

JAERI-Tech  
97-016



JRR-3シリサイド燃料炉心の安全評価のための  
THYDE-Wコードによる冷却異常事象解析

1997年3月

神永雅紀・山本和喜

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  
THYDE-W コードによる冷却異常事象解析

日本原子力研究所東海研究所研究炉部  
神永 雅紀・山本 和喜

(1997年2月4日受理)

JRR-3は、低濃縮板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 ( $U_3Si_2-Al$ ) 分散型燃料 (シリサイド燃料) を使用する予定である。

本報告書は、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冷却異常事象の解析について述べたものである。評価すべき冷却異常事象として、以下に示す運転時の異常な過渡変化及び事故6事象を選定し解析した。

運転時の異常な過渡変化

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

事故

- ④ 1次冷却材流出事故
- ⑤ 1次冷却材主ポンプ軸固着事故
- ⑥ 2次冷却材ポンプ軸固着事故

解析では、熱水力解析コード THYDE-W 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、選定した冷却異常事象は、運転時の異常な過渡変化時あるいは事故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。

Decrease in Coolability Events Analysis for the Safety  
Assessment of JRR-3 Silicide Core by THYDE-W Code

Masanori KAMINAGA and Kazuyoshi YAMAMOTO

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 (UAl<sub>3</sub>-Al) dispersion type fuel (aluminide fuel) to uranium-silicon-aluminum (U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>-Al) dispersion type fuel (silicide fuel) is currently conducted at the JRR-3.

This report describes about decrease in coolability 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 six cases for the anticipated operational transients and accident conditions have been selected and analyzed for the safety assessment.

Anticipated operational transients;

- ① Primary coolant main pump failure and flow coast down,
- ② Secondary coolant pump failure and flow coast down,
- ③ Loss of commercial electric power supply,

Accident conditions;

- ④ Effluent of primary coolant due to pipe rapture,
- ⑤ Primary coolant main pump abrupt failure without coast down,
- ⑥ Secondary coolant pump abrupt failure without coast down.

All analyses have been carried out by THYDE-W code.

The results show that all cases meet the safety criteria for anticipated operational transients or accident conditions which have been established for the JRR-3 silicide fueled core.

Keywords: JRR-3, LEU Fuel, Operational Transient, Plate-type Fuel, Research Reactor, Decrease in Coolability 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. THYDE-W 解析モデルと入力データ .....	17
3.1 解析モデル概要 .....	17
3.2 炉心分割 .....	17
3.3 軸方向分割 .....	18
3.4 冷却系ノード分割 .....	19
3.5 出力割合 .....	21
3.6 動特性パラメータ .....	22
3.7 フィードバック反応度 .....	22
3.8 スクラム設定値及び反応度 .....	23
3.9 ポンプモデル .....	23
3.10 熱交換器モデル .....	29
3.11 熱伝達相関式 .....	31
3.12 物 性 値 .....	34
4. 安全評価のために想定した事象 .....	36
4.1 運転時の異常な過渡変化 .....	36
4.2 事 故 .....	37
4.3 安全評価のために想定した冷却異常事象 .....	39
4.4 1次冷却材の流量低下 .....	40
4.5 2次冷却材の流量低下 .....	41
4.6 商用電源喪失 .....	41
4.7 1次冷却材流出事故 .....	42
4.8 1次冷却材主ポンプ軸固着事故 .....	44
4.9 2次冷却材ポンプ軸固着事故 .....	45
5. 冷却異常事象の解析 .....	46
5.1 1次冷却材の流量低下 .....	46
5.2 2次冷却材の流量低下 .....	46
5.3 商用電源喪失 .....	47
5.4 1次冷却材流出事故 .....	47
5.5 1次冷却材主ポンプ軸固着事故 .....	48
5.6 2次冷却材ポンプ軸固着事故 .....	48

6. 結 言 .....	63
謝 辞 .....	63
参考文献 .....	64
付録A スクラム反応度そう入曲線について .....	65
付録B スクラム設定値及びスクラム遅れ時間について .....	68
付録C 「1次冷却材流出事故」において最も厳しい結果を与える漏えい口の 位置について .....	71
付録D 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 .....	77
付録E 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 .....	93
付録F 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 .....	107
付録G 1次冷却材主ポンプのコーストダウン特性について .....	120

## 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. Calculation Models for THYDE-W Code .....	17
3.1 Description of Analysis Model .....	17
3.2 Channel Division of the Core .....	17
3.3 Axial Division of Each Channel .....	18
3.4 Node Division of Cooling System .....	19
3.5 Power Distribution .....	21
3.6 Kinetic Parameters .....	22
3.7 Feedback Reactivities .....	22
3.8 Scram Set Points and Scram Reactivity .....	23
3.9 Pump Models .....	23
3.10 Heat Exchanger Model .....	29
3.11 Heat Transfer Correlations .....	31
3.12 Physical Properties .....	34
4. Postulated Design Basis Events for Safety Assessment .....	36
4.1 Anticipated Operational Transients .....	36
4.2 Accident Conditions .....	37
4.3 Postulated Decrease in Coolability Events for Safety Assessment .....	39
4.4 Primary Coolant Main Pump Failure and Flow Coast down .....	40
4.5 Secondary Coolant Pump Failure and Flow Coast down .....	41
4.6 Loss of Commercial Electric Power Supply .....	41
4.7 Effluent of Primary Coolant Due to Pipe Rapture .....	42
4.8 Primary Coolant Main Pump Abrupt Failure without Coast down .....	44
4.9 Secondary Coolant Pump Abrupt Failure without Coast down .....	45
5. Analyses of Events Due to Decrease in Coolability .....	46
5.1 Primary Coolant Main Pump Failure and Flow Coast down .....	46
5.2 Secondary Coolant Pump Failure and Flow Coast down .....	46
5.3 Loss of Commercial Electric Power Supply .....	47
5.4 Effluent of Primary Coolant Due to Pipe Rapture .....	47
5.5 Primary Coolant Main Pump Abrupt Failure without Coast down .....	48
5.6 Secondary Coolant Pump Abrupt Failure without Coast down .....	48



6. Concluding Remarks .....	63
Acknowledgments .....	63
References .....	64
Appendix A Scram Reactivity Insertion Curve .....	65
Appendix B Scram Set Points and Scram Delay Time .....	68
Appendix C Break Point Location Giving Most Severe Results for "Effluent of Primary Coolant Due to Pipe Rapture" Event .....	71
Appendix D Analysis Results of all Postulated Events for Safety Evaluation of JRR-3 Silicide Core .....	77
Appendix E Comparisons of Analysis Results for Safety Evaluation between JRR-3 Silicide Core and JRR-3 Aluminaide Core .....	93
Appendix F Analysis Results of Postulated Events for Safety Evaluation of JRR-3, JMTR and JRR-4 .....	107
Appendix G Coast-down Characteristics of the Primary Coolant Main Pump .....	120

## 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冷却異常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」<sup>(1)</sup>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。冷却異常事象としては、以下に示す運転時の異常な過渡変化及び事故に関する7事象を選定した。

### 運転時の異常な過渡変化

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

## 事 故

- ④ 1次冷却材流出事故
- ⑤ 1次冷却材主ポンプ軸固着事故
- ⑥ 2次冷却材ポンプ軸固着事故
- ⑦ 炉心流路閉塞事故

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。

## (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、プリスタ発生温度(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、プリス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。

本報告書では、冷却異常事象のうち①～⑥について解析した結果について報告する。解析には、熱水力解析コードTHYDE-W<sup>(2)</sup>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 <sup>3</sup>	約 2.2 g/cm <sup>3</sup>
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 <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al)	ウランアルミニウム分散型合金 (UAl <sub>x</sub> -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	
吸収体	長さ	約 750 mm	
	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 <sup>3</sup>	約 2.2 g/cm <sup>3</sup>
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 <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al)	ウランアルミニウム分散型合金 (UAl <sub>x</sub> -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	
吸収体	長さ	約 750 mm	
	被覆材種類	アルミニウム合金	
	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	・重水タンク内実験孔破損 ・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
炉心内の熱発生 又は熱除去の異 常な変化	・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	・重水実験孔管破損 ・重水熱交換器伝熱管破損
その他原子炉施設 の設計により 必要と認められ る事象	・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	・FPの放出量としては炉心流路閉塞事故に包絡されるものである。 ・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	・使用済燃料の機械的破損*   ・炉心流路閉塞事故	・該当なし ・重水漏えい事故
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	・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)



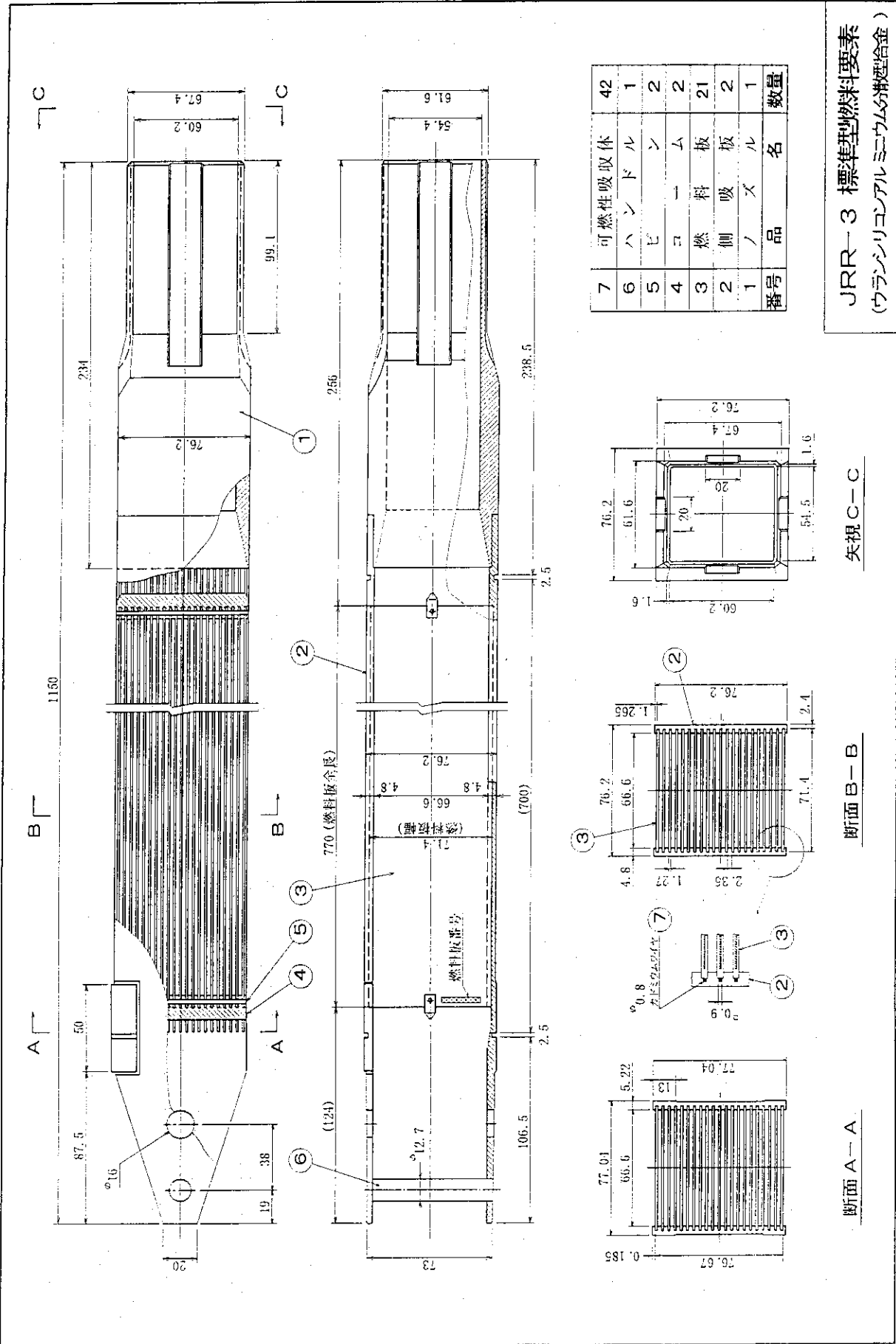


Fig. 1.1.1 JRR-3 standard type fuel element (Silicide fuel)

