

JAERI-Tech

97-014



JRR-3シリサイド燃料炉心の安全評価のための
EUREKA-2コードによる反応度投入事象解析

1997年3月

神永雅紀

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。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 (株)原子力資料サービス

JRR-3 シリサイド燃料炉心の安全評価のための
EUREKA-2 コードによる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

(1997年2月4日受理)

JRR-3 は、低濃縮板状燃料を使用した軽水減速・冷却、ベリリウム及び重水反射体付プール型炉であり、熱出力は 20 MW である。JRR-3 では、現在、シリサイド燃料化計画が進められており、燃料としては現在のウランアルミニウム (UAl_3-Al) 分散型燃料 (アルミナイド燃料) に代わり、ウランシリコンアルミニウム (USi_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、JRR-3 のシリサイド燃料化計画の一環として実施した JRR-3 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 5 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 実験物の異常等による反応度の付加
- ④ 冷水導入による反応度付加
- ⑤ 重水反射体への軽水流入

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-3 Silicide Core by EUREKA-2 Code

Masanori KAMINAGA

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

(Received February 4, 1997)

JRR-3 is a light water moderated and cooled, beryllium and heavy water reflected pool type research reactor using low enriched uranium (LEU) plate-type fuels. Its thermal power is 20 MW. The core conversion program from uranium-aluminum (UAl₃-Al) dispersion type fuel (aluminide fuel) to uranium-silicon-aluminum (U₃Si₂-Al) dispersion type fuel (silicide fuel) is currently conducted at the JRR-3.

This report describes about reactivity initiated events analysis for the safety assessment of JRR-3 silicide core which have been carried out as a part of JRR-3 silicide fuel project. The following five 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 during steady-state operation,
- ③ Reactivity insertion by removal of irradiation samples,
- ④ Reactivity insertion by cold water insertion,
- ⑤ Reactivity insertion by light water insertion to heavy water reflector,

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-3 silicide fueled core.

Keywords: JRR-3, 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-3 シリサイド炉心設計の概要	10
2.1 核 設 計	10
2.2 熱水力設計	14
3. EUREKA-2 解析モデルと入力データ	17
3.1 解析モデル	17
3.2 炉心分割	17
3.3 出力割合	18
3.4 反応度効果に対する重み因子	21
3.5 動特性パラメータ	23
3.6 フィードバック反応度	23
3.7 スクラム設定値及び反応度	25
3.8 熱伝達相関式	26
3.9 物 性 値	30
3.10 その他のデータ	31
4. 安全評価のために想定した事象	32
4.1 運転時の異常な過渡変化	32
4.2 事 故	33
4.3 安全評価のために想定した反応度投入事象	35
4.4 起動時における制御棒の異常な引抜き	36
4.5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き	37
4.6 実験物の異常等による反応度の付加	38
4.7 冷水導入による反応度付加	38
4.8 重水反射体への軽水流入	39
5. 反応度投入事象の解析	40
5.1 起動時における制御棒の異常な引抜き	40
5.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き	52
5.3 実験物の異常等による反応度の付加	58
5.4 冷水導入による反応度付加	60
5.5 重水反射体への軽水流入	63
6. 結 言	68
謝 辞	68
参考文献	69
付録A 冷水導入事象の想定の妥当性及び 10℃ の根拠について	70

付録B	「冷水導入による反応度付加」時の付加反応度 $6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k$ の根拠について…	71
付録C	重水タンク損傷時の反応度変化の考え方及び添加反応度 $1.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ の根拠について	72
付録D	スクラム反応度そう入曲線について	75
付録E	反応度投入事象解析に用いた反応度係数について	78
付録F	JRR-3 シリサイド燃料炉心の安全評価で想定した全事象の解析結果一覧	80
付録G	JRR-3 シリサイド燃料炉心とアルミナイド燃料炉心との安全評価で想定した全事象の解析条件及び解析結果の比較	96
付録H	JRR-3, JMTR 及び JRR-4 の安全評価で想定した全事象の解析条件及び解析結果の比較	110
付録I	スクラム設定値及びスクラム遅れ時間について	123

Contents

1. Introduction	1
2. General Description of JRR-3 Silicide Core Design	10
2.1 Neutronic Design	10
2.2 Thermal Hydraulic Design	14
3. EUREKA-2 Code Analysis Model and Input Data	17
3.1 Analysis Model	17
3.2 Channel Division	17
3.3 Power Distribution	18
3.4 Feedback Reactivity Weighting Factors	21
3.5 Kinetic Parameters	23
3.6 Feedback Reactivities	23
3.7 Scram Set Points and Scram Reactivity	25
3.8 Heat Transfer Correlations	26
3.9 Physical Properties	30
3.10 Other Data	31
4. Postulated Design Basis Events for Safety Assessment	32
4.1 Anticipated Operational Transients	32
4.2 Accident Conditions	33
4.3 Postulated Reactivity Initiated Events for Safety Assessment	35
4.4 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Zero Power	36
4.5 Uncontrolled Control Rod Withdrawal during Steady-state Operation	37
4.6 Reactivity Insertion by Removal of Irradiation Samples	38
4.7 Reactivity Insertion by Cold Water Insertion	38
4.8 Reactivity Insertion by Light Water Insertion to Heavy Water Reflector	39
5. Analyses of Reactivity Initiated Transients	40
5.1 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Zero Power	40
5.2 Uncontrolled Control Rod Withdrawal during Steady-state Operation	52
5.3 Reactivity Insertion by Removal of Irradiation Samples	58
5.4 Reactivity Insertion by Cold Water Insertion	60
5.5 Reactivity Insertion by Light Water Insertion to Heavy Water Reflector	63
6. Concluding Remarks	68
Acknowledgments	68
References	69

Appendix A	Validity of Postulated Event of "Cold Water Insertion" and Basis of Water Temperature of 10 °C	70
Appendix B	Basis of an Insertion Reactivity of $6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k$ for "Reactivity Insertion by Cold Water Insertion" Event	71
Appendix C	Reactivity Change during "Light Water Insertion to the Heavy Water Tank" and Basis of Insertion Reactivity of 1.1×10^{-5} $\Delta k/k/s$	72
Appendix D	Scram Reactivity Insertion Curve	75
Appendix E	Reactivity Coefficients Used for Reactivity Initiated Events Analysis	78
Appendix F	Analysis Results of All Postulated Events for Safety Evaluation of JRR-3 Silicide Core	80
Appendix G	Comparisons of Analysis Results for Safety Evaluation between JRR-3 Silicide Core and JRR-3 Aluminaide Core	96
Appendix H	Analysis Results of Postulated Events for Safety Evaluation of JRR-3, JMTR and JRR-4	110
Appendix I	Scram Set Points and Scram Delay Time	123

1. 緒言

JRR-3（改造炉）は、約20%濃縮のウランアルミニウム分散型燃料（アルミナイド燃料）を用いた軽水減速・冷却、ベリリウム及び重水反射体付きのプール型炉で、最大熱出力は20 MWである。平成2年3月に臨界を達成し、平成2年11月から共同利用運転を行っている。JRR-3は、現在、熱・冷中性子を用いたビーム実験、放射化分析、半導体用シリコンの製造（シリコン単結晶のドーピング）、RI製造などに利用されている。

しかし、高稼働率（1サイクルの運転期間4週間、7サイクル/年）と5バッチ分散方式の燃料交換であることから、比較的燃料消費量が多く、従って使用済燃料の発生量も多くなっている。一方、国内外の試験・研究炉で使用される燃料要素は、近年アルミナイド燃料から、よりウラン密度を高めることが可能なウランシリコンアルミニウム分散型燃料（シリサイド燃料）への変更が進められており、今後もアルミナイド燃料を継続して使用する場合、将来において燃料の安定供給と製作コスト等に問題が生じる可能性がでてきた。

このため、JRR-3においても、シリサイド燃料を使用することによって、燃料の安定供給の確保を図るとともに、燃料要素1体当たりのウラン量を増加させることによる燃料使用体数の削減と炉心管理をより効率的に行うことによって、使用済燃料の発生量の低減化を図ることとした。

JRR-3の変更の内容は、20%濃縮のアルミナイド燃料から20%濃縮のシリサイド燃料へ変更するとともに、最高燃焼度を約50%から60%へ変更するものである。また、これらの変更に伴い、安全設計及び安全評価等の見直しも行う。変更にあたっては、現在の原子炉の性能（熱出力、中性子束）を維持する設計とする。Table 1.1.1及びTable 1.1.2にJRR-3シリサイド燃料（標準型燃料要素及びフォロー型燃料要素）の主要な仕様をアルミナイド燃料と比較して示す。また、Fig.1.1.1にJRR-3標準型燃料要素をFig.1.1.2にJRR-3フォロー型燃料要素をそれぞれ示す。シリサイド燃料の特徴は、高燃焼度化を図るため、アルミナイド燃料に比べウラン密度が高いこと、初期の過剰反応度を抑えるために可燃性毒物としてカドミウムワイヤを側板に埋め込んでいることである。

本報告書は、JRR-3シリサイド燃料化の一環として実施したJRR-3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。JRR-3シリサイド燃料炉心の評価すべき事象としては、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽¹⁾に基づき、JRR-3で想定される運転時の異常な過渡変化及び事故として、それぞれTable 1.1.3及びTable 1.1.4に示す事象を選定した。反応度投入事象としては、以下に示す運転時の異常な過渡変化に関する5事象を選定した。JRR-3では、Table 1.1.4に示すように反応度投入事象として事故に該当するものはない。これは、JRR-3においては、臨界近傍にあたる炉心の燃料取扱いを行わないこと、いかなる事態においても制御棒が炉心部から抜け出ないように設計されていること、実験物の反応度を制限し、いかなる事態においても過大な正の反応度が急激に投入されないよう設計上配慮されていること

等、設計上の対応がとられていることによる。

- 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 実験物の異常等による反応度の付加
- ④ 冷水導入による反応度付加
- ⑤ 重水反射体への軽水流入

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-3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°C)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、最高使用圧力の1.1倍以下であること。

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、最高使用圧力の1.2倍以下であること。
- 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-3 silicide fuel element (Standard fuel)

項目		シリサイド燃料 (変更後)	アルミナイド燃料 (変更前)
外形		約 76.2 x 76.2 x 1150 mm	同左
U-235 濃縮度		約 20 wt %	同左
U-235 含有量		約 472 g	約 300 g
ウラン密度		約 4.8 g/cm ³	約 2.2 g/cm ³
芯材	厚さ	約 0.51 mm	約 0.76 mm
	幅	約 62 mm	同左
	長さ	約 750 mm	同左
被覆材厚さ		約 0.38 mm	同左
燃料板	厚さ	約 1.27 mm	約 1.27 mm
	幅	約 71 mm	同左
	長さ	約 770 mm	同左
冷却材流路数		20	19
冷却材流路厚さ		約 2.35 mm (x 20)	約 2.28 mm (x 19)
燃料芯材		ウランシリコンアルミニウム分散型合金 (U ₃ Si ₂ -Al)	ウランアルミニウム分散型合金 (UAl _x -Al)
被覆材		アルミニウム合金 A 6061、AG3NE又は相当品	アルミニウム合金 AG3NE又は相当品
可燃性	種類	カドミウム	無し
	線径	約 0.4 mm	
	長さ	約 750 mm	
吸収体	被覆材種類	アルミニウム合金	
	被覆材厚さ	約 0.20 mm	
	本数	42	
最大燃焼度		要素平均 60 %	要素平均 50 %

Table 1.1.2 Description of JRR-3 silicide fuel element (Follower fuel)

項目		シリサイド燃料 (変更後)	アルミナイド燃料 (変更前)
外形		約 64 x 64 x 880 mm	同左
U-235 濃縮度		約 20 wt %	同左
U-235 含有量		約 302 g	約 190 g
ウラン密度		約 4.8 g/cm ³	約 2.2 g/cm ³
芯材	厚さ	約 0.51 mm	約 0.76 mm
	幅	約 49 mm	同左
	長さ	約 750 mm	同左
被覆材厚さ		約 0.38 mm	同左
燃料板	厚さ	約 1.27 mm	約 1.27 mm
	幅	約 60 mm	同左
	長さ	約 770 mm	同左
冷却材流路数		16	15
冷却材流路厚さ		約 2.40 mm (x 15)	約 2.38 mm (x 14)
燃料芯材		ウランシリコンアルミニウム分散型合金 (U ₃ Si ₂ -Al)	ウランアルミニウム分散型合金 (UAl _x -Al)
被覆材		アルミニウム合金 A 6061、AG3NE又は相当品	アルミニウム合金 AG3NE又は相当品
可燃性	種類	カドミウム	無し
	線径	約 0.4 mm	
	長さ	約 750 mm	
吸収体	被覆材種類	アルミニウム合金	無し
	被覆材厚さ	約 0.20 mm	
	本数	34	
最大燃焼度		要素平均 60 %	要素平均 50 %

Table 1.1.3 Design Basis Events (DBEs) for anticipated operational transients

指針の評価すべき事象区分及び具体的事象	JRR-3の代表事象	包絡される事象等
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 (1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き (2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (3) 冷水導入による反応度付加 (板状燃料を使用する原子炉) (4) 実験物の異常等による反応度の付加	・ 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 ・ 冷水導入による反応度付加 ・ 実験物の異常等による反応度の付加	・ 重水タンク内実験孔破損 ・ 自然循環環弁の誤開放 ・ サイフォンブレーク弁の誤開放 ・ 1次冷却系弁の誤閉 ・ 2次冷却系弁の誤閉 ・ 1次系熱交換器伝熱管破損
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 (1) 1次冷却材の流量低下 (2) 2次冷却材の流量低下 (3) 商用電源喪失	・ 1次冷却材の流量低下 ・ 2次冷却材の流量低下 ・ 商用電源喪失	・ 水平実験孔管破損 ・ 重水熱交換器伝熱管破損
その他原子炉施設的设计により必要と認められる事象 (1) 1次冷却系圧力の異常な変化 (加圧型の原子炉) (2) 重水反射体への軽水流入 (重水反射体付の原子炉) (3) 実験設備の故障による実験設備及び原子炉の温度、圧力等の異常 (炉内実験ループ実験設備等を有する原子炉) (4) その他原子炉設備の設計により必要と認められる異常	・ 該当なし (プール型炉) ・ 重水反射体への軽水流入 ・ 該当なし (炉内実験ループ実験設備等なし)	・ 重水流量喪失 (炉心に影響を与えないので代表事象とせず)

Table 1.1.4 Design Basis Events (DBEs) for accident conditions

指針の評価すべき事象区分及び具体的事象	JRR-3 の代表事象	包絡される事象等
反応度の異常な投入 (1)燃料落下又は燃料誤装荷 (2)実験設備等の損傷による反応度の異常な付加 (炉内ループ実験設備等を有する原子炉)	・該当なし (炉内実験ループ実験設備等なし)	・制御棒落下 (軽水炉で事故として取り扱っている制御棒落下事故あるいは制御棒逸脱事故は制御棒駆動機構上想定できない)
原子炉冷却材の流出 流出又は炉心冷却状態の著しい変化 (1)原子炉冷却材の流出 (2)原子炉冷却材ポンプの軸固着 (3)炉心流路閉塞 (板状燃料を使用する原子炉)	・1 次冷却材流出事故 ・1 次冷却材主ポンプ軸固着事故 ・2 次冷却材ポンプ軸固着事故 ・炉心流路閉塞事故	* 燃料落下 (FP) の放出量が炉心流路閉塞事故に包絡される) ・炉心流路閉塞事故において燃料板 2 枚が損傷した場合を上回るような事象は想定されない。
環境への放射性物質の異常な放出 (1)使用済み燃料の機械的破損 (2)実験設備、実験物等の著しい破損等 (実験設備を有する原子炉) (3)反応度の異常な投入、原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化による燃料の破損	・使用済み燃料の機械的破損* ・炉心流路閉塞事故	・ヘリウムカバールガス漏えい ・原子炉プールの水漏えい (設計上の安全対策を十分とすることにより代表事象とせず)
その他原子炉施設的设计により必要と認められる事象 (1)放射性廃棄物処理施設の損傷 (2)その他原子炉施設的设计により必要と認められる異常	・該当なし ・重水漏えい事故	・該当なし ・重水漏えい事故

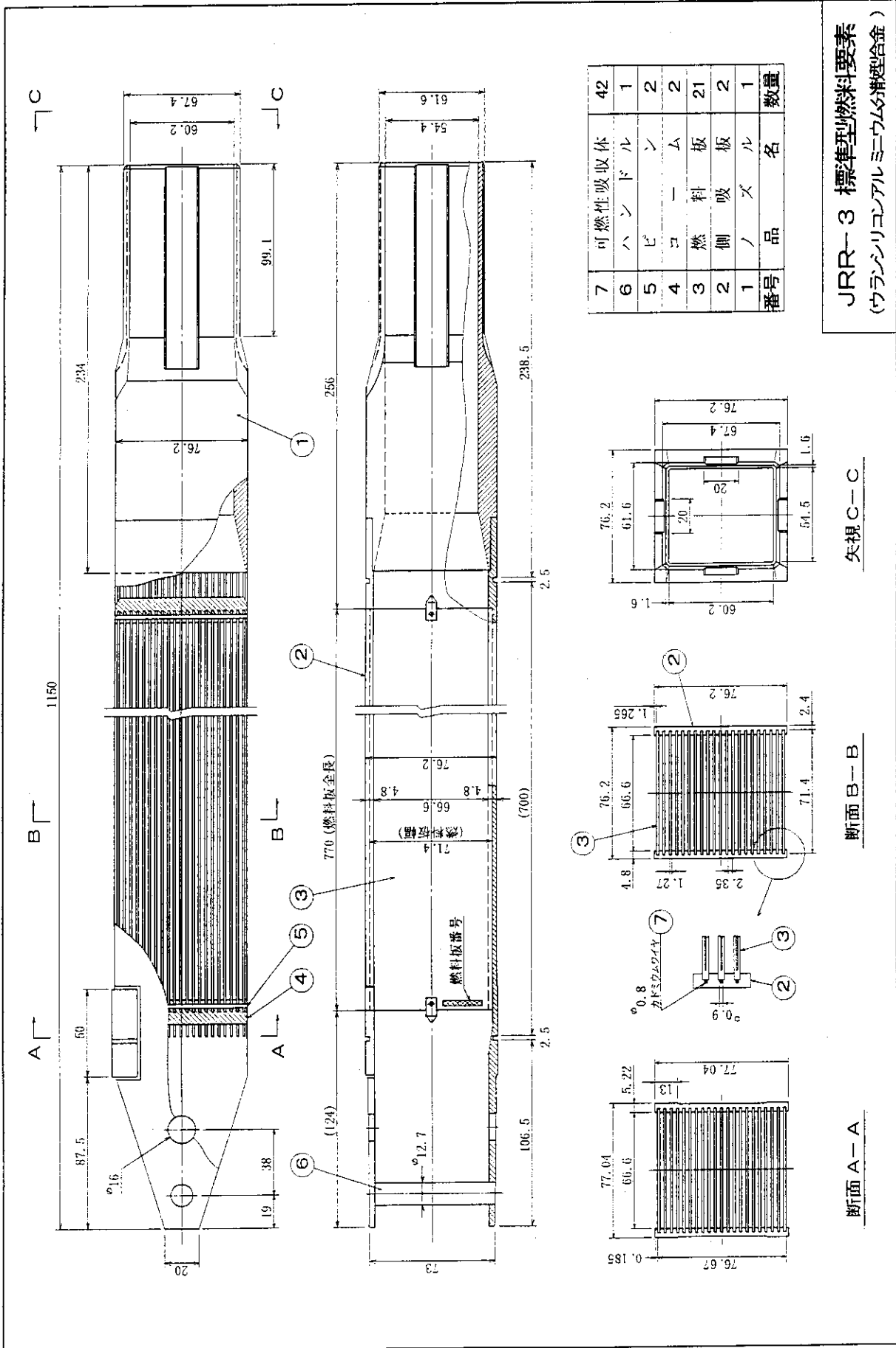


Fig. 1.1.1 JRR-3 standard type fuel element (Silicide fuel)

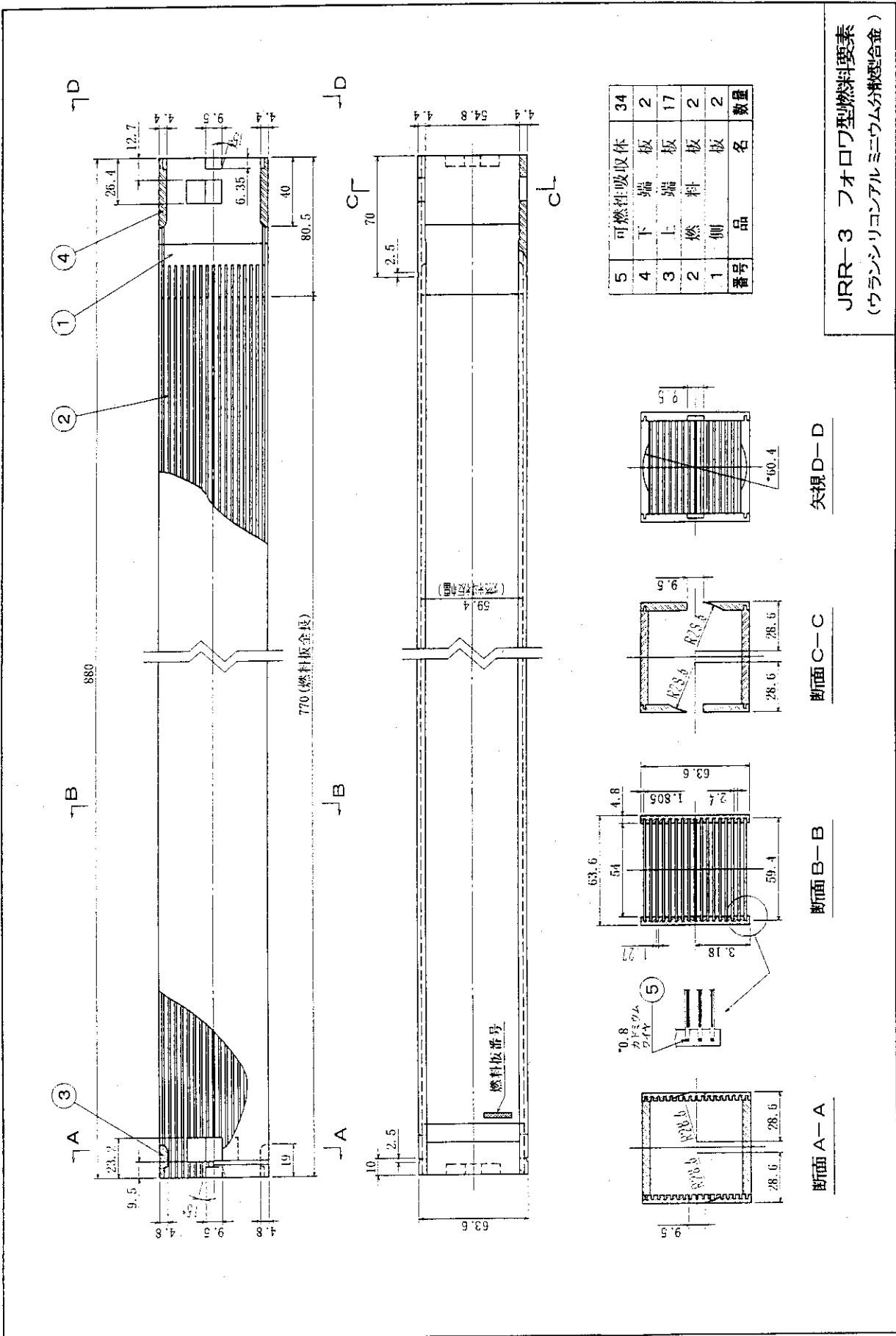


Fig.1.1.2 JRR-3 follower type fuel element (Silicide fuel)

2. JRR-3シリサイド炉心設計の概要

2.1 核設計

JRR-3は、熱出力20MW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26体、ハフミウム制御棒6本、フォロー型燃料要素6体、照射筒要素5体及びベリリウム反射体12体からなり、約60cmφ x 75cmの円筒形状である。Fig. 2.1.1にJRR-3シリサイド炉心の燃料要素、反射体、制御棒等の配置図を示す。

核設計では、制御棒系及び重水ダンプ系とからなる原子炉停止系の機能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、原子炉の制御範囲において反応度係数が負になるように設計し、固有の安全性を有することを示す。さらに、原子炉熱出力に関しては、出力分布が平坦になるよう設計で配慮するとともに、出力レベルと出力分布に振動が生じないように設計する。

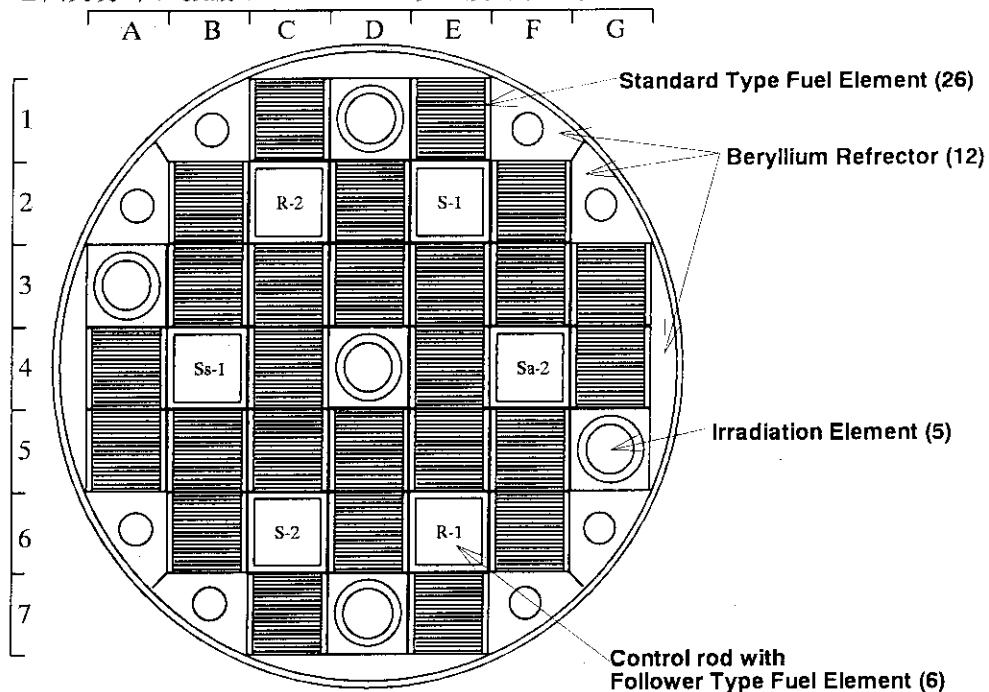


Fig. 2.1.1 JRR-3 silicide core configuration

2.1.1 設計方針

原子炉の寿命中、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

制御棒系は、反応度効果の最も大きい制御棒が完全引抜き位置のまま、そう入できない時でも、炉心を臨界未満にできる設計とする。このため、制御棒は、最大反応度効果を持つ制御棒1本が未そう入の場合でも0.01 $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を有するように設計する。さらに制御棒が作動しないと仮定しても、重水ダンプ系により0.01 $\Delta k/k$ 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) 添加反応度及び反応度添加率

制御棒の最大添加反応度及び最大反応度添加率は、冠水維持設備の安全性を損なわず、また、炉心冷却を損なうような炉心損傷を生じないように制限する。このため、最大添加反応度は、制御棒の異常な引抜き等において添加反応度が過度とならないように設計し、また、最大反応度添加率は、制御棒が引抜き手順上可能な最大駆動速度で引抜かれても $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 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、温度による反応度変化、燃焼による反応度変化及び実験物等による反応度を補償するとともに、反応度停止余裕の条件を満たすように $0.21 \Delta k/k$ 以下になるように設計する。

(4) 反応度係数

炉心は、出力レベルが変動した場合、その変動を減衰させるような反応度係数を有する設計とする。このため、炉心が固有の負の反応度フィードバック特性を持つように減速材温度係数、ボイド係数及びドプラ係数は負となるように設計し、これらを総合した反応度係数が運転時の異常な過渡変化時においても出力抑制効果を有するように設計する。

(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、燃料の許容設計限界を超えるような出力分布が生じないように設計する。

(6) 安定性

出力分布の振動が生じないように、炉心に十分な減衰特性を持たせた設計とするか、または、たとえ振動が生じても、それを確実に、かつ容易に検出して抑制できるように設計する。

(7) 燃焼度

燃料要素平均の最大燃焼度は60%以下となるように設計する。

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

原子炉の反応度制御は制御棒で行う。制御棒は、粗調整棒と微調整棒で構成し、通常の起動及び停止はこれらの制御棒によって行う。原子炉停止系は、制御棒系と重水ダンプ系で構成し、それぞれ原子炉の停止機能を有する。

a. 制御棒系

制御系は、原子炉を運転するために必要な反応度を制御する機能と原子炉を安全に、かつ急速停止する機能を有する。制御棒は、最大反応度効果をもつ制御棒1本が全引抜き位置のままそう入できない場合でも、Table 2.1.1に示すように残りの制御棒のみで速やかに原子炉を停止するに十分な反応度停止余裕を有する。

b. 重水ダンプ系

重水ダンプ系は、運転状態にある原子炉を重水ダンプにより未臨界にできる機能を有する。重水ダンプにより重水タンクから重水を全量排出した場合に添加される負の反応度は $0.07 \Delta k/k$ である。また、燃料有効部上端から下へ20 cm重水をダンプした場合に添加される負の反応度は $0.012 \Delta k/k$ である。このように、重水ダンプ系は原子炉を停止するに十分な反応度停止余裕を有する。

(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5mm/s (30cm/min)で引き抜いたときで $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以下である。

a. 粗調整棒

粗調整棒は、主として炉心の実効増倍率の調整、燃料の燃焼補償及び実験物そう入等に伴う反応度変化を制御する。粗調整棒の最大反応度添加率は、粗調整棒の最大駆動速度と反応度値から定まる。粗調整棒の最大駆動速度は約1.7 mm/sであり、最大反応度添加率は2本の粗調整棒が同時に最大駆動速度で引抜かれた場合でも $6.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ であり制限値を下回る。

b. 微調整棒

微調整棒は、主として原子炉出力が変化した時の燃料温度変化または冷却材温度変化等による反応度変化、実験物のそう入及び取り出し等に伴う反応度変化を制御する。微調整棒の最大反応度添加率は、微調整棒の最大駆動速度と反応度値から定まる。微調整棒の最大駆動速度は5.0 mm/s以下であり、最大反応度添加率は1本あたり $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以下となる。微調整棒は2本同時に引抜かれることは無いので、最大反応度添加率は制限値以下である。

(3) 過剰反応度

炉心の過剰反応度は、初期炉心で $0.18 \Delta k/k$ 、過剰反応度最大炉心で $0.20 \Delta k/k$ であり、全運転期間にわたって $0.21 \Delta k/k$ 以下である。

(4) 反応度係数

反応度係数は、減速材温度、減速材密度、ボイド率及び燃料温度等の炉心状態量が変化することによる反応度の変化を示すパラメータである。各反応度係数の値をTable 2.1.1に示す。

減速材温度係数は、減速材温度の変化に対する反応度変化の割合であり、運転状態において常に負である。ボイド係数は、減速材中のボイド発生による反応度変化であるが、減速材温度係数と同様に負である。また、ドプラ係数は燃料実効温度の変化に対する反応度変化の割合であり本原子炉においては常に負である。

以上、減速材温度効果、ボイド効果及びドプラ効果は、常に負の反応度効果として働く。このため、原子炉は固有の安定性を有する。

(5) 出力分布

炉心の出力分布を平坦化するために以下の配慮をする。

- a. 制御棒は異常な出力分布状態にならないように操作する。
 b. 炉心の構成要素の配置に対称性をもたせ、かつ異常な出力分布にならないよう実験物のそう入に配慮する。

(6) 安定性

反応度係数が全て負であるため、所定の運転範囲において原子炉出力レベルの変動に対しては強い自己制御性を有している。また、炉心寸法が小さいために、中性子束分布の空間振動の可能性がなく、炉心の出力分布は安定である。

(7) 燃焼度

燃料交換方式としては、燃料要素ごとに燃焼度を管理して、燃料要素平均の最大燃焼度が60%を超えないように燃料交換を行う。

Table 2.1.1 Neutronic characteristics of JRR-3 silicide core

	Initial core	Max. Excess reactivity core	Homogeneous-Equilibrium core
Excess reactivity ($\Delta k/k$)	0.18	0.20	0.09
One rod stuck Margin ($\Delta k/k$)	0.04	0.03	0.11
Control rod worth ($\Delta k/k$)			
(a) Total rod worth	0.27	0.28	0.31
(b) Single rod worth (max.)	0.05	0.04	0.04
Reactivity worth for heavy water dump ($\Delta k/k$)		0.07	
Maximum reactivity insertion rate ($\Delta k/k/s$)		$< 7.5 \times 10^{-4}$	
Reactivity coefficient			
(a) Moderator void coefficient ($\times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{void}$) (0 ~ 50 %void)	-4.1 ~ -7.0	-2.7 ~ -4.8	-2.9 ~ -5.1
(b) Moderator temperature coefficient ($\times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$) (0 ~ 200 $^\circ\text{C}$)	-2.3 ~ -4.2	-2.1 ~ -3.2	-2.3 ~ -3.5
(c) Doppler coefficient ($\times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$) (0 ~ 200 $^\circ\text{C}$)	-3.4 ~ -1.8	-3.0 ~ -2.2	-2.5 ~ -2.3
Kinetic parameters			
(a) Prompt neutron lifetime (s) ℓ	1.52×10^{-4}	1.59×10^{-4}	1.54×10^{-4}
(b) Effective delayed neutron fraction ($-\beta_{eff}$)	7.20×10^{-3}	6.63×10^{-3}	6.79×10^{-3}

2.2 熱水力設計

JRR-3の熱出力20 MWは、標準型燃料要素、フォロー型燃料要素、ベリリウム反射体及び重水反射体等で発生するが、その大部分は標準型燃料要素及びフォロー型燃料要素における発生熱である。炉心及び重水タンク内で発生する熱は、1次冷却材及び重水の循環により、それぞれの熱交換器を経て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2400m³/h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-3

Item	
Thermal Power	20 MW
Average power density	155 kW/ℓ
Primary coolant flow rate	2400 m ³ /h
Core inlet temperature (Max.)	35 °C
Average core outlet temperature	44 °C
Core inlet pressure	1.55 kg/cm ² abs
Total heated area of the core	56 m ²
Average heat flux of the core	36 W/cm ²

2.2.1 設計方針

JRR-3の熱水力設計では、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設計する。
- (2) 運転時の異常な過渡変化時には、最小DNBRは1.5以上であるように設計する。
- (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を超えないように設計する。

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次冷却材流量は2400 m³/hとし、そのうち標準型燃料要素領域を流れる流量は、シリサイド燃料炉心の炉心流量配分計算結果に基づき76.5% (1836.8m³/h) とした。
- (2) 炉心入口冷却材温度は35 °C、炉心入口冷却材圧力は1.55kg/cm².absとした。
- (3) 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。
- (4) 軸方向の出力分布は、CITATIONコードにより求めた11サイクル初期炉心においてSa-1, Sa-2制御棒が全引抜、R-1, R-2, S-1, S-2制御棒が45cm引抜かれた臨界状態における値をCOOLOD⁽³⁾の入力データ形式に合わせ修正を加えたものを用いた。定常炉心熱水力解析に使用した軸方向の出力分布をFig. 2.2.1に示す。

Table 2.2.2 Hot channel factors

Factor	
Hot channel factor from neutronic calculation ($F_N = F_R \cdot F_L \cdot F_E \cdot F_Z$)	3.03
Radial peaking factor (F_R)	1.41
Local peaking factor (F_L)	1.36
Uncertainty factor (F_E)	1.18
Axial peaking factor (F_Z)	1.34
Engineering hot channel factor	
For bulk coolant temperature rise (F_b)	1.32
For film temperature rise (F_f)	1.36
For heat flux rise (F_q)	1.16

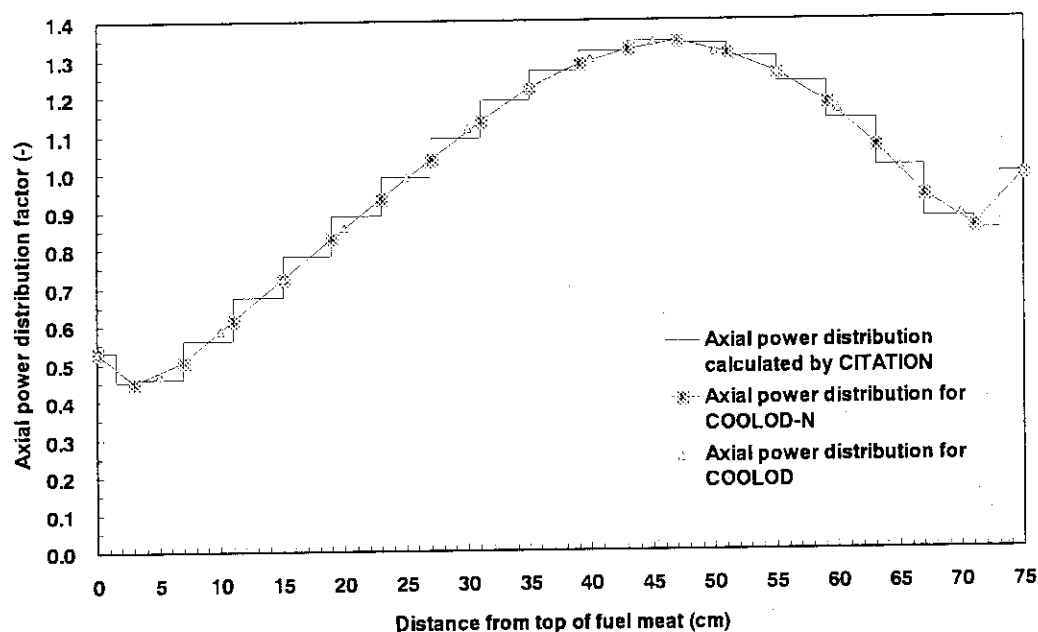


Fig. 2.2.1 Axial power distribution factors for JRR-4 LEU silicide core steady-state thermal-hydraulic analysis

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 61.0°C 、燃料板表面最高温度 99.4°C 、燃料芯材最高温度 106.7°C 、最小DNBR 2.49 となった。燃料板表面温度が最も高くなる位置（ホットスポット）においては沸騰開始(ONB)温度 113.5°C 、ONB温度に対する余裕 14.1°C であるが、ONB温度に対する余裕は流路出口において最小となり、沸騰開始(ONB)温度 107.2°C 、ONB温度に対する余裕 12.7°C 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)	61.0
Fuel plate surface maximum temperature : T_w (°C)	99.4
Fuel meat maximum temperature : T_m (°C)	106.7
ONB temperature at hot spot: T_{ONB} (°C)	113.5
Temperature margin against T_{ONB} at hot spot: ΔT_{ONB} (°C)	14.1
ONB temperature at channel outlet: T_{ONB} (°C)	107.2
Temperature margin against T_{ONB} at channel outlet: ΔT_{ONB} (°C)	12.7
Minimum DNBR (-)	2.49

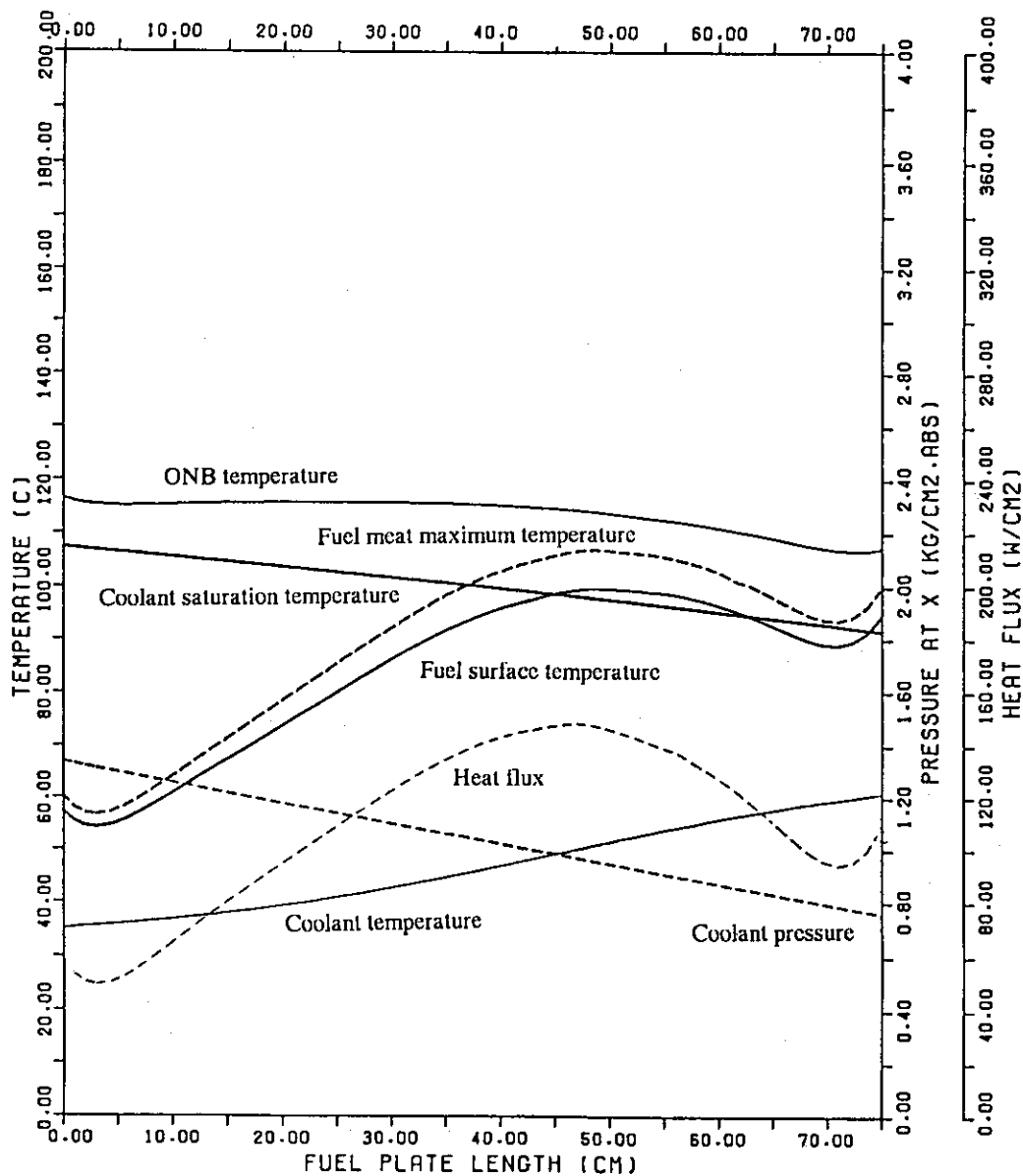


Fig.2.2.2 Steady-state thermal hydraulic analysis results
(Fuel temperatures, coolant temperature, pressure, heat flux)

