-----------------|
| Heat Slab No. | No.1 channel | Heat Slab No. | No.2 channel | Heat Slab No. | No.3 channel | Heat Slab No. | No.4 channel | Heat Slab No. | No.5 channel |
| 10 | 2.652 | 20 | 208.622 | 30 | 77.836 | 40 | 75.550 | 50 | 28.291 |
| 9 | 7.249 | 19 | 568.992 | 29 | 209.375 | 39 | 203.905 | 49 | 75.322 |
| 8 | 9.226 | 18 | 722.004 | 28 | 267.149 | 38 | 260.011 | 48 | 95.770 |
| 7 | 15.339 | 17 | 1195.918 | 27 | 465.744 | 37 | 443.453 | 47 | 167.226 |
| 6 | 5.749 | 16 | 446.380 | 26 | 179.696 | 36 | 168.276 | 46 | 64.825 |
| 5 | 4.660 | 15 | 361.209 | 25 | 146.566 | 35 | 136.646 | 45 | 52.899 |
| 4 | 4.509 | 14 | 349.221 | 24 | 142.249 | 34 | 132.398 | 44 | 51.370 |
| 3 | 7.953 | 13 | 615.845 | 23 | 251.783 | 33 | 234.253 | 43 | 91.088 |
| 2 | 5.163 | 12 | 399.989 | 22 | 164.316 | 32 | 153.094 | 42 | 59.573 |
| 1 | 4.387 | 11 | 340.705 | 21 | 140.960 | 31 | 132.568 | 41 | 52.033 |

Table 3.4.2 Feedback weighting factors for Void and Moderator temperature effects

| x 10 ⁻⁴ | | | | | | | | | |
|--------------------|-----------------|------------------|-----------------|------------------|-----------------|------------------|-----------------|------------------|-----------------|
| Heat Slab No. | No.1 channel | Heat Slab No. | No.2 channel | Heat Slab No. | No.3 channel | Heat Slab No. | No.4 channel | Heat Slab No. | No.5 channel |
| 10 | 2.458 | 20 | 193.027 | 30 | 75.252 | 40 | 71.122 | 50 | 29.567 |
| 9 | 6.551 | 19 | 512.929 | 29 | 196.357 | 39 | 186.193 | 49 | 75.971 |
| 8 | 8.320 | 18 | 649.653 | 28 | 249.150 | 38 | 236.707 | 48 | 95.844 |
| 7 | 14.407 | 17 | 1118.549 | 27 | 460.394 | 37 | 422.940 | 47 | 175.190 |
| 6 | 5.777 | 16 | 445.230 | 26 | 193.255 | 36 | 172.756 | 46 | 73.634 |
| 5 | 4.707 | 15 | 361.935 | 25 | 158.472 | 35 | 141.072 | 45 | 60.434 |
| 4 | 4.552 | 14 | 349.871 | 24 | 153.710 | 34 | 136.763 | 44 | 58.712 |
| 3 | 8.039 | 13 | 617.871 | 23 | 272.600 | 33 | 242.726 | 43 | 104.354 |
| 2 | 5.303 | 12 | 408.093 | 22 | 181.180 | 32 | 161.905 | 42 | 69.526 |
| 1 | 5.272 | 11 | 407.121 | 21 | 181.032 | 31 | 163.326 | 41 | 70.191 |

3.5 動特性パラメータ

即発中性子寿命 ℓ 及び遅発中性子割合 β_{eff} については反応度投入事象解析に用いた場合、結果が厳しくなる値を選定した。従って ℓ と β_{eff} については、クリーン炉心から14%燃焼平衡炉心（全炉心が均一に14%の燃焼度をもつ炉心、14%の燃焼度は平衡炉心のサイクル初

期と末期の炉心平均燃焼度の平均値である) までの範囲で検討し、 ℓ についてクリーン炉心の値を、 β_{eff} については14%燃焼度炉心の値を採用した。

(1) 遅発中性子割合

$$\beta_{eff} = 7.16 \times 10^{-3} \text{ (-)}$$

(2) 即発中性子寿命

$$\ell = 5.46 \times 10^{-5} \text{ (s)}$$

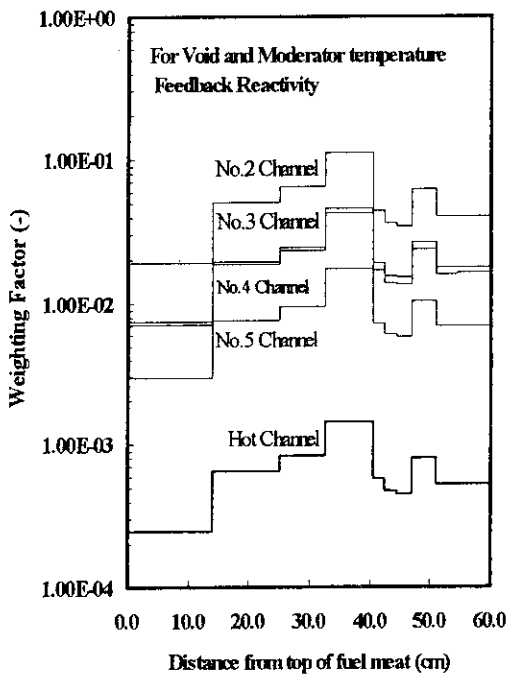


Fig. 3.4.1 Feedback weighting factors for Doppler effect

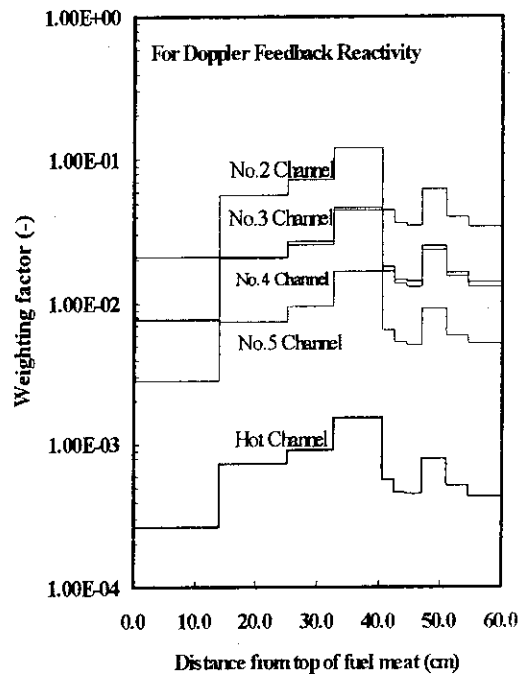


Fig. 3.4.2 Feedback weighting factors for Void and Moderator temperature effects

3.6 フィードバック反応度

フィードバック反応度は、クリーン炉心から15%燃焼平衡炉心でのフィードバック反応度の中で、解析に使用した場合結果が最も厳しくなるような値を採用した。

JRR-4シリサイド燃料炉心の反応度投入事象では、フィードバック反応度は全て負であるので、傾きの絶対値が最も小さくなるものを選んだ。

3.6.1 減速材温度効果

14%燃焼平衡炉心の値を採用した。解析では、計算で得られた値を0.8倍したものをを用いることとした。Fig. 3.6.1に解析で使用した減速材温度効果によるフィードバック反応度を示す。減速材温度係数としては、 $(-1.9 \sim -3.1) \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$ である。

3.6.2 ドップラー効果

0%燃焼のクリーン炉心の値を採用した。解析では、計算で得られた値を0.8倍したものをを用いることとした。Fig. 3.6.1に解析で使用したドップラー効果によるフィードバック反応度を示す。ドップラー係数としては、 $(-1.0 \sim -1.5) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$ である。

3.6.3 減速材ボイド効果

14%燃焼平衡炉心の値を採用した。解析では、計算で得られた値を0.8倍したものを用いることとした。Fig. 3.6.2に解析で使用したボイド効果によるフィードバック反応度を示す。減速材ボイド係数としては、 $(-2.1 \sim -5.7) \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{void}$ である。

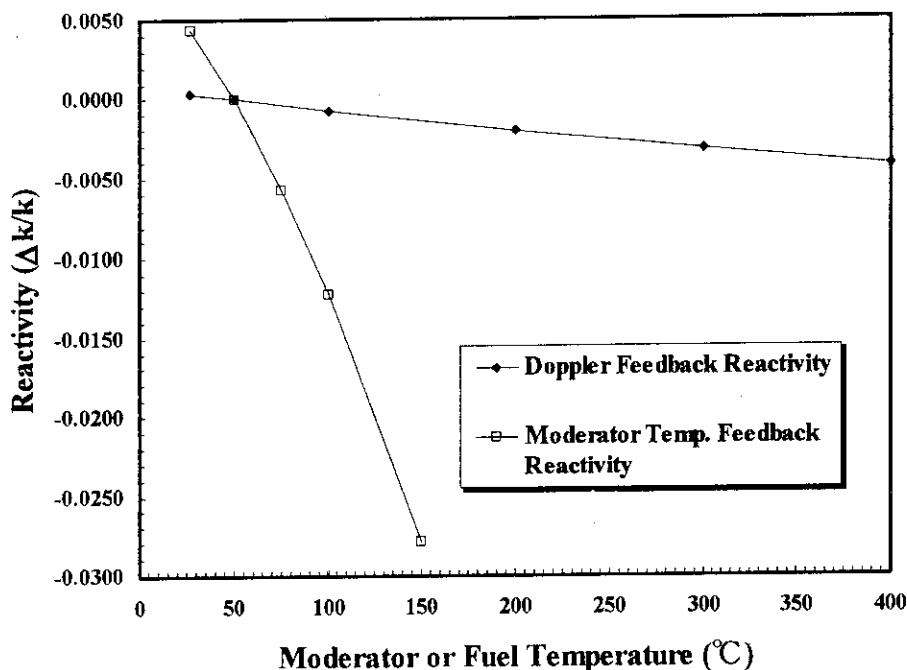


Fig. 3.6.1 Moderator temperature and Doppler effects

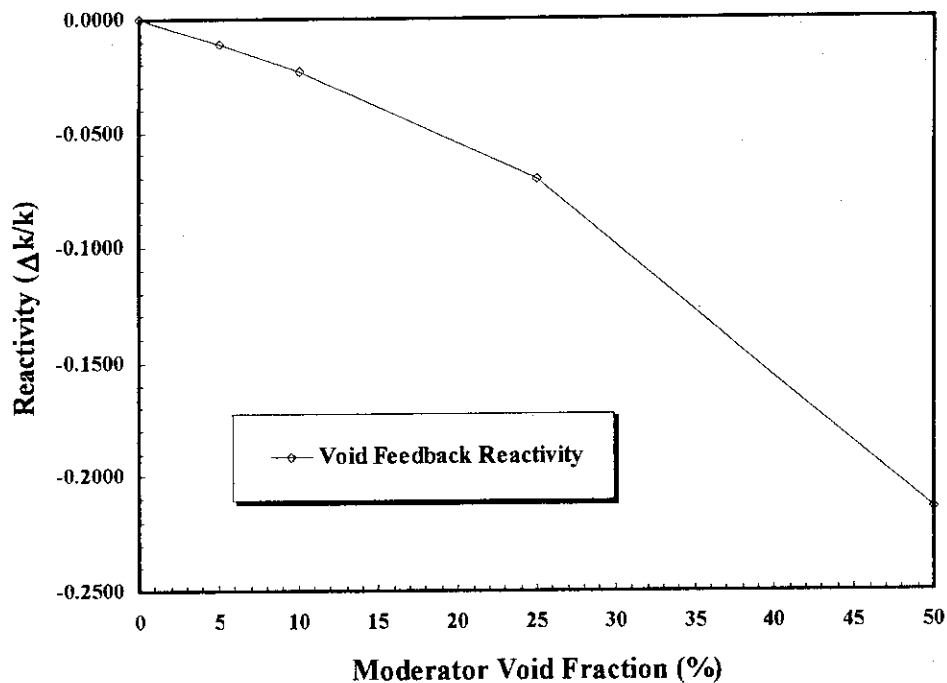


Fig. 3.6.2 Void effect

3.7 スクラム設定値及び反応度

3.7.1 スクラム設定値及びスクラム遅れ時間

反応度投入事象別にスクラム設定値、スクラム遅れ時間を以下に示す。

| 反応度投入事象 | スクラム設定値 | スクラム遅れ |
|----------------------------------|----------------|-----------------|
| 起動時における制御棒の異常な引抜き | 「中性子束上昇 (高設定)」 | 3.85 MW 0.1 sec |
| 起動時における制御棒の異常な引抜き (自然循環冷却運転時) | 「中性子束上昇 (低設定)」 | 0.22 MW 0.1 sec |
| 出力運転中の制御棒の異常な引抜き | 「中性子束上昇 (高設定)」 | 3.85 MW 0.1 sec |
| 実験物等による反応度付加 | 「中性子束上昇 (高設定)」 | 3.85 MW 0.1 sec |
| 冷水導入による反応度付加 | 「中性子束上昇 (低設定)」 | 0.22 MW 0.1 sec |

3.7.2 スクラム反応度

スクラム反応度は、クリーン炉心～14%燃焼平衡炉心の場合の値の中でスクラム反応度の絶対値が最も小さいクリーン炉心のものを使用した。解析では、保守的に最も反応度価値の高い制御棒が挿入されない場合 (ワンロッドスタック) を想定したスクラム反応度 $2.57 \times 10^{-2} \Delta k/k$ を使用した。スクラム反応度を Fig. 3.7.1 に示す。Fig. 3.7.1 には、比較のために 14%燃焼平衡炉心のスクラム反応度も示した。

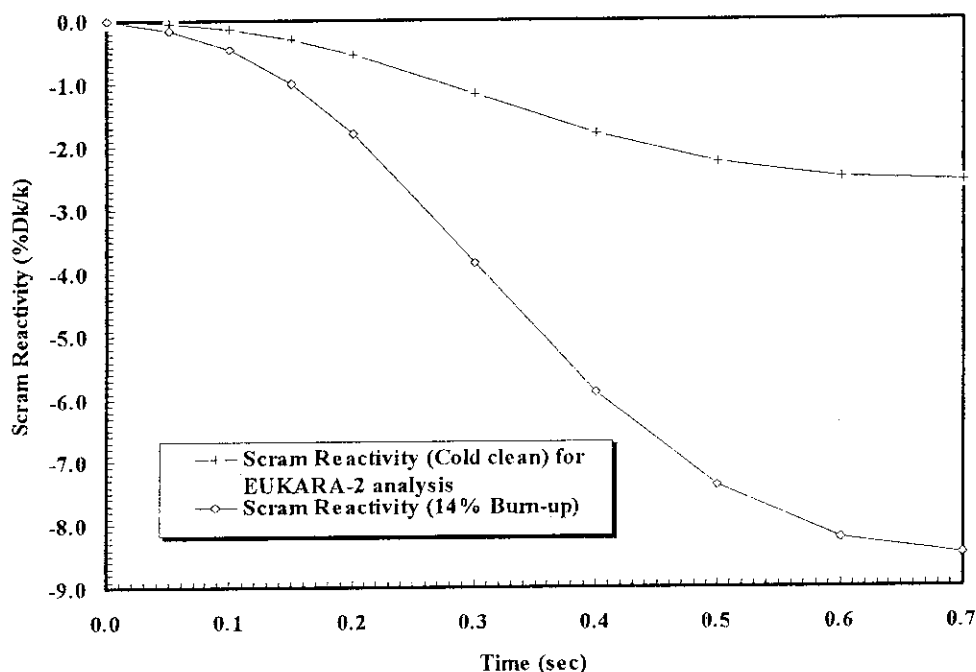


Fig. 3.7.1 Scram reactivity curve

3.8 熱伝達相関式

JRR-4LEUシリサイド燃料炉心の解析で使用した熱伝達相関式を Table 3.8.1 に示す。Table 3.8.2 及び Fig. 3.8.1 は、EUREKA-2 での熱伝達モード番号と熱伝達相関式の関係を示したものである。Table 3.8.3 は、DNB熱流束相関式を示したものである。これらの相関式は、軽水炉と比べて低温、低圧でかつ流路形状などが異なる板状燃料を用いた研究炉用に開発されたもので、これまでも JRR-2⁽⁴⁾、JRR-3M⁽⁵⁾、JMTR⁽⁶⁾ の解析に使用してきたものである。

Table 3.8.1 Heat transfer correlations

(Unit system is MKS)

| Heat Transfer Mode | Correlation |
|-----------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Subcooled Liquid Convection | <p>• Re < 2000</p> <p>1. Upward flow (mass flux ≥ 0.0)</p> $h = \max\left(\frac{k}{De} 4.0, h \text{ Collier}\right)$ <p>Collier's correlation</p> $h \text{ Collier} = \frac{k}{De} 0.17 \text{Re}_f^{0.33} \text{Pr}_f^{0.43} \left\{ \frac{(\text{Pr}_\ell)_f}{(\text{Pr}_\ell)_w} \right\}^{0.25} \left\{ \frac{\rho^2 \beta De^3 (T_w - T_\ell)}{\mu^2 g_c} \right\}_f^{0.1}$ <p>2. Downward flow (mass flux < 0.0)</p> $h = \frac{k}{De} 4.0$ <p>• 2000 \leq Re < 2500</p> <p>1. Upward flow (mass flux ≥ 0.0)</p> <p>h is interpolated between the Collier's correlation and the Dittus-Boelter's correlation corresponding to the Reynolds number.</p> <p>2. Downward flow (mass flux < 0.0)</p> <p>h is interpolated between $h = \frac{k}{De} 4.0$ and the Dittus-Boelter's correlation corresponding to the Reynolds number.</p> <p>• Re \geq 2500 [Upward and downward flow]</p> <p>Dittus-Boelter's correlation</p> $h = \frac{k}{De} 0.023 \text{Re}_b^{0.8} \text{Pr}_b^{0.4}$ |
| Subcooled Nucleate Boiling | <p>Modified Chen's correlation to both upward and downward flow</p> $q = h_{mic} \Delta T_{sat} + h_{mac} (T_w - T_\ell)$ $h_{mac} = \frac{k}{De} 0.023 \text{Re}_b^{0.8} \text{Pr}_b^{0.4} F$ $h_{mic} = C \frac{(k_f / 0.86)^{0.79} (4186 C p_f)^{0.45} \rho_f^{0.49}}{(9.8 \sigma)^{0.5} (9.8 \mu_f)^{0.29} (4186 h_{fg})^{0.24} \rho_g^{0.24}} \Delta T_{sat}^{0.24} \Delta P^{0.75} S$ $C = 0.00122 \times 0.86 \times (9.8 \times 10^4)^{0.75}$ $F = 1.0$ $S = 1 / (1 + 0.12 \text{Re}'^{1.14}) \quad \text{Re}' < 32.5$ $S = 1 / (1 + 0.42 \text{Re}'^{0.78}) \quad 32.5 \leq \text{Re}' < 70.0 \quad \text{Re}' = \frac{ G De}{\mu_f g} \times 10^{-4}$ $S = 0.080 \quad 70.0 \leq \text{Re}'$ |

| | |
|-------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>Saturated Nucleate Boiling</p> | <p>• Upward flow and downward flow ----- Chen's correlation</p> $q = (h_{mic} + h_{mac}) \Delta T_{sat}$ $h_{mac} = \frac{k}{De} 0.023 \{Re_f (1-x)\}^{0.8} Pr_f^{0.4} F$ $F = 1.0 \quad 1/x_u \leq 0.1 \quad \frac{1}{x_u} = \left(\frac{x}{1-x}\right)^{0.9} \left(\frac{\rho_f}{\rho_g}\right)^{0.5} \left(\frac{\mu_f}{\mu_g}\right)^{0.1}$ $F = 2.35(1/x_u + 0.213)^{0.736} \quad 1/x_u > 0.1$ $S = 1/(1 + 0.12 Re'^{1.14}) \quad Re' < 32.5$ $S = 1/(1 + 0.42 Re'^{0.78}) \quad 32.5 \leq Re' < 70.0 \quad Re' = \frac{ G(1-x) De}{\mu_f g} \times F^{1.25} \times 10^{-4}$ $S = 0.080 \quad 70.0 \leq Re'$ <p>• Upward flow $G > 271 \text{ kg/m}^2\text{s}$ under natural convection ----- Rohsenow's correlation</p> $q = \frac{g_c \mu_\ell h_{fg}}{\sqrt{\rho_\ell - \rho_g}} \left(\frac{1}{0.0132 Pr} \frac{Cp_\ell \Delta T_{sat}}{h_{fg}} \right)^3$ |
| <p>Transition Boiling</p> | <p>Bjornard and Griffith's correlation</p> $q = \delta q_{DNB} + (1 - \delta) q_{MSFB}$ $\delta = \left(\frac{T_w - T_{MSFB}}{T_{w,DNB} - T_{MSFB}} \right)^2, \quad T_{MSFB} = T_{HN} + (T_{HN} - T_\ell) \sqrt{\frac{(\rho k Cp)_\ell}{(\rho k Cp)_w}}$ $T_{HN} = 324 \text{ }^\circ\text{C}, \quad q_{MSFB} = q_{FB} \quad (T = T_{MSFB})$ |
| <p>Film Boiling</p> | <p>Modified Bromley's correlation</p> $q = C \left(\frac{3600 k_g^3 \rho_g (\rho_\ell - \rho_g) h'_{fg} (1-\alpha)}{\mu_g \lambda_c \Delta T_{sat}} \right)^{0.25} \Delta T_{sat}$ $h'_{fg} = h_{fg} \left\{ 1 + 0.5 \frac{Cp_g \Delta T_{sat}}{h_{fg}} \right\}, \quad \lambda_c = 2\pi \left(\frac{\sigma}{\rho_\ell - \rho_g} \right)^{0.5}, \quad C = 0.62$ |
| <p>Superheated Vapor Convection</p> | <p>• $Re < 2000$</p> <p>1. Upward flow (mass flux ≥ 0.0)</p> $h = \max\left(\frac{k}{De} 4.0, h_{\text{Collier}}\right)$ <p>Collier's correlation</p> $h_{\text{Collier}} = \frac{k}{De} 0.17 Re_f^{0.33} Pr_f^{0.43} \left\{ \frac{(Pr_\ell)_f}{(Pr_\ell)_w} \right\}^{0.25} \left\{ \frac{\rho^2 \beta De^3 (T_w - T_\ell)}{\mu^2 g_c} \right\}_f^{0.1}$ <p>2. Downward flow (mass flux < 0.0)</p> $h = \frac{k}{De} 4.0$ <p>• $2000 \leq Re < 2500$</p> <p>1. Upward flow (mass flux ≥ 0.0)</p> <p>h is interpolated between the Collier's correlation and the Dittus-Boelter's correlation corresponding to the Reynolds number.</p> <p>2. Downward flow (mass flux < 0.0)</p> <p>h is interpolated between $h = \frac{k}{De} 4.0$ and the Dittus-Boelter's correlation corresponding to the Reynolds number.</p> <p>• $Re \geq 2500$ [Upward and downward flow]</p> <p>Dittus-Boelter's correlation</p> $h = \frac{k}{De} 0.023 Re_b^{0.8} Pr_b^{0.4}$ |

Table 3.8.2 Heat transfer mode number and fluid condition

| Condition | | Heat Transfer Mode Number | |
|------------------------------------|-----------------------|------------------------------|----------------------------------------------|
| | | Downward Flow ($G < 0$) | Upward Flow ($G \geq 0$) |
| Subcooled Liquid Convection | $Re < 2000$ | 11 | 11 |
| | $2000 \leq Re < 2500$ | 11 | 11 |
| | $2500 \leq Re$ | 1 | 1 |
| Nucleate Boiling | Subcool | 3 | 3 ($Re \geq 2500$) 13 ($Re < 2500$) |
| | Saturation | 4 | 4 14 ($G < 271$, natural convection) |
| Transition Boiling | | 5 | 5 |
| Film Boiling | | 6 | 6 |
| Superheated Vapor Convection | $Re < 2000$ | 17 | 17 |
| | $2000 \leq Re < 2500$ | 17 | 17 |
| | $2500 \leq Re$ | 7 | 7 |

<Mode Number and Corresponding Correlation>

- 1, 7 : Dittus-Boelter
- 3, 4, 13, 14 : Chen or modified Chen
- 5 : Bjornard-Griffith
- 6 : Modified Bromley
- 11, 17 : Dittus-Boelter and/or Collier or Dittus-Boelter and/or $h = \frac{k}{De} 4.0$

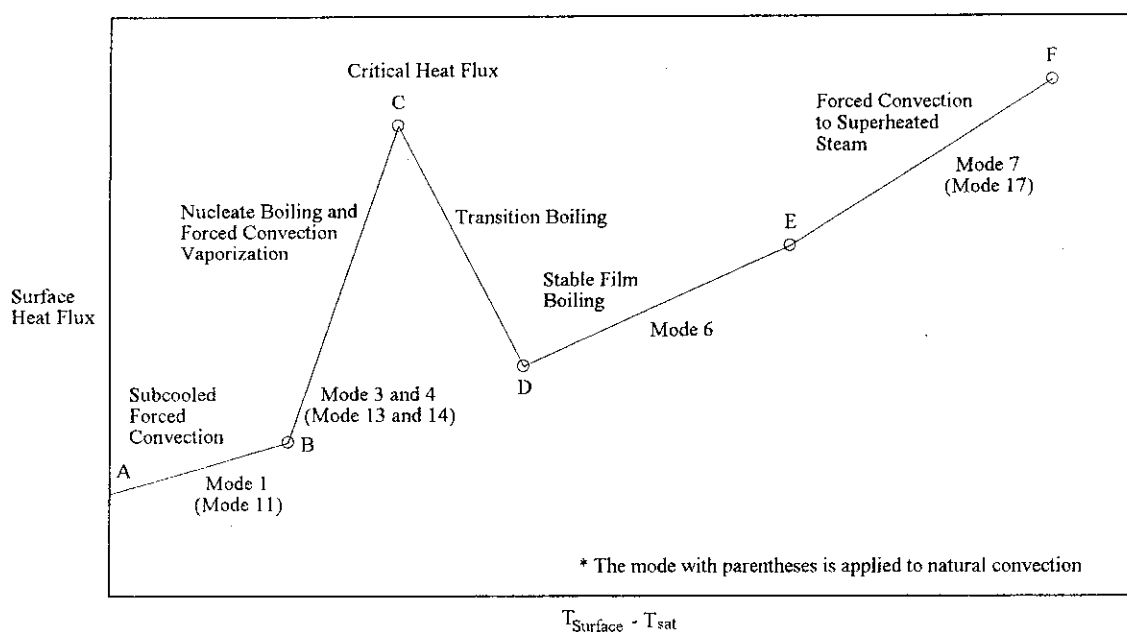


Fig. 3.8.1 Heat transfer regimes

Table 3.8.3 DNB heat flux correlations

(Unit system is MKS)

1. Upward Flow

$$q_{DNB} = q^* \left(h_{fg} \sqrt{\lambda \rho_g g_c (\rho_l - \rho_g)} \right)$$

$$\lambda = \sqrt{\frac{\sigma}{\rho_l - \rho_g}}$$

$$q^* = \max(q_1^*, q_3^*)$$

$$q_1^* = 0.005 G^{*0.611}, \quad G^* = \frac{G}{\sqrt{\lambda \rho_g g_c (\rho_l - \rho_g)}}$$

$$q_3^* = 0.7 \frac{A_{flow}}{A_{slab}} \frac{\sqrt{d/\lambda}}{\left\{ 1 + (\rho_g / \rho_l)^{0.25} \right\}^2}, \quad d = \text{Channel width (m)}$$

2. Downward flow

$$q^* = \max(\min(q_1^*, q_2^*), q_3^*)$$

$$q_2^* = \frac{A_{flow}}{A_{slab}} \frac{\Delta h_i}{h_{fg}} G^*, \quad \Delta h_i = \text{Inlet subcooled enthalpy}$$

The other parameters are same to these shown above except that the mass flux term is represented by its absolute value.

記号

添字

| | | | | |
|------------|---------------------|--------------------------------------------------------|--------|----------|
| h | = 熱伝達係数, | [kcal/(m ² hr°C)] | b | = バルク水温度 |
| k | = 熱伝導率, | [kcal/(mhr°C)] | DNB | = DNB |
| De | = 等価水力直径, | [m] | f | = フィルム温度 |
| Pr | = プラントル数, | $\left[\frac{Cp\mu}{k} \right]$ | g | = 飽和蒸気 |
| Re | = レイノルズ数, | $\left[\frac{GDe}{\mu} \right]$ | ℓ | = 液 |
| μ | = 粘性係数, | [kg s/m ²] | v | = 加熱蒸気 |
| Cp | = 定圧比熱, | [kcal/(kg°C)] | w | = 壁面 |
| T_{sat} | = 飽和温度, | [°C] | | |
| T | = 温度, | [°C] | | |
| ΔP | = $P_w - P_b$, | [kg/cm ²] | | |
| ΔT | = $T_w - T_{sat}$, | [°C] | | |
| q | = 熱流束, | [kcal/(m ² h)] or [kcal/(m ² s)] | | |
| P | = 圧力, | [kg/cm ²] | | |
| x | = クオリティ, | [-] | | |
| ρ | = 密度, | [kg/m ³] | | |
| G | = 質量流量, | [kg/m ² s] | | |
| g_c | = 重力加速度, | [m/s ²] | | |
| σ | = 表面張力, | [kg/m] | | |
| A_{flow} | = 流路面積, | [m ²] | | |
| A_{slab} | = 加熱面積, | [m ²] | | |
| β | = 膨張率, | [1/°C] | | |

3.9 主要な物性値

(1) 密度

燃料芯材密度^{(7), (8)}及び被覆材密度^{(6), (9)}は次の値を用いた。

$$\rho_{U_3Si_2-Al} = 5.86 \times 10^3 \text{ [kg / m}^3\text{]}$$

$$\rho_{Al} = 2.70 \times 10^3 \text{ [kg / m}^3\text{]}$$

(2) 熱伝導率

燃料芯材の熱伝導率は以下の値^{(7), (8)}を用いた。

$$k = 60.8 \text{ [kcal/(hr m }^\circ\text{C)]}$$

被覆材の熱伝導率^{(6), (9)}は、Table 3.9.1に示す値を用いた。

Table 3.9.1 Thermal conductivity of cladding

| Temperature [°C] | Thermal conductivity [kcal/h m °C] |
|---------------------|---------------------------------------|
| 20.0 | 112.0 |
| 100.0 | 122.0 |
| 300.0 | 149.0 |

(3) 容積比熱

燃料芯材の容積比熱^{(7), (8), (10)}は、Table 3.9.2に示す値を用いた。

Table 3.9.2 Volumetric heat capacity of fuel meat

| Temperature [°C] | Volumetric heat capacity (U ₃ Si ₂ -Al) [kcal/m ³ °C] |
|---------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------|
| 10.0 | 552.9 |
| 100.0 | 578.5 |
| 300.0 | 635.5 |
| 600.0 | 721.1 |

(4) 被覆材の容積比熱^{(6), (9)}は、Table 3.9.3に示す値を用いた。

Table 3.9.3 Volumetric heat capacity of cladding

| Temperature [°C] | Volumetric heat capacity [kcal/m ³ °C] |
|---------------------|------------------------------------------------------|
| 20.0 | 594.0 |
| 100.0 | 621.0 |
| 300.0 | 675.0 |

4. 安全評価のための想定事象

本解析で想定する事象は、運転時に合理的に考えられる機器の単一故障または誤動作もしくは運転員の単一誤操作などによって、原子炉の通常運転を超えるような反応度外乱が炉心に加えられるような事象である。

Table 4.1.1に本原子炉施設において想定し得る事象のうち炉心内の反応度の異常な変化に関する事象を示すとともに、その選定理由を示す。本原子炉施設において反応度投入事象として想定し得る事象をあげると次のようになる。

JRR-4で選定した事象

炉心内の反応度または出力分布の異常による過渡変化

- ・ 起動時における制御棒の異常な引抜き
- ・ 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- ・ 実験物等による反応度付加
- ・ 冷水導入による反応度付加

これらの事象は、その発生要因の類似性や類似した事象の中から結果が最も過酷になるもので代表するという観点から上記の4事象に集約することができる。なお、事故としては、「気送照射設備の破損による反応度の異常な付加」が想定されるが、その場合の炉心に付加される反応度が「実験物等による反応度付加」に包含されるため、解析対象から除外することとした。

以下、選定事象の発生原因、防止対策等について述べる。

4.1 起動時における制御棒の異常な引抜き

この過渡変化は、発生防止のための対策を講じているにもかかわらず起動時に制御棒が連続して引き抜かれることにより、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇し、炉心各部の温度が上昇する現象として考える。このような過渡変化の原因としては、制御棒駆動装置を操作する回路（制御設備）または制御棒駆動装置の誤動作、若しくは運転員の誤操作が考えられる。

制御棒の異常な連続的引抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、安全系によるスクラムにより原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できるようにしている。

この過渡変化の発生防止または万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するための対策を講じている。つまり、制御棒の引抜きインターロック回路を設け、粗調整安全棒は2本同時に引抜きができないようにしている。また、粗調整安全棒の引抜き速度は1 mm/sceであり、粗調整安全棒を1本引き抜いた場合の反応度付加率を1.5% $\Delta k/k/min$ 以上にならないようにしている。微調整棒の引抜き速度は、10 mm/secであるが、その反応度付加率が1.5% $\Delta k/k/min$ 以上にならないようにしている。低出力からの出力急上昇を防止するために、「ペリオド減少」によるスクラム、また、安全系による「中性子束上昇（高設定）」のスクラム回路を設け、これらの信号により原子炉を自動的に停止するようにしている。さらに、起動時のインターロック回路を設け、インターロック条件を満足していなければ起動できないようにする。

以上の想定、防止対策に基づき、安全評価のためのベースケースの解析条件を次のようにする。

- (1) 過渡変化の初期状態として原子炉は臨界状態にあるものとし、原子炉出力の初期値は中性子源レベルの5mWとする。原子炉の初期出力は、JRR-4の起動条件（3cps以上）に相当する出力レベルとして10cpsとし、それに相当する出力として5mW（10Wで

20000cps) とした。

- (2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水流量は定格流量の $8\text{m}^3/\text{min}$ 、原子炉入口温度は 40°C とする。
- (3) 反応度付加率は、微調整棒1本が炉心から連続的に引き抜かれるものとし、その反応度を $0.025\%\Delta\text{k}/\text{k}/\text{s}$ ($1.5\%\Delta\text{k}/\text{k}/\text{min}$)とする。
- (4) 原子炉は、安全系の「中性子束上昇（高設定）」の 3.85MW でスクラムするものとする。

4.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

この過渡変化は、発生防止のための対策を講じているにもかかわらず出力運転中に制御棒が連続して引き抜かれることにより、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇し、炉心各部の温度が上昇する現象として考える。このような過渡変化の原因としては、制御棒駆動装置を操作する回路（制御設備）または制御棒駆動装置の誤動作、若しくは運転員の誤操作が考えられる。

制御棒の異常な連続的引抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、安全系によるスクラムにより原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できるようにしている。

この過渡変化の発生防止または万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するための対策を講じている。つまり、制御棒の引抜きインターロック回路を設け、粗調整安全棒は2本同時に引抜きができないようにしている。また、粗調整安全棒の引抜き速度は $1\text{ mm}/\text{sec}$ であり、粗調整安全棒を1本引き抜いた場合の反応度付加率を $1.5\%\Delta\text{k}/\text{k}/\text{min}$ 以上にならないようにしている。微調整棒の引抜き速度は、 $10\text{ mm}/\text{sec}$ であるが、その反応度付加率が $1.5\%\Delta\text{k}/\text{k}/\text{min}$ 以上にならないようにしている。定格出力からの出力急上昇を防止するために、「ペリオド減少」によるスクラム、また、安全系による「中性子束上昇（高設定）」のスクラム回路を設け、これらの信号により原子炉を自動的に停止するようにしている。

以上の想定、防止対策に基づき、安全評価のためのベースケースの解析条件を次のようにする。

- (1) 過渡変化の初期状態として、燃料温度及び1次冷却材温度は原子炉出力が 3.5MW の熱的平衡状態の温度とする。炉心内の冷却材流速は強制循環冷却運転時の約 $1.42\text{m}/\text{s}$ とする。
- (2) 反応度付加率は、粗調整安全棒1本が炉心から連続的に引き抜かれるものとし、その反応度を $0.025\%\Delta\text{k}/\text{k}/\text{s}$ ($1.5\%\Delta\text{k}/\text{k}/\text{min}$)とする。
- (3) 原子炉は、安全系の「中性子束上昇（高設定）」の 3.85MW でスクラムするものとする。

4.3 実験物等による反応度付加

この過渡変化は、発生防止のための対策を講じているにもかかわらず、定格出力運転中に誤って反応度の過大な照射試料を照射筒内で急速に移動することによって、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する場合を想定する。

原子炉出力が上昇しても、安全系によるスクラムにより原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できるようにしている。

この過渡変化の発生防止または万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するための対策を講じている。つまり、炉心内に挿入する照射試料は、種類、形状、最大挿入量及び付加反応度を十分に管理するようにしている。原子炉運転中に、照射筒で挿入・取出しを行う照射試料の反応度は $0.4\%\Delta\text{k}/\text{k}$ を、気送管で挿入・取出しを行う照射試料の反応度は $0.1\%\Delta\text{k}/\text{k}$ をそれぞれ越えないようにしている。さらに、照射筒で挿入・取出しを行う照射試料の挿入・取出し速度は、 $3\text{cm}/\text{sec}$ (60cm を20秒で移動) 以上にならないようにしてい

る。定格出力からの出力急上昇を防止するために、「ペリオド減少」によるスクラム、また、安全系による「中性子束上昇（高設定）」のスクラム回路を設け、これらの信号により原子炉を自動的に停止するようにしている。

以上の想定、防止対策に基づき、安全評価のためのベースケースの解析条件を次のようにする。

- (1) 過渡変化の初期状態として、燃料温度及び1次冷却材温度は原子炉出力が3.5MWの熱的平衡状態の温度とする。炉心内の冷却材流速は強制循環冷却運転時の約1.42m/sとする。
- (2) 気送管で照射試料が移動したとし、その場合の付加反応度を気送管での最大反応度の2倍の0.2% $\Delta k/k$ (step)とする。
- (3) 原子炉は、安全系の「中性子束上昇（高設定）」の3.85MWでスクラムするものとする。

4.4 冷水導入による反応度付加

この過渡変化は、発生防止のための対策を講じているにもかかわらず、原子炉の自然循環冷却運転中に停止中の1次冷却系の主循環ポンプ3台を誤起動して、1次冷却材の温度低下を招き、原子炉に正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する場合を想定する。

原子炉出力が上昇しても、安全系によるスクラムにより原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できるようにしている。

この過渡変化の発生防止のため、また万一発生し、中性子束が増加し続けた場合に備えた対策を講じている。つまり、自然循環冷却運転時には、1次冷却系の主循環ポンプが誤起動しないようインターロックを作動させる。対数出力系に「ペリオド減少」、安全系に「中性子束上昇（低設定）」のスクラム回路を設け、これらの信号により原子炉を自動的に停止するようにしている。

以上の想定、防止対策に基づき、安全評価のためのベースケースの解析条件を次のようにする。

- (1) 過渡変化初期の原子炉出力を0.20 MWとする。
- (2) 1次冷却材炉心入口温度を40℃とする。
- (3) 1次冷却系主循環ポンプの起動インターロックにもかかわらず、主循環ポンプ3台が誤起動し、炉心入口冷却材温度がステップ状に10℃下がる⁽¹¹⁾ものとする。
- (4) 冷水導入による温度差によって付加される正の反応度は、クリーン炉心から14%燃焼平衡炉心までの減速材温度効果によるフィードバック反応度のうち絶対値の大きい値を用いて評価し、0.27% $\Delta k/k$ (step)とする。
- (5) 原子炉は、安全系の「中性子束上昇（低設定）」の0.22 MWでスクラムするものとする。

Table 4.1.1 Selection of the events which must be analyzed for the safety evaluation of JRR-4
(Reactivity initiated events)

| 設備名 | 異常事象 | 種別 | 起因事象 | 評価すべき事象 | 評価すべき事象選定の理由 |
|------|--------------------------|------|----------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------|
| 制御設備 | 炉心内の反応度の異常な変化 (起動時) | 異常過渡 | ①粗調整安全棒1本の連続引き抜き時、制御棒操作回路故障等による引き抜き | ②微調整棒1本の連続引き抜き時、制御棒操作回路故障等による引き抜き (起動時における制御棒の異常な引き抜き) | ①と②では、②の方が炉心への反応度付加率が大きいので炉心への影響が大きい。 なお、解析では反応度付加率を実際の約2倍の1.5%Δk/k/minとしている。 |
| | | | ②微調整棒1本の連続引き抜き時、制御棒操作回路故障等による引き抜き | | |
| 制御設備 | 炉心内の反応度の異常な変化 (出力運転時) | 異常過渡 | ①粗調整安全棒1本の連続引き抜き時、制御棒操作回路故障等による引き抜き | ①粗調整安全棒1本の連続引き抜き時、制御棒操作回路故障等による引き抜き (出力運転中における制御棒の異常な引き抜き) | ①と②では、②の方が炉心への反応度付加率が大きいので、①の方が炉心への影響が大きい。 |
| | | | ②微調整棒1本の連続引き抜き時、制御棒操作回路故障等による引き抜き | | |
| 制御設備 | 炉心内の反応度の異常な変化 (出力運転時) | 異常過渡 | ①気送管における過大な照射試料の移動 | ①気送管における過大な照射試料の移動 (実験物による反応度付加) | ①と②では、①の方がステップで反応度が増えるので、炉心への影響が大きい。 |
| | | | ②照射筒における過大な照射試料の移動 | | |
| 冷却設備 | 炉心内の反応度の異常な変化 (出力運転時) | 異常過渡 | 停止中の1次冷却系主循環ポンプ3台の誤起動 | 停止中の1次冷却系主循環ポンプ3台誤起動 (冷水導入による反応度付加) | このケース以外には炉心への冷水導入は考えられない。 |
| | | | 炉心入口温度が急激に低下する。(ステップ中に10°C低下、0.27%Δk/kステップ状の反応度印加) | | |

1) 動特性解析により、運転中にステップ状に印加する反応度の制限値を0.06%Δk/kとした。このため、照射試料に関する反応度の制限値の2倍としては、0.12%Δk/kとなるが、動特性解析における反応度外乱に対する応答解析では、0.1%Δk/kを使用している。このため、反応度投入事象の解析では、その2倍の0.2%Δk/kを引続き使用するものとした。