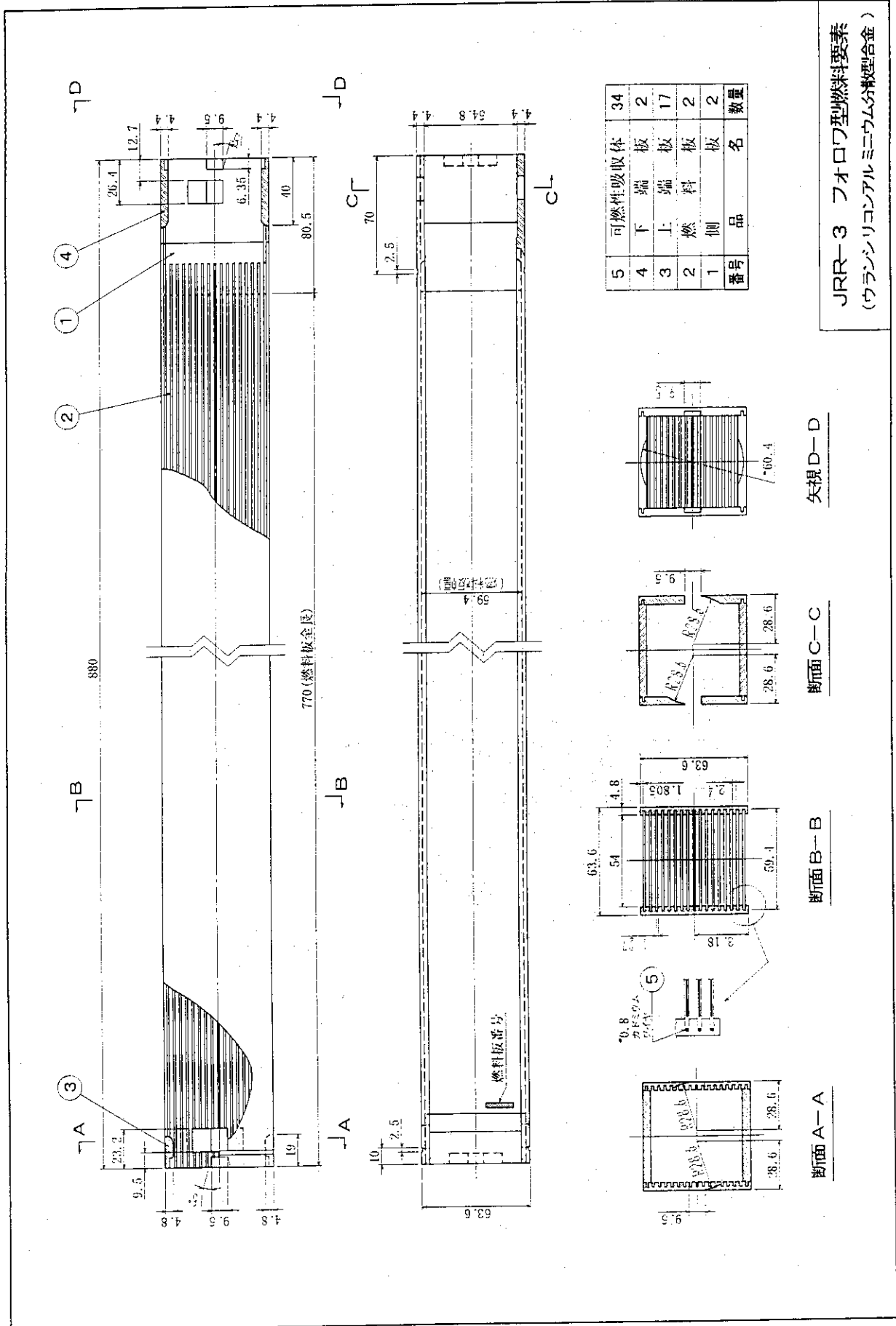


Fig.1.1.2 JRR-3 follower type fuel element (Silicide fuel)

## 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、フォロワ型燃料要素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。

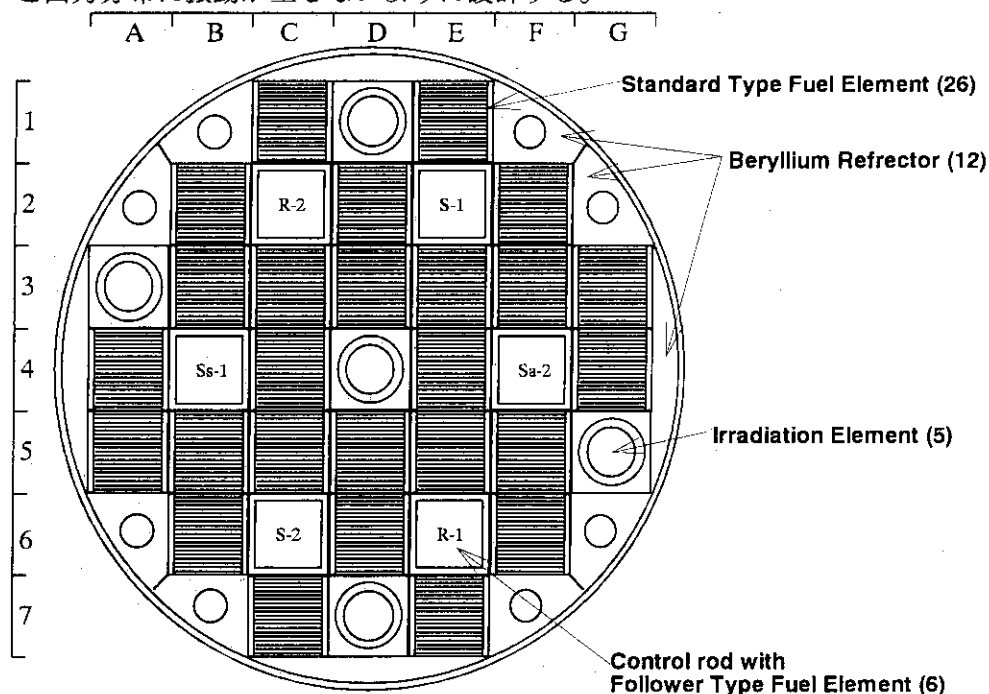


Fig. 2.1.1 JRR-3 silicide core configuration

#### 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価値から定まる。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価値から定まる。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増加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 °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 °C)	-3.4 ~ -1.8	-3.0 ~ -2.2	-2.5 ~ -2.3
Kinetic parameters			
(a) Prompt neutron lifetime (s) $\ell$	$1.52 \times 10^{-4}$	$1.59 \times 10^{-4}$	$1.54 \times 10^{-4}$
(b) Effective delayed neutron fraction $(-\beta)_{eff}$	$7.20 \times 10^{-3}$	$6.63 \times 10^{-3}$	$6.79 \times 10^{-3}$

## 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2400m<sup>3</sup>/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 <sup>3</sup> /h
Core inlet temperature (Max.)	35 °C
Average core outlet temperature	44 °C
Core inlet pressure	1.55 kg/cm <sup>2</sup> abs
Total heated area of the core	56 m <sup>2</sup>
Average heat flux of the core	36 W/cm <sup>2</sup>

### 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 m<sup>3</sup>/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% (1836.8m<sup>3</sup>/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/cm<sup>2</sup>.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<sup>(3)</sup>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

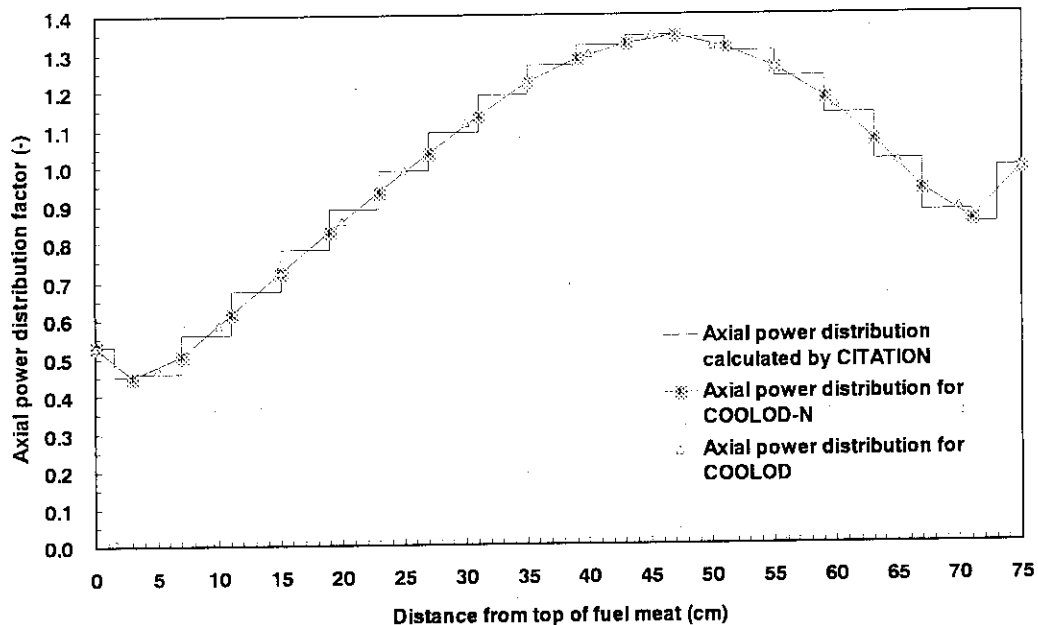


Fig. 2.2.1 Axial power distribution factors for JRR-4 LEU silicide core steady-state thermal-hydraulic analysis

### 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 $61.0^{\circ}\text{C}$ 、燃料板表面最高温度 $99.4^{\circ}\text{C}$ 、燃料芯材最高温度 $106.7^{\circ}\text{C}$ 、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 $113.5^{\circ}\text{C}$ 、ONB温度に対する余裕 $14.1^{\circ}\text{C}$ 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 $107.2^{\circ}\text{C}$ 、ONB温度に対する余裕 $12.7^{\circ}\text{C}$ 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: $\Delta T_{ONB}$ (°C)	14.1
ONB temperature at channel outlet: $T_{ONB}$ (°C)	107.2
Temperature margin against $T_{ONB}$ at channel outlet: $\Delta T_{ONB}$ (°C)	12.7
Minimum DNBR (-)	2.49

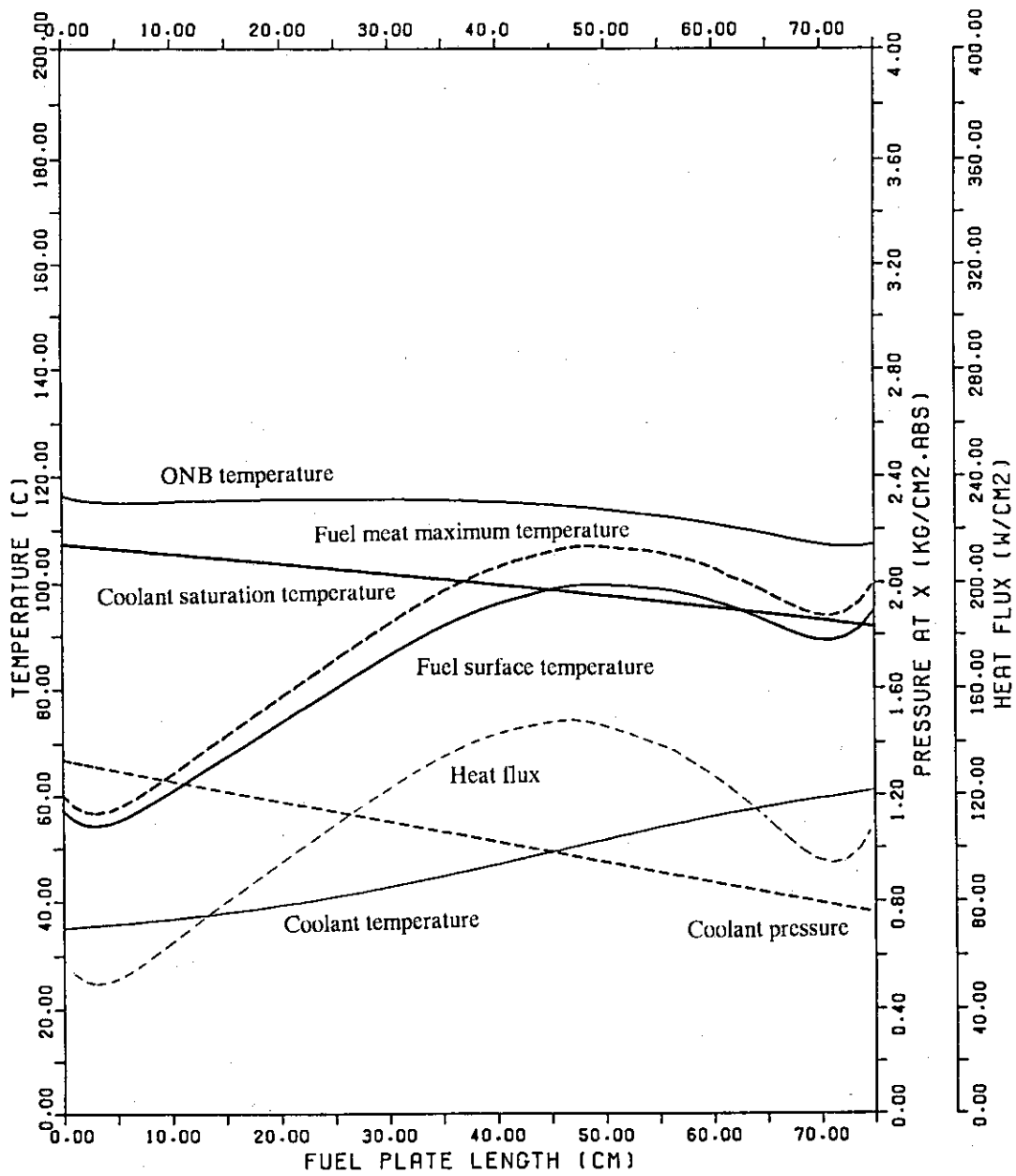


Fig.2.2.2 Steady-state thermal hydraulic analysis results  
(Fuel temperatures, coolant temperature, pressure, heat flux)

### 3. THYDE-W解析モデルと入力データ

#### 3.1 解析モデル概要

解析モデルとしては炉心部分を含む1次冷却系、2次冷却系を対象とした。重水冷却系については、熱出力20 MWが全て炉心（燃料）で発生し1次冷却系で除熱されるものとしたため、模擬しなかった。炉心部分は、燃料領域及び照射筒、反射体及びその他のバイパス流路等も考慮した。

#### 3.2 炉心分割

##### 3.2.1 チャンネル分割

##### (1) 概要

燃料領域を2チャンネルに分割した。JRR-3燃料領域の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（11サイクル初期炉心の値）。照射筒、反射体及びその他のバイパス流路等は非加熱流路として模擬した。