3.EUREKA-2解析モデルと入力データ

3.1 解析モデル

解析モデルとしては炉心部分のみを対象とした。また、炉心の上方に上部プレナム、下方に下部プレナムを設けた。

解析対象炉心は、燃料領域のみとした。照射筒、反射体及びその他のバイパス流路等は考慮していない。解析モデルの概念をFig.3.1.1に示す。

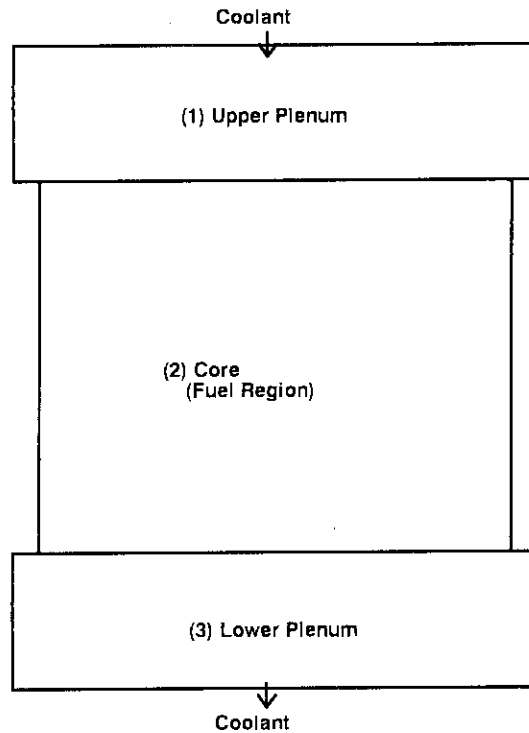


Fig.3.1.1 Outline of JRR-3 core analysis model

3.2 炉心分割

3.2.1 チャンネル分割

(1) 概要

燃料領域を5チャンネルに分割した。JRR-3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.3.2.1に示す。

(2) 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C-4) 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。

(3) 平均チャンネル (第2~4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チャンネルとした。

(4) フォロワ型燃料チャンネル (第5チャンネル)

フォロワ型燃料要素6体をまとめて第5チャンネルとした。

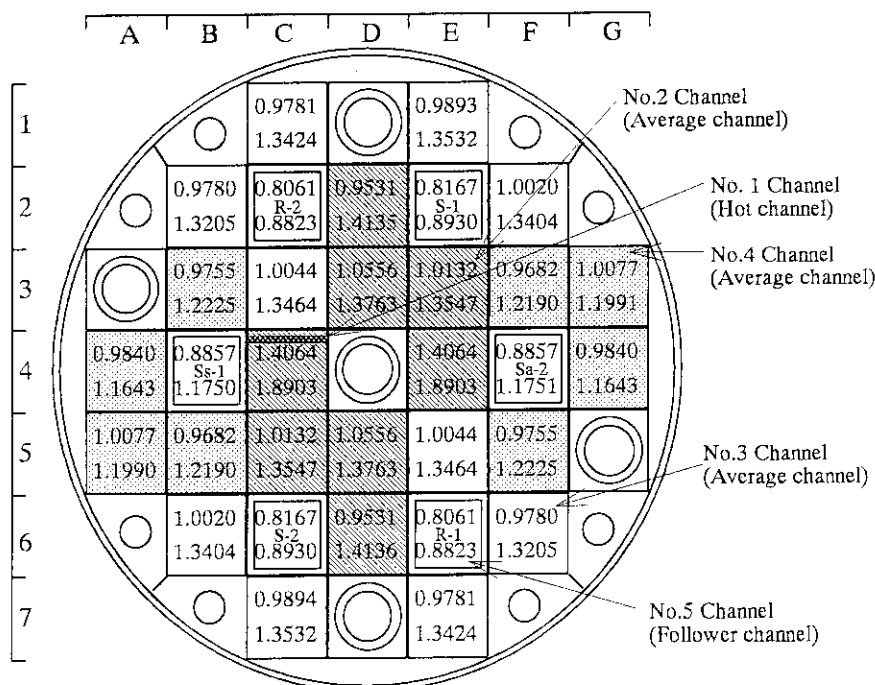


Fig. 3.2.1 Radial peaking factors (F_R) for JRR-3 silicide core
(Upper row : F_R , Lower row : $F_R \times F_Z$)

3.2.2 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.3.2.2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。

3.3 出力割合

3.3.1 概要

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11サイクル初期炉心の値を用いた。また、同炉心において、 $F_R \times F_Z \times F_L$ が最大となる燃料セルC-4の中の燃料板1枚、1流路をホットチャンネルとした。

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
C-4	1 (Hot channel)	1/21	1
C-4			
C-5			
D-2			
D-3			
D-5	2	$7 \cdot \frac{20}{21}$	167
D-6			
E-3			
E-4			
B-2			
B-6			
C-1			
C-3			
C-7			
E-1	3	10	210
E-5			
E-7			
F-2			
F-6			
A-4			
A-5			
B-3			
B-5			
F-3	4	8	168
F-5			
G-3			
G-4			
B-4			
C-2			
C-6	5	6	102
E-2			(34)
E-6			
F-4			

3.3.2 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、

$$F_L \times F_E \times F_q = 2.2467$$

という値を得た。

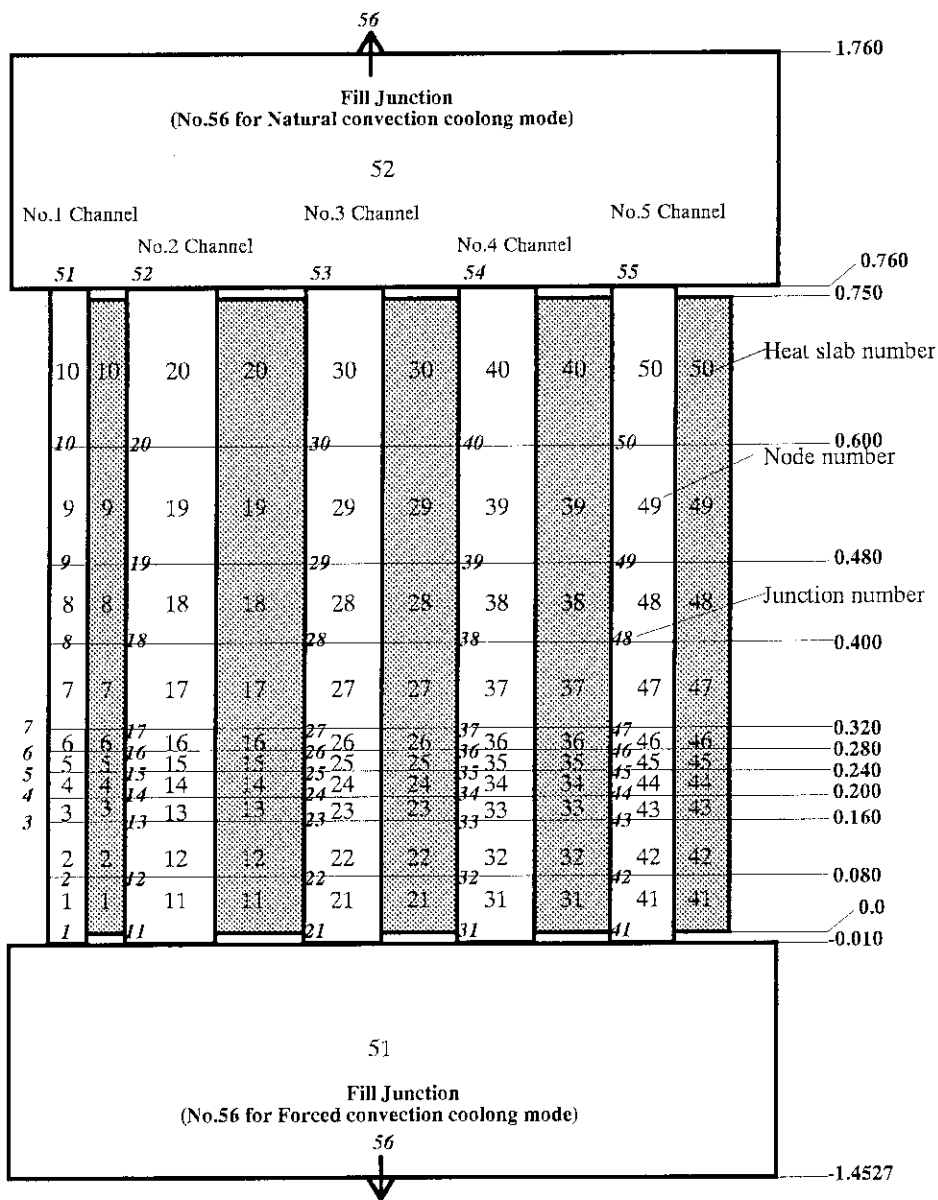


Fig.3.2.2 EUREKA-2 analysis model for JRR-3 silicide core

3.3.3 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C-4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 $F_L \times F_E \times F_q (= 2.2467)$ 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

$\times 10^{-4}$									
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	5.494	20	315.843	30	365.183	40	359.815	50	64.077
9	7.079	19	396.369	29	444.847	39	407.568	49	82.473
8	6.075	18	358.007	28	403.040	38	317.196	48	69.082
7	6.890	17	414.357	27	466.568	37	337.767	47	189.730
6	3.579	16	212.010	26	237.237	36	169.774	46	100.832
5	3.562	15	208.700	25	232.903	35	167.207	45	102.101
4	3.466	14	199.589	24	221.594	34	162.509	44	100.919
3	3.286	13	188.676	23	209.910	33	156.080	43	97.338
2	5.723	12	335.668	22	378.558	32	285.123	42	179.020
1	4.775	11	287.599	21	326.713	31	249.036	41	149.053

3.4 反応度効果に対する重み因子

3.4.1 概要

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11サイクル初期炉心、制御棒運転パターン状態における値である。

3.4.2 ドブラ効果に対する重み因子

ドブラ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。

3.4.3 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

$\times 10^{-4}$									
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	1.420	20	164.973	30	108.962	40	155.839	50	54.994
9	3.140	19	369.684	29	241.971	39	315.762	49	117.061
8	3.328	18	427.796	28	296.715	38	314.377	48	179.894
7	4.173	17	590.508	27	436.061	37	381.994	47	339.384
6	2.219	16	320.750	26	239.806	36	199.780	46	189.094
5	2.180	15	316.356	25	237.375	35	195.436	45	187.836
4	2.053	14	297.929	24	224.133	34	184.129	44	178.147
3	1.845	13	268.804	23	203.022	33	166.700	43	161.781
2	2.830	12	417.535	22	318.542	32	260.494	42	253.565
1	1.434	11	218.122	21	170.417	31	135.245	41	134.405

Table 3.4.2 Feedback weighting factors for Void and Moderator temperature effects

$\times 10^{-4}$									
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	0.972	20	126.397	30	112.293	40	159.765	50	39.132
9	2.073	19	285.785	29	251.163	39	326.813	49	81.555
8	2.239	18	360.186	28	333.011	38	339.544	48	167.249
7	2.843	17	515.946	27	496.843	37	421.398	47	325.450
6	1.525	16	284.485	26	275.298	36	223.040	46	178.866
5	1.506	15	283.773	25	275.144	35	219.273	45	177.945
4	1.422	14	269.992	24	262.414	34	206.659	44	168.801
3	1.280	13	244.028	23	238.101	33	185.871	43	152.336
2	1.958	12	373.934	22	368.855	32	284.394	42	233.185
1	1.173	11	220.128	21	217.738	31	165.563	41	130.652

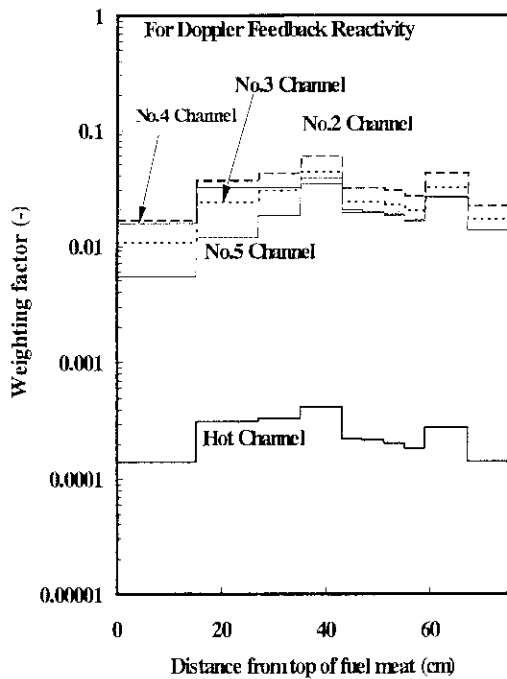


Fig. 3.4.1 Feedback weighting factors for Doppler effect

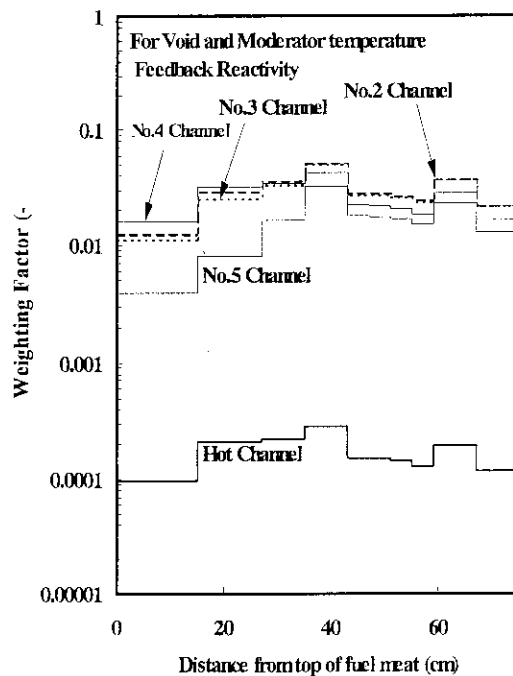


Fig. 3.4.2 Feedback weighting factors for Void and Moderator effects

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、クリーン炉心から平均的な燃焼度を持つ炉心（平衡炉心）の範囲で、過剰反応度の観点から3つの代表的な炉心、すなわち、過剰反応度が最大の炉心、過剰反応度が最小の炉心、平均的燃焼度の炉心について検討した。解析では、結果を厳しく与えるよう、 ℓ について燃焼度0%のクリーン炉心の値を、 β_{eff} については過剰反応度が最小となる炉心の値を採用した。

- (1) 遅発中性子割合 $\beta_{eff} = 0.006630$ (-)
 (2) 即発中性子寿命 $\ell = 1.5211 \times 10^{-4}$ (s)

3.6 フィードバック反応度

3.6.1 概要

フィードバック反応度は、クリーン炉心から平均的な燃焼度を持つ炉心（平衡炉心）の範囲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-3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。

3.6.2 減速材温度効果

過剰反応度が最小となる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。Table 3.6.1及びFig. 3.6.1に解析で使用する減速材温度効果によるフィードバック反応度を示す。

Table 3.6.1 Moderator temperature effect

Moderator Temperature (°C)	Reactivity ($\Delta k/k$)
27.0	0.0046240
52.0	0.0
77.0	-0.0052600
127.0	-0.0171480

3.6.3 ドプラ効果

0%燃焼のクリーン炉心（初装荷炉心）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。Table 3.6.2及びFig. 3.6.1に解析で使用するドプラ効果によるフィードバック反応度を示す。

Table 3.6.2 Doppler effect

Fuel Temperature (°C)	Reactivity ($\Delta k/k$)
27.0	0.0006440
52.0	0.0
127.0	-0.0014400
202.0	-0.0027480

3.6.4 ボイド効果

過剰反応度が最小となる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。Table 3.6.3及びFig. 3.6.2に解析で使用するボイド効果によるフィードバック反応度を示す。

Table 3.6.3 Void effect

Moderator Void Fraction (%)	Reactivity ($\Delta k/k$)
0.0	0.0
25.0	-0.0535700
50.0	-0.1492540

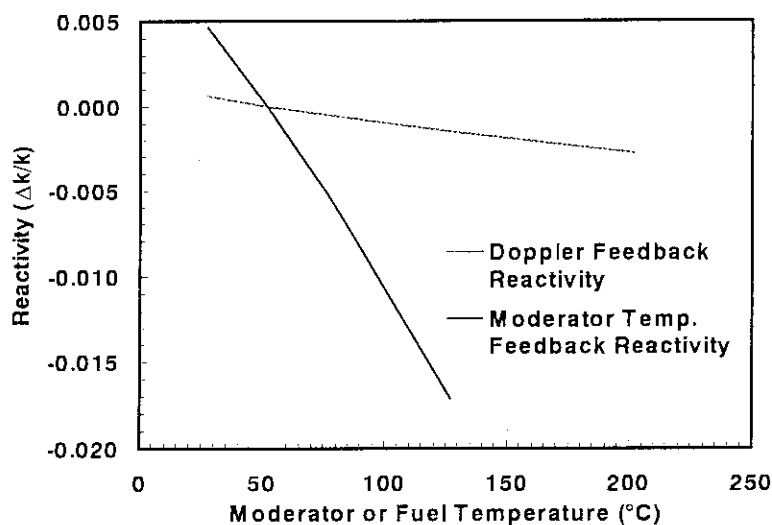


Fig. 3.6.1 Moderator temperature and Doppler effects

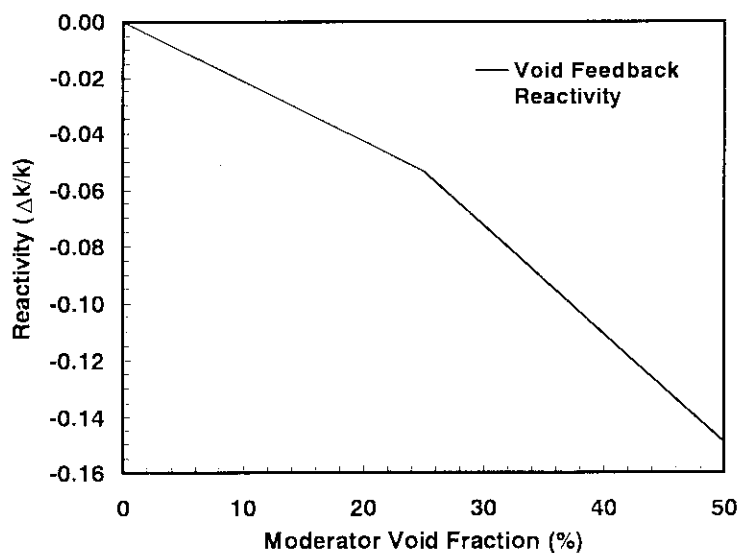


Fig. 3.6.2 Void effect

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き抜き	「中性子束高高(低設定)」	0.22 MW 0.1 sec
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	「中性子束高高(高設定)」	22.0 MW 0.1 sec
実験物の異常等による反応度の付加	「中性子束高高(高設定)」	22.0 MW 0.1 sec
冷水導入による反応度付加	「中性子束高高(低設定)」	0.22 MW 0.1 sec
重水反射体への軽水流入	「炉心出入口温度差大」	110% 15.0 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～平均的な燃焼度をもつ炉心（平衡炉心）の中でスクラム反応度の絶対値が最も小さい過剰反応度最大炉心のものを使用した。解析では、制御棒全ストロークの80%までの反応度を保守的に用いるものとし、その反応度が0.9秒で投入されるものとした。スクラム反応度をTable 3.7.1にスクラム反応度曲線をFig.3.7.1に示す。

Table 3.7.1 Scram reactivity

Time (sec)	Reactivity ($\Delta k/k$)	Reactivity (%)
0.00	0.0	0.0
0.045	-0.0001473	-0.0222
0.10	-0.0002351	-0.0355
0.15	-0.0004327	-0.0653
0.20	-0.0007753	-0.1169
0.30	-0.0020434	-0.3082
0.40	-0.0042238	-0.6392
0.50	-0.0073984	-1.1590
0.60	-0.0115694	-1.7450
0.70	-0.0165701	-2.4993
0.80	-0.0218617	-3.2974
0.90	-0.0262683	-3.9620

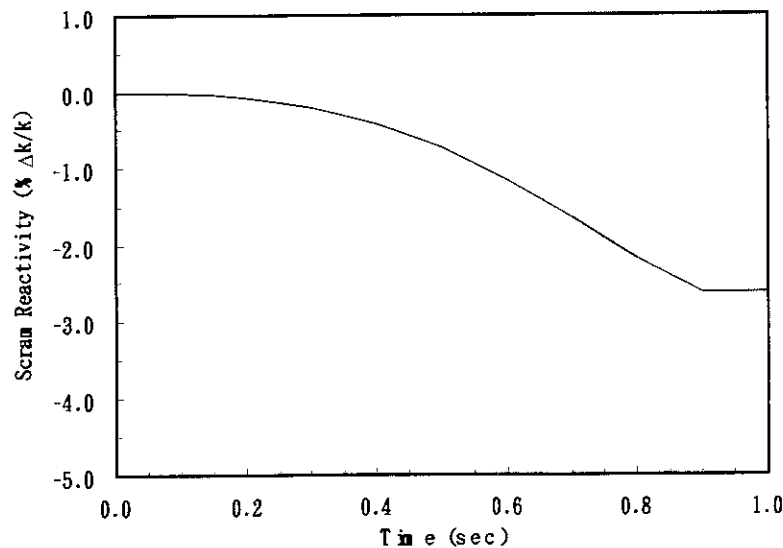


Fig. 3.7.1 Scram reactivity curve

3.8 熱伝達相関式

JRR-3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⁾及びJRR-4⁽⁷⁾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> $h = \max\left(\frac{k}{De} \cdot 4.0, h_{\text{Collier}}\right)$ <p>Collier's correlation</p> $h_{\text{Collier}} = \frac{k}{De} \cdot 0.17 \text{Re}_f^{0.33} \text{Pr}_f^{0.43} \left\{ \frac{(\text{Pr}_t)_f}{(\text{Pr}_t)_w} \right\}^{0.25} \left\{ \frac{\rho^2 \beta De^3 (T_w - T_t)}{\mu^2 g_c} \right\}_f^{0.1}$ <p>2. Downward flow (mass flux < 0.0)</p> $h = \frac{k}{De} \cdot 4.0$ <p>• 2000 ≤ Re < 2500</p> <p>1. Upward flow (mass flux ≥ 0.0)</p> <p><i>h</i> 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><i>h</i> is interpolated between $h = \frac{k}{De} \cdot 4.0$ and the Dittus-Boelter's correlation corresponding to the Reynolds number.</p> <p>• Re ≥ 2500 [Upward and downward flow]</p> <p>Dittus-Boelter's correlation</p> $h = \frac{k}{De} \cdot 0.023 \text{Re}_b^{0.8} \text{Pr}_b^{0.4}$
Subcooled Nucleate Boiling	<p>Modified Chen's correlation to both upward and downward flow</p> $q = h_{mic} \Delta T_{sat} + h_{mac} (T_w - T_t)$ $h_{mac} = \frac{k}{De} \cdot 0.023 \text{Re}_b^{0.8} \text{Pr}_b^{0.4} F$ $h_{mic} = C \frac{(k_f / 0.86)^{0.79} (4186 C p_f)^{0.45} \rho_f^{0.49}}{(9.8 \sigma)^{0.5} (9.8 \mu_f)^{0.29} (4186 h_{fg})^{0.24} \rho_g^{0.24}} \Delta T_{sat}^{0.24} \Delta P^{0.75} S$ $C = 0.00122 \times 0.86 \times (9.8 \times 10^4)^{0.75}$ $F = 1.0$ $S = 1 / (1 + 0.12 \text{Re}^{1.14}) \quad \text{Re}' < 32.5$ $S = 1 / (1 + 0.42 \text{Re}^{0.78}) \quad 32.5 \leq \text{Re}' < 70.0$ $S = 0.080 \quad 70.0 \leq \text{Re}'$ $\text{Re}' = \frac{G De}{\mu_f g} \times 10^{-4}$

<p>Saturated Nucleate Boiling</p>	<p>• Upward flow and downward flow ----- Chen's correlation</p> $q = (h_{mic} + h_{mac}) \Delta T_{sat}$ $h_{mac} = \frac{k}{De} 0.023 \{Re_f (1-x)\}^{0.8} Pr_f^{0.4} F$ $F = 1.0 \quad 1/x_{tt} \leq 0.1$ $F = 2.35(1/x_{tt} + 0.213)^{0.736} \quad 1/x_{tt} > 0.1$ $S = 1 / \left(1 + 0.12 Re'^{1.14}\right) \quad Re' < 32.5$ $S = 1 / \left(1 + 0.42 Re'^{0.78}\right) \quad 32.5 \leq Re' < 70.0$ $S = 0.080 \quad 70.0 \leq Re'$ $Re' = \frac{G(1-x)De}{\mu_f g} \times F^{1.25} \times 10^{-4}$ $\frac{1}{x_{tt}} = \left(\frac{x}{1-x}\right)^{0.9} \left(\frac{\rho_f}{\rho_g}\right)^{0.5} \left(\frac{\mu_f}{\mu_g}\right)^{0.1}$ <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 $h = \frac{k}{De} 4.0$

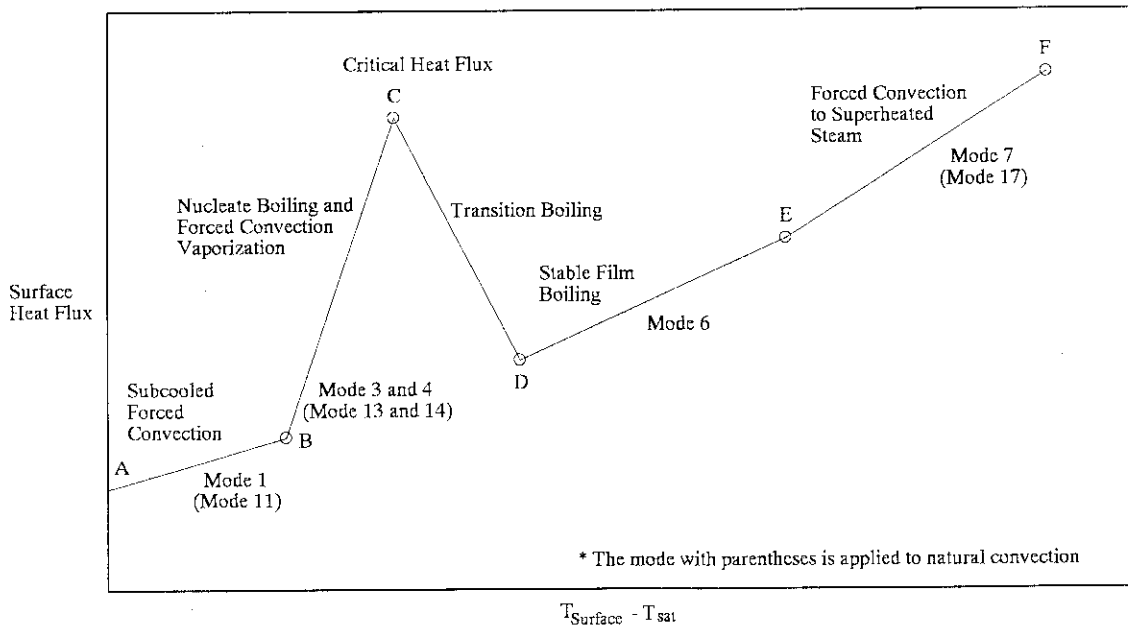


Fig. 3.8.1 Heat transfer regimes

Table 3.8.3 DNB heat flux correlations

(Unit system is MKS)

1. Upward Flow

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

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

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

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

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

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 物性値

(1) 燃料芯材の熱容量(Cp(U₃Si₂-Al))^{(8), (9), (11)}

シリサイド燃料の熱容量（容積比熱）は次式により表わされる。(NUREG-1313 Appendix Aより)

$$C_p(U_3Si_2 - Al) = 0.0122 \cdot V_p \cdot C_p(U_3Si_2) + 0.0027 \cdot (1 - V_p - V_f) \cdot C_p(Al) \left[MJ / (m^3 \cdot K) \right]$$

ここで、

$$C_p(U_3Si_2) = 199 + 0.104 \cdot T \left[J / (kg \cdot K) \right]$$

$$C_p(Al) = 892 + 0.46 \cdot T \left[J / (kg \cdot K) \right]$$

$$V_p = 0.072V_f - 0.275V_f^2 + 1.32V_f^3 = 0.08899$$

$$V_f = 0.091W_u = 0.091 \times 4.8 = 0.4368$$

T : 温度 (°C)

V_p : 気孔率

V_f : 分散相体積率

W_u : ウラン含有率(4.8 g/cm³ U)

上記の式により求めた燃料芯材の熱容量（容積比熱）をTable 3.9.1に示す。

Table 3.9.1 Volumetric heat capacity for fuel meat

Temperature [°C]	Cp(U ₃ Si ₂) [J/kg K]	Cp(Al) [J/kg K]	Volumetric heat capacity (U ₃ Si ₂ -Al)	
			[MJ/m ³ K]	[kcal/m ³ °C]
10.0	200.0	896.6	2.214	528.8
100.0	209.4	938.0	2.317	553.4
300.0	230.2	1030.0	2.546	608.0
600.0	261.4	1168.0	3.888	689.9

(2) 燃料芯材の熱伝導率^{(8), (9)}

燃料と気孔の体積率 $V_f + V_p = 0.526$ に対する熱伝導率をNUREG-1313 Appendix AのFig.3より求めると32.0 [W/m K]。これを単位換算すると、

$$\begin{aligned} 32.0/4186 &= 0.00764 [kcal/(s m \text{ } ^\circ C)] \\ &= 27.52 [kcal/(hr m \text{ } ^\circ C)] \quad \text{温度によらず一定値とした。} \end{aligned}$$

この値は、JMTRと同じものであり、JMTRで実測したシリサイド燃料の熱伝導率⁽¹⁵⁾と比較しても、十分保守的な値である。

(3) 燃料芯材の密度^{(8), (9)}

$$\begin{aligned} \rho &= 12.2V_f + 2.7(1 - V_f - V_p) \\ &= 12.2 \times 0.4368 + 2.7 \times (1 - 0.4368 - 0.08899) = 6.609 \left[g / cm^3 \right] \\ &= 6.609 \times 10^3 \left[kg / m^3 \right] \end{aligned}$$

(4) 燃料芯材の線膨張係数⁽¹⁰⁾

$$15.3 \times 10^{-6} [1/^\circ C] \quad \text{温度によらず一定値とした。(JMTRと同じ値を使用)}$$

(5) 被覆材の熱容量（容積比熱）、熱伝導率及び密度^{(6),(10)}

燃料被覆材として考えられるAG3NE、6061-T6、5052の3種類の中から熱伝導率が低く、温度拡散率が最も小さいAG3NEの値を解析で使用することとした。Table 3.9.2に被覆材の熱容量（容積比熱）、熱伝導率及び密度を示す。

Table 3.9.2 Volumetric heat capacity and thermal conductivity for cladding

Temperature [°C]	Density [kg/m ³]	Cp(AI) [kcal/kg °C]	Volumetric heat capacity [kcal/m ³ °C]	Thermal conductivity [kcal/h m °C]
20.0	2700	0.22	594.0	112.0
100.0	2700	0.23	621.0	122.0
300.0	2700	0.25	675.0	149.0

(6) 被覆材の線膨張係数

Table 3.9.3に被覆材の線膨張係数を示す⁽¹³⁾。

Table 3.9.3 Thermal expansion rate for cladding

Temperature [°C]	Thermal expansion rate [1/°C]
19.85	23.1 x 10 ⁻⁶
126.85	25.1 x 10 ⁻⁶
226.85	26.4 x 10 ⁻⁶
326.85	28.4 x 10 ⁻⁶
426.85	30.9 x 10 ⁻⁶
526.85	34.0 x 10 ⁻⁶

3.10 その他のデータ

3.10.1 サブクールポイドに関するデータ⁽¹⁴⁾

(1) サブクールポイドを発生させるのに利用される熱流束の、燃料板表面熱流束に対する割合 *LAMBDA*。

$$LAMBDA = 0.03$$

(2) サブクールポイドの寿命 *TAU*

$$TAU = 0.0005 \text{ sec}$$

3.10.2 即発性減速材加熱効果 *PMH*

$$PMH = 0.0 \%$$

4. 安全評価のために想定した事象

4.1 運転時の異常な過渡変化

JRR-3シリサイド炉心の運転時の異常な過渡変化としての想定事象は、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下、「指針」と称す）に基づき、指針の中で評価すべき具体的事象として示されている下記(1)～(3)に対して、Table 4.1.1に示すように選定した。

これらの選定事象は、いずれも指針の中で示されている「評価すべき具体的な事象」を取り上げたものである。発生要因の類似した事象で、これらの事象に含まれている事象については、Table 1.1.3に示す通りであり、これらの選定事象は発生要因の類似した事象のうち、結果が過酷になる事象で代表しているものである。また、「重水反射体への軽水流入」事象を選定したのは、JRR-3が重水反射体付の原子炉であることを考慮したものである。このように、JRR-3原子炉施設の特徴（炉型、熱出力、燃料形式）を考慮してそれぞれ評価すべき事象を選定した。

なお、JRR-3アルミナイド炉心の安全評価においては、当時「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」が定められておらず、軽水炉の安全評価に関する審査指針の考え方を参考にTable 4.1.2に示すように事象を選定した。

Table 4.1.1 Postulated anticipated operational transients of JRR-3 silicide core for safety evaluation

「評価すべき具体的事象」（指針）	JRR-3における選定事象
(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	同 左
(a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き (b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (c) 実験物の異常等による反応度の付加 (d) 冷水導入による反応度付加 (板状燃料を使用する原子炉)	(a) 起動時における制御棒の異常な引抜き (b) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (c) 実験物の異常等による反応度の付加 (d) 冷水導入による反応度付加
(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	同 左
(a) 1次冷却材の流量低下（高出力炉及び中出力炉） (b) 1次冷却材の流量低下（高出力炉及び中出力炉） (c) 商用電源喪失	(a) 1次冷却材の流量低下 (b) 2次冷却材の流量低下 (c) 商用電源喪失
(3) その他原子炉の設計により必要と認められる事象	同 左
(a) 重水反射体への軽水流入（重水反射体付の原子炉） (b) 1次冷却系圧力の異常な変化（加圧型の原子炉） (c) 実験設備の故障による実験設備及び原子炉の温度、圧力等の異常 (炉内ループ実験設備を有する原子炉)	(a) 重水反射体への軽水流入

Table 4.1.2 Postulated anticipated operational transients of JRR-3 aluminaide core for safety evaluation

軽水炉安全評価指針の評価すべき事象区分	JRR-3 の代表事象	包絡される事象等
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 冷水導入による反応度付加 ・ 実験物等による反応度添加 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 重水タンク内実験孔破損
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材の流量低下 ・ 2次冷却材の流量低下 ・ 商用電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 自然循環弁の誤開放 ・ サイフォンブレイク弁の誤開放 ・ 1次冷却系弁の誤閉 ・ 2次冷却系弁の誤閉 ・ 1次系熱交換器伝熱管破損
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 該当なし 	
その他必要と認められる運転時の異常な過渡変化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 重水タンク損傷 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水平実験孔管破損 ・ 重水熱交換器伝熱管破損 ・ 重水流量喪失（炉心に影響を与えないので代表事象とせず）

4.2 事故

JRR-3シリサイド炉心の事故としての想定事象は、指針に基づき、指針の中で「評価すべき具体的事象」として示されている下記(1)～(4)に対して、Table 4.2.1に示すように選定した。発生要因の類似した事象で、これらの事象に包含されている事象については、Table 1.1.4に示す通りであり、これらの選定事象は結果が過酷になるものである。

これらの選定された事象のうち

- ① 「(1)反応度の異常な投入」としては該当する事象はない。これは、従来からJRR-3原子炉施設では、原子炉運転中に燃料装荷作業を行わないとともに、燃料装荷に当たっては誤装荷の無いように定められた手順に従い装荷を行うことから、これら一連の防止対策との関連において「燃料落下又は燃料誤装荷」を評価対象から除外した。また、炉心内にループ実験設備を持たないことから、「実験設備等の損傷による反応度の異常な付加」を評価対象から除外した。
- ② 「(2)原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化」のうち「原子炉冷却材ポンプの軸固着」としては、1次冷却材主ポンプ及び2次冷却材ポンプの軸固着事故を評価対象としてそれぞれ選定した。
- ③ 「(3)環境への放射性物質の異常な放出」のうち、「実験設備、実験物等の著しい破損」が評

評価対象から除外されている理由は、本事象が「(1)反応度の異常な投入」との関連において評価されるべき事象であるためである。また、「反応度の異常な投入、原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化による燃料等の破損」に関しては、「(2)原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化」の選定事象に関連して「炉心流路閉塞事故」を評価事象として選定した。

- ④「(4)その他原子炉の設計により必要と認められる事象」のうち「放射性廃棄物処理施設の損傷」としては該当する事象はない。これは、JRR-3原子炉施設では放射性気体廃棄物を貯蔵する設備を持たないこと、また、放射性液体廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止できるように排水ピットを設けたコンクリート造の地下室に廃液貯槽が設置されていることから、施設の特徴及び一連の防止対策との関連において評価対象から除外している。さらに、「重水漏えい事故」事象を選定したのは、JRR-3が重水反射体付の原子炉であることを考慮したものである。

以上のように、JRR-3原子炉施設の特徴（炉型、熱出力、燃料形式）を考慮してそれぞれ評価すべき事象を選定した。

なお、JRR-3アルミナイド炉心の安全評価においては、当時「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」が定められておらず、軽水炉の安全評価に関する審査指針の考え方を参考にTable 4.2.2に示すように事象を選定した。

Table 4.2.1 Postulated accident conditions of JRR-3 silicide core for safety evaluation

「評価すべき具体的事象」（指針）	JRR-3における選定事象
(1) 反応度の異常な投入	同 左
(a) 燃料落下又は燃料誤装荷	該当なし
(b) 実験設備等の損傷による反応度の異常な付加 (炉内ループ実験設備等を有する原子炉)	
(2) 原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化	同 左
(a) 炉心流路閉塞（板状燃料を使用する原子炉）	(a) 炉心流路閉塞事故
(b) 原子炉冷却材の流出	(b) 1次冷却材流出事故
(c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着 (高出力炉及び中出力炉)	(c) 1次冷却材主ポンプ軸固着事故 (d) 2次冷却材ポンプ軸固着事故
(3) 環境への放射性物質の異常な放出	同 左
(a) 使用済燃料の機械的破損	(a) 使用済燃料の機械的破損
(b) 実験設備、実験物等の著しい破損 (実験設備を有する原子炉)	(b) 炉心流路閉塞事故
(c) 反応度の異常な投入、原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化による燃料等の破損	
(4) その他原子炉の設計により必要と認められる事象	同 左
(a) 放射性廃棄物処理施設の損傷	(a) 重水漏えい事故
(b) その他原子炉の設計により必要と認められる異常	

Table 4.2.2 Postulated accident conditions of JRR-3 aluminaide core for safety evaluation

軽水炉安全評価指針の評価すべき事象区分	JRR-3の代表事象	包絡される事象等
炉心冷却能力の低下	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材ポンプ軸固着事故 ・ 2次冷却材ポンプ軸固着事故 ・ 炉心流路閉塞事故 	
冷却材喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材流出事故 	
廃棄物処理設備の破損	<ul style="list-style-type: none"> ・ 該当なし 	
主蒸気管又は蒸気発生器伝熱管の破損	<ul style="list-style-type: none"> ・ 該当なし 	
燃料取扱に伴う事故	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料落下（炉心又は公衆の放射線被爆に影響を与えないため代表事象とせず）
制御棒の抜け出し等による事故	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒落下（軽水炉で事故として取り扱っている制御棒落下事故あるいは制御棒逸脱事故は制御棒駆動機構上想定できない）
その他必要と認められる事故	<ul style="list-style-type: none"> ・ 重水漏えい事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ヘリウムカバーガス漏えい ・ 原子炉プール水漏えい（設計上の安全対策を十分とることにより代表事象とせず）

4.3 安全評価のために想定した反応度投入事象

本解析で想定する反応度投入事象は、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起る、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。

JRR-3において反応度投入事象として想定し得る事象は、「4.1 運転時の異常な過渡変化」及び「4.2 事故」に示したように、以下の5事象に集約することができる。ここで取り上げた評価用事象は、すべて運転時の異常な過渡変化に属するもので、事故に属するものはない。これは、「4.2 事故」で述べたように、JRR-3においては原子炉運転中に燃料装荷作業を行わないとともに、燃料装荷に当たっては誤装荷の無いように定められた手順に従い装荷を行うこと、いかなる事態においても制御棒が炉心部から抜け出ないよう設計されていること、炉心内ループ実験設備を持たないこと、さらに、実験物の反応度を制限し、いかなる事態においても過大な正の反応度が急激に投入されないよう設計上配慮されていること等、設計上の対応がとられていることによる。