2) 本報告書における「実験物による反応度付加」付加反応度パラメータ解析結果に基づき、照射筒において最大約0.4%Δk/kまでの反応度であればステップ状に印加されたことと仮定しても運転時の異常な過渡変化時の安全性を判断する基準である「最小DNBR1.5以上」を満足することが確認されたこと、合計でも0.5%Δk/kもの反応度値を持つ照射試料を炉心に装荷することは通常の利用運転では考えられないことから、炉心に装荷する試料の反応度の制限値として0.4%Δk/kとすることとした。

5. 反応度投入事象の解析

5.1 起動時における制御棒の異常な引抜き

解析したケースは、ベースケース（定格流量）及び自然循環冷却時にいて冷却材流速をパラメータとした3ケース、定格流量時において初期出力をパラメータとした6ケース、自然循環冷却時において初期出力をパラメータとした2ケースである。

5.1.1 ベースケース

解析結果をTable 5.1.1に示す。また、Fig.5.1.1～Fig.5.1.6に解析により得た原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化を示す。原子炉出力は、制御棒の連続引抜きに伴い上昇を開始し、28.6秒後に3.85MWのスクラム点に達した後、0.1秒間に最大出力4.1MWに達する。その後スクラムにより原子炉出力は、抑制され下降する。燃料芯材温度は28.7秒後に最高113.7℃に達した後、原子炉出力の低下とともに急速に低下する。燃料板表面最高温度は111.9℃であり、最小DNBRは2.99である。また、1次冷却水最高温度は53.6℃である。この過渡変化中の反応度の変化は、27.6秒後に0.957\$に達した後、スクラム反応度によって負の反応度が付加され、原子炉出力は抑制される。フィードバック反応度は、減速材温度効果によるものが最大で-10.8¢（28.8秒後）、ドップラー効果によるものが-6.3¢（28.7秒後）、それらを合わせたものの最大が-16.8¢（28.7秒後）である。スクラムによる負の反応度は、スクラム遅れ時間0.1秒があるため28.7秒から付加され、28.9秒後（スクラム開始後0.2秒）では、-75.6¢の反応度が付加された状態となっている。この時点で、フィードバック反応度はスクラム反応度の22%に達し、スクラム開始直後では原子炉の出力抑制に寄与しているが、最終的にはスクラム反応度（-3.60\$）により原子炉出力は抑制される。

Table 5.1.1 Analysis results of uncontrolled control rod withdrawal from zero power

| | Scram set point (MW) | Time at scram (sec) | Maximum power (MW) | Time at Maximum power (sec) | Maximum coolant temperature (°C) | Maximum fuel surface temperature (°C) | Maximum fuel meat temperature (°C) | Minimum DNBR (-) |
|---------------------------------------------|----------------------------|---------------------------|--------------------------|--------------------------------------|-------------------------------------------|------------------------------------------------|---------------------------------------------|------------------------|
| Rated flow Base case (RS00MC01) | 3.85 | 28.55 | 4.114 | 28.65 | 53.6 | 111.9 | 113.7 | 2.99 |
| Natural convection 0.01m/s (RN00MC01) | 0.22 | 27.49 | 0.358 | 27.62 | 40.8at 40 sec, still increasing | 51.2 | 51.2 | 20.15 |
| Natural convection 0.10m/s (RN00MC02) | 0.22 | 27.50 | 0.357 | 27.62 | 41.2 | 50.1 | 50.2 | 33.25 |
| Natural convection 0.20m/s (RN00MC03) | 0.22 | 27.50 | 0.357 | 27.62 | 40.9 | 49.2 | 49.2 | 36.17 |

5.1.2 自然循環冷却運転の起動時における制御棒の異常な引抜き

JRR-4には自然循環冷却運転モードがあり、その場合の定格出力は0.20 MW、スクラム設定点は安全系「中性子束上昇（低設定）」の0.22 MWである。ここでは、自然循環冷却運転の起動時における制御棒の異常な引抜きについて、初期の冷却材流速をパラメータ（0.01～0.2m/s）として解析した。

解析結果をTable 5.1.1に示す。また、解析により得た原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化をFig.5.1.7～Fig.5.1.12（冷却材流速0.01m/s）、Fig.5.1.13～Fig.5.1.18（冷却材流速0.1m/s）及びFig.5.1.19～Fig.5.1.24（冷却材流速0.2m/s）に示す。Table 5.1.1から明らかなように流速が0.01m/sの場合が、解析した範囲内で最も厳しい結果を与える。しかし、自然循

環冷却運転時には、前述のようにスクラム設定点が0.22 MWであるために、最大出力はいずれのケースもベースケースに比べ低く、最大出力は冷却材流速の変化によってもほとんど変化しない。解析結果が最も厳しい冷却材流速0.01m/sの場合でも、燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度はともに51.2°C、最小DNBRは20.15である。また、1次冷却水最高温度は、本ケースでは解析を終了した40秒後の時点でまだ上昇しており、本解析結果からは明らかではないが、自然循環冷却時の他の2ケースの解析結果から類推して、ベースケースの53.6°Cを上回ることはないものと考えられる。

5.1.3 自然循環冷却運転のDNB熱流束に関する検討

冷却材流速をパラメータとした解析結果から、前述のように最大出力はほとんど変化が見られないことが明らかとなった、しかし、Fig.5.1.25及びTable 5.1.2に示すように燃料板表面熱流束は、冷却材流速が増加するに従って大きくなる。Fig.5.1.26はFig.5.1.25の時間軸を拡大し、出力の変化も合わせて示したものである。Fig.5.1.26から出力の最大値がわずかに異なるものの、出力の変化はほぼ同じであり、過渡変化中の燃料の発熱量もほぼ同一となること、熱流束の最大値は、いずれも出力の最大値よりも遅れて現れ、さらに、流速が遅いほど、わずかではある熱流束が最大となる点が後ろにずれていることなどがわかる。また、Table 5.1.2に示すように冷却材流速が異なることにより、燃料板表面での熱伝達係数は、流速が遅いほど小さい。このため、流速が速い場合には燃料表面での熱伝達係数が大きいために発生した熱が早く外に出ていく（熱流束が大きい）が、流速が遅い場合には、発生した熱が燃料板の中に蓄積され徐々に外に出ていく（熱流束が小さい）という現象が生じる。一方、DNB熱流束は、冷却材流速の増加に伴って大きくなり、その割合が表面熱流束の増加に比べ大きいため、DNBRは増加する。これらの検討結果から、初期の冷却材流速が低いほど、DNBRの観点からは厳しいことがわかった。では、冷却材流速が零に近づくほど解析結果が厳しくなるのであろうか。そこで、DNBRの観点から冷却材流速との関係を検討してみた。

Table 5.1.2 Analysis results of uncontrolled control rod withdrawal from zero power
(Natural convection cooling)

| | Fuel surface maximum heat flux (W/m ²) | Fuel surface heat transfer coefficient (W/m ² K) | DNB heat flux (W/m ²) | Minimum DNBR (-) |
|---------------------------------------------|----------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------|--------------------------------------|------------------------|
| Natural convection 0.01m/s (RN00MC01) | 5.225 x 10 ³ | 4.750 x 10 ² | 1.053 x 10 ⁵ | 20.15 |
| Natural convection 0.10m/s (RN00MC02) | 9.862 x 10 ³ | 1.005 x 10 ³ | 3.279 x 10 ⁵ | 33.25 |
| Natural convection 0.20m/s (RN00MC03) | 1.384 x 10 ⁴ | 1.583 x 10 ³ | 5.008 x 10 ⁵ | 36.17 |

Fig.5.1.27及びFig.5.1.28にJRR-4の解析で使ったDNB熱流束相関式を示す。Fig.5.1.27は横軸に無次元質量流量 G^* 、縦軸に無次元DNB熱流束 q_{DNB}^* をとり、JRR-4の炉心入口圧力1.84 kg/cm²、炉心入口温度40°Cの条件下で求めたDNB熱流束である。上昇流の場合は、 $q_{DNB,1}^*$ が $q_{DNB,3}^*$ を下回る G^* の範囲ではDNB熱流束は $q_{DNB,3}^*$ で表わされ、 $q_{DNB,1}^*$ が $q_{DNB,3}^*$ を上回る G^* の範囲ではDNB熱流束は $q_{DNB,1}^*$ で表わされる。一方、下向流の場合は、 $q_{DNB,2}^*$ が $q_{DNB,3}^*$ を下回る G^* の範囲ではDNB熱流束は $q_{DNB,3}^*$ で表わされ、 $q_{DNB,2}^*$ が $q_{DNB,3}^*$ を上回る G^* の範囲ではDNB熱流束は $q_{DNB,2}^*$ で表わされる。さらに G^* が大きくなり $q_{DNB,2}^*$ が $q_{DNB,1}^*$ を上回る G^* の範囲では上昇流の場合と同様にDNB熱流束は $q_{DNB,1}^*$ で表わされる。このように上昇流及び下向流のDNB熱流束には $q_{DNB,3}^*$ で表わされ、流量によらず一定値となるDNB熱流

束の下限値が存在する。以下にこれらのDNB熱流束相関式を示す。

$$q_{DNB,1}^* = 0.005G^{*0.611} \quad (1)$$

$$q_{DNB,2}^* = \frac{A}{A_H} \frac{\Delta h_{in}}{h_{fg}} G^* \quad (2)$$

$$q_{DNB,3}^* = 0.7 \frac{A}{A_H} \frac{\sqrt{W/\lambda}}{\left\{1 + (\rho_g/\rho_l)^{0.25}\right\}^2} \quad (3)$$

ここで

$$q_{DNB}^* = \frac{q_{DNB}}{h_{fg} \sqrt{\lambda g \rho_g (\rho_l - \rho_g)}}$$

$$G^* = \frac{G}{\sqrt{\lambda g \rho_g (\rho_l - \rho_g)}}$$

| | | |
|------------------------------------------------------|-------------------|---------------|
| A | : 流路面積 | (m^2) |
| A_H | : 加熱面積 | (m^2) |
| g | : 重力加速度 | (m/s^2) |
| G | : 質量流量 | (kg/m^2s) |
| G^* | : 無次元質量流量 | (-) |
| Δh_{in} | : 流路入口サブクールエンタルピー | (kJ/kg) |
| h_{fg} | : 蒸発潜熱 | (kJ/kg) |
| q_{DNB}^* | : DNB熱流束 | (kW/m^2) |
| q_{DNB}^* | : 無次元DNB熱流束 | (-) |
| W | : 流路幅 | (m) |
| ρ_l | : 冷却材密度 | (kg/m^3) |
| ρ_g | : 蒸気密度 | (kg/m^3) |
| $\lambda = \sqrt{\frac{\sigma}{(\rho_l - \rho_g)g}}$ | | (m) |
| σ | : 表面張力 | (N/m) |

Fig.5.1.28はFig.5.1.27で示したものと同一DNB熱流束を、横軸に冷却材流速、縦軸にDNB熱流束をとり示したものである。

自然循環冷却運転時には、炉心内の冷却材の流れは上昇流であるので、ここではFig.5.1.28から $q_{DNB,3}$ と $q_{DNB,1}$ の関係をみてみる。 $q_{DNB,1}$ は、冷却材流速が1.56cm/sで $q_{DNB,3}$ を上回るようになり、1.56cm/s以下では、DNB熱流束は $q_{DNB,3}$ で一定である。先に示したように、冷却材流速をパラメータとした解析では、冷却材流速が増加するに従って、燃料板表面熱流束が大きくなる。このため、冷却材流速が1.56cm/sまでは、冷却材流速が増加すると、DNBRが低下するという現象が現れる。Fig.5.1.29は、以上の関係を図示したものである。冷却材流速1.56cm/s時の燃料板表面熱流束は、解析により得られたものではなく、冷却材流速0.01m/s及び0.1m/s時の解析結果を基に内挿して求めたものである。DNBRは、冷却材流速1.56cm/s時において最小値19.11となる。

以上、運転時の異常な過渡変化時の判断基準の1つであるDNBRの観点から検討した結果、DNBRは、冷却材流速が低いほど小さくなるのではなく、ある冷却材流速の場合（JRR-4の場合は1.56cm/s）に最小値をとることが明らかとなり、自然循環冷却運転時のDNBRはベースケースを下回ることはない。なお、燃料板温度に関しては、冷却材流速の低下に伴って上昇するが、現実的に考えられる冷却材流速の範囲（0.01m/s以上）では、Table 5.1.1に示したようにベースケースの解析結果を上回るとは考えられない。

5.1.4 初期出力パラメータ解析

(1) 定格流量時

定格流量時における初期出力パラメータ解析では、初期出力以外はベースケースと同一条件の基で解析を実施した。Table 5.1.3に解析結果一覧を示す。また、Fig.5.1.30及びFig.5.1.31に原子炉出力の変化を、Fig.5.1.32に初期出力と最大出力及び最小DNBRの関係を、Fig.5.1.33に初期出力と燃料最高温度、冷却材最高温度及び最大出力の関係をそれぞれ示す。

一般に、起動時における制御棒の異常な引き抜きのような低出力から連続的に炉心に反応度が付加される場合には、初期出力が低いほど厳しい結果（最大出力が大きくなる）を与えるものと考えられている。その理由としては、初期出力が低いほど出力の上昇に時間を要し、スクラム設定値に到達するまでに多くの反応度が炉心に付加されるからである。しかし、これはスクラム設定値が、初期出力に対して比較的低い値に設定されている場合にはあてはまるものの、JRR-4のようにスクラム設定値が、定格出力運転時と同様に初期出力に対して大きな値に設定されている場合にはあてはまらない。

Fig.5.3.30及びFig.5.3.31に示した、初期出力をパラメータとした原子炉出力の変化から明らかのように、いずれのケースにおいても原子炉出力が約1MWを越えたあたりから、フィードバック反応度の効果が現れ、出力の上昇が頭打ちになっている。一方、0.1~1MW付近の原子炉出力の上昇割合（図中での傾き）は、初期出力が低い場合ほど多くの反応度が付加されているため、上昇割合（傾き）が大きい。このために、フィードバック反応度の効果が、初期出力の大きな場合に比べて急激に効いてくる。原子炉の最大出力は、スクラム遅れ時間（0.1秒）があるために、スクラム設定値付近での原子炉出力の上昇割合（傾き）とフィードバック反応度の効き具合によって決まってくる。

Fig.5.1.32に示した初期出力最大出力及び最小DNBRの関係から明らかのように、JRR-4においては、ベースケースとして選定した初期出力5mWの場合に、原子炉出力がほぼ最大となる。一方、最小DNBRは、原子炉出力の最大値によらず、初期出力が大きいほど、小さい結果を与え、初期出力3.5MWの場合に最小値2.79となる。これは、Fig.5.1.33に示すように燃料最高温度及び冷却材最高温度が初期出力の高い場合の方が高く、燃料板表面での熱伝達が良くなり、燃料板表面熱流束が大きくなっていること、また、初期出力が低い場合ほど、発生する熱量そのものが小さい（例えばFig.5.1.30の出力変化を時間で積分した値が小さい）ことによるものと考えられる。

(2) 自然循環冷却時

自然循環冷却時における初期出力パラメータ解析では、冷却材流速0.01m/secの場合をベースケースとし、初期出力以外はベースケースと同一条件の基で解析を実施した。Table 5.1.4及びTable 5.1.5に解析結果一覧を示す。また、Fig.5.1.34及びFig.5.1.35に原子炉出力の変化を、Fig.5.1.36に初期出力と最大出力及び最小DNBRの関係を、Fig.5.1.37に初期出力と燃料最高温度及び最大出力の関係をそれぞれ示す。

自然循環冷却時の起動時における制御棒の異常な引き抜きでは、定格流量時の解析とスクラム設定値が異なり、0.22MWに設定されている。Fig.5.3.34及びFig.5.3.35の初期出力をパラメータとした原子炉出力の変化に示すように、スクラム設定値が低く設定されているために、先に示した定格流量時の解析結果と異なり、原子炉出力が最大となるまでにフィードバック反応度がほとんど効いていない状態となっている。このため、スクラム設定値に達した時点での原子炉出力の上昇割合（傾き）が、初期出力が低い場合の方が多くの反応度が炉心に付加されているため大きく、最大出力が大きくなっている。

Fig.5.1.36に示した初期出力最大出力及び最小DNBRの関係から明らかのように、自然循環冷却時の場合には、解析した範囲内で初期出力が0.5mWの最大0.4MWとなり、初期出力が0.1MWの場合と比べると、最大出力に0.85MWもの差がある。一方、最小DNBRは、原子炉出力の最大値によらず、初期出力が大きいほど、小さい結果を与え、解析した範囲内において初期出力0.1MWの場合に最小値18.88となる。その理由は、先に定格流量時の場

合に述べたものと同様な原因によるものと考えられる。燃料最高温度については、Fig.5.1.37に示すように燃料最高温度は初期出力の高い場合の方が高くなっているが、初期出力0.5mW~0.1Wの間では、その違いは非常に小さい。

Table 5.1.3 Analysis results of uncontrolled control rod withdrawal from zero power
Initial power parameter analysis under forced convection cooling (rated flow rate)

* From analysis results of uncontrolled control rod withdrawal from full power

| Initial power (W) | Scram set point (MW) | Time at scram (sec) | Maximum power (MW) | Time at Maximum power (sec) | Maximum coolant temperature (°C) | Maximum fuel surface temperature (°C) | Maximum fuel meat temperature (°C) | Minimum DNBR (-) |
|----------------------------------|----------------------------|---------------------------|--------------------------|--------------------------------------|-------------------------------------------|------------------------------------------------|---------------------------------------------|------------------------|
| 0.0005 (RS00MC03) | 3.85 | 28.80 | 4.078 | 28.90 | 53.0 | 109.6 | 111.4 | 3.09 |
| 0.001 (RS00MC02) | 3.85 | 28.74 | 4.091 | 28.84 | 53.2 | 110.6 | 112.4 | 3.05 |
| Base case 0.005 (RS00MC01) | 3.85 | 28.55 | 4.114 | 28.65 | 53.6 | 111.9 | 113.7 | 2.99 |
| 0.01 (RS00MC04) | 3.85 | 28.45 | 4.114 | 28.55 | 53.7 | 112.2 | 114.1 | 2.98 |
| 0.1 (RS00MC05) | 3.85 | 28.10 | 4.113 | 28.20 | 53.9 | 113.0 | 114.9 | 2.95 |
| 1 (RS00MC06) | 3.85 | 27.67 | 4.098 | 27.77 | 54.1 | 113.6 | 115.5 | 2.92 |
| 10 (RS00MC07) | 3.85 | 27.13 | 4.076 | 27.23 | 54.3 | 114.1 | 116.0 | 2.90 |
| 3500000 (RS35MC01*) | 3.85 | 2.51 | 3.867 | 2.60 | 55.6 | 117.4 | 119.4 | 2.79 |

Table 5.1.4 Analysis results of uncontrolled control rod withdrawal from zero power
Initial power parameter analysis under natural convection cooling

| Initial power (W) | Scram set point (MW) | Time at scram (sec) | Maximum power (MW) | Time at Maximum power (sec) | Maximum coolant temperature (°C) | Maximum fuel surface temperature (°C) | Maximum fuel meat temperature (°C) | Minimum DNBR (-) |
|----------------------------------|----------------------------|---------------------------|--------------------------|--------------------------------------|-------------------------------------------|------------------------------------------------|---------------------------------------------|------------------------|
| 0.0005 (RN00MC04) | 0.22 | 27.96 | 0.400 | 28.09 | 40.8 at 40 sec, still increasing | 51.1 | 51.2 | 20.23 |
| Base case 0.005 (RN00MC01) | 0.22 | 27.49 | 0.358 | 27.62 | 40.8 at 40 sec, still increasing | 51.2 | 51.2 | 20.15 |
| 0.1 (RN00MC05) | 0.22 | 26.76 | 0.315 | 26.87 | 41.7 at 40 sec, still increasing | 51.9 | 52.0 | 18.88 |

Table 5.1.5 Maximum heat fluxes, heat transfer coefficients and DNBR of uncontrolled control rod withdrawal from zero power (Initial power parameter analysis under natural convection cooling)

| Initial power (W) | Fuel surface maximum heat flux (W/m ²) | Fuel surface heat transfer coefficient (W/m ² K) | Bulk coolant temperature at hot spot (°C) | DNB heat flux (W/m ²) | Minimum DNBR (-) |
|-----------------------------------|----------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------|--------------------------------------|------------------------|
| 0.0005 (RN00MC04) Base case | 5.206×10^3 | 4.748×10^2 | 40.1 | 1.053×10^5 | 20.23 |
| 0.005 (RN00MC01) | 5.225×10^3 | 4.750×10^2 | 40.2 | 1.053×10^5 | 20.15 |
| 0.1 (RN00MC05) | 5.580×10^3 | 4.778×10^2 | 40.3 | 1.053×10^5 | 18.88 |

RS00MC01 0.005W 1.419 m/s 0.00025Δk/k/s

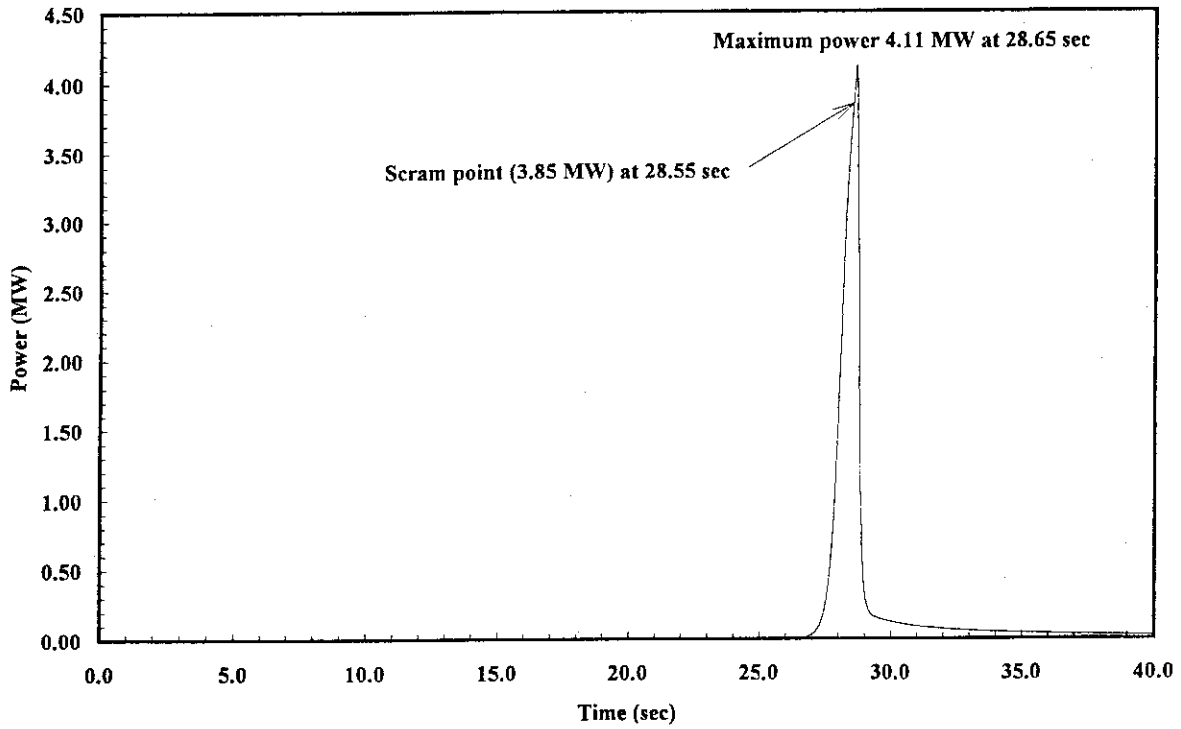


Fig.5.1.1 Transient of Power (Base Case)

RS00MC01 0.005W 1.419 m/s 0.00025Δk/k/s

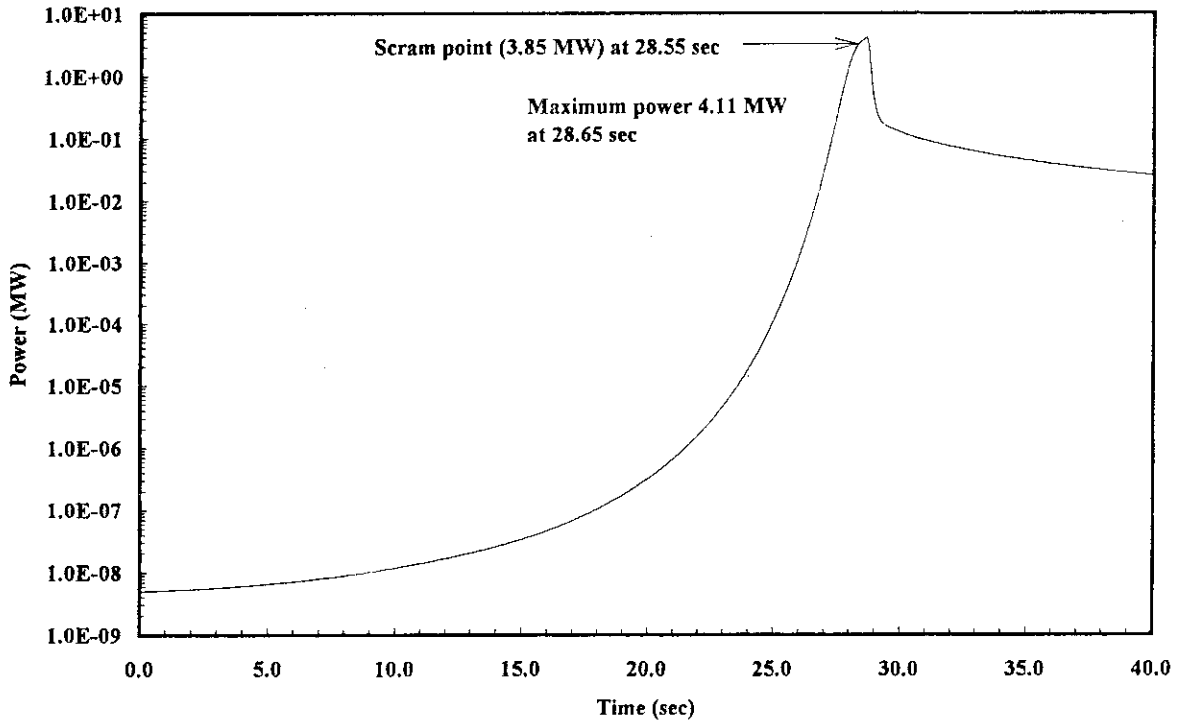


Fig.5.1.2 Transient of Power (Base Case)

RS00MC01 0.005W 1.419 m/s 0.00025 Δ k/k/s

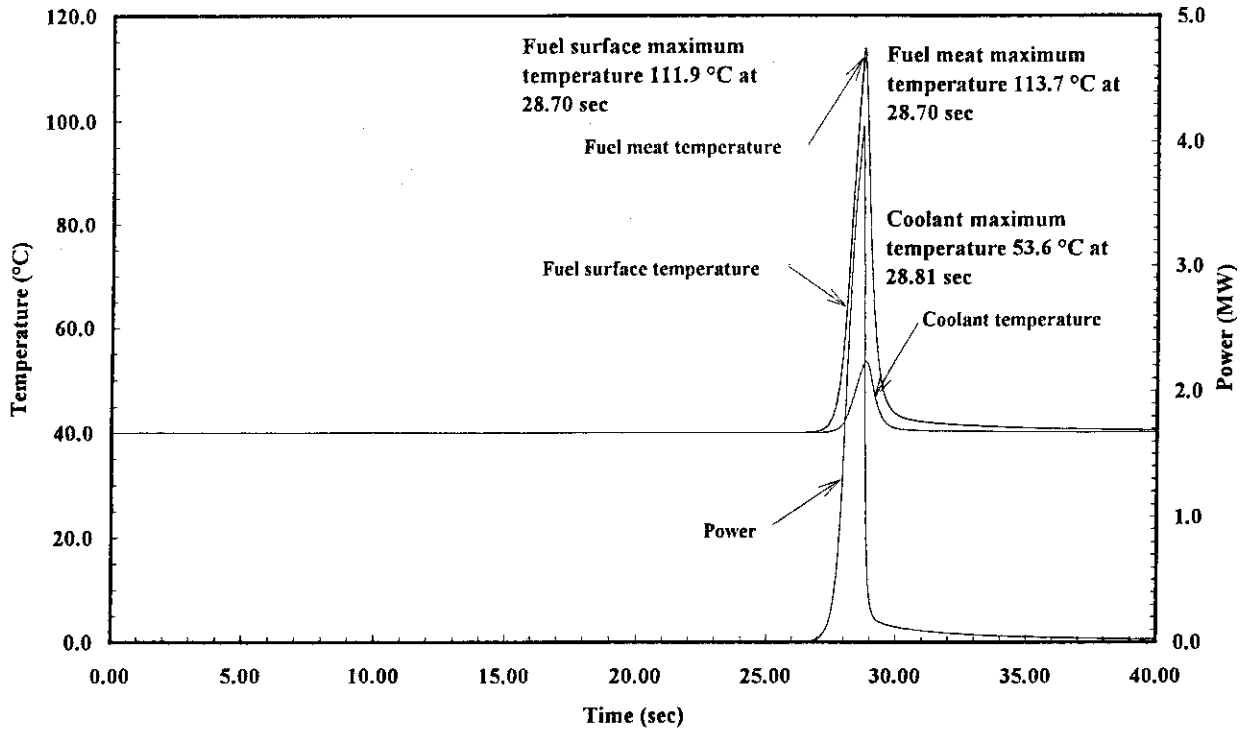


Fig.5.1.3 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power (Base Case)

RS00MC01 0.005W 1.419 m/s 0.00025 Δ k/k/s

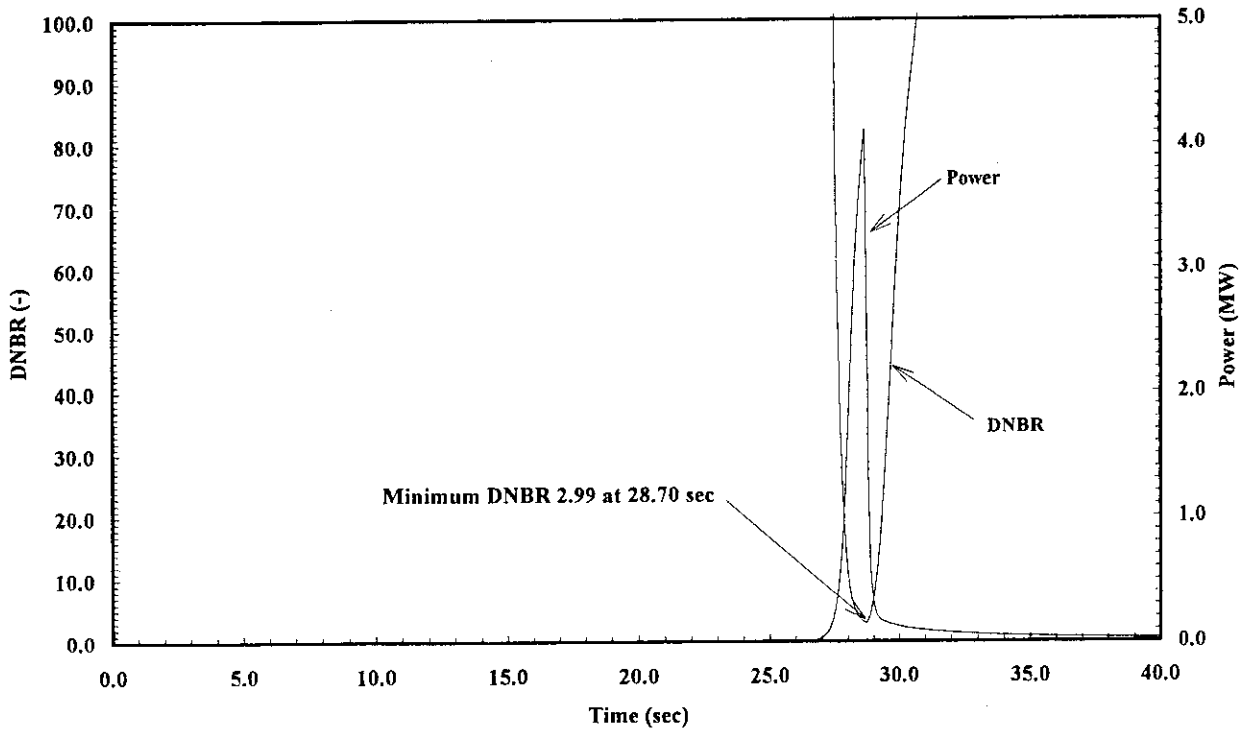


Fig.5.1.4 Transient of DNBR and Power (Base Case)

RS00MC01 0.005W 1.419 m/s 0.00025Δk/k/s

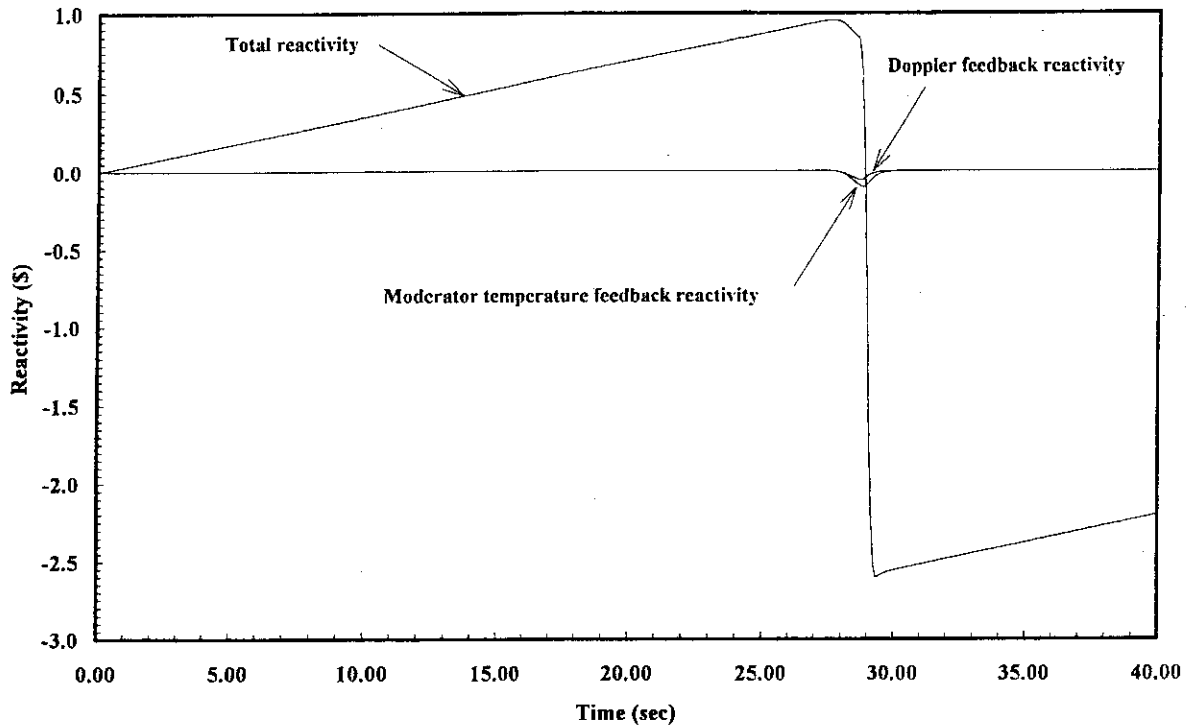


Fig.5.1.5 Total reactivity, Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity (Base Case)

RS00MC01 0.005W 1.419 m/s 0.00025Δk/k/s

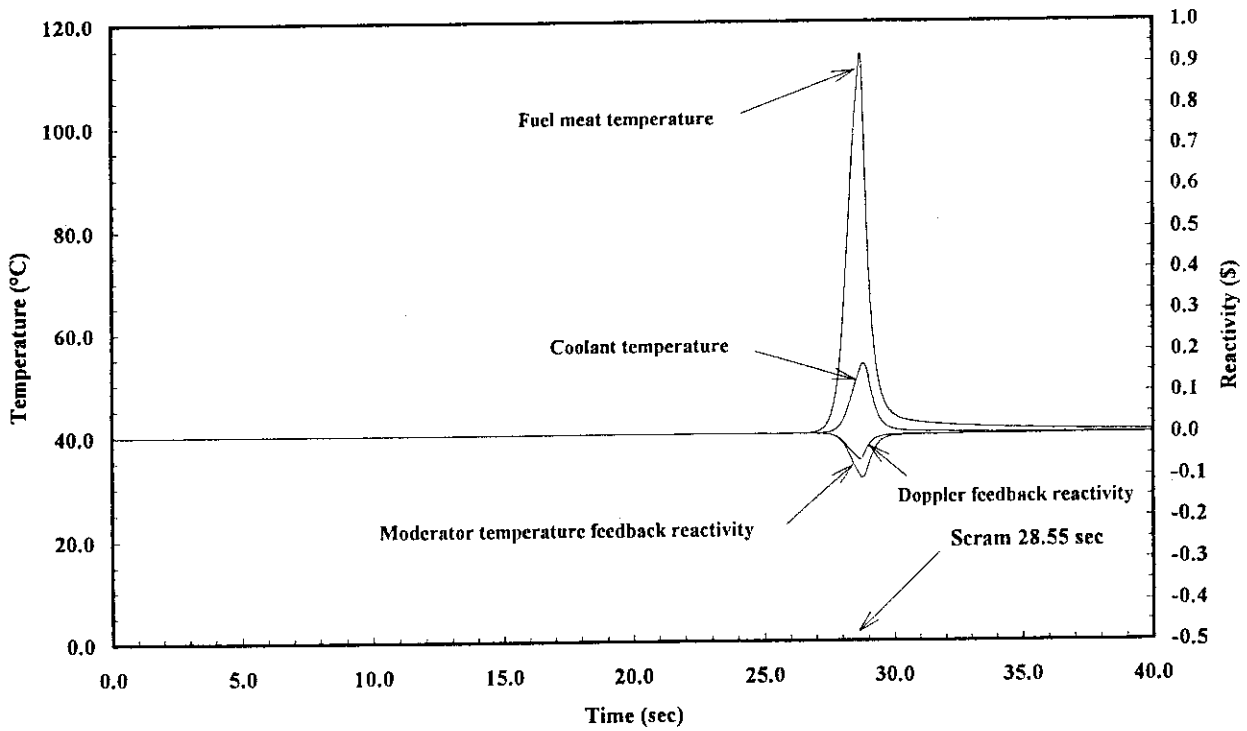


Fig 5.1.6 Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity with Fuel temperature and Coolant temperature (Base Case)

RN00MC01 0.005W 0.01 m/s (Natural convection) 0.00025Δk/k/s

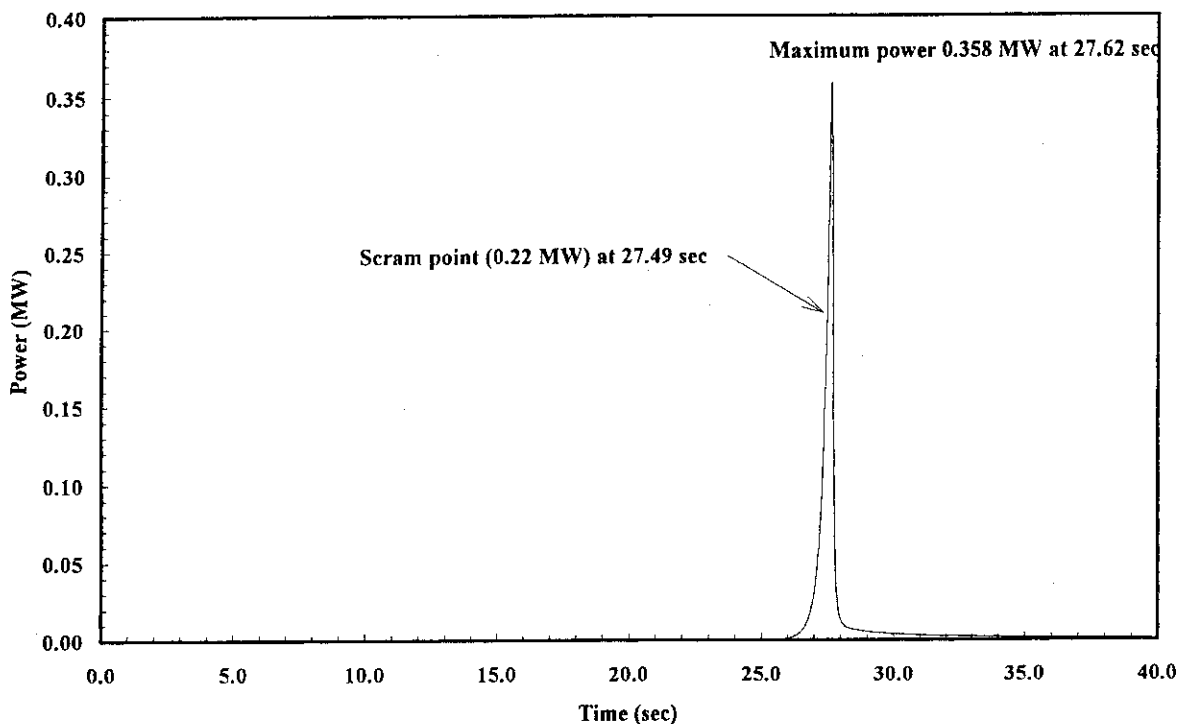


Fig.5.1.7 Transient of Power (Natural convection : 0.01m/s)