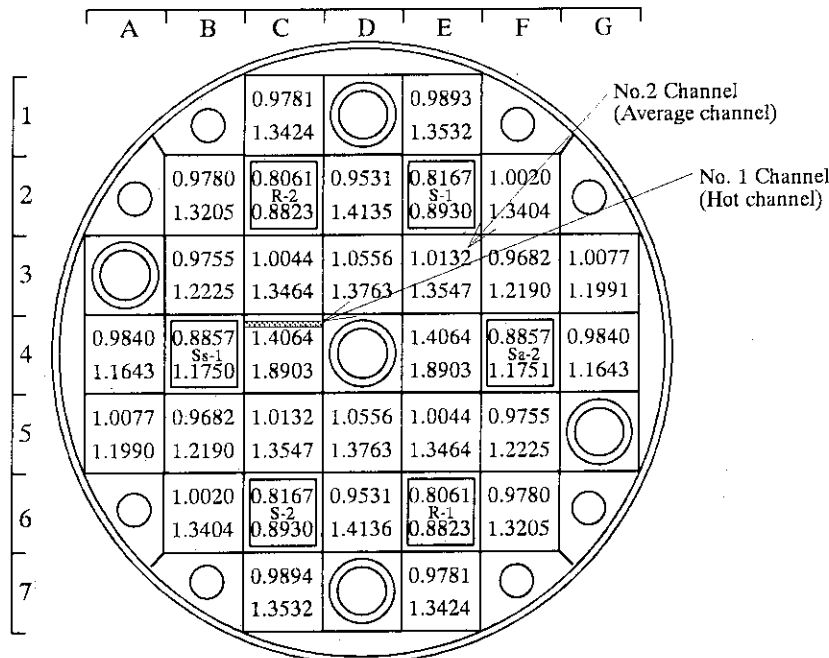


Fig. 3.2.1 Radial peaking factors ( $F_R$ ) for JRR-3 silicide core  
(Upper row :  $F_R$ , Lower row :  $F_R \times F_Z$ )

##### (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11サイクル初期炉心の燃料セル（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チャンネル）

ホットチャンネル以外の燃料要素部分を平均チャンネル（第2チャンネル）とした。な

お、フォロー型燃料要素も伝熱面積で標準型燃料要素に換算して平均チャンネルに含めた。

11サイクル初期炉心においては、制御棒Sa-1 (F-4)、Sa-2 (B-4)が上限まで引抜かれており、R-1 (E-6)、R-2 (C-2)、S-1 (E-2)、S-2 (C-6)が35 cm炉心に挿入された状態となっている。この時、フォロー型燃料要素B-4、F-4は炉心に全挿入、C-2、C-6、E-2、E-6は40 cm炉心に挿入されている。この状態において、炉心に挿入されているフォロー型燃料要素の伝熱面積を標準型燃料要素の伝熱面積に換算すると2.66体、標準型燃料要素の燃料板枚数に換算すると56枚に相当する。Table 3.2.1に燃料セル番号とTHYDE-Wチャンネル番号の対応を示す。

Table 3.2.1 Relation between fuel cell number and channel number of THYDE-W analysis model

	Fuel Cell No.	THYDE-W Channel No.	Number of Fuel Cells	Number of Fuel Plates
	C-4	1 (Hot channel)	1/21	1
Standard	A-4, A-5	2 (Average channel)	25 $\frac{20}{21}$	601
	B-2, B-3			
	B-5, B-6			
	C-1, C-3			
	C-4, C-5			
	C-7, D-2			
	D-3, D-5			
	D-6, E-1			
	E-3, E-4			
	E-5, E-7			
F-2, F-3				
F-5, F-6				
G-3, G-4				
Follower	B-4, C-2		6	
	C-6, E-2			
	E-6, F-4			
	Core bypass	3	0	0

(3) コアバイパスチャンネル (非加熱流路)

ベリリウム反射体と重水タンク間のコアバイパス、照射筒、ベリリウム反射体内照射孔、ベリリウム反射体-燃料側板間、燃料側板-燃料側板間、重水タンクに設置されている冷却管付き照射シングル(SI-1、DR-1、SH-1)をまとめて非加熱のコアバイパスチャンネルとして模擬した。

3.3 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.3.3.1に示す。

(1) ノード (冷却材) に関して

ホットチャンネル及び平均チャンネルについては軸方向に10分割した。コアバイパスチャンネルについては軸方向には分割せずに1ノードとした。

(2) ヒートスラブ（燃料）に関して  
 ホットチャンネル及び平均チャンネルについて軸方向に12分割した。ただし、各チャンネルの上端及び下端のヒートスラブは非加熱であり、実質的には10分割である。

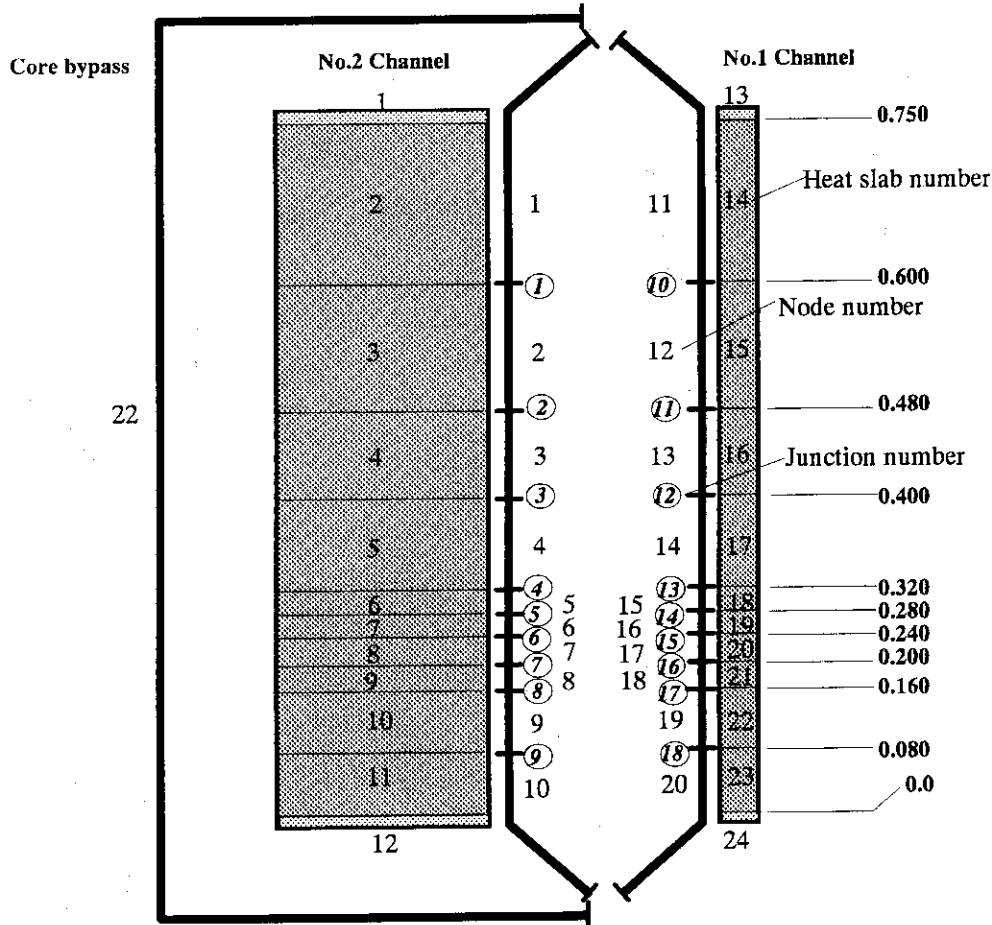


Fig.3.2.2 THYDE-W analysis model for JRR-3 silicide core

### 3.4 冷却系ノード分割

Fig.3.4.1にTHYDE-Wで用いたノード分割を示す。このノード分割の特徴は、以下に示す通りである。

- (1) 原子炉プール・炉心を含む1次冷却系全体、冷却塔を含む2次冷却系全体を131ノード、119ジャンクション、33ヒートスラブ、2アキュムレータで模擬している。
- (2) 1次冷却材主ポンプ2台（2系統）及び1次冷却材補助ポンプ2台（2系統）をそれぞれ独立に模擬している。2次冷却材ポンプ2台も独立に模擬している。
- (3) 熱交換器2系統は、各々独立に模擬している。
- (4) 圧力の実測データと比較できるよう、<sup>16</sup>N減衰タンク入口（炉心出口圧力）、1次冷却材主ポンプ出入口（主ポンプ出入口圧力）、補助ポンプ出入口（補助ポンプ出入口圧力）のノード分割に関しては、圧力計の位置を考慮した。
- (5) 原子炉プール上部に対しては、保有水量の増減による水位の増減の追跡可能なモデルを採用した。

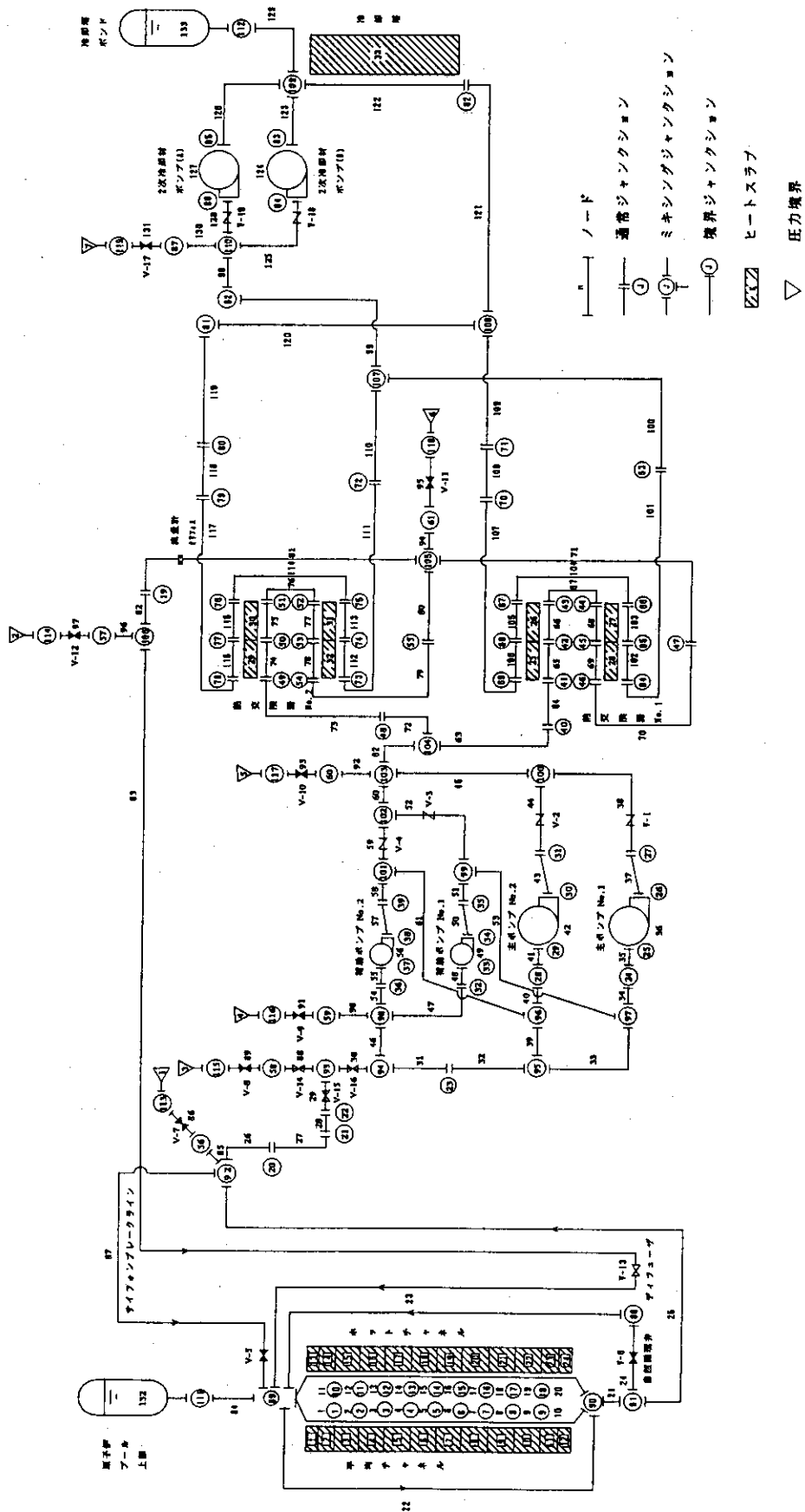


Fig.3.4.1 Noding of JRR-3 cooling systems for THYDE-W code

- (6) 下部プレナム部と原子炉プールをつなぐ自然循環流路及び自然循環弁を模擬し、炉心冷却の強制循環冷却から自然循環冷却への移行が解析可能である。
- (7) 構造材及び原子炉プール自由水面等から大気への熱の散逸は、模擬していない。

### 3.5 出力割合

#### 3.5.1 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、 $F_R$  x  $F_Z$  x  $F_L$ 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。

#### 3.5.2 ホットチャンネルファクタ

THYDE-W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、THYDE-W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。

#### 3.5.3 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。THYDE-Wの入力データとしては、出力割合に熱出力20 MW時の平均発熱量を掛け合わせたものを用いた。Table 3.5.1に各チャンネルの軸方向出力割合を示す。

Table 3.5.1 Power fraction

Heat Slab No.	No.1 channel	x 10 <sup>-4</sup>	
		Heat Slab No.	No.2 channel
14	5.494	2	1040.832
15	7.079	3	1335.257
16	6.075	4	1147.325
17	6.890	5	1408.422
18	3.579	6	719.853
19	3.562	7	710.911
20	3.466	8	684.611
21	3.286	9	652.004
22	5.723	10	1178.369
23	4.775	11	1012.401