JRR-3シリサイド炉心の安全評価で選定した反応度投入事象

- 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 実験物の異常等による反応度の付加
- ④ 冷水導入による反応度付加
- ⑤ 重水反射体への軽水流入

以下、選定事象の発生原因、防止対策等について述べる。

4.4 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、原子炉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、安全保護系の動作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、引抜き可能な制御棒の最大本数を2本としている。制御棒引抜きインターロック回路により、自動制御運転時に引抜きできる制御棒の最大本数を1本としている。粗調整棒の駆動速度は最大10 cm/minとし、2本の粗調整棒による反応度添加率を $7.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以上にならないようにしている。また、微調整棒の駆動速度は、手動操作をする時は10 cm/min、自動制御運転においては最大30 cm/minとし、その反応度添加率が $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以上にならないようにしている。安全保護系の「対数出力炉周期短」、「安全系中性子束高」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残留出力を考慮して定格値の 10^{-8} 、つまり0.2 Wとする。なお、原子炉停止後光中性子による炉心出力は180日の冷却時間後約0.4 Wと評価されている。
- (2) 1次冷却系主ポンプは停止状態にあるものとする。炉心は自然循環状態にあり、その流速を0.004 m/sとする。冷却材温度及び燃料温度の初期値は35℃とする。
- (3) 反応度添加率は、最大反応度添加率を与える場合を想定し、最大反応度値を持つ制御棒が最大駆動速度で炉心から連続的に引抜かれるものとし、その値を $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ とする。
- (4) 原子炉は、単一故障を想定した「安全系中性子束高（低設定）」の220 kWでスクラムするものとする。

4.5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

4.2.1 低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低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、原子炉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、安全保護系の動作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、4.1「起動時における制御棒の異常な引抜き」の場合と同様の対策を講じている。

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100 kW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5.86 m/sとする。
- (2) 出力運転中に最大反応度値を持つ微調整棒が最大駆動速度で炉心から連続的に引抜かれるものとし、その反応度添加率を $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ とする。
- (3) 原子炉は、単一故障を考慮した「安全系中性子束高（高設定）」の22.0 MWでスクラムするものとする。

4.5.1 定格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定格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、原子炉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、安全保護系の動作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、4.1「起動時における制御棒の異常な引抜き」の場合と同様の対策を講じている。

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20 MW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5.86 m/sとする。
- (2) 出力運転中に最大反応度値を持つ微調整棒が最大駆動速度で炉心から連続的に引抜かれるものとし、反応度添加率を $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ とする。
- (3) 原子炉は、単一故障を考慮した「安全系中性子束高（高設定）」の22.0 MWでスクラムするものとする。

4.6 実験物の異常等による反応度の付加

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、定格出力運転中に照射筒の照射試料が急速に移動し、炉心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、安全保護系の動作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、炉心内の照射設備や照射試料は、運転中に移動しないようにし、試料の出し入れは燃料要素装荷の炉心変更と同様の手続きで行い、原子炉運転中に操作しないようにしている。また、挿入する物質の種類、形状、最大挿入量や反応度量などは十分に管理するようにしている。

重水タンク内の照射設備への照射試料の挿入・取出しは運転中にも行うことがあるが、各々の照射筒に挿入・取出しを行う照射試料の反応度は、複数個の試料の同時挿入・取出しを行う場合を含めて、 $7.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$ 以上にならないようにしている。水力照射設備に挿入する試料の最大反応度は、比較的大きいから2本の照射筒に同時に試料を挿入・取出しを行わないようにインターロック回路を設けている。安全保護系に「対数出力炉周期短」及び「安全系中性子束高」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20 MW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5.86 m/sとする。
- (2) 原子炉は20 MWで運転しているものとし、重水タンク内照射設備の2個の最大反応度値をもつ照射試料が同時に移動したとし、その場合の添加反応度を $1.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ (step)とする。
- (3) 原子炉は、単一故障を考慮した「安全系中性子束高（高設定）」の22.0 MWでスクラムするものとする。

4.7 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、原子炉運転中に停止中の1次冷却材主ポンプ2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加わり、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、安全保護系の動作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次冷却材主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。安全保護系に「対数出力炉周期短」や「安全系中性子束高」のスクラム回路を設け、これらの信号により原子炉は自動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200 kWとする。
- (2) 1次冷却材炉心入口温度を35℃とする。
- (3) 1次冷却材主ポンプの起動インターロックにもかかわらず、主ポンプ2台が誤起動し、炉心に10℃の冷水が導入されるものとする。
- (4) 冷水導入による温度差によって添加される正の反応度は、減速材温度効果によるフィードバック反応度係数のうち絶対値の大きい値を用いて評価し、 $6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k$ (step)とする。
- (5) 原子炉は、単一故障を考慮した「安全系中性子束高（低設定）」の220kWでスクラムするものとする。

4.8 重水反射体への軽水流入

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、定格出力運転中に重水タンクまたはプール内重水系配管が何らかの原因により破損し、破損孔から炉プール水が重水タンク内に流入して重水濃度が低下することを想定する。核計算の結果によると、重水濃度が100%から99%にタンク内で均一に減少したとすると、重水タンク外筒表面の熱中性子束は約0.80倍になる。これにより中性子検出器の誤指示を招き、自動制御用制御棒が引抜かれ、過出力状態になる可能性がある場合を想定する。

軽水混入率が最も大きい場合として、重水系配管の $Dt/4$ (D :配管の外径、 t :配管の肉厚) スリット状破断を仮定する。破断配管として、重水タンク入口側と出口側配管が考えられるが、最も厳しい場合として重水タンク入口側配管が破断する場合を考え、破断と同時に重水濃度が減少し始めると想定する。重水濃度低下率が最大になると考えられるのは、最大破断面積が $Dt/4=1.56 \text{ cm}^2$ で、炉プール水と重水配管の最大圧力差が5.3m水頭圧の時に相当する。この時、重水濃度低下に伴い、制御棒が引抜かれ、炉心の反応度が増加する割合として $1.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ と仮定する。

中性子束は重水濃度低下に伴ってゆっくり上昇するが、安全保護系の「1次冷却材炉心出入口温度差大」のスクラム回路を設け、この信号により原子炉を自動的に停止し、この過渡変化は安全に終止できるようにしている。

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) 原子炉は定格出力の20 MWで運転しているものとする。
- (2) 反応度添加率を $1.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ とする。
- (3) 原子炉は、単一故障を考慮した「1次冷却材炉心出入口温度差大」の設定値の110 %でスクラムするものとする。

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

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.5.1.4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、10.0秒後に220 kWのスクラム点に達した後、スクラム遅れ時間があるためその後も上昇を続け最大出力1.77 MW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10.6秒後に最高60.4℃に達した後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料板表面最高温度は60.3℃であり、最小DNBRは3.80である。また、1次冷却材最高温度は42.9℃である。この過渡変化中の反応度の変化は、Fig.5.1.3に示してあるが、フィードバック反応度は、原子炉出力が最大となった時点において投入反応度に対して減速材温度効果によるものが-1.8%、ドプラ効果によるものが-0.4%の大きさになるのみで、フィードバック反応度による炉出力抑制はほとんどない。原子炉出力はスクラム反応度により抑制される。

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

Base case	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 (-)
Natural convection 0.004m/s (RS02WC08)	0.22	10.01	1.77	10.34	42.9	60.3	60.4	3.80

5.1.2 冷却材流速パラメータ解析

冷却材流速をパラメータとした解析では、0.1 m/s、0.05 m/s、0.02 m/s、0.01m/s、0.004 m/s の5ケースについて検討した。冷却材流速以外の解析条件は、全てベースケースと同じである。

解析結果を Table5.1.2 に示す。Table5.1.2 に示すように、冷却材流速を変化させても解析した範囲では、最大出力及び最大出力となる時刻に変化はない。一方、冷却材流速が小さくなると、過渡変化中の燃料板表面温度、燃料芯材最高温度及び冷却材最高温度は大きくなり、最小DNBRは小さくなる。解析した範囲では、冷却材流速0.004 m/s の場合が最も厳しい。

Table5.1.2 に示したように、解析した冷却材流速の範囲では、冷却材流速が小さいほど最小DNBR が小さいという結果が得られた。ここでは、さらに冷却材流速を小さくした場合について検討する。

Fig. 5.1.5 に JRR-3 シリサイド燃料炉心の条件を基に計算した DNB 熱流束を横軸に冷却材流速、縦軸に DNB 熱流束をとって示す。図中に示した DNB 熱流束相関式は、それぞれ次に示す式である。

Table 5.1.2 Analysis results of uncontrolled control rod withdrawal from zero power
(Coolant velocity parameter)

Coolant velocity Natural convection (m/s)	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)	Maximum heat flux (W/cm ²)	Minimum DNBR (-)
0.10 (RS02WC03)	0.22	10.01	1.77	10.34	40.8	57.6	57.7	2.40	13.82
0.05 (RS02WC04)	0.22	10.01	1.77	10.34	41.5	58.6	58.7	2.03	10.73
0.02 (RS02WC05)	0.22	10.01	1.77	10.34	42.0	59.5	59.6	1.58	7.85
0.01 (RS02WC02)	0.22	10.01	1.77	10.34	42.5	60.1	60.2	1.30	6.25
Base case 0.004 (RS02WC08)	0.22	10.01	1.77	10.34	42.9	60.3	60.4	1.17	3.80

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

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

$$q_{DNB,3}^* = 0.7 \cdot \frac{A}{A_H} \cdot \left\{ W \cdot \left(\frac{\rho_l}{\sigma} \right)^{1/2} \right\}^{1/2} / \left\{ 1 + \left(\frac{\rho_g}{\rho_l} \right)^{1/4} \right\}^2 \quad (3)$$

ここで、

$$q_{DNB}^* : \text{無次元 DNB 熱流束} \left[\frac{q_{DNB}}{h_{fg} \sqrt{\left(\frac{\sigma}{\rho_l} \right)^{1/2} \cdot g \cdot \rho_l \cdot \rho_g}} \right]$$

$$G^* : \text{無次元質量流量} \left[\frac{G}{\sqrt{\left(\frac{\sigma}{\rho_l} \right)^{1/2} \cdot g \cdot \rho_l \cdot \rho_g}} \right]$$

- q_{DNB} : DNB 熱流束 [kcal/(m²·s)]
- G : 質量流量 [kg/s]
- h_{fg} : 蒸発潜熱 [kcal/kg]
- σ : 表面張力 [kg/m]
- ρ_l : 飽和水の密度 [kg/m³]
- ρ_g : 飽和蒸気の密度 [kg/m³]
- g : 重力加速度 [m/s²]
- A : 流路面積 [m²]
- A_H : 加熱面積 [m²]
- Δh_i : 流路入口サブクールエンタルピ [kcal/kg]
- W : 流路の幅 [m]

Fig. 5.1.5 に示すように上昇流では、冷却材流速を減少させていった場合、冷却材流速が 0.4 cm/s 以上では DNB 熱流束は $q^*_{DNB,1}$ 式により計算され、冷却材流速の減少と共に DNB 熱流束も低下する。また、冷却材流速が 0.4 cm/s よりも小さい場合には、DNB 熱流束は DNB 熱流束の下限値を与える $q^*_{DNB,3}$ 式により計算され約 4.5 W/cm² で一定となる。

一方、燃料板表面熱流束は、Table 5.1.2 に示したように冷却材流速の低下に伴って小さくなっていく。これは、冷却材流速の低下により、燃料板表面での熱伝達率が低下し、燃料板内部に発生した熱が蓄えられているためである。このため、Table 5.1.2 に示したように燃料板表面最高温度及び燃料芯材最高温度が、冷却材流速が遅い場合の方が高くなっている。

Fig. 5.1.6 に冷却材流速を変化させた場合の DNB 熱流束と燃料板表面最大熱流束を示す。図中、冷却材流速が 0.001 m/s (0.1 cm/s) の場合の燃料板表面最大熱流束は、0.1~0.004 m/s までの解析結果を基に外挿して求めたものである。

Fig. 5.1.7 は、Fig. 5.1.6 に示した結果を基に、冷却材流速を変化させた場合の最小 DNBR を示したもので、最小 DNBR には、この図に示したように下限値が存在し、それは、冷却材流速が 0.004 m/s (ベースケース) の場合であることがわかる。

5.1.3 反応度添加率パラメータ解析

反応度添加率が解析結果に与える影響をみるために、反応度添加率をパラメータとして解析を実施した。解析で使用した反応度添加率は、 $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ (ベースケース)、 $6.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 、 $4.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ の 3 種類である。反応度添加率の解析条件は、ベースケースと同じである。

解析結果を Fig. 5.1.8~ Fig. 5.1.12 及び Table 5.1.3 に示す。Fig. 5.1.8 及び Table 5.1.3 に示すように、反応度添加率が小さくなると、過渡変化中の原子炉最大出力は小さくなり、また、その発生時刻は後ろへずれる。これは、Fig. 5.1.11 に示すように反応度添加率が小さい程、スクラム設定値 (220 kW) に達するまでに添加された反応度が小さくなっているためである。

Table 5.1.3 Analysis results of uncontrolled control rod withdrawal from zero power
(Reactivity insertion rate parameter)

Reactivity insertion rate ($\Delta k/k/s$)	Scram set point (MW)	Time at scram (sec)	Maximum power (MW)	Time at Maximum power (sec)	Maximum coolant temperature ($^{\circ}C$)	Maximum fuel surface temperature ($^{\circ}C$)	Maximum fuel meat temperature ($^{\circ}C$)	Minimum DNBR (-)
Base case 7.5×10^{-4} (RS02WC08)	0.22	10.01	1.77	10.34	42.9	60.3	60.4	3.80
6.0×10^{-4} (RS02WC10)	0.22	12.10	1.10	12.42	40.4	52.3	52.4	5.58
4.5×10^{-4} (RS02WC11)	0.22	15.47	0.71	15.78	39.0	47.6	47.6	7.73

Fig. 5.1.12 に反応度添加率と燃料芯材最高温度、1次冷却材最高温度及びDNBR の関係を示す。ベースケースの反応度添加率 $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ の場合が最も厳しい結果を与え、反応度添加率が小さくなるに従って、燃料芯材最高温度及び1次冷却材最高温度は小さく、最小 DNBR は大きくなっていく。

5.1.4 スクラム設定値を22MWとした場合の解析

解析結果をTable 5.1.4に示す。また、Fig.5.1.13～Fig.5.1.15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、10.6秒後に22.0 MWのスクラム点に達した後、スクラム遅れ時間があるためその後も上昇を続け最大出力32.6 MW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10.8秒後に最高134.5℃に達した後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料板表面最高温度は123.3℃であり、最小DNBRは1.55である。また、1次冷却材最高温度は74.0℃である。この過渡変化中の反応度の変化は、Fig.5.1.15に示してあるが、フィードバック反応度は、原子炉出力が最大となった時点において投入反応度に対して減速材温度効果によるものが13.4%、ドブラ効果によるものが-8.9%の大きさになり、炉出力の上昇が抑制されている。ただし、最終的には原子炉出力はスクラム反応度により抑制され下降する。

以上の解析結果が示すように、万一、起動時においてスクラム設定値が22 MWに設定されていたと仮定しても、運転時の異常な過渡変化時の安全性を判断する基準を満たし、炉心の燃料は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。

Table 5.1.4 Analysis results of uncontrolled control rod withdrawal from zero power
(Scram set point : 22 MW)

	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)	(-)
Forced convection 5.86 m/s (RS02WC09)	22	10.59	32.55	10.75	74.0	123.3	134.5	1.55

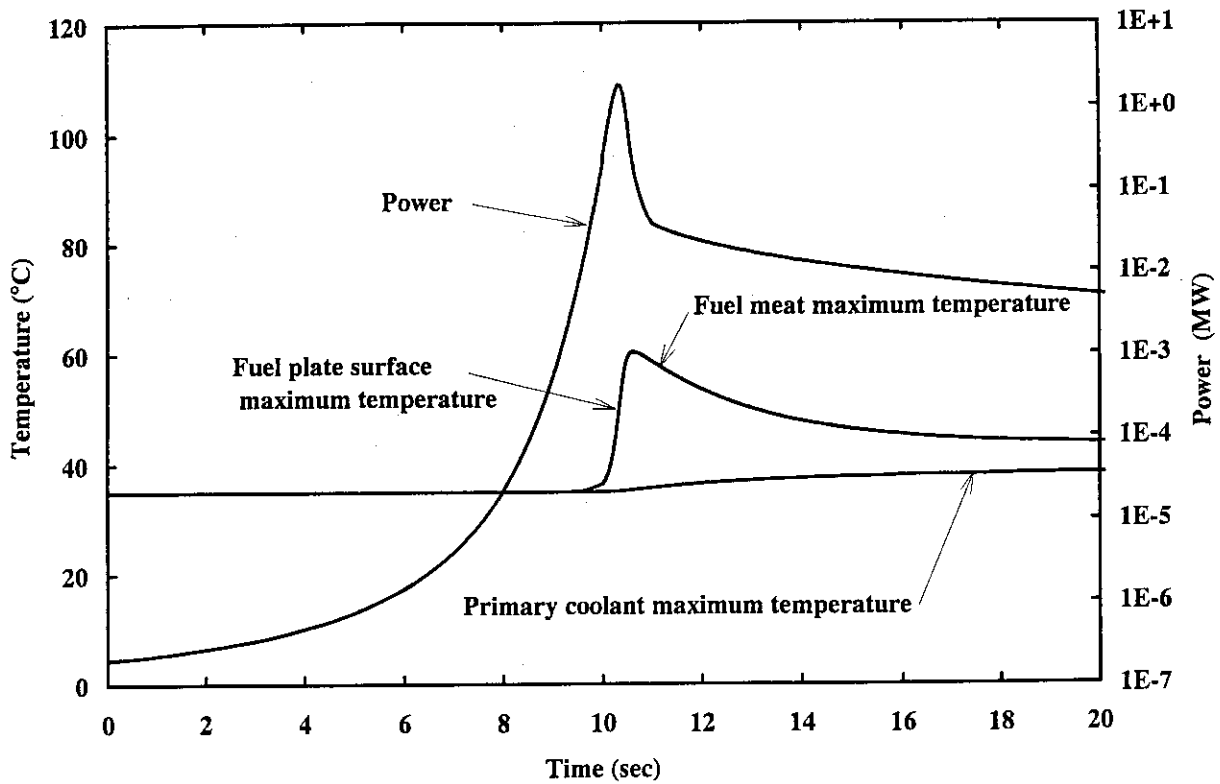


Fig.5.1.1 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperature and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Base case, No.1)

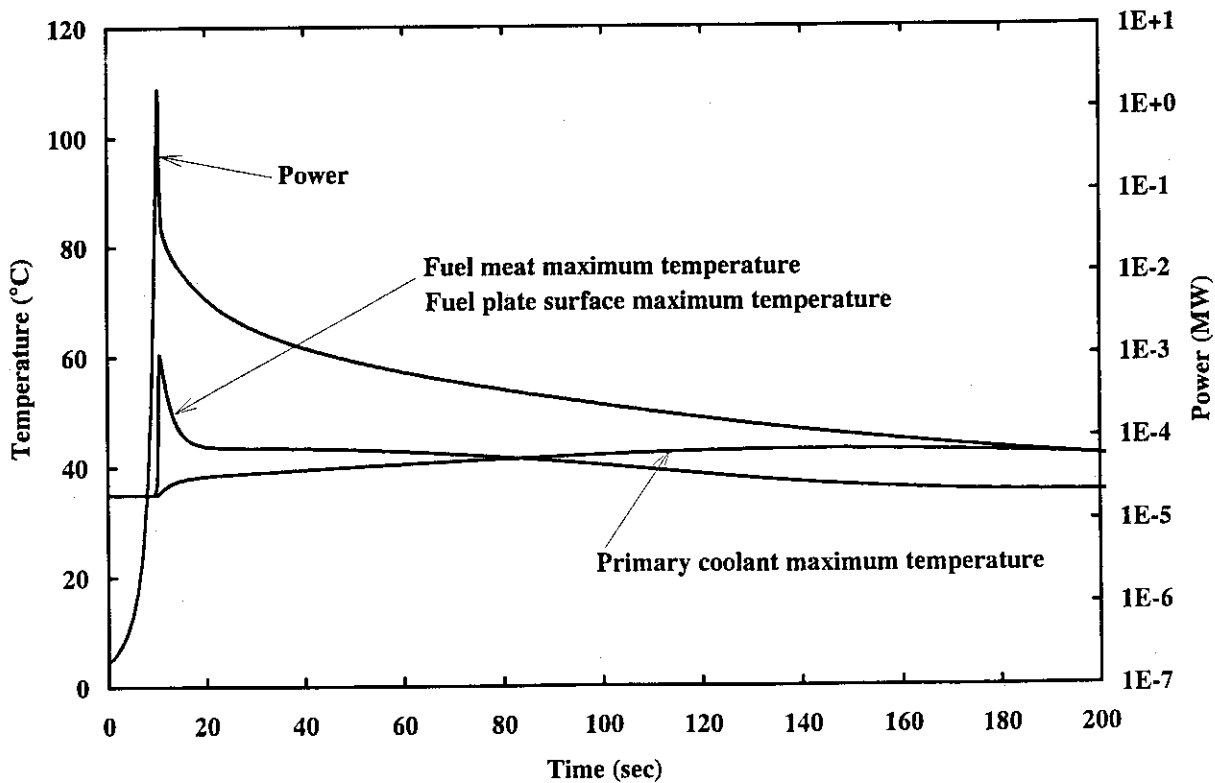


Fig.5.1.2 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperature and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Base case, No.2)

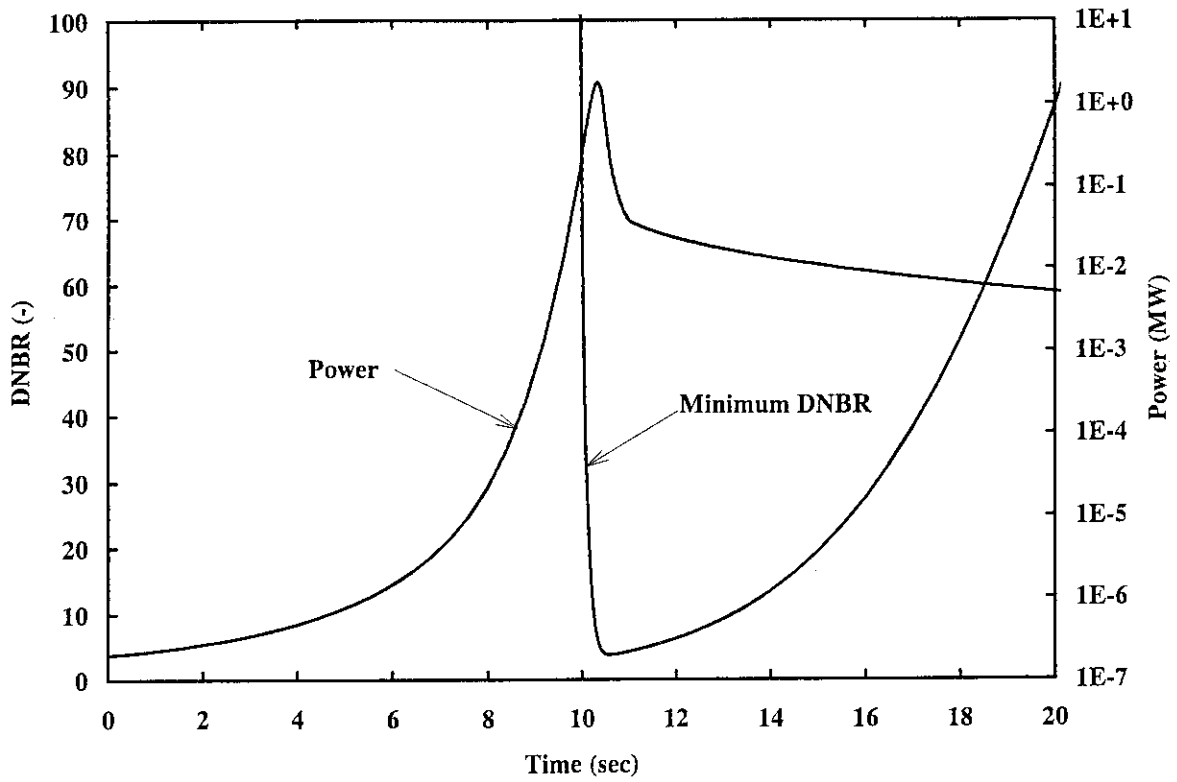


Fig.5.1.3 Transient of DNBR and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Base case)

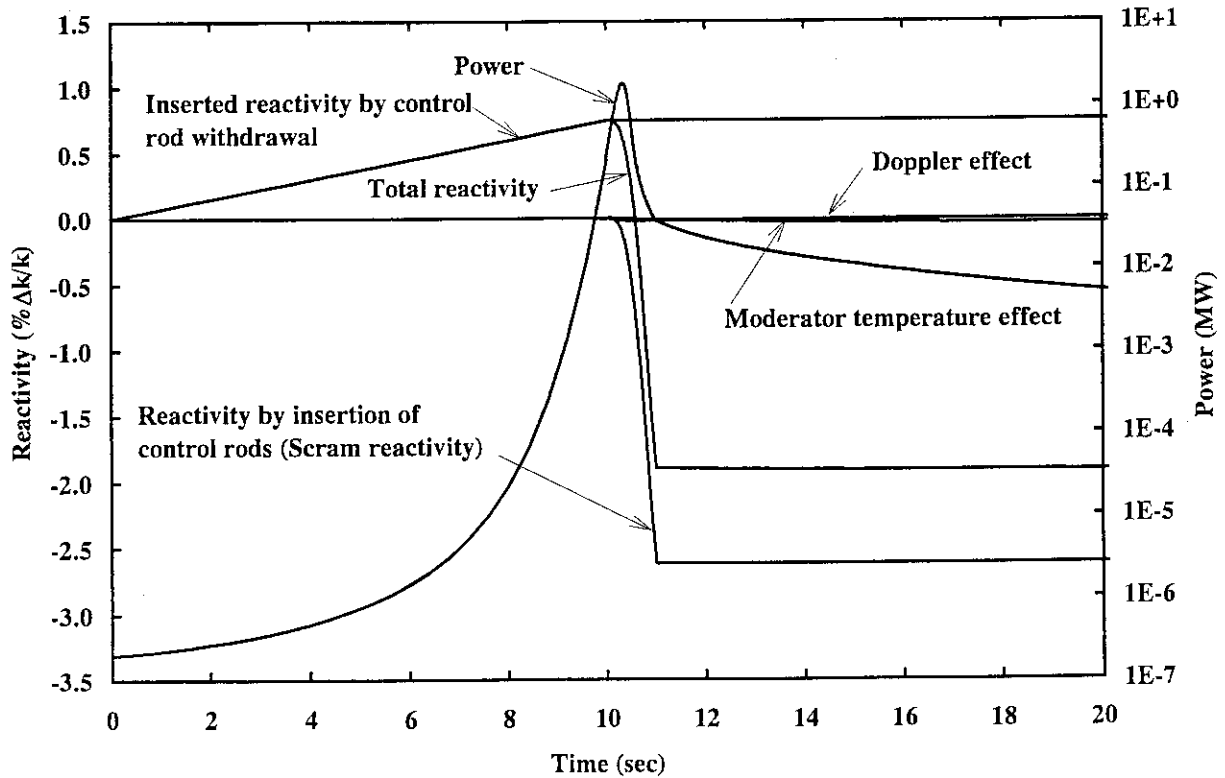


Fig.5.1.4 Transient of Reactivity and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Base case)

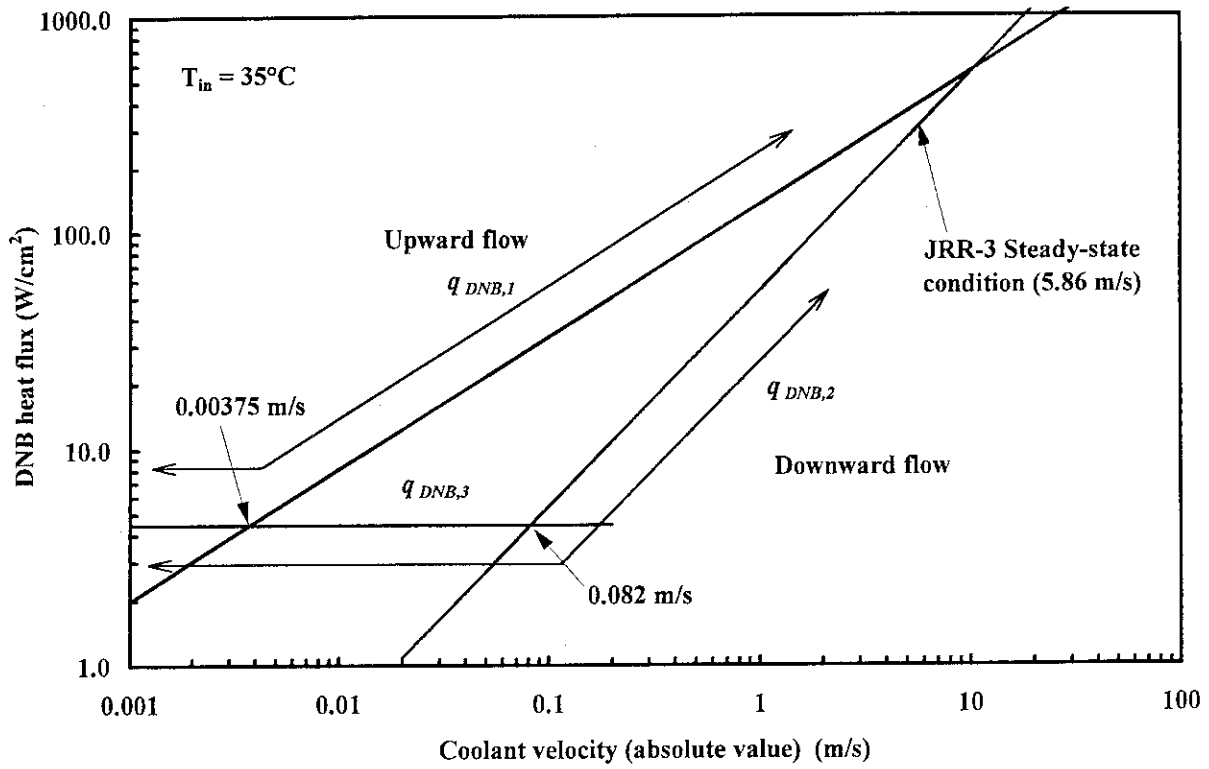


Fig.5.1.5 DNB heat fluxes calculated for JRR-3 silicide core as a function of coolant velocity

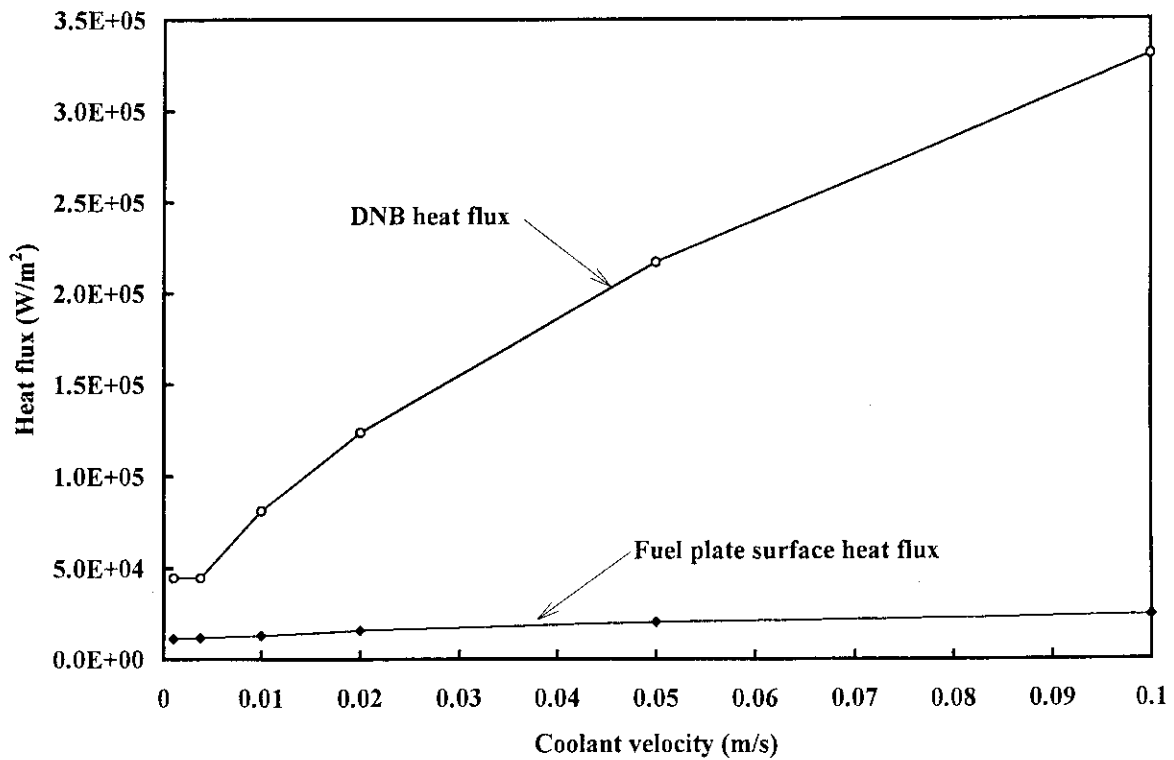


Fig.5.1.6 DNB heat flux and Fuel plate surface heat flux
(Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Coolant velocity parameter)

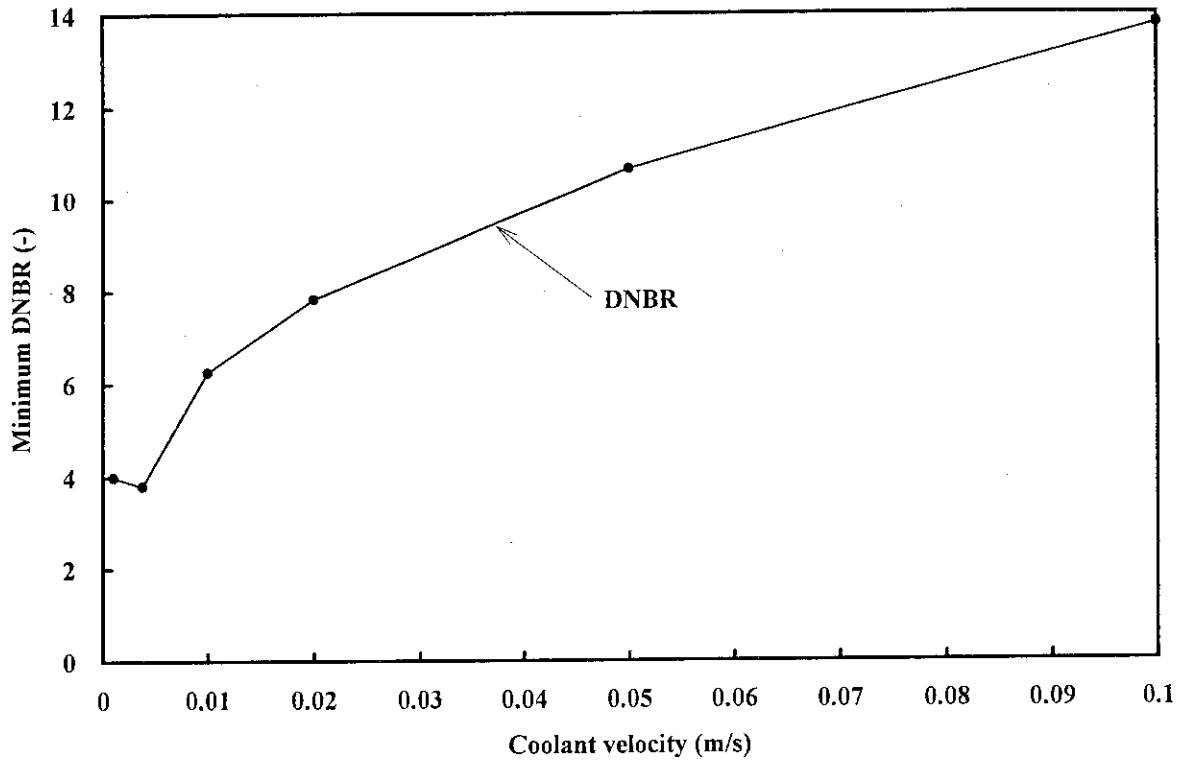


Fig.5.1.7 DNBR calculated as a function of coolant velocity
 (Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Coolant velocity parameter)

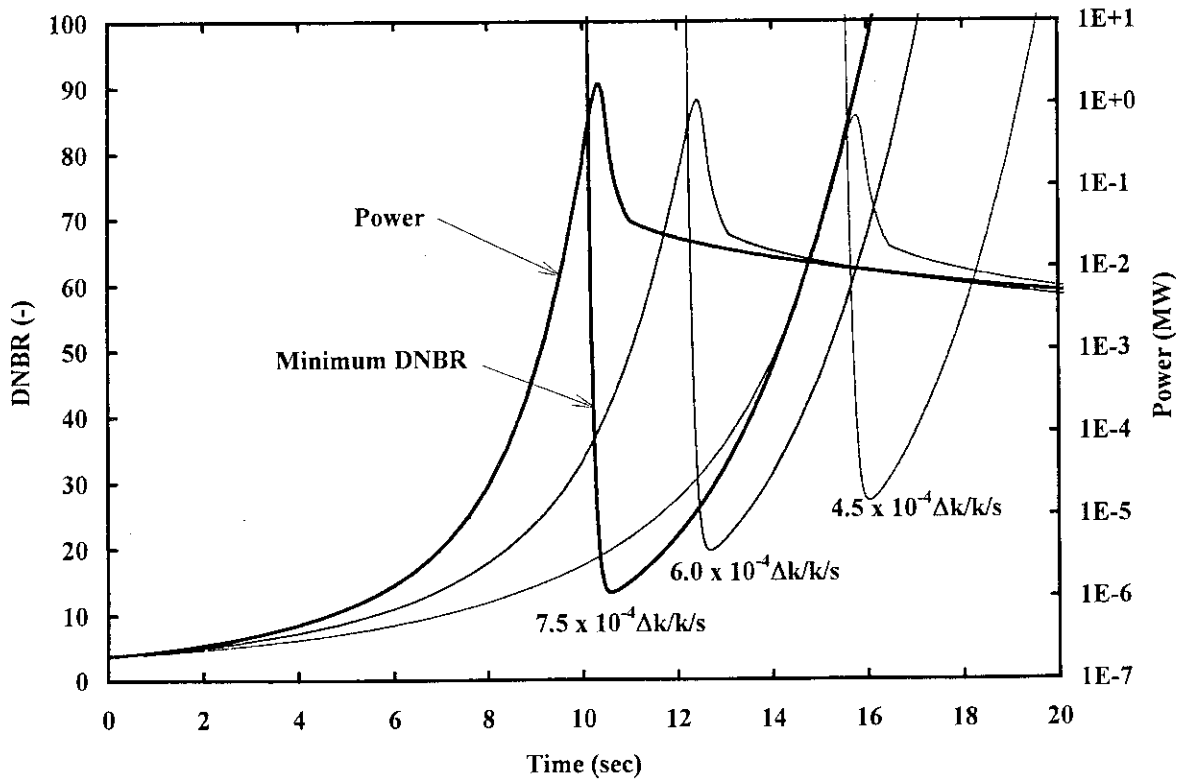


Fig.5.1.8 Transient of DNBR and Power
 (Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Insertion reactivity parameter)

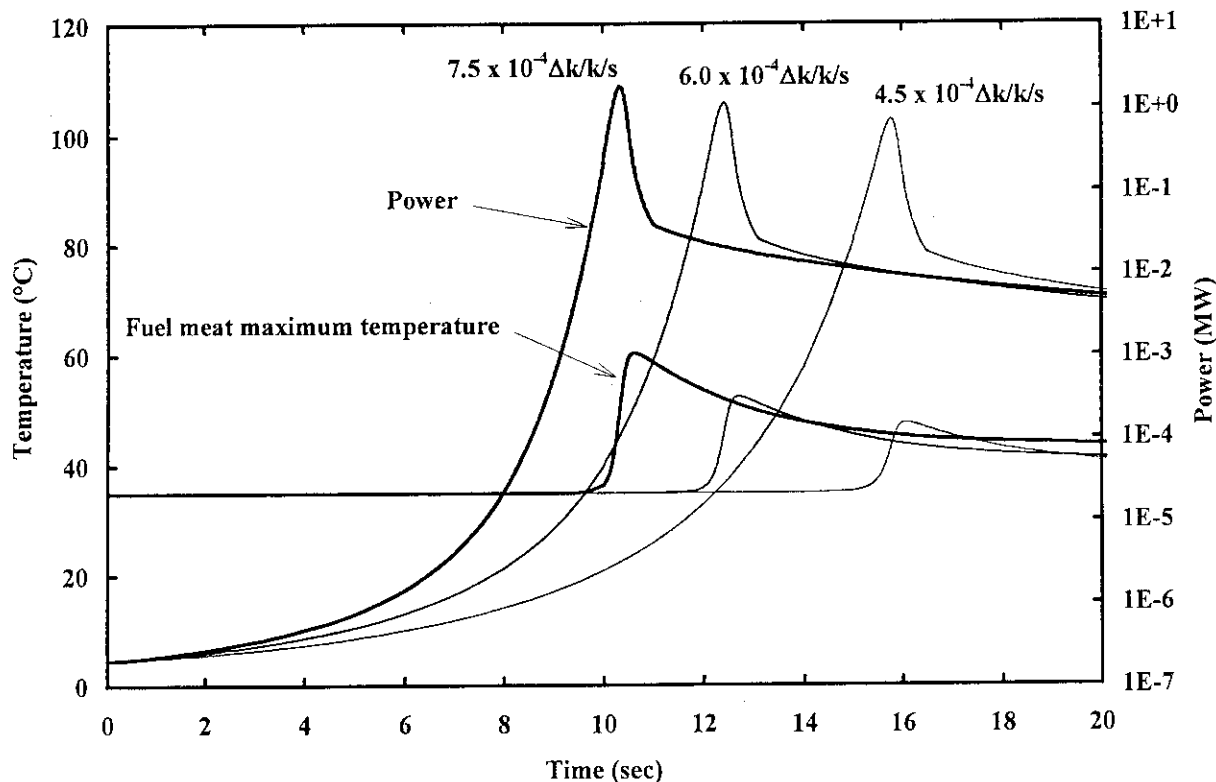


Fig.5.1.9 Transient of Fuel meat maximum temperature and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Insertion reactivity parameter)