RN00MC01 0.005W 0.01 m/s (Natural convection) 0.00025Δk/k/s

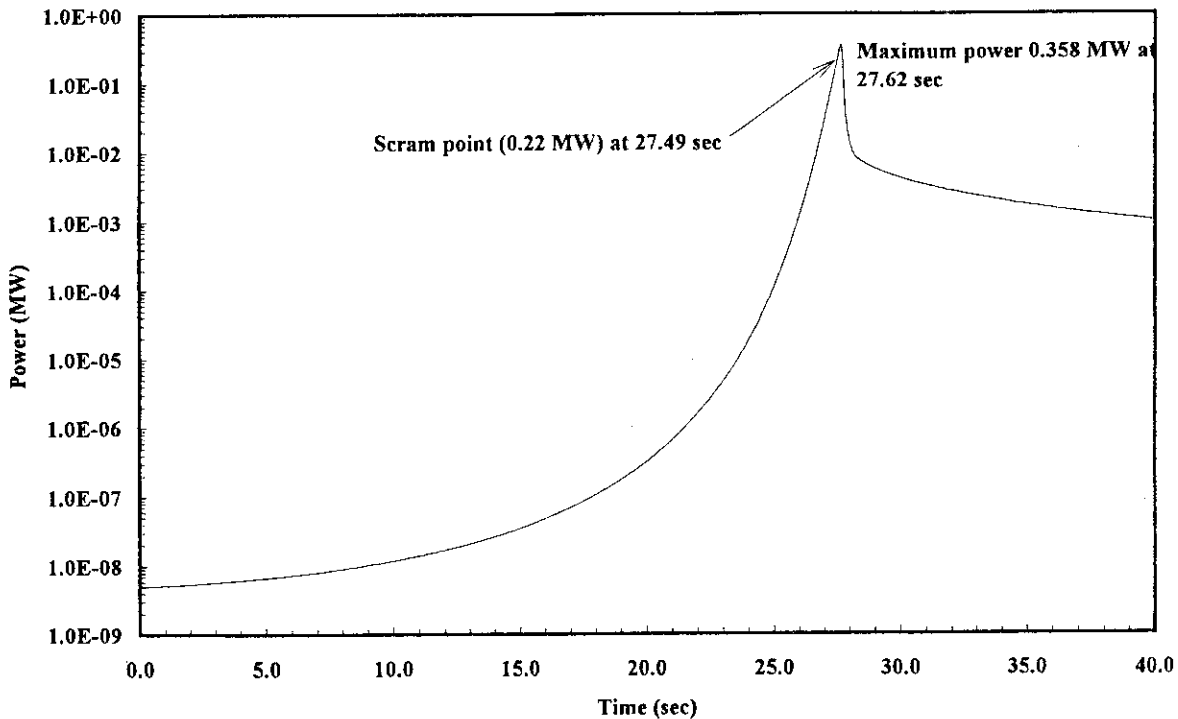


Fig.5.1.8 Transient of Power (Natural convection : 0.01m/s)

RN00MC01 0.005W 0.01 m/s (Natural convection) 0.00025 Δ k/k/s

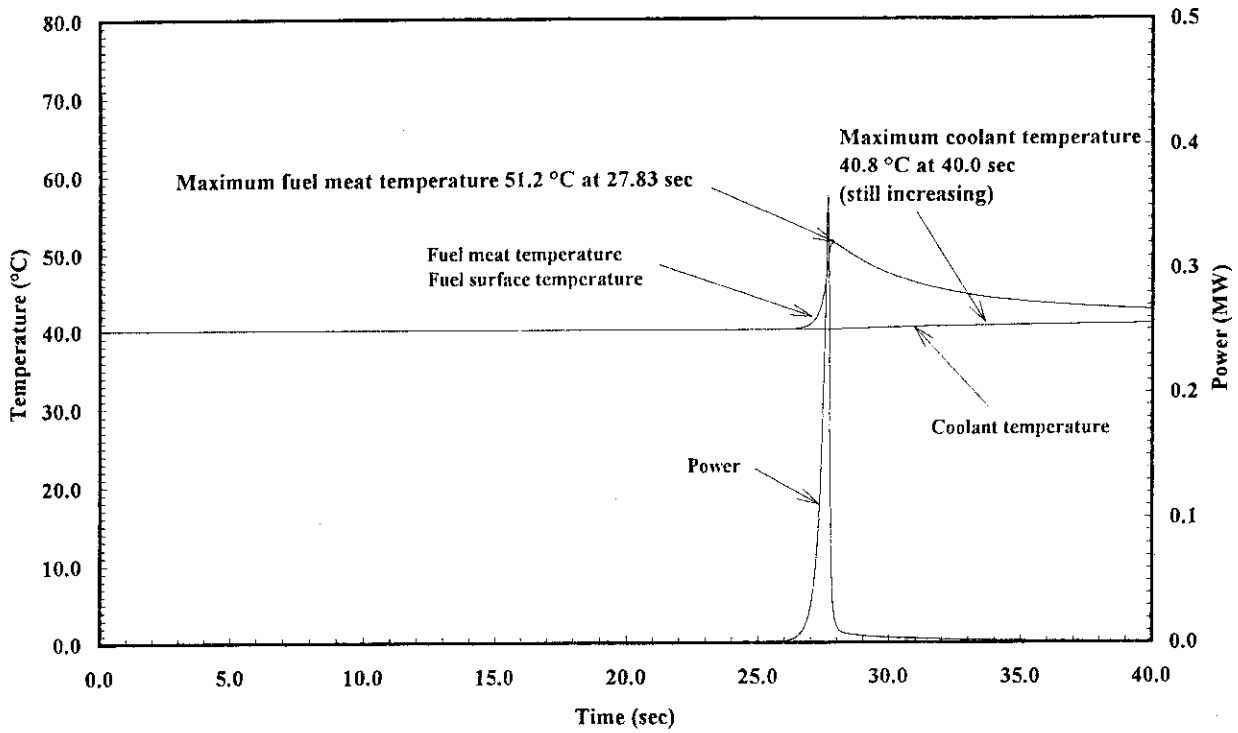


Fig.5.1.9 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power
(Natural convection : 0.01m/s)

RN00MC01 0.005W 0.01 m/s (Natural convection) 0.00025 Δ k/k/s

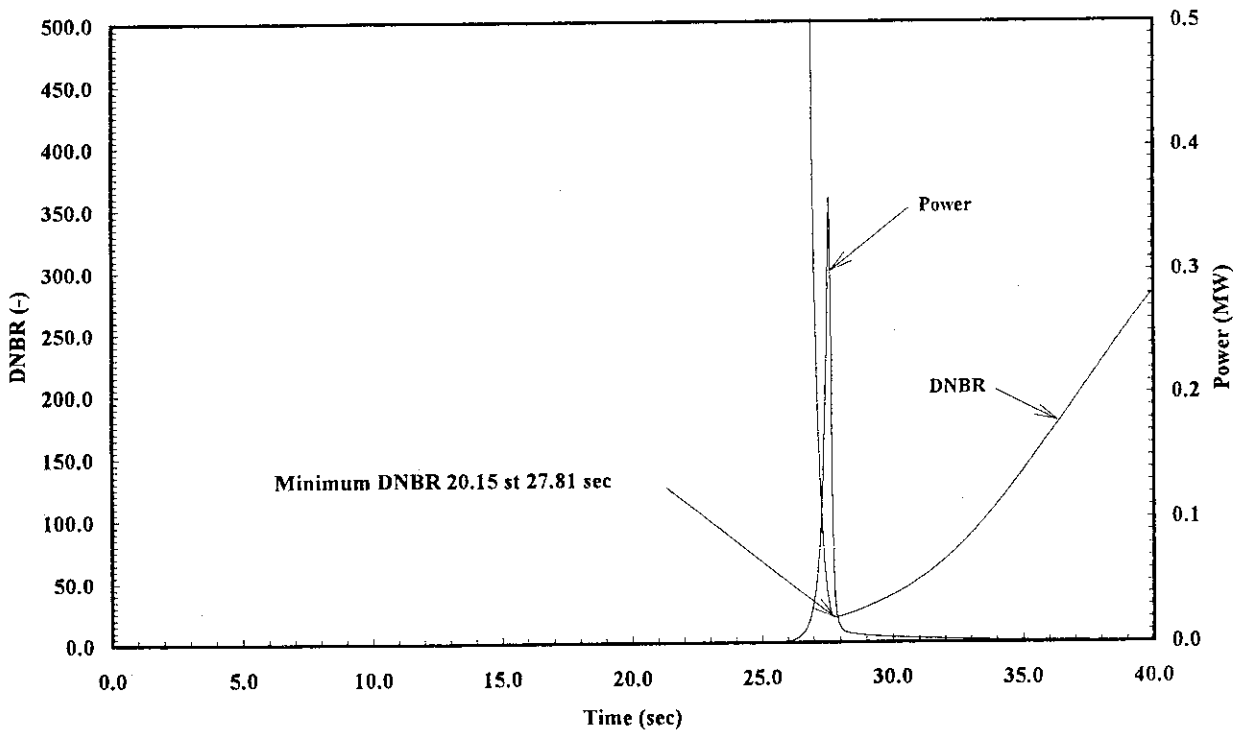


Fig.5.1.10 Transient of DNBR and Power (Natural convection : 0.01m/s)

RN00MC01 0.005W 0.01 m/s (Natural convection) 0.00025 Δ k/k/s

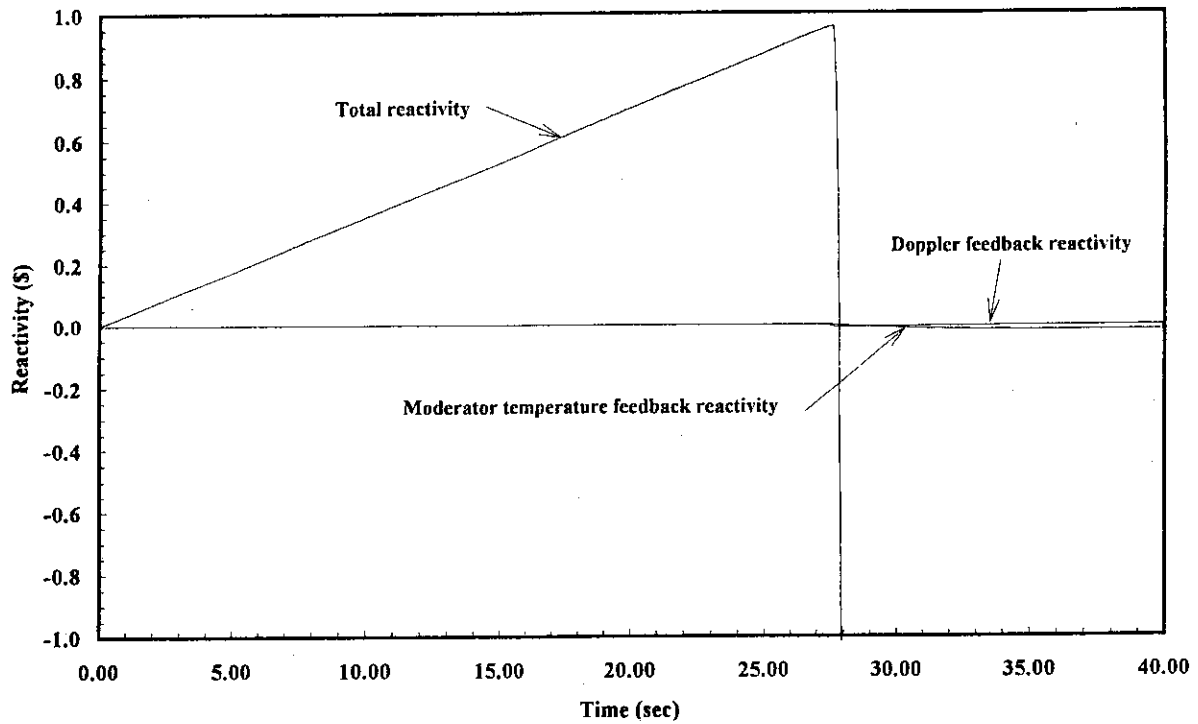


Fig.5.1.11 Total reactivity, Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity (Natural convection : 0.01m/s)

RN00MC01 0.005W 0.01 m/s (Natural convection) 0.00025 Δ k/k/s

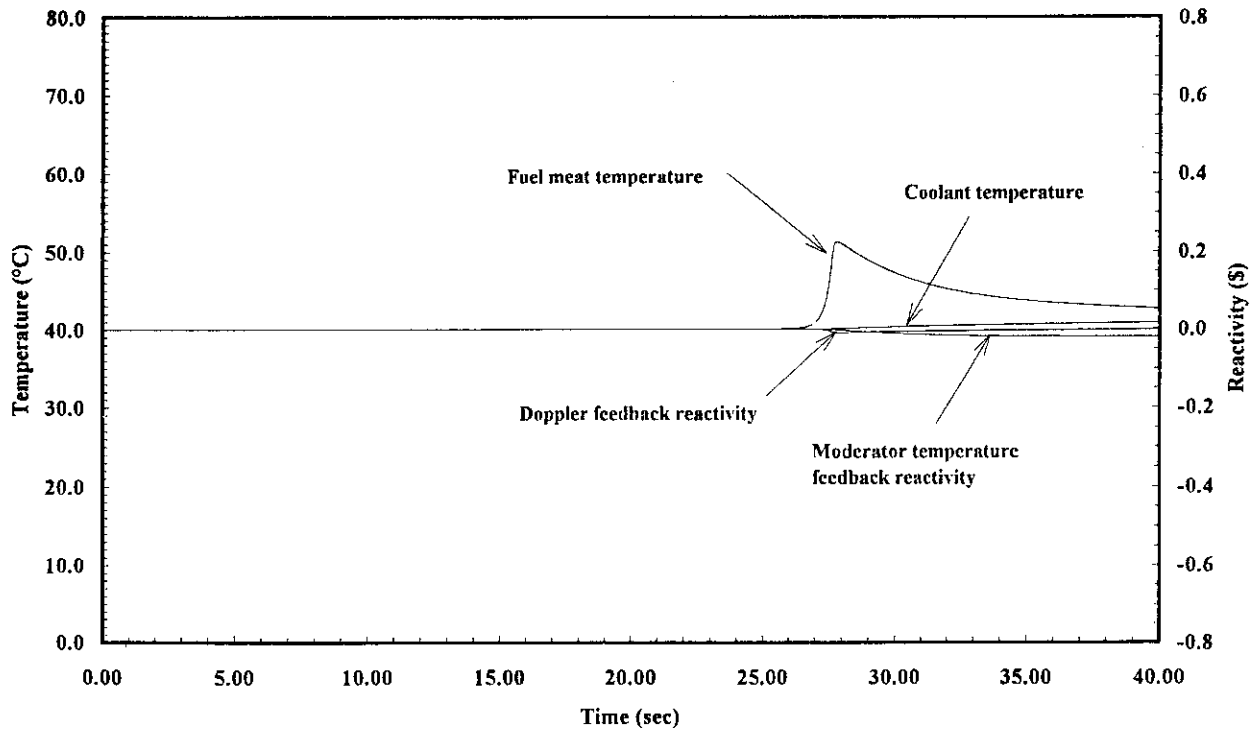


Fig.5.1.12 Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity with Fuel temperature and Coolant temperature (Natural convection : 0.01m/s)

RN00MC02 0.005W 0.10 m/s (Natural convection) 0.00025Δk/k/s

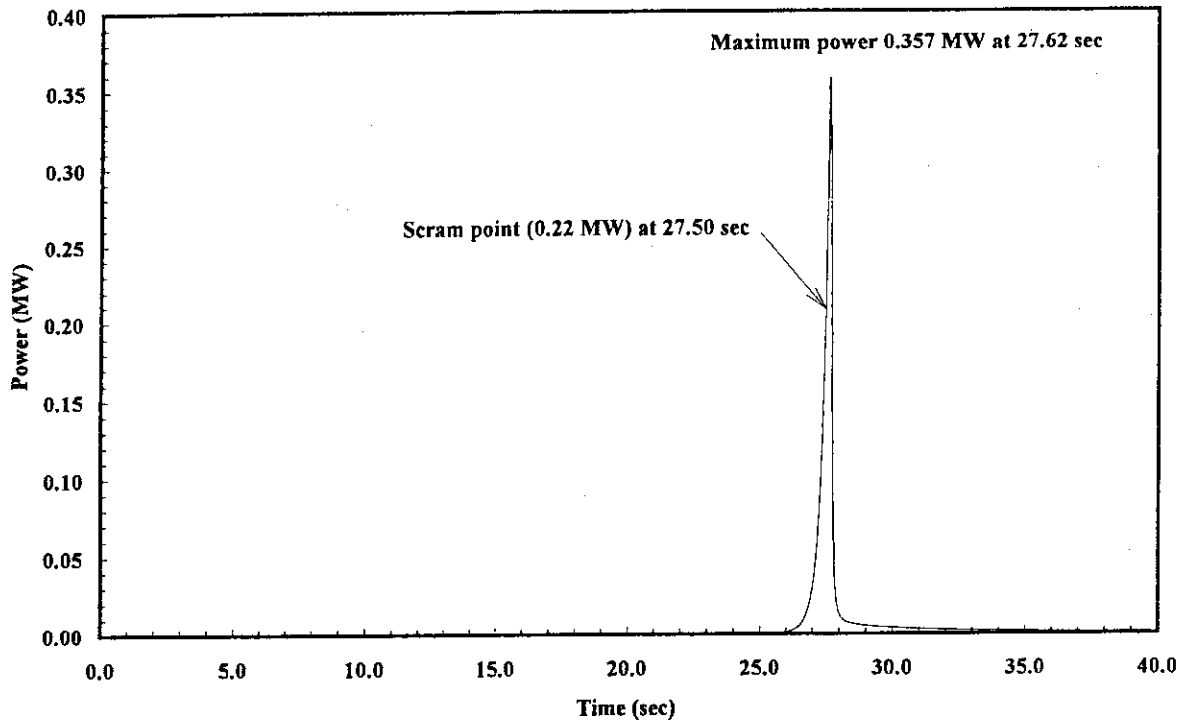


Fig.5.1.13 Transient of Power (Natural convection : 0.1m/s)

RN00MC02 0.005W 0.10 m/s (Natural convection) 0.00025Δk/k/s

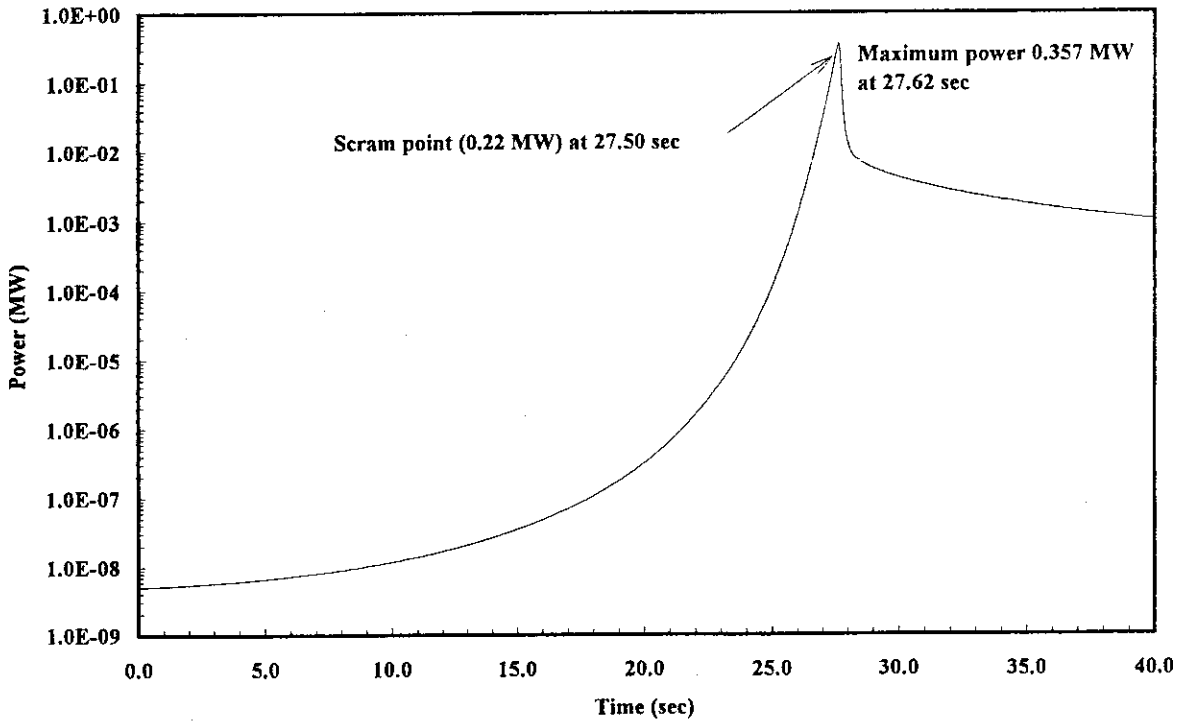


Fig.5.1.14 Transient of Power (Natural convection : 0.1m/s)

RN00MC02 0.005W 0.10 m/s (Natural convection) 0.00025Δk/k/s

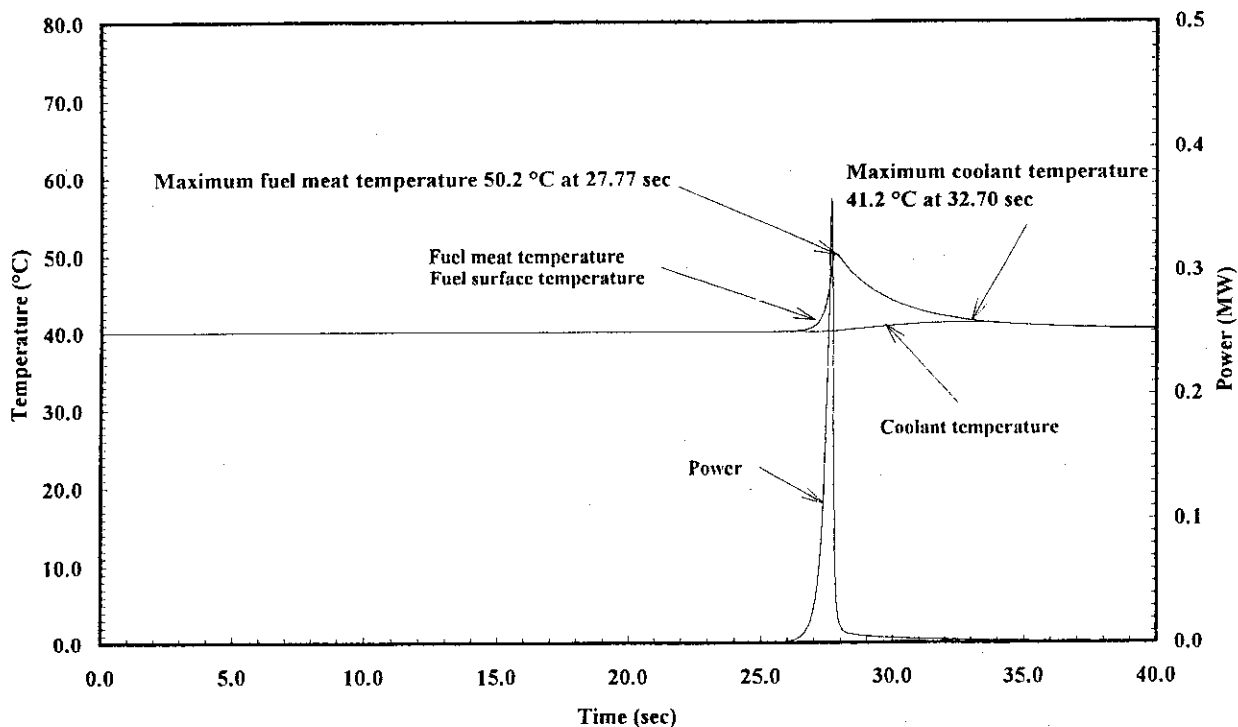


Fig.5.1.15 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power (Natural convection : 0.1m/s)

RN00MC02 0.005W 0.10 m/s (Natural convection) 0.00025Δk/k/s

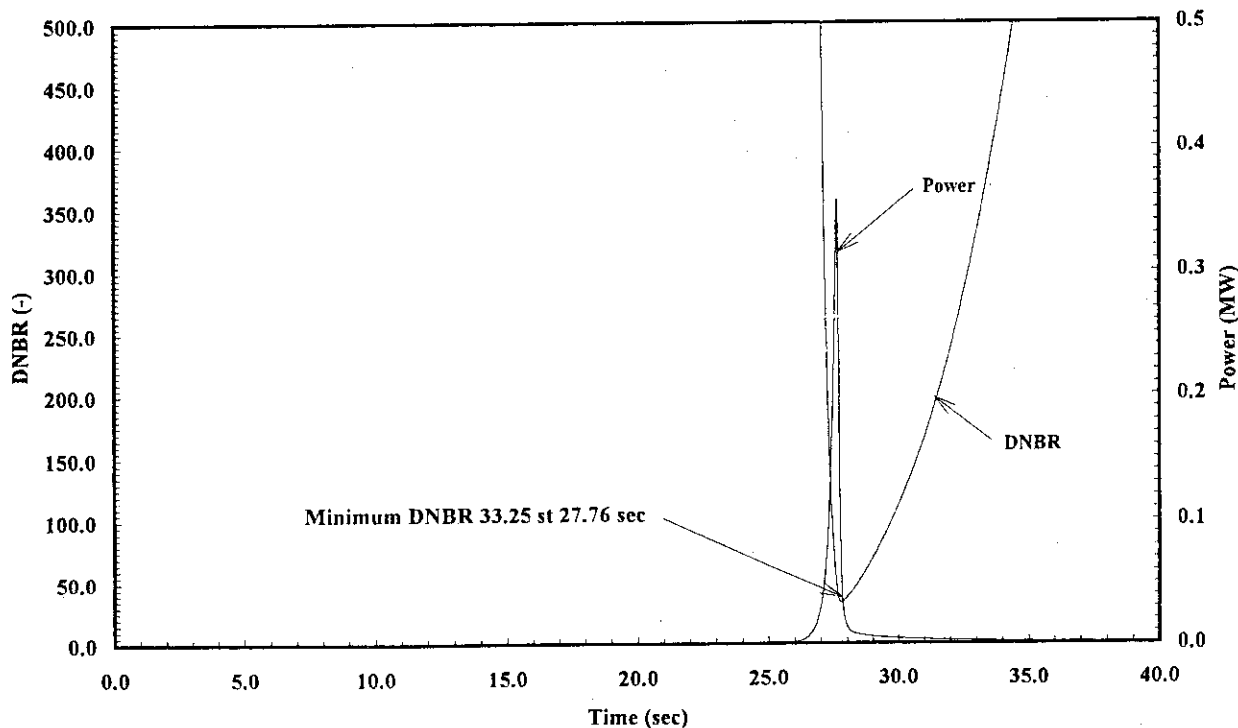


Fig.5.1.16 Transient of DNBR and Power (Natural convection : 0.1m/s)

RN00MC02 0.005W 0.10 m/s (Natural convection) 0.00025 Δ k/k/s

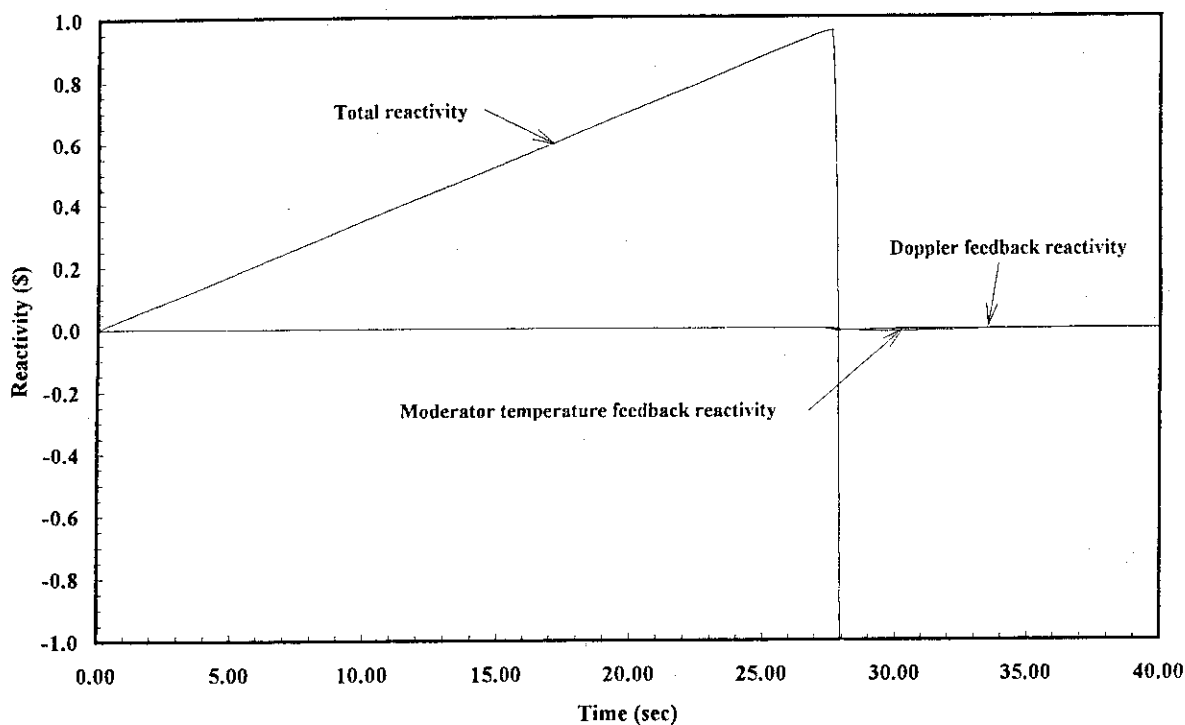


Fig.5.1.17 Total reactivity, Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity (Natural convection : 0.1m/s)

RN00MC02 0.005W 0.10 m/s (Natural convection) 0.00025 Δ k/k/s

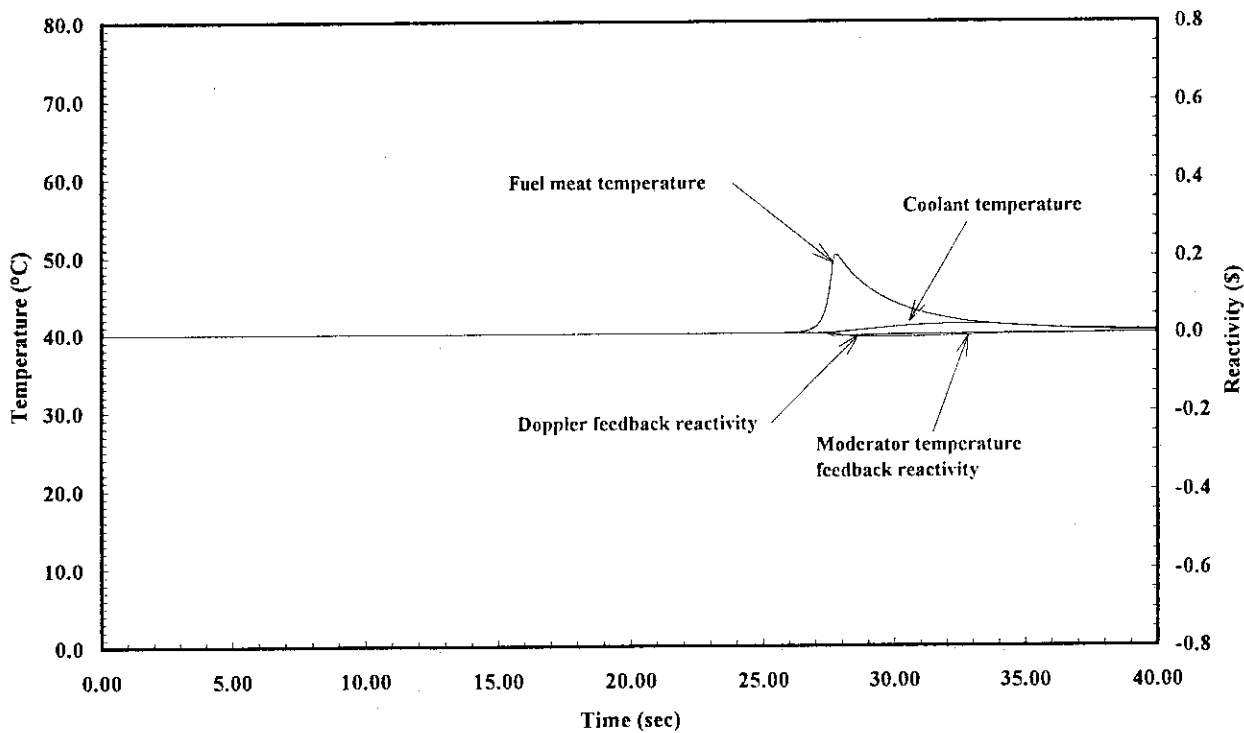


Fig.5.1.18 Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity with Fuel temperature and Coolant temperature (Natural convection : 0.1m/s)

RN00MC03 0.005W 0.20 m/s (Natural convection) 0.00025Δk/k/s

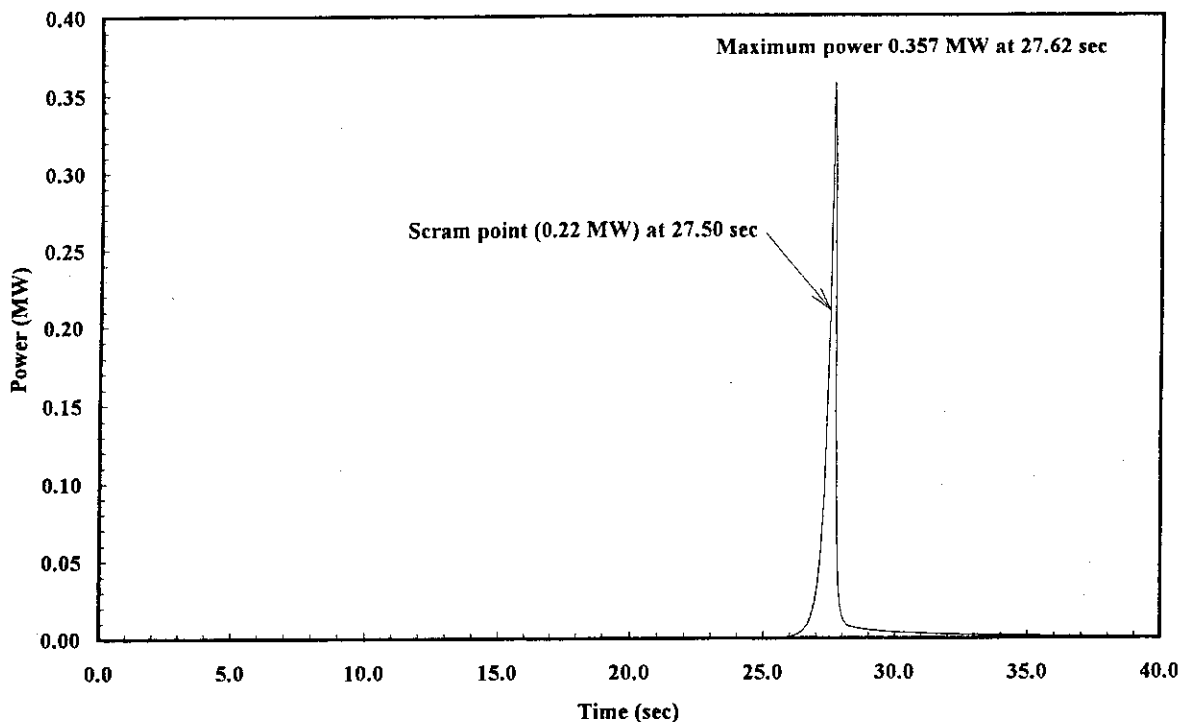


Fig.5.1.19 Transient of Power (Natural convection : 0.2m/s)

RN00MC03 0.005W 0.20 m/s (Natural convection) 0.00025Δk/k/s

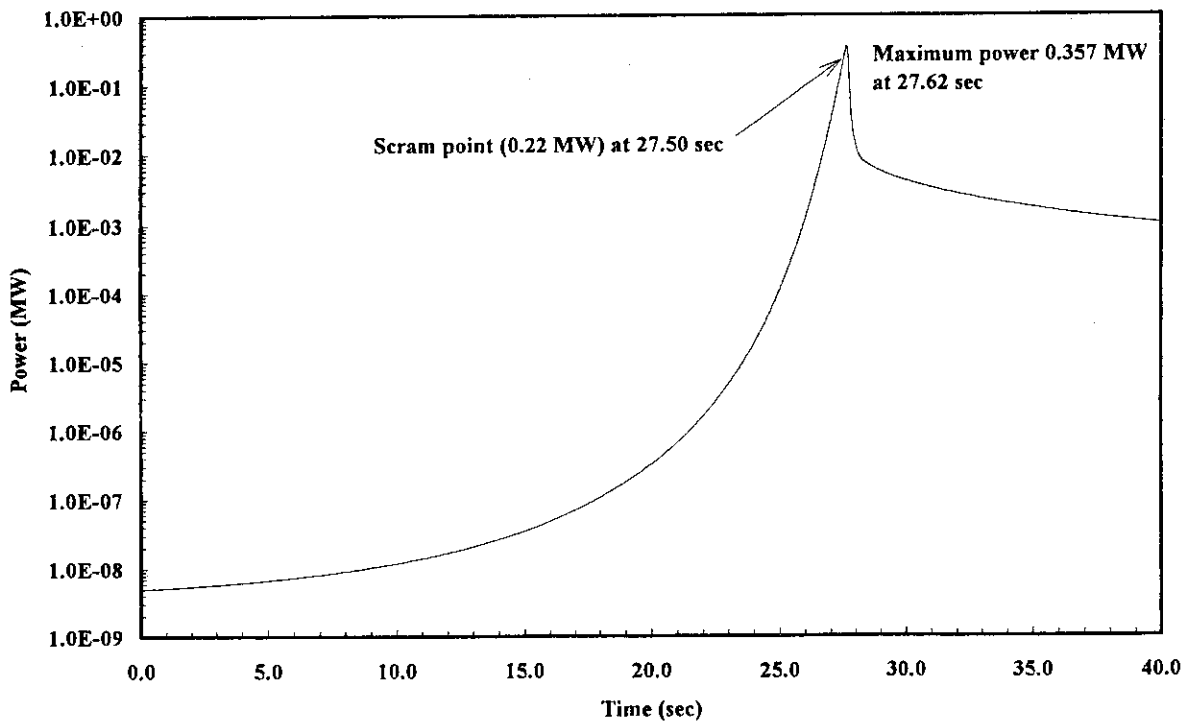


Fig.5.1.20 Transient of Power (Natural convection : 0.2m/s)

RN00MC03 0.005W 0.20 m/s (Natural convection) 0.00025 Δ k/k/s

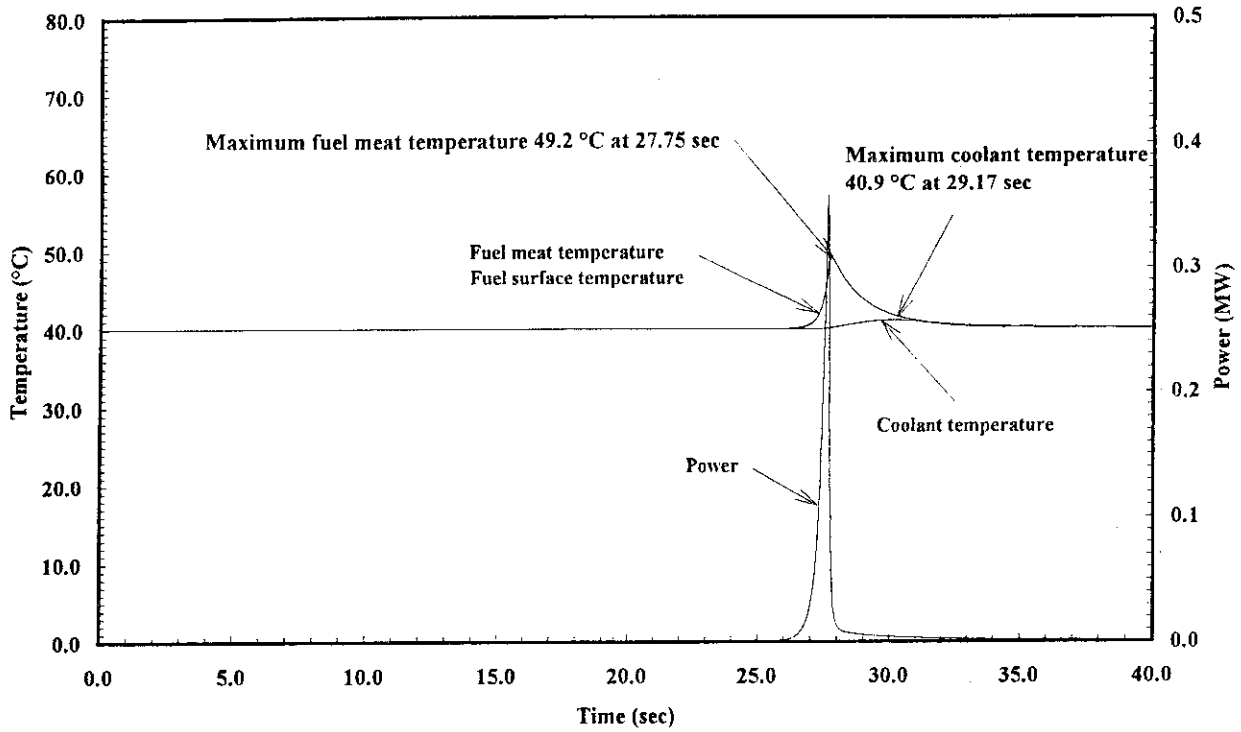


Fig.5.1.21 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power (Natural convection : 0.2m/s)

RN00MC03 0.005W 0.20 m/s (Natural convection) 0.00025 Δ k/k/s

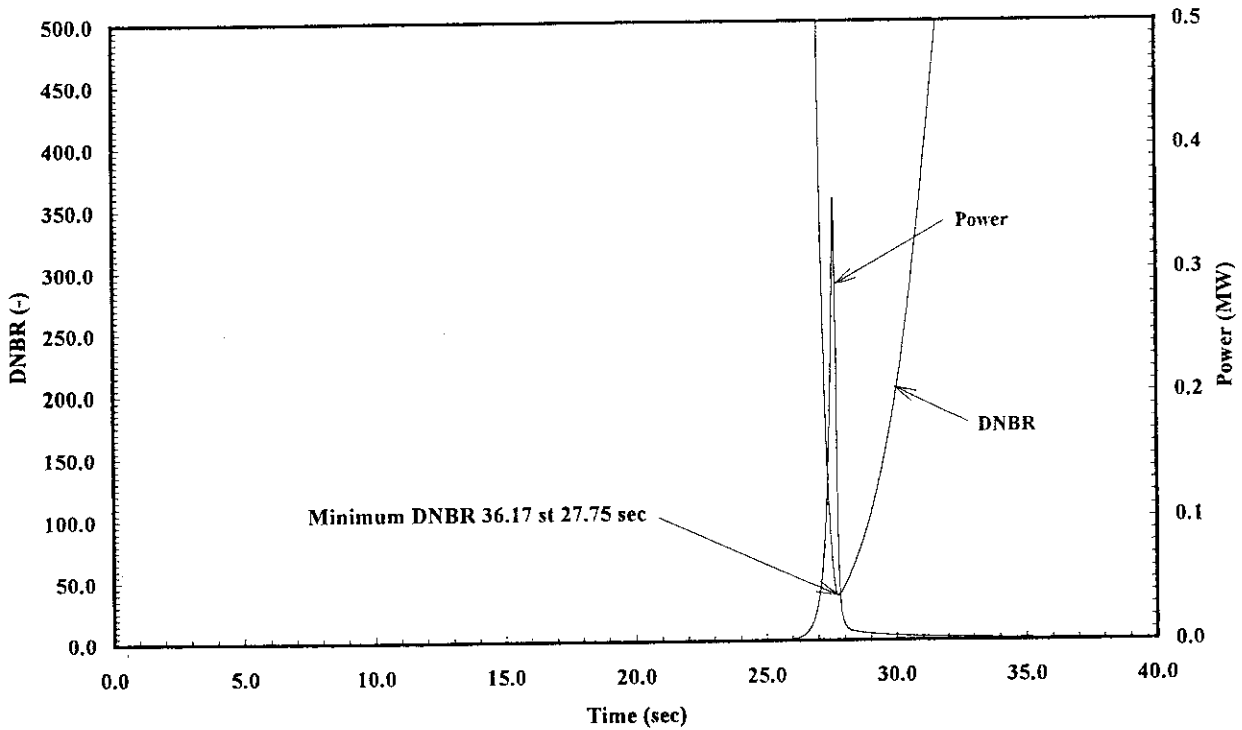


Fig.5.1.22 Transient of DNBR and Power (Natural convection : 0.2m/s)