### 3.6 動特性パラメータ

即発中性子寿命 $\ell$ 及び遅発中性子割合 $\beta_{eff}$ については解析に用いた場合、結果が厳しくなる値を選定した。従って $\ell$ と $\beta_{eff}$ 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、 $\ell$ について燃焼度0%のクリーン炉心の値を、 $\beta_{eff}$ 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

$$\beta_{eff} = 0.006630 \text{ (-)}$$

- (2) 即発中性子寿命

$$\ell = 15211 \times 10^{-4} \text{ (s)}$$

### 3.7 フィードバック反応度

THYDE-Wを用いた解析では、1次冷却材流量あるいは2次冷却材流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとした。

## 3.8 スクラム設定値及び反応度

## 3.8.1 スクラム設定値及びスクラム遅れ時間

各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。

事象名	スクラム設定値		スクラム遅れ
1次冷却材の流量低下	「1次冷却材流量低)」	85 %	0.4 sec
2次冷却材の流量低下	「1次冷却材炉心出口温度高)」	50 °C	40.0 sec
商用電源喪失	「電源電圧異常)」	-	0.1 sec
1次冷却材流出事故	「1次冷却材流量低)」	85 %	0.4 sec
1次冷却材主ポンプ軸固着事故	「1次冷却材主ポンプ停止)」	-	0.4 sec
2次冷却材ポンプ軸固着事故	「1次冷却材炉心出口温度高)」	50 °C	40.0 sec

## 3.8.2 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 3.8.1にスクラム反応度曲線をFig.3.8.1及びFig.3.8.2に示す。

Table 3.8.1 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

## 3.9 ポンプモデル

THYDE-Wでは、ポンプ回転数は以下の式により計算される。

$$I \frac{d\omega}{dt} = \tau_e - \frac{\rho}{\rho_0} \tau_{hy} - \tau_{fr} \quad (3.9.1)$$

$$\tau_{fr} = \left( k_1 \omega |\omega| + k_2 \text{sign}(\omega) |\omega|^{1/2} \right) \tau_r \quad (3.9.2)$$

ここで

$I$	: 慣性能率	( $\text{kgf} \cdot \text{m}^2 / \text{rad}^2$ )
$\omega$	: 角回転数	( $\text{rad/s}$ )
$\tau_e$	: 電気トルク	( $\text{kgf} \cdot \text{m}^2 / \text{rad}^2$ )



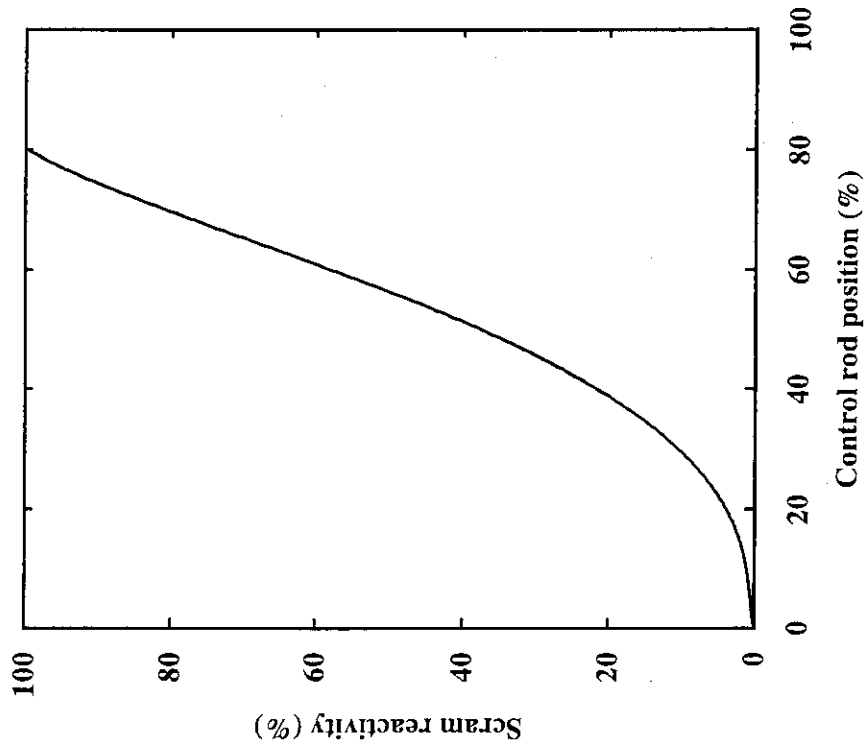


Fig.3.8.2 Scram reactivity curve as a function of control rod position

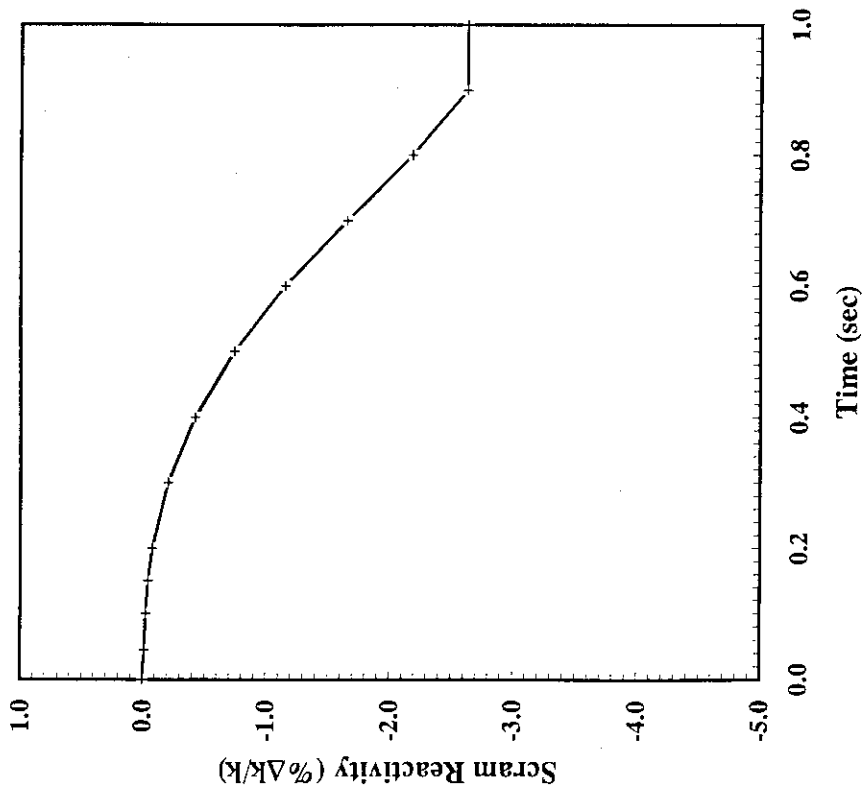


Fig.3.8.1 Scram reactivity curve as a function of time

$\tau_{hy}$	: 水力トルク	( $\text{kgf}\cdot\text{m}^2/\text{rad}^2$ )
$\tau_{fr}$	: 摩擦トルク	( $\text{kgf}\cdot\text{m}^2/\text{rad}^2$ )
$\tau_r$	: 定格トルク	( $\text{kgf}\cdot\text{m}^2/\text{rad}^2$ )
$\rho$	: 流体密度	( $\text{kgf}/\text{m}^3$ )
$\rho_0$	: 定格流体密度	( $\text{kgf}/\text{m}^3$ )
$k_1, k_2$	: 摩擦係数	(-)

ただし $\tau_{hy}$ は、ポンプの回転数と流量の関数として入力されたポンプ特性曲線より求められる。 $I$ 、 $k_1$ 及び $k_2$ は、入力で与える。

1次冷却材主ポンプ、1次冷却材補助ポンプ及び2次冷却材ポンプの流量対揚程曲線(Q-H曲線)及び流量対効率曲線(Q- $\eta$ 曲線)をFig.3.9.1、Fig.3.9.2及びFig.3.9.3に示す。

Fig.3.9.1～Fig.3.9.3のQ-H曲線及びQ- $\eta$ 曲線は、定格回転数に対して与えられたものであるが、THYDE-Wの解析では、以下の相似則を考慮し、他の回転数に対して拡張する。

$$\frac{H(\omega, Q)}{H(\omega', Q)} = \left(\frac{\omega}{\omega'}\right)^2, \quad \frac{\tau_{hy}(\omega, Q)}{\tau_{hy}(\omega', Q)} = \left(\frac{\omega}{\omega'}\right)^2, \quad \frac{Q}{Q'} = \frac{\omega}{\omega'} \quad (3.9.3)$$

ここで、 $H(\omega, Q)$ 及び $\tau_{hy}(\omega, Q)$ は、 $\omega$ と $Q$ の関数として与えられる揚程と水力トルクの値である。本相似則は、 $H/\omega^2$ 及び $\tau_{hy}/\omega^2$ は $Q/\omega$ のみの関数として与えられることを意味している。なお、水力トルク $\tau_{th}$ は、以下の式で定義される。

$$\tau_{th} = \frac{\rho Q H g}{\eta \omega}$$

ここで

$\eta$	: ポンプ効率	(-)
$\rho$	: 流体密度	( $\text{kgf}/\text{m}^3$ )

以上の相似則によって得られたポンプ特性曲線をFig.3.9.4、Fig.3.9.5及びFig.3.9.6に示す。また、各ポンプの定格値をTable 3.9.1に示す。

Table 3.9.1 Specification of each pump

		Primary coolant main pump	Primary coolant axially pump	Secondary coolant pump
Head	(m)	46	4	50
Flow rate	( $\text{m}^3/\text{h}$ )	1200	270	1600
Revolution	(rpm)	1470	940	1470
Torque	( $\text{kgf}\cdot\text{m}$ )	130.9	4.15	179.6
Efficiency	(%)	75	72	80
GD <sup>2</sup>	( $\text{kgf}\cdot\text{m}^2$ )	60.0	1.28	12.15