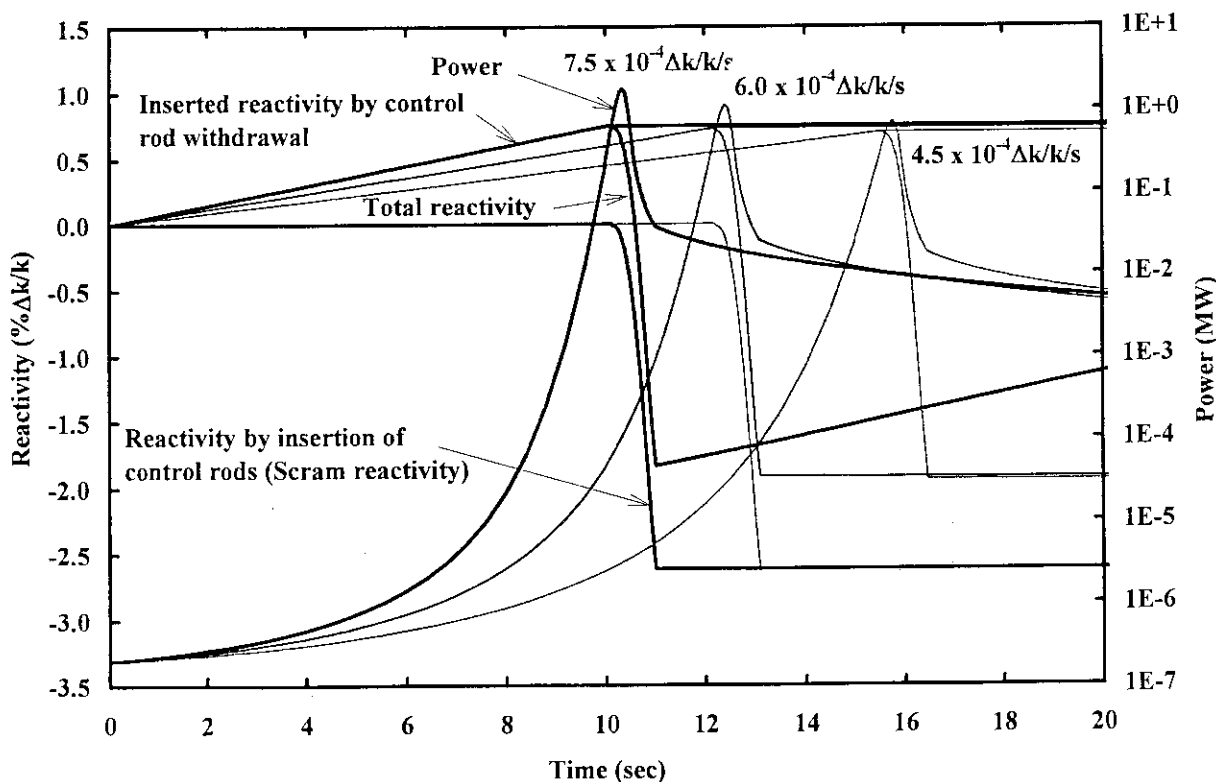


Fig.5.1.10 Transient of Reactivity and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Insertion reactivity parameter)

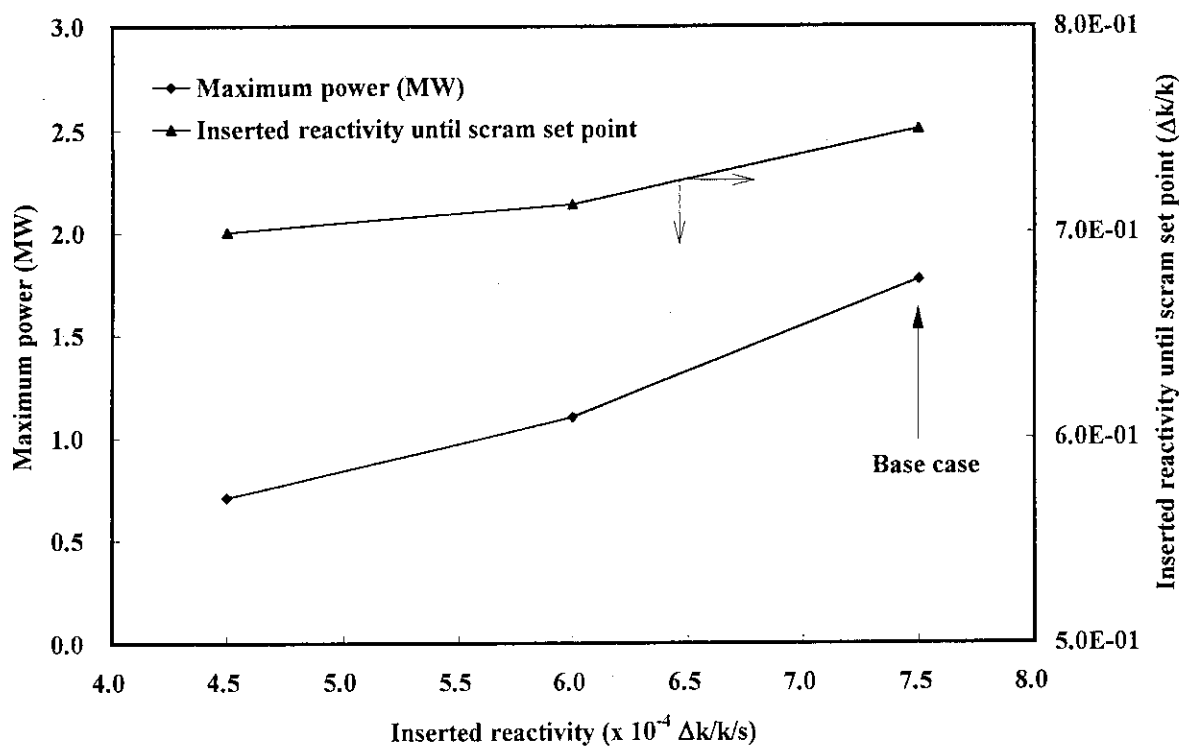


Fig.5.1.11 Maximum power and Inserted reactivity until scram set point as a function of inserted reactivity (Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Insertion reactivity parameter)

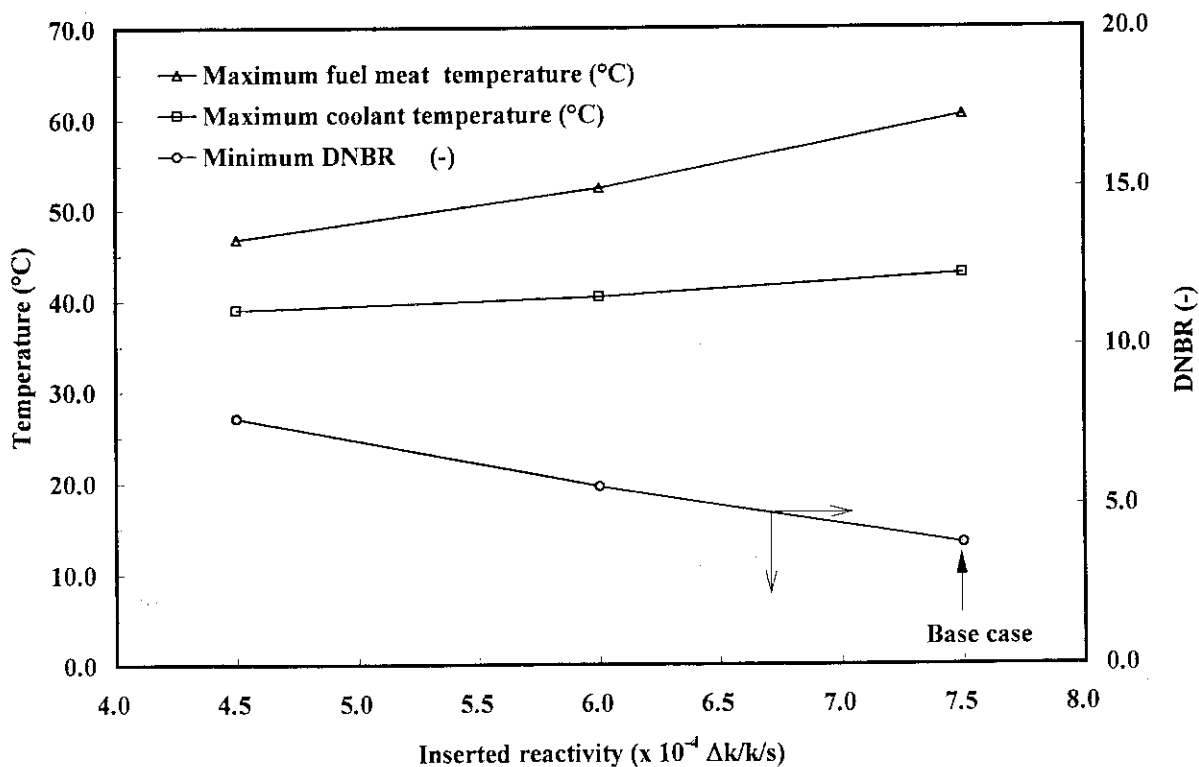


Fig.5.1.12 Fuel temperatures and DNBR as a function of inserted reactivity (Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Insertion reactivity parameter)

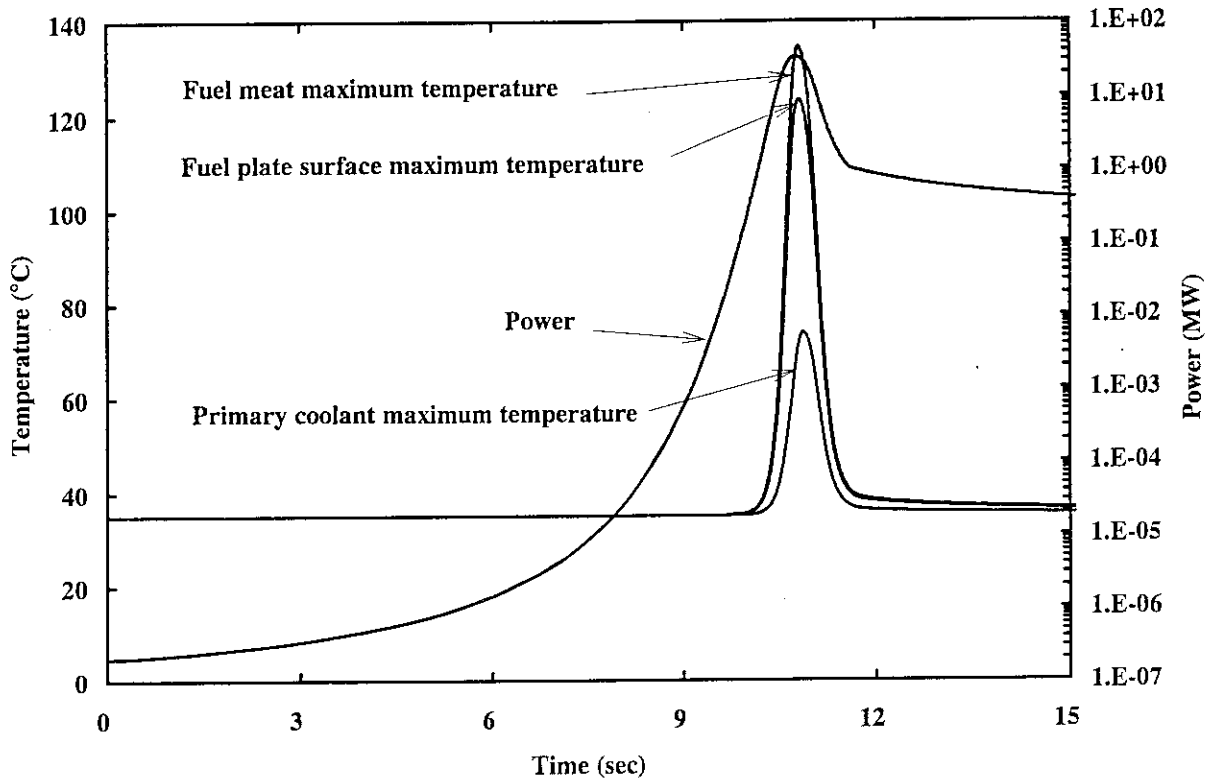


Fig.5.1.13 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperature and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Scram set point 22 MW)

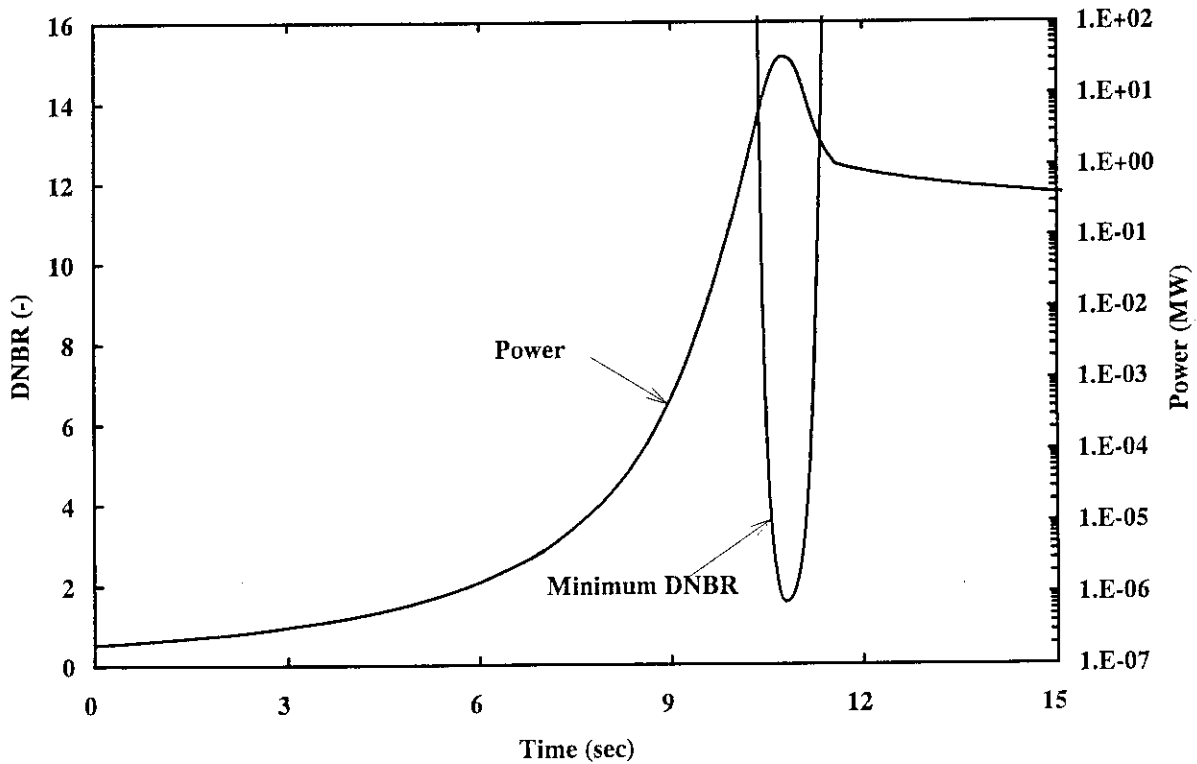


Fig.5.1.14 Transient of DNBR and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Scram set point 22 MW)

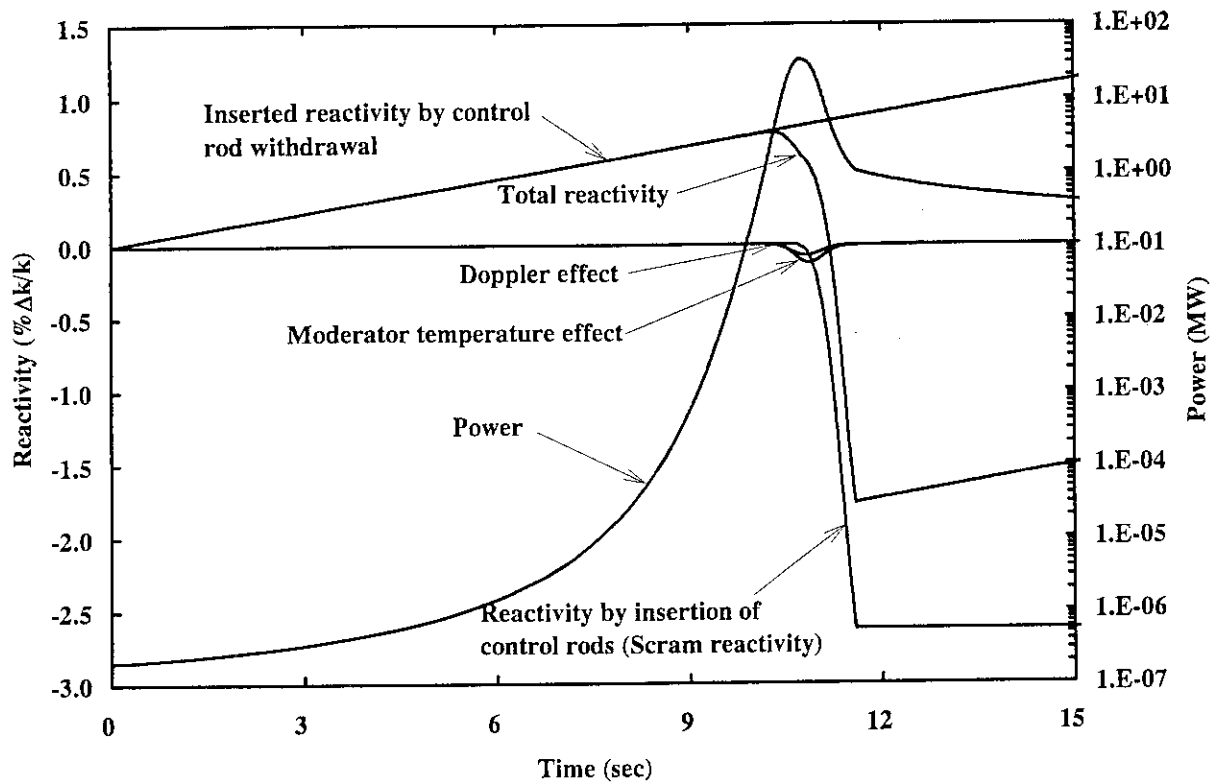


Fig.5.1.15 Transient of Reactivity and Power
 (Uncontrolled control rod withdrawal from zero power : Scram set point 22 MW)

5.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

5.2.1 低出力運転中の制御棒の異常な引抜き（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.5.2.3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9.03秒後に22.0 MWのスクラム点に達し、その後スクラム遅れ時間により24.3 MW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9.25秒後に最高118.2℃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109.6℃であり、最小DNBRは2.06である。1次冷却材最高温度は65.0℃である。この事象において、減速材温度効果及びドプラ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、投入反応度に対しそれぞれ-13.6%、-8.9%の大きさになる。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 low power

Base case (Low 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 (-)
0.1 MW $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ (RS01MC01)	22	9.03	24.26	9.17	65.0	109.6	118.2	2.06

5.2.2 定格出力運転中の制御棒の異常な引抜き（ベースケース）

解析結果をTable 5.2.2に示す。また、Fig.5.2.4～Fig.5.2.6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よって0.92秒後に22.0 MWのスクラム点に達し、その後スクラム遅れ時間により22.3 MW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1.05秒後に最高113.1℃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105.2℃であり、最小DNBRは2.24である。1次冷却材最高温度は63.6℃である。この事象において、減速材温度効果及びドプラ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、投入反応度に対しそれぞれ-10.4%、-5.8%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 5.2.2 Analysis results of uncontrolled control rod withdrawal from full power

Base case (High 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 (-)
20 MW $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ (RS20MC03)	22.0	0.92	22.27	1.03	63.6	105.2	113.1	2.24

5.2.3 原子炉初期出力パラメータ解析

JRR-3 では、最大熱出力 20 MW の高出力運転モード（スクラム設定値 22.0 MW、1 次冷却系は定格流量 2400 m³/h）、最大熱出力 200 kW までの低出力運転モード（スクラム設定値 220 kW、1 次冷却系は定格流量 2400 m³/h、または、補助ポンプ 2 台運転による 480 m³/h）、最大熱出力 200 kW までの自然循環冷却運転モード（スクラム設定値 220 kW、1 次冷却系は停止、自然循環冷却）がある。

最大熱出力 20 MW の高出力運転モードの場合でも、起動時には低出力運転モード（スクラム設定値 220 kW）で起動し、原子炉出力が 100 kW に達した時点で、運転モードを高出力運転モードに切り替える。その後、段階的に出力を上昇させ、定格出力の 20 MW とする。このため、高出力運転モードでは、出力の下限は 100 kW、上限は定格出力の 20 MW となる。そこで、原子炉初期出力として、20 MW（定格出力：ベースケース）、100 kW（低出力：ベースケース）に加え、200 kW のケースを解析し、初期出力が解析結果に及ぼす影響を調べた。原子炉初期出力以外の解析条件は、「5.2.1 低出力からの制御棒の異常な引抜き」と同じである。

解析結果を Fig.5.2.7～Fig.5.2.9 及び Table 5.2.3 に示す。原子炉初期出力が小さくなると、Fig.5.2.7 及び Table 5.2.3 に示すようにスクラム設定値（22.0 MW）に達するまでの時間が長く、Fig.5.2.8 に示すように炉心に添加される反応度が大きくなり、過渡変化中の最大出力も大きくなる。これらの結果として、Fig.5.2.9 に示すように原子炉初期出力 100 kW の場合が、燃料芯材最高温度及び 1 冷却材最高温度が最も高く、最小 DNBR が最も小さくなっている。

Table 5.2.3 Analysis results of uncontrolled control rod withdrawal from high / low power
(Initial power parameter)

Initial power (MW)	Scram set point (MW)	Time at scram set point (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 (-)
Base case 20 (RS20MC03)	22.0	0.92	22.27	1.03	63.6	105.2	113.1	2.24
0.2 (RS02MC01)	22.0	8.83	24.05	8.97	64.7	109.1	117.6	2.08
0.1 (RS01MC01)	22.0	9.03	24.26	9.17	65.0	109.6	118.2	2.06

高出力運転モードでは前述のように、出力の下限は 100 kW、上限は定格出力の 20 MW となっているため、以上の解析により、原子炉初期出力として想定される範囲を全て包含した。その結果、想定される原子炉出力の範囲では、原子炉出力 100 kW の場合が最も厳しい結果を与えることが明らかとなった。

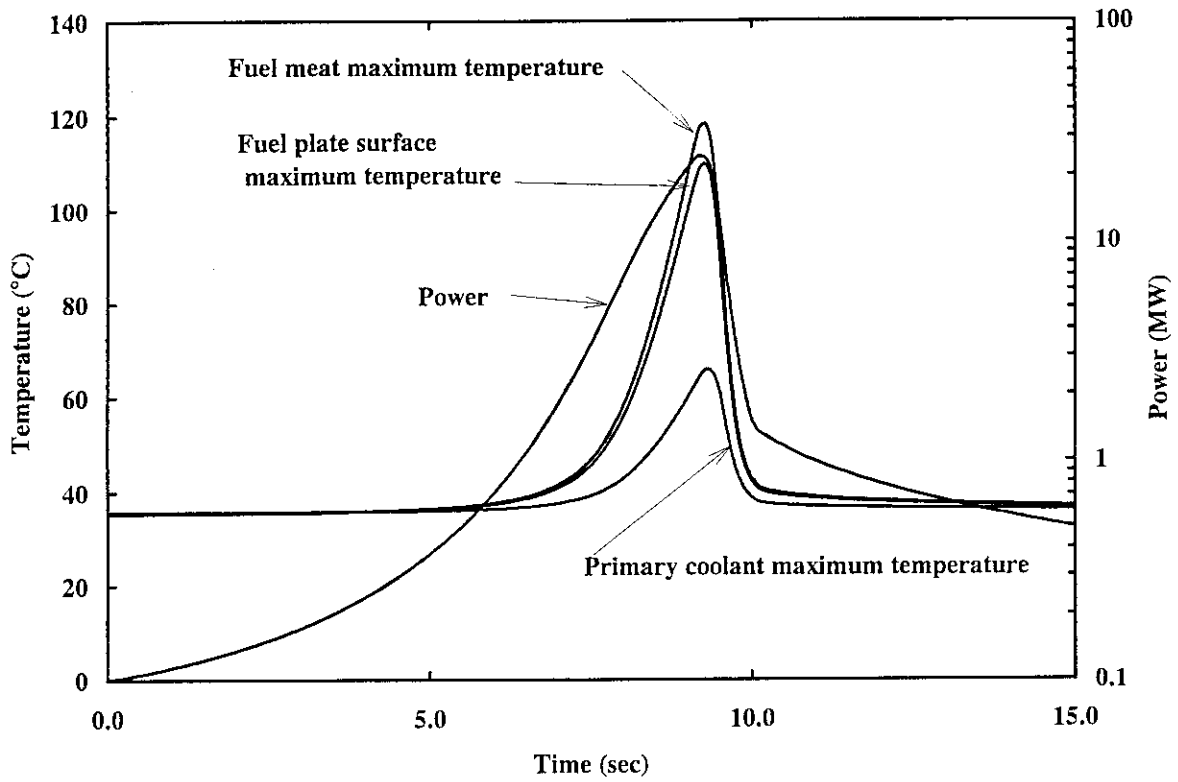


Fig.5.2.1 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperature and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal during steady-state operation at 100 kW : Base case)

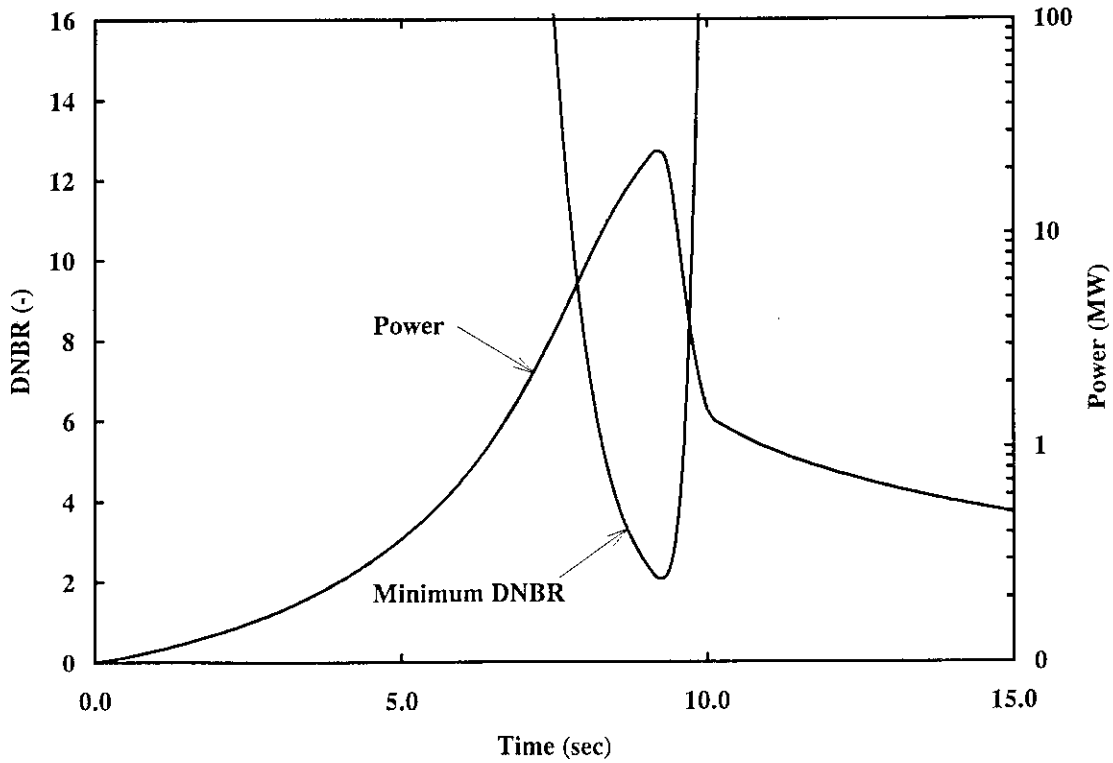


Fig.5.2.2 Transient of DNBR and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal during steady-state operation at 100 kW : Base case)

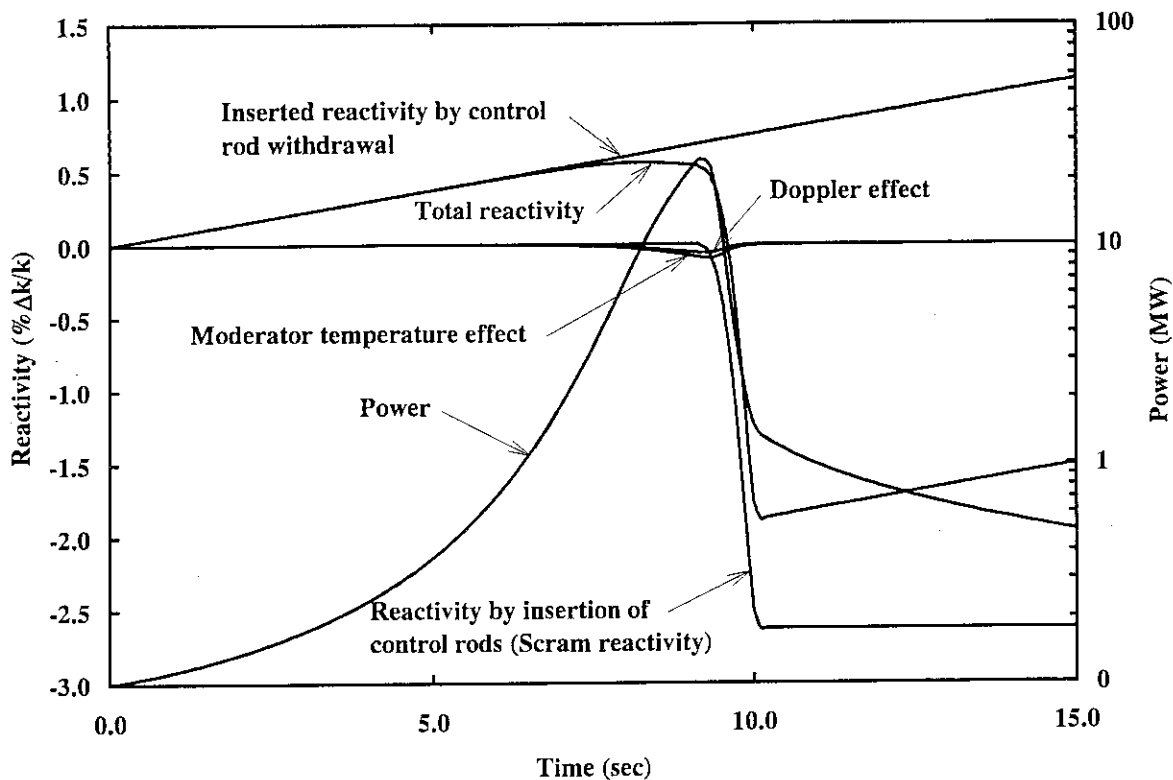


Fig.5.2.3 Transient of Reactivity and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal during steady-state operation at 100 kW : Base case)

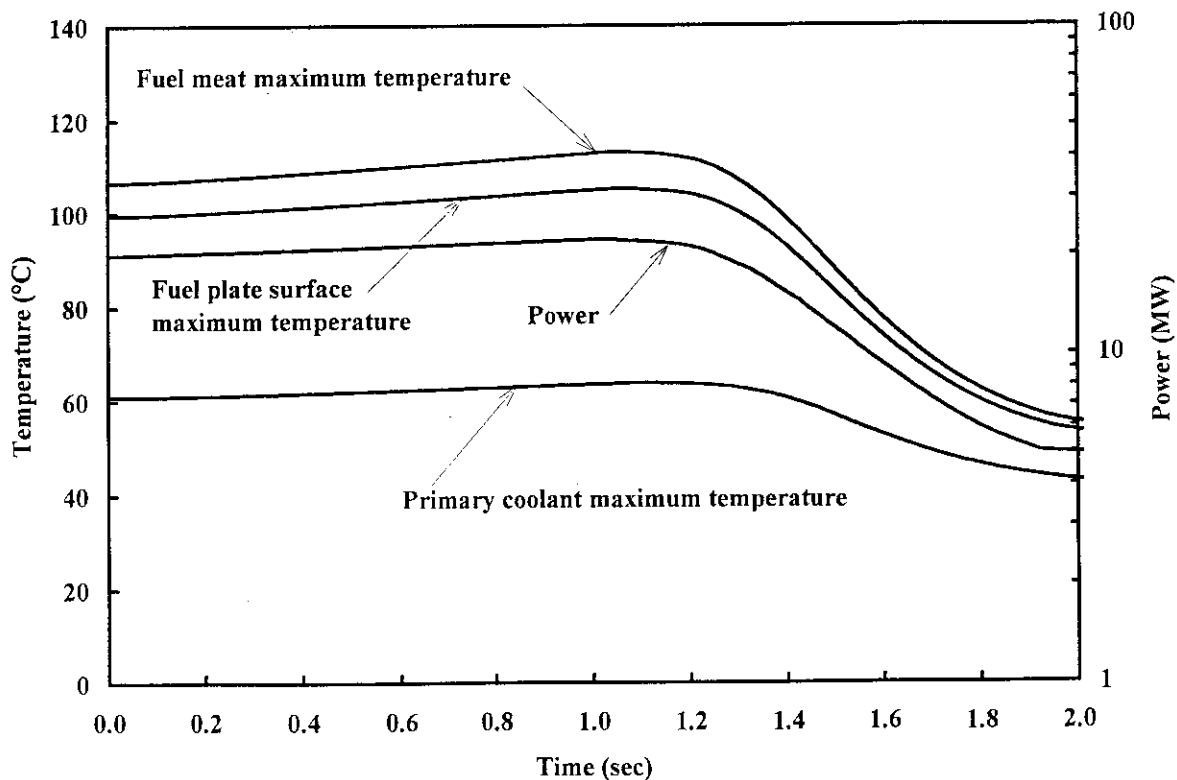


Fig.5.2.4 Transient of Fuel temperature, Coolant temperature and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal during steady-state operation at 20 MW : Base case)

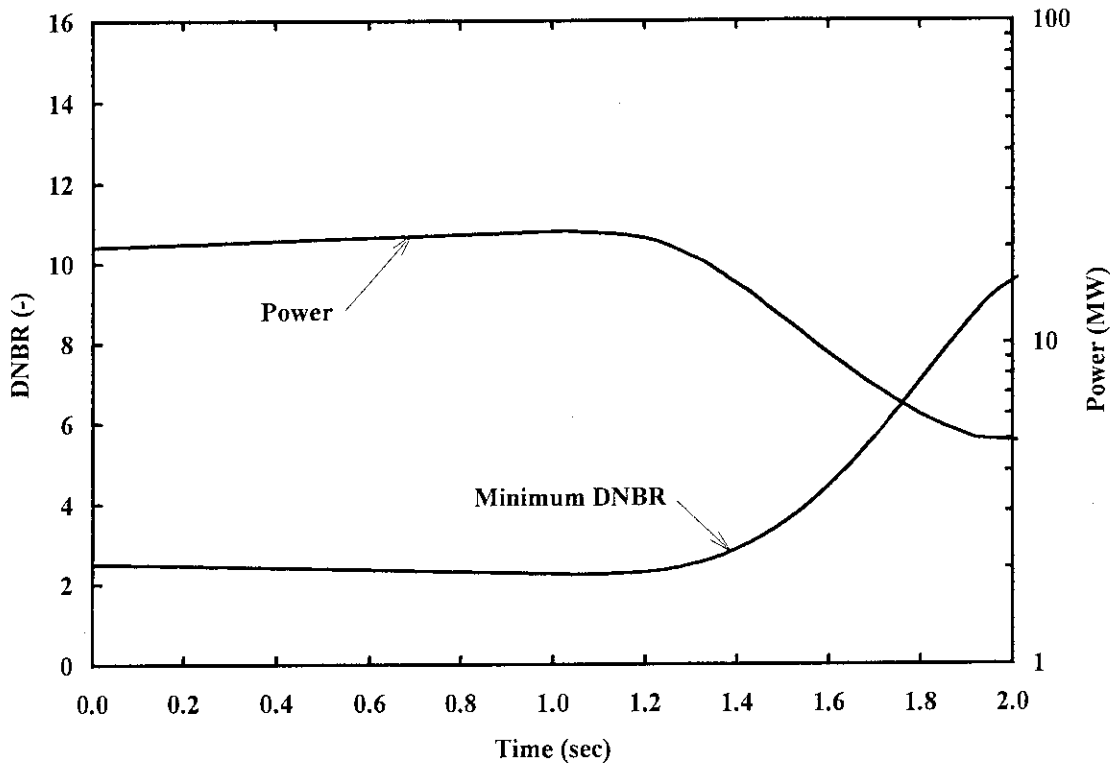


Fig.5.2.5 Transient of DNBR and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal during steady-state operation at 20 MW : Base case)

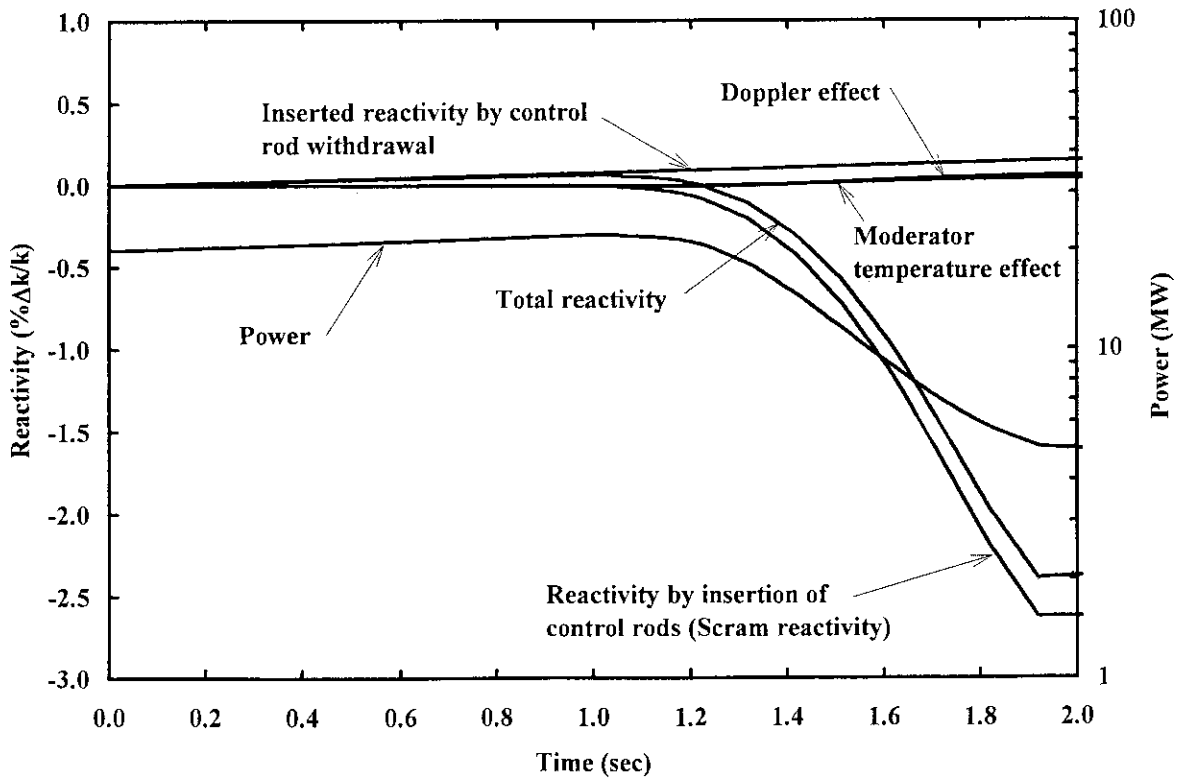


Fig.5.2.6 Transient of Reactivity and Power
(Uncontrolled control rod withdrawal during steady-state operation at 20 MW : Base case)