RN00MC03 0.005W 0.20 m/s (Natural convection) 0.00025 Δ k/k/s

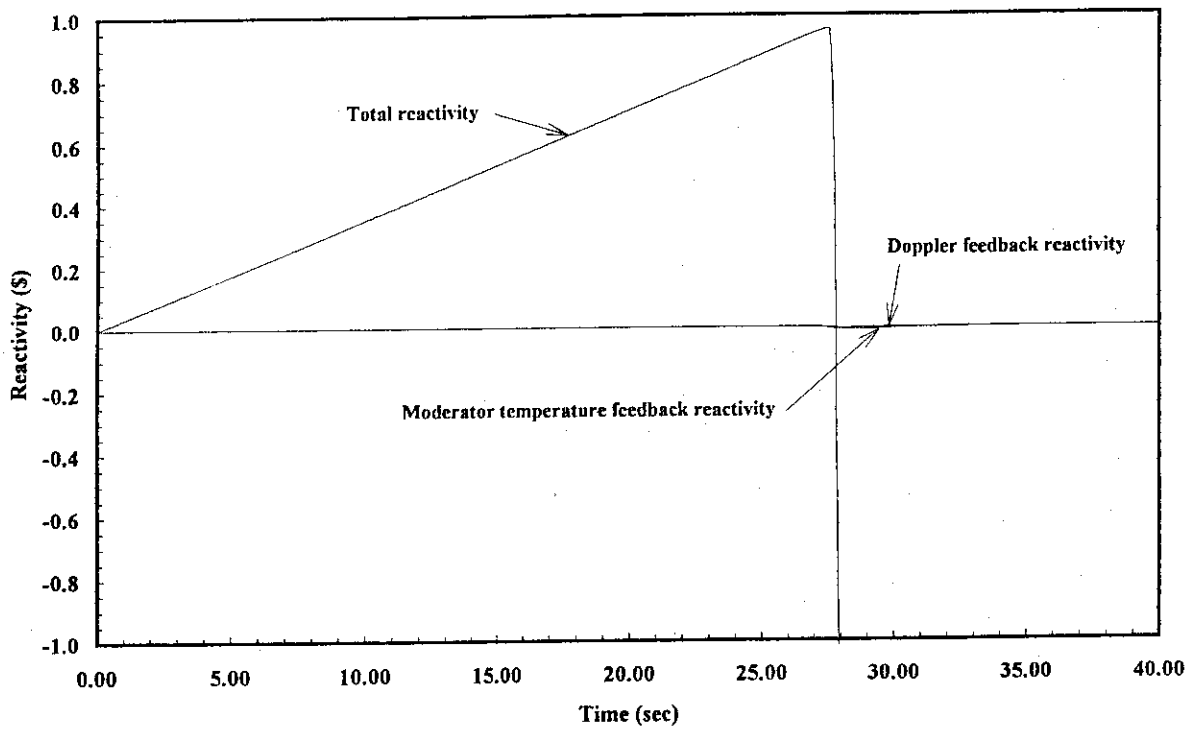


Fig.5.1.23 Total reactivity, Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity (Natural convection : 0.2m/s)

RN00MC03 0.005W 0.20 m/s (Natural convection) 0.00025 Δ k/k/s

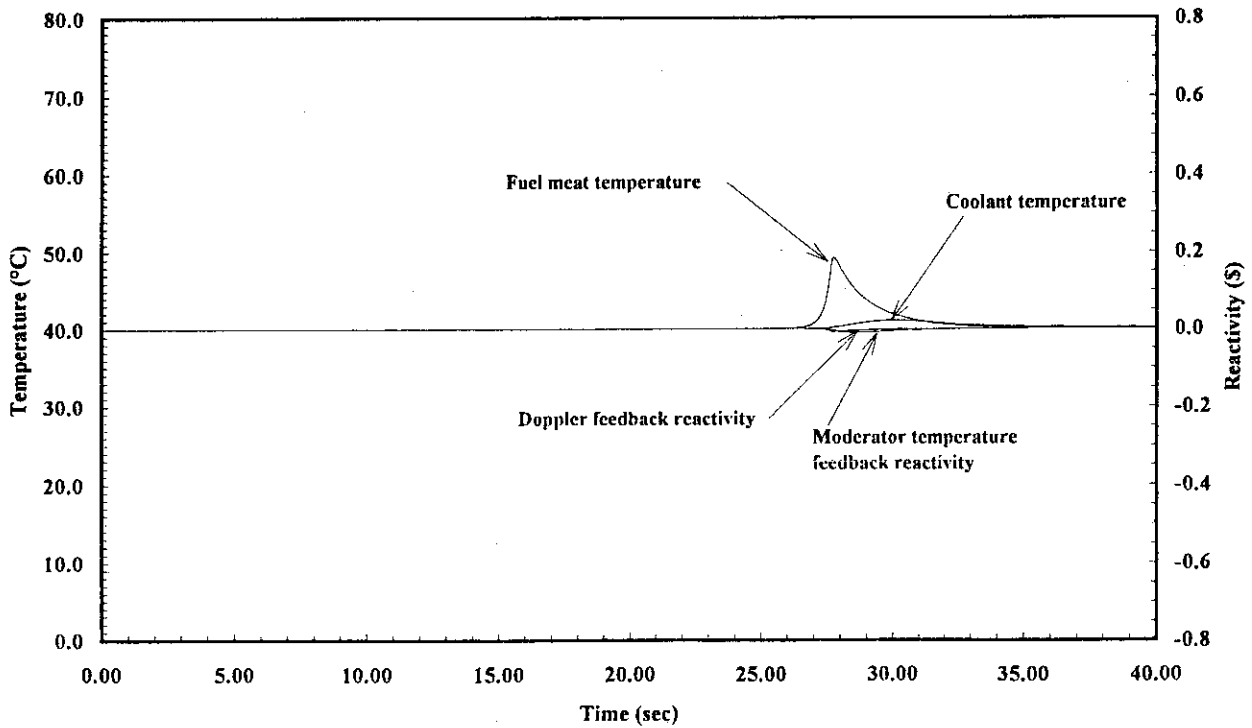


Fig.5.1.24 Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity with Fuel temperature and Coolant temperature (Natural convection : 0.2m/s)

0.005W (Natural convection) 0.00025 Δ k/k/s

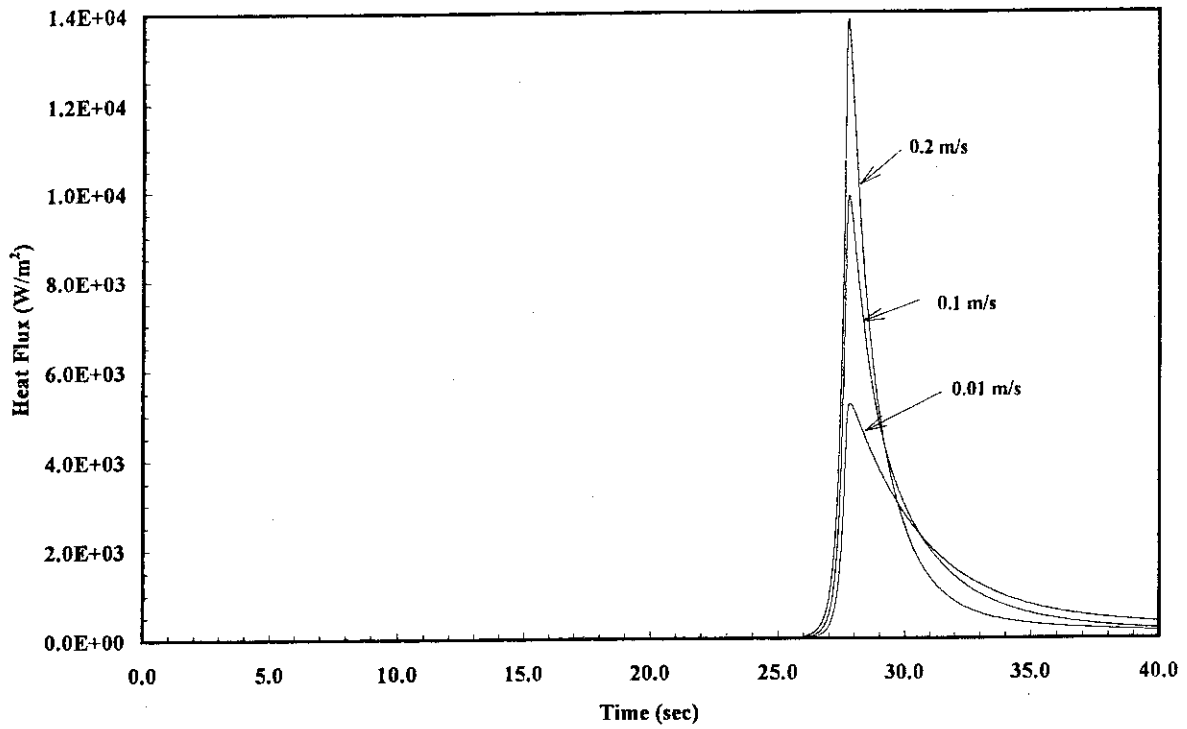


Fig.5.1.25 Transient of Fuel surface heat flux (Natural convection : 0.01m/s~0.2m/s)

0.005W (Natural convection) 0.00025 Δ k/k/s

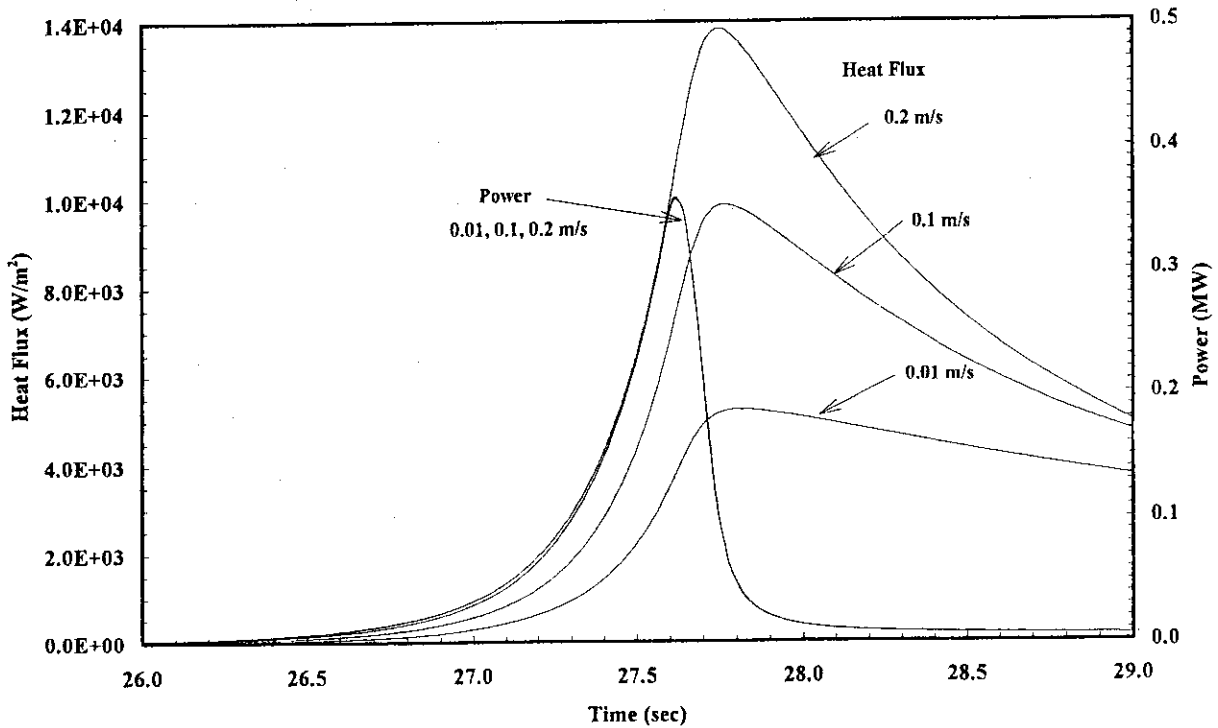


Fig.5.1.26 Transient of Fuel surface heat flux and Power (Natural convection : 0.01m/s~0.2m/s)

DNB Heat Flux Correlation for JRR-4

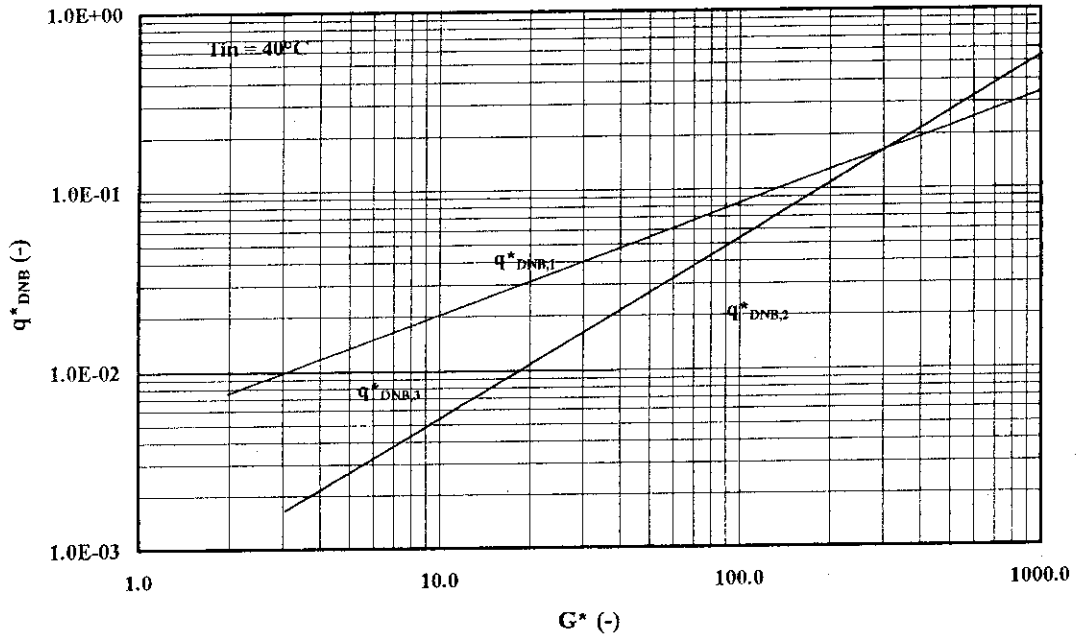


Fig.5.1.27 DNB Heat Flux Correlations for JRR-4

DNB Heat Flux correlation for JRR-4

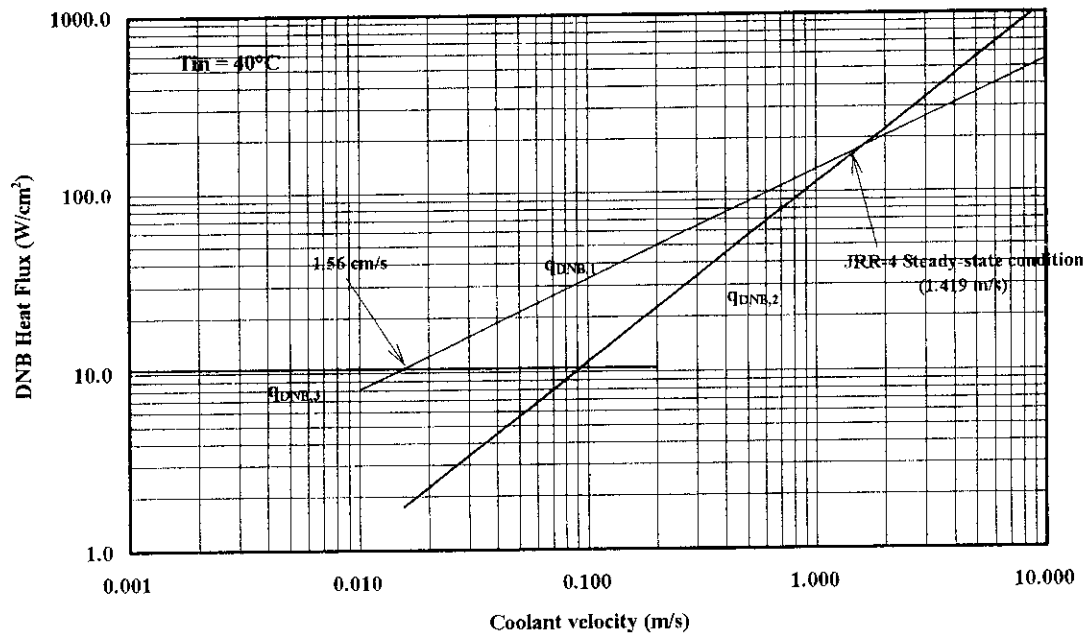


Fig.5.1.28 DNB Heat Flux for JRR-4

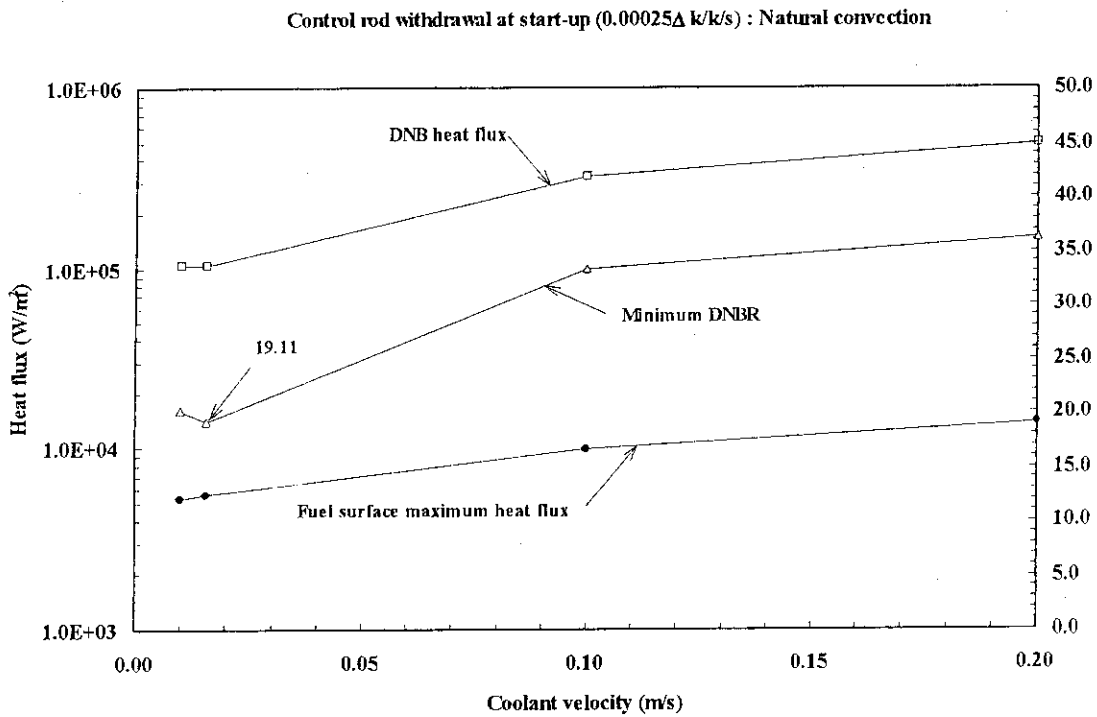


Fig.5.1.29 DNB heat flux, Minimum DNBR and Fuel surface maximum heat flux as a function of coolant velocity (Natural convection, upward flow)

RS00MP1 1.419 m/s 0.00025Δk/k/s

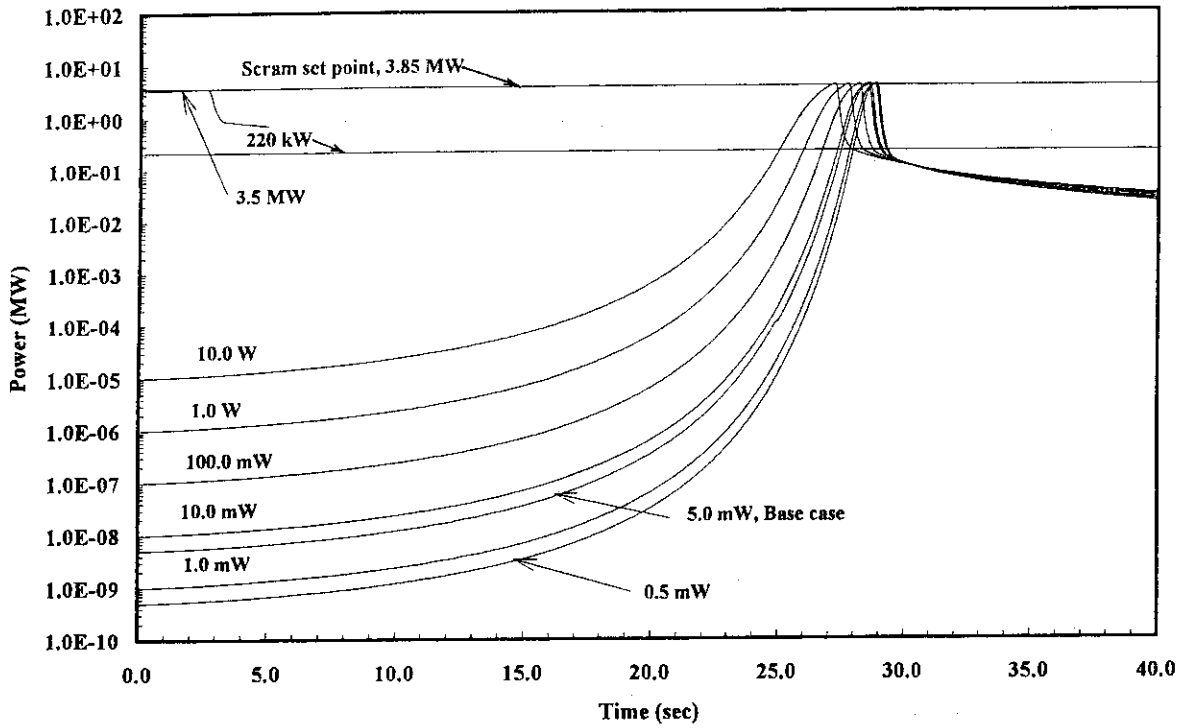


Fig.5.1.30 Transient of power (Initial power as a parameter)

RS00MP1 1.419 m/s 0.00025Δk/k/s

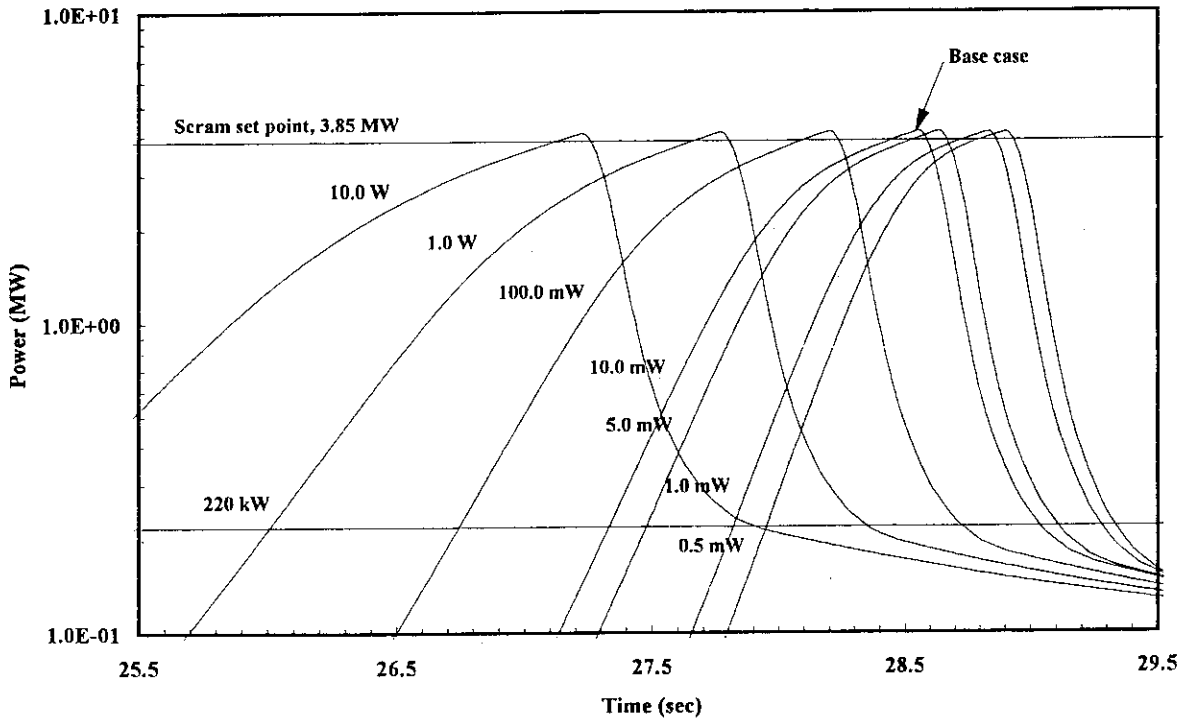


Fig.5.1.31 Transient of power (Initial power as a parameter)

RS00MP1 1.419 m/s 0.00025Δk/k/s

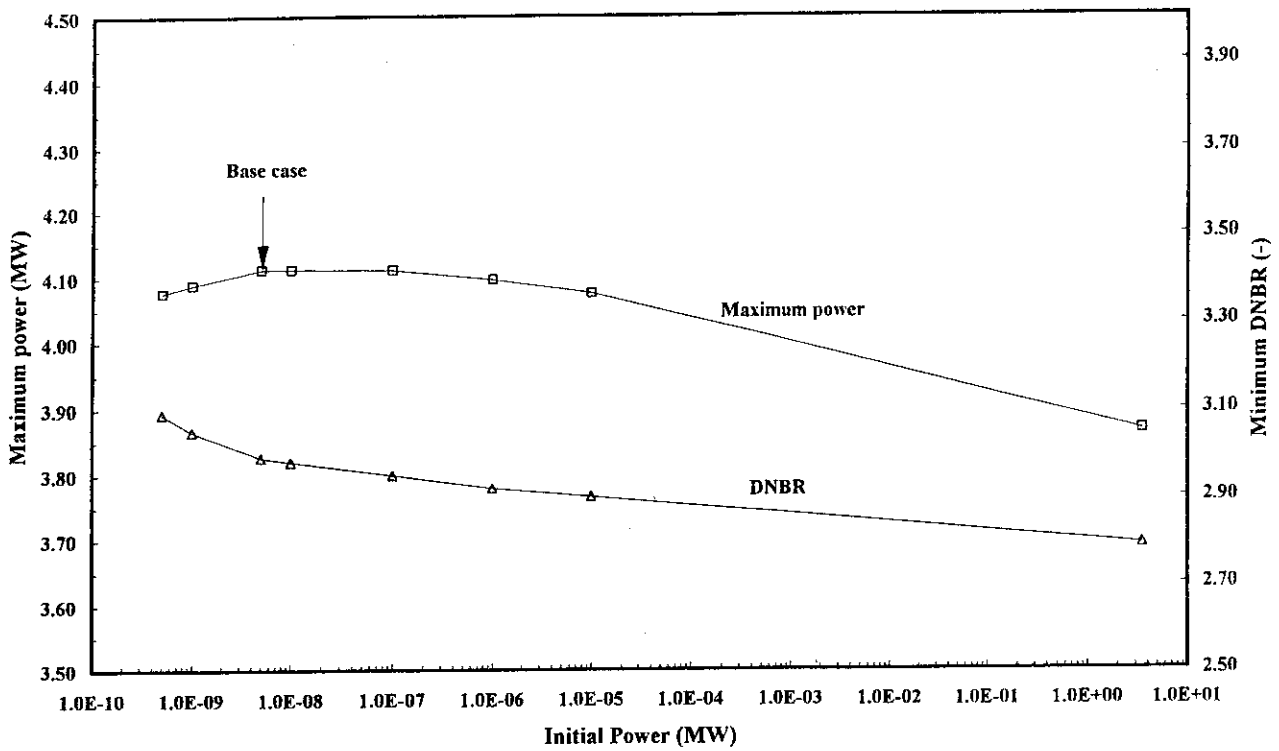


Fig.5.1.32 Maximum power and minimum DNBR as a function of initial power

RS00MP1 1.419 m/s 0.00025Δk/k/s

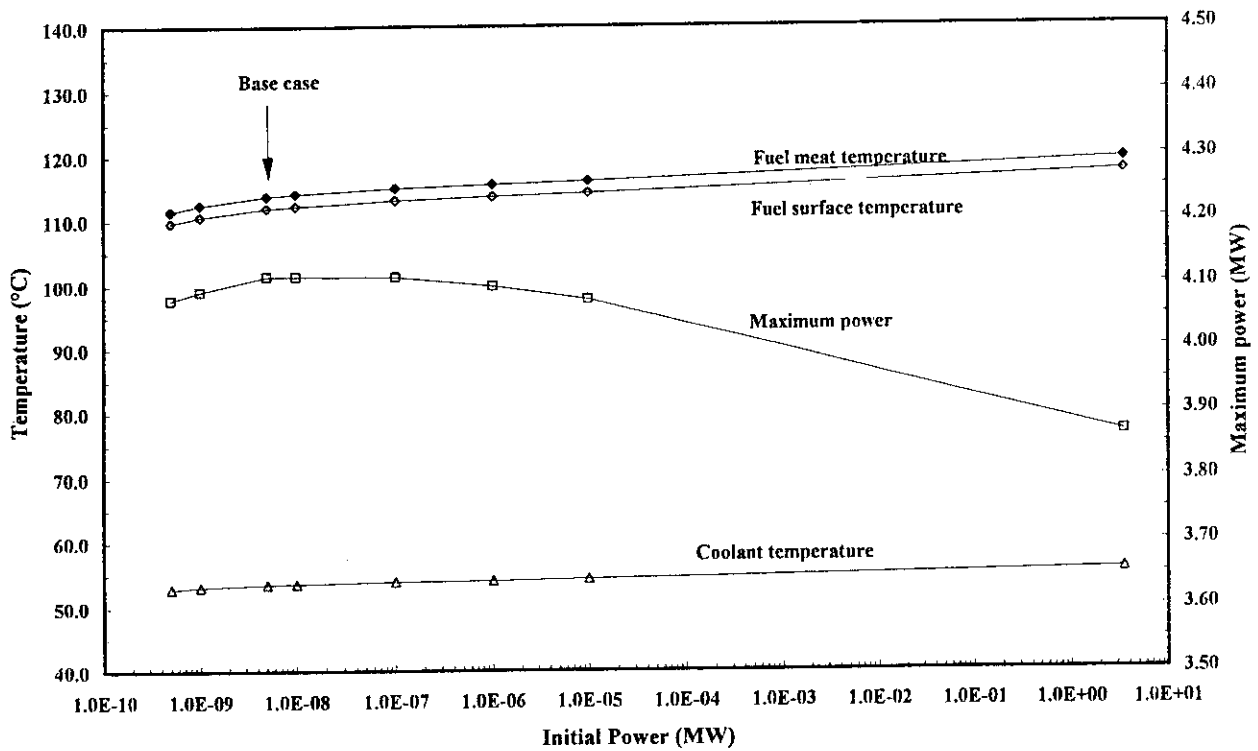


Fig.5.1.33 Maximum fuel temperature, coolant temperature and power as a function of initial power

RN00MP1 0.01 m/s 0.00025 Δ k/k/s, Natural convection

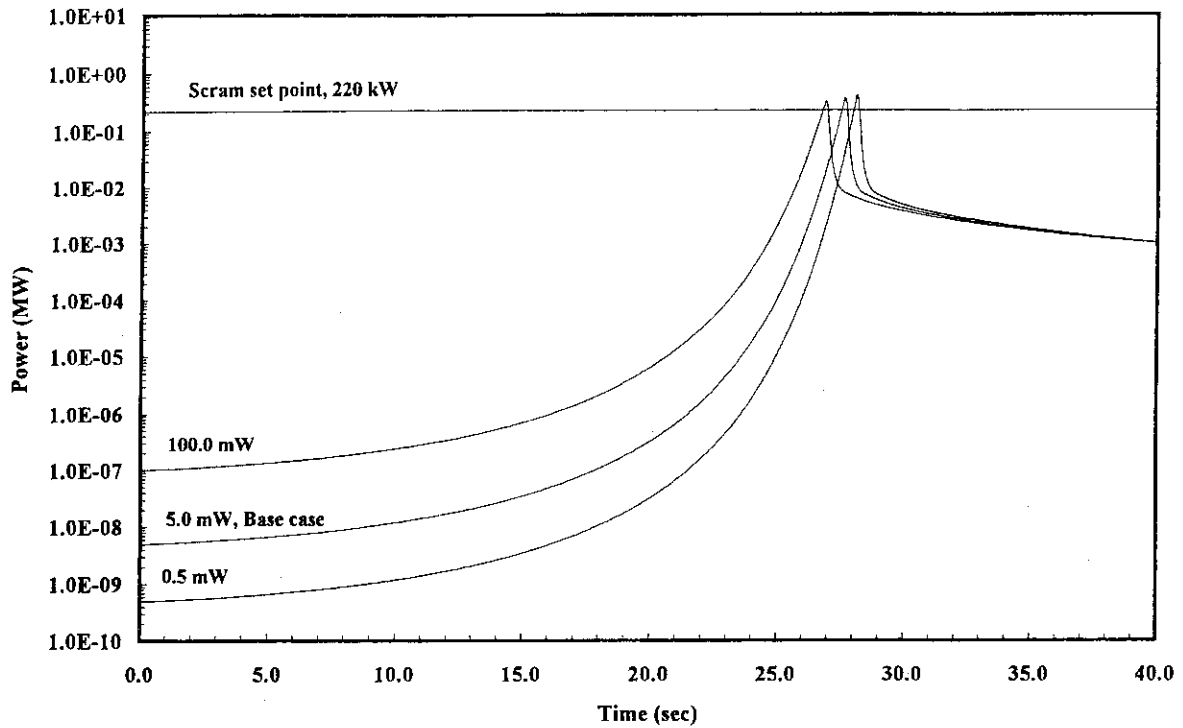


Fig.5.1.34 Transient of power (Natural convection : Initial power as a parameter)

RN00MP1 0.01 m/s 0.00025 Δ k/k/s, Natural convection

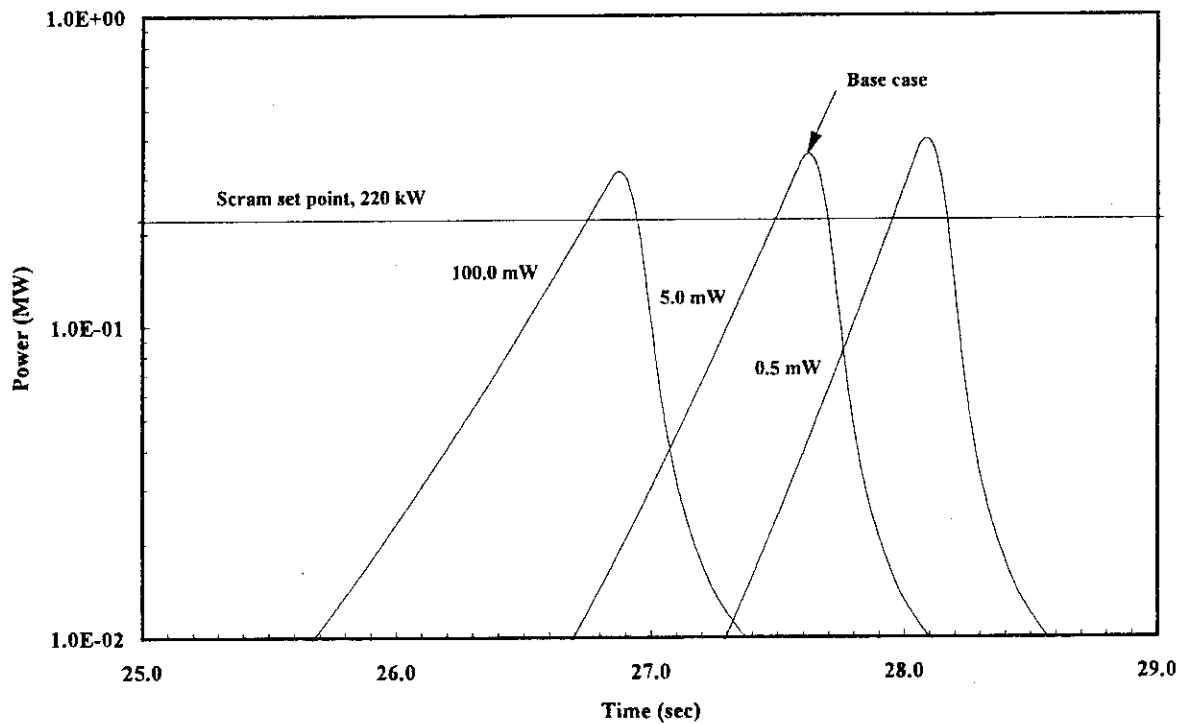


Fig.5.1.35 Transient of power (Natural convection : Initial power as a parameter)

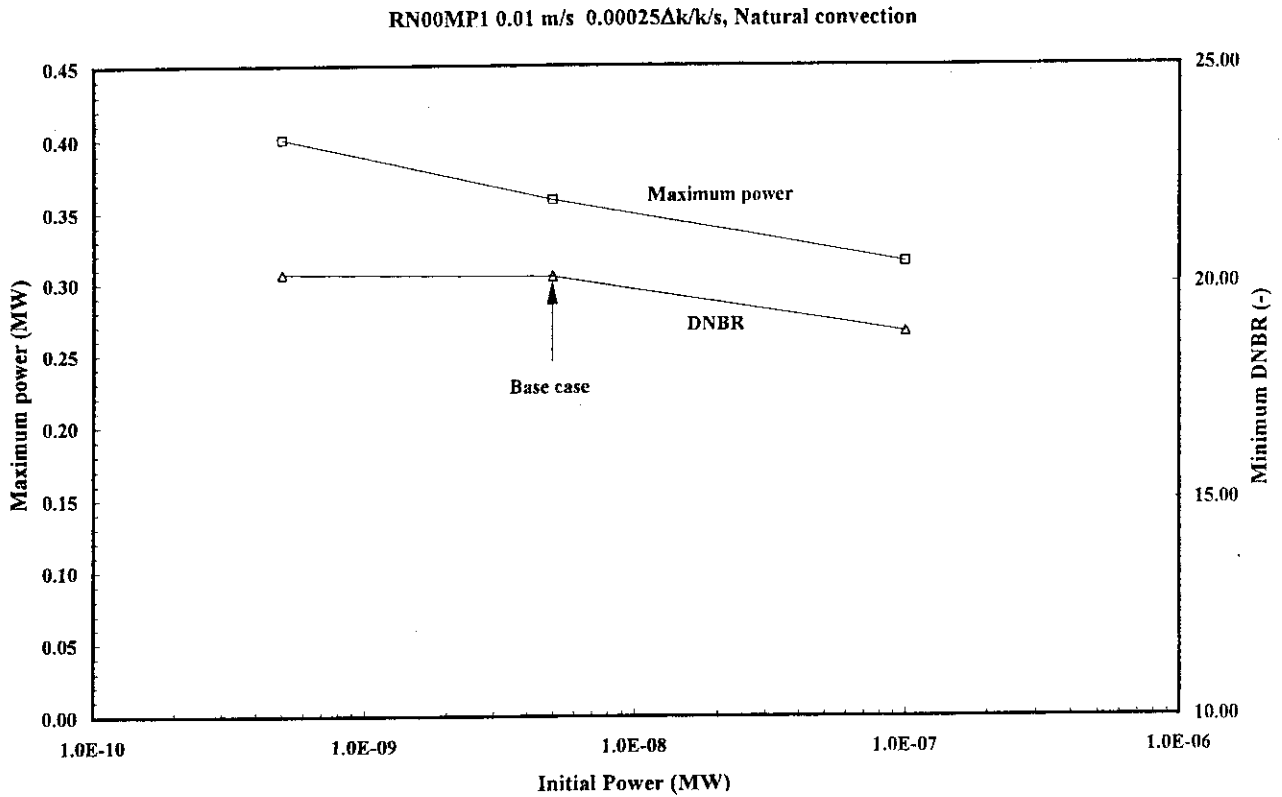


Fig.5.1.36 Maximum power and minimum DNBR as a function of initial power (Natural convection)