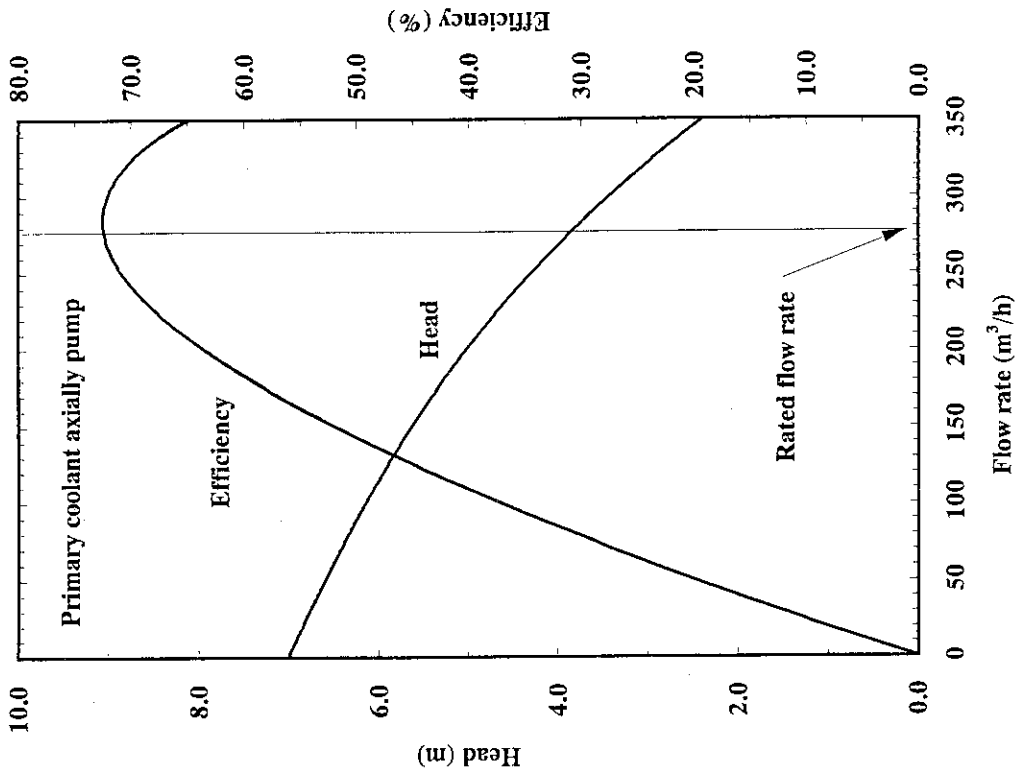


Fig.3.9.2 Primary coolant axially pump characteristics curve

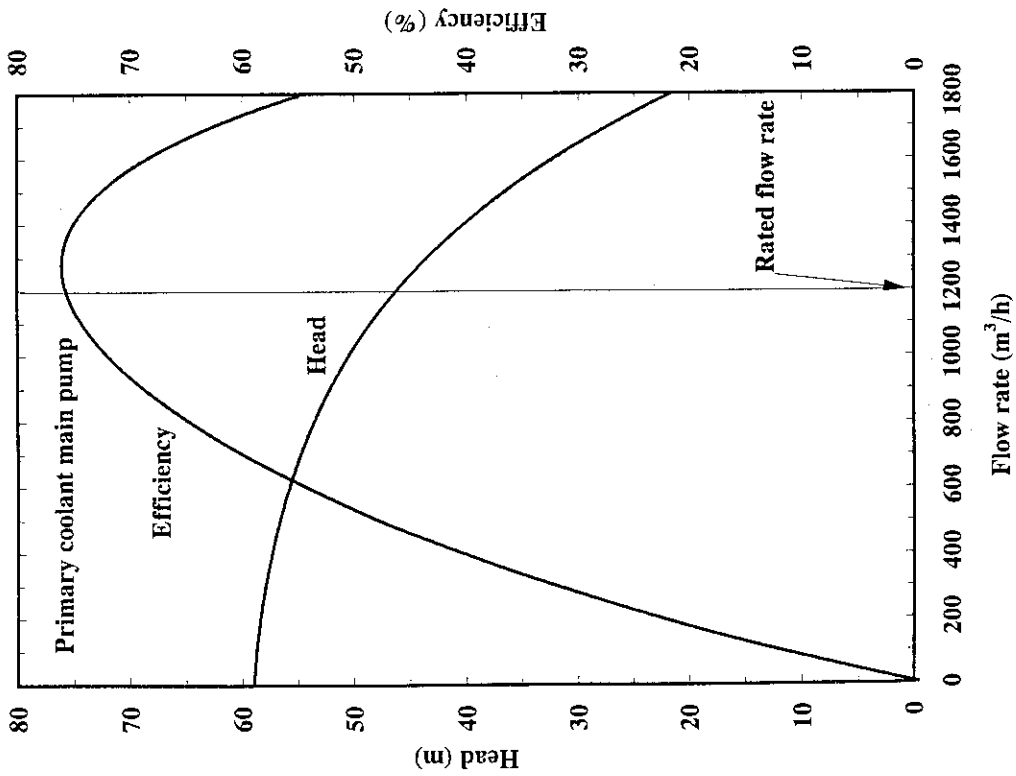


Fig.3.9.1 Primary coolant main pump characteristics curve

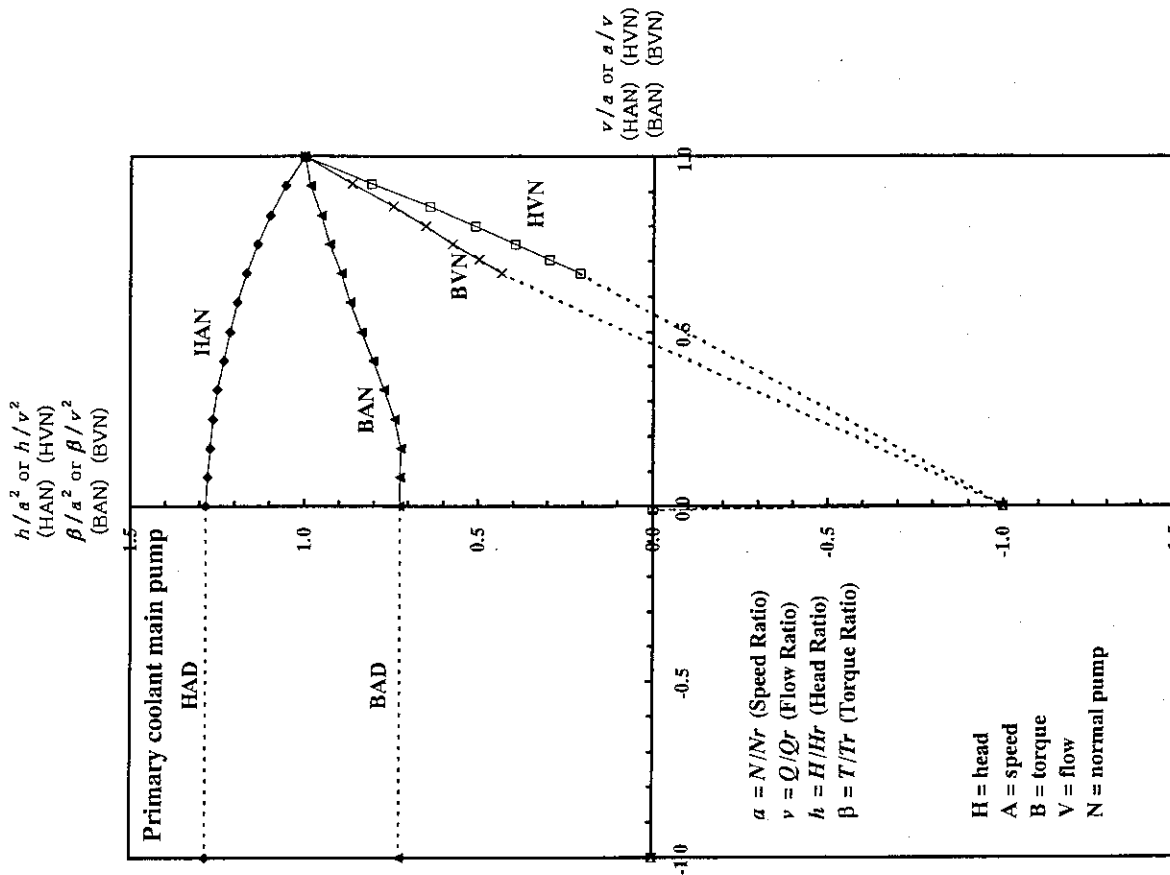


Fig. 3.9.4 Primary coolant main pump homologous curve

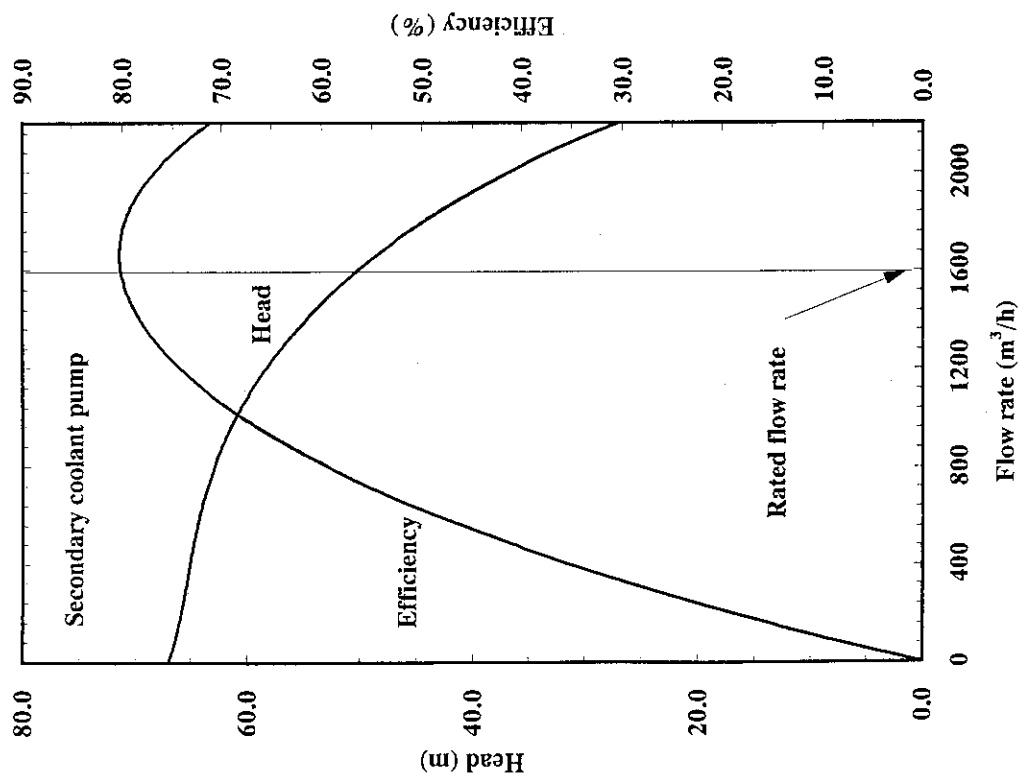


Fig. 3.9.3 Secondary coolant pump characteristics curve

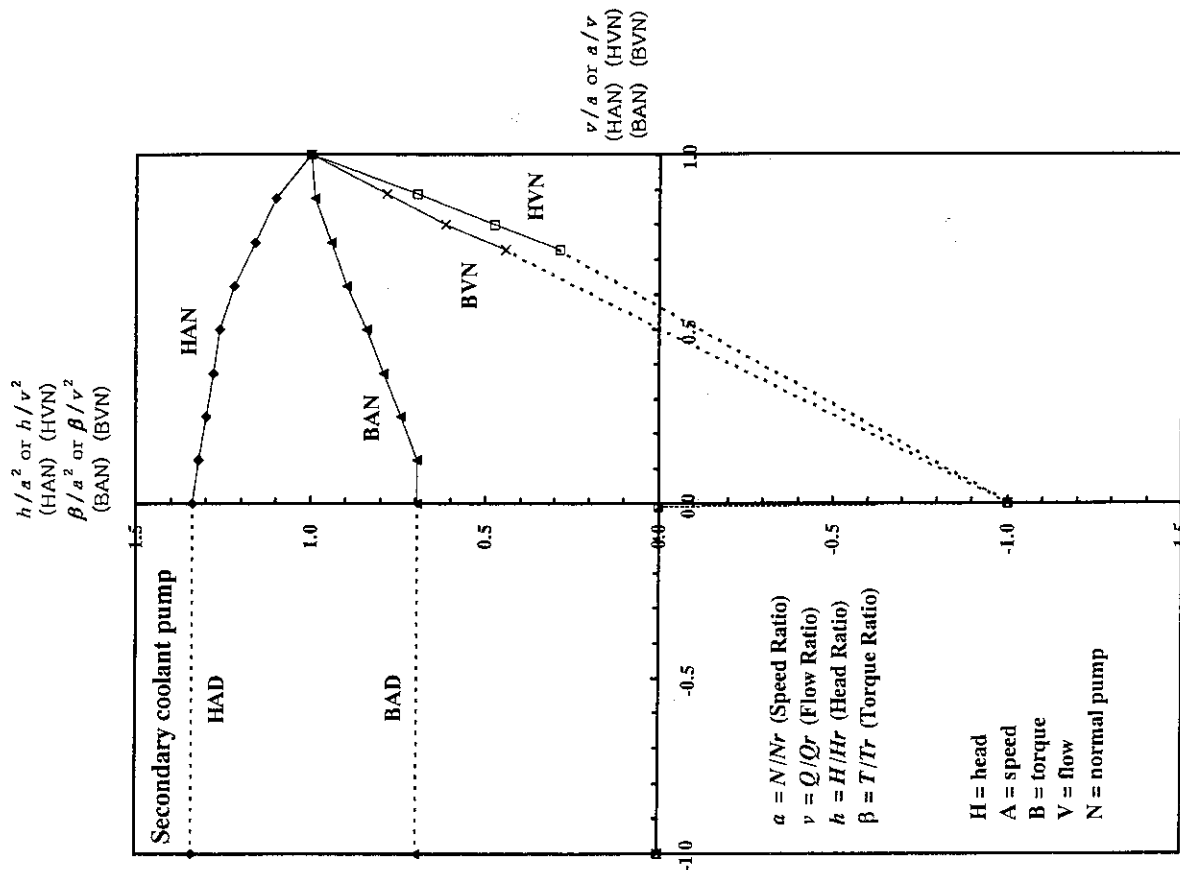


Fig. 3.9.6 Secondary coolant pump homologous curve

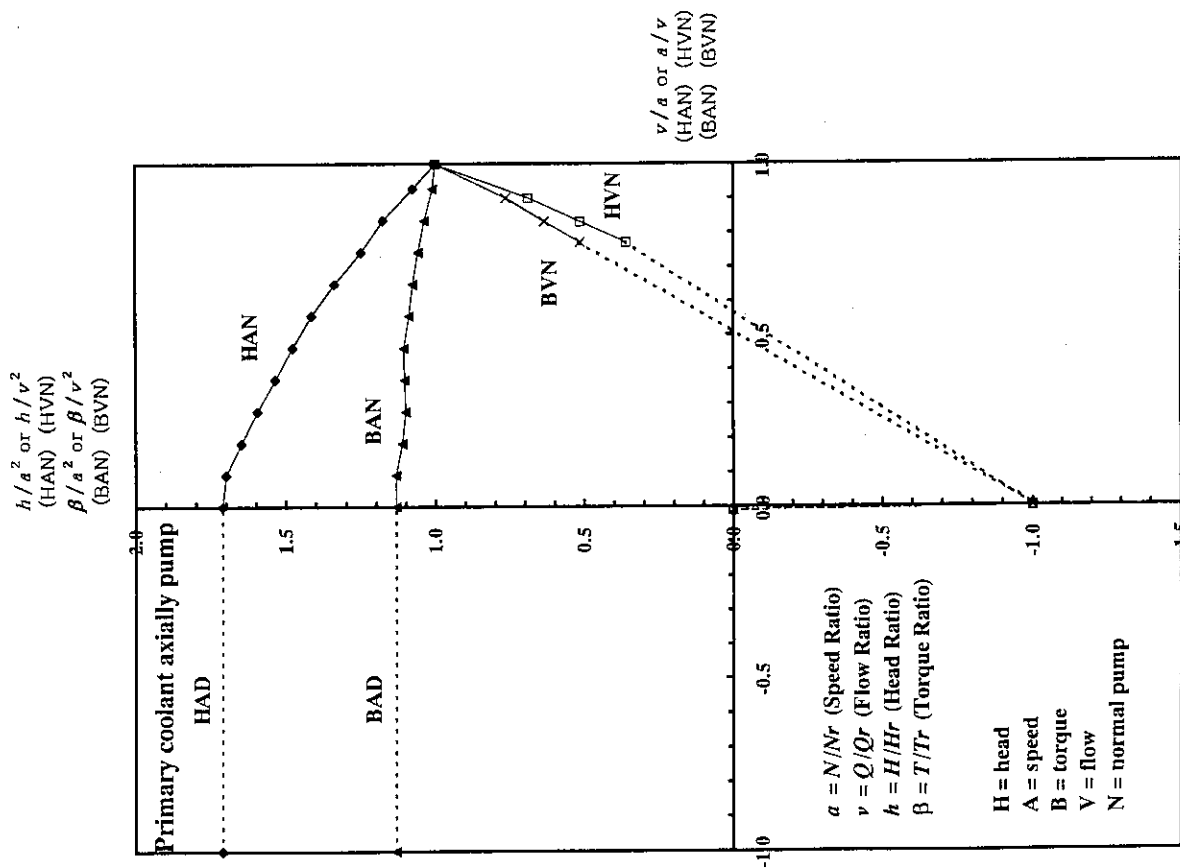


Fig. 3.9.5 Primary coolant axially pump homologous curve

## 3.10 熱交換器モデル

JRR-3の1次冷却系の熱交換器は、向流型熱交換器であり、2次冷却材は、直管伝熱管内を流れ、1次冷却材はFig.3.10.1に示すように胴内を蛇行する。この胴が上下二段で1ユニットを形成し、2ユニット並列に設置されている。Table 3.10.1に主な設計値を示す。定格流量運転時において熱交換器1ユニットの1次系圧力損失は、約10mである。