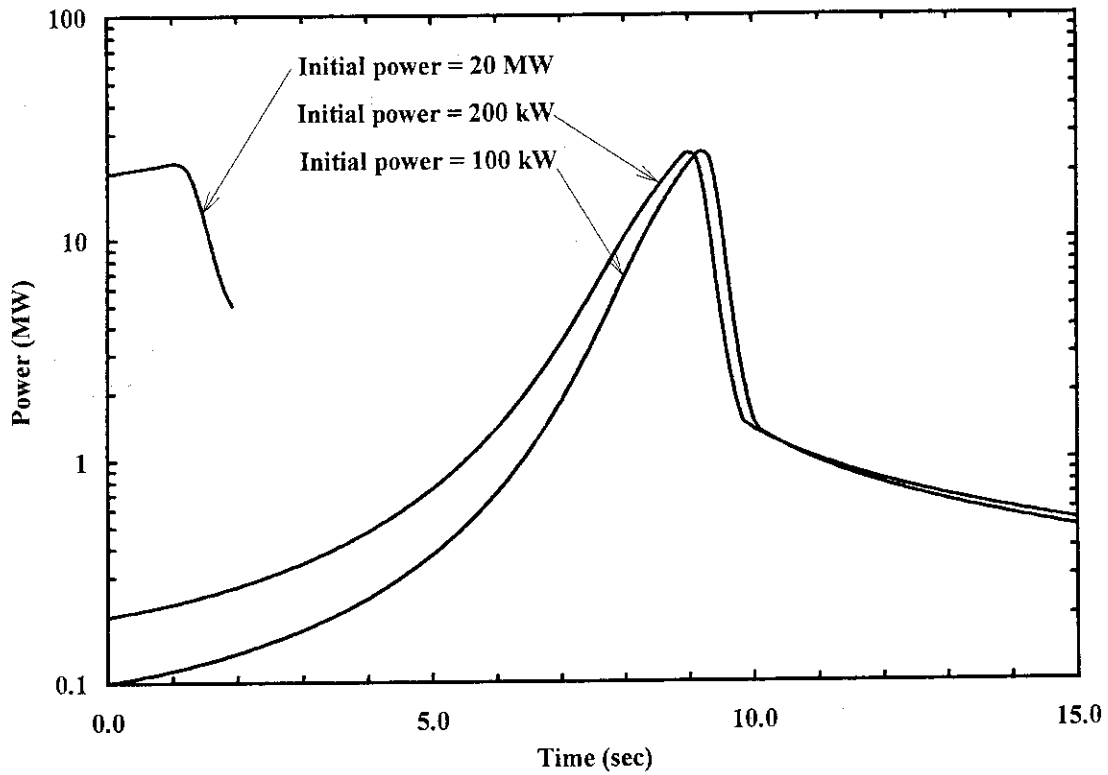


Fig.5.2.7 Transient of Power
 (Uncontrolled control rod withdrawal during steady-state operation : Initial power parameter)

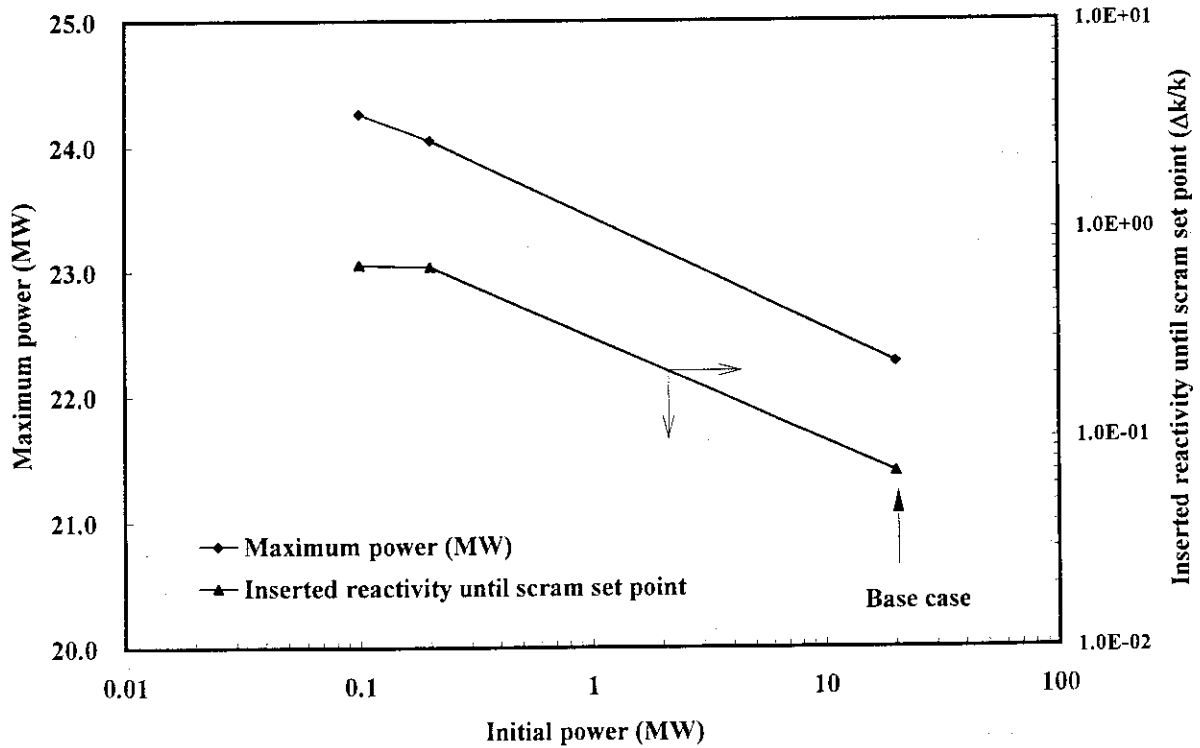


Fig.5.2.8 Maximum power and Inserted reactivity until scram set point as a function of initial power
 (Uncontrolled control rod withdrawal during steady-state operation : Initial power parameter)

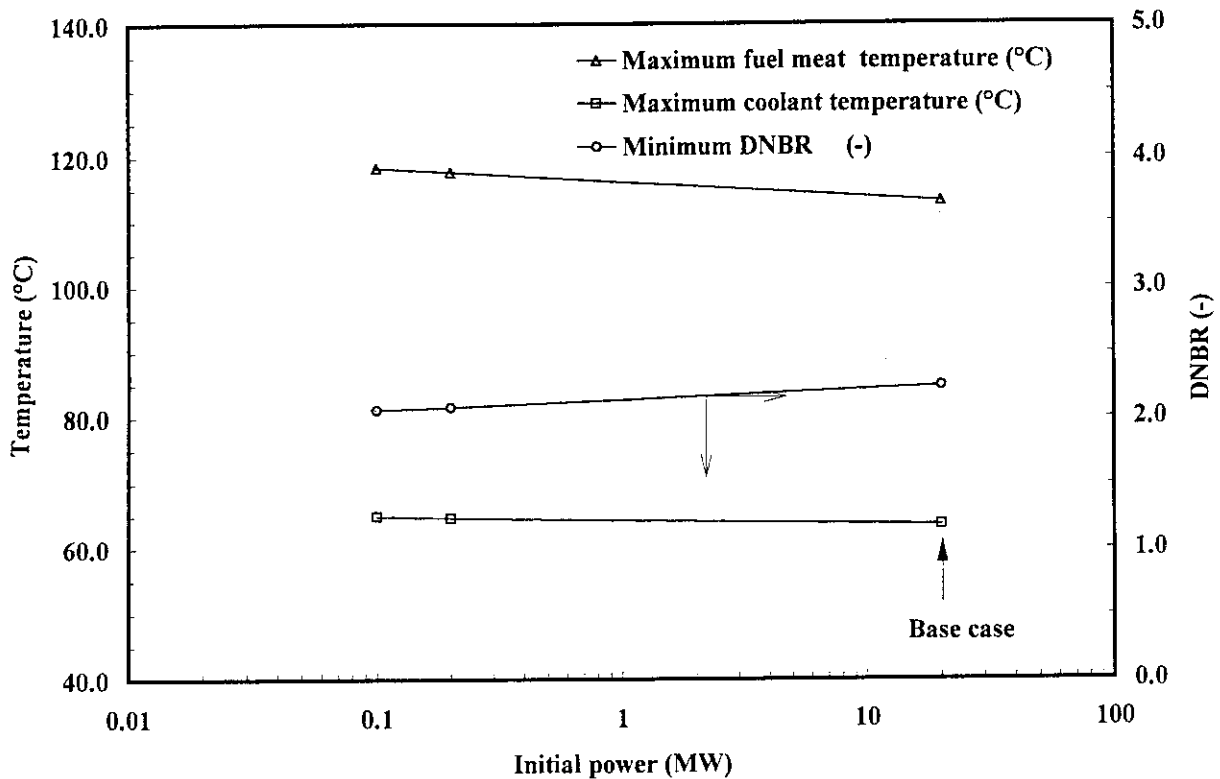


Fig.5.2.9 Fuel temperatures and DNBR as a function of initial power
(Uncontrolled control rod withdrawal during steady-state operation : Initial power parameter)

5.3 実験物の異常等による反応度の付加

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.5.3.3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0.016秒後に22.0 MWのスクラム点に達し、その後スクラム遅れ時間により24.9 MW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2.05である。また、燃料芯材最高温度は118.7°Cに、燃料板表面最高温度は110.1°Cに上昇する。1次冷却材最高温度は66.2°Cである。この事象において、減速材温度効果及びドプラ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、投入反応度に対しそれぞれ-5.4%、-4.0%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

Base case	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 (-)
$1.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ (RE20MC01)	22.0	0.0155	24.92	0.10	66.2	110.1	118.7	2.05

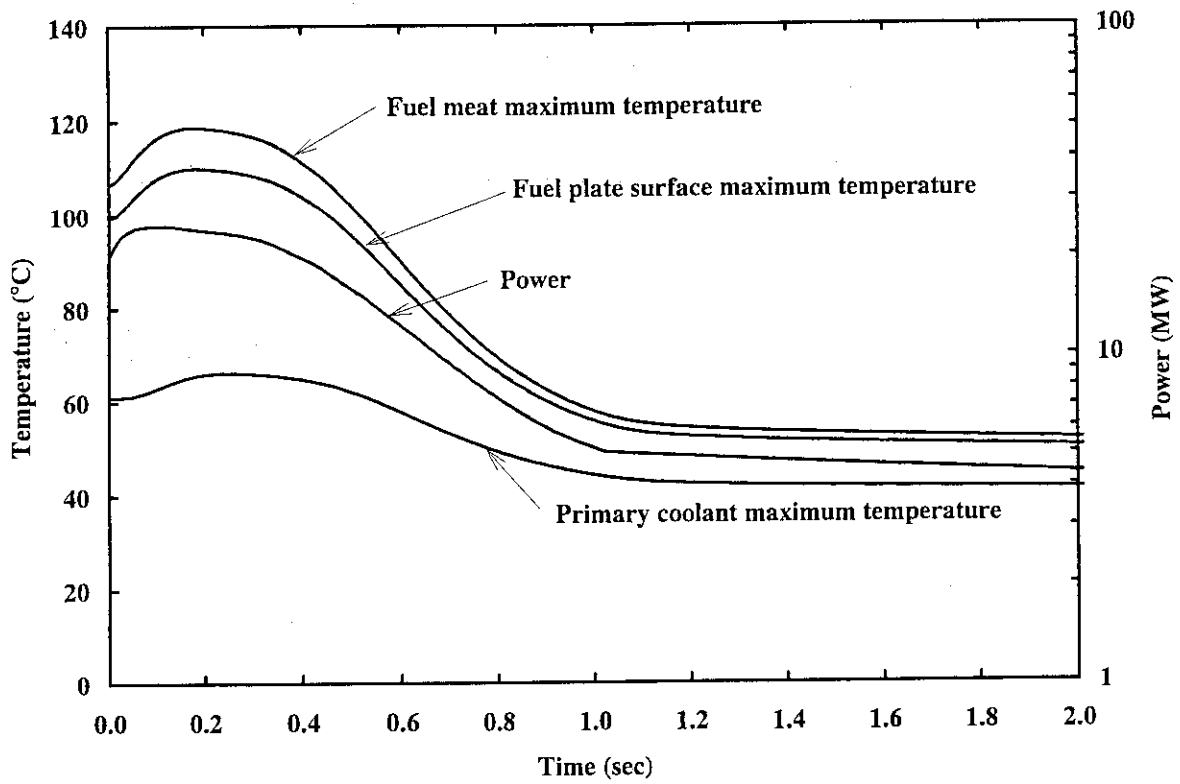


Fig.5.3.1 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperature and Power
(Reactivity insertion by removal of irradiation samples : Base case)

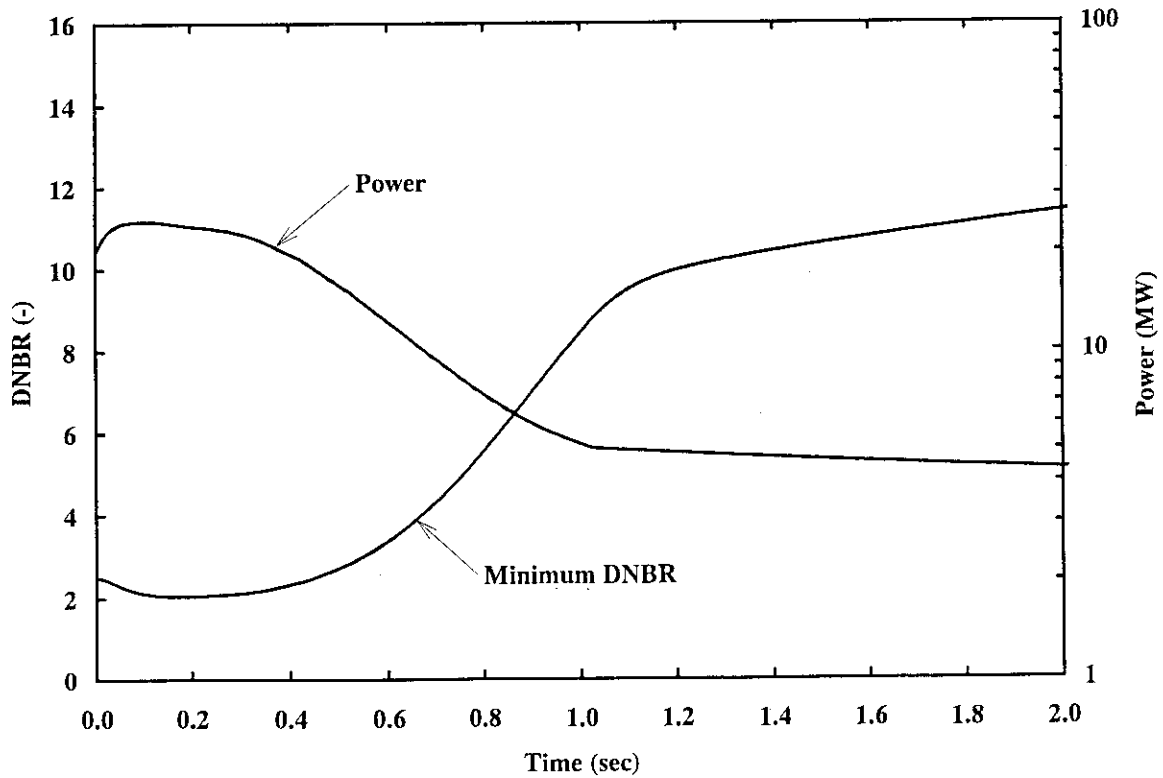


Fig.5.3.2 Transient of DNBR and Power
(Reactivity insertion by removal of irradiation samples : Base case)

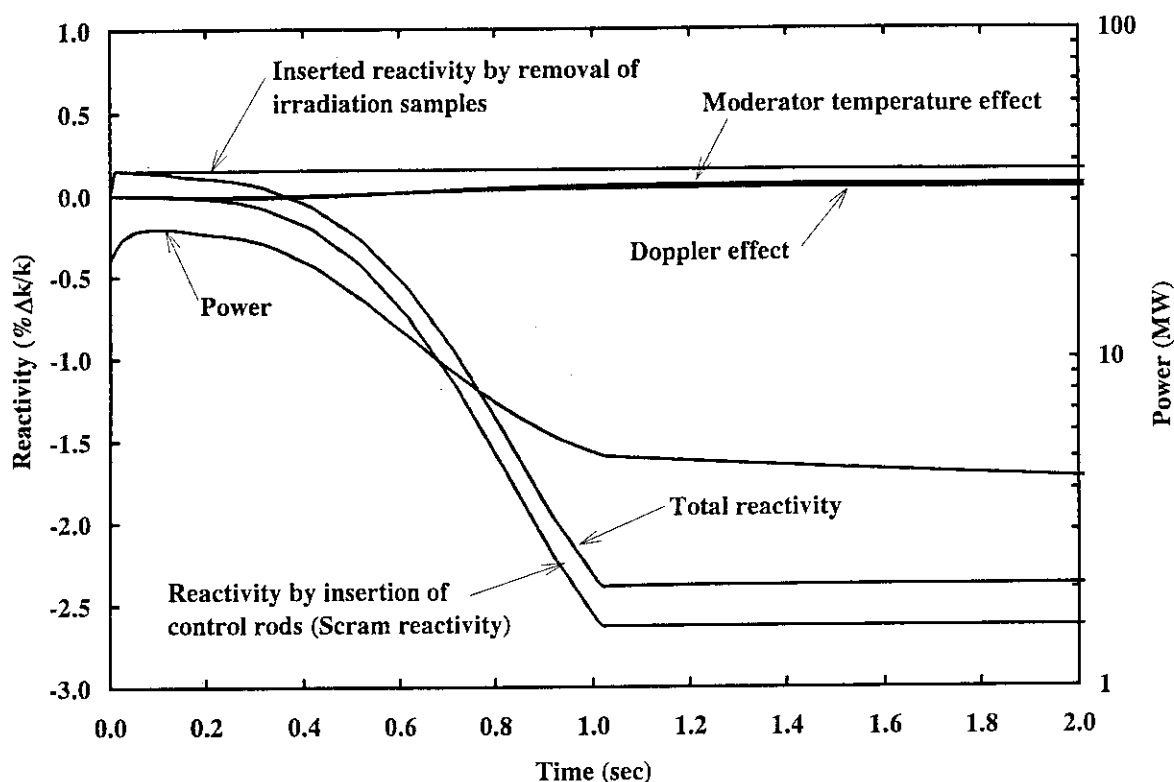


Fig.5.3.3 Transient of Reactivity and Power
(Reactivity insertion by removal of irradiation samples : Base case)

5.4 冷水導入による反応度付加

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.5.4.3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0.003秒後に220 kWのスクラム点に達し、その後スクラム遅れ時間により2.27 MW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24.24である。また、燃料芯材最高温度は42.9℃に、燃料板表面最高温度は42.1℃に上昇するのみである。1次冷却材最高温度は37.5℃である。この事象において、減速材温度効果及びドプラ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、投入反応度に対し、それぞれ-1.0%、-0.8%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

Base case	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)	(-)
$6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k$ ($\Delta T=25^\circ C$) (RW02MC01)	0.22	0.003	2.27	0.31	37.5	42.1	42.9	24.24

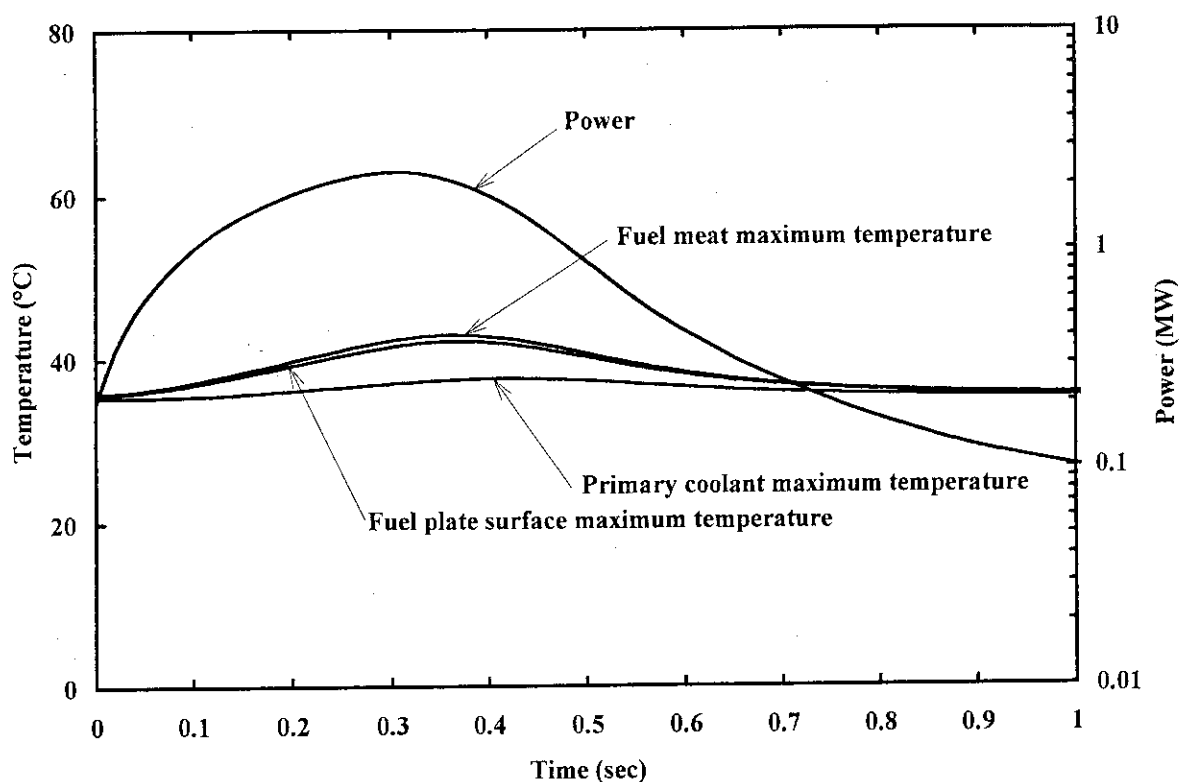


Fig.5.4.1 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperature and Power (Reactivity insertion by cold water insertion : Base case)

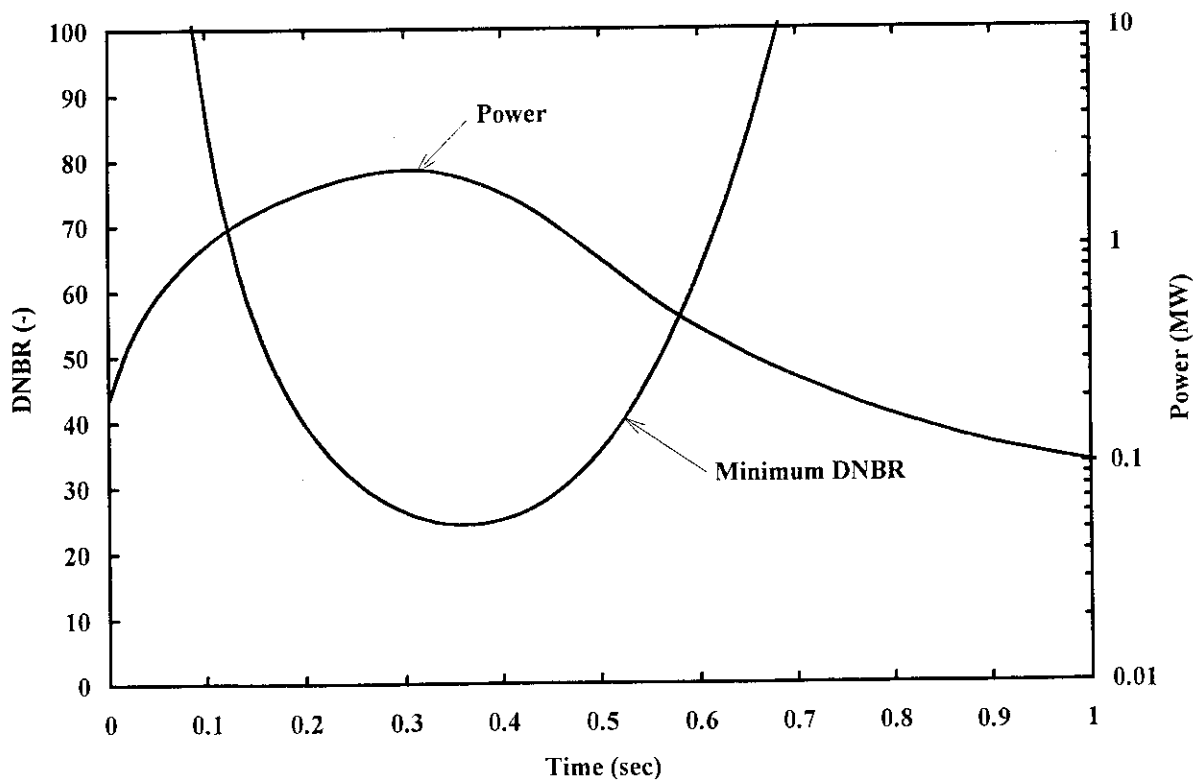


Fig.5.4.2 Transient of DNBR and Power (Reactivity insertion by cold water insertion : Base case)

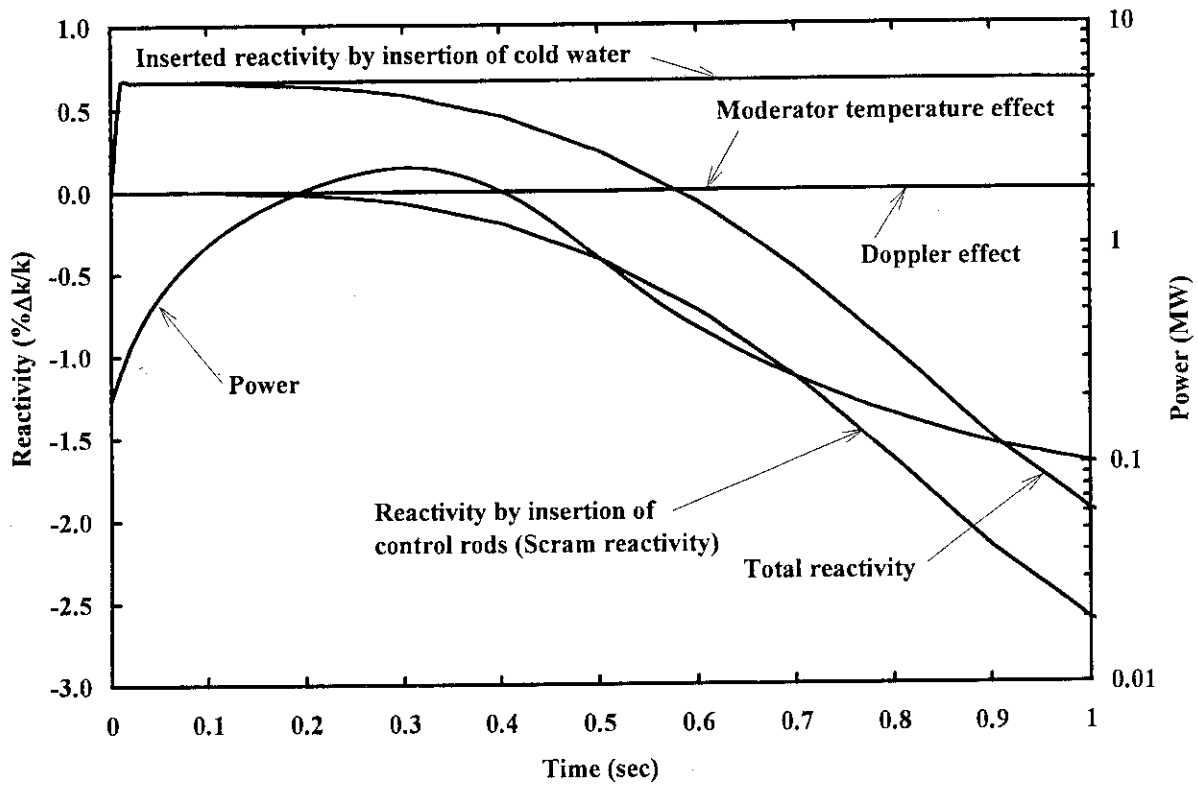


Fig.5.4.3 Transient of Reactivity and Power
 (Reactivity insertion by cold water insertion : Base case)

5.5 重水反射体への軽水流入

5.5.1 ベースケース

解析結果をTable 5.5.1に示す。また、Fig.5.5.1～Fig.5.5.3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、重水濃度低下に伴う制御棒の連続引抜きによって36.8秒後にスクラム点に達し、その後スクラム遅れ時間15秒のため、24.4MW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51.79秒後に最高119.1℃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110.4℃であり、最小DNBRは2.04である。1次冷却材最高温度は66.6℃である。この事象において、減速材温度効果及びドプラ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、投入反応度に対しそれぞれ31.6%、-16.4%の寄与があるが、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 5.5.1 Analysis results of reactivity insertion by light water insertion to heavy water reflector

Base case	Scram set point (%)	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 (-)
1.1 x 10 ⁻⁵ Δk/k/s (HB20MC01)	110%	36.8	24.44	51.79	66.6	110.4	119.1	2.04

5.5.2 熱伝導率パラメータ解析

安全評価で想定した反応度投入事象5事象の中で、「重水反射体への軽水流入」の解析結果が最も厳しいことが明らかとなった。反応度投入事象の解析で用いた熱伝導率は、U₃Si₂-Alの60℃における熱伝導率 32 W/[m・K] (27.5kcal/[m・h・°C]) を用いている。この値は、オークリッジ国立研究所 (ORNL) で実施された熱伝導率測定の結果 (下限値) に基づいている⁽⁷⁾。これは、同じ密度の U₃Si₂-Al 分散型燃料芯材を使用している JMTR の解析で用いられたものと同じ値である。一方、JMTR ではセルカ社で製造した U₃Si₂-Al 分散型燃料芯材の熱伝導率を測定しており、その値は室温で約 48 W/[m・K]、400℃で約 51 W/[m・K]であり温度上昇とともに増加した⁽¹⁴⁾。しかしながら、U₃Si₂-Al 分散型燃料芯材の熱伝導率に及ぼす照射の影響に関しては、照射後に測定された熱伝導率の実測値が無いので、定量的に評価することが困難である。そこで、以下に示すような検討を行った。

NUREG-1313 では、燃料芯材の熱伝導率に関し照射の影響についてに次のような記述がある。

「ここ (NUREG-1313) では、非照射燃料について扱っているが、いくつかの考察を加えることによって、燃料が照射された時に熱伝導率がいかに変化するかが説明されるだろう (データはない)。燃料装荷率が非常に低いあるいは非常に高い場合は、殆ど変化は予想されない。前者の場合には、熱伝導率は母材中のアルミニウム存在量に本質的に比例する。後者の場合には、熱伝導率は非常に低く、およそ燃料(U₃Si₂)と同じであり殆ど変化するとは思われない。しかしながら、中間の領域では、熱伝導率は母材中のアルミニウムの量と、燃料ミートの微細構造に敏感である。燃料粒子がスウェリングし、製造時気孔量を減少させる時期で、特に平板ボイ

ド領域が除去される場合には、熱伝導率は少し増加する可能性がある。一般に、燃焼がある程度進み、気孔が除去された場合、被覆材方向への母材アルミニウムの照射促進クリープが、スウェリングした燃料粒子からの圧力によって生じ、母材中のアルミニウム量を減らすことになる。これは、結果として熱伝導率を徐々に減少させることになる。高燃焼度の時期には核分裂生成物気泡が燃料粒子中に形成するので、熱伝導率はさらに減少することが予想される。」

Fig.5.5.4 に 60°C下で測定された未照射 U_3Si_2 -Al 分散型燃料の熱伝導率を示す。この熱伝導率曲線は NUREG-1313 より抜粋したもので、フルサイズ燃料板の熱伝導率に関する下限値を示すものであるとの説明がなされている。横軸は、燃料芯材中の燃料と気孔の体積割合を示しており、燃料密度が大きいほど横軸の右側にシフトする。燃料芯材中の燃料の体積割合と気孔の体積割合は、以下に示す(4)、(5)式から計算される^{(10),(7)}。JRR-3 では、JMTR 及び JRR-4 と同様に燃料芯材の熱伝導率を Fig.5.5.4 に基づき設定している。Fig.5.5.4 に JRR-3 (JMTR も同じ) の燃料芯材 (ウラン密度 4.8 g/cm³) と JRR-4 の燃料芯材 (ウラン密度 3.8 g/cm³) の熱伝導率をそれぞれ示す。

$$V_f = 0.091W_u \quad (1)$$

$$V_p = 0.072V_f - 0.275V_f^2 + 1.32V_f^3 \quad (2)$$

ここで、
 V_f : 分散相体積割合
 V_p : 気孔割合
 W_u : ウラン密度(g/cm³)

ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料の場合、燃料芯材の密度にして約 6.0 g/cm³ 程度までの製作が可能とされている。6.0 g/cm³ の場合、燃料芯材中の燃料と気孔の体積割合は約 72% となり、燃料芯材の熱伝導率は Fig.5.5.4 から約 7.3 W/m°C となる。このケースを燃料装荷率が非常に高い場合と考えれば、「燃料装荷率が非常に高い場合は、殆ど熱伝導率の変化は予想されない。」と NUREG-1313 で述べられているように、燃料芯材の熱伝導率は照射効果によっても、このケース以下にはならないものと考えられる。

そこで、燃料芯材温度と燃料板表面温度との温度差が最も大きい「重水反射体への軽水流入」において解析に用いた燃料芯材の熱伝導率 32 W/m°C を 16.0 W/m°C (1/2) 及び 6.4 W/m°C (1/5) とした場合の解析を実施し、熱伝導率が解析結果に及ぼす影響について調べた。

解析結果を Fig.5.5.5 及び Table 5.5.2 に示す。Fig.5.5.5 及び Table 5.5.2 に示すように、燃料芯材の熱伝導率が 1/5 になると燃料芯材最高温度は約 119°C から約 140°C に上昇するが、運転時の異常な過渡変化時の燃料芯材温度に関する判断基準 400°C (プリスタ発生温度) に比べ十分低い。また、燃料板に発生する熱応力も約 2.24 kgf/mm² から約 5.55 kgf/mm² に上昇するが、耐力 (5.7 kgf/mm²) を下回っており燃料板の健全性は確保される。

Table 5.5.2 Analysis results of reactivity insertion by light water insertion to heavy water reflector
(Thermal conductivity parameter)

Thermal conductivity (W/m°C)	Scram set point (%)	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 (-)	Thermal stress (kgf/mm ²)
Base case 32.0 (HB20MC01)	22	36.7	24.44	51.8	66.6	110.4	119.1	2.04	2.24
16. (1/2) (HB20MC03)	22	36.8	24.42	51.9	66.6	110.4	124.1	2.04	3.52
6.4 (1/5) (HB20MC04)	22	37.2	24.37	52.3	66.5	110.3	139.5	2.04	7.50(5.55)*

* 熱応力の評価では、本来燃料芯材平均温度と燃料板表面温度との差を用いて計算するが、ベースケースの解析を始めとし、燃料芯材の熱伝導率をパラメータとした解析では、結果を厳しく評価するために燃料芯材最高温度を用いている。()内の評価値は、本来用いるべき燃料芯材平均温度(131.9°C)を用いて計算したものである。

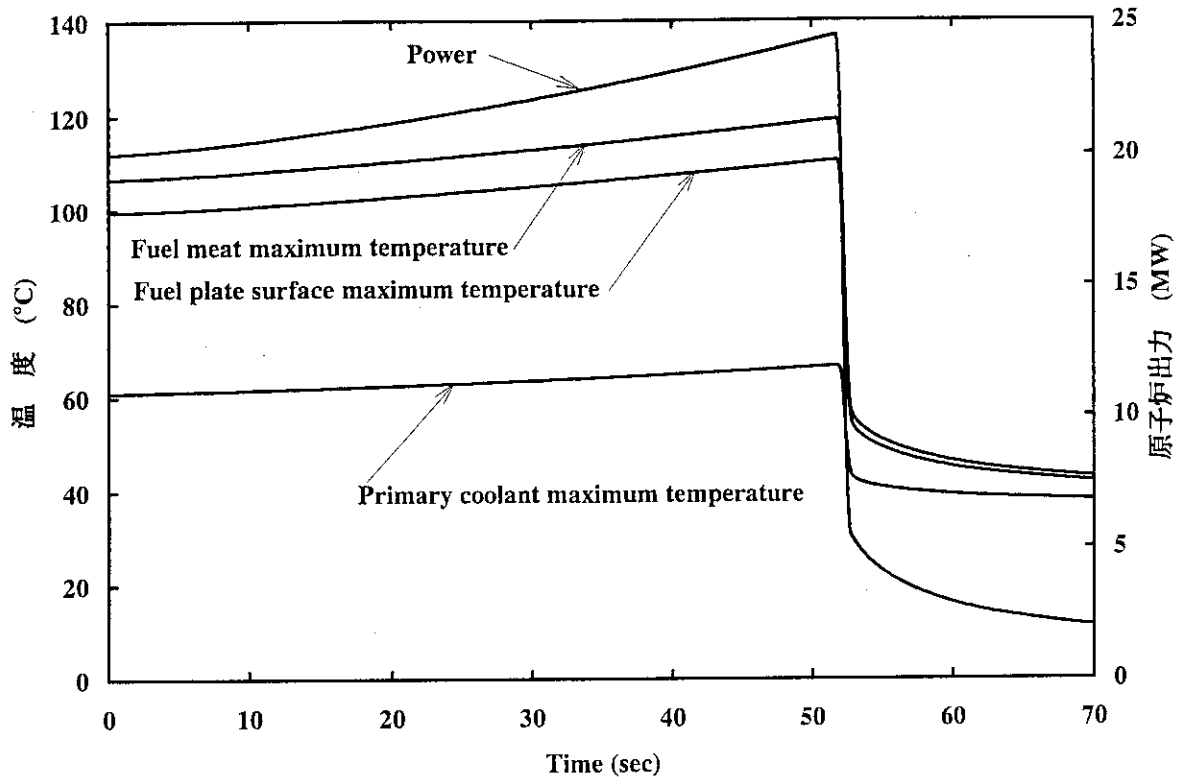


Fig.5.5.1 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperature and Power
 (Reactivity insertion by light water insertion to heavy water reflector : Base case)

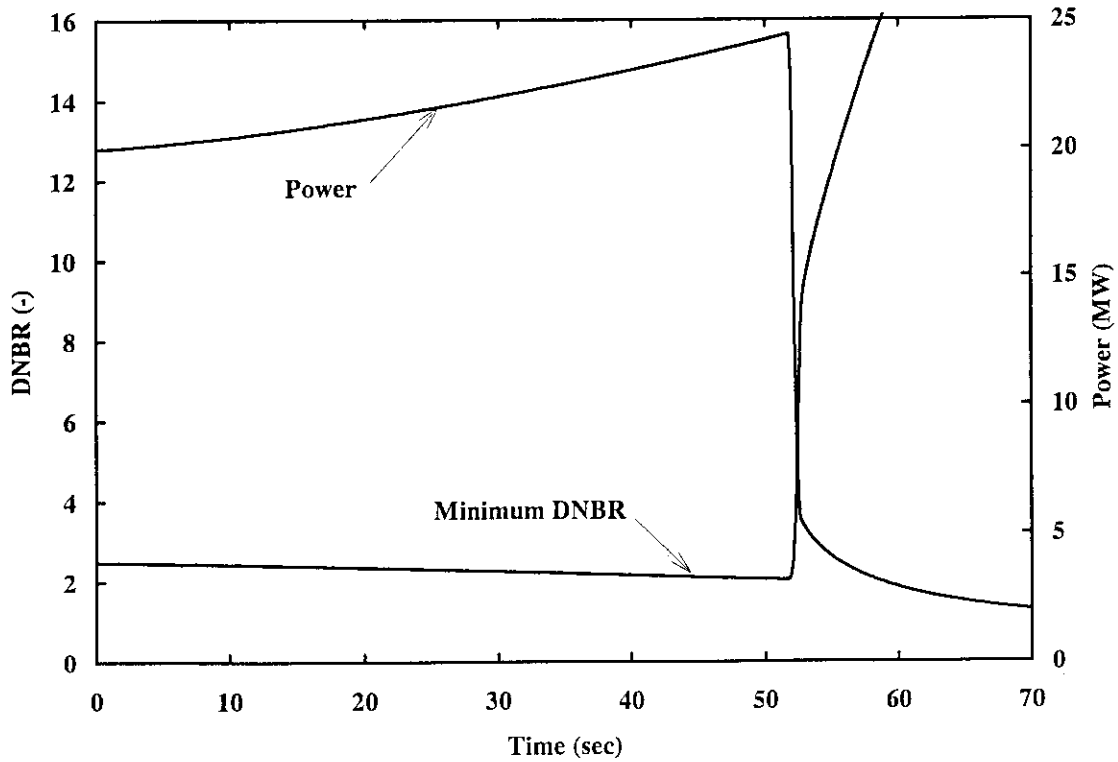


Fig.5.5.2 Transient of DNBR and Power
 (Reactivity insertion by light water insertion to heavy water reflector : Base case)

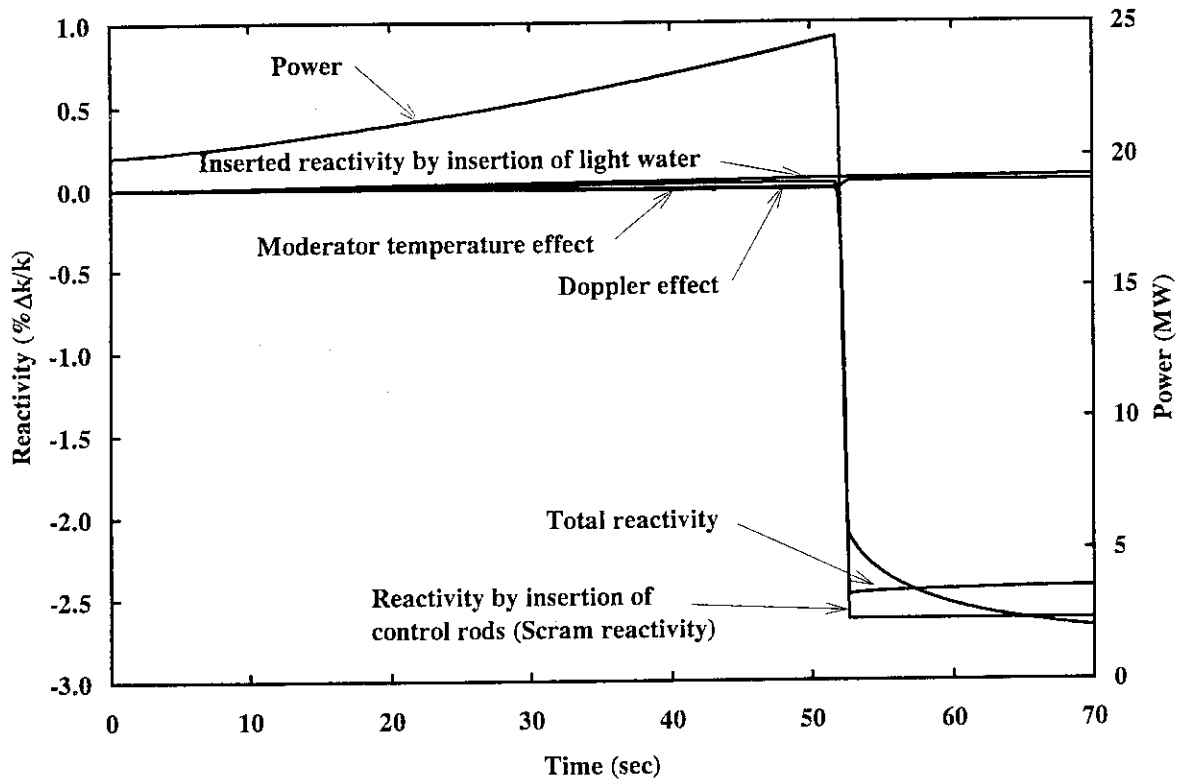


Fig.5.5.3 Transient of Reactivity and Power
(Reactivity insertion by light water insertion to heavy water reflector : Base case)

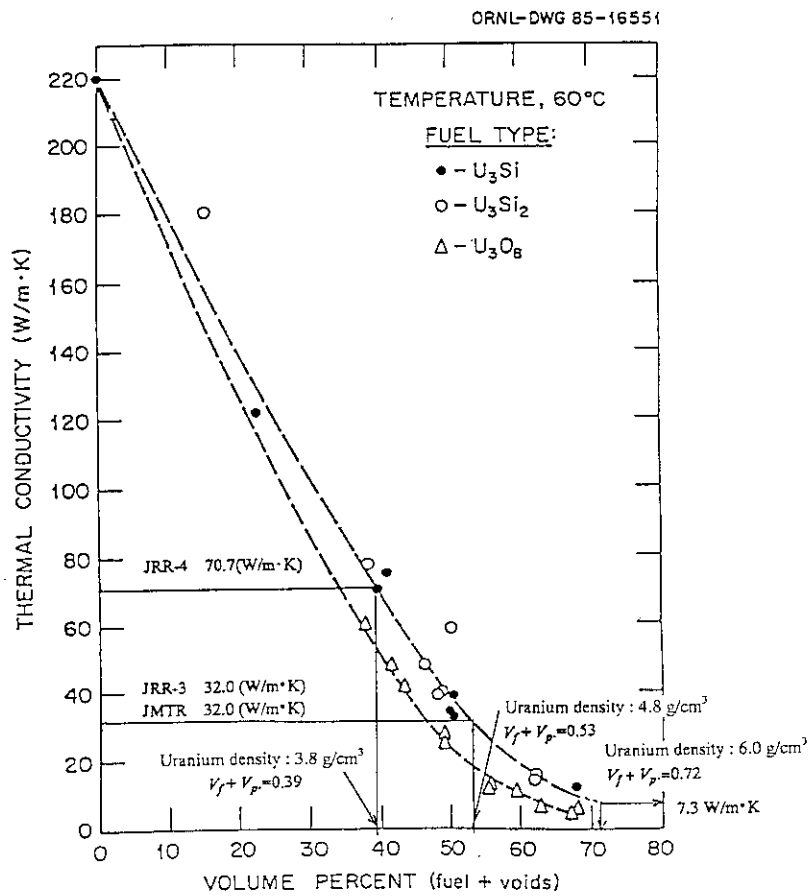


Fig.5.5.4 Thermal conductivities of Uranium Silicide- and U_3O_8 -Aluminum Dispersion Fuels as a Function of Volume Fraction of Fuel Plus Voids (Porosity).