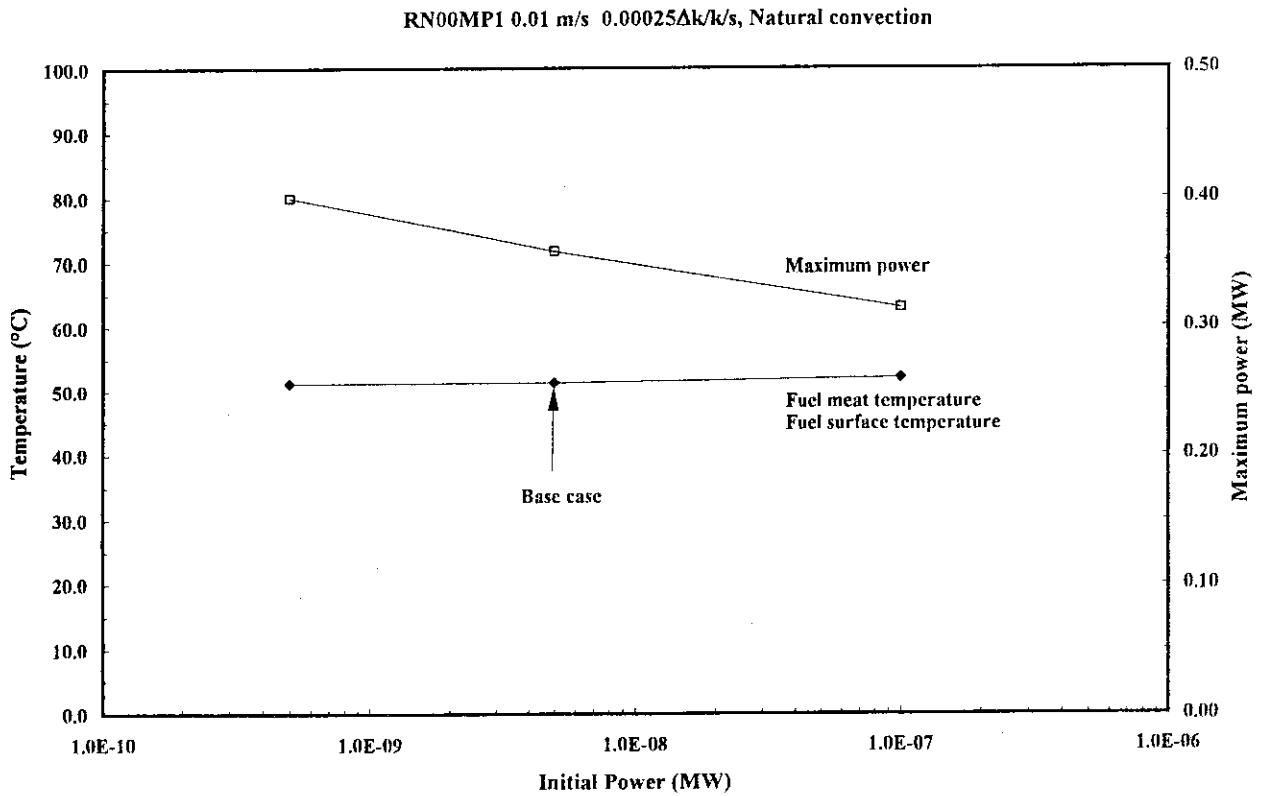


Fig.5.1.37 Maximum fuel temperature, coolant temperature and power as a function of initial power (Natural convection)

5.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

解析したケースは、ベースケース (1.5% $\Delta k/k/min$) 及び反応度付加率を2倍にしたケース (3.0% $\Delta k/k/min$) の2ケースである。

5.2.1 ベースケース

解析結果をTable 5.2.1に示す。また、Fig.5.2.1～Fig.5.2.5に解析により得た原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化を示す。原子炉出力は、制御棒の連続引抜きによって2.51秒後に3.85MWのスクラム点に達し、その後スクラム遅れ時間により3.9MWまで上昇した後、スクラムにより下降し始める。燃料芯材温度は2.6秒後に最高119.4℃に達した後、原子炉出力の低下とともに急速に低下する。燃料板表面最高温度は117.4℃であり、最小DNBRは2.79である。1次冷却水最高温度は55.6℃である。この事象において、減速材温度効果及びドップラー効果によるフィードバック反応度は、原子炉出力が最大に達した時点で、投入反応度 (9.1 ρ) に対しそれぞれ10.6% (-1.0 ρ)、6.3% (-0.6 ρ) の大きさになるのみである。上昇した原子炉出力は、スクラムによってのみ抑制され下降する。

Table 5.2.1 Analysis results of uncontrolled control rod withdrawal from full power

| | Scram set point | Time at scram | Maximum power | Time at Maximum power | Maximum coolant temperature | Maximum fuel surface temperature | Maximum fuel meat temperature | Minimum DNBR |
|--------------------------------------------------|--------------------|------------------|------------------|-----------------------------|-----------------------------------|----------------------------------------|-------------------------------------|-----------------|
| | (MW) | (sec) | (MW) | (sec) | (°C) | (°C) | (°C) | (-) |
| 1.5% $\Delta k/k/min$ Base case (RS35MC01) | 3.85 | 2.51 | 3.87 | 2.60 | 55.6 | 117.4 | 119.4 | 2.79 |
| 3.0% $\Delta k/k/min$ (RE35MC03) | 3.85 | 1.35 | 3.88 | 1.44 | 55.5 | 117.2 | 119.2 | 2.79 |

5.2.2 反応度付加率を2倍にした場合の出力運転中の制御棒の異常な引抜き

解析結果をTable 5.2.1に示す。また、Fig.5.2.6～Fig.5.2.10に解析により得た原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化を示す。原子炉出力は、制御棒の連続引抜きによって1.35秒後に3.85MWのスクラム点に達し、その後スクラム遅れ時間により3.9MWまで上昇した後、スクラムにより下降し始める。燃料芯材温度は1.46秒後に最高119.2℃に達した後、原子炉出力の低下とともに急速に低下する。燃料板表面最高温度は117.2℃であり、最小DNBRは2.79である。1次冷却水最高温度は55.5℃である。本ケースにおいて、減速材温度効果及びドップラー効果によるフィードバック反応度は、原子炉出力が最大に達した時点で、投入反応度 (10.1 ρ) に対しそれぞれ8.7% (-0.9 ρ)、5.4% (-0.5 ρ) の大きさになるのみである。上昇した原子炉出力は、スクラムによってのみ抑制され下降する。

以上の解析結果から反応度付加率1.5～3.0% $\Delta k/k/min$ の範囲では、反応度付加率は解析結果にほとんど影響を及ぼさないことが明らかとなった。

RS35MC01 3.5M 1.419 m/s 0.00025Δk/k/s

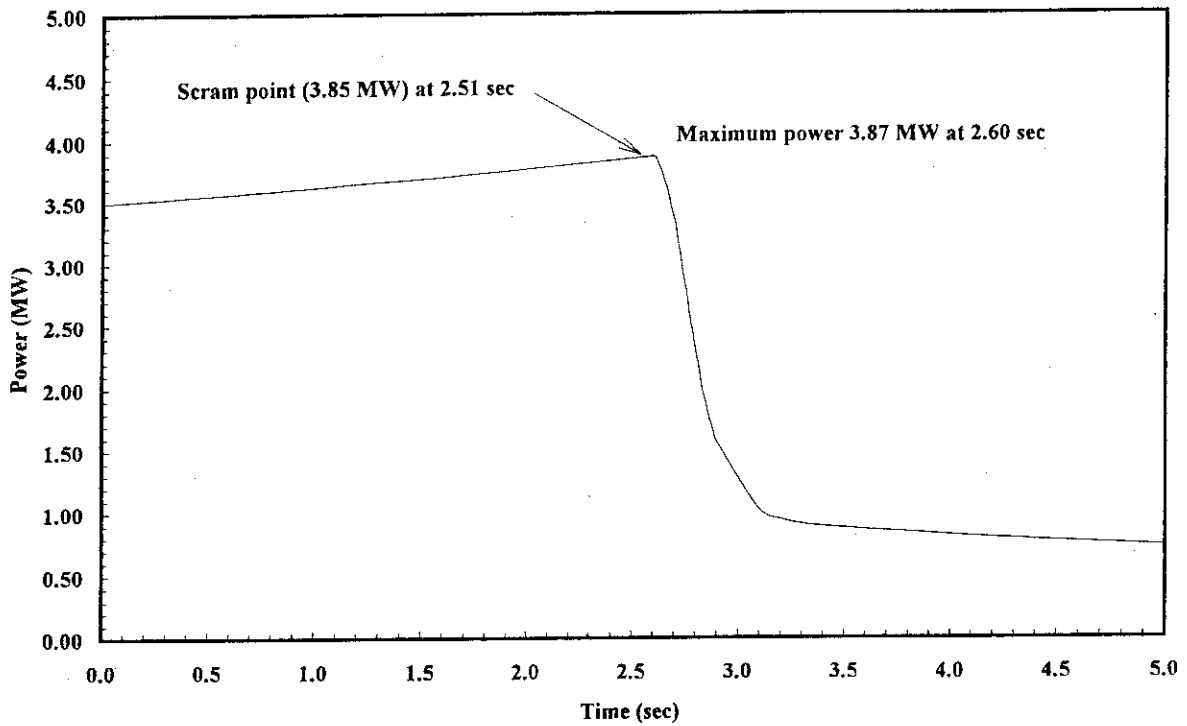


Fig. 5.2.1 Transient of Power (Base Case)

RS35MC01 3.5MW 1.419 m/s 0.00025Δk/k/s

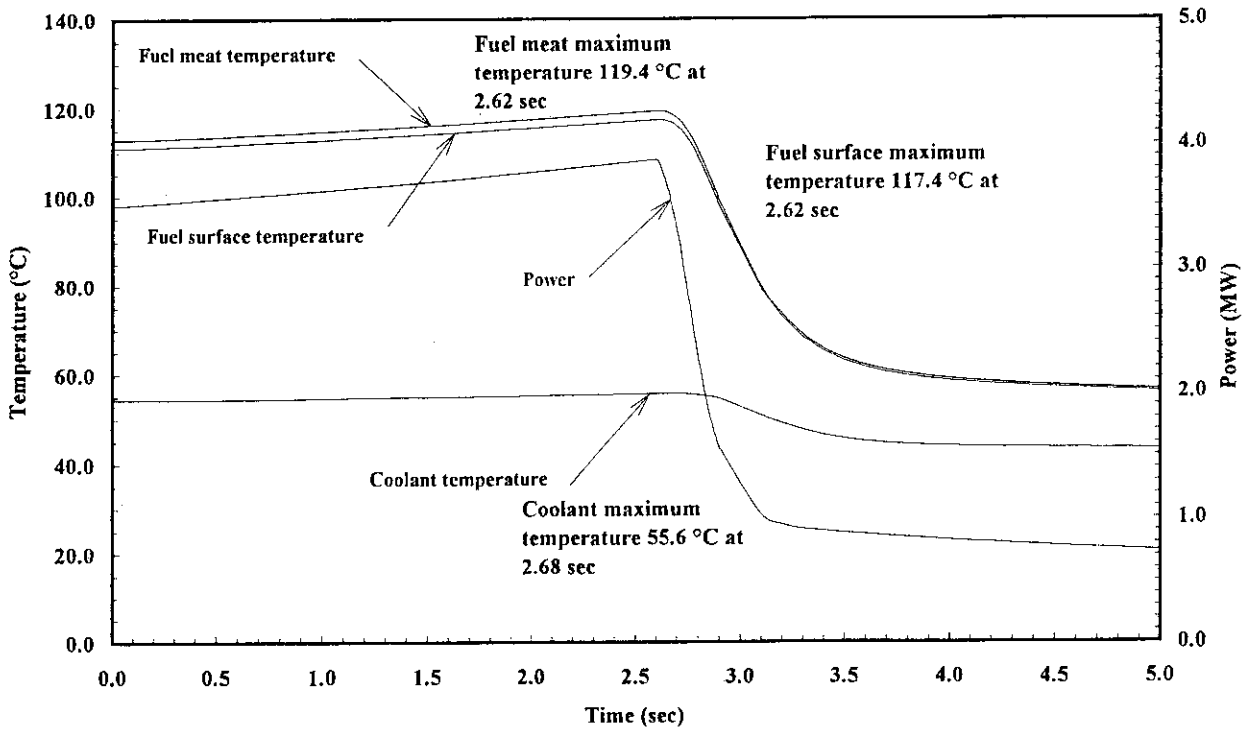


Fig. 5.2.2 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power (Base Case)

RS35MC01 3.5MW 1.419 m/s 0.00025 Δ k/k/s

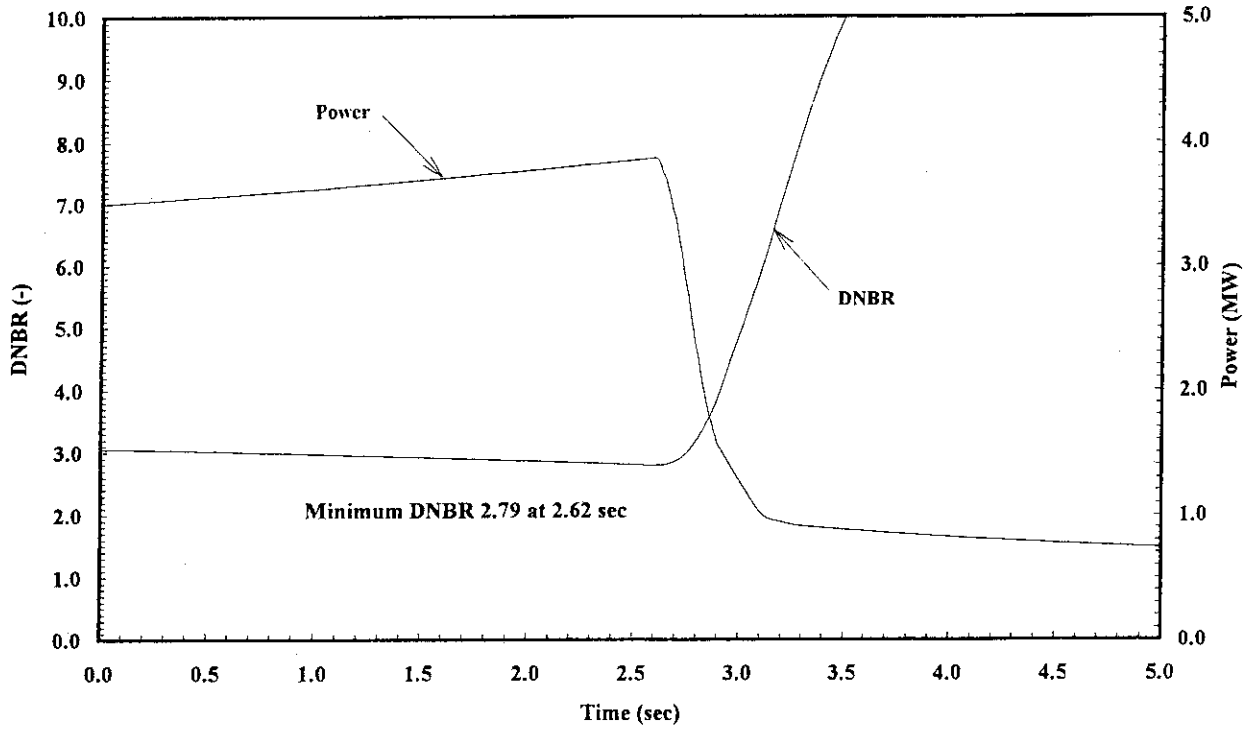


Fig.5.2.3 Transient of DNBR and Power (Base Case)

RS35MC01 3.5MW 1.419 m/s 0.00025 Δ k/k/s

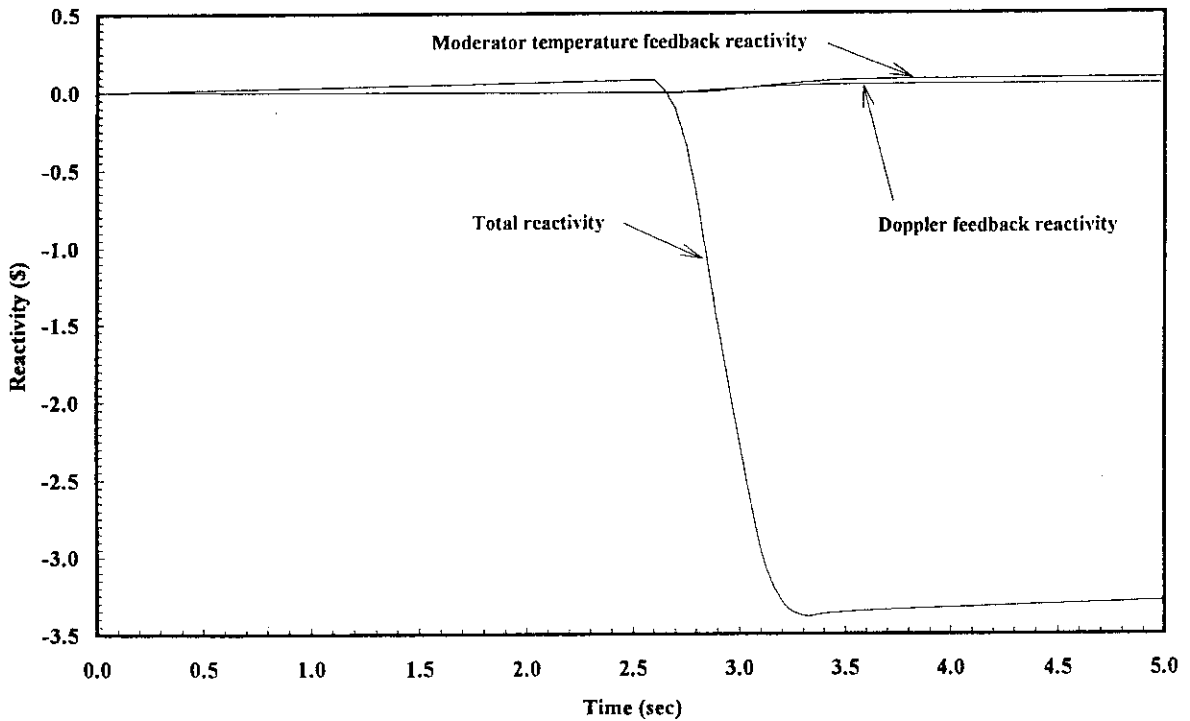


Fig.5.2.4 Total reactivity, Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity (Base Case)

RS35MC01 3.5MW 1.419 m/s 0.00025 Δ k/k/s

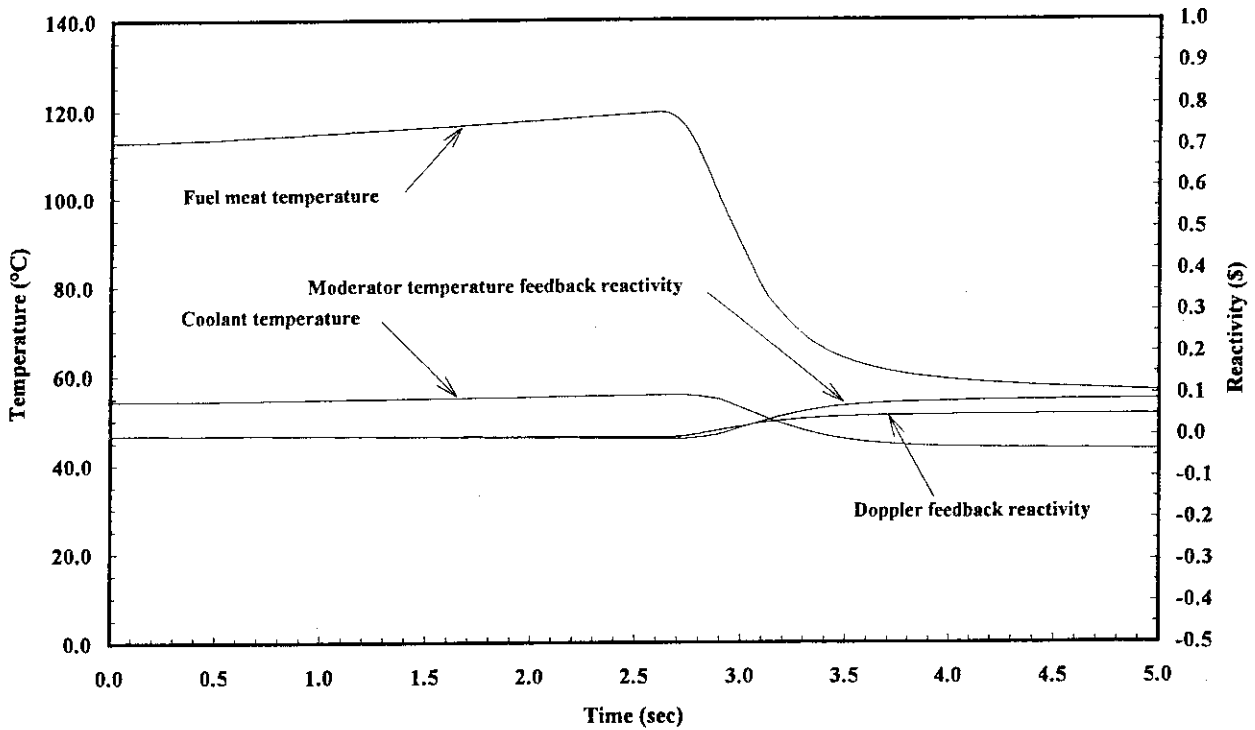


Fig.5.2.5 Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity with Fuel temperature and Coolant temperature(Base Case)

RE35MC03 3.5M 1.419 m/s 0.00050 Δ k/k/s

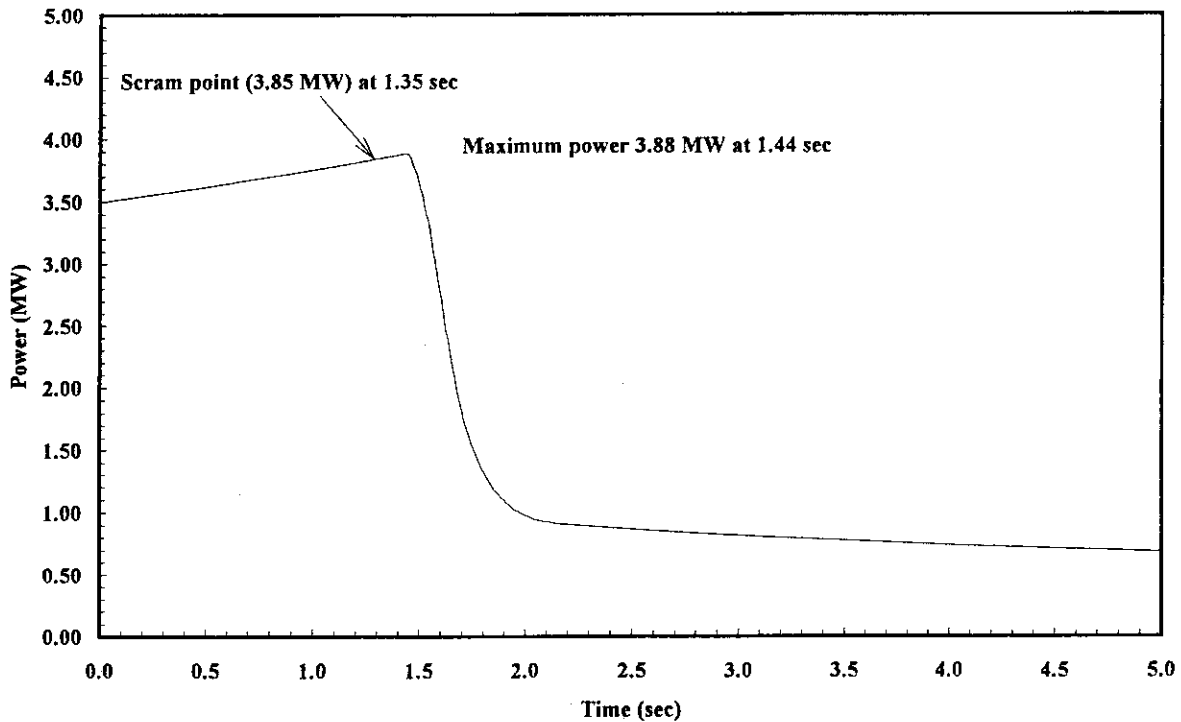


Fig.5.2.6 Transient of Power (3.0% Δ k/k/min)

RE35MC03 3.5MW 1.419 m/s 0.00050Δk/k/s

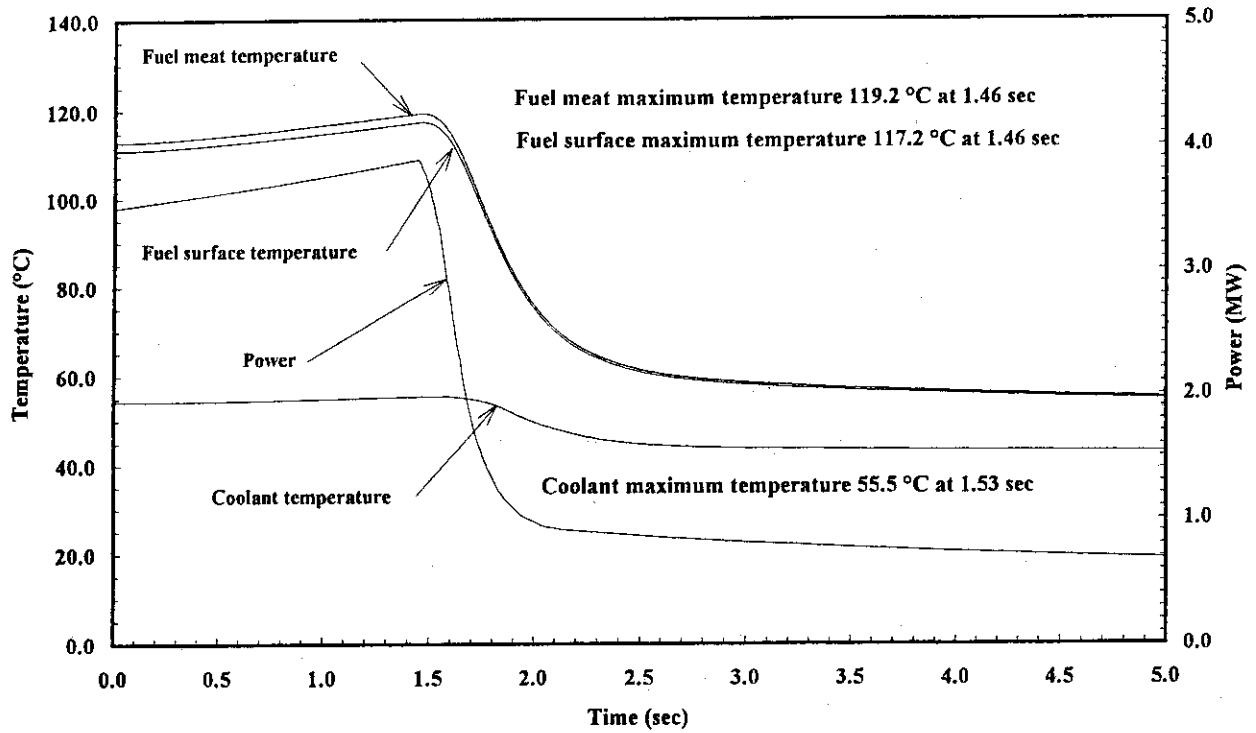


Fig.5.2.7 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power (3.0%Δk/k/min)

RE35MC03 3.5MW 1.419 m/s 0.00050Δk/k/s

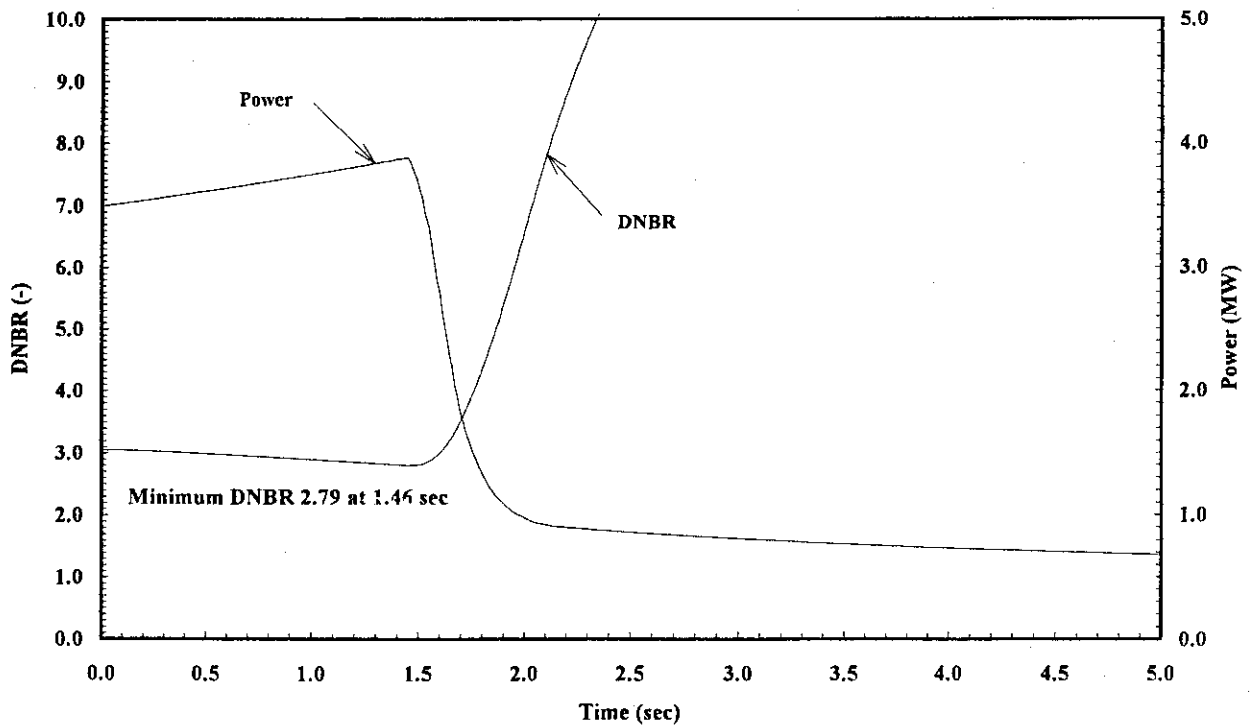


Fig.5.2.8 Transient of DNBR and Power (3.0%Δk/k/min)

RE35MC03 3.5MW 1.419 m/s 0.00050 Δ k/k/s

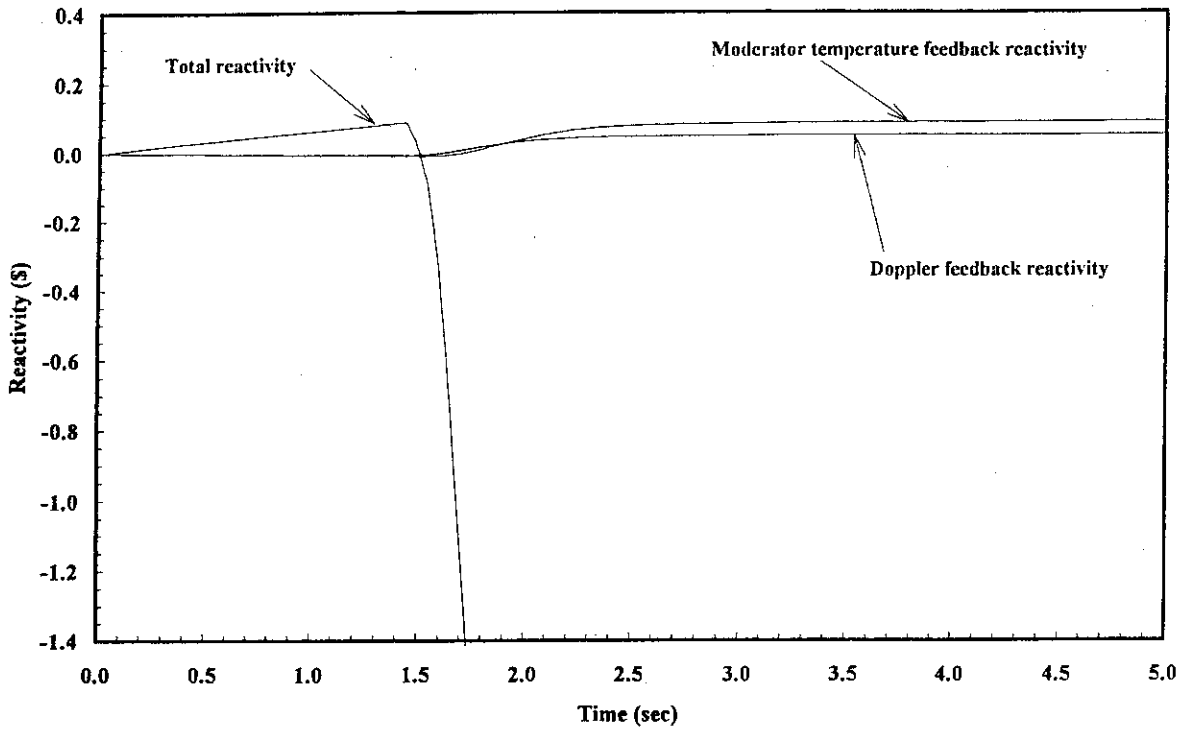


Fig.5.2.9 Total reactivity, Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity (3.0% Δ k/k/min)

RE35MC03 3.5MW 1.419 m/s 0.00050 Δ k/k/s

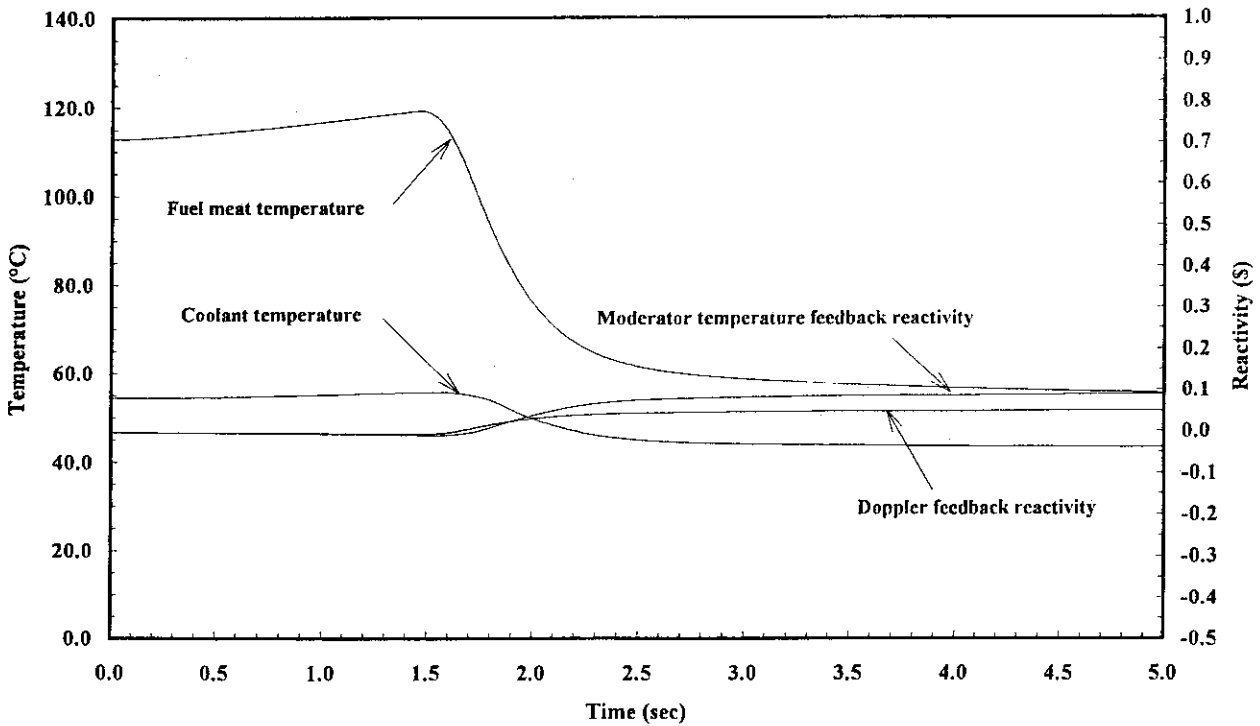


Fig.5.2.10 Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity with Fuel temperature and Coolant temperature(3.0% Δ k/k/min)

5.3 実験物等による反応度付加

解析したケースは、ベースケース (0.2% $\Delta k/k$ (step))、付加反応度0.4% $\Delta k/k$ (step)、0.5% $\Delta k/k$ (step)、1.5% $\Delta k/k/min$ (ramp) [0.5% $\Delta k/k$ の反応度が20秒で付加されたと仮定 (1.5% $\Delta k/k/min$)]及び3.0% $\Delta k/k/min$ (ramp) [1.5% $\Delta k/k/min$ の反応度付加率を2倍したもの]の5ケースである。

5.3.1 ベースケース

解析結果をTable 5.3.1に示す。また、Fig.5.3.1～Fig.5.3.5に解析により得た原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化を示す。原子炉出力は、反応度付加後0.005秒後に3.85MWのスクラム点に達し、その後スクラム遅れ時間により4.8MWまで上昇した後、スクラムにより下降し始める。この過渡変化における最小DNBRは2.53である。また、燃料芯材最高温度は124.4℃に、燃料板表面最高温度は122.2℃に上昇する。1次冷却水最高温度は56.0℃である。この事象において、減速材温度効果及びドップラー効果によるフィードバック反応度は、原子炉出力が最大に達した時点で、投入反応度 (27.9 ρ) に対しそれぞれ0.8% (-0.2 ρ)、2.1% (-0.6 ρ) の大きさになるのみである。上昇した原子炉出力は、スクラムによってのみ抑制され下降する。

Table 5.3.1 Analysis results of reactivity insertion by removal of irradiation samples

| | Scram set point (MW) | Time at scram (sec) | Maximum power (MW) | Time at Maximum power (sec) | Maximum coolant temperature (°C) | Maximum fuel surface temperature (°C) | Maximum fuel meat temperature (°C) | Minimum DNBR (-) |
|----------------------------------------------|----------------------------|---------------------------|--------------------------|--------------------------------------|-------------------------------------------|------------------------------------------------|---------------------------------------------|------------------------|
| 0.2% $\Delta k/k$ Base case (RE35MC02) | 3.85 | 0.0050 | 4.76 | 0.08 | 56.0 | 122.2 | 124.4 | 2.53 |
| 0.4% $\Delta k/k$ (RE35MC04) | 3.85 | 0.0040 | 7.47 | 0.08 | 60.9 | 136.2 | 139.7 | 1.61 |
| 0.5% $\Delta k/k$ (RE35MC01) | 3.85 | 0.0016 | 10.28 | 0.08 | 66.0 | 144.8 | 149.5 | 1.15 |

5.3.2 付加反応度の影響

付加反応度の影響をみるために、付加反応度0.4% $\Delta k/k$ (step)、0.5% $\Delta k/k$ (step)の2ケースについて解析した。解析結果をTable 5.3.1に示す。また、Fig.5.3.6～Fig.5.3.10に付加反応度0.4% $\Delta k/k$ の場合、Fig.5.3.11～Fig.5.3.15に付加反応度0.5% $\Delta k/k$ の場合の解析により得た原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化をそれぞれ示す。Fig.5.3.16は原子炉出力、Fig.5.3.17はDNBR、Fig.5.3.18は燃料芯材温度の過渡変化をベースケースも含めてそれぞれ比較したものである。Fig.5.3.19は、付加反応度と、燃料温度、冷却材温度、原子炉出力及びDNBRの関係を示したものである。

付加反応度が0.5% $\Delta k/k$ の場合は、最小DNBRは1.15で、運転時の異常な過渡変化時の判断基準1.5を満足しない。一方、付加反応度が0.2% $\Delta k/k$ (step)の場合は、最小DNBRは2.53、である。Fig.5.3.19から最小DNBRは付加反応度が増えるに従って直線的に減少しており、ベースケースで用いた付加反応度0.4% $\Delta k/k$ は、運転時の異常な過渡変化時の判断基準1.5を満足するほぼ上限であり、Fig.5.3.19に示すように付加反応度0.42% $\Delta k/k$ 以上ではDNBR1.5を下回ることが解析結果から予測される。

5.3.3 ランプ状反応度の付加（出力運転中の制御棒の異常な引抜きに同じ）

想定事象で述べたように、JRR-4 LEUシリサイド燃料炉心では原子炉運転中に、照射筒で挿入・取出しを行う照射試料の最大反応度は $0.5\% \Delta k/k$ であり、照射試料の挿入・取出し速度は、 3cm/sec （ 60cm を20秒で移動）以下である。ここでは、より厳しい結果を得るために現在のJRR-4における制限値、すなわち、原子炉運転中に照射筒で挿入・取出しを行う照射試料の最大反応度 $0.5\% \Delta k/k$ を用いるものとする。そこで、解析では $0.5\% \Delta k/k$ の反応度が20秒で付加されたと仮定した $0.025\% \Delta k/k/s$ （ $1.5\% \Delta k/k/\text{min}$ ）及びその2倍の $0.050\% \Delta k/k/s$ （ $3.0\% \Delta k/k/\text{min}$ ）について解析した。

1) 反応度付加率 $0.025\% \Delta k/k/s$ （ $1.5\% \Delta k/k/\text{min}$ ）の場合

解析結果をTable 5.3.2に示す。また、Fig.5.2.1～Fig.5.2.5に解析により得た原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化を示す。原子炉出力は、制御棒の連続引抜きによって2.51秒後に 3.85MW のスクラム点に達し、その後スクラム遅れ時間により 3.9MW まで上昇した後、スクラムにより下降し始める。燃料芯材温度は2.6秒後に最高 119.4°C に達した後、原子炉出力の低下とともに急速に低下する。燃料板表面最高温度は 117.4°C であり、最小DNBRは2.79である。1次冷却水最高温度は 55.6°C である。この事象において、減速材温度効果及びドップラー効果によるフィードバック反応度は、原子炉出力が最大に達した時点で、投入反応度（ 9.1% ）に対しそれぞれ 10.6% （ -1.0% ）、 6.3% （ -0.6% ）の大きさになるのみである。上昇した原子炉出力は、スクラムによってのみ抑制され下降する。

2) 反応度付加率 $0.050\% \Delta k/k/s$ （ $3.0\% \Delta k/k/\text{min}$ ）の場合

解析結果をTable 5.3.2に示す。また、Fig.5.2.6～Fig.5.2.10に解析により得た原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化を示す。原子炉出力は、制御棒の連続引抜きによって1.35秒後に 3.85MW のスクラム点に達し、その後スクラム遅れ時間により 3.9MW まで上昇した後、スクラムにより下降し始める。燃料芯材温度は1.46秒後に最高 119.2°C に達した後、原子炉出力の低下とともに急速に低下する。燃料板表面最高温度は 117.2°C であり、最小DNBRは2.79である。1次冷却水最高温度は 55.5°C である。本ケースにおいて、減速材温度効果及びドップラー効果によるフィードバック反応度は、原子炉出力が最大に達した時点で、投入反応度（ 10.1% ）に対しそれぞれ 8.7% （ -0.9% ）、 5.4% （ -0.5% ）の大きさになるのみである。上昇した原子炉出力は、スクラムによってのみ抑制され下降する。

以上の解析結果から反応度付加率 $1.5\sim 3.0\% \Delta k/k/\text{min}$ の範囲では、反応度付加率は解析結果にほとんど影響を及ぼさず、いずれも安全に終息することが確認された。