この熱交換器1次側のノード分割に際しては、次の点を考慮した。

(1) 熱交換器は、伝熱を考えなければ単なる大きな流動抵抗体であり、複雑な胴内流れを詳細に解析する必要はない。

(2) 1次冷却水保有量は十分大きく、定格出力運転時に、熱交換器の全除熱機能を喪失したとしても、炉心入口温度の上昇率は、約0.02 °C/sときわめて遅い。

(2)より、例えば、1次冷却材流量低下や1次冷却材主ポンプ軸固着事故等では、除熱能力低下の影響はほとんど問題にならず、一方、長時間にわたる事象では、準定常の熱バランスのみ考慮すればよい。このため、THYDE-Wの入力データでは、1個の胴内流路を2つのノードで模擬し、それ以上細分化しないこととした。同様にヒートスラブ及び2次側のノード分割も1胴につき2分割とした。

Table 3.10.1 Specification of Primary coolant heat exchanger

		Specification
Configuration		2 Body, 2 parallel
Body diameter		1650 mm
Body length		3298 mm
Tube	Outer diameter	19 mm
	Thickness	1.0 mm
	Length	3485 mm
	Number	2748 /1 shell
	Heat transfer area	1081 m <sup>2</sup> /2 shell
Primary coolant	Flow rate	1200 m <sup>3</sup> /h
	Inlet temp.	41.99 °C
	Outlet temp.	35.0 °C
Secondary coolant	Flow rate	1450 m <sup>3</sup> /h
	Inlet temp.	30.0 °C
	Outlet temp.	35.78 °C

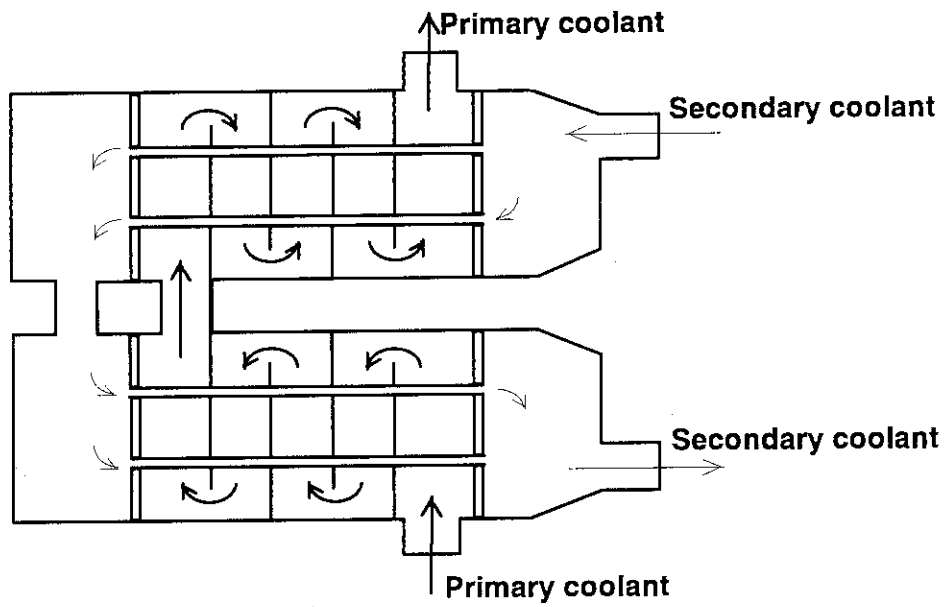


Fig.3.10.1 Flow path of primary coolant heat exchanger

3.11 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 3.11.1に示す。Table 3.11.2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<sup>(4)</sup>、JRR-3M<sup>(5)</sup>、JMTR<sup>(6)</sup>及びJRR-4<sup>(7)</sup>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>• <b>Re &lt; 2000</b></p> <p>1. Upward flow (mass flux <math>\geq 0.0</math>)</p> $h = \max\left(\frac{k}{De} 4.0, h_{\text{Collier}}\right)$ <p>Collier's correlation</p> $h_{\text{Collier}} = \frac{k}{De} 0.17 \text{Re}_f^{0.33} \text{Pr}_f^{0.43} \left\{ \frac{(\text{Pr}_t)_f}{(\text{Pr}_t)_w} \right\}^{0.25} \left\{ \frac{\rho^2 \beta De^3 (T_w - T_t)}{\mu^2 g_c} \right\}_f^{0.1}$ <p>2. Downward flow (mass flux &lt; 0.0)</p> $h = \frac{k}{De} 4.0$ <p>• <b>2000 <math>\leq</math> Re &lt; 2500</b></p> <p>1. Upward flow (mass flux <math>\geq 0.0</math>)</p> <p><math>h</math> 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 &lt; 0.0)</p> <p><math>h</math> is interpolated between <math>h = \frac{k}{De} 4.0</math> and the Dittus-Boelter's correlation corresponding to the Reynolds number.</p> <p>• <b>Re <math>\geq</math> 2500 [Upward and downward flow]</b></p> <p>Dittus-Boelter's correlation</p> $h = \frac{k}{De} 0.023 \text{Re}_b^{0.8} \text{Pr}_b^{0.4}$
Subcooled Nucleate Boiling	<p>Modified Chen's correlation to both upward and downward flow</p> $q = h_{\text{mic}} \Delta T_{\text{sat}} + h_{\text{mac}} (T_w - T_t)$ $h_{\text{mac}} = \frac{k}{De} 0.023 \text{Re}_b^{0.8} \text{Pr}_b^{0.4} F$ $h_{\text{mic}} = C \frac{(k_f / 0.86)^{0.79} (4186 C p_f)^{0.45} \rho_f^{0.49}}{(9.8\sigma)^{0.5} (9.8\mu_f)^{0.29} (4186 h_{fg})^{0.24} \rho_g^{0.24}} \Delta T_{\text{sat}}^{0.24} \Delta P^{0.75} S$ $C = 0.00122 \times 0.86 \times (9.8 \times 10^4)^{0.75}$ $F = 1.0$ $S = 1 / (1 + 0.12 \text{Re}'^{1.14}) \quad \text{Re}' < 32.5$ $S = 1 / (1 + 0.42 \text{Re}'^{0.78}) \quad 32.5 \leq \text{Re}' < 70.0$ $S = 0.080 \quad 70.0 \leq \text{Re}'$ $\text{Re}' = \frac{ G  De}{\mu_f g} \times 10^{-4}$



<p>Saturated Nucleate Boiling</p>	<p>• Upward flow and downward flow ----- Chen's correlation</p> $q = (h_{mic} + h_{mac}) \Delta T_{sat}$ $h_{mac} = \frac{k}{De} 0.023 \{Re_f (1-x)\}^{0.8} Pr_f^{0.4} F$ $F = 1.0 \quad 1/x_{tt} \leq 0.1$ $F = 2.35(1/x_{tt} + 0.213)^{0.736} \quad 1/x_{tt} > 0.1$ $\frac{1}{x_{tt}} = \left(\frac{x}{1-x}\right)^{0.9} \left(\frac{\rho_f}{\rho_g}\right)^{0.5} \left(\frac{\mu_f}{\mu_g}\right)^{0.1}$ $S = 1 / (1 + 0.12 Re'^{1.14}) \quad Re' < 32.5$ $S = 1 / (1 + 0.42 Re'^{0.78}) \quad 32.5 \leq Re' < 70.0$ $S = 0.080 \quad 70.0 \leq Re'$ $Re' = \frac{G(1-x)De}{\mu_f} \times F^{1.25} \times 10^{-4}$ <p>• Upward flow <math>G &gt; 271 \text{ kg/m}^2</math> under natural convection ----- Rohsenow's correlation</p> $q = \frac{g_c \mu_l h_{fg}}{\sqrt{\frac{\sigma}{\rho_l - \rho_g}}} \left( \frac{1}{0.0132 Pr} \frac{Cp_l \Delta T_{sat}}{h_{fg}} \right)^3$
<p>Transition Boiling</p>	<p>Bjornard and Griffith's correlation</p> $q = \delta q_{DNB} + (1-\delta) q_{MSFB}$ $\delta = \left( \frac{T_w - T_{MSFB}}{T_{w,DNB} - T_{MSFB}} \right)^2, \quad T_{MSFB} = T_{HN} + (T_{HN} - T_l) \sqrt{\frac{(\rho k Cp)_l}{(\rho k Cp)_w}}$ $T_{HN} = 324 \text{ }^\circ\text{C}, \quad q_{MSFB} = q_{FB} \quad (T = T_{MSFB})$
<p>Film Boiling</p>	<p>Modified Bromley's correlation</p> $q = C \left( \frac{3600 k_g^3 \rho_g (\rho_l - \rho_g) h'_{fg} (1-\alpha)}{\mu_g \lambda_c \Delta T_{sat}} \right)^{0.25} \Delta T_{sat}$ $h'_{fg} = h_{fg} \left\{ 1 + 0.5 \frac{Cp_g \Delta T_{sat}}{h_{fg}} \right\}, \quad \lambda_c = 2\pi \left( \frac{\sigma}{\rho_l - \rho_g} \right)^{0.5}, \quad C = 0.62$
<p>Superheated Vapor Convection</p>	<p>• <math>Re &lt; 2000</math></p> <p>1. Upward flow (mass flux <math>\geq 0.0</math>)</p> $h = \max\left(\frac{k}{De} 4.0, h_{Collier}\right)$ <p>Collier's correlation</p> $h_{Collier} = \frac{k}{De} 0.17 Re_f^{0.33} Pr_f^{0.43} \left\{ \frac{(Pr_l)_f}{(Pr_l)_w} \right\}^{0.25} \left\{ \frac{\rho^2 \beta De^3 (T_w - T_l)}{\mu^2 g_c} \right\}_f^{0.1}$ <p>2. Downward flow (mass flux <math>&lt; 0.0</math>)</p> $h = \frac{k}{De} 4.0$ <p>• <math>2000 \leq Re &lt; 2500</math></p> <p>1. Upward flow (mass flux <math>\geq 0.0</math>)</p> <p><math>h</math> 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 <math>&lt; 0.0</math>)</p> <p><math>h</math> is interpolated between <math>h = \frac{k}{De} 4.0</math> and the Dittus-Boelter's correlation corresponding to the Reynolds number.</p> <p>• <math>Re \geq 2500</math> [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 3.11.2 DNB heat flux correlations

(Unit system is MKS)

**1. Upward Flow**

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

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

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

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

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

**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 <sup>2</sup> 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
$\mu$	= 粘性係数, [kg s/m <sup>2</sup> ]	$v$	= 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]		
$\Delta P$	= $P_w - P_b$ , [kg/cm <sup>2</sup> ]		
$\Delta T$	= $T_w - T_{sat}$ , [°C]		
$q$	= 熱流束, [kcal/(m <sup>2</sup> h)] or [kcal/(m <sup>2</sup> s)]		
$P$	= 圧力, [kg/cm <sup>2</sup> ]		
$x$	= クオリティ, [-]		
$\rho$	= 密度, [kg/m <sup>3</sup> ]		
$G$	= 質量流量, [kg/m <sup>2</sup> s]		
$g_c$	= 重力加速度, [m/s <sup>2</sup> ]		
$\sigma$	= 表面張力, [kg/m]		
$A_{flow}$	= 流路面積, [m <sup>2</sup> ]		
$A_{slab}$	= 加熱面積, [m <sup>2</sup> ]		
$\beta$	= 膨張率, [1/°C]		

3.12 物性値

(1) 燃料芯材の熱容量( $C_p(U_3Si_2-Al)$ )<sup>(8),(9),(11)</sup>

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/cm<sup>3</sup> 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 3.12.1に示す。

Table 3.12.1 Volumetric heat capacity for fuel meat

Temperature [°C]	$C_p(U_3Si_2)$ [J/kg K]	$C_p(Al)$ [J/kg K]	Volumetric heat capacity ( $U_3Si_2-Al$ )	
			[MJ/m <sup>3</sup> K]	[kcal/m <sup>3</sup> °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<sup>(8),(9)</sup>

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、

$$32.0/4186 = 0.00764 [kcal/(s m °C)]$$

$$= 27.52 [kcal/(hr m °C)] \quad \text{温度によらず一定値とした。}$$

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<sup>(13)</sup>と比較しても、十分保守的な値である。