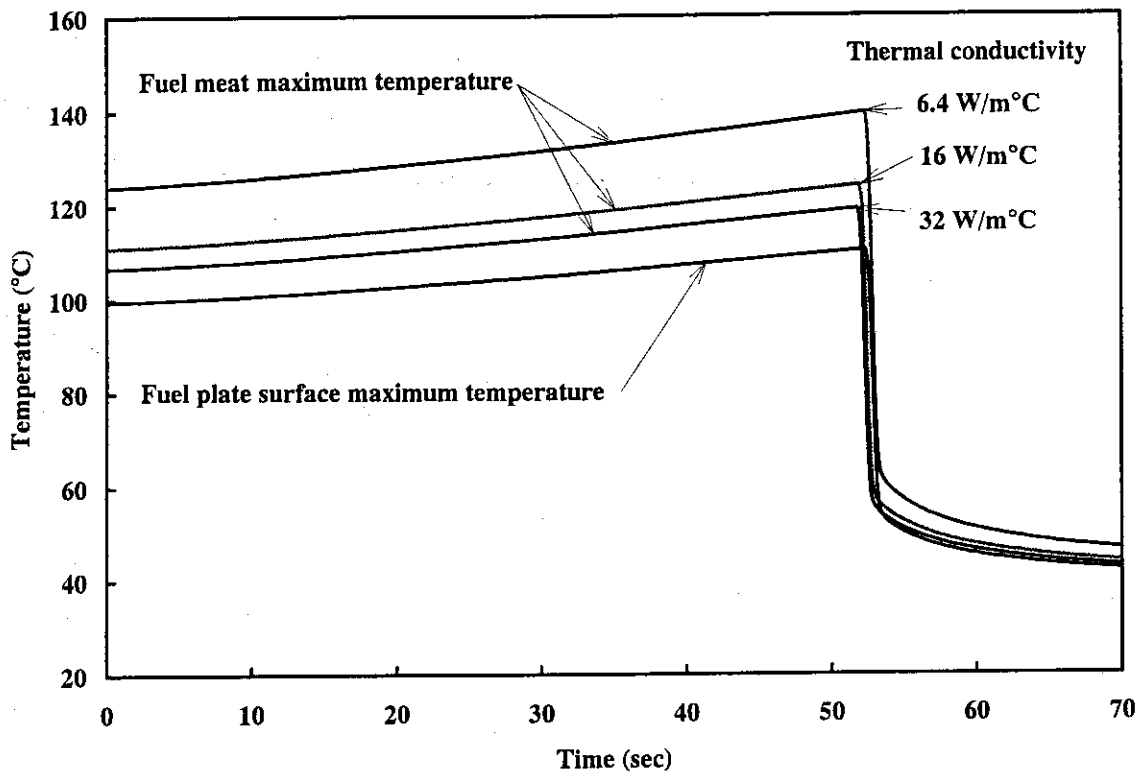


Fig.5.5.5 Transient of Fuel temperatures
 (Reactivity insertion by light water insertion to heavy water reflector
 : Thermal conductivity parameter)

6. 結 言

JRR-3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5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5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、研究炉部高柳政二次長兼JRR-3管理課長、JRR-3管理課蔀肇課長代理をはじめとするJRR-3管理課の方々には貴重な意見を戴いた。さらに、研究炉部一色正彦部長、研究炉技術開発室市川博喜室長には終始御鞭撻戴いた。

ここに深い感謝の意を表す。

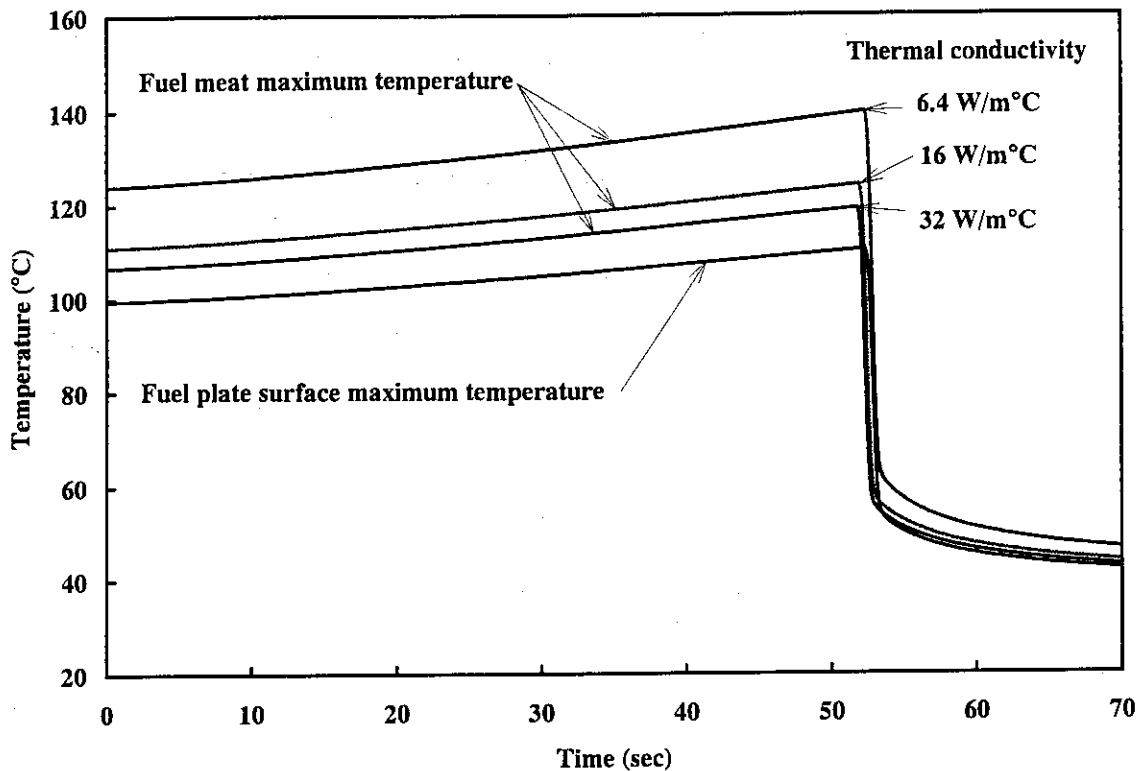


Fig.5.5.5 Transient of Fuel temperatures
 (Reactivity insertion by light water insertion to heavy water reflector
 : Thermal conductivity parameter)

6. 結 言

JRR-3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5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5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、研究炉部高柳政二次長兼JRR-3管理課長、JRR-3管理課薮肇課長代理をはじめとするJRR-3管理課の方々には貴重な意見を戴いた。さらに、研究炉部一色正彦部長、研究炉技術開発室市川博喜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。

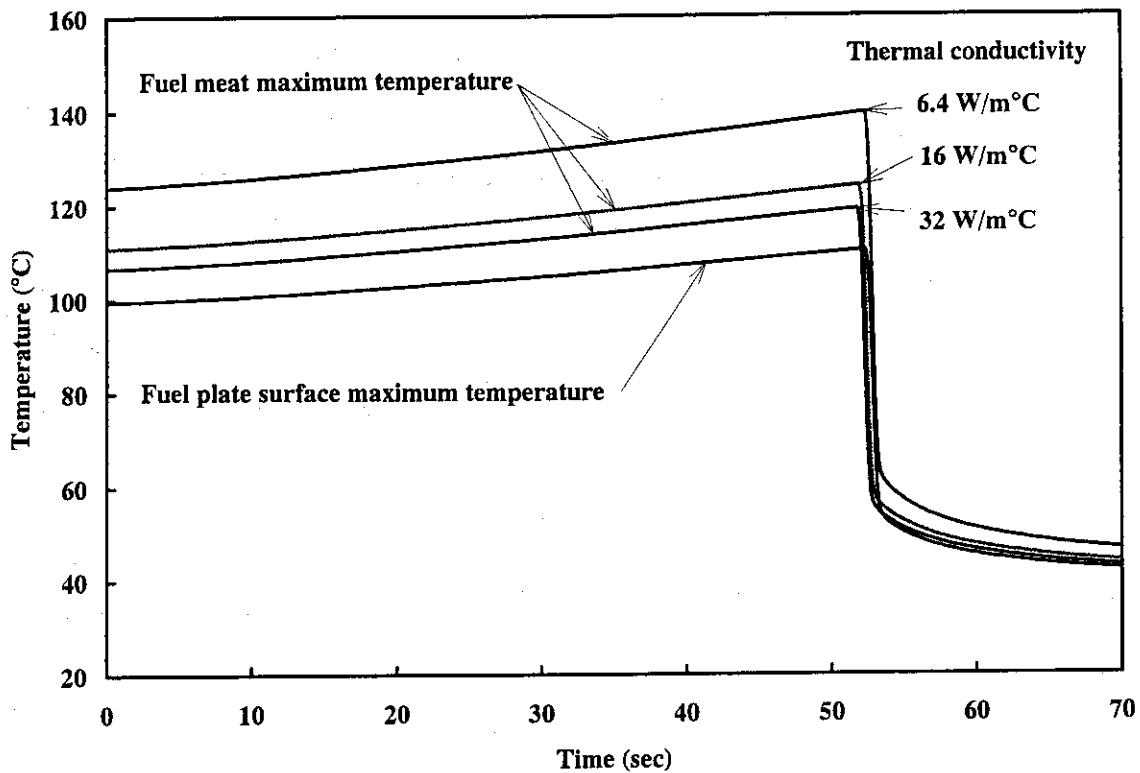


Fig.5.5.5 Transient of Fuel temperatures
(Reactivity insertion by light water insertion to heavy water reflector
: Thermal conductivity parameter)

6. 結 言

JRR-3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5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5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、研究炉部高柳政二次長兼JRR-3管理課長、JRR-3管理課部肇課長代理をはじめとするJRR-3管理課の方々には貴重な意見を戴いた。さらに、研究炉部一色正彦部長、研究炉技術開発室市川博喜室長には終始御鞭撻戴いた。

ここに深い感謝の意を表す。

参考文献

- (1) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室監修, "原子力安全委員会安全審査指針集(改訂8版)", 大成出版, 1994.
- (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) 神永雅紀, 山本和喜, 渡辺終吉, 中野佳洋, "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の解析", JAERI-Tech 95-040, 1995.
- (8) "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.
- (9) 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.
- (10) "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.
- (11) S. Nazaré, "Low Enrichment Dispersion Fuels For Research and Test Reactors", Journal of Nuclear Materials, Vol.124, pp14-24, 1984.
- (12) 神永雅紀 "JRR-3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コード入力データ", Private Communication.
- (13) Y.S. Touloukin, R.K. Kirby, R.E. Taylor and P.D. Desai, "Thermophysical Properties of Matter", Vol.12, "Thermal Expansion".
- (14) William L. Woodruff, "A Kinetics and Thermal Hydraulics Capability for the Analysis of Research Reactors", Nuclear Technology Vol.64, pp196-206, 1984.
- (15) 斎藤 順市、他、"ウランシリサイド-アルミニウム分散型燃料の熱伝導率測定", JAERI-M 91-065, (1991).
- (16) 原見 太幹, 植村 睦, 大西信秋, "JRR-3改造炉の安全評価のための反応度投入事象の解析", JAERI-M 84-142, 1984.

付録 A 冷水導入事象の想定の妥当性及び 10°Cの根拠について

(1) 冷水導入事象の想定の妥当性について

通常の定格出力運転時(20MW)には、原子炉起動前に1次冷却材主ポンプ及び補助ポンプを起動し、30分程度運転した後、制御棒の引抜きを開始する。従って、定格出力運転時(20MW)において炉心に冷水が導入されるのは、次のような場合しか考えられない。

- a. 2次冷却塔ファンの起動による1次冷却材の過冷却
- b. プールゲート誤開放によるカナル水浸入

a.は、冬期のように外気温度が低いとき、冷却塔ファンを起動した場合である。外気温度0°Cでファンを1台起動したとすると、2次冷却材温度が約15分後に約7°C低下するのみであり、この温度低下により、1次冷却材が冷却され、反応度変化に影響を及ぼしたとしてもその変化幅は約 $1.9 \times 10^{-3} \Delta k/k$ と小さく、変化も緩やかであるので、自動制御運転で十分対応できる。b.の場合、プールゲートは耐震クラス A で設計され、十分な強度を持ち、かつ、誤開放防止ロック機構が設けられており、原子炉運転中に誤開放することは考えられない。仮に、原子炉運転中にプールゲートが誤開放したとしても、カナル水浸入による原子炉プール水温度低下は緩やかであり、a.と同様に自動制御運転で追従できる。

自然循環冷却運転時には、自然循環により炉心を冷却し、ポンプは起動しない。従って、ポンプを誤起動させた場合、1次冷却系ループ中の冷水が急速に炉心に導入されるおそれがある。従って、JRR-3の安全評価では、自然循環冷却運転時における冷水導入が最も苛酷であり、「運転時の異常な過渡変化」においてこの冷水導入を想定している。

(2) 10°Cの冷水が導入される根拠について

JRR-3では、重水冷却系にて重水を使用しており、冬期において重水の凍結(約4°Cで凍結)を防止するため、2次冷却材の温度が10°Cよりも低下するような場合、冷却塔に蒸気を供給し、2次冷却材温度を10°C以上に保つようにしている。このため、1次冷却材温度も10°C以下に低下することはない。そこで、冷水導入事象では、最も厳しい結果を得るために1次冷却材温度が2次冷却材温度の下限値である10°Cまで低下しているものと仮定し、この冷水が1次冷却材主ポンプの誤起動により瞬時に炉心に導入されるものとした。

付録 B 「冷水導入による反応度付加」時の付加反応度 $6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k$ の根拠について

「冷水導入による反応度付加」時の付加反応度は、次のように求めた。

減速材温度係数の絶対値は、炉心の燃焼度を考慮すると JRR-3 では初装荷炉心で最も大きく、過剰反応度最小炉心で最も小さくなる。核計算による初装荷炉心の減速材温度係数は、表1の通りである。一方、「冷水導入による反応度付加」では、冷却材温度が 35°C から 10°C へと瞬時に低下することを想定している。

そこで、付加反応度の計算では、減速材温度係数の絶対値が最も大きい初装荷炉心の値を採用することとし、かつ、想定した冷却材温度範囲 ($35 \sim 10^{\circ}\text{C}$) に対応する減速材温度係数 -0.02648 を用いて計算することとした。なお、核計算で求められた減速材温度係数の温度範囲の下限は 27°C であるが、 27°C 以下の範囲においては 27°C までの減速材温度係数と同じものと仮定した。この仮定は、Table B-1 に示すように減速材温度係数の絶対値は温度が低いほど小さくなっていることから、保守的なものである。

付加反応度の計算は、次の通りである。

$$\begin{aligned} \text{付加反応度} &= -0.02648 \times (35 - 10) = 0.662 (\% \Delta k / k) \\ &= 6.62 \times 10^{-3} (\Delta k / k) \end{aligned}$$

Table B-1 初装荷炉心の減速材温度係数

温度範囲 ($^{\circ}\text{C}$)	反応度係数 ($\% \Delta k / k / ^{\circ}\text{C}$)
27~52	-0.02648
52~77	-0.03101
77~127	-0.03811

付録 C 重水タンク損傷時の反応度変化の考え方及び添加反応度 1.1×10^{-5}
 $\Delta k/k/s$ の根拠について

重水タンクに軽水が混入する場合として、重水タンク入口側と出口側配管の破損が考えられるが、軽水混入率が最も大きい場合として重水タンク入口側配管の破損を考える（開口部の面積 $Dt/4$ ）。重水タンク損傷では、原子炉は「炉心出入口温度差大」のスクラム信号により自動停止する。スクラム遅れ時間は、温度計の設置されている位置等の関係から 15 秒としている。このため、本事象においては、スクラム遅れ時間が長いこと、反応度添加率が大きくなるほど結果が厳しくなる。

(1) 重水タンク内の軽水の濃度を求める。

① 軽水流入量 q_l

$$\begin{aligned} q_l &= cA\sqrt{2gH} \\ &= 0.60 \times \frac{1}{4} (0.125 \times 0.005) \sqrt{2 \times 9.80665 \times 6.42} \\ &= 1.05 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{s} \\ &= 1.05 \text{ l/s} \end{aligned}$$

ただし、

- c : オリフィス流量係数 = 0.60
 (水の場合 0.59~0.68⁽¹⁾)
- A : 開口部面積 ($Dt/4$) (m^2)
- H : 開口部内外の差圧を水頭で表したもの
 (H_2O 圧 6.42 mAq、 D_2O 圧は保守的に 0 mAq とする)

② 重水冷却系重水保有量 Q_0

$$Q_0 = 6640 \text{ l (7300 kg)}$$

③ 重水冷却系（重水タンク内）の軽水濃度 C (t 秒後）

（重水中に軽水が均一に混ざるものと仮定）

$$\begin{aligned} C(t) &= \frac{q_l t}{q_l t + Q_0} \\ &= \frac{1.05 t}{1.05 t + 6640} \end{aligned}$$

(2) 中性子束が 10% 変化するに要する時間を求める。図 1 に核計算により得られた、重水タンク内に軽水が混入した場合の重水濃度をパラメータとした熱中性子束の変化を示す。図 1 から、中性子検出器の位置で軽水濃度が 1% 変化した場合の中性子束は約 80% に低下することがわかる。このため、中性子束が 10% 変化するのを検出できるのは、軽水濃度が 0.5% になった時である。

軽水濃度が 0.5% になる時間を T とすると

$$0.005 = \frac{1.05 T}{1.05 T + 6640}$$

$$1.05 T = 0.005 T + 33.2$$

$$1.045 T = 33.2$$

$$T = 31.8 \text{ sec}$$

すなわち、31.8 秒間で中性子束（原子炉出力）を 10% 変化させるような反応度添加率を求めれば、それが漏えい口 $D/4$ の場合の反応度添加率である。そこで、EUREKA-2 コードを用い添加反応度をパラメータにして中性子束が 10% 変化するに要する時間を調べた結果、次のような値が得られた。

$1.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ の場合	28 秒
$1.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ の場合	30 秒
$1.0 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ の場合	32 秒

添加反応度が $1.0 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ の場合が 31.8 秒に最も近いが、31.8 秒を上回っているので、解析では、保守的に反応度添加率 $1.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ の場合を重水タンク入口側配管が損傷（開口部の面積 $D/4$ ）した場合の添加反応度とした。

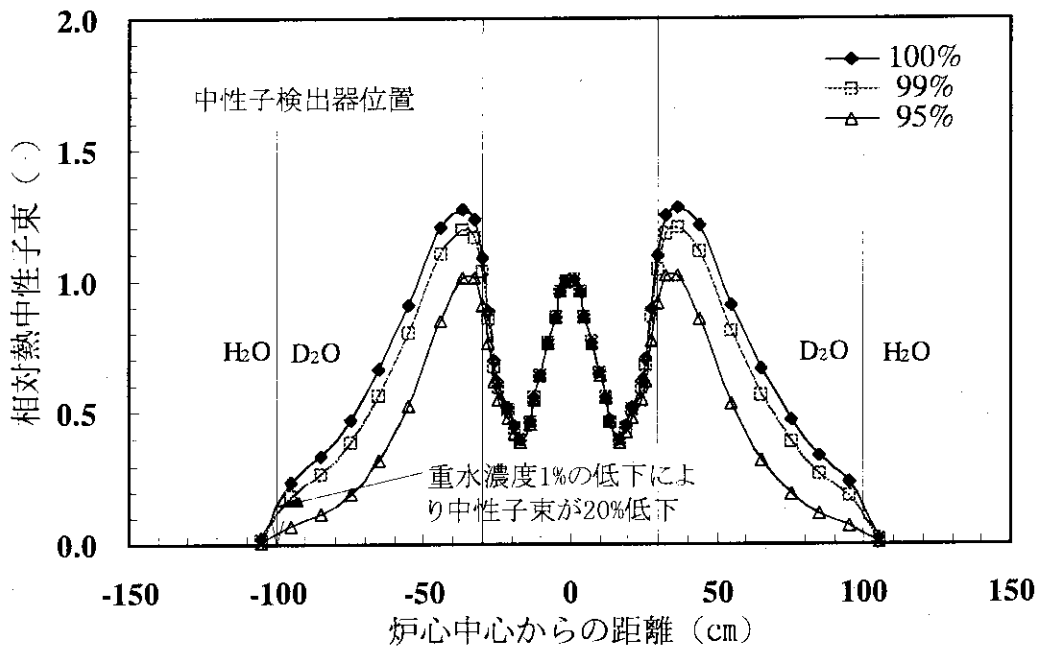


Fig C-1 重水濃度に対する熱中性子束分布の変化

(3) オリフィスの流量係数について

「重水反射体への軽水流入」における軽水流入量の算出においては、水そうオリフィスを仮定した⁽⁴⁾。水そうオリフィスとは、水そうの底または側壁にオリフィス（開口部）を取付け、一定流量の水を流入させると水そう内の水面はある高さに落ち着くというものである。オリフィスの中心から水面までの高さ H を測れば、常温の水の場合に流量は以下の式で表される。

$$q = cA\sqrt{2gH}$$

$$c = 0.592 + 0.00069 \left(\frac{1}{d\sqrt{H}} \right)^{\frac{3}{4}}$$

ただし、オリフィスの直径 $d \geq 0.010$ m、 $d\sqrt{H} \geq 0.0025$ m

c : オリフィス流量係数

A : オリフィス部面積 (m²)

H : オリフィスの中心から水面までの高さ (m)

漏えい口としてはオリフィスを仮定しているの、漏えい口面積から等価水力直径に換算してオリフィスの直径 d を求めると 0.0141m となる。オリフィスの中心から水面までの高さ H は 6.42m であるから、オリフィスの流量係数 c を求めると次のようになる。

$$c = 0.592 + 0.00069 \left(\frac{1}{0.0141\sqrt{6.42}} \right)^{\frac{3}{4}} = 0.600$$

一般に c は流体の粘性により変化し、レイノルズ数 $Re = d\sqrt{2gH}/\nu$ 、幾何的寸法 H/d などによって変化する c と Re との関係は Fig.C-2⁽¹⁾ に示すとおりである。

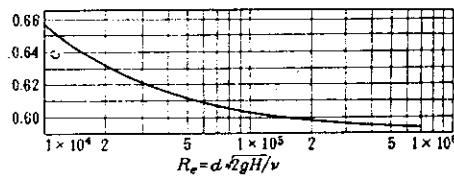


Fig.C-2 オリフィスの流量係数⁽¹⁾

軽水のレイノルズ数 $Re = d\sqrt{2gH}/\nu$ は 35°C で 2.15×10^5 である。図 2 からレイノルズ数に対応する c の値を読み取ると 0.598 となる。

「重水反射体への軽水流入」における軽水流入量の算出では、以上の検討結果からオリフィスの流量係数 c として 0.60 を採用することとした。

以上のように、「重水反射体への軽水流入」における軽水流入量の算出に用いている流量係数は、十分保守的なものである。

【参考文献】

- (1) 機械工学便覧 (改定第 5 版)、日本機械学会編 (1968)
- (2) 流体力学と流体機械の基礎、森田泰司、啓学出版

付録 D スクラム反応度そう入曲線について

D-1 スクラム反応度そう入曲線について

JRR-3 の運転時の異常な過渡変化及び事故の解析で使用しているスクラム反応度そう入曲線の考え方は次のとおりである。

原子炉スクラム時に添加される反応度としては、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する安全審査指針」において「原子炉のスクラム効果を期待する場合には、最大反応度値を有する制御棒 1 本（複数の制御棒が一つの駆動機構に接続されている場合にあっては、その制御棒全数）が、全引き抜き状態にあるものとして停止効果を考慮すること、すなわち“stuck rod margin”を考慮することが必要である。これは、制御棒による停止系が設計上保有すべき余裕であって、故障によって制御棒 1 本が作動不能になるということを仮定するものではなく、前記の単一故障の仮定とは趣旨が異なるものである。」と記載されている通り、最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が完全引き抜き位置に固着し、挿入しないものと仮定し、かつ燃焼度を考慮し炉停止余裕が最も小さい過剰反応度最大炉心の場合を想定したもの（ $3.05 \times 10^{-2} \Delta k/k$ ）を用いる。さらに、安全余裕を見込むために、スクラム反応度のそう入では、制御棒の全駆動長さの 80 % までの反応度を考慮するものとし、この値を $2.62 \times 10^{-2} \Delta k/k$ とする。制御棒は、スクラムしゃ断器開放後、自重により落下するものとし、80 % そう入まで 0.9 秒で落下するものとした。制御棒の実際の落下時間は 0.5 秒以下であり、0.9 秒という値は十分保守的なものである。

Fig.D-1 に初装荷炉心のスクラム反応度そう入曲線を示す。この曲線は、Sa-2 制御棒の反応度値曲線の実測値に基づき規格化したもので、JRR-3 アルミナイド炉心の解析時に用いたスクラム反応度そう入曲線に比べ、制御棒そう入開始直後の反応度添加率が小さく、より厳しいものとなっている。このため、JRR-3 シリサイド燃料炉心の解析では、本スクラム反応度そう入曲線を採用することとした。また、Fig.D-1 に示すように、実際の解析では、安全余裕を見込むために制御棒の全駆動長さの 80 % までの反応度を考慮することとした。この値は、スクラム反応度の 86 %、 $2.62 \times 10^{-2} \Delta k/k$ である。

Fig.D-2 は、スクラム反応度 $2.62 \times 10^{-2} \Delta k/k$ を 100 % とし、スクラム反応度そう入曲線を示したものである。本スクラム反応度が、他の炉などで一般に用いられている S 字カーブとなっていない理由は、前述のように制御棒の全駆動長さの 80% までの反応度を考慮することとしたためである。

D-2 スクラム反応度の時間推移について

制御棒位置と落下速度の関係を Fig.D-3 に示す。解析に用いた制御棒の落下速度は、制御棒挿入時間を設置変更前のアルミナイド炉心と同じ 0.9 秒としたため、保守的に制御棒位置約 16cm 以上では等速であると仮定した。

この落下速度から、制御棒挿入開始の経過時間とスクラム反応度及び制御棒位置の関係を Fig.D-4 に示す。Fig.D-4 には、解析に用いたスクラム反応度曲線とともに、制御棒落下速度の実

測値に基づくスクラム反応度曲線も比較のために示す。図示したように、解析に用いたスクラム反応度曲線（スクラム反応度の時間推移）は、保守的なものである。

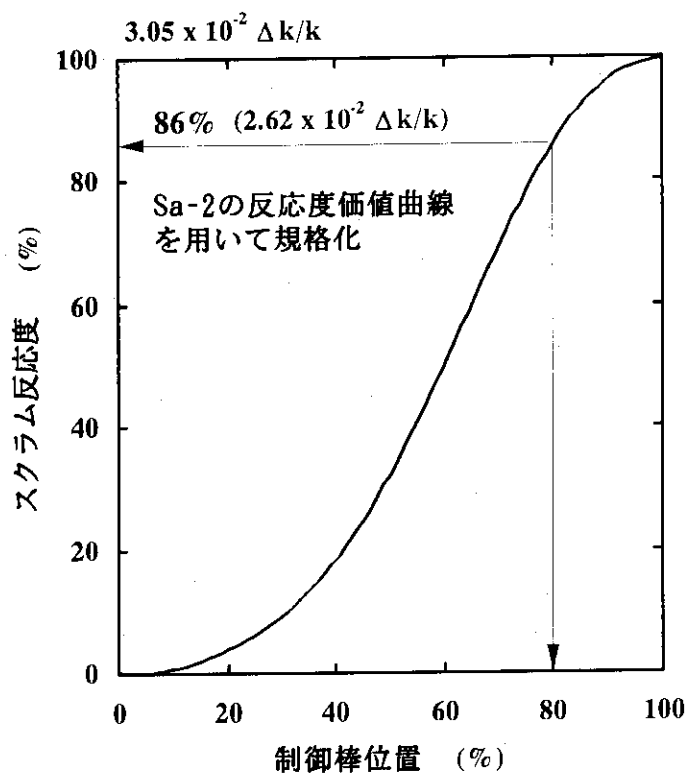


Fig.D-1 初装荷炉心のスクラム反応度そう入曲線

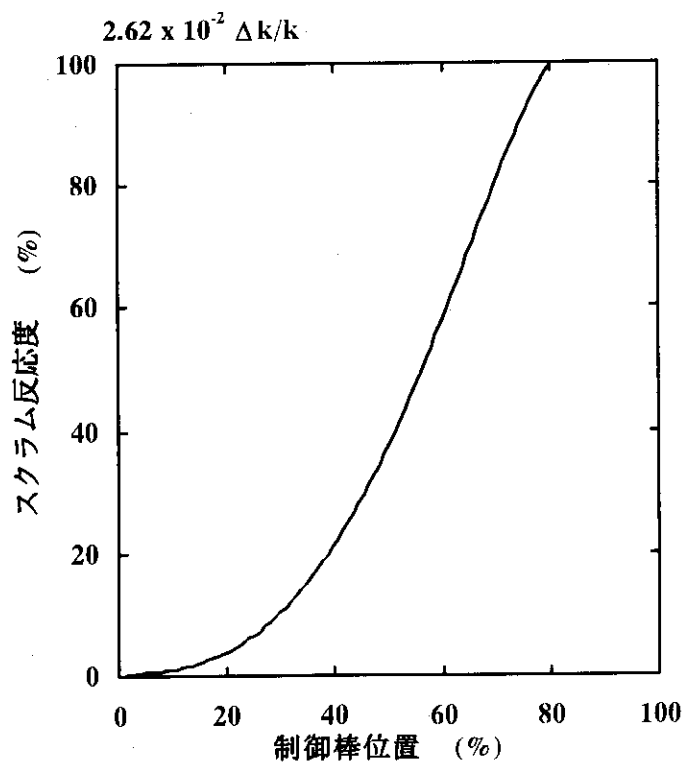


Fig.D-2 初装荷炉心のスクラム反応度そう入曲線（制御棒 80%そう入までの反応度を考慮）

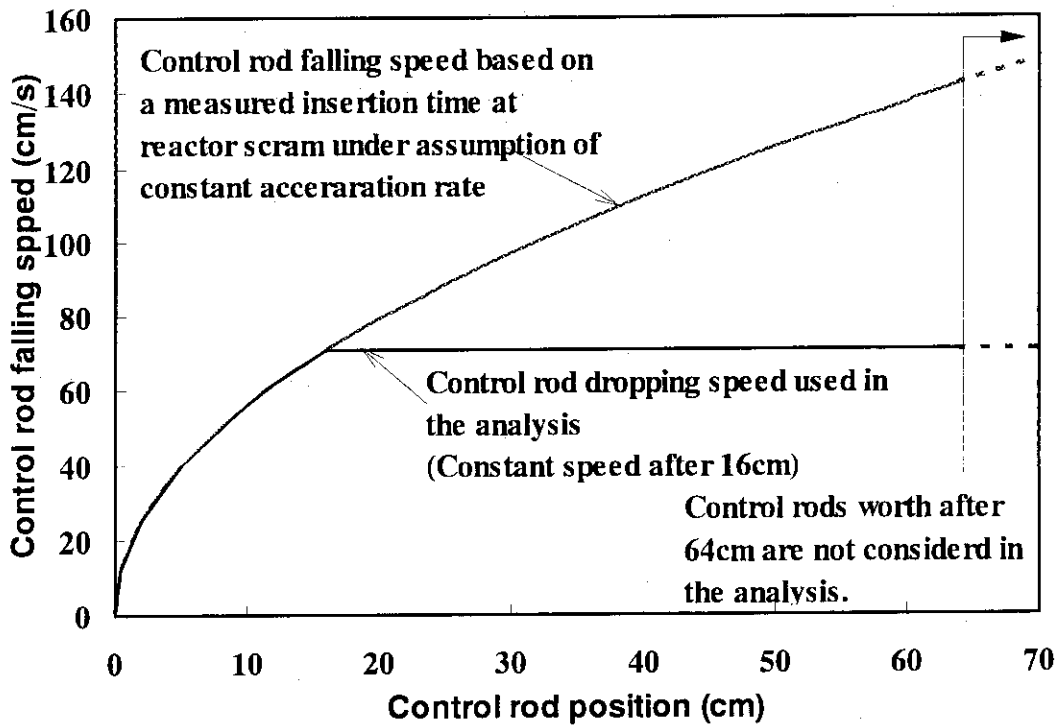


Fig.D-3 制御棒位置と落下速度の関係（制御棒上端位置を0として図示）

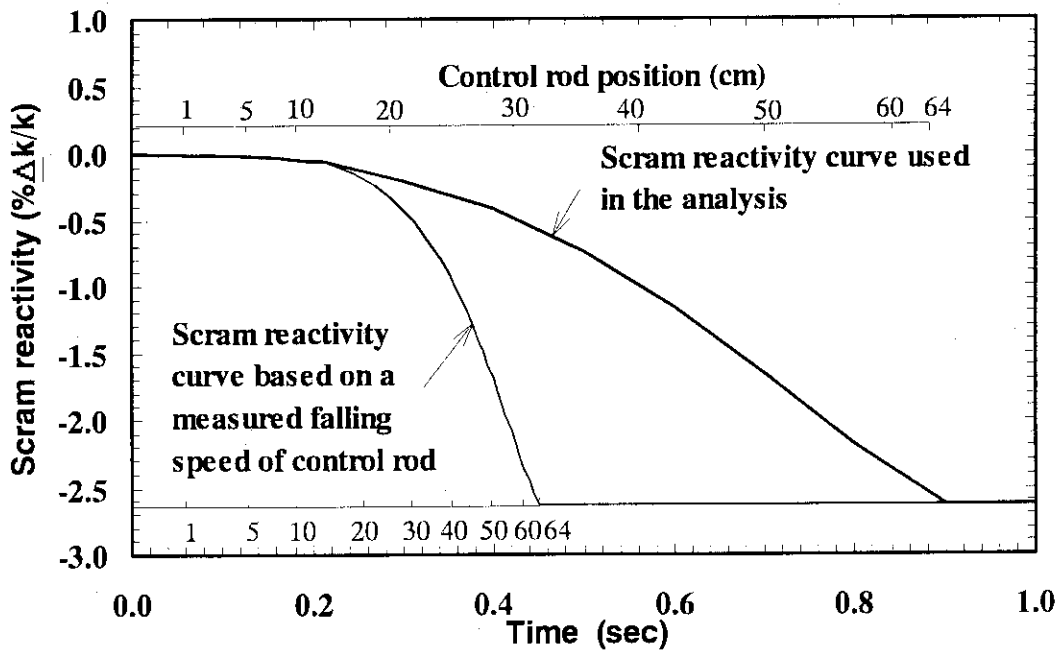


Fig.D-4 制御棒挿入開始からの経過時間とスクラム反応度及び制御棒位置の関係

付録 E 反応度投入事象解析に用いた反応度係数について

JRR-3 のフィードバック反応度は全て負であるが、初装荷炉心から平衡炉心までを対象に結果が最も厳しくなるように、反応度係数の絶対値が最も小さくなるものを選んだ。なお、これらのフィードバック反応度の計算に用いられている反応度係数は、上記の反応度投入事象の解析に共通して用いている。

① 減速材温度係数

Table E-1 に示す反応度係数のうち、過剰反応度最小炉心の値を採用した。さらに解析では、核計算で得られた値を保守的に0.8倍したものをを用いた。

Table E-1 減速材温度係数

減速材温度 (°C)	初装荷炉心 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	過剰反応度 最小炉心 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	平衡炉心 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	解析で用いた 反応度係数 過剰反応度最小炉 心の値 x 0.8 倍 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
27~52	-0.0002648	-0.0002312	-0.0002478	-0.0001850
52~77	-0.0003101	-0.0002630	-0.0002839	-0.0002104
77~127	-0.0003811	-0.0002972	-0.0003247	-0.0002378

参考. 「冷水導入による反応度付加」の解析に用いられている反応度係数

「冷水導入による反応度付加」では、1次冷却材主ポンプの起動インターロックにもかかわらず、1次冷却材主ポンプ2台が誤起動し、炉心入口温度がステップ状に25°C低下(35°Cから10°Cへ低下)するものと仮定した。

そこで、付加反応度の計算では、減速材温度係数の絶対値が最も大きい初装荷炉心の値を採用することとし、かつ、想定した冷却材温度範囲(35~10°C)に対応する減速材温度係数-0.02648を用いて計算することとした。なお、核計算で求められた減速材温度係数の温度範囲の下限は27°Cであるが、27°C以下の範囲においては27°Cまでの減速材温度係数と同じものと仮定した。この仮定は、表1に示すように減速材温度係数の絶対値は温度が低いほど小さくなっていることから、保守的なものである。

付加反応度の計算は、次の通りである。

$$\text{付加反応度} = -0.0002648 \times (35 - 10) = 6.62 \times 10^{-3} (\Delta k/k)$$

② ドプラ係数

Table E-2 に示す反応度係数のうち、初装荷炉心の値を採用した。解析では、さらに核計算で得られた値を保守的に0.8倍したものをを用いた。

Table E-2 ドプラ係数

燃料温度 (°C)	初装荷炉心 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	過剰反応度 最小炉心 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	平衡炉心 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	解析で用いた 反応度係数 初装荷炉心の値 x 0.8 倍 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
27~52	-0.0000322	-0.0000287	-0.0000237	-0.0000258
52~127	-0.0000240	-0.0000266	-0.0000252	-0.0000192
127~202	-0.0000218	-0.0000233	-0.0000230	-0.0000174

③ 減速材ボイド係数

Table E-3 に示す反応度係数のうち、過剰反応度最小炉心の値を採用した。解析では、さらに核計算で得られた値を保守的に 0.8 倍したものをを用いた。

Table E-3 減速材ボイド係数

減速材 ボイド率 (%)	初装荷炉心 ($\Delta k/k/\% \text{void}$)	過剰反応度 最小炉心 ($\Delta k/k/\% \text{void}$)	平衡炉心 ($\Delta k/k/\% \text{void}$)	解析で用いた 反応度係数 過剰反応度最小炉 心の値 x 0.8 倍 ($\Delta k/k/\% \text{void}$)
0~25	-0.0040967	-0.0026785	-0.0029301	-0.0021428
25~50	-0.0070373	-0.0047842	-0.0051161	-0.0038274