Table 5.3.2 Analysis results of reactivity insertion by removal of irradiation samples
(Ramp shape reactivity insertion)

| | Scram set point (MW) | Time at scram (sec) | Maximum power (MW) | Time at Maximum power (sec) | Maximum coolant temperature ($^\circ\text{C}$) | Maximum fuel surface temperature ($^\circ\text{C}$) | Maximum fuel meat temperature ($^\circ\text{C}$) | Minimum DNBR (-) |
|------------------------------------------------|----------------------|---------------------|--------------------|-----------------------------|--------------------------------------------------|-------------------------------------------------------|----------------------------------------------------|------------------|
| | | | | | | | | |
| RE35MC03 ($3.0\% \Delta k/k/\text{min}$) | 3.85 | 1.35 | 3.88 | 1.44 | 55.5 | 117.2 | 119.2 | 2.79 |
| RS35MC01* ($1.5\% \Delta k/k/\text{min}$) | 3.85 | 2.51 | 3.87 | 2.60 | 55.6 | 117.4 | 119.4 | 2.79 |

RE35MC02 3.5MW 1.419 m/s 0.0020Δk/k setp

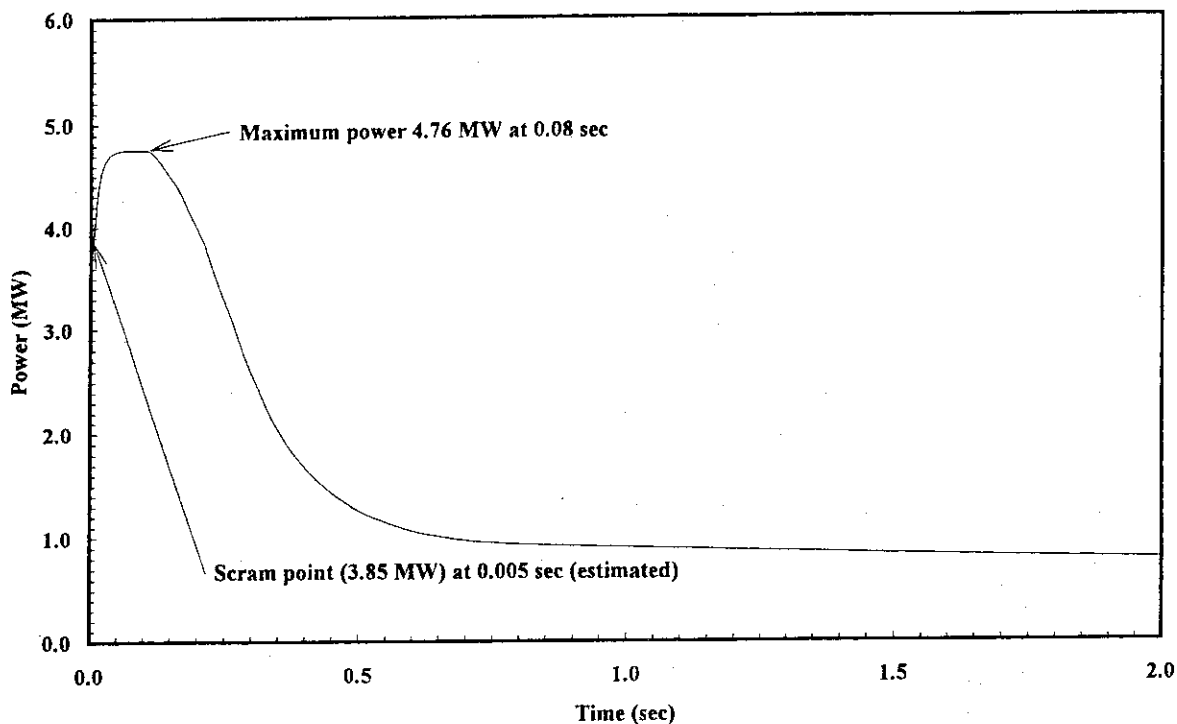


Fig.5.3.1 Transient of Power (Base Case)

RE35MC02 3.5MW 1.419 m/s 0.0020Δk/k step

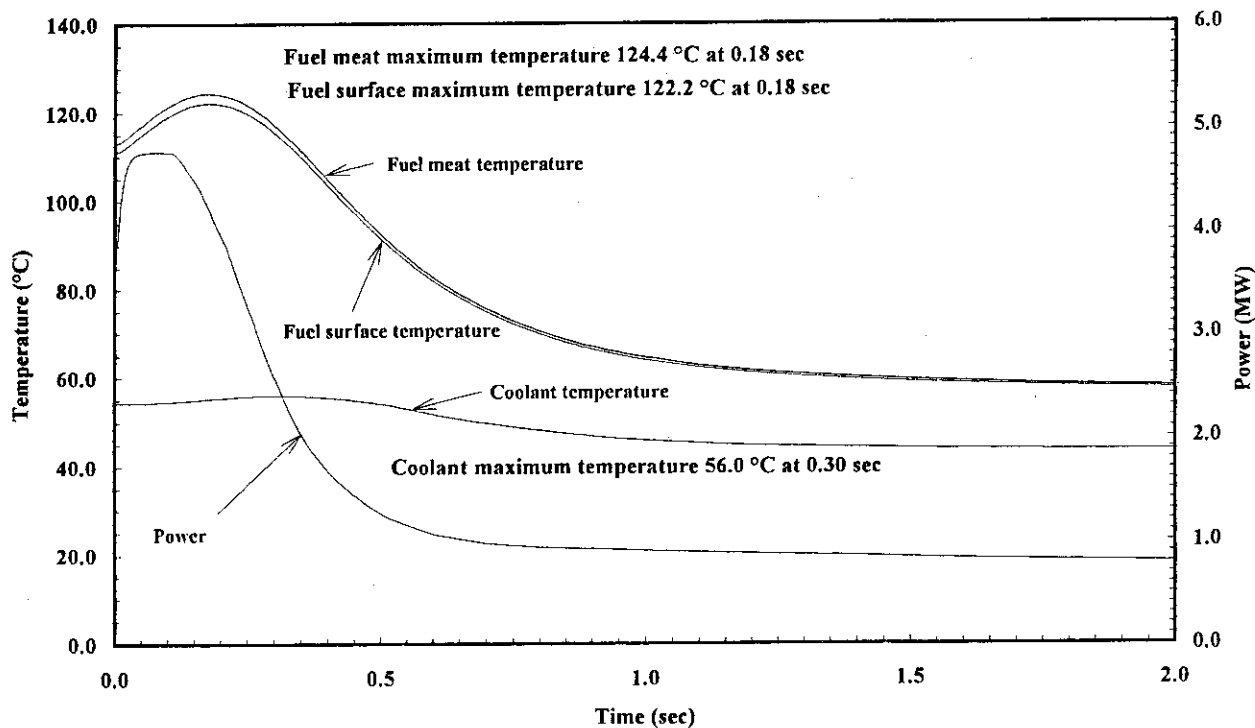


Fig.5.3.2 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power (Base Case)

RE35MC02 3.5MW 1.419 m/s 0.0020 Δ k/k step

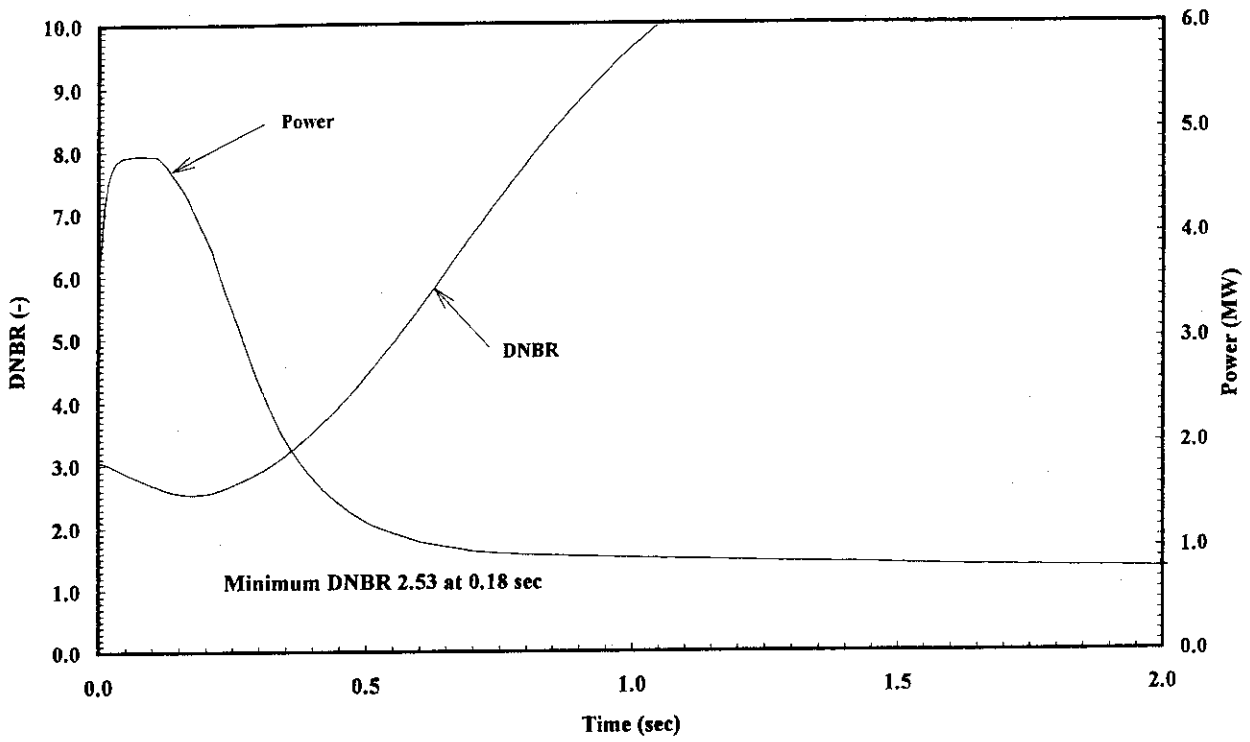


Fig.5.3.3 Transient of DNBR and Power (Base Case)

RE35MC02 3.5W 1.419 m/s 0.0020 Δ k/k step

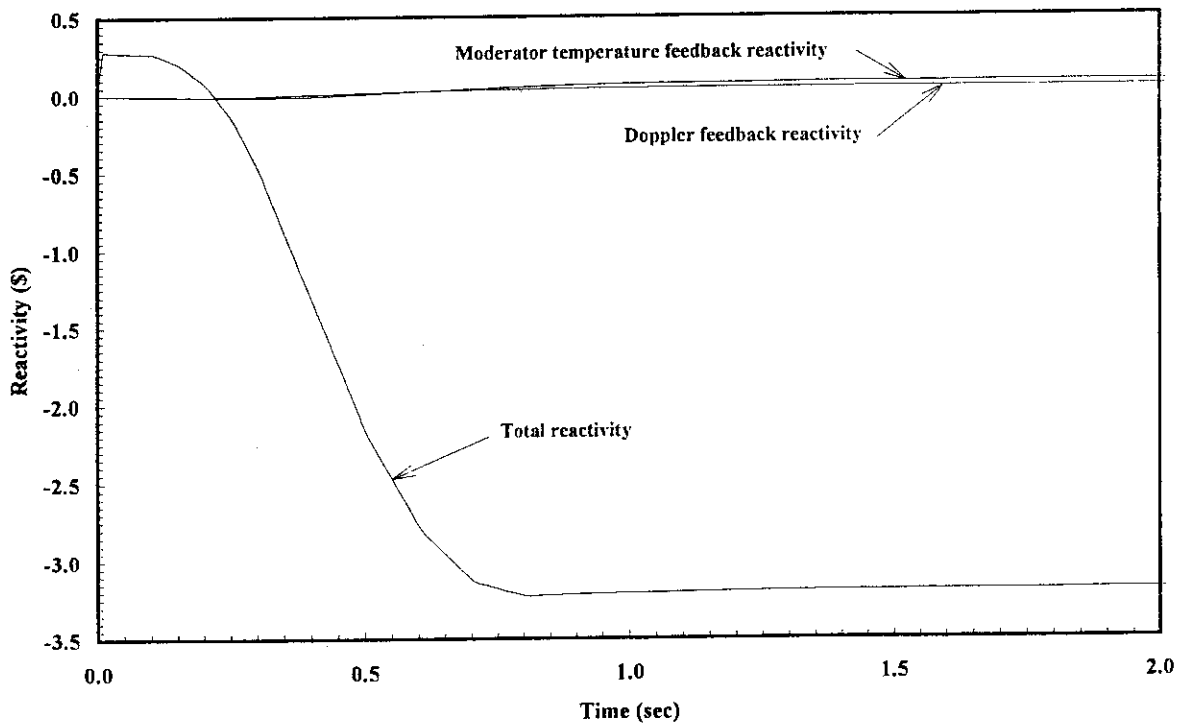


Fig.5.3.4 Total reactivity, Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity (Base Case)

RE35MC02 3.5MW 1.419 m/s 0.0020 Δ k/k step

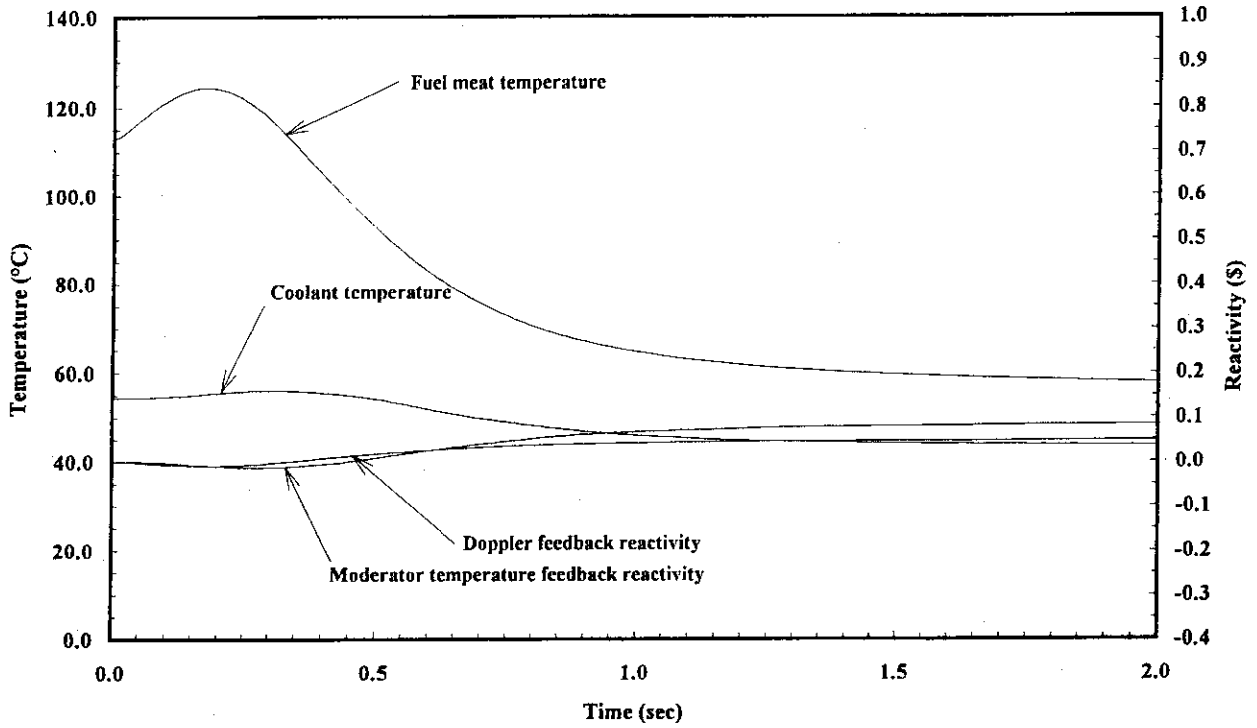


Fig.5.3.5 Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity with Fuel temperature and Coolant temperature(Base Case)

RE35MC04 3.5MW 1.419 m/s 0.0040 Δ k/k setp

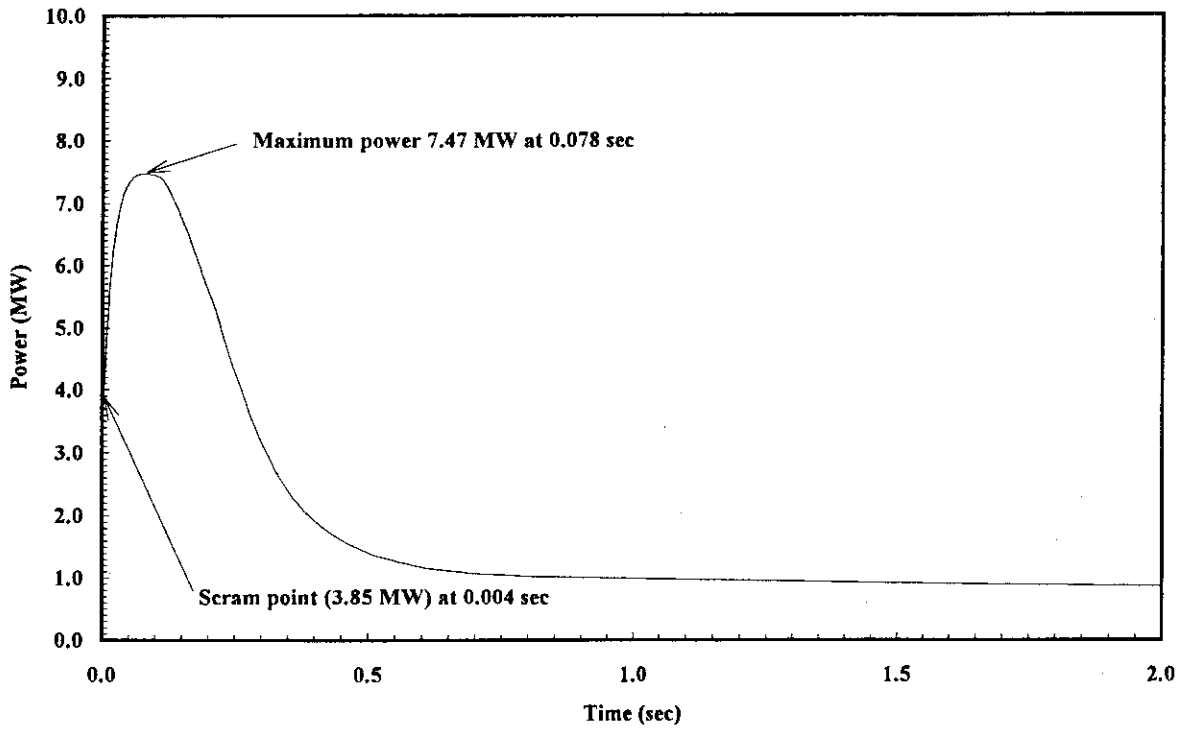


Fig.5.3.6 Transient of Power (0.4% Δ k/k)

RE35MC04 3.5MW 1.419 m/s 0.0040 Δ k/k step

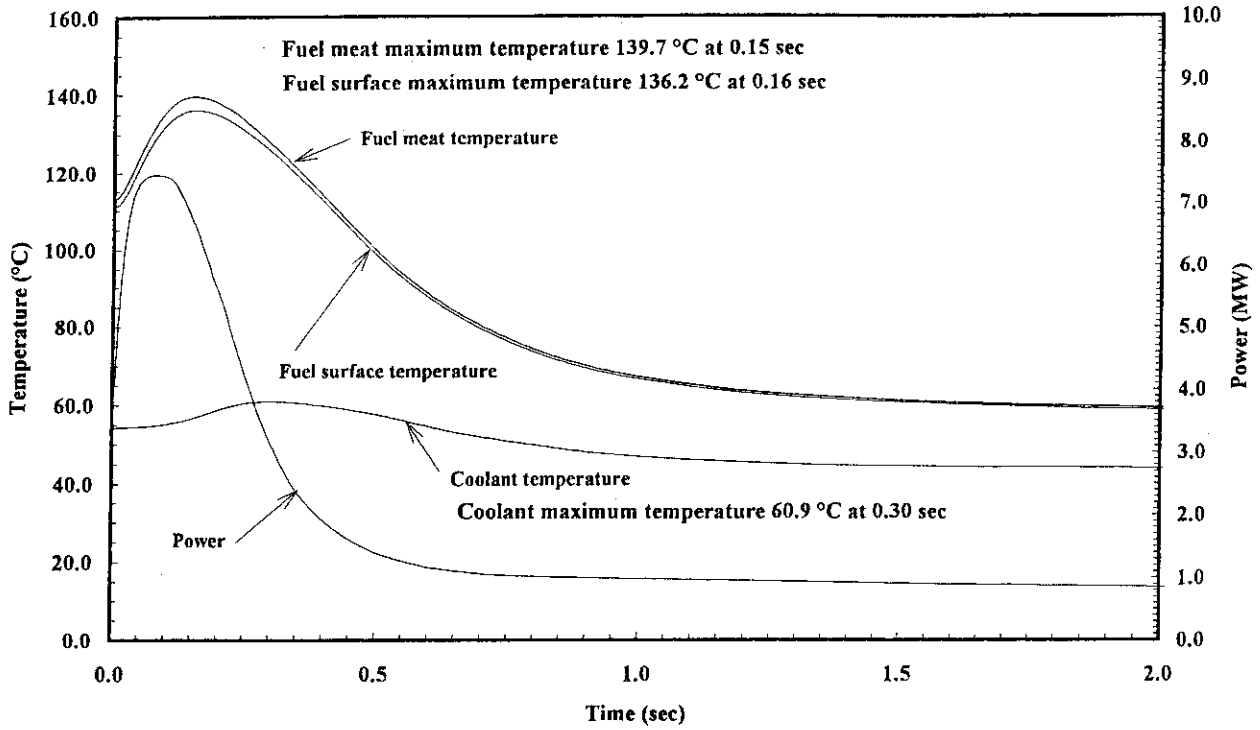


Fig.5.3.7 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power (0.4% Δ k/k)

RE35MC04 3.5MW 1.419 m/s 0.0040 Δ k/k step

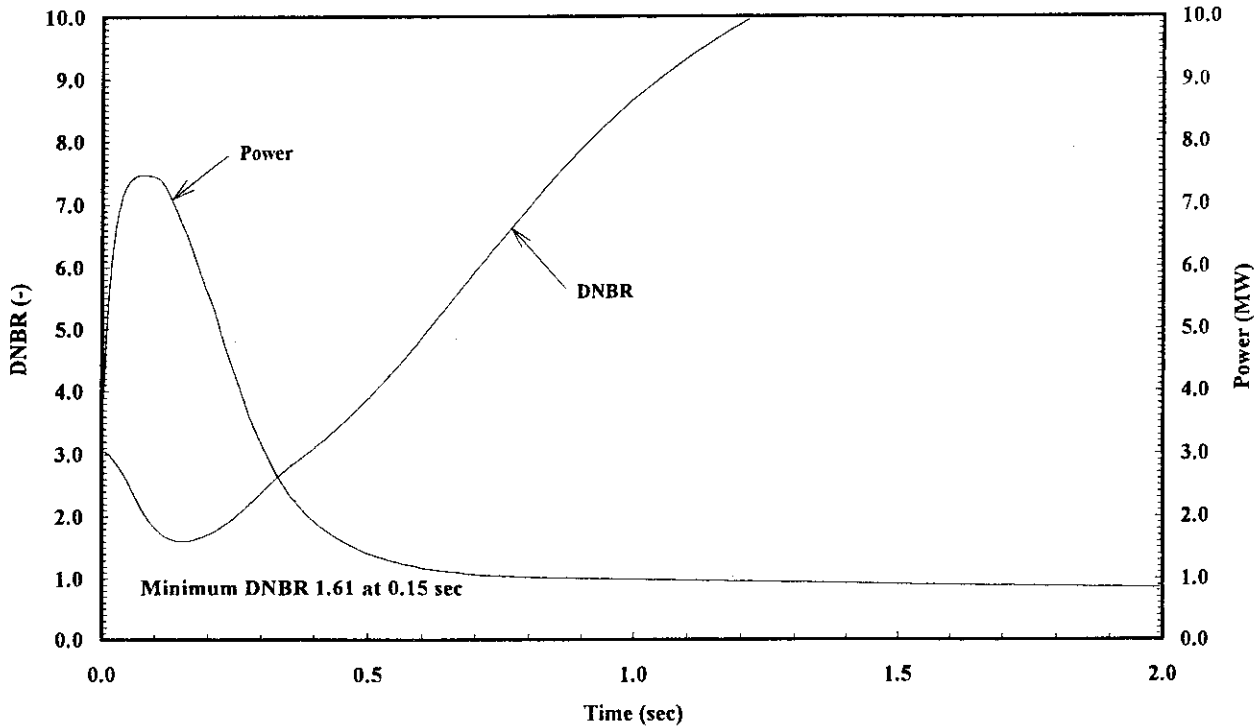


Fig.5.3.8 Transient of DNBR and Power (0.4% Δ k/k)

RE35MC04 3.5W 1.419 m/s 0.0040 Δ k/k step

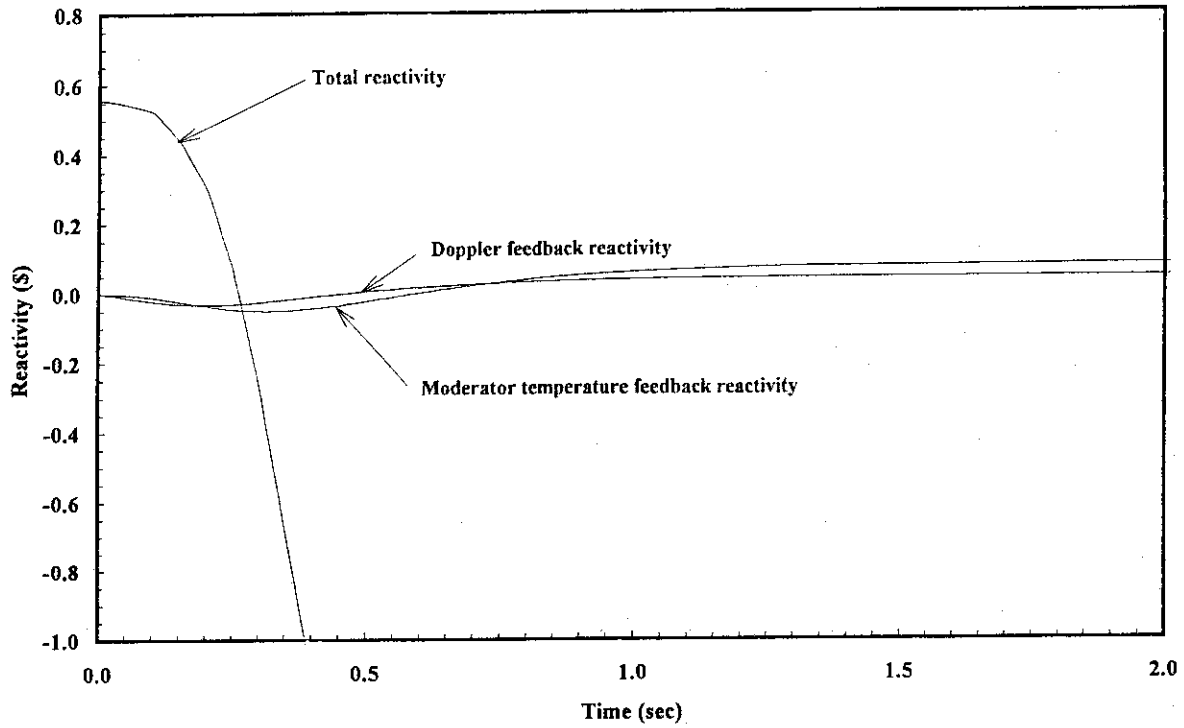


Fig.5.3.9 Total reactivity, Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity (0.4% Δ k/k)

RE35MC04 3.5MW 1.419 m/s 0.0040 Δ k/k step

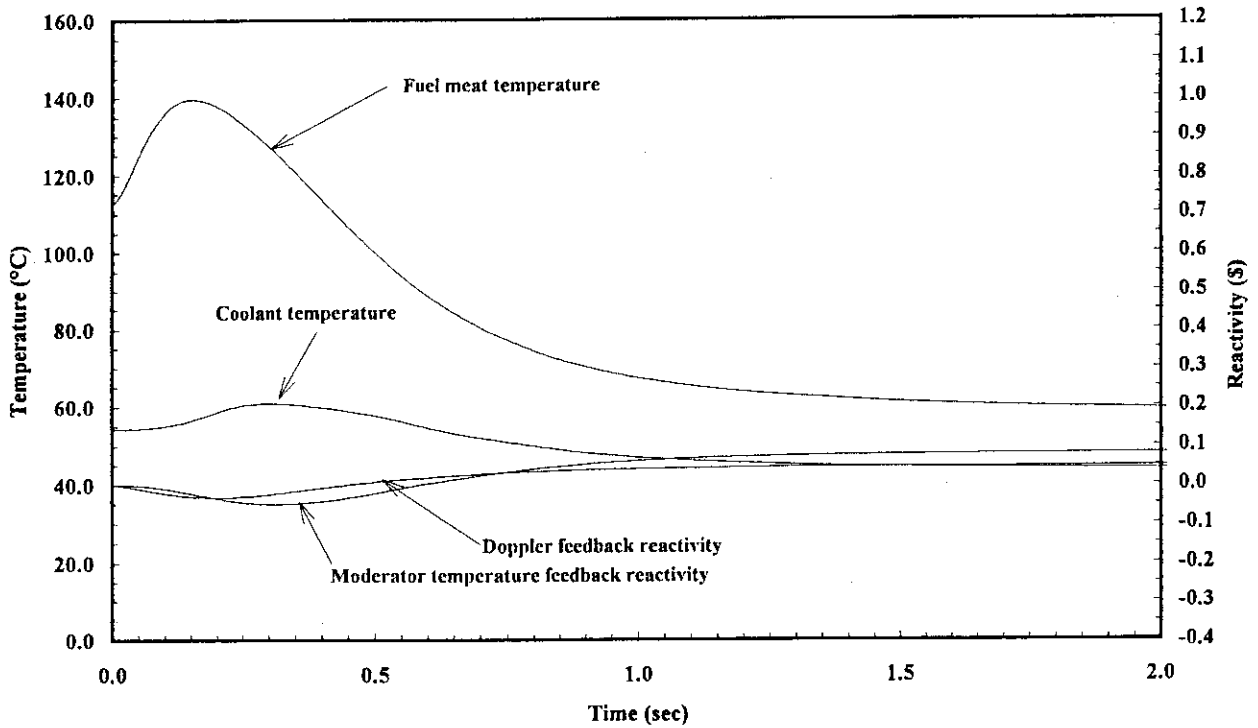


Fig.5.3.10 Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity with Fuel temperature and Coolant temperature(0.4% Δ k/k)

RE35MC01 3.5MW 1.419 m/s 0.0050 Δ k/k setp

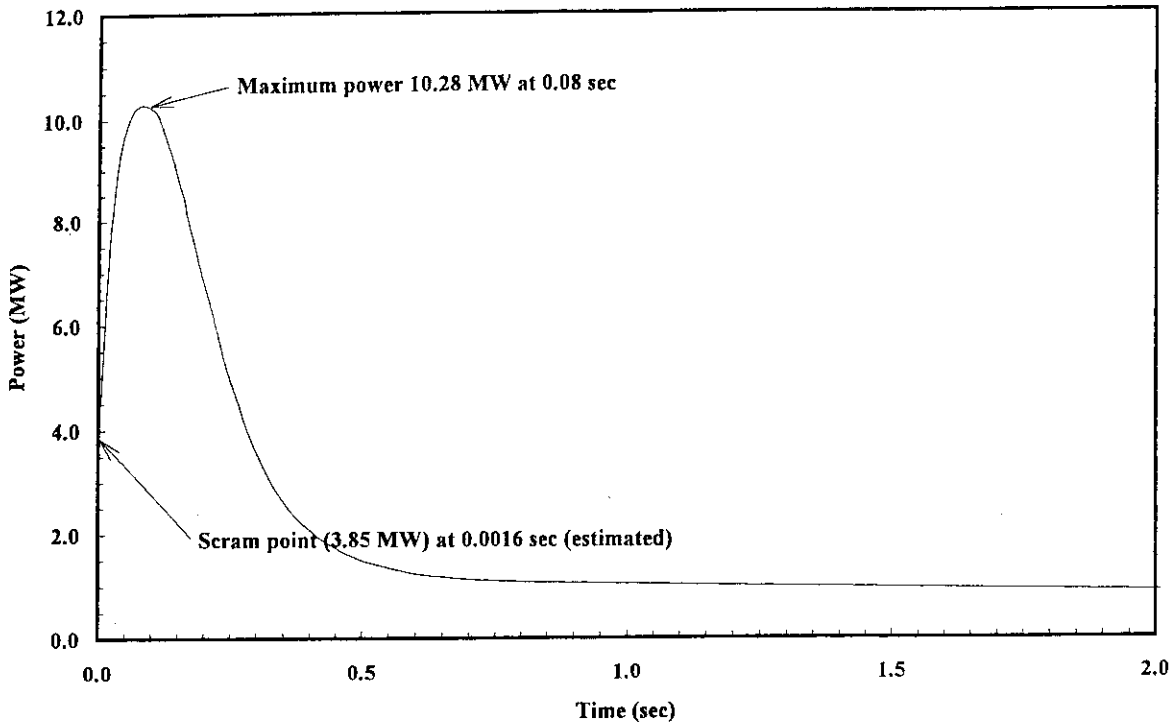


Fig.5.3.11 Transient of Power (0.5% Δ k/k)

RE35MC01 3.5MW 1.419 m/s 0.0050 Δ k/k step

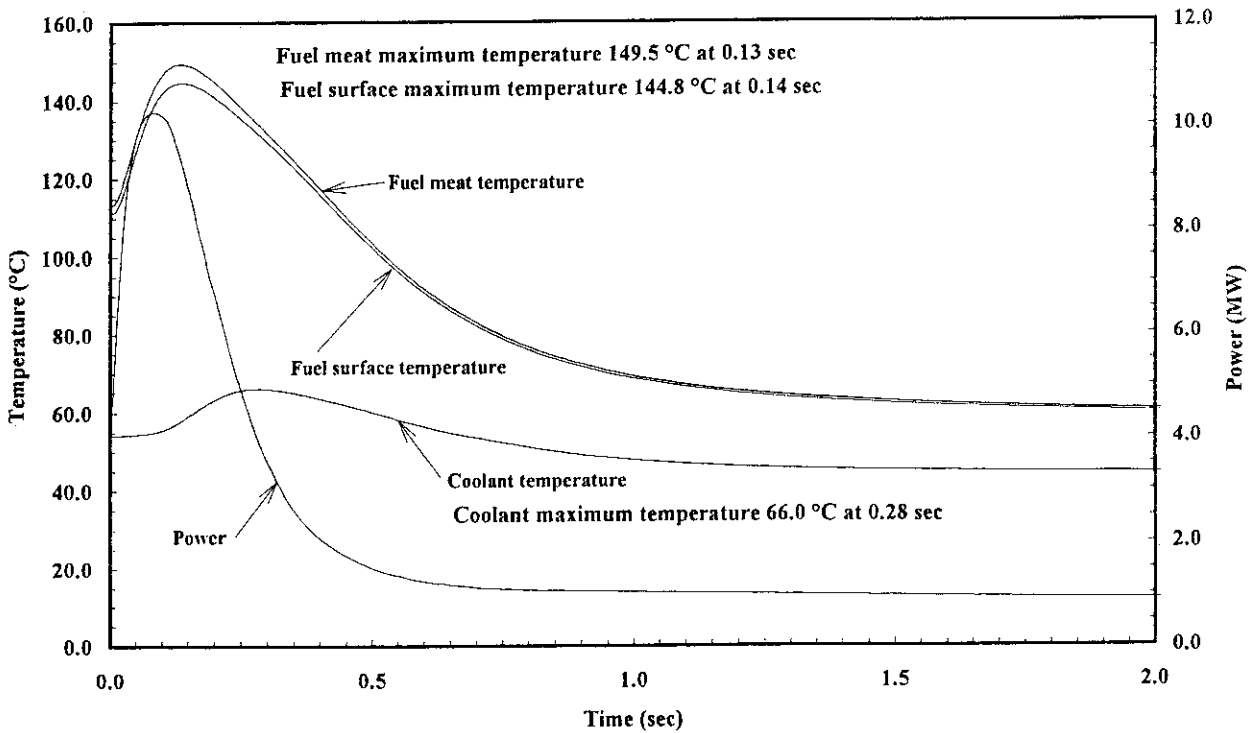


Fig.5.3.12 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power (0.5% Δ k/k)

RE35MC01 3.5MW 1.419 m/s 0.0050 Δ k/k step

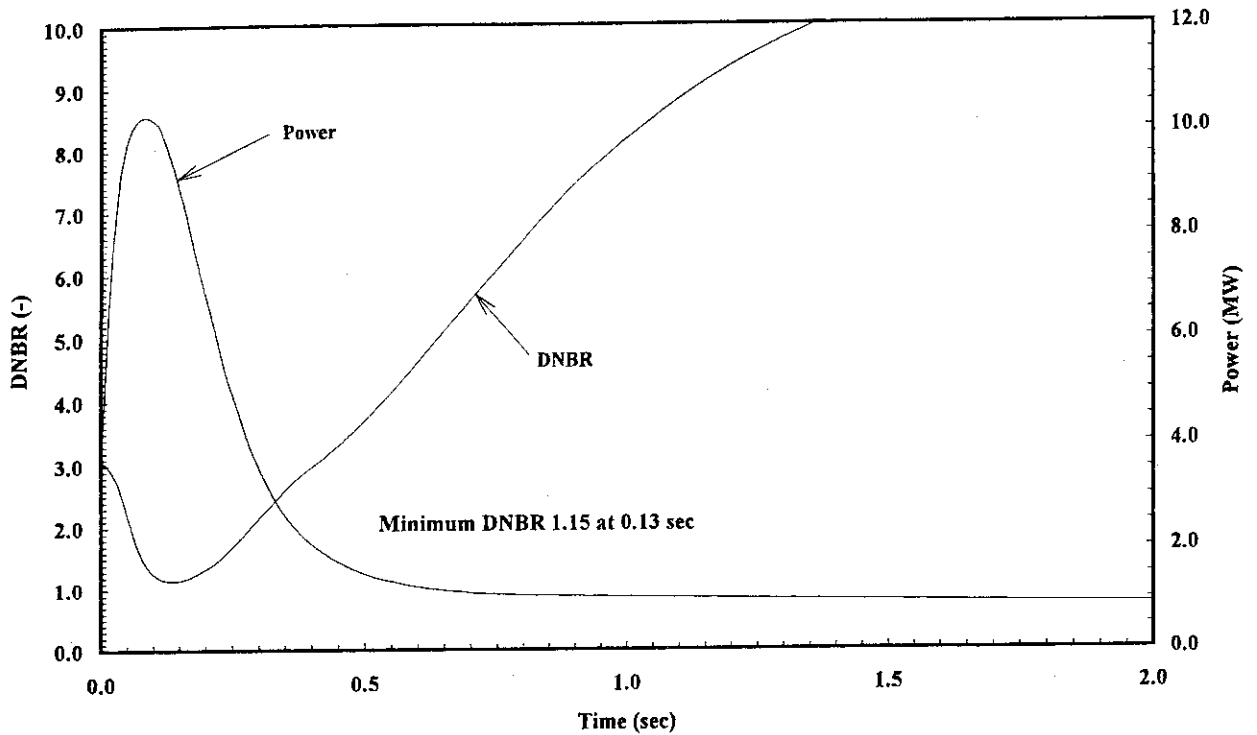


Fig.5.3.13 Transient of DNBR and Power (0.5% Δ k/k)

RE35MC01 3.5W 1.419 m/s 0.0050 Δ k/k step

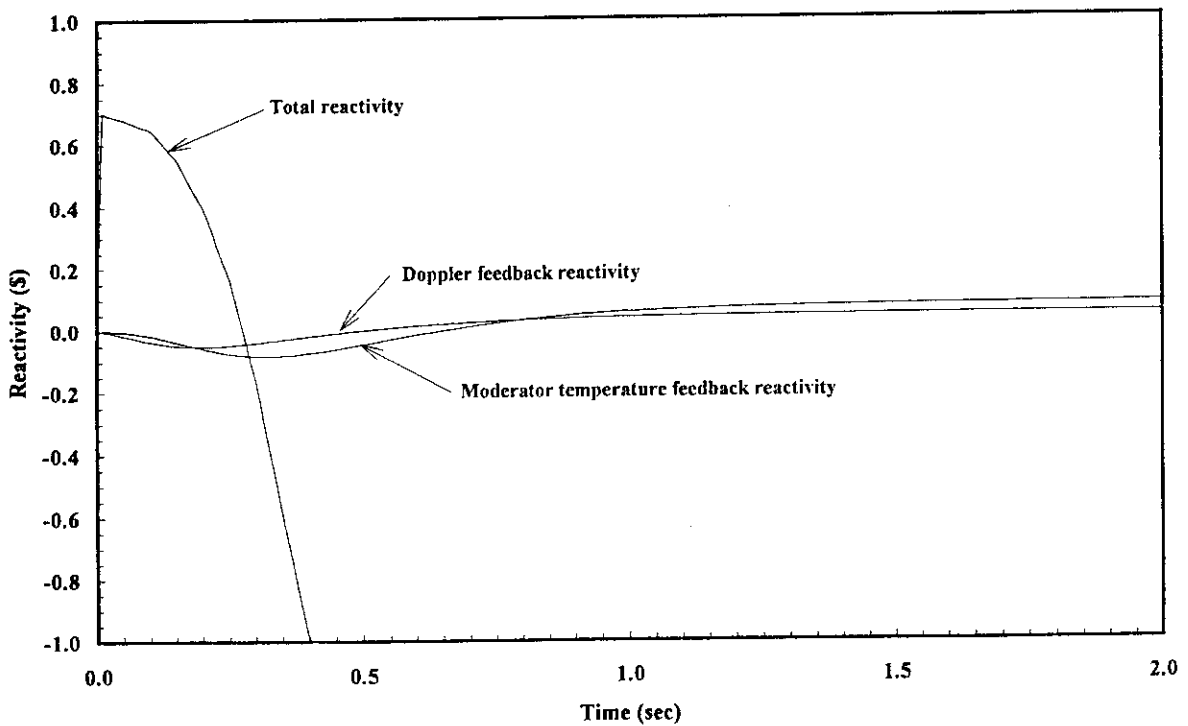


Fig.5.3.14 Total reactivity, Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity (0.5% Δ k/k)