(3) 燃料芯材の密度<sup>(8),(9)</sup>

$$\rho = 12.2V_f + 2.7(1 - V_f - V_p)$$

$$= 12.2 \times 0.4368 + 2.7 \times (1 - 0.4368 - 0.08899) = 6.609 \left[ g / cm^3 \right]$$

$$= 6.609 \times 10^3 \left[ kg / m^3 \right]$$

(4) 燃料芯材の線膨張係数<sup>(10)</sup>

$$15.3 \times 10^{-6} [1/°C]$$

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<sup>(6),(10)</sup>

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 3.12.2に被覆材の熱容量（容積比熱）、熱伝導率及び密度を示す。

Table 3.12.2 Volumetric heat capacity and thermal conductivity for cladding

Temperature [°C]	Density [kg/m <sup>3</sup> ]	Cp(Al) [kcal/kg °C]	Volumetric heat capacity [kcal/m <sup>3</sup> °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<sup>(12)</sup>。

Table 3.9.3 Thermal expansion rate for cladding

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

## 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、これらの事象に包含さ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"> <li>・ 起動時における制御棒の異常な引抜き</li> <li>・ 出力運転中の制御棒の異常な引抜き</li> <li>・ 冷水導入による反応度付加</li> <li>・ 実験物等による反応度添加</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重水タンク内実験孔破損</li> </ul>
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材の流量低下</li> <li>・ 2次冷却材の流量低下</li> <li>・ 商用電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 自然循環弁の誤開放</li> <li>・ サイフォンブレイク弁の誤開放</li> <li>・ 1次冷却系弁の誤閉</li> <li>・ 2次冷却系弁の誤閉</li> <li>・ 1次系熱交換器伝熱管破損</li> </ul>
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"> <li>・ 該当なし</li> </ul>	
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"> <li>・ 重水タンク損傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水平実験孔管破損</li> <li>・ 重水熱交換器伝熱管破損</li> <li>・ 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）</li> </ul>

#### 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、これらの事象に含ま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"> <li>・ 1次冷却材ポンプ軸固着事故</li> <li>・ 2次冷却材ポンプ軸固着事故</li> <li>・ 炉心流路閉塞事故</li> </ul>	
冷却材喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材流出事故</li> </ul>	
廃棄物処理設備の破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 該当なし</li> </ul>	
主蒸気管又は蒸気発生器伝熱管の破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 該当なし</li> </ul>	
燃料取扱に伴う事故	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料落下（炉心又は公衆の放射線被曝に影響を与えないため代表事象とせず）</li> </ul>
制御棒の抜け出し等による事故	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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）</li> </ul>
その他必要と認められる事故	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重水漏えい事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ヘリウムカバーガス漏えい</li> <li>・ 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）</li> </ul>

#### 4.3 安全評価のために想定した冷却異常事象

本解析で想定する冷却異常事象は、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、原子炉の通常運転範囲を超えるような事象である。

JRR-3において冷却異常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、以下の運転時の異常な過渡変化3事象及び事故4事象の計7事象に集約することができる。

#### JRR-3シリサイド炉心の安全評価で選定した事象

運転時の異常な過渡変化（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



事故（原子炉冷却材の流出又は冷却状態の著しい変化）

- ④ 1次冷却材流出事故
- ⑤ 1次冷却材主ポンプ軸固着事故
- ⑥ 2次冷却材ポンプ軸固着事故

事故（環境への放射性物質の異常な放出）

- ⑦ 炉心流路閉塞事故

以上の運転時の異常な過渡変化及び事故事象のうち、本報告書では①～⑥について検討した。「⑦ 炉心流路閉塞事故」に関しては別途報告する。以下、上記①～⑥の各選定事象の発生原因、防止対策等について述べる。

#### 4.4 1次冷却材の流量低下

この過渡変化は、原子炉の定格出力運転中に電氣的故障等により1次冷却材主ポンプ2台のうち1台が停止して1次冷却材流量が低下して、その結果炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

1次冷却材主ポンプ1台が停止すると、1次冷却材流量はポンプのコストダウンにより減少するが、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とともに、1次冷却系設備の圧力上昇がないようにするため、次のような対策を講じている。電氣的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備及びポンプ等の設計、製作及び据付等において、諸規格、基準に適合するようにし、かつ供用期間中も含め品質管理や工程管理を十分に行うようにしている。1次冷却材主ポンプが停止し、1次冷却材流量が低下した場合には、安全保護系に設けた「1次冷却材流量低」及び「1次冷却材炉心出口温度高」のスクラム回路か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) 1次冷却材主ポンプ1台が停止する場合、1次冷却材流量のコストダウン曲線は、主ポンプの特性を考慮し、かつ、モーターのファンや軸受けの摩擦による制動トルクを無視したものとする。本解析では、主ポンプNo.1の故障を仮定し、事象発生と同時にコストダウンを開始するものとする。他のポンプ（主ポンプNo.2）は、定格運転を継続するものとする。
- (3) 単一故障として1次冷却材補助ポンプ1台の停止を仮定し、他の1台は定格運転を継続するものとする。
- (4) 1次冷却材流量が定格の85%以下になったとき、単一故障を考慮した「1次冷却材流量低」の信号により、原子炉を自動停止するものとする。

- (5) 1次冷却材の流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとする。

#### 4.5 2次冷却材の流量低下

この過渡変化は、原子炉の定格出力運転中に電氣的故障等により2次冷却材ポンプが1台停止し、2次冷却材流量の低下を引き起こし、1次冷却材温度が上昇する場合を想定する。

2次冷却材ポンプ1台が停止すると、2次冷却材流量はポンプのコストダウンにより減少し、1次冷却材熱交換器の除熱能力が低下する。1次冷却材温度が異常に上昇する場合には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とともに、1次冷却系設備の圧力上昇がないようにするため、次のような対策を講じている。電氣的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備及びポンプ等の設計、製作及び据付等において、諸規格、基準に適合するようにし、かつ供用期間中も含め品質管理や工程管理を十分に行うようにし、2次冷却材ポンプが故障等により停止しないように十分配慮している。2次冷却材ポンプの停止により、1次冷却材熱交換器の除熱能力が低下し1次冷却材温度が異常に上昇した場合には、安全保護系に設けた「1次冷却材炉心出口温度高」のスクラム回路か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) 2次冷却材ポンプ1台が停止する場合、2次冷却材流量のコストダウン曲線は、ポンプの特性を考慮し、かつ、モーターのファンや軸受けの摩擦による制動トルクを無視したものとす。本解析では、2次冷却材ポンプNo.1の故障を仮定し、事象発生と同時にコストダウンを開始するものとする。他のポンプ（2次冷却材ポンプNo.2）は、定格運転を継続するものとする。
- (3) 1次冷却材ポンプは、主ポンプ2台及び補助ポンプ1台は、定格運転とし、残りの補助ポンプ1台については、単一故障を仮定し停止するものとする。
- (4) 1次冷却材炉心出口温度が50℃になったとき、単一故障を考慮した「1次冷却材炉心出口温度高」の信号により、原子炉を自動停止するものとする。
- (5) 2次冷却材の流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとする。

#### 4.6 商用電源喪失

この過渡変化は、本原子炉の定格出力運転中、送電系統の故障や所内電気設備の故障などにより、商用電源が喪失し、1次冷却系、2次冷却系の流量喪失が起こり、その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が異常上昇するおそれのある場合を想定する。

商用電源が喪失した場合には、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とともに、1次冷却系設備の圧力上昇がないようにするため、次のような対策を講じている。商用電源が喪失した場合には、喪失と同時に非常用電源設備により、安全上重要な機器の電源を確保するとともに、引き続き1次冷却材補助ポンプの電源を確保し、長期的な炉心冷却に備えている。安全保護系に設けた「電源電圧異常」、「1次冷却材流量低」及び「1次冷却材炉心出口温度高」のスクラム回路からの信号により、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) 商用電源喪失と同時に1次冷却材主ポンプ及び2次冷却材ポンプは停止し、原子炉は「電源電圧異常」によりスクラムする。また、1次冷却材補助ポンプは作動し続け、その特性に従って流量が増加し、1次冷却材流量の定格値の約11%の1次冷却材流量を確保するものとする。
- (3) 1次冷却材主ポンプ及び2次冷却材ポンプが停止する場合、1次冷却材流量及び2次冷却材流量のコストダウン曲線は、それぞれのポンプの特性を考慮し、かつ、モーターのファンや軸受けの摩擦による制動トルクを無視したものとする。
- (4) 単一故障として1次冷却材補助ポンプ1台の停止を仮定し、他の1台は定格運転を継続するものとする。ただし、この補助ポンプは事象発生後3時間に、運転員が計画停止するものとする。この時、同時に自然循環弁を手動で開くものとする。補助ポンプは、停止と同時にコストダウンを開始する。炉心部では、補助ポンプ停止に伴って、流れが下向流から上昇流に転じ、以後自然循環による炉心冷却モードとなる。この時、原子炉プールからの除熱、例えば大気への放熱等は考慮しない。よって、解析では、準定常的自然循環が確立することを確認するのみで、以後長時間の計算は実施しないものとする。
- (5) 1次冷却材熱交換器から2次冷却材への伝熱は無視する。
- (6) 原子炉は、商用電源喪失と同時に単一故障を考慮した「電源電圧異常」によりスクラムするものとする。
- (7) 1次冷却材及び2次冷却材の流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとする。

#### 4.7 1次冷却材流出事故

この事故は、原子炉の定格出力運転中に、実際に予測し難い原因で、1次冷却系配管に亀裂などが発生し、1次冷却材が多量に流出し、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇し、炉心に悪影響を及ぼすおそれのある場合を想定する。

1次冷却材流出事故が発生した場合には、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、この事故は安全に終止できるようにしている。

この事故の発生を防止するか、または万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、1次冷却系設備の圧力上昇がないようにするため、次のような対策を講じている。1次冷却系配管材料は、腐食されにくいステンレス鋼を使用し、設計、製作及び据付等において、諸規格、基準に適合させるようにし、かつ供用期間中も含め品質管理を十分に行うようにしている。1次冷却系配管は、毎運転サイクルの起動前に点検を行い漏水等のないことを確認するようにしている。また、定期的に健全性確認のための検査を行っている。さらに、水平実験孔や制御棒駆動案内管等原子炉プールバウンダリの貫通部は水密構造とするとともに、原子炉プール水の漏えいを検知するための漏えい検出器を設けている。原子炉の運転中に漏水があった場合には、1次冷却材の流量低下または原子炉プールの水位低下を生じ、安全保護系に設けた「1次冷却材流量低」及び「原子炉プール水位低」のスクラム回路からの信号により原子炉を自動停止するようにしている。原子炉プール水位がさらに低下した場合、「原子炉プール水位低低」の信号で自動的にサイフォンブレイク弁を開き、原子炉プールからの1次冷却材の喪失を防止するようにしている。万一、サブパイルルーム内に漏えいしたとしても、これを防止するために扉は水密構造となっている。

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) 事故の初期状態として、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) 1次冷却系配管のうち、主ポンプ入口側550A配管に漏えい口が発生するものとする。破断位置として主ポンプ吸込側を選択した理由は、初期定常圧力が大気圧以下（負圧）であり、破断に伴って大気を吸い込み、ポンプが機能を喪失することが想定されることによる。この場合、主ポンプの機能が低下して炉心冷却が低下することが考えられる。ただし、主ポンプの機能が低下し、1次冷却系流量が減ると炉心部での圧力損失が減り破断点では負圧から正圧に転じ、大気の吸い込みから1次冷却材の流出へと転ずる。このため、主ポンプ機能は、再び回復し、大気の吸い込みが始まる。この脈動を繰り返しながら原子炉プール水位は低下することが想定される。しかしながら、本解析では、破断発生と同時に主ポンプ2台の機能喪失を仮定する。この時、1次冷却系流量は減少するため、補助ポンプの機能喪失はないものとする。ただし、補助ポンプ1台は、単一故障の仮定により停止するものとする。
- (3) 低温、低圧条件下では仮に初期き裂があり、疲労によりき裂が成長した場合を仮定しても、その大きさは $D/4$ より十分小さいものと考えられるが、ここでは厳しい解析結果を得るために $D/4$ のスプリット状の漏えい口が発生すると仮定し、その面積を $13 \text{ cm}^2$ とする（ただし、 $D$ ：配管の外径、 $t$ ：配管の肉厚）。
- (5) 事故発生後、直ちに1次冷却材主ポンプの能力低下によって、1次冷却材流量は1次冷却材主ポンプの特性に従ってコーストダウンし、安全保護系に設けた「1次冷却材流量低」のス

スクラム回路からの信号により原子炉を自動停止する。主ポンプの機能喪失は、電源喪失に伴うコーストダウンで模擬できるものと仮定する。

- (6) 「原子炉プール水位低低」(通常水位-300 cm)の水位でサイフォンブレイク弁及び自然循環弁が開放し、水位がサイフォンブレイク水位(通常水位-410 cm)に達すると、1次冷却材の流出はなくなるものとする。この場合、サイフォンブレイク弁の単一故障を仮定するとともに商用電源喪失も考慮する。
- (7) 漏えい口における1次冷却材の放出係数は1.0とし、その開口は瞬時に起るものとする。
- (8) 1次冷却材の流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとする。

#### 4.8 1次冷却材主ポンプ軸固着事故

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

1次冷却材主ポンプ1台が瞬時に停止すると、1次冷却材流量は急激に減少するが、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、この事故は安全に終了できるようにしている。