付録 F JRR-3 シリサイド燃料炉心の安全評価で想定した全事象の解析結果一覧

次ページ以降に、JRR-3 シリサイド燃料炉心の安全評価で想定した運転時の異常な過渡変化及び事故の主要な解析条件及び解析結果を一覧にして示す。

Table F-1 起動時における制御棒の異常な引抜き

		設 定 (値)	設 定 理 由
解 析 条 件	事象の想定	原子炉の起動時の制御棒連続誤引抜き (反応度添加率は粗調整棒 2 本又は 微調整棒 1 本の引抜きによる値のうち大きい方の値 $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$)	
	解析コード	EUREKA-2 コード	
	単一故障条件	なし	
	原子炉初期出力	0.2 W (定格値の 10^{-8})	中性子源強度で決まる最低出力
	反応度添加率	$7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$	反応度添加率の制限値 (上限)
	1 次冷却材初期温度	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速	0.004 m/s (0.4 cm/s)	自然循環冷却時において最も厳しい DNBR を与える冷却材流速
	原子炉スクラム時挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	スクラム時に想定される最小値 (ワンロッドスタックにさらに安全余裕を考慮した値)
	減速材温度係数	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$	絶対値最小 (さらに 20% の安全余裕を考慮)
	ボイド係数	$-2.14 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$	絶対値最小 (さらに 20% の安全余裕を考慮)
	ドプラ係数	$-1.92 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$	絶対値最小 (さらに 20% の安全余裕を考慮)
	安全保護系信号及び工学的安全施設信号	安全系中性子束高 (低設定) (200 kW の 110%)	
防止対策	a. 制御棒の引抜きインターロック回路を設け、引抜き最大本数を 2 本とする。自動制御運転時は、引抜き最大本数を 1 本とする。 b. 2 本の粗調整棒による最大反応度添加率を $7.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 、自動制御運転時の最大反応度添加率を $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ とする。 c. 安全保護系の「対数出力炉周期短」「安全系中性子束高」の信号でスクラムする。		
解 析 結 果		結 果	判 定
	スクラム値到達時間	約 10.0 秒	
	原子炉出力	約 1.8 MW	
	燃料芯材最高温度	約 60 °C	ブリストタ発生温度(400°C)以下である。
	燃料板表面最高温度	約 60 °C	
	1 次冷却材最高温度	約 43 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 3.8	1.5 以上である。	
備考:			

Table F-2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き（初期出力 20MW）

		設 定 (値)	設 定 理 由
解 析 条 件	事象の想定	原子炉出力運転中の制御棒連続誤引抜き（反応度添加率は微調整棒 1 本の引抜きによる値 $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ ）	
	解析コード	EUREKA-2 コード	
	単一故障条件	なし	
	原子炉初期出力	20 MW	*
	反応度添加率	$7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$	反応度添加率の制限値（上限）
	1 次冷却材初期温度 （炉心入口温度）	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	定格流量 2400m ³ /h に対する値
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	スクラム時に想定される最小値 （ワンロードスタックにさらに安全余 裕を考慮した値）
	減速材温度係数	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/°C$	絶対値最小（さらに 20%の安全余裕を 考慮）
	ボイド係数	$-2.14 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$	絶対値最小（さらに 20%の安全余裕を 考慮）
	ドブラ係数	$-1.92 \times 10^{-5} \Delta k/k/°C$	絶対値最小（さらに 20%の安全余裕を 考慮）
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	安全系中性子束高（高設定）（定格値の 110%）	
防止対策		a.制御棒の引抜きインターロック回路を設け、引抜き最大本数を 2 本とする。自動制御運転時は、引抜き最大本数を 1 本とする。 b. 2 本の粗調整棒による最大反応度添加率を $7.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 、自動制御運転時の最大反応度添加率を $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ とする。 c.安全保護系の「対数出力炉周期短」「安全系中性子束高」の信号でスクラムする。	
解 析 結 果		結 果	判 定
	スクラム値到達時間	約 0.9 秒	
	原子炉出力	約 22.3 MW	
	燃料芯材最高温度	約 113 °C	ブリストタ発生温度(400°C)以下である。
	燃料板表面最高温度	約 105 °C	
	1 次冷却材最高温度	約 64 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 2.2	1.5 以上である。	
備考： * 定格出力は、炉心部と重水タンク部で発生した熱出力の和をもって定義するが、本安全評価では燃料要素で 20MW 発生するものとする。			

Table F-3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き（初期出力 100kW）

		設定（値）	設定理由
解 析 条 件	事象の想定	原子炉出力運転中の制御棒連続誤引抜き（反応度添加率は微調整棒1本の引抜きによる値 $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ ）	
	解析コード	EUREKA-2 コード	
	単一故障条件	なし	
	原子炉初期出力	100 kW	高出力運転モードにおける出力の下限值（スクラム設定値 22MW）
	反応度添加率	$7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$	反応度添加率の制限値（上限）
	1次冷却材初期温度（炉心入口温度）	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	定格流量 2400m ³ /h に対する値
	原子炉スクラム時挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	スクラム時に想定される最小値（ワンロードスタックにさらに安全余裕を考慮した値）
	減速材温度係数	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$	絶対値最小（さらに 20%の安全余裕を考慮）
	ボイド係数	$-2.14 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$	絶対値最小（さらに 20%の安全余裕を考慮）
	ドプラ係数	$-1.92 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$	絶対値最小（さらに 20%の安全余裕を考慮）
	安全保護系信号及び工学的安全施設信号	安全系中性子束高（高設定）（定格値の 110%）	
	防止対策	<p>a.制御棒の引抜きインターロック回路を設け、引抜き最大本数を2本とする。自動制御運転時は、引抜き最大本数を1本とする。</p> <p>b.2本の粗調整棒による最大反応度添加率を $7.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$、自動制御運転時の最大反応度添加率を $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ とする。</p> <p>c.安全保護系の「対数出力炉周期短」「安全系中性子束高」の信号でスクラムする。</p>	
解 析 結 果		結 果	判 定
	スクラム値到達時間	約 9.0 秒	
	原子炉出力	約 24.3 MW	
	燃料芯材最高温度	約 118 °C	プリスタ発生温度(400°C)以下である。
	燃料板表面最高温度	約 109 °C	
	1次冷却材最高温度	約 65 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 2.1	1.5 以上である。	
備考：			

Table F-4 実験物の異常等による反応度の付加

		設 定 (値)	設 定 理 由
解 析 条 件	事象の想定	原子炉出力運転中の照射試料移動による反応度添加 (反応度添加率は照射試料2体の抜け出しによる値 $1.5 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$)	
	解析コード	EUREKA-2 コード	
	単一故障条件	なし	
	原子炉初期出力	20 MW	*
	反応度添加率	$1.5 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$	最大反応度値を持つ照射試料2体の抜け出し
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	定格流量 2400m ³ /h に対する値
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	スクラム時に想定される最小値 (ワンロードスタックにさらに安全余裕を考慮した値)
	減速材温度係数	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	絶対値最小 (さらに 20%の安全余裕を考慮)
	ボイド係数	$-2.14 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$	絶対値最小 (さらに 20%の安全余裕を考慮)
	ドプラ係数	$-1.92 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	絶対値最小 (さらに 20%の安全余裕を考慮)
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	安全系中性子束高 (高設定) (定格値の 110%)	
防止対策	a.炉心内の照射設備、照射試料の運転中の移動防止。 b.照射試料の種類、形状、最大挿入量及び反応度を管理する。 c.運転中の挿入・取出しを行う試料の最大反応度を $7.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$ とする。 d.安全保護系の「対数出力炉周期短」「安全系中性子束高」の信号でスクラムする。		
解 析 結 果		結 果	判 定
	スクラム値到達時間	約 0.02 秒	
	原子炉出力	約 24.9 MW	
	燃料芯材最高温度	約 119 °C	プリスタ発生温度(400°C)以下である。
	燃料板表面最高温度	約 110 °C	
	1次冷却材最高温度	約 66 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 2.1	1.5 以上である。	
備考:	* 定格出力は、炉心部と重水タンク部で発生した熱出力の和をもって定義するが、本安全評価では燃料要素で 20MW 発生するものとする。		

Table F-5 冷水導入による反応度付加

		設定 (値)	設定理由
解析条件	事象の想定	停止中の1次冷却材主ポンプの誤起動 (反応度添加率は冷却材温度が 35℃から 10℃に瞬時に低下したときの値 $6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$)	
	解析コード	EUREKA-2 コード	
	単一故障条件	なし	
	原子炉初期出力	200 kW	自然循環冷却運転時の最大出力
	反応度添加率	$6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$	減速材温度係数の絶対値の大きな値を用いて評価
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	定格流量 2400m ³ /h に対する値 (主ポンプ2台起動時)
	原子炉スクラム時挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	スクラム時に想定される最小値 (ワンロッドスタックにさらに安全余裕を考慮した値)
	減速材温度係数	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	絶対値最小 (さらに 20%の安全余裕を考慮)
	ボイド係数	$-2.14 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$	絶対値最小 (さらに 20%の安全余裕を考慮)
	ドプラ係数	$-1.92 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	絶対値最小 (さらに 20%の安全余裕を考慮)
	安全保護系信号及び工学的安全施設信号	安全系中性子束高 (低設定) (200 kW の 110%)	
	防止対策	a. 1次冷却材主ポンプの起動インターロックを設ける。 b. 安全保護系の「対数出力炉周期短」「安全系中性子束高」の信号でスクラムする。	
解析結果		結果	判定
	スクラム値到達時間	約 0.003 秒	
	原子炉出力	約 2.27 MW	
	燃料芯材最高温度	約 43 °C	プリスタ発生温度(400°C)以下である。
	燃料板表面最高温度	約 42 °C	
	1次冷却材最高温度	約 38 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 24.2	1.5 以上である。	
備考:			

Table F-6 1次冷却材の流量低下

		設 定 (値)	設 定 理 由
解 析 条 件	事象の想定	1次冷却材主ポンプ1台のトリップ(1台のコーストダウン)	
	解析コード	THYDE-W コード	
	単一故障条件	なし(1次冷却材補助ポンプ1台故障)	
	原子炉初期出力	20 MW	*
	1次冷却材流量の コーストダウン	1次冷却材主ポンプの GD ² を用いて計算	ポンプの特性を考慮
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速 (初期値)	5.8 m/s	定格流量 2400m ³ /h に対する値
	原子炉スクラム時 挿入反応度	2.6 x 10 ⁻² Δk/k	スクラム時に想定される最小値 (ワンロッドスタックにさらに安全余 裕を考慮した値)
	減速材温度係数	-	結果を安全側に評価するために無視
	ボイド係数	-	結果を安全側に評価するために無視
	ドブラ係数	-	結果を安全側に評価するために無視
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	1次冷却材流量低(定格値の85%)	
防止対策	a.電気設備、ポンプ等の品質管理。 b.安全保護系の「1次冷却材流量低」「1次冷却材炉心出口温度 高」の信号でスクラムする。		
解 析 結 果		結 果	判 定
	スクラム値到達時間	約 1.0 秒	
	原子炉出力	約 20 MW	
	燃料芯材最高温度	約 118 °C	ブリストタ発生温度(400°C)以下である。
	燃料板表面最高温度	約 111 °C	
	1次冷却材最高温度	約 69 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 2.0	1.5 以上である。	
備考:	* 定格出力は、炉心部と重水タンク部で発生した熱出力の和をもって定義するが、本安全評価では燃料要素で20MW発生するものとする。		

Table F-7 2次冷却材の流量低下

		設定 (値)	設定理由
解 析 条 件	事象の想定	2次冷却材ポンプ1台のトリップ(1台のコーストダウン)	
	解析コード	THYDE-W コード	
	単一故障条件	該当なし(原子炉スクラムに至らない事象)	
	原子炉初期出力	20 MW	*
	2次冷却材流量の コーストダウン	2次冷却材ポンプの GD ² を用いて計算	ポンプの特性を考慮
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	定格流量 2400m ³ /h に対する値
	原子炉スクラム時 挿入反応度	2.6 x 10 ⁻² Δk/k	スクラム時に想定される最小値 (ワンロードスタックにさらに安全余 裕を考慮した値)
	減速材温度係数	—	結果を安全側に評価するために無視
	ボイド係数	—	結果を安全側に評価するために無視
	ドプラ係数	—	結果を安全側に評価するために無視
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	1次冷却材炉心出口温度高(50°C) (本事象ではスクラム設定値には至らない)	
	防止対策	a.電気設備、ポンプ等の品質管理。 b.スクラム設定値に達した場合、安全保護系の「1次冷却材炉心出 口温度高」の信号でスクラムする。	
解 析 結 果		結 果	判 定
	スクラム値到達時間	スクラム値に到達しない	
	原子炉出力	約 20 MW	
	燃料芯材最高温度	約 108 °C	ブリストタ発生温度(400°C)以下である。
	燃料板表面最高温度	約 101 °C	
	1次冷却材最高温度	約 64 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 2.4	1.5 以上である。	
備考： * 定格出力は、炉心部と重水タンク部で発生した熱出力の和をもって定義するが、本安全評価では燃料要素で 20MW 発生するものとする。			

Table F-8 商用電源喪失

		設定 (値)	設定理由
解 析 条 件	事象の想定	商用電源が喪失し1次冷却材主ポンプ、2次冷却材ポンプ全数がトリップする(1次冷却材主ポンプ2台及び2次冷却材ポンプ2台のコーストダウン)	
	解析コード	THYDE-W コード	
	単一故障条件	1次冷却材補助ポンプ1台の故障	
	原子炉初期出力	20 MW	*
	1次冷却材及び2次冷却材流量のコーストダウン	1次冷却材主ポンプ及び2次冷却材ポンプのGD ² を用いてそれぞれ計算	ポンプの特性を考慮
	1次冷却材初期温度(炉心入口温度)	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速(初期値)	5.8 m/s	定格流量 2400m ³ /h に対する値
	原子炉スクラム時挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	スクラム時に想定される最小値(ワンロードスタックにさらに安全余裕を考慮した値)
	減速材温度係数	—	結果を安全側に評価するために無視
	ボイド係数	—	結果を安全側に評価するために無視
	ドプラ係数	—	結果を安全側に評価するために無視
	安全保護系信号及び工学的安全施設信号	電源電圧異常	
	防止対策	a. 1次冷却材補助ポンプの電源確保。 b. 安全保護系の「電源電圧異常」「1次冷却材流量低」「1次冷却材炉心出口温度高」の信号でスクラムする。	
解 析 結 果		結 果	判 定
	スクラム値到達時間	0 秒	
	原子炉出力	約 20 MW	
	燃料芯材最高温度	約 107 °C	ブリスト発生温度(400°C)以下である。
	燃料板表面最高温度	約 99 °C	
	1次冷却材最高温度	約 80 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 2.4	1.5 以上である。	
備考:	* 定格出力は、炉心部と重水タンク部で発生した熱出力の和をもって定義するが、本安全評価では燃料要素で20MW発生するものとする。		

Table F-9 重水反射体への軽水流入

		設定 (値)	設定理由
解 析 条 件	事象の想定	重水タンク又は原子炉プール内重水系配管破損により重水中に軽水が混入し、核計装誤指示により微調整棒が引抜かれる (重水配管に 1/4Dt の漏えい口を想定)	
	解析コード	EUREKA-2 コード	
	単一故障条件	なし	
	原子炉初期出力	20 MW	*
	反応度添加率	$1.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$	重水タンク入口側に 1/4Dt の漏えい口を想定し、軽水流入割合から求めた反応度
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	定格流量 2400m ³ /h に対する値
	原子炉スクラム時挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	スクラム時に想定される最小値 (ワンロードスタックにさらに安全余裕を考慮した値)
	減速材温度係数	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$	絶対値最小 (さらに 20%の安全余裕を考慮)
	ボイド係数	$-2.14 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$	絶対値最小 (さらに 20%の安全余裕を考慮)
	ドプラ係数	$-1.92 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$	絶対値最小 (さらに 20%の安全余裕を考慮)
	安全保護系信号及び工学的安全施設信号	1次冷却材炉心出入口温度差大 (定格値の 110%)	
	防止対策	a.重水タンク、重水系配管の品質管理。 b.自動制御運転インターロック回路を設ける。 c.安全保護系の「重水溢流タンク水位高」「1次冷却材炉心出入口温度差大」の信号でスクラムする。	
解 析 結 果		結 果	判 定
	スクラム値到達時間	約 36.8 秒	
	原子炉出力	約 24.4 MW	
	燃料芯材最高温度	約 119 °C	ブリストタ発生温度(400°C)以下である。
	燃料板表面最高温度	約 110 °C	
	1次冷却材最高温度	約 67 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 2.0	1.5 以上である。	
備考:	* 定格出力は、炉心部と重水タンク部で発生した熱出力の和をもって定義するが、本安全評価では燃料要素で 20MW 発生するものとする。		

Table F-10 炉心流路閉塞事故（炉心冷却能力の低下）

		設 定 (値)	設 定 理 由
解 析 条 件	事象の想定	1 流路（ホットチャンネル）の完全閉塞	
	解析コード	COOLOD コード	
	単一故障条件	該当なし（原子炉スクラムに至らない事象）	
	原子炉初期出力	20 MW	*
	1 次冷却材初期温度 （炉心入口温度）	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速 （正常側流路）	5.8 m/s	定格流量 2400m ³ /h に対する値
	原子炉スクラム時 挿入反応度	—	定常解析
	減速材温度係数	—	
	ボイド係数	—	
	ドプラ係数	—	
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	—	
	防止対策	a. 1 次冷却系配管にストレーナーを取り付ける。 b. 燃料が破損した場合には、燃料破損検出器で警報、燃料事故モニターの信号でスクラムする。	
解 析 結 果		結 果	判 定
	スクラム値到達時間	—	
	原子炉出力	約 20 MW	
	燃料芯材最高温度	約 148 °C	被覆材の溶融温度以下である。
	燃料板表面最高温度	約 148 °C	
	1 次冷却材最高温度	約 74 °C	飽和温度以下である。
	最小 DNBR	約 1.2	燃料破損を想定
備考：	* 定格出力は、炉心部と重水タンク部で発生した熱出力の和をもって定義するが、本安全評価では燃料要素で 20MW 発生するものとする。		

Table F-11 1次冷却材流出事故

		設定 (値)	設定理由
解析条件	事象の想定	1次冷却系配管が破損し、1次冷却材が流出することにより、炉心の冷却に影響を与える。破損部は最も厳しい結果を得るために主ポンプ入口側配管とする。(1/4Dtの漏えい口)	
	解析コード	THYDE-W コード	
	単一故障条件	1次冷却材補助ポンプ1台故障 サイフォンブレイク弁1体の開失敗(工学的安全施設)	
	原子炉初期出力	20 MW	*
	配管破損箇所	1次冷却材主ポンプ入口側配管	最も厳しい結果を得るため
	1次冷却材初期温度(炉心入口温度)	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速(初期値)	5.8 m/s	定格流量 2400m ³ /h に対する値
	原子炉スクラム時挿入反応度	2.6 x 10 ⁻² Δk/k	スクラム時に想定される最小値(ワンロッドスタックにさらに安全余裕を考慮した値)
	減速材温度係数	-	結果を安全側に評価するために無視
	ボイド係数	-	結果を安全側に評価するために無視
	ドプラ係数	-	結果を安全側に評価するために無視
	安全保護系信号及び工学的安全施設信号	1次冷却材流量低(定格値の85%) 原子炉プール水位低(サイフォンブレイク弁開)	
	防止対策	a. 1次冷却系配管の品質管理。 b. 安全保護系の「1次冷却材流量低」「原子炉プール水位低」の信号でスクラムする。 c. 「原子炉プール水位低」の信号でサイフォンブレイク弁が開く。	
解析結果		結 果	判 定
	スクラム値到達時間	約 0.6 秒	
	原子炉出力	約 20 MW	
	燃料芯材最高温度	約 120 °C	被覆材の溶融温度以下である。
	燃料板表面最高温度	約 113 °C	
	1次冷却材最高温度	約 81 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 1.9	燃料は破損しない。	
備考： * 定格出力は、炉心部と重水タンク部で発生した熱出力の和をもって定義するが、本安全評価では燃料要素で 20MW 発生するものとする。			

Table F-12 1次冷却材主ポンプ軸固着事故

		設 定 (値)	設 定 理 由
解 析 条 件	事象の想定	1次冷却材主ポンプ1台の軸固着(瞬時に回転を停止)	
	解析コード	THYDE-W コード	
	単一故障条件	なし(1次冷却材補助ポンプ1台故障)	
	原子炉初期出力	20 MW	*
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速 (初期値)	5.8 m/s	定格流量 2400m ³ /h に対する値
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	スクラム時に想定される最小値 (ワンロッドスタックにさらに安全余 裕を考慮した値)
	減速材温度係数	-	結果を安全側に評価するために無視
	ボイド係数	-	結果を安全側に評価するために無視
	ドプラ係数	-	結果を安全側に評価するために無視
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	1次冷却材主ポンプ停止	
	防止対策	a. 1次冷却材主ポンプの品質管理。 b. 安全保護系の「1次冷却材主ポンプ停止」「1次冷却材流量低」 「1次冷却材炉心出口温度高」の信号でスクラムする。	
解 析 結 果		結 果	判 定
	スクラム値到達時間	約 0.2 秒	
	原子炉出力	約 20 MW	
	燃料芯材最高温度	約 119 °C	被覆材の溶融温度以下である。
	燃料板表面最高温度	約 113 °C	
	1次冷却材最高温度	約 70 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 1.9	燃料は破損しない。	
備考： * 定格出力は、炉心部と重水タンク部で発生した熱出力の和をもって定義するが、本安全評価では燃料要素で 20MW 発生するものとする。			

Table F-13 2次冷却材ポンプ軸固着事故

		設 定 (値)	設 定 理 由
解 析 条 件	事象の想定	2次冷却材ポンプ1台の軸固着(瞬時に回転を停止)	
	解析コード	THYDE-W コード	
	単一故障条件	該当なし(原子炉スクラムに至らない事象)	
	原子炉初期出力	20 MW	*
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	年間を通して最大の値
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	定格流量 2400m ³ /h に対する値
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	スクラム時に想定される最小値 (ワンロッドスタックにさらに安全余 裕を考慮した値)
	減速材温度係数	—	結果を安全側に評価するために無視
	ボイド係数	—	結果を安全側に評価するために無視
	ドプラ係数	—	結果を安全側に評価するために無視
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	1次冷却材炉心出口温度高(50°C) (本事象ではスクラム設定値には至らない)	
	防止対策	a. 2次冷却材ポンプの品質管理。 b. スクラム設定値に達した場合、安全保護系の「1次冷却材炉心出 口温度高」の信号でスクラムする。	
解 析 結 果		結 果	判 定
	スクラム値到達時間	スクラム値に到達しない	
	原子炉出力	約 20 MW	
	燃料芯材最高温度	約 108 °C	被覆材の熔融温度以下である。
	燃料板表面最高温度	約 101 °C	
	1次冷却材最高温度	約 64 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 2.4	燃料は破損しない。	
備考： * 定格出力は、炉心部と重水タンク部で発生した熱出力の和をもって定義するが、本安 全評価では燃料要素で 20MW 発生するものとする。			

Table F-14 運転時の異常な過渡変化の解析結果一覧

事象名	想定条件	解析結果				備考
		最小DNBR	燃料芯材最高温度	燃料板表面最高温度	1次冷却材最高温度 熱応力 (kg/mm ²)	
2.2 起動時における制御棒の異常な引き抜き	原子炉起動時の制御棒連続引き抜き	3.8	約 60°C	約 60°C	約 43°C	粗調整棒 2 本又は微調整棒 1 本の引き抜きによる反応度添加率のうち大きい方の値: $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$
2.3 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	低出力 (100kW) 運転中の制御棒連続引き抜き	2.1	約 118°C	約 109°C	約 65°C	微調整棒 1 本の引き抜きによる反応度添加率: $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$
	原子炉定格出力運転中の制御棒連続引き抜き	2.2	約 113°C	約 105°C	約 64°C	
2.4 実験物の異常等による反応度の付加	原子炉の定格出力運転中の照射試験料移動による反応度添加	2.1	約 119°C	約 110°C	約 66°C	照射試験料 2 体の抜け出しによる反応度添加率: $1.5 \times 10^{-3} \Delta k/k/s$ ステップ
2.5 冷水導入による反応度付加	停止中の 1 次冷却材主ポンプの誤起動	24.2	約 43°C	約 42°C	約 38°C	冷水導入による反応度添加率: $6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k/s$ ステップ
2.6 1 次冷却材の流量低下	1 次冷却材主ポンプ 1 台のトリップ	2.0	約 118°C	約 111°C	約 69°C	1 次冷却材主ポンプ 1 台のコーストダウン
2.7 2 次冷却材の流量低下	2 次冷却材主ポンプ 1 台のトリップ	2.4	約 108°C	約 101°C	約 64°C	2 次冷却材主ポンプ 1 台のコーストダウン
2.8 商用電源喪失	商用電源喪失により 1 次冷却系の主ポンプ及び 2 次系ポンプが全数トリップ	2.4	約 107°C	約 99°C	約 80°C	1 次冷却材主ポンプ 2 台及び 2 次冷却材主ポンプ 2 台のコーストダウン
2.9 重水反射体への軽水流人	重水タンク又は原子炉プール内重水系配管破損	2.0	約 119°C	約 110°C	約 67°C	重水系配管の破損 (1/4DI の漏えい口)
判断基準		≥ 1.5	$\leq 400^\circ\text{C}$	—	< 飽和温度	全事象とも判断基準を満足

Table F-15 事故の解析結果一覧

事象名	想定条件	解析結果				備考
		最小DNBR	燃料芯材最高温度	1次冷却材最高温度	実効線量当量の評価値 炉心の冠水	
3.2 炉心流路閉塞事故	燃料板間1流路の完全閉塞	1.2	約148°C	約74°C	約7.7 x 10 ⁻³ mSv	被ばく評価では、2枚の燃料板の損傷を仮定。
3.3 1次冷却材流出事故	主ポンプ入口側配管に亀裂による漏えい口を想定	1.9	約120°C	約81°C	-	漏えい口の面積は、1/4D _i を想定。
3.4 1次冷却材主ポンプ軸固着事故	1次冷却材主ポンプ1台の軸固着(瞬時に回転を停止)	1.9	約119°C	約70°C	-	1次冷却材主ポンプ1台の瞬時停止を仮定。
3.5 2次冷却材ポンプ軸固着事故	2次冷却材ポンプ1台の軸固着(瞬時に回転を停止)	2.4	約108°C	約64°C	-	2次冷却材ポンプ1台の瞬時停止を仮定。
3.6 使用済燃料の機械的破損	原子炉停止中に取り扱い中の使用済燃料要素の破損	-	-	-	約4.0 x 10 ⁻⁴ mSv	燃料板1枚に含まれる核分裂生成物の5%が水中へ放出されると仮定。
3.7 重水漏えい事故	重水配管・機器の損傷による重水漏えい(トリチウム系外放出)	-	-	-	約7.1 x 10 ⁻³ mSv	重水中のトリチウム濃度を約10mCi/cm ³ と仮定。
判断基準		-*	<溶融温度	<飽和温度	<5 mSv	全事象とも判断基準を満足

* 最小DNBRが1.5を下回った場合には、燃料板の損傷を仮定する。

付録 G JRR-3 シリサイド燃料炉心とアルミナイド燃料炉心との安全評価で想定した全事象の解析条件及び解析結果の比較

次ページ以降に各事象毎に、シリサイド燃料炉心とアルミナイド燃料炉心の安全評価で想定した全事象の解析条件及び結果をそれぞれ比較して示す。また、JRR-3シリサイド燃料炉心（JRR-3MS）の解析に用いた工学的熱水路係数の一覧及び設定根拠を、JRR-3アルミナイド燃料炉心（JRR-3M）と比較してTable G-14に示す。

Table G-1 起動時における制御棒の異常な引抜き

		変更後 (シリサイド炉心)	変更前 (アルミナイド炉心)
解 析 条 件	事象の想定	原子炉の起動時の制御棒連続誤引抜き (反応度添加率は粗調整棒2本又は微調整棒1本の引抜きによる値のうち大きい方の値 $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$)	
	解析コード	EUREKA-2 コード	
	単一故障条件	なし	
	原子炉初期出力	0.2 W (定格値の 10^{-8})	
	反応度添加率	$7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$	
	1次冷却材初期温度	35 °C	
	炉心冷却材流速	0.004 m/s (0.4 cm/s) 上昇流	0.1 m/s 上昇流
	原子炉スクラム時挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (3.95 \$)	$3.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (5.20 \$)
	遅発中性子割合 β_{eff}	0.00663	0.00692
	即発中性子寿命	$1.52 \times 10^{-4} s$	$1.33 \times 10^{-4} s$
	減速材温度係数	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$	$-1.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$
	ボイド係数	$-2.14 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$	$-1.4 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$
	ドプラ係数	$-1.92 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$	$-1.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$
	安全保護系信号及び工学的安全施設信号	安全系中性子束高 (低設定) (200 kW の 110%)	
解 析 結 果		結 果 (シリサイド炉心)	結 果 (アルミナイド炉心)
	スクラム値到達時間	約 10.0 秒	約 10.2 秒
	添加された反応度	約 1.13 \$	約 1.11 \$
	原子炉出力	約 1.8 MW	約 1.2 MW
	燃料芯材最高温度	約 60 °C	約 50 °C
	燃料板表面最高温度	約 60 °C	約 50 °C
	1次冷却材最高温度	約 43 °C	約 39 °C
	最小 DNBR	約 3.8	約 3.9
結果の違いについて: <ul style="list-style-type: none"> 原子炉出力の違いは、シリサイド炉心の方が添加反応度が大きく(1.13\$)かつ、スクラム反応度が小さい(3.95 \$)ことにより生じている。 燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度及び1次冷却材最高温度の違いは、原子炉出力及び冷却材流速の違い等により、シリサイド炉心の方が高い。 最小 DNBR については、冷却材流速の違いによる DNB 熱流束の違い、燃料板表面熱流束の違いなどがあるが、結果的にほぼ同じ値となっている。 			

Table G-2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

		変更後 (シリサイド炉心)	変更前 (アルミナイド炉心)
解 析 条 件	事象の想定	原子炉出力運転中の制御棒連続誤引抜き (反応度添加率は微調整棒1本の引抜きによる値 7.5×10^{-4} k/k/s)	
	解析コード	EUREKA-2 コード	
	単一故障条件	なし	
	原子炉初期出力	20 MW	
	反応度添加率	7.5×10^{-4} k/k/s	
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	6.2 m/s
	原子炉スクラム時挿入反応度	2.6×10^{-2} Δ k/k (3.95 \$)	3.6×10^{-2} Δ k/k (5.20 \$)
	遅発中性子割合 β_{eff}	0.00663	0.00692
	即発中性子寿命	1.52×10^{-4} s	1.33×10^{-4} s
	減速材温度係数	-1.85×10^{-4} Δ k/k/°C	-1.4×10^{-4} Δ k/k/°C
	ボイド係数	-2.14×10^{-3} Δ k/k/% void	-1.4×10^{-3} Δ k/k/% void
	ドプラ係数	-1.92×10^{-5} Δ k/k/°C	-1.2×10^{-5} Δ k/k/°C
	安全保護系信号及び工学的安全施設信号	安全系中性子束高 (高設定) (定格値の 110%)	
解 析 結 果		結 果 (シリサイド炉心)	結 果 (アルミナイド炉心)
	スクラム値到達時間	約 0.9 秒	約 0.9 秒
	添加された反応度	約 0.10 \$	約 0.10 \$
	原子炉出力	約 22.3 MW	約 22.3 MW
	燃料芯材最高温度	約 113 °C	約 114 °C
	燃料板表面最高温度	約 105 °C	約 107 °C
	1次冷却材最高温度	約 64 °C	約 65 °C
	最小 DNBR	約 2.2	約 2.0
結果の違いについて:			
<ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡変化中の原子炉出力の変化については、添加された反応度に対してシリサイド炉心、アルミナイド炉心のいずれの場合もスクラム反応度が十分大きいため、有意な差は見られない。 ・ 燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度、1次冷却材最高温度、最小 DNBR の違いは、冷却材流速の違い(シリサイド: 5.8 m/s、アルミナイド: 6.2m/s)、燃料芯材厚さ(0.51 mm、0.76 mm)及び燃料芯材の熱伝導率(32 W/m²·K、77 W/m²·K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11: 詳細は Table G-13 参照)の違いなどにより生じているものである。参考のため 20MW の定格出力運転時の値を以下に示す。 			
20MW 定格出力運転時	シリサイド炉心	アルミナイド炉心	
燃料芯材最高温度	約 107°C	約 107°C	
燃料板表面最高温度	約 99°C	約 101°C	
1次冷却材最高温度	約 61°C	約 61°C	
最小 DNBR	約 2.5	約 2.1	

Table G-3 実験物の異常等による反応度の付加

		変更後 (シリサイド炉心)	変更前 (アルミナイド炉心)																				
解 析 条 件	事象の想定	原子炉出力運転中の照射試料移動による反応度添加 (反応度添加率は照射試料2体の抜け出しによる値 $1.5 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$)																					
	解析コード	EUREKA-2 コード																					
	単一故障条件	なし																					
	原子炉初期出力	20 MW																					
	反応度添加率	$1.5 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$																					
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C																					
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	6.2 m/s																				
	原子炉スクラム時挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (3.95 \$)	$3.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (5.20 \$)																				
	遅発中性子割合 β_{eff}	0.00663	0.00692																				
	即発中性子寿命	$1.52 \times 10^{-4} \text{ s}$	$1.33 \times 10^{-4} \text{ s}$																				
	減速材温度係数	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-1.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$																				
	ボイド係数	$-2.14 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$	$-1.4 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$																				
	ドプラ係数	$-1.92 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-1.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$																				
安全保護系信号及び工学的安全施設信号	安全系中性子束高 (高設定) (定格値の 110%)																						
解 析 結 果		結 果 (シリサイド炉心)	結 果 (アルミナイド炉心)																				
	スクラム値到達時間	約 0.02 秒	約 0.02 秒																				
	添加された反応度	約 0.23 \$	約 0.22 \$																				
	原子炉出力	約 24.9 MW	約 24.8 MW																				
	燃料芯材最高温度	約 119 °C	約 119 °C																				
	燃料板表面最高温度	約 110 °C	約 111 °C																				
	1次冷却材最高温度	約 66 °C	約 67 °C																				
	最小 DNBR	約 2.1	約 1.8																				
<p>結果の違いについて：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡変化中の原子炉出力の変化については、添加された反応度に対してシリサイド炉心、アルミナイド炉心のいずれの場合もスクラム反応度が十分大きいため、それほど大きな違いはなが、シリサイド炉心の方が、わずかに反応度が大きいため出力が大きくなっている。 ・ 燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度、1次冷却材最高温度、最小 DNBR の違いは、冷却材流速の違い(シリサイド：5.8 m/s、アルミナイド：6.2m/s)、燃料芯材厚さ(0.51 mm、0.76 mm)及び燃料芯材の熱伝導率(32 W/m²・K、77 W/m²・K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11：詳細は Table G-13 参照)の違いなどにより生じているものである。参考のため 20MW の定格出力運転時の値を以下に示す。 <table style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td></td> <td>20MW 定格出力運転時</td> <td>シリサイド炉心</td> <td>アルミナイド炉心</td> </tr> <tr> <td>燃料芯材最高温度</td> <td>約 107°C</td> <td>約 107°C</td> <td>約 107°C</td> </tr> <tr> <td>燃料板表面最高温度</td> <td>約 99°C</td> <td>約 101°C</td> <td>約 101°C</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材最高温度</td> <td>約 61°C</td> <td>約 61°C</td> <td>約 61°C</td> </tr> <tr> <td>最小 DNBR</td> <td>約 2.5</td> <td>約 2.1</td> <td>約 2.1</td> </tr> </table>					20MW 定格出力運転時	シリサイド炉心	アルミナイド炉心	燃料芯材最高温度	約 107°C	約 107°C	約 107°C	燃料板表面最高温度	約 99°C	約 101°C	約 101°C	1次冷却材最高温度	約 61°C	約 61°C	約 61°C	最小 DNBR	約 2.5	約 2.1	約 2.1
	20MW 定格出力運転時	シリサイド炉心	アルミナイド炉心																				
燃料芯材最高温度	約 107°C	約 107°C	約 107°C																				
燃料板表面最高温度	約 99°C	約 101°C	約 101°C																				
1次冷却材最高温度	約 61°C	約 61°C	約 61°C																				
最小 DNBR	約 2.5	約 2.1	約 2.1																				

Table G-4 冷水導入による反応度付加

		変更後 (シリサイド炉心)	変更前 (アルミナイド炉心)
解 析 条 件	事象の想定	停止中の1次冷却材主ポンプの誤起動 (反応度添加率は冷却材温度が35℃から10℃に瞬時に低下したときの値 $6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$)	
	解析コード	EUREKA-2 コード	
	単一故障条件	なし	
	原子炉初期出力	200 kW	
	反応度添加率	$6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$	$6.6 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	6.2 m/s
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (3.95 \$)	$3.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (5.20 \$)
	遅発中性子割合 β_{eff}	0.00663	0.00692
	即発中性子寿命	$1.52 \times 10^{-4} \text{ s}$	$1.33 \times 10^{-4} \text{ s}$
	減速材温度係数	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-1.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
	ボイド係数	$-2.14 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$	$-1.4 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$
	ドプラ係数	$-1.92 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-1.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	安全系中性子束高 (低設定) (200 kW の 110%)	
解 析 結 果		結 果 (シリサイド炉心)	結 果 (アルミナイド炉心)
	スクラム値到達時間	約 0.003 秒	約 0.004 秒
	添加された反応度	約 1.00 \$	約 0.95 \$
	原子炉出力	約 2.27 MW	約 1.62 MW
	燃料芯材最高温度	約 43 °C	約 40 °C
	燃料板表面最高温度	約 42 °C	約 40 °C
	1次冷却材最高温度	約 38 °C	約 37 °C
最小 DNBR	約 24.2	約 31.7	
結果の違いについて： <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉出力の違いは、シリサイド炉心の方が添加反応度が大きく(1.00 \$)かつ、スクラム反応度が小さい(3.95 \$)ことにより生じている。 ・燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度及び1次冷却材最高温度の違いは、原子炉出力及び冷却材流速の違い等により、シリサイド炉心の方が高い。 ・最小 DNBR については、冷却材流速流速の違いによる DNB 熱流束の違い、燃料板表面熱流束の違いなどによりシリサイド炉心の方が小さくなっている。 			

Table G-5 1次冷却材の流量低下

		変更後 (シリサイド炉心)	変更前 (アルミナイド炉心)
解 析 条 件	事象の想定	1次冷却材主ポンプ1台のトリップ (1台のコーストダウン)	
	解析コード	THYDE-W コード	THYDE-P コード
	単一故障条件	なし (1次冷却材補助ポンプ1台故障)	
	原子炉初期出力	20 MW	
	1次冷却材流量の コーストダウン	1次冷却材主ポンプの GD ² を 用いて計算 (GD ² =60.0)	1次冷却材主ポンプの GD ² を用 いて計算 (GD ² =68.8)
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	
	炉心冷却材流速 (初期値)	5.8 m/s	6.2 m/s
	原子炉スクラム時 挿入反応度	2.6 x 10 ⁻² Δk/k (3.95 \$)	3.6 x 10 ⁻² Δk/k (5.20 \$)
	遅発中性子割合 β _{eff}	0.00663	0.00692
	即発中性子寿命	1.52 x 10 ⁻⁴ s	1.33 x 10 ⁻⁴ s
	減速材温度係数	—	-1.4 x 10 ⁻⁴ Δk/k/°C
	ボイド係数	—	-1.4 x 10 ⁻³ Δk/k/% void
	ドブラ係数	—	-1.2 x 10 ⁻⁵ Δk/k/°C
安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	1次冷却材流量低 (定格値の 85%)		
解 析 結 果		結 果 (シリサイド炉心)	結 果 (アルミナイド炉心)
	スクラム値到達時間	約 1.0 秒	約 1.0 秒
	原子炉出力	約 20 MW	約 20 MW
	燃料芯材最高温度	約 118 °C	約 118 °C
	燃料板表面最高温度	約 111 °C	約 112 °C
	1次冷却材最高温度	約 69 °C	約 68 °C
最小 DNBR	約 2.0	約 1.8	
<p>結果の違いについて：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シリサイド炉心の方がポンプの慣性モーメントとして小さな値を用いているため、異常発生ポンプのコーストダウンわずかに早い。しかし、正常側ポンプの立ち上がりも早いため結果として炉心流量の低下割合に大きな違いは生じていない。 ・燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度、1次冷却材最高温度、最小 DNBR の違いは、冷却材流速の違い(シリサイド：5.8 m/s、アルミナイド：6.2m/s)、燃料芯材厚さ(0.51 mm、0.76 mm)及び燃料芯材の熱伝導率(32 W/m・K、77 W/m・K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11：詳細は Table G-13 参照)の違いなどにより生じているものである。 			

Table G-6 2次冷却材の流量低下

		変更後 (シリサイド炉心)	変更前 (アルミナイド炉心)
解 析 条 件	事象の想定	2次冷却材ポンプ1台のトリップ (1台のコーストダウン)	
	解析コード	THYDE-W コード	THYDE-P コード
	単一故障条件	該当なし (原子炉スクラムに至らない事象)	
	原子炉初期出力	20 MW	
	2次冷却材流量の コーストダウン	2次冷却材ポンプの GD^2 を用 いて計算	ある関数を用いて与える。1台 停止後の流量は 1/2 と仮定
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	6.2 m/s
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (3.95 \$)	$3.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (5.20 \$)
	遅発中性子割合 β_{eff}	0.00663	0.00692
	即発中性子寿命	1.52×10^{-4} s	1.33×10^{-4} s
	減速材温度係数	—	$-1.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$
	ボイド係数	—	$-1.4 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$
	ドブラ係数	—	$-1.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	1次冷却材炉心出口温度高 (50°C) (本事象ではスクラム設定値には至らない)	
解 析 結 果		結 果 (シリサイド炉心)	結 果 (アルミナイド炉心)
	スクラム値到達時間	スクラム値に到達しない	スクラム値に到達しない
	原子炉出力	約 20 MW	約 20 MW
	燃料芯材最高温度	約 108 °C	約 110 °C
	燃料板表面最高温度	約 101 °C	約 104 °C
	1次冷却材最高温度	約 64 °C	約 66 °C
	最小 DNBR	約 2.4	約 2.0
<p>結果の違いについて：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シリサイド炉心の場合は、2次冷却材ポンプの慣性モーメントによりポンプのコーストダウン曲線を求め、ポンプ1台停止後の流量についてはポンプの特性曲線から求めている。このため、ポンプ1台停止後の2次冷却材流量は、定格流量の約65%となる。 ・1次冷却材最高温度の違いは、主に2次冷却材流量の違いによるものである。 ・燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度、最小 DNBR の違いは、1次冷却材最高温度の違い、などにより生じているものである。 			