RE35MC01 3.5MW 1.419 m/s 0.0050 Δ k/k step

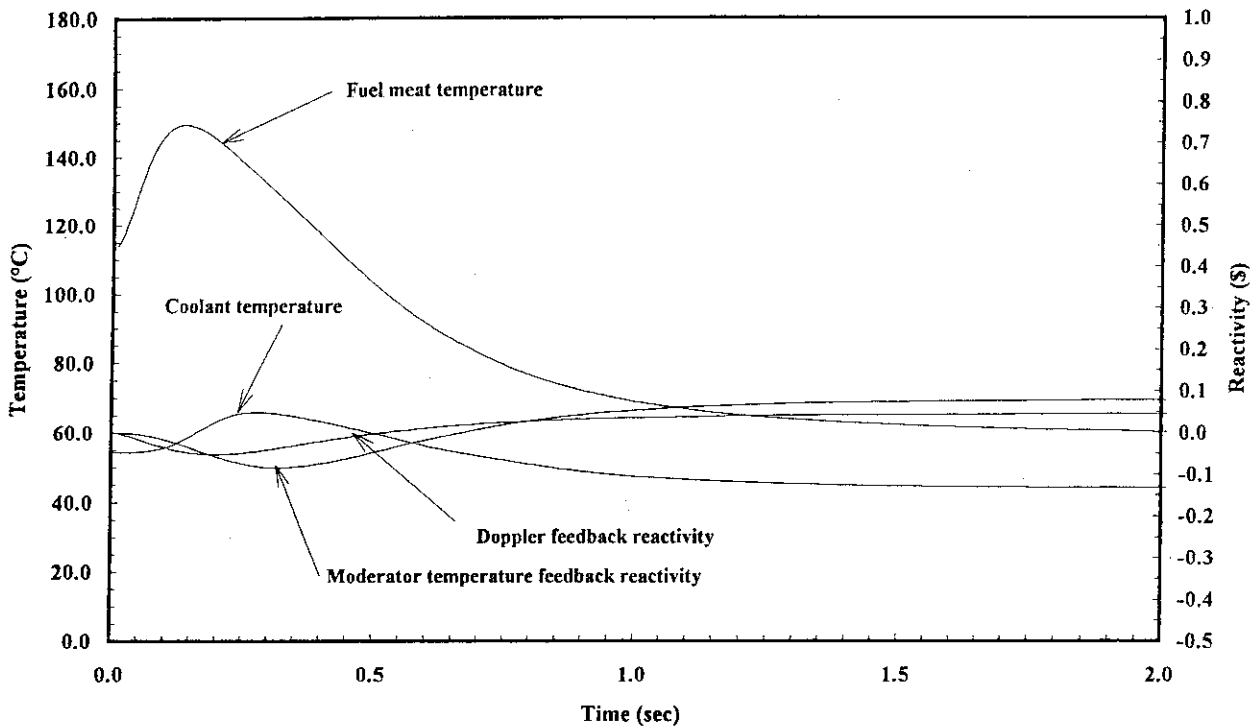


Fig.5.3.15 Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity with Fuel temperature and Coolant temperature(0.5% Δ k/k)

Power : 3.5MW 1.419 m/s 0.0020~0.0050 Δ k/k setp

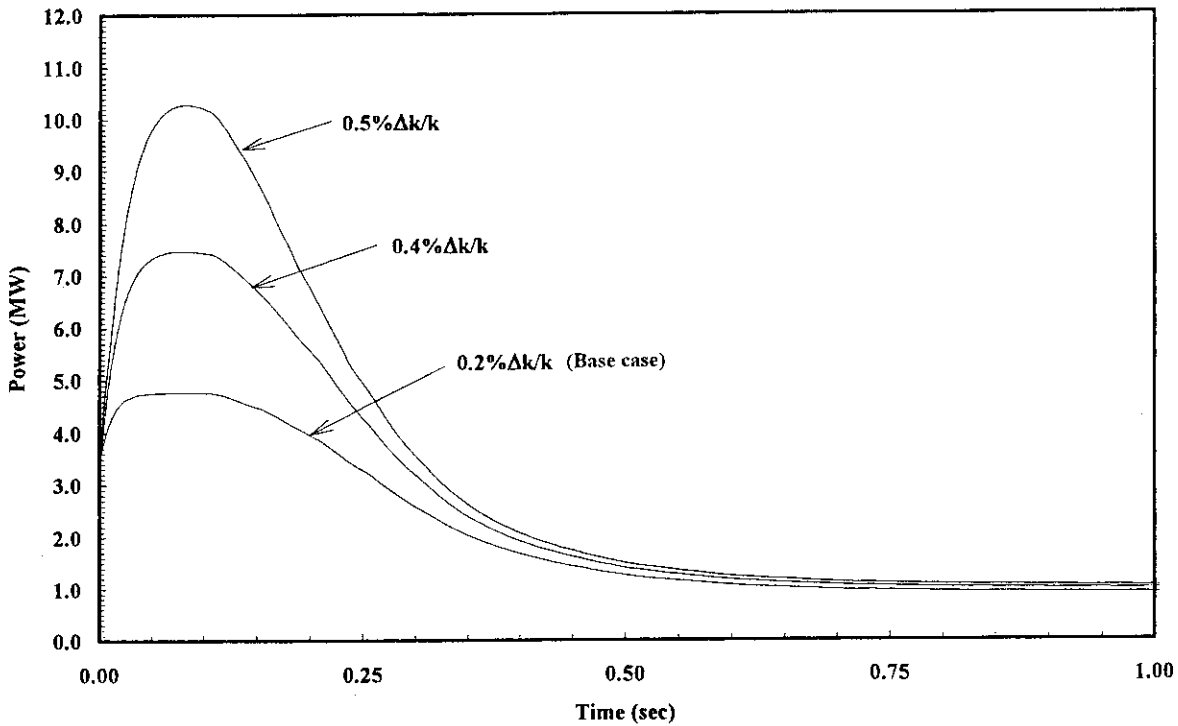


Fig.5.3.16 Transient of Power (0.2, 0.4 and 0.5% Δ k/k)

DNBR : 3.5MW 1.419 m/s 0.0020~0.0050 $\Delta k/k$ setp

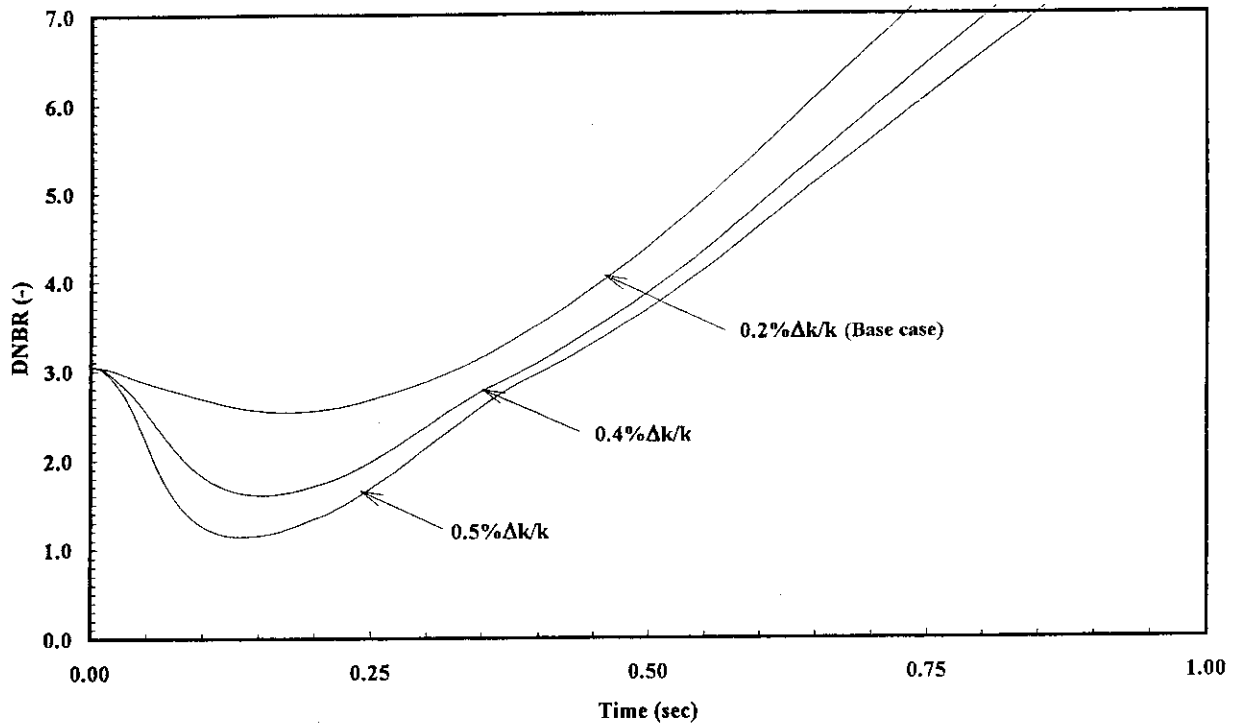


Fig.5.3.17 Transient of DNBR (0.2, 0.4 and 0.5% $\Delta k/k$)

Fuel temperature : 3.5MW 1.419 m/s 0.0020~0.0050 $\Delta k/k$ setp

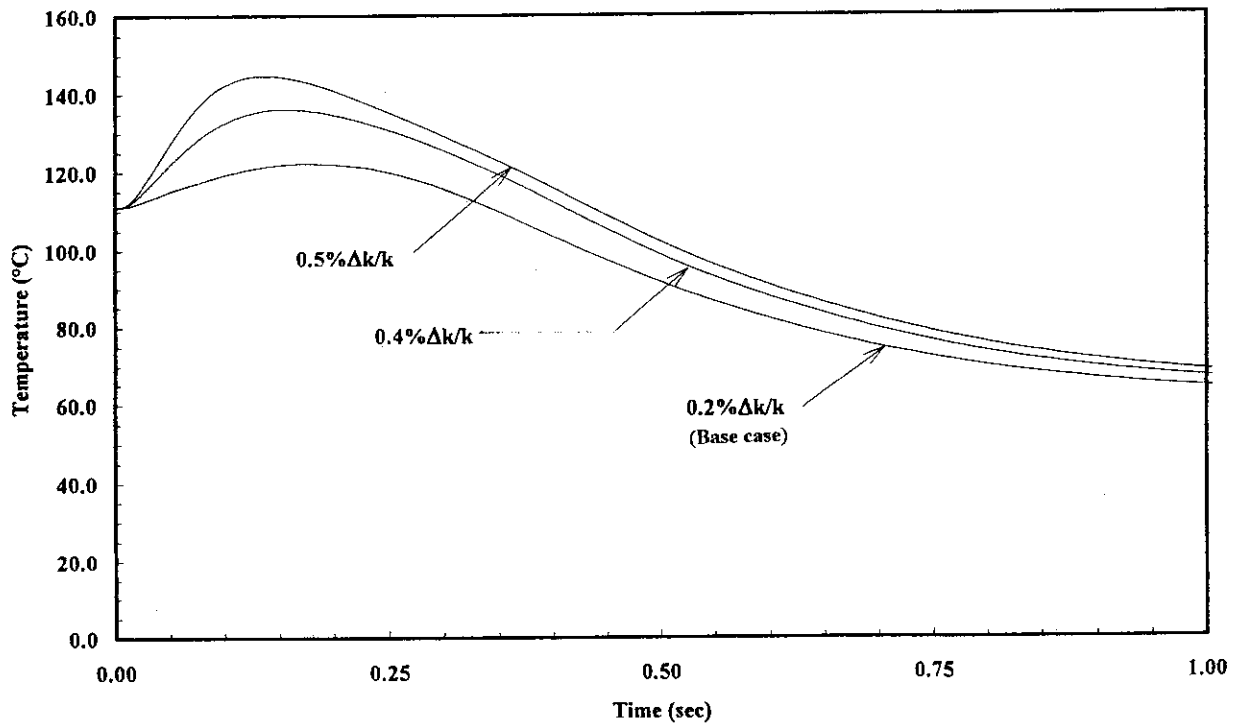


Fig.5.3.18 Transient of Fuel meat temperature (0.2, 0.4 and 0.5% $\Delta k/k$)

3.5MW 1.419 m/s 0.0020~0.0050 $\Delta k/k$ step

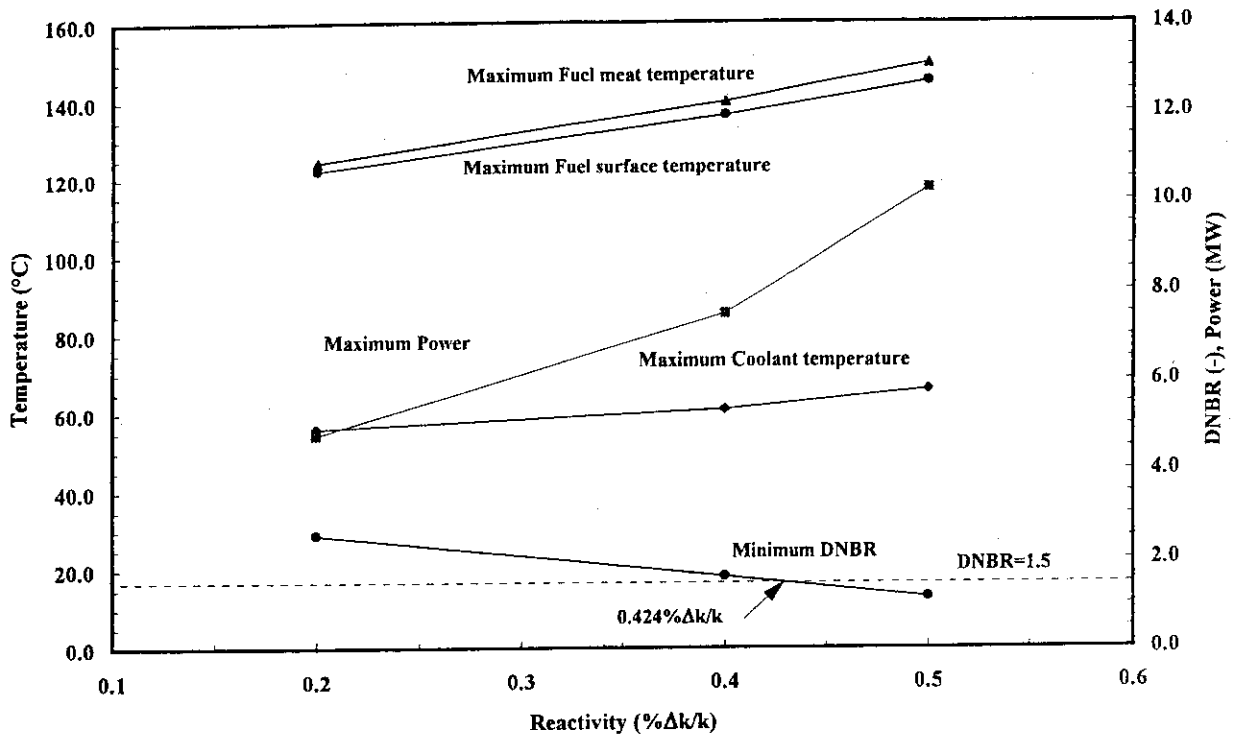


Fig.5.3.19 Maximum fuel meat temperature, Maximum fuel surface temperature, Maximum coolant temperature, Maximum power and Minimum DNBR as a function of inserted reactivity

5.4 冷水導入による反応度付加

解析したケースは、ベースケース(0.27% $\Delta k/k$ (step, $\Delta T=10^\circ\text{C}$))、付加反応度0.54% $\Delta k/k$ (step, $\Delta T=20^\circ\text{C}$)及び0.675% $\Delta k/k$ (step, $\Delta T=25^\circ\text{C}$)の3ケースである。

5.4.1 ベースケース

解析結果をTable 5.4.1に示す。また、Fig.5.4.1～Fig.5.4.5に解析により得た原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化を示す。原子炉出力は、反応度付加後0.004秒後に0.22MWのスクラム点に達し、その後スクラム遅れ時間により0.32MWまで上昇した後、スクラムにより下降し始める。この過渡変化における最小DNBRは41.09である。また、燃料芯材最高温度は45.6 $^\circ\text{C}$ に、燃料板表面最高温度は45.5 $^\circ\text{C}$ に上昇するのみである。1次冷却水最高温度は41.0 $^\circ\text{C}$ である。この事象において、減速材温度効果及びドップラー効果によるフィードバック反応度は、原子炉出力が最大に達した時点で、投入反応度(37.7 ρ)に対し、合計でも0.3%になるにすぎない。上昇した原子炉出力は、スクラムによってのみ抑制され下降する。

Table 5.4.1 Analysis results of reactivity insertion by cold water insertion

| | Scram set point (MW) | Time at scram (sec) | Maximum power (MW) | Time at Maximum power (sec) | Maximum coolant temperature ($^\circ\text{C}$) | Maximum fuel surface temperature ($^\circ\text{C}$) | Maximum fuel meat temperature ($^\circ\text{C}$) | Minimum DNBR (-) |
|----------------------------------------------------------------------|----------------------------|---------------------------|--------------------------|--------------------------------------|-----------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------|------------------------|
| 0.27% $\Delta k/k$ Base case (RW02MC06) | 0.22 | 0.004 | 0.318 | 0.11 | 41.0 | 45.5 | 45.6 | 41.09 |
| 0.54% $\Delta k/k$ $\Delta T=20^\circ\text{C}$ (RW02MC05) | 0.22 | 0.003 | 0.789 | 0.11 | 41.7 | 50.3 | 50.6 | 21.44 |
| 0.675% $\Delta k/k$ ($\Delta T=25^\circ\text{C}$) (RW02MC07) | 0.22 | 0.003 | 2.133 | 0.14 | 43.5 | 62.6 | 63.2 | 9.55 |

5.4.2 付加反応度の影響

付加反応度の影響をみるために、付加反応度0.54% $\Delta k/k$ (step, $\Delta T=20^\circ\text{C}$)、0.675% $\Delta k/k$ (step, $\Delta T=25^\circ\text{C}$)の2ケースについて解析した。解析結果をTable 5.4.1に示す。また、Fig.5.4.6～Fig.5.4.10に付加反応度0.54% $\Delta k/k$ の場合、Fig.5.4.11～Fig.5.4.15に付加反応度0.675% $\Delta k/k$ の場合の解析により得た原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化をそれぞれ示す。Fig.5.4.16は原子炉出力、Fig.5.4.17はDNBR、Fig.5.4.18は燃料芯材温度の過渡変化をベースケースも含めてそれぞれ比較したものである。Fig.5.4.19は、付加反応度と、原子炉出力及びDNBRの関係を示したものである。

付加反応度が0.54% $\Delta k/k$ の場合は、最小DNBRは21.44、付加反応度が0.675% $\Delta k/k$ (step)の場合は、最小DNBRは9.55であり、運転時の異常な過渡変化時の判断基準1.5をいずれの場合も満足する。Fig.5.4.19から最小DNBRは付加反応度が増えるに従って直線的に減少しており、付加反応度約0.76% $\Delta k/k$ で、最小DNBRが1.5となる。冷却材温度差に換算すると28.1 $^\circ\text{C}$ に相当する。

RW02MC06 0.2MW 1.419 m/s 0.0027 Δ k/k step (Δ T10 °C) 0.22MW scram

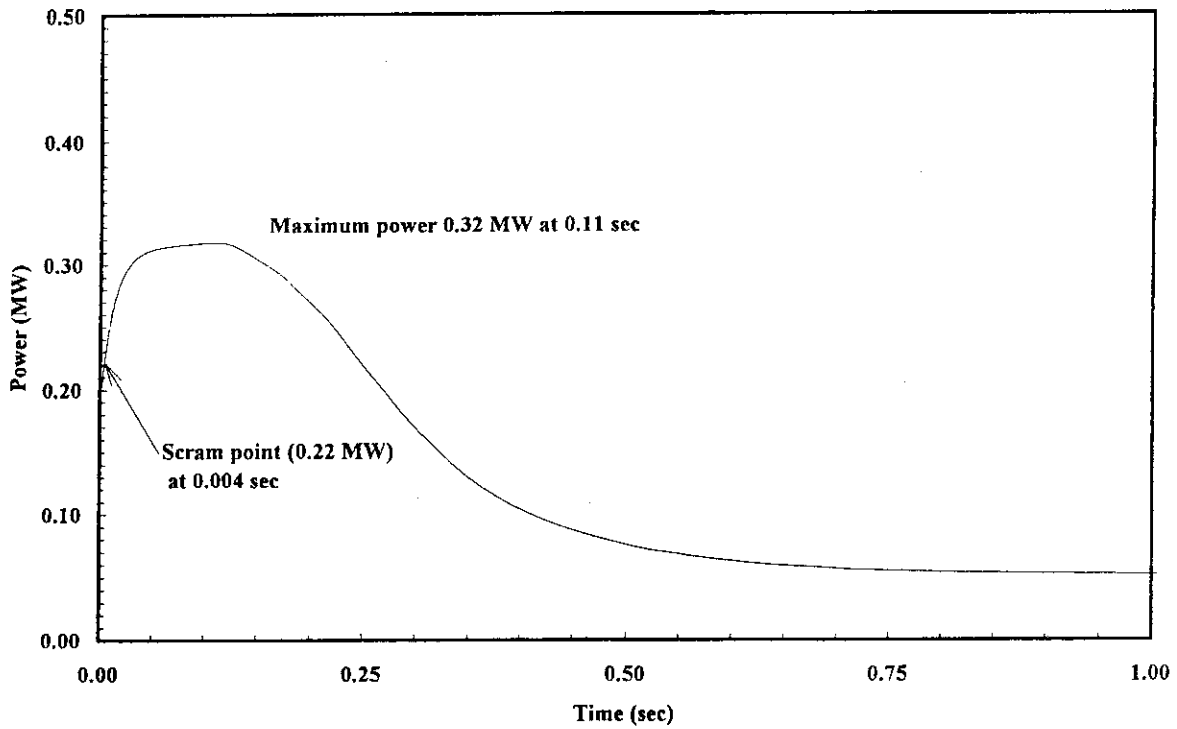


Fig.5.4.1 Transient of Power (Base Case)

RW02MC06 0.2MW 1.419 m/s 0.0027 Δ k/k step (Δ T10 °C) 0.22MW scram

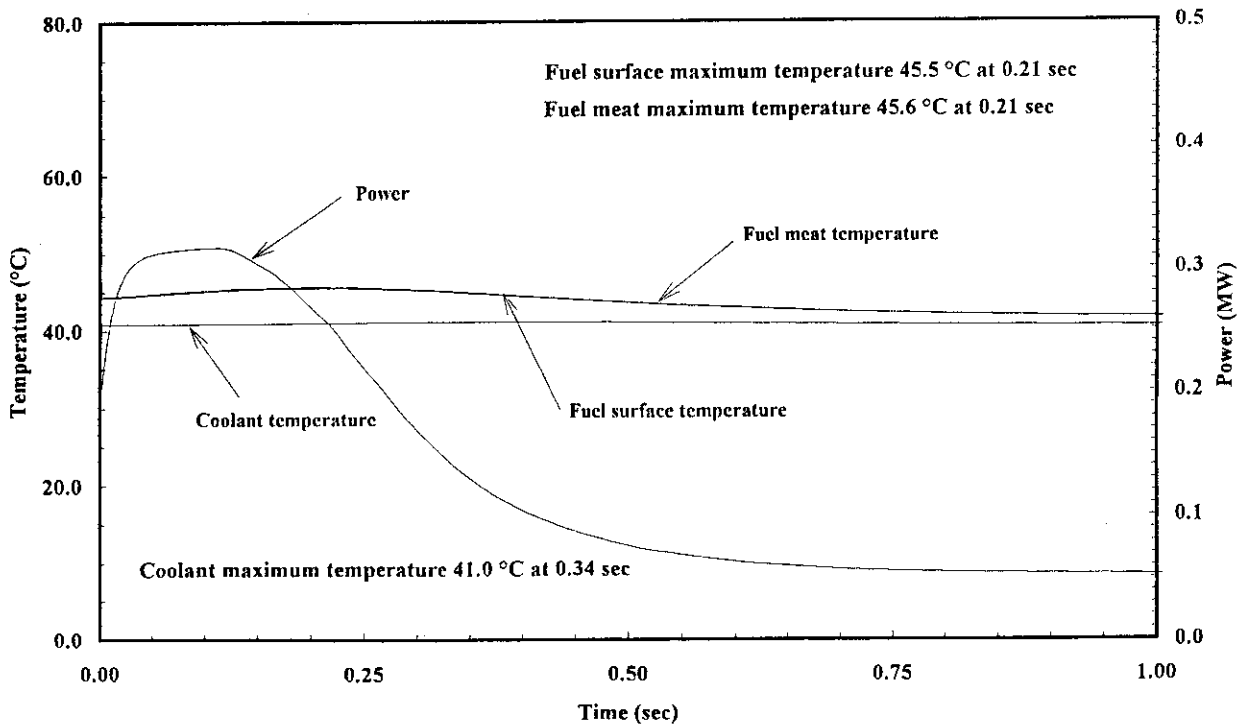


Fig.5.4.2 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power (Base Case)

RW02MC06 0.2MW 1.419 m/s 0.0027 Δ k/k step (Δ T10 °C) 0.22MW scram

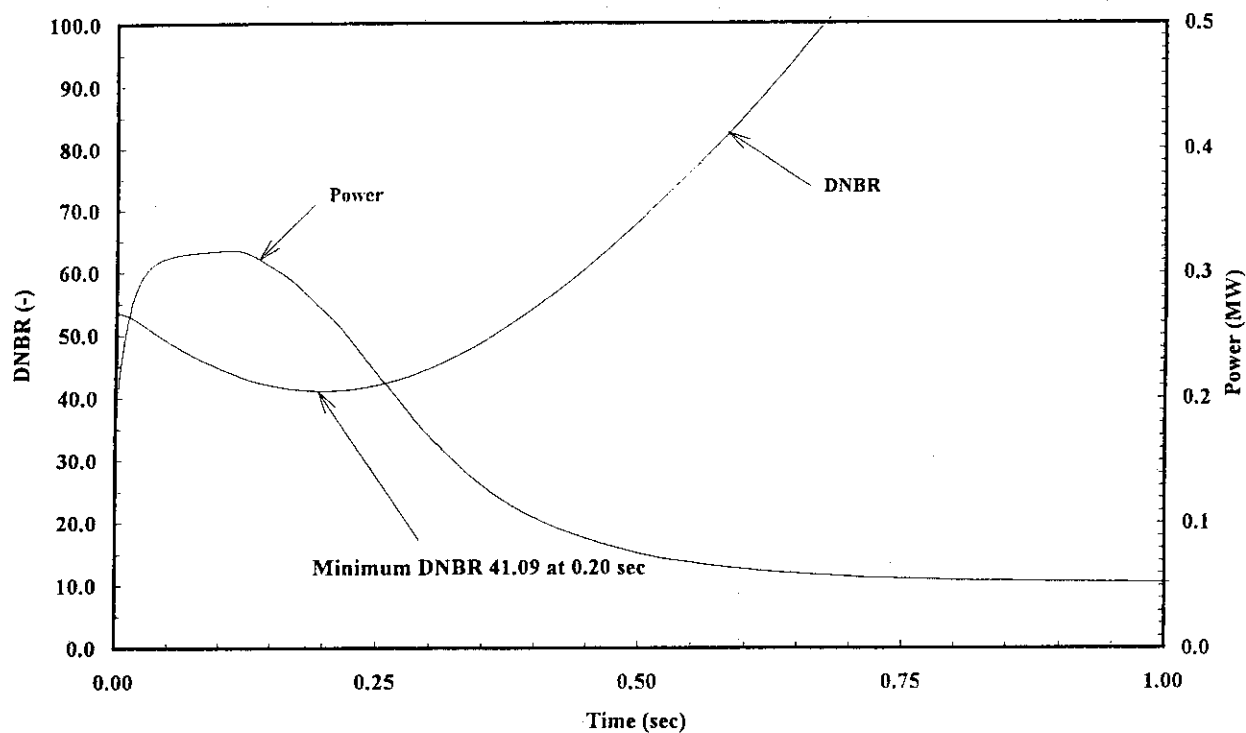


Fig.5.4.3 Transient of DNBR and Power (Base Case)

RW02MC06 0.2MW 1.419 m/s 0.0027 Δ k/k step (Δ T10 °C) 0.22MW scram

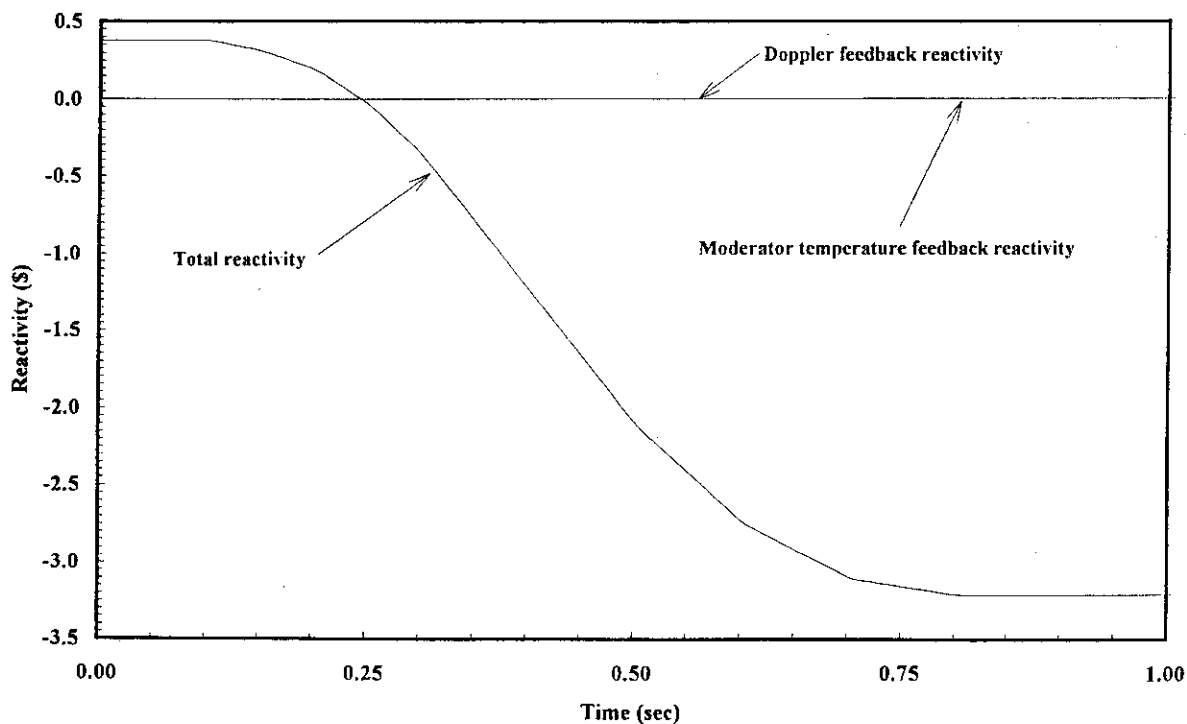


Fig.5.4.4 Total reactivity, Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity (Base Case)

RW02MC06 0.2MW 1.419 m/s 0.0027 Δ k/k step (Δ T10 °C) 0.22MW scram

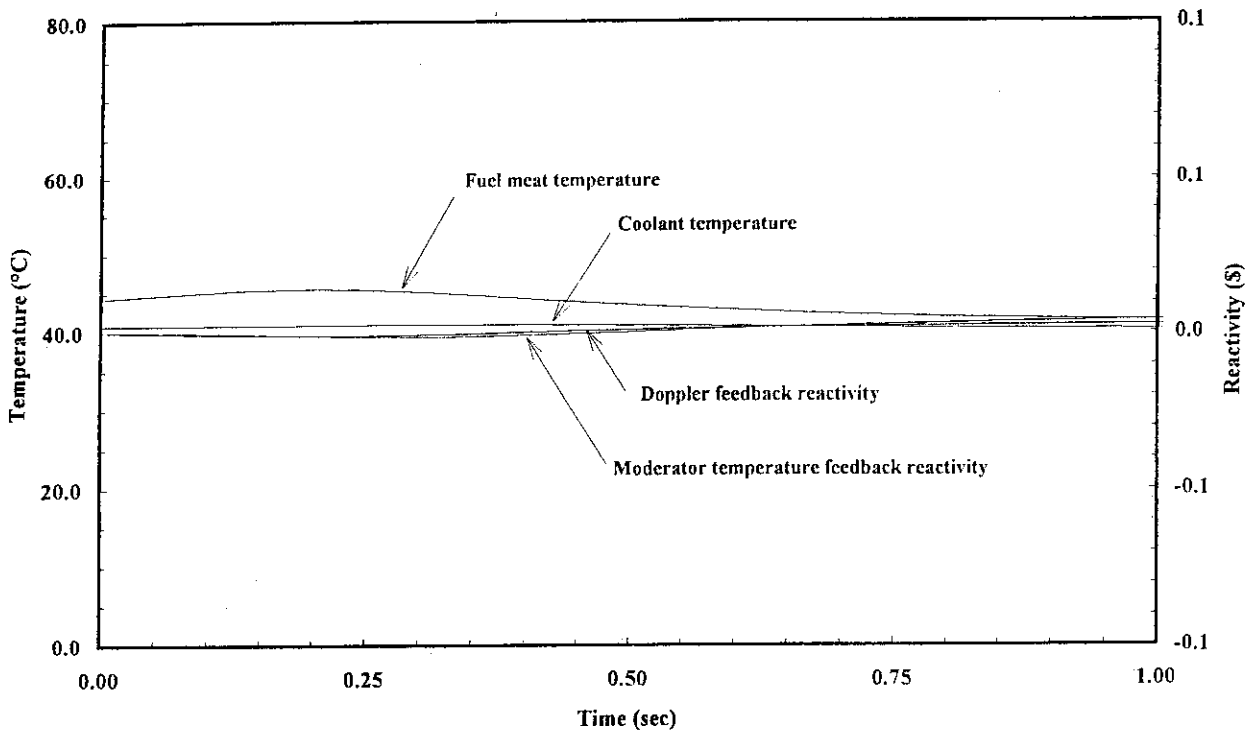


Fig.5.4.5 Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity with Fuel temperature and Coolant temperature(Base Case)

RW02MC05 0.2MW 1.419 m/s 0.0054 Δ k/k step (Δ T20 °C) 0.22MW scram

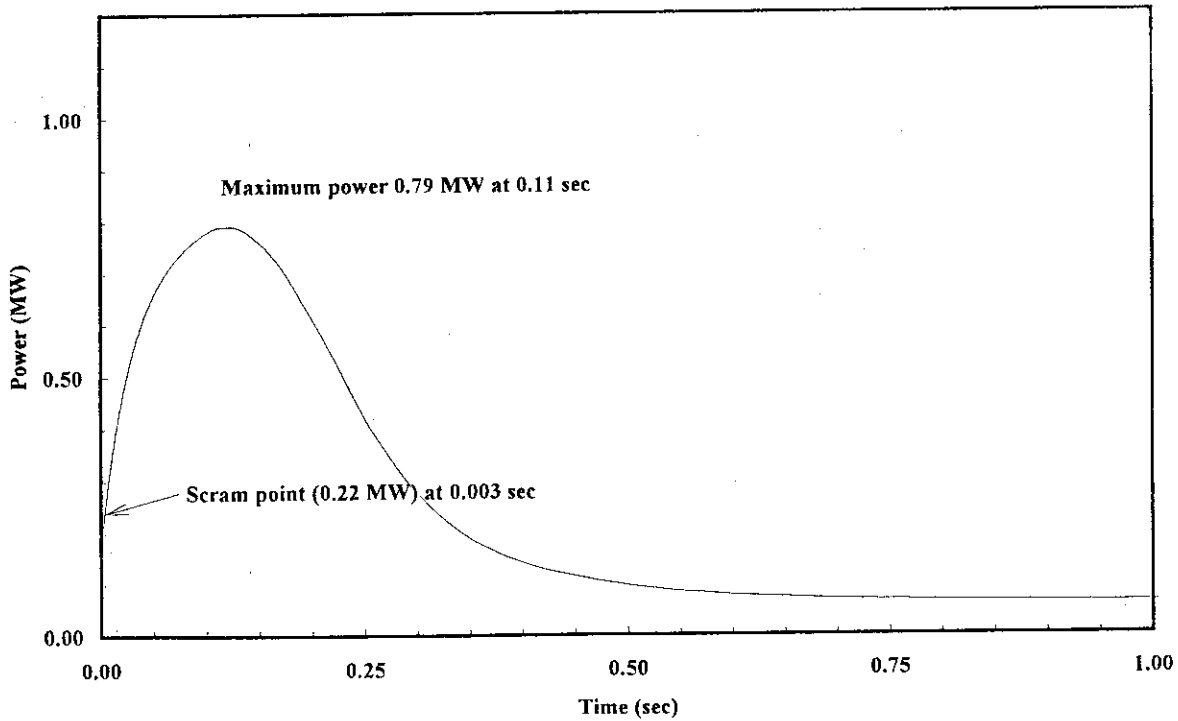


Fig.5.4.6 Transient of Power (0.54% Δ k/k)

RW02MC05 0.2MW 1.419 m/s 0.0054 Δ k/k step (ΔT 20 °C) 0.22MW scram

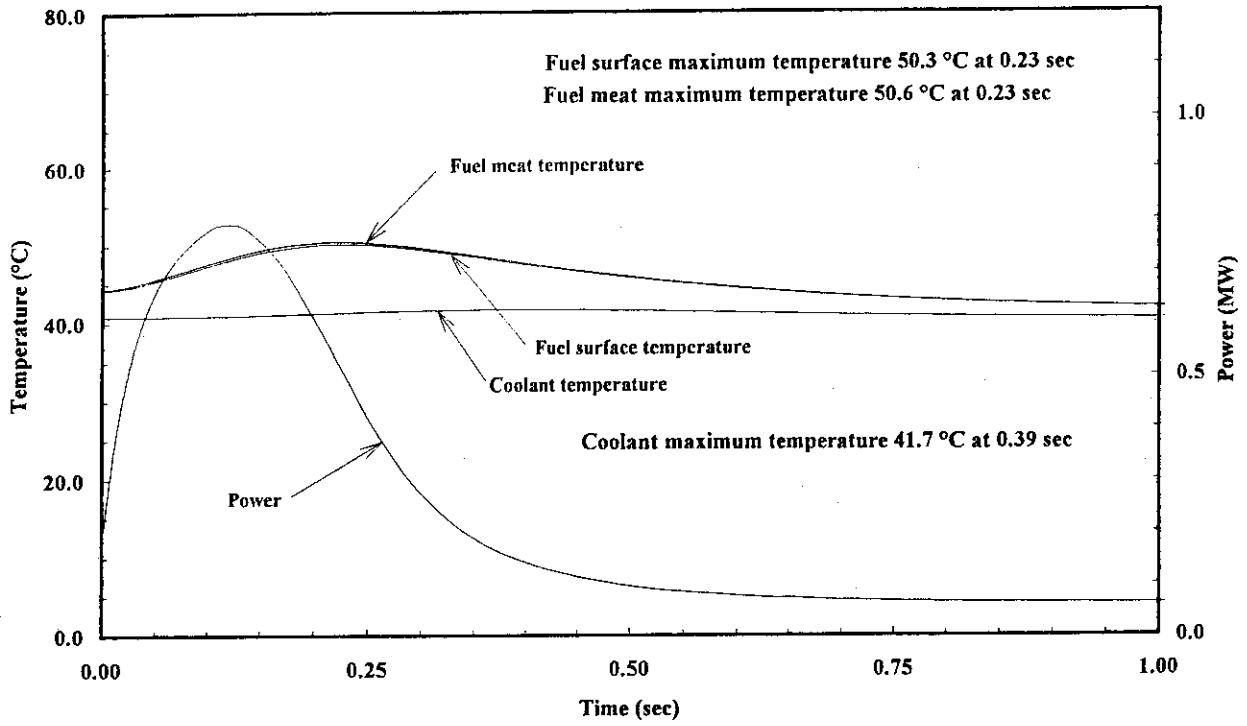


Fig.5.4.7 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power (0.54% Δ k/k)

RW02MC05 0.2MW 1.419 m/s 0.0054 Δ k/k step (ΔT 20 °C) 0.22MW scram

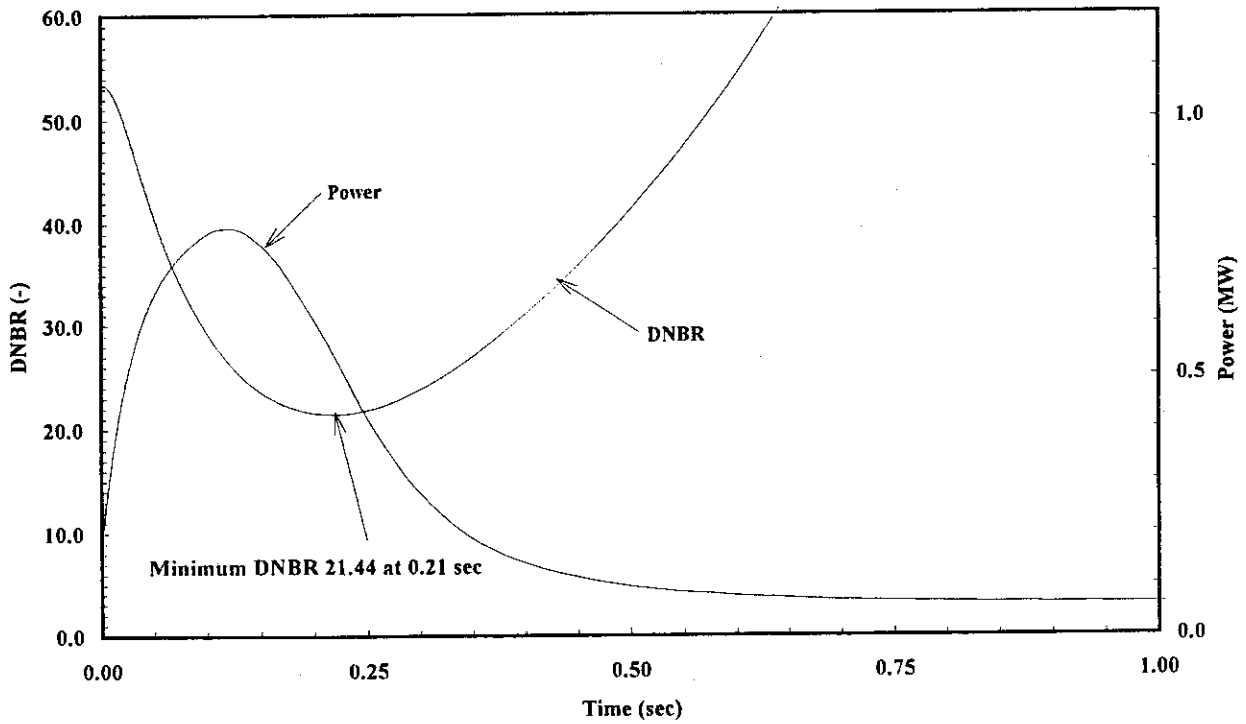


Fig.5.4.8 Transient of DNBR and Power (0.54% Δ k/k)

RW02MC05 0.2MW 1.419 m/s 0.0054 Δ k/k step (Δ T20 °C) 0.22MW scram

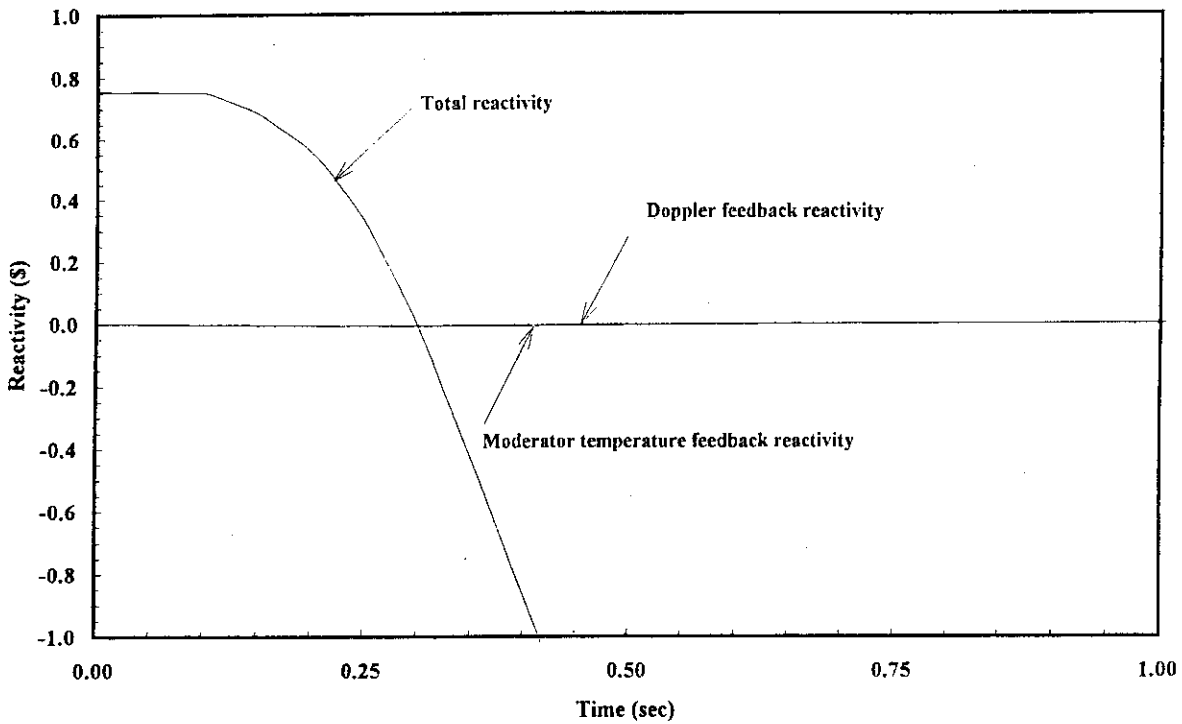


Fig.5.4.9 Total reactivity, Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity (0.54% Δ k/k)

RW02MC05 0.2MW 1.419 m/s 0.0054 Δ k/k step (Δ T20 °C) 0.22MW scram

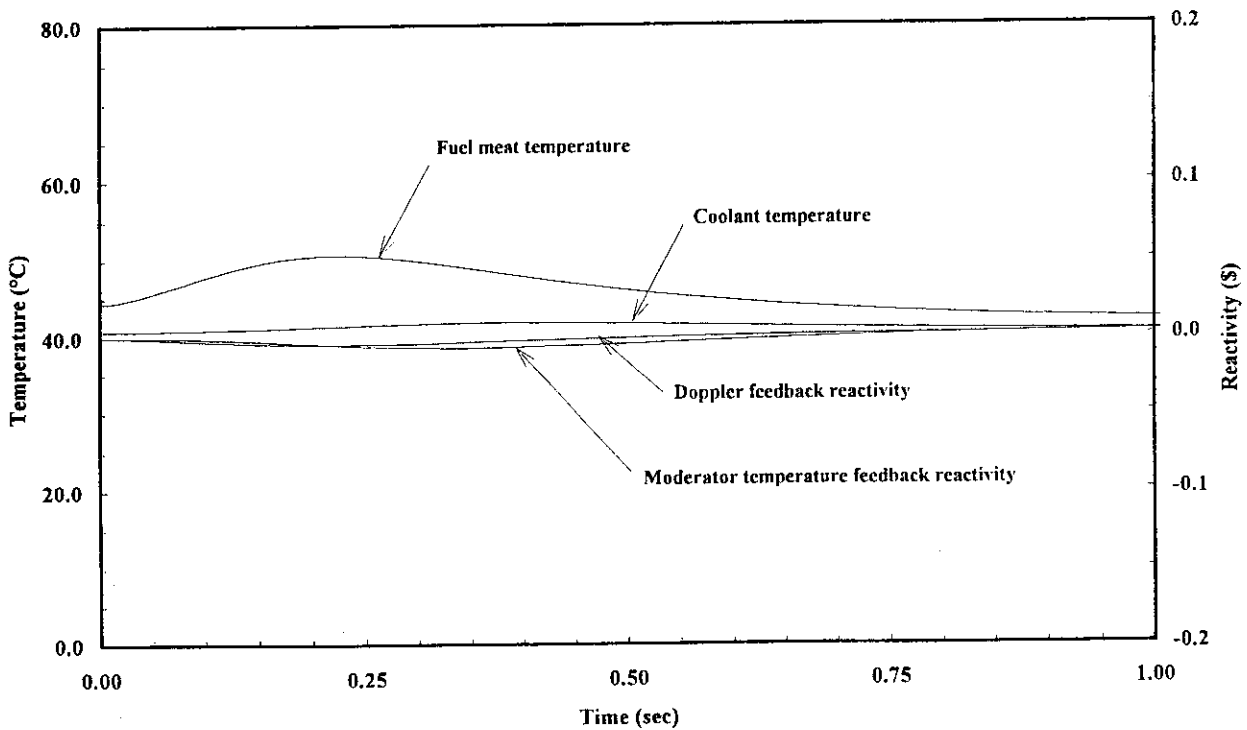


Fig.5.4.10 Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity with Fuel temperature and Coolant temperature (0.54% Δ k/k)

RW02MC07 0.2MW 1.419 m/s 0.00675 Δ k/k step (Δ T25 °C) 0.22MW scram

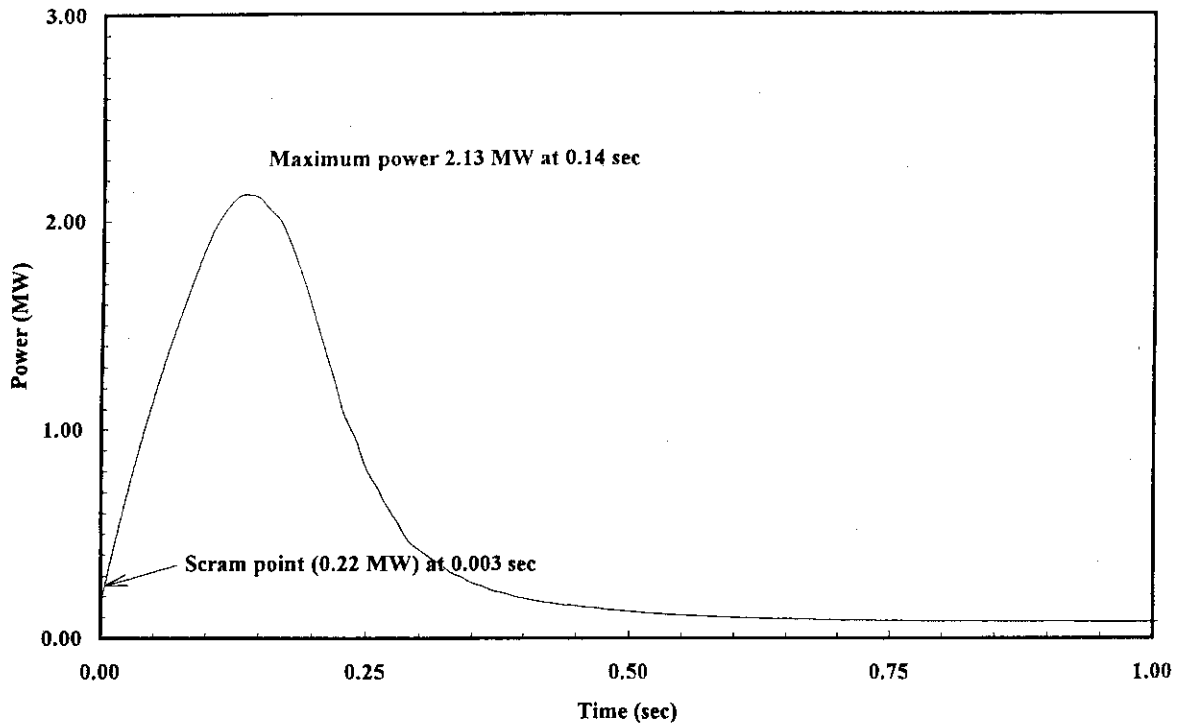


Fig.5.4.11 Transient of Power (0.675% Δ k/k)

RW02MC07 0.2MW 1.419 m/s 0.00675 Δ k/k step (Δ T25 °C) 0.22MW scram

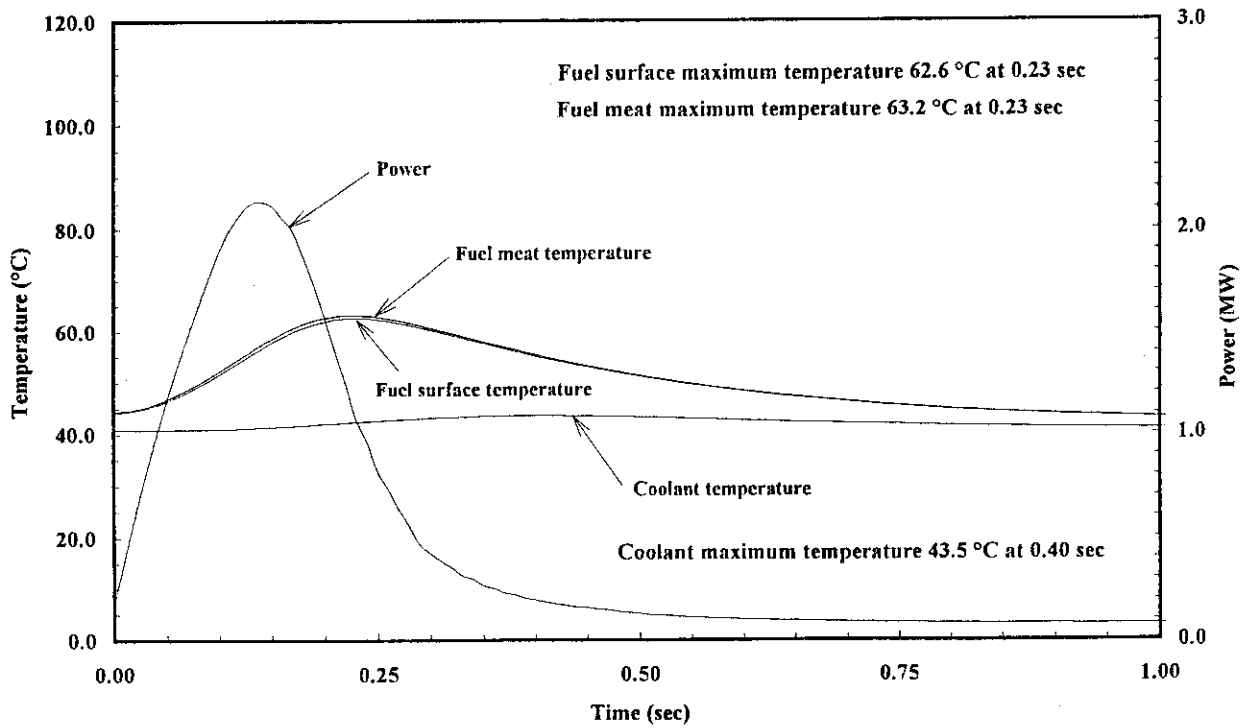


Fig.5.4.12 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power (0.675% Δ k/k)

RW02MC07 0.2MW 1.419 m/s 0.00675 Δ k/k step (Δ T25 °C) 0.22MW scram

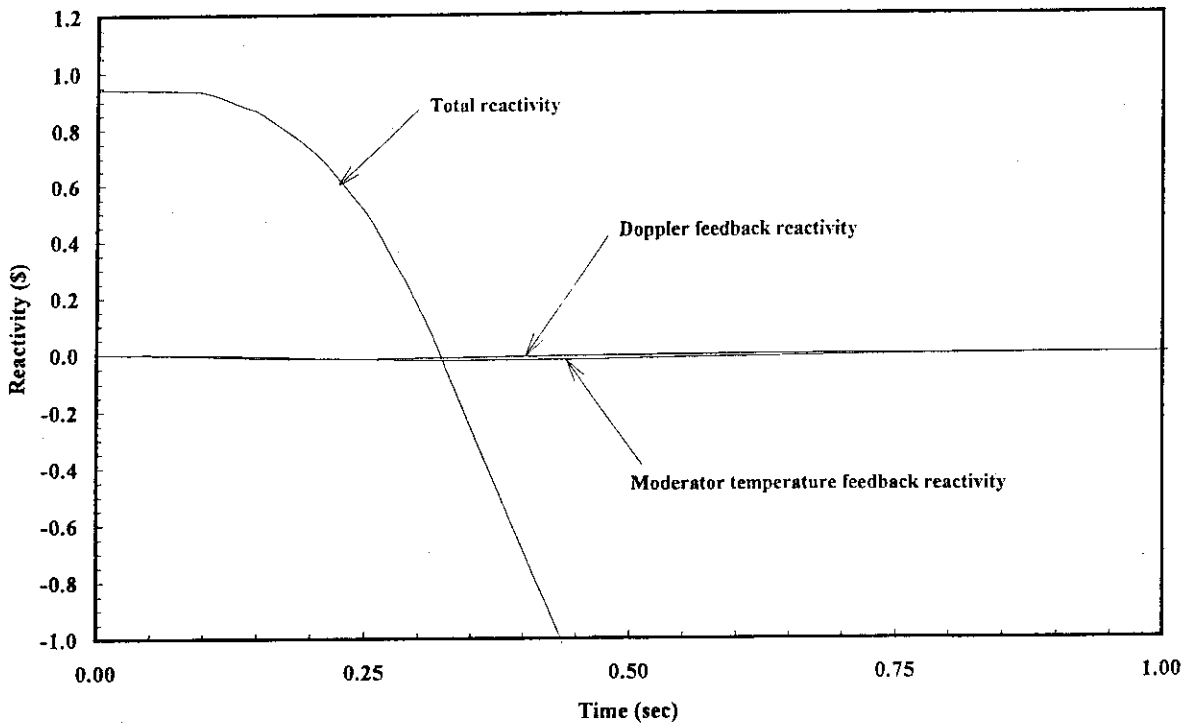


Fig.5.4.13 Transient of DNBR and Power (0.675% Δ k/k)

RW02MC07 0.2MW 1.419 m/s 0.00675 Δ k/k step (Δ T25 °C) 0.22MW scram

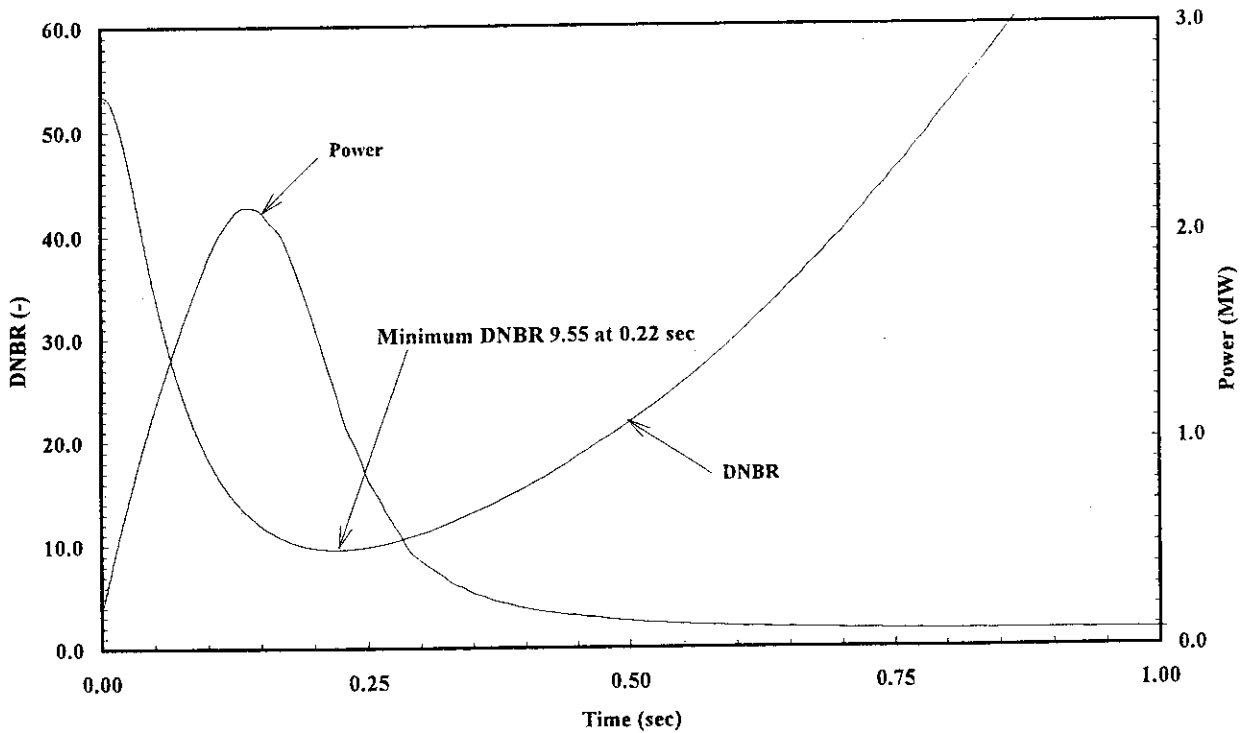


Fig.5.4.14 Total reactivity, Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity (0.675% Δ k/k)

RW02MC07 0.2MW 1.419 m/s 0.00675 Δ k/k step (Δ T25 °C) 0.22MW scram

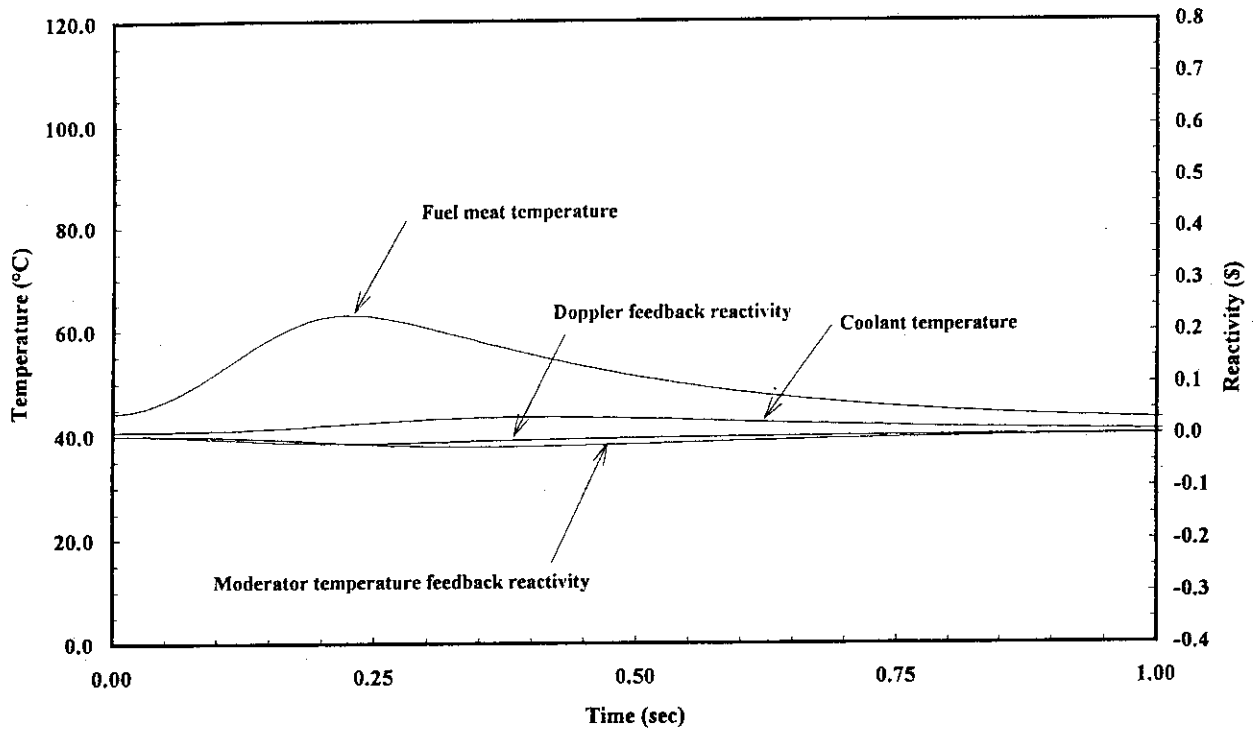


Fig.5.4.15 Moderator temperature feedback reactivity and Doppler reactivity with Fuel temperature and Coolant temperature (0.675% Δ k/k)

Step reactivity insertion due to cold water insertion : 0.2MW 1.419 m/s, 0.22MW scram

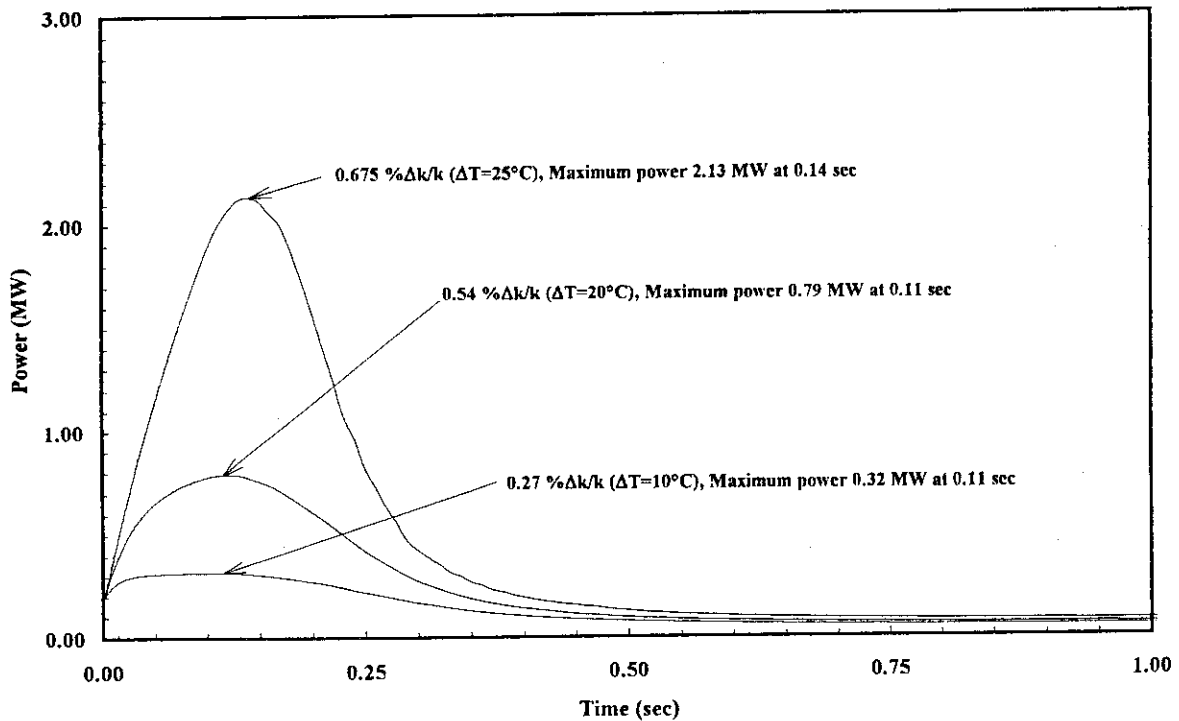


Fig.5.4.16 Transient of Power (0.27, 0.54 and 0.675% Δ k/k)

Step reactivity insertion due to cold water insertion : 0.2MW 1.419 m/s, 0.22MW scram

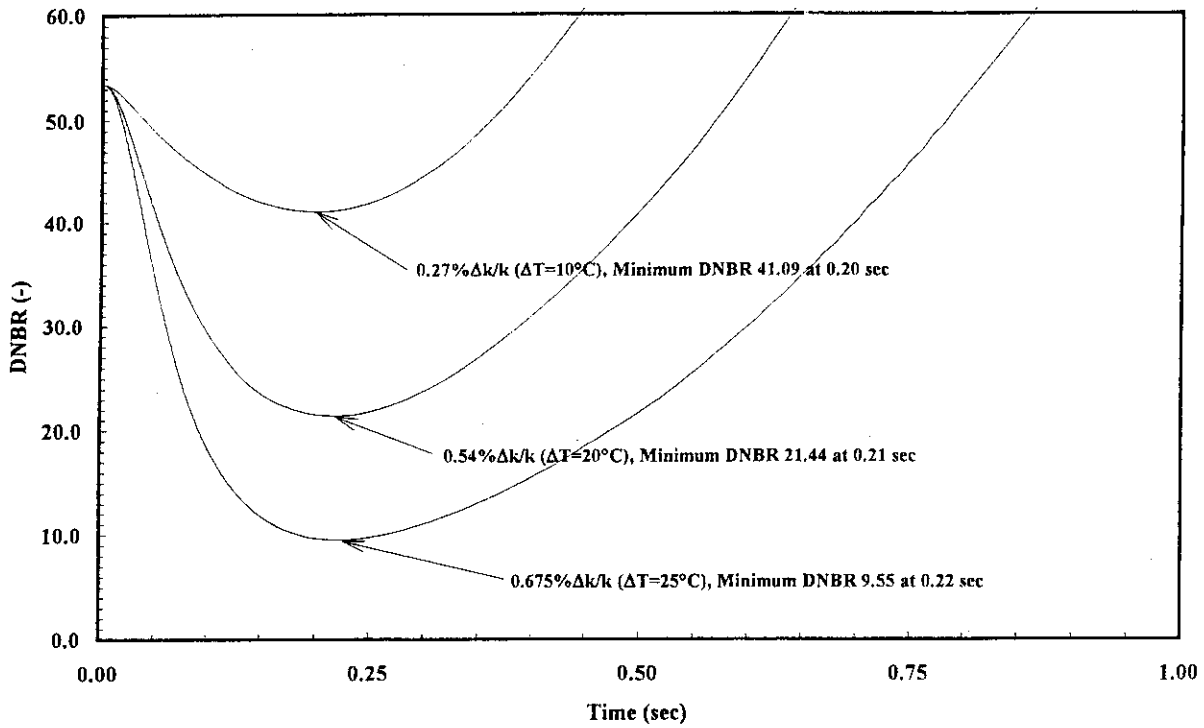


Fig.5.4.17 Transient of DNBR (0.27, 0.54 and 0.675% $\Delta k/k$)

Step reactivity insertion due to cold water insertion : 0.2MW 1.419 m/s, 0.22MW scram

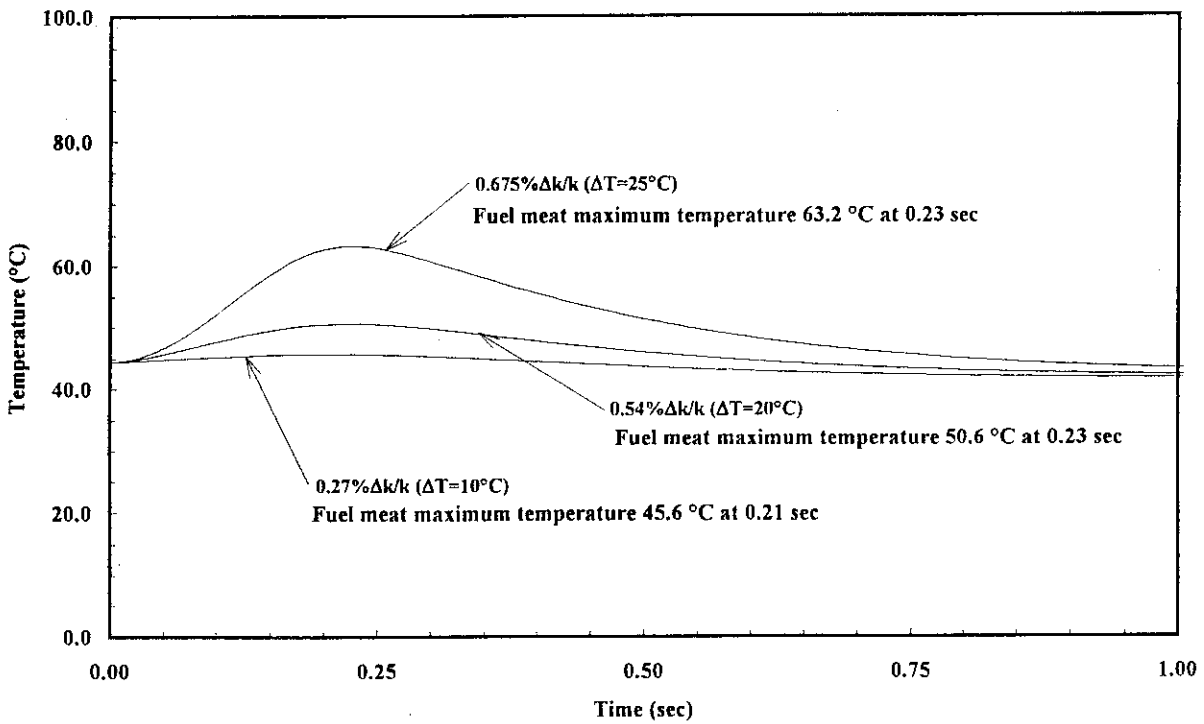


Fig.5.4.18 Transient of Fuel meat temperature (0.27, 0.54 and 0.675% $\Delta k/k$)

Step reactivity insertion due to cold water insertion : 0.2MW 1.419 m/s, 0.22MW scram

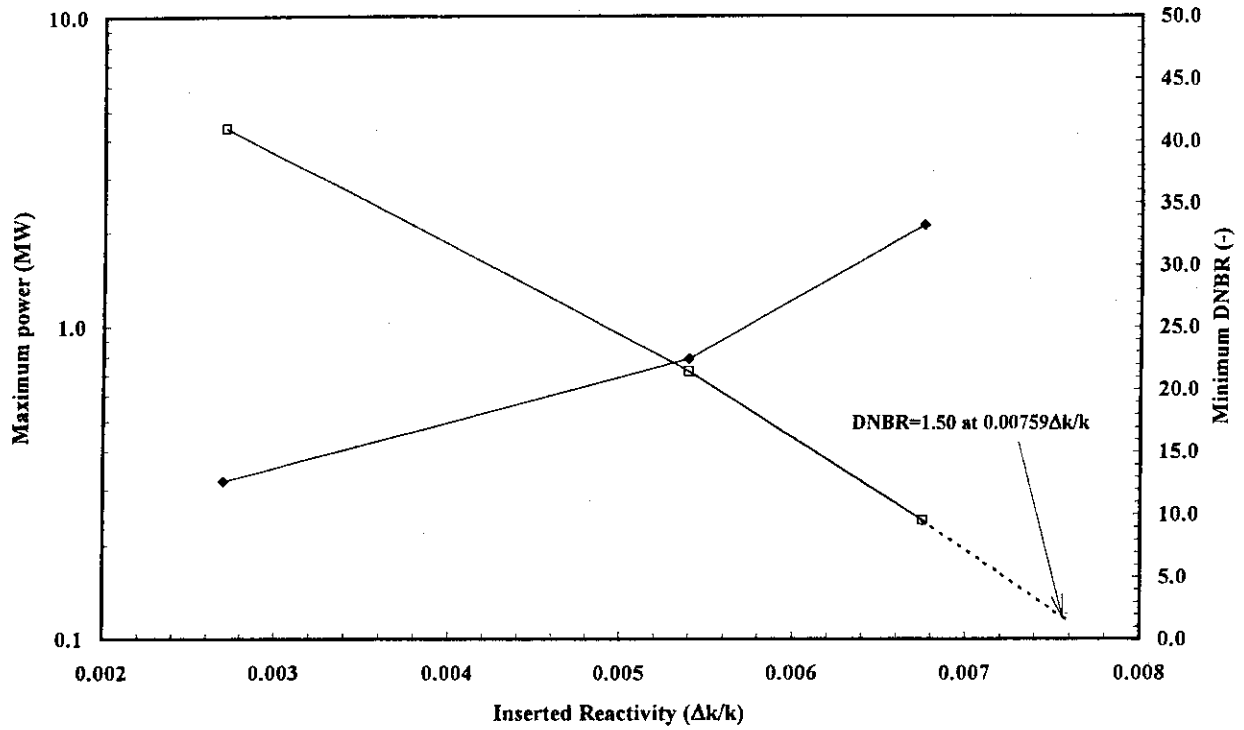


Fig.5.4.19 Maximum power and Minimum DNBR as a function of inserted reactivity

6. 結 言

JRR-4LEUシリサイド燃料炉心の安全性を評価する目的で、運転時の異常な過渡変化として選定した反応度投入事象4事象について解析した。各事象の解析に際しては、解析結果が厳しくなるように条件を定めた。その結果、選定した運転時の異常な過渡変化4事象は、運転時の異常な過渡変化の安全性を判断する基準を満足し、いずれも安全を確保できることを確認した。

謝 辞

シリサイド燃料の物性値に関しては研究炉技術開発室曾山和彦研究員に貴重な資料を提供して戴いた。また、JRR-4管理課中島照夫課長、同船山佳郎課長代理をはじめとするJRR-4管理課の方々には貴重な意見を戴いた。JRR-4管理課山田毅参事には、丁寧に査読して戴いた。さらに、研究炉部大西信秋部長、研究炉技術開発室古平恒夫室長には終始御鞭撻戴いた。

ここに深い感謝の意を表する。

参考文献

- (1) 日本原子力研究所JRR-4管理課, "JRR-4低濃縮化計画資料", Private Communication.
- (2) 大西信秋, 原見太幹, 広瀬大久, 植村睦, "軽水炉の反応度投入事象解析コードEUREKA-2", JAERI-M 84-074, 1984.
- (3) 渡辺終吉, "板状燃料を使用する研究炉の熱水力計算コード - COOLOD", JAERI-M 84-162, 1984.
- (4) 小菅征夫, 安藤弘栄, 小金沢卓, 植村睦, "JRR-2中濃縮炉心の安全評価のための反応度投入事象の解析", JAERI-M 87-074, 1987.
- (5) 数土幸夫, 井川博雅, 平野雅司, 大西信秋, "JRR-3改造炉熱水力解析用熱伝達相關式の検討", JAERI-M 84-066, 1984.
- (6) 長岡芳春, 小向文作, 桜井文雄, 斎藤実, 二村嘉明, "JMTR低濃縮燃料炉心の安全解析(1) - 反応度投入事象解析 -", JAERI-M 92-095, 1992.
- (7) "Safety Evaluation Report related to the Evaluation of Low-Enriched Uranium Silicide-Aluminum Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors", U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1313, 1988.
- (8) 斎藤順市, 河村弘, 曾山和彦, 安藤弘栄, "試験研究炉用低濃縮ウランシリサイド-アルミニウム分散型燃料に関する安全評価報告[NUREG-1313] (仮訳)", Private Communication.
- (9) "燃料芯材・被覆材の物性値 (JMTR熱水力解析に用いたLEU炉心の燃料芯材・被覆材の物性値)", Private Communication.
- (10) S. Nazaré, "Low Enrichment Dispersion Fuels For Research and Test Reactors", Journal of Nuclear Materials, Vol.124, pp14-24, 1984.
- (11) 神永雅紀, 山本和喜, 渡辺終吉, "JRR-4シリサイド燃料炉心の反応度投入事象解析のためのEUREKA-2コード用入力データ (その2)", Private Communication.

6. 結 言

JRR-4LEUシリサイド燃料炉心の安全性を評価する目的で、運転時の異常な過渡変化として選定した反応度投入事象4事象について解析した。各事象の解析に際しては、解析結果が厳しくなるように条件を定めた。その結果、選定した運転時の異常な過渡変化4事象は、運転時の異常な過渡変化の安全性を判断する基準を満足し、いずれも安全を確保できることを確認した。

謝 辞

シリサイド燃料の物性値に関しては研究炉技術開発室曾山和彦研究員に貴重な資料を提供して戴いた。また、JRR-4管理課中島照夫課長、同船山佳郎課長代理をはじめとするJRR-4管理課の方々には貴重な意見を戴いた。JRR-4管理課山田毅参事には、丁寧に査読して戴いた。さらに、研究炉部大西信秋部長、研究炉技術開発室古平恒夫室長には終始御鞭撻戴いた。

ここに深い感謝の意を表する。

参考文献

- (1) 日本原子力研究所JRR-4管理課, "JRR-4低濃縮化計画資料", Private Communication.
- (2) 大西信秋, 原見太幹, 広瀬大久, 植村睦, "軽水炉の反応度投入事象解析コードEUREKA-2", JAERI-M 84-074, 1984.
- (3) 渡辺終吉, "板状燃料を使用する研究炉の熱水力計算コード - COOLOD", JAERI-M 84-162, 1984.
- (4) 小菅征夫, 安藤弘栄, 小金沢卓, 植村睦, "JRR-2中濃縮炉心の安全評価のための反応度投入事象の解析", JAERI-M 87-074, 1987.
- (5) 数土幸夫, 井川博雅, 平野雅司, 大西信秋, "JRR-3改造炉熱水力解析用熱伝達相関式の検討", JAERI-M 84-066, 1984.
- (6) 長岡芳春, 小向文作, 桜井文雄, 斎藤実, 二村嘉明, "JMTR低濃縮燃料炉心の安全解析(1) - 反応度投入事象解析 -", JAERI-M 92-095, 1992.
- (7) "Safety Evaluation Report related to the Evaluation of Low-Enriched Uranium Silicide-Aluminum Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors", U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1313, 1988.
- (8) 斎藤順市, 河村弘, 曾山和彦, 安藤弘栄, "試験研究炉用低濃縮ウランシリサイド-アルミニウム分散型燃料に関する安全評価報告[NUREG-1313] (仮訳)", Private Communication.
- (9) "燃料芯材・被覆材の物性値 (JMTR熱水力解析に用いたLEU炉心の燃料芯材・被覆材の物性値)", Private Communication.
- (10) S. Nazaré, "Low Enrichment Dispersion Fuels For Research and Test Reactors", Journal of Nuclear Materials, Vol.124, pp14-24, 1984.
- (11) 神永雅紀, 山本和喜, 渡辺終吉, "JRR-4シリサイド燃料炉心の反応度投入事象解析のためのEUREKA-2コード用入力データ (その2)", Private Communication.

6. 結 言

JRR-4LEUシリサイド燃料炉心の安全性を評価する目的で、運転時の異常な過渡変化として選定した反応度投入事象4事象について解析した。各事象の解析に際しては、解析結果が厳しくなるように条件を定めた。その結果、選定した運転時の異常な過渡変化4事象は、運転時の異常な過渡変化の安全性を判断する基準を満足し、いずれも安全を確保できることを確認した。

謝 辞

シリサイド燃料の物性値に関しては研究炉技術開発室曾山和彦研究員に貴重な資料を提供して戴いた。また、JRR-4管理課中島照夫課長、同船山佳郎課長代理をはじめとするJRR-4管理課の方々には貴重な意見を戴いた。JRR-4管理課山田毅参事には、丁寧に査読して戴いた。さらに、研究炉部大西信秋部長、研究炉技術開発室古平恒夫室長には終始御鞭撻戴いた。

ここに深い感謝の意を表する。

参考文献

- (1) 日本原子力研究所JRR-4管理課, "JRR-4低濃縮化計画資料", Private Communication.
- (2) 大西信秋, 原見太幹, 広瀬大久, 植村睦, "軽水炉の反応度投入事象解析コードEUREKA-2", JAERI-M 84-074, 1984.
- (3) 渡辺終吉, "板状燃料を使用する研究炉の熱水力計算コード - COOLOD", JAERI-M 84-162, 1984.
- (4) 小菅征夫, 安藤弘栄, 小金沢卓, 植村睦, "JRR-2中濃縮炉心の安全評価のための反応度投入事象の解析", JAERI-M 87-074, 1987.
- (5) 数土幸夫, 井川博雅, 平野雅司, 大西信秋, "JRR-3改造炉熱水力解析用熱伝達相関式の検討", JAERI-M 84-066, 1984.
- (6) 長岡芳春, 小向文作, 桜井文雄, 斎藤実, 二村嘉明, "JMTR低濃縮燃料炉心の安全解析(1) - 反応度投入事象解析 -", JAERI-M 92-095, 1992.
- (7) "Safety Evaluation Report related to the Evaluation of Low-Enriched Uranium Silicide-Aluminum Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors", U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1313, 1988.
- (8) 斎藤順市, 河村弘, 曾山和彦, 安藤弘栄, "試験研究炉用低濃縮ウランシリサイド-アルミニウム分散型燃料に関する安全評価報告[NUREG-1313] (仮訳)", Private Communication.
- (9) "燃料芯材・被覆材の物性値 (JMTR熱水力解析に用いたLEU炉心の燃料芯材・被覆材の物性値)", Private Communication.
- (10) S. Nazaré, "Low Enrichment Dispersion Fuels For Research and Test Reactors", Journal of Nuclear Materials, Vol.124, pp14-24, 1984.
- (11) 神永雅紀, 山本和喜, 渡辺終吉, "JRR-4シリサイド燃料炉心の反応度投入事象解析のためのEUREKA-2コード用入力データ (その2)", Private Communication.