Table G-7 商用電源喪失

		変更後 (シリサイド炉心)	変更前 (アルミナイド炉心)	
解 析 条 件	事象の想定	商用電源が喪失し1次冷却材主ポンプ、2次冷却材ポンプ全数がトリップする。		
	解析コード	THYDE-W コード	THYDE-P コード	
	単一故障条件	1次冷却材補助ポンプ1台の故障		
	原子炉初期出力	20 MW		
	1次冷却材及び2次冷却材流量のコーストダウン	1次冷却材主ポンプ及び2次冷却材ポンプのGD ² を用いてそれぞれ計算	1次冷却材主ポンプのGD ² を用いて計算。2次系は事象発生とともに断熱(熱交換器全機能喪失)を仮定	
	1次冷却材初期温度(炉心入口温度)	35 °C		
	炉心冷却材流速(初期値)	5.8 m/s	6.2 m/s	
	原子炉スクラム時挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (3.95 \$)	$3.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (5.20 \$)	
	遅発中性子割合 β_{eff}	0.00663	0.00692	
	即発中性子寿命	$1.52 \times 10^{-4} s$	$1.33 \times 10^{-4} s$	
	減速材温度係数	—	$-1.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$	
	ボイド係数	—	$-1.4 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$	
	ドブラ係数	—	$-1.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$	
	安全保護系信号及び工学的安全施設信号	電源電圧異常		
	解 析 結 果		結 果 (シリサイド炉心)	結 果 (アルミナイド炉心)
		スクラム値到達時間	0 秒	0 秒
原子炉出力		約 20 MW	約 20 MW	
燃料芯材最高温度		約 107 °C	約 107 °C	
燃料板表面最高温度		約 99 °C	約 101 °C	
1次冷却材最高温度		約 80 °C	約 80 °C	
最小 DNBR		約 2.4	約 2.1	
結果の違いについて： ・シリサイド炉心の方が1次冷却材主ポンプの慣性モーメントとして小さな値を用いているため、ポンプのコーストダウンわずかに早い。しかし、補助ポンプの立ち上がりも早いいため結果として炉心流量としては大きな違いはないが、シリサイド炉心の方が若干少ない。 ・燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度、1次冷却材最高温度、最小 DNBR の違いは、冷却材流速の違い(シリサイド：5.8 m/s、アルミナイド：6.2m/s)、燃料芯材厚さ(0.51 mm、0.76 mm)及び燃料芯材の熱伝導率(32 W/m・K、77 W/m・K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11：詳細はTable G-13 参照)の違いなどにより生じているものである。				

Table G-8 重水反射体への軽水流入

		変更後 (シリサイド炉心)	変更前 (アルミナイド炉心)
解 析 条 件	事象の想定	重水タンク又は原子炉プール内重水系配管破損により重水中に軽水が混入し、核計装誤指示により微調整棒が引抜かれる (重水配管に 1/4D1 の漏えい口を想定)	
	解析コード	EUREKA-2 コード	
	単一故障条件	なし	
	原子炉初期出力	20 MW	
	反応度添加率	$1.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$	$1.0 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	6.2 m/s
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (3.95 \$)	$3.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (5.20 \$)
	遅発中性子割合 β_{eff}	0.00663	0.00692
	即発中性子寿命	$1.52 \times 10^{-4} s$	$1.33 \times 10^{-4} s$
	減速材温度係数	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$	$-1.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$
	ボイド係数	$-2.14 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$	$-1.4 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$
	ドプラ係数	$-1.92 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$	$-1.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	1次冷却材炉心出入口温度差大 (定格値の 110%)	
解 析 結 果		結 果 (シリサイド炉心)	結 果 (アルミナイド炉心)
	スクラム値到達時間	約 36.8 秒	約 38.9 秒
	添加された反応度	約 0.061 \$	約 0.056 \$
	原子炉出力	約 24.4 MW	約 24.3 MW
	燃料芯材最高温度	約 119 °C	約 119 °C
	燃料板表面最高温度	約 110 °C	約 111 °C
	1次冷却材最高温度	約 67 °C	約 68 °C
	最小 DNBR	約 2.0	約 1.8
<p>結果の違いについて：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉出力の違いは、シリサイド炉心の方が添加反応度がわずかに大きいため生じている。 ・燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度、1次冷却材最高温度、最小 DNBR の違いは、冷却材流速の違い(シリサイド：5.8 m/s、アルミナイド：6.2m/s)、燃料芯材厚さ(0.51 mm、0.76 mm)及び燃料芯材の熱伝導率(32 W/m²・K、77 W/m²・K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11：詳細は Table G-13 参照)の違いなどにより生じているものである。 			

Table G-9 炉心流路閉塞事故（炉心冷却能力の低下）

		変更後（シリサイド炉心）	変更前（アルミナイド炉心）	
解 析 条 件	事象の想定	1 流路（ホットチャンネル）の完全閉塞		
	解析コード	COOLOD コード	HEATING5 コード	
	単一故障条件	該当なし（原子炉スクラムに至らない事象）		
	原子炉初期出力	20 MW		
	1 次冷却材初期温度 （炉心入口温度）	35 °C		
	炉心冷却材流速 （正常側流路）	5.8 m/s	6.2 m/s	
	原子炉スクラム時 挿入反応度	— （定常解析）		
	減速材温度係数	—		
	ボイド係数	—		
	ドプラ係数	—		
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	—		
	解 析 結 果		結 果（シリサイド炉心）	結 果（アルミナイド炉心）
		スクラム値到達時間	—	—
	原子炉出力	約 20 MW	約 20 MW	
	燃料芯材最高温度	約 148 °C	約 150 °C	
	燃料板表面最高温度	約 148 °C	約 150 °C	
	1 次冷却材最高温度	約 74 °C	約 74 °C	
	最小 DNBR	約 1.2	約 1.1	
<p>結果の違いについて：</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度、1 次冷却材最高温度、最小 DNBR の違いは、冷却材流速の違い（シリサイド：5.8 m/s、アルミナイド：6.2m/s）、燃料芯材厚さ（0.51 mm、0.76 mm）及び燃料芯材の熱伝導率（32 W/m・K、77 W/m・K）の違い、核的熱水路係数（3.03、3.11：詳細は Table G-13 参照）の違いなどにより生じているものである。 				

Table G-10 1次冷却材流出事故

		変更後 (シリサイド炉心)	変更前 (アルミナイド炉心)
解 析 条 件	事象の想定	1次冷却系配管が破損し、1次冷却材が流出することにより、炉心の冷却に影響を与える。破損部は最も厳しい結果を得るために主ポンプ入口側配管とする。(1/4Dtの漏えい口)	
	解析コード	THYDE-W コード	THYDE-P コード
	単一故障条件	1次冷却材補助ポンプ1台故障 サイフォンブレイク弁1体の開失敗 (工学的安全施設)	
	原子炉初期出力	20 MW	
	配管破損箇所	1次冷却材主ポンプ入口側配管	
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	
	炉心冷却材流速 (初期値)	5.8 m/s	6.2 m/s
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (3.95 \$)	$3.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (5.20 \$)
	遅発中性子割合 β_{eff}	0.00663	0.00692
	即発中性子寿命	$1.52 \times 10^{-4} s$	$1.33 \times 10^{-4} s$
	減速材温度係数	—	$-1.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$
	ボイド係数	—	$-1.4 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$
	ドプラ係数	—	$-1.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	1次冷却材流量低 (定格値の85%) 原子炉プール水位低 (サイフォンブレイク弁開)	
解 析 結 果		結 果 (シリサイド炉心)	結 果 (アルミナイド炉心)
	スクラム値到達時間	約 0.6 秒	約 0.6 秒
	原子炉出力	約 20 MW	約 20 MW
	燃料芯材最高温度	約 120 °C	約 120 °C
	燃料板表面最高温度	約 113 °C	約 114 °C
	1次冷却材最高温度	約 81 °C	約 69 °C
最小 DNBR	約 1.9	約 1.7	
結果の違いについて： ・シリサイド炉心の場合の方が1次冷却材主ポンプの慣性モーメントとして小さな値を用いているため、ポンプのコストダウンわずかに早い。 ・燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度、最小 DNBR の違いは、冷却材流速の違い(シリサイド：5.8 m/s、アルミナイド：6.2m/s)、燃料芯材厚さ(0.51 mm、0.76 mm)及び燃料芯材の熱伝導率(32 W/m ² ・K、77 W/m ² ・K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11：詳細は Table G-13 参照)の違いなどにより生じているものである。			

Table G-11 1次冷却材主ポンプ軸固着事故

		変更後 (シリサイド炉心)	変更前 (アルミナイド炉心)
解 析 条 件	事象の想定	1次冷却材主ポンプ1台の軸固着 (瞬時に回転を停止)	
	解析コード	THYDE-W コード	THYDE-P コード
	単一故障条件	なし (1次冷却材補助ポンプ1台故障)	
	原子炉初期出力	20 MW	
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	
	炉心冷却材流速 (初期値)	5.8 m/s	6.2 m/s
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (3.95 \$)	$3.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (5.20 \$)
	遅発中性子割合 β_{eff}	0.00663	0.00692
	即発中性子寿命	$1.52 \times 10^{-4} s$	$1.33 \times 10^{-4} s$
	減速材温度係数	—	$-1.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$
	ボイド係数	—	$-1.4 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$
	ドプラ係数	—	$-1.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	1次冷却材主ポンプ停止	
	解 析 結 果		結 果 (シリサイド炉心)
スクラム値到達時間		約 0 秒	約 0 秒
原子炉出力		約 20 MW	約 20 MW
燃料芯材最高温度		約 119 °C	約 123 °C
燃料板表面最高温度		約 113 °C	約 117 °C
1次冷却材最高温度		約 70 °C	約 72 °C
最小 DNBR		約 1.9	約 1.6
<p>結果の違いについて：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シリサイド炉心の方が軸固着発生後の正常ポンプ流量が大きい。また、ポンプ1台停止後の1次冷却材流量は、定格流量の約71%となる。 ・燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度、1次冷却材最高温度、最小 DNBR の違いは、炉心流量の違い、冷却材流速の違い(シリサイド：5.8 m/s、アルミナイド：6.2m/s)、燃料芯材厚さ(0.51 mm、0.76 mm)及び燃料芯材の熱伝導率(32 W/m²・K、77 W/m²・K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11：詳細は Table G-13 参照)の違いなどにより生じているものである。 			

Table G-12 2次冷却材ポンプ軸固着事故

		変更後 (シリサイド炉心)	変更前 (アルミナイド炉心)
解 析 条 件	事象の想定	2次冷却材ポンプ1台の軸固着 (瞬時に回転を停止)	
	解析コード	THYDE-W コード	THYDE-P コード
	単一故障条件	該当なし (原子炉スクラムに至らない事象)	
	原子炉初期出力	20 MW	
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	
	炉心冷却材流速	5.8 m/s	6.2 m/s
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (3.95 \$)	$3.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (5.20 \$)
	遅発中性子割合 β_{eff}	0.00663	0.00692
	即発中性子寿命	$1.52 \times 10^{-4} s$	$1.33 \times 10^{-4} s$
	減速材温度係数	—	$-1.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$
	ボイド係数	—	$-1.4 \times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{ void}$
	ドブラ係数	—	$-1.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	1次冷却材炉心出口温度高 (50°C) (本事象ではスクラム設定値には至らない)	
	解 析 結 果		結 果 (シリサイド炉心)
スクラム値到達時間		スクラム値に到達しない	スクラム値に到達しない
原子炉出力		約 20 MW	約 20 MW
燃料芯材最高温度		約 108 °C	約 110 °C
燃料板表面最高温度		約 101 °C	約 104 °C
1次冷却材最高温度		約 64 °C	約 66 °C
最小 DNBR		約 2.4	約 2.0
<p>結果の違いについて：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シリサイド炉心の場合は、ポンプ1台停止後の正常なポンプによる2次冷却材流量は、ポンプの特性曲線から求めている。このため、ポンプ1台停止後の2次冷却材流量は、定格流量の約65%となる。 ・1次冷却材最高温度の違いは、主に2次冷却材流量の違いによるものである。 ・燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度、最小 DNBR の違いは、1次冷却材最高温度の違い、などにより生じているものである。 			

Table G-13 核的熱水路係数及び工学的熱水路係数

因子名	JRR-3M	JRR-3MS	JRR-3MSの設定根拠	
1. 核的熱水路係数	(F_N)	3.11	3.03	
半径方向出力分布因子	(F_R)	1.23	1.41	核計算：最も過酷な半径方向分布
局部的出力分布因子	(F_L)	1.51	1.36	核計算：最も過酷な局所的分布
軸方向出力分布因子	(F_Z)	1.42	1.34	核計算：最も過酷な軸方向分布
出力分布計算誤差因子	(F_E)	1.18	1.18	計算誤差
2. 工学的熱水路係数				
(1) 冷却水バルク温度上昇因子	(F_b)	1.33	1.32	
1) 発熱側因子				
① 出力レベル誤差因子	(F_p)	1.05 ○	1.05 ○	機器仕様：計測誤差±5%
② 燃料板内U-235含有量誤差因子	(F_{FC})	1.02 ○	1.02 ○	燃料仕様：含有量誤差±2%
③ 冷却水正味発熱割合	(F_{NWP})	1.00 ×	1.00 ×	γ線による発熱を考慮しない
2) 除熱側因子				
① チャンネル流量偏在因子	(F_C)	1.13 ×	1.13 ×	実験結果：流動試験
② 流路断面積誤差因子	(F_{CA})	1.17 ○	1.16 ○	燃料仕様：流路寸法 $2.35 \pm 0.2\text{mm}$
③ 流量計測誤差因子	(F_G)	1.02 ○	1.02 ○	機器仕様：計測誤差±5%
(2) フィルム温度上昇因子	(F_f)	1.37	1.36	
1) 発熱側因子				
① 熱流束レベル誤差因子	(F_{HF})	1.05 ○	1.05 ○	機器仕様：計測誤差±5%
② 燃料板内U-235含有量誤差因子	(F_{FC})	1.02 ○	1.02 ○	燃料仕様：含有量誤差±2%
③ 燃料板内U-235分布因子	(F_d)	1.15 ○	1.15 ○	燃料仕様：標準値の±15%以内
④ 燃料板幅分布因子	(F_{FW})	1.04 ○	1.04 ○	燃料仕様：幅寸法60.0~64.7mm
⑤ 燃料板長さ分布因子	(F_{lm})	1.01 ○	1.01 ○	燃料仕様：長さ寸法 750_{-10}^{+5}mm
⑥ 燃料板内正味発熱割合	(F_{NFP})	1.00 ×	1.00 ×	γ線による発熱を考慮しない
2) 除熱側因子				
① 熱伝達相関式誤差因子	(F_{hE})	1.05 ×	1.05 ×	実験結果：Dittus-Boelterの式
② 対熱伝達係数流速偏在因子	(F_{hV})	1.12 ×	1.11 ×	実験結果：流動試験
③ 対熱伝達係数流速計測誤差因子	(F_{hVE})	1.02 ○	1.02 ○	機器仕様：計測誤差±5%
④ 対熱伝達係数流路断面積誤差因子	(F_{hA})	1.02 ○	1.02 ○	燃料仕様：流路寸法 $2.35 \pm 0.2\text{mm}$

○：統計処理した ×：統計処理しない

付録 H JRR-3、JMTR 及び JRR-4 の安全評価で想定した全事象の解析条件及び解析結果の比較

シリサイド燃料を採用しているJRR-3、JMTR及びJRR-4の安全評価で想定した全事象の解析条件及び結果解析条件及び結果をそれぞれ比較して、各事象毎に次ページ以降に示す。

Table H-1 起動時における制御棒の異常な引抜き

		JRR-3	JMTR	JRR-4
解 析 条 件	事象の想定	原子炉の起動時の制御棒連続誤引抜き		
	解析コード	EUREKA-2 コード		
	単一故障条件	なし		中性子束高高（低設定）を期待しない
	原子炉初期出力	0.2 W (定格値の 10^{-8})	0.5 mW	5 mW
	反応度添加率	$7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$	$1.5 \times 10^{-3} \Delta k/k/s$	$2.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$
	1次冷却材初期温度	35 °C	49 °C	40 °C
	炉心冷却材流速	0.004 m/s (0.4 cm/s) 上昇流	約 10 m/s (定格流量)	約 1.4 m/s (定格流量)
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$3.4 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$
	スクラム遅れ時間	0.1 s	0.05 s	0.1 s
	安全保護系信号	安全系中性子束高 (低設定) (200 kW の 110%)	線形出力系出力大 (最高出力レンジ) 500 kW の 130%)	中性子束高高 (高設定) (定格値の 110%)
解 析 結 果		JRR-3	JMTR	JRR-4
	スクラム値到達時間	約 10.0 秒	約 5.8 秒	約 28.6 秒
	原子炉出力	約 1.8 MW	約 23.7 MW	約 4.1 MW
	燃料芯材最高温度	約 60 °C	約 119 °C	約 114 °C
	燃料板表面最高温度	約 60 °C	約 110 °C	約 112 °C
	1次冷却材最高温度	約 43 °C	約 68 °C	約 54 °C
	最小 DNBR	約 3.8	> 2.6	約 3.0
備考				

Table H-2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

		JRR-3	JMTR	JRR-4
解 析 条 件	事象の想定	出力運転中の制御棒連続誤引抜		
	解析コード	EUREKA-2 コード		
	単一故障条件	なし		
	原子炉初期出力	20 MW (定格値)	50 MW (定格値)	3.5 MW (定格値)
	反応度添加率	$7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$	$5.0 \times 10^{-3} \Delta k/k/s$	$2.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	49 °C	40 °C
	炉心冷却材流速 (定格流量)	約 5.8 m/s (定格流量)	約 10 m/s (定格流量)	約 1.4 m/s (定格流量)
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$3.4 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$
	スクラム遅れ時間	0.1 s	0.05 s	0.1 s
	安全保護系信号	安全系中性子束高 (高設定) (定格値の 110%)	線形出力系出力大 (定格値 50 MW の 130%)	中性子束高高 (高設定) (定格値の 110%)
解 析 結 果		JRR-3	JMTR	JRR-4
	スクラム値到達時間	約 0.9 秒	約 0.5 秒	約 2.5 秒
	原子炉出力	約 22.3 MW	約 67.3 MW	約 3.9 MW
	燃料芯材最高温度	約 113 °C	約 249 °C	約 119 °C
	燃料板表面最高温度	約 105 °C	約 217 °C	約 117 °C
	1次冷却材最高温度	約 64 °C	約 117 °C	約 56 °C
最小 DNBR	約 2.2	約 1.9	約 2.8	
備考				

Table H-3 実験物の異常等による反応度の付加

		JRR-3	JMTR	JRR-4
解 析 条 件	事象の想定	原子炉出力運転中の照射試料移動による反応度添加		
	解析コード	EUREKA-2 コード		
	単一故障条件	なし		
	原子炉初期出力	20 MW (定格値)	50 MW (定格値)	3.5 MW (定格値)
	反応度添加率	$1.5 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}^\circ$	$2.0 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}^\circ$	$2.0 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}^\circ$
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	49 °C	40 °C
	炉心冷却材流速	約 5.8 m/s (定格流量)	約 10 m/s (定格流量)	約 1.4 m/s (定格流量)
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$3.4 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$
	スクラム遅れ時間	0.1 s	0.05 s	0.1 s
	安全保護系信号	安全系中性子束高 (高設定) (定格値の 110%)	線形出力系出力大 (定格値 50 MW の 130%)	中性子束高高 (高設定) (定格値の 110%)
	解 析 結 果		JRR-3	JMTR
スクラム値到達時間		約 0.02 秒	約 0.02 秒	約 0.01 秒
原子炉出力		約 24.9 MW	約 65.3 MW	約 4.8 MW
燃料芯材最高温度		約 119 °C	約 242 °C	約 124 °C
燃料板表面最高温度		約 110 °C	約 212 °C	約 122 °C
1次冷却材最高温度		約 66 °C	約 112 °C	約 56 °C
最小 DNBR		約 2.1	約 2.0	約 2.5
備考				

Table H-4 冷水導入による反応度付加

		JRR-3	JMTR	JRR-4
解 析 条 件	事象の想定	停止中の1次冷却材 主ポンプの誤起動	出力上昇中に2次系 起動	停止中の主循環ポン プの誤起動
	解析コード	EUREKA-2 コード		
	単一故障条件	なし		
	原子炉初期出力	200 kW	500 kW	200 kW
	反応度添加率	$6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}^\circ$	$5.0 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}^\circ$	$2.7 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}^\circ$
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	49 °C	40 °C
	炉心冷却材流速 (定格流量)	約 5.8 m/s	約 10 m/s	約 1.4 m/s
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$3.4 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$
	スクラム遅れ時間	0.1 s	0.05 s	0.1 s
	安全保護系信号	安全系中性子束高 (低設定) (200kW の 110%)	線形出力系出力大 (500 kW レンジの 130%)	中性子束高高 (低設定) (200kW の 110%)
解 析 結 果		JRR-3	JMTR	JRR-4
	スクラム値到達時間	約 0.003 秒	約 0.01 秒	約 0.004 秒
	原子炉出力	約 2.27 MW	約 1.43 MW	約 0.32 MW
	燃料芯材最高温度	約 43 °C	約 54 °C	約 46 °C
	燃料板表面最高温度	約 42 °C	約 53 °C	約 46 °C
	1次冷却材最高温度	約 38 °C	約 50 °C	約 41 °C
	最小 DNBR	約 24.2	> 2.6	約 41.1
備考				

Table H-5 1次冷却材の流量低下

		JRR-3	JMTR	JRR-4
解 析 条 件	事象の想定	1次冷却材主ポンプ（主循環ポンプ）1台のトリップ		
	解析コード	THYDE-W コード		
	単一故障条件	なし（1次冷却材補助ポンプ1台故障）	「炉心流量低」によるスクラムを期待しない	「熱交換器出口流量低低」によるスクラムを期待しない
	原子炉初期出力	20 MW (定格値)	50 MW (定格値)	3.5 MW (定格値)
	1次冷却材流量のコーストダウン	ポンプのGD ² を用いて計算		
	1次冷却材初期温度（炉心入口温度）	35 °C	49 °C	40 °C
	炉心冷却材流速（初期値）	約 5.8 m/s (定格流量)	約 10 m/s (定格流量)	約 1.4 m/s (定格流量)
	原子炉スクラム時挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$3.4 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$
	スクラム遅れ時間	0.4 s	0.4 s	0.4 s
	安全保護系信号	1次冷却材流量低（定格値の85%）	原子炉出入口圧力差小（炉心差圧 2.2 kg/cm ² ）	炉心入口流量低低（5 m ³ /min）
	解 析 結 果		JRR-3	JMTR
スクラム値到達時間		約 1.0 秒	約 1.1 秒	スクラムせず
原子炉出力		約 20 MW	約 50 MW	約 3.5 MW
燃料芯材最高温度		約 118 °C	約 229 °C	約 121 °C
燃料板表面最高温度		約 111 °C	約 206 °C	約 120 °C
1次冷却材最高温度		約 69 °C	約 111 °C	約 57 °C
最小 DNBR		約 2.0	約 2.2	約 2.6
備 考				

Table H-6 2次冷却材の流量低下

		JRR-3	JMTR	JRR-4
解 析 条 件	事象の想定	2次冷却材ポンプ1台のトリップ		
	解析コード	THYDE-W コード		
	単一故障条件	該当なし（原子炉スクラムに至らない事象）	「原子炉入口温度高」による制御棒挿入を期待しない	該当なし（原子炉スクラムに至らない事象）
	原子炉初期出力	20 MW (定格値)	50 MW (定格値)	3.5 MW (定格値)
	2次冷却材流量の コストダウン	ポンプの GD ² を用いて計算		
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	49 °C	40 °C
	炉心冷却材流速	約 5.8 m/s (定格流量)	約 10 m/s (定格流量)	約 1.4 m/s (定格流量)
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$3.4 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$
	スクラム遅れ時間	40.0 s	—	40.0 s
	安全保護系信号	1次冷却材炉心出口 温度高 (50 °C)	原子炉出口温度高 (60 °C)	1次冷却水炉心出口 温度高高 (60 °C)
解 析 結 果		JRR-3	JMTR	JRR-4
	スクラム値到達時間	スクラムせず	スクラムせず	スクラムせず
	原子炉出力	約 20 MW	約 50 MW	約 3.5 MW
	燃料芯材最高温度	約 108 °C	約 211 °C	約 115 °C
	燃料板表面最高温度	約 101 °C	約 188 °C	約 113 °C
	1次冷却材最高温度	約 64 °C	約 101 °C	約 58 °C
最小 DNBR	約 2.4	約 2.6	約 2.9	
備 考				

Table H-7 商用電源喪失

		JRR-3	JMTR	JRR-4
解 析 条 件	事象の想定	商用電源が喪失し1次冷却材主ポンプ（主循環ポンプ）、2次冷却材ポンプ全数がトリップする。		
	解析コード	THYDE-W コード		
	単一故障条件	なし（1次冷却材補助ポンプ1台故障）	「炉心流量低」によるスクラムを期待しない	「熱交換器出口流量低低」によるスクラムを期待しない
	原子炉初期出力	20 MW (定格値)	50 MW (定格値)	3.5 MW (定格値)
	1次冷却材及び2次冷却材流量のコーストダウン	ポンプの GD^2 を用いて計算		
	1次冷却材初期温度（炉心入口温度）	35 °C	49 °C	40 °C
	炉心冷却材流速（初期値）	約 5.8 m/s (定格流量)	約 10 m/s (定格流量)	約 1.4 m/s (定格流量)
	原子炉スクラム時挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$3.4 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$
	スクラム遅れ時間	0.1 s	0.2 s	0.4 s
	安全保護系信号	電源電圧異常	主循環ポンプ商用電源異常	電源電圧低
解 析 結 果		JRR-3	JMTR	JRR-4
	スクラム値到達時間	0 秒	0 秒	0 秒
	原子炉出力	約 20 MW	約 50 MW	約 3.5 MW
	燃料芯材最高温度	約 107 °C	約 210 °C	約 128 °C
	燃料板表面最高温度	約 99 °C	約 187 °C	約 127 °C
	1次冷却材最高温度	約 80 °C	約 99 °C	約 95 °C
	最小 DNBR	約 2.4	約 2.6	約 1.6
備考				

Table H-8 重水反射体への軽水流入

		JRR-3	JMTR	JRR-4
解 析 条 件	事象の想定	重水タンク又は原子炉プール内重水系配管破損により重水中に軽水が混入し、核計装誤指示により微調整棒が引抜かれる（JMTR及びJRR-4では該当する事象無し）		
	解析コード	EUREKA-2 コード		
	単一故障条件	なし		
	原子炉初期出力	20 MW (定格値)	—	—
	反応度添加率	$1.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$	—	—
	1次冷却材初期温度	35 °C	—	—
	炉心冷却材流速	約 5.8 m/s (定格流量)	—	—
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	—	—
	スクラム遅れ時間	15.1 s	—	—
	安全保護系信号	安全系中性子束高 (高設定) (定格値の 110%)	—	—
解 析 結 果		JRR-3	JMTR	JRR-4
	スクラム値到達時間	約 36.8 秒	—	—
	原子炉出力	約 24.4 MW	—	—
	燃料芯材最高温度	約 119 °C	—	—
	燃料板表面最高温度	約 110 °C	—	—
	1次冷却材最高温度	約 67 °C	—	—
最小 DNBR	約 2.0	—	—	
備 考				

Table H-9 炉心流路閉塞事故（炉心冷却能力の低下）

		JRR-3	JMTR	JRR-4
解 析 条 件	事象の想定	1 流路（ホットチャンネル）の完全閉塞		
	解析コード	COOLOD コード		
	単一故障条件	該当なし（原子炉スクラムに至らない事象）		
	原子炉初期出力	20 MW (定格値)	50 MW (定格値)	3.5 MW (定格値)
	1 次冷却材初期温度 （炉心入口温度）	35 °C	49 °C	40 °C
	炉心冷却材流速 （正常流路側）	約 5.8 m/s （定格流量）	約 10 m/s （定格流量）	約 1.4 m/s （定格流量）
	原子炉スクラム時 挿入反応度	— （定常解析）		
	スクラム遅れ時間	—		
	安全保護系信号	—		
	解 析 結 果		JRR-3	JMTR
スクラム値到達時間		—	—	—
原子炉出力		約 20 MW	約 50 MW	約 3.5 MW
燃料芯材最高温度		約 148 °C	約 297 °C	約 143 °C
燃料板表面最高温度		約 124 °C	約 228 °C	約 138 °C
1 次冷却材最高温度		約 74 °C	約 109 °C	約 60 °C
最小 DNBR	約 1.2	約 1.3	約 1.53	
備 考				

Table H-10 1次冷却材流出事故

		JRR-3	JMTR	JRR-4
解 析 条 件	事象の想定	1次冷却系配管が破損し、1次冷却材が流出することにより、炉心の冷却に影響を与える。		
	解析コード	THYDE-W コード		
	単一故障条件	1次冷却材補助ポンプ1台故障、サイフォンブレイク弁1体の開失敗	なし	なし
	原子炉初期出力	20 MW (定格値)	50 MW (定格値)	3.5 MW (定格値)
	配管破損箇所	1次冷却材主ポンプ入口側	熱交換器出口ヘッダ	主循環ポンプ入口側配管
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	49 °C	40 °C
	炉心冷却材流速 (初期値)	約 5.8 m/s (定格流量)	約 10 m/s (定格流量)	約 1.4 m/s (定格流量)
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$3.4 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$
	スクラム遅れ時間	0.4 s	0.4 s	0.4 s
	安全保護系信号 工学的安全施設信号	1次冷却材流量低 (定格値の 85%) 原子炉プール水位低 低 (サイフォンブ レイク弁開)	原子炉入口圧力低 (12.0 kg/cm^2)	炉心タンク水位低低 (-50 cm)
	解 析 結 果		JRR-3	JMTR
スクラム値到達時間		約 0.6 秒	約 0.1 秒	スクラムせず
原子炉出力		約 20 MW	約 50 MW	約 3.5 MW
燃料芯材最高温度		約 120 °C	約 210 °C	約 123 °C
燃料板表面最高温度		約 113 °C	約 187 °C	約 123 °C
1次冷却材最高温度		約 81 °C	約 100 °C	約 59 °C
最小 DNBR	約 1.9	約 1.6	約 2.3	
備考				

Table H-11 1次冷却材主ポンプ軸固着事故

		JRR-3	JMTR	JRR-4
解 析 条 件	事象の想定	1次冷却材主ポンプ（主循環ポンプ）1台の軸固着（瞬時に回転を停止）		
	解析コード	THYDE-W コード		
	単一故障条件	なし（1次冷却材補助ポンプ1台故障）	「炉心流量低」によるスクラムを期待しない	「熱交換器出口流量低低」によるスクラムを期待しない
	原子炉初期出力	20 MW (定格値)	50 MW (定格値)	3.5 MW (定格値)
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	49 °C	40 °C
	炉心冷却材流速 (初期値)	約 5.8 m/s (定格流量)	約 10 m/s (定格流量)	約 1.4 m/s (定格流量)
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$3.4 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$
	スクラム遅れ時間	0.4 s	0.4 s	0.4 s
	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	1次冷却材主ポンプ 停止	原子炉出入口圧力差 小（炉心差圧 2.2 kg/cm ² ）	炉心入口流量低低 (5 m ³ /min)
	解 析 結 果		JRR-3	JMTR
スクラム値到達時間		約 0 秒	約 0.2 秒	スクラムせず
原子炉出力		約 20 MW	約 50 MW	約 3.5 MW
燃料芯材最高温度		約 119 °C	約 231 °C	約 121 °C
燃料板表面最高温度		約 113 °C	約 208 °C	約 120 °C
1次冷却材最高温度		約 70 °C	約 112 °C	約 57 °C
最小 DNBR		約 1.9	約 2.1	約 2.6
備 考				

Table H-12 2次冷却材ポンプ軸固着事故

		JRR-3	JMTR	JRR-4
解 析 条 件	事象の想定	2次冷却材ポンプ1台の軸固着（瞬時に回転を停止）		
	解析コード	THYDE-W コード		
	単一故障条件	該当なし（原子炉スクラムに至らない事象）	「原子炉入口温度高」による制御棒挿入を期待しない	該当なし（原子炉スクラムに至らない事象）
	原子炉初期出力	20 MW (定格値)	50 MW (定格値)	3.5 MW (定格値)
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	49 °C	40 °C
	炉心冷却材流速 (定格流量)	約 5.8 m/s	約 10 m/s	約 1.4 m/s
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$3.4 \times 10^{-2} \Delta k/k$	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$
	スクラム遅れ時間	40.0 s	—	40.0 s
	安全保護系信号	1次冷却材炉心出口 温度高 (50 °C)	原子炉出口温度高 (60 °C)	1次冷却水炉心出口 温度高高 (60 °C)
解 析 結 果		JRR-3	JMTR	JRR-4
	スクラム値到達時間	スクラムせず	スクラムせず	スクラムせず
	原子炉出力	約 20 MW	約 50 MW	約 3.5 MW
	燃料芯材最高温度	約 108 °C	約 211 °C	約 115 °C
	燃料板表面最高温度	約 101 °C	約 188 °C	約 113 °C
	1次冷却材最高温度	約 64 °C	約 101 °C	約 58 °C
最小 DNBR	約 2.4	約 2.6	約 2.9	
備 考				

付録 I スクラム設定値及びスクラム遅れ時間について

解析に用いたスクラム設定値及びスクラム遅れ時間を Table I-1 に示す。Table I-1 に示したように解析で用いたスクラム遅れ時間は、実際に期待されるスクラム遅れ時間に対し十分な余裕があり、保守的なものである。一方、スクラム設定値に関しては、解析においても実際の設定値と同じ値を用いている。以下に解析上のスクラム設定値を実際の設定値と同じ値を用いている理由を説明する。

Table I-1 解析に用いたスクラム設定値、スクラム遅れ時間及び実際のスクラム遅れ時間

原子炉スクラム信号	解析に用いたスクラム設定値	解析に用いたスクラム遅れ時間	実際のスクラム時間(期待値)
安全系中性子束高 (高設定)	110 % (定格値に対し)	1.0 (0.1 + 0.9)	0.57 (0.07 + 0.5)
(低設定)	110 % (200kW に対し)	1.0 (0.1 + 0.9)	0.57 (0.07 + 0.5)
1次冷却材流量低	85 % (定格値に対し)	1.3 (0.4 + 0.9)	0.86 (0.36 + 0.5)
1次冷却材炉心出口 温度高	50 °C	40 (39.1 + 0.9)	35.7 (24 + 11.2 + 0.5) ¹⁾
1次冷却材炉心出入 口温度差大	110 % (定格値に対し)	16 (15.1 + 0.9)	13.0 (3.4 + 9.1 + 0.5) ²⁾
電源電圧異常	—	1.0 (0.1 + 0.9)	0.57 (0.07 + 0.5)
1次冷却材主ポンプ 停止	—	1.3 (0.4 + 0.9)	0.63 (0.13 + 0.5)

()内は (検出遅れ時間 + 制御棒が挿入開始してから全駆動長さの 80%落下するまでの時間)

1) 保護管付测温抵抗体 (保護管外径 ϕ 10mm、内径 ϕ 7mm) の検出遅れ 24 秒 (温度計の時定数 + スクラム検出器応答時間)、1次冷却材の輸送遅れ 11.2 秒 (炉心出口から温度計位置まで)、制御棒が挿入開始してから全駆動長さの 80%落下するまでの時間 0.5 秒。

2) シース型测温抵抗体 (シース外形 ϕ 3.2mm) の検出遅れ 3.4 秒 (温度計の時定数 + スクラム検出器応答時間)、1次冷却材の輸送遅れ 9.1 秒 (炉心出口から温度計位置まで)、制御棒が挿入開始してから全駆動長さの 80%落下するまでの時間 0.5 秒。

※ 炉心出口側には炉心出入口温度差計測用温度計と炉心出口温度計が、それぞれ独立して 2 系統設置されている。

1. 解析上のスクラム設定値について

① 安全系中性子束高 (高設定、低設定) について

原子炉出力の計測誤差に関しては、工学的熱水路係数の中で「出力レベル誤差因子(F_p)」として考慮し、出力レベルを計測する機器の計測誤差に基づき (計測誤差 5%以内) $F_p=1.05$ を設定している。「出力レベル誤差因子(F_p)」は、冷却材温度、燃料温度及び DNBR の計算で用いられ、それぞれ厳しい結果が得られるようにしている。

この考え方は、スクラム設定値において出力の計測誤差を考慮することと同等であるため、解析上のスクラム設定値は、実際の設定値と同じ値を用いているものである。他の研究炉 (JRR-4、JMTR 等) でも同様である。

② 1次冷却材流量低について

1次冷却材流量の計測誤差に関しては、工学的熱水路係数の中で「流量計測誤差因子(F_G)」として考慮し、流量計の計測誤差に基づき（計測誤差 5%以内） $F_G=1.024$ （流量は水頭で表示した圧力差の平方根に比例し、その誤差も同様であため $F_G = \sqrt{1.05} = 1.024$ ）を設定している。「流量計測誤差因子(F_G)」は、冷却材温度及び燃料温度（対熱伝達係数流速計測誤差因子(F_{hVE})：流量計測誤差に基づいて燃料板表面熱伝達率の低下を考慮）の計算で用いられ、それぞれ厳しい結果が得られるようにしている。DNBR に関しては、判断基準（最小 DNBR1.5 以上）が DNB 熱流束相関式の誤差（相関式と比較検討した実験値そのものに流量の計測誤差（計測誤差 5%以内）も既に含まれている）に基づき設定されたものであるため、ここでは考慮していない。

以上の考え方は、スクラム設定値において流量計の計測誤差を考慮することと同等であるため、解析上のスクラム設定値は、実際の設定値と同じ値を用いているものである。他の研究炉（JRR-4、JMTR 等）でも同様である。

③ 1次冷却材炉心出口温度高について

「1次冷却材炉心出口温度高」に関しては、変更前及び変更後とも本スクラム信号によりスクラムする事象が無いために、計測誤差に関する説明を省略する。

④ 1次冷却材炉心出入口温度差大について

「1次冷却材炉心出入口温度差大」のスクラム項目は、「重水反射体への軽水流入」を想定して設定されたものである。スクラム設定値は、定格値の 110%としている。実際のスクラム設定値は、20MW 定格出力運転時の炉心出入口温度差を約 7°Cとし、7°Cの 110%である 7.7°Cでスクラムするように設定している。

炉心出入口温度差の計測ループ誤差は、温度計・変換器・伝送器等の計器誤差からなる。

炉心入口温度及び出口温度の計測に用いている測温抵抗体の誤差は $\pm 0.1^\circ\text{C}$ 、測温抵抗体からの信号を受ける温度伝送器の計器精度は $\pm 0.1\%FS$ （フルスケール(FS): 55°C ）、温度差に変換するための変換器の計器精度は $\pm 0.25\%FS$ （FS: 10°C ）、さらにスクラム設定値に達したか否かを判定する機器の計器精度は $\pm 0.25\%FS$ （FS: 10°C ）である。これらから、炉心出入口温度差の計測ループ誤差を求めると以下のように $\pm 0.17^\circ\text{C}$ となる。

$$\pm \sqrt{\left\{ (0.1)^2 + (55 \times 0.001)^2 \right\} \times 2 + (10 \times 0.0025)^2 \times 2} = \pm 0.17^\circ\text{C}$$

一方、解析では熱出力 20MW 全てが炉心部で発生しているものとしている。この場合、20MW 定格運転時の炉心出入口温度差は 7.22°C であり、スクラム設定値は 7.22°C の 110%である 7.94°C に設定している。これは、実際のスクラム設定値 7.7°C に比べ 0.24°C 大きく、計測ループ誤差 0.17°C を考慮しても十分余裕のあるものである。

2. 解析コードにおけるスクラム遅れ時間の考え方について

① EUREKA-2 コード

EUREKA-2 コードでは、炉心領域（炉心上部の原子炉プール、炉心下部のプレナムを含む）のみをモデル化している。EUREKA-2 コードで解析している「重水反射体への軽水流入」では、スクラム信号として「炉心出入口温度差大」を用いている。この時のスクラム遅れ時間（16 秒）の取扱いとしては、炉心出口（プレナム部）の温度がスクラム設定値に達してから 15.1 秒後（輸送遅れ+検出遅れ）に制御棒が挿入開始（挿入開始から 80%挿入まで 0.9 秒）するように設定している。

② THYDE-W コード

THYDE-W コードでは、炉心領域を含む原子炉プール、1 次冷却系及び 2 次冷却系を全てモデル化している。このため、解析において温度の検出を温度計取付け位置において行えば輸送遅れは考慮しなくてもよいことになる。「2 次冷却材流量低下」、「2 次冷却材ポンプ軸固着」の解析では、スクラム信号として「炉心出口温度高」を用いている。この時のスクラム遅れ時間（40 秒）の取扱いとしては、EUREKA-2 の場合と同様に炉心出口（プレナム部）の温度がスクラム設定値に達してから 39.1 秒後（輸送遅れ+検出遅れ）に制御棒が挿入開始（挿入開始から 80%挿入まで 0.9 秒）するように設定している。ただし、いずれの事象においても炉心出口温度は、スクラム設定値に達しない。