この事故の発生を防止するか、または万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、1次冷却系設備の圧力上昇がないようにするため、次のような対策を講じている。1次冷却材主ポンプの材料選定、設計、製作及び据付等において、諸規格、基準に適合させるようにし、かつ供用期間中も含め品質管理を十分に行うようにしている。1次冷却材主ポンプの軸が固着した場合は、安全保護系に設けた「1次冷却材主ポンプ停止」、「1次冷却材流量低」及び「1次冷却材炉心出口温度高」のスクラム回路からの信号で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) 事故の初期状態として、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) 1次冷却材主ポンプが軸固着を起こすと、直ちに1次冷却材主ポンプの電源が過電流状態となり、「1次冷却材主ポンプ停止」の信号で原子炉は自動停止するものとする。
- (3) 1次冷却材主ポンプが軸固着を起こすと同時に、ポンプの回転数が瞬時に0となるものとする。軸固着は、主ポンプNo.1で発生し、主ポンプNo.2は、定格運転を継続するものとする。
- (4) 1次冷却材主ポンプ出口側の逆止弁は流量が0になってから約0.2秒後に、完全に閉塞するものとする。
- (5) 単一故障として1次冷却材補助ポンプ1台の停止を仮定し、他の1台は定格運転を継続するものとする。
- (6) 1次冷却材の流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィード

バックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとする。

#### 4.9 2次冷却材ポンプ軸固着事故

この事故は、原子炉の定格出力運転中に、何らかの要因で、1台の2次冷却材主ポンプの回転軸が瞬間的に固着することにより、2次冷却材流量が減少し、その結果、1次冷却材温度の上昇によって、炉心の冷却能力低下を引き起こすおそれのある場合を想定する。

2次冷却材ポンプ1台が瞬時に停止すると、2次冷却材流量は急激に減少し、1次冷却材熱交換器の除熱能力が低下する。1次冷却材温度が異常に上昇する場合には安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、この事故は安全に終了できるようにしている。

この事故の発生を防止するか、または万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、1次冷却系設備の圧力上昇がないようにするため、次のような対策を講じている。2次冷却材主ポンプの材料選定、設計、製作及び据付等において、諸規格、基準に適合させるようにし、かつ供用期間中も含め品質管理を十分に行うようにしている。ポンプ軸が固着した場合、「2次冷却材ポンプ停止」の警報を発し、さらに2次冷却材流量が低下して、「2次冷却材流量低」の警報を発するようにしている。2次冷却材の流量低下に伴い、1次冷却材温度が異常に上昇する場合は、安全保護系に設けた「1次冷却材炉心出口温度高」のスクラム回路か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) 事故の初期状態として、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) 2次冷却材ポンプが1台が軸固着を起こすと同時に、ポンプの回転数が瞬時に0となるものとする。軸固着は、2次冷却材ポンプNo.1で発生し、ポンプNo.2は、定格運転を継続するものとする。
- (3) 1次冷却材炉心出口温度が50°Cになったとき原子炉はスクラムするものとする。ただし、スクラム設定値まで、炉心出口温度が達しない場合は、新たな定常状態に落ち着く事を確認して解析を終了するものとする。
- (4) 1次冷却材及び2次冷却材の流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとする。
- (5) 1次冷却系の補助ポンプ1台は、単一故障を仮定して停止し、他の1台は定格回転を継続するものとする。

## 5. 冷却異常事象の解析

## 5.1 1次冷却材の流量低下

## 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.5.1.3に解析により得た冷却材流量、原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化を示す。停止する主ポンプ(No.1)の流量は1.75秒後に0となり、他のポンプ(No.2)の流量は定格値の142%に増加する。主ポンプ停止により炉心流量が低下し、0.97秒後に定格値の85%で原子炉はスクラムする。過渡変化発生後、DNBRは1.51秒で約1.99の最小値に達するが、それ以降はスクラムにより原子炉出力が速やかに低下するため上昇する。燃料芯材最高温度及び燃料板表面最高温度は1.46秒後に、それぞれ118.1℃及び111.0℃に達する。また、1次冷却材最高温度は1.56秒後に68.8℃となる。

Table 5.1.1 Analysis results of Primary coolant main pump failure and flow coast down

	Scram set point Primary coolant flow rate (%)	Time at scram (sec)	Maximum coolant temperature (°C)	Maximum fuel surface temperature (°C)	Maximum fuel meat temperature (°C)	Minimum DNBR (-)
Base case	85 % of normal flow rate	0.97	68.8	111.0	118.1	1.99

## 5.2 2次冷却材の流量低下

## 5.2.1 ベースケース

解析結果をTable 5.2.1に示す。また、Fig.5.2.1～Fig.5.2.4に解析により得た冷却材流量、原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化を示す。停止するポンプ(No.1)の流量は0.61秒後に0となり、他のポンプ(No.2)の流量は定格値の129%に増加する。2次冷却材の流量低下後、1次冷却材炉心出口温度は徐々に上昇するが、44.8℃の一定値に達するのみで、スクラム設定点(50℃)に至らない。過渡変化発生後、DNBRは初期の2.49からやや低下し、一定値2.39に達する。過渡期間中の最小DNBRは2.39である。また、燃料芯材最高温度及び燃料板表面最高温度はそれぞれ108.4℃及び101.2℃である。また、1次冷却材最高温度は64.0℃である。

Table 5.2.1 Analysis results of Secondary coolant pump failure and flow coast down

	Scram set point Core outlet coolant temperature (°C)	Time at scram (sec)	Maximum coolant temperature (°C)	Maximum fuel surface temperature (°C)	Maximum fuel meat temperature (°C)	Minimum DNBR (-)
Base case	50	-	64.0	101.2	108.4	2.39

### 5.3 商用電源喪失

#### 5.3.1 ベースケース

解析結果をTable 5.3.1に示す。また、Fig.5.3.1～Fig.5.3.5に解析により得た冷却材流量、原子炉出力、燃料温度、DNBR等の過渡変化を示す。1次冷却材主ポンプの流量は、主ポンプの特性に従ってコーストダウンし、それとともに、1次冷却材補助ポンプ側の逆止弁が開き、1次冷却材補助ポンプによる流量が増加し、1次冷却材の定格流量の約11%の流量（1次冷却材主ポンプ1台の定格流量の約22%の流量）に達する。

DNBRは、0.16秒後に最小値2.48となり、その後は原子炉出力がスクラムにより急速に低下するため、補助ポンプを停止するまでは2.48を下まわることはない。原子炉停止後3時間で、1次冷却材補助ポンプを停止させた場合、炉心における冷却材の流れが下向流から上昇流に転ずる時に流量が0となるが、この場合においてもDNBRは3.99である。また、燃料芯材最高温度及び燃料板表面最高温度はそれぞれ0.11秒後に、106.7℃及び99.4℃となる。また、1次冷却材最高温度は炉心における冷却材の流れが下向流から上昇流に転ずる180分48秒後に79.9℃となる。

Table 5.3.1 Analysis results of Loss of commercial electric power supply

	Scram set point Power supply failure	Time at scram	Maximum coolant temperature	Maximum fuel surface temperature	Maximum fuel meat temperature	Minimum DNBR
	(-)	(sec)	(°C)	(°C)	(°C)	(-)
Base case		0.0	79.9	99.4	106.7	2.48

### 5.4 1次冷却材流出事故

#### 5.4.1 ベースケース

解析結果をTable 5.4.1に示す。また、Fig.5.4.1～Fig.5.4.5に解析により得た冷却材流量、原子炉出力、燃料温度、DNBR等の事故発生後の変化を示す。事故発生後、1次冷却材主ポンプは直ちに停止し炉心流量は低下するが、1次冷却材補助ポンプにより炉心の冷却能力は維持される。原子炉は、0.68秒後「1次冷却材流量低」の信号によりスクラムする。

その後、1次冷却材の流出により、原子炉プールの水位が低下し、61分後に「原子炉プール水位低低」（通常水位 -300 cm）のレベルに達し、サイフォンブレイク弁及び自然循環弁が開放する。更に、86分後にサイフォンブレイク水位（通常水位 -410 cm）に達し、1次冷却材の流出が止まり、炉心流量も停止し、自然循環冷却に移行する。この事故における燃料芯材最高温度及び燃料板表面最高温度は1.2秒後に、それぞれ119.8℃及び113.0℃に、最小DNBRは1.2秒後に1.89となる。また、1次冷却材最高温度は自然循環冷却に移行する87分46秒後に80.7℃となる。



Table 5.4.1 Analysis results of Effluent of primary coolant due to pipe rupture

	Scram set point Primary coolant flow rate (%)	Time at scram (sec)	Maximum coolant temperature (°C)	Maximum fuel surface temperature (°C)	Maximum fuel meat temperature (°C)	Minimum DNBR (-)
Base case	85 % of normal flow rate	0.68	80.7	113.0	119.8	1.89

## 5.5 1次冷却材主ポンプ軸固着事故

## 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に解析により得た冷却材流量、原子炉出力、燃料温度、DNBR等の事故発生後の変化を示す。1次冷却材主ポンプの回転軸が固着した場合、事故発生後0.23秒後に、このポンプの流量が0となり、0.44秒後に逆止弁は完全に閉塞する。原子炉は事故発生後0.4秒の遅れでスクラムする。また、この場合の燃料芯材最高温度は及び燃料板表面最高温度は0.54秒後に、それぞれ119.5°C及び112.6°Cとなる。最小DNBRは0.54秒後に1.92である。また、1次冷却材最高温度は0.62秒後に69.8°Cとなる。

Table 5.5.1 Analysis results of Primary coolant main pump abrupt failure without coast down

	Scram set point Failure of Primary coolant main pump (-)	Time at scram (sec)	Maximum coolant temperature (°C)	Maximum fuel surface temperature (°C)	Maximum fuel meat temperature (°C)	Minimum DNBR (-)
Base case	-	0.0	69.8	112.6	119.5	1.92

## 5.6 2次冷却材ポンプ軸固着事故

## 5.6.1 ベースケース

解析結果をTable 5.6.1に示す。また、Fig.5.6.1～Fig.5.6.4に解析により得た冷却材流量、原子炉出力、燃料温度、DNBR等の事故発生後の変化を示す。2次冷却材流量低下後、1次冷却材炉心出口温度は徐々に上昇するが、44.8°Cの一定値に達するのみで、スクラムに至らない。燃料芯材最高温度は初期の106.7°Cから108.4°Cに上昇するにすぎない。最小DNBRは初期の2.49から2.39にわずかに低下するのみである。また、1次冷却材最高温度は64.1°Cである。

Table 5.6.1 Analysis results of Secondary coolant pump abrupt failure without coast down

	Scram set point Core outlet coolant temperature (°C)	Time at scram (sec)	Maximum coolant temperature (°C)	Maximum fuel surface temperature (°C)	Maximum fuel meat temperature (°C)	Minimum DNBR (-)
Base case	50	-	64.1	101.2	108.4	2.39

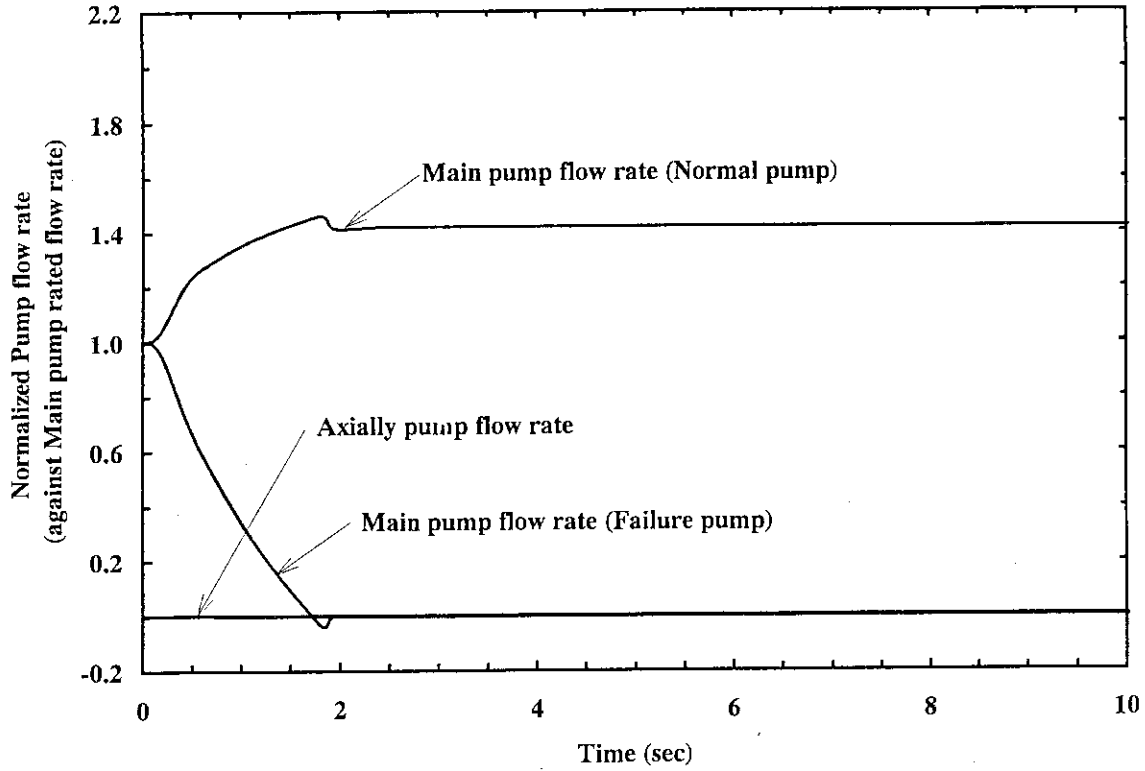


Fig.5.1.1 Transient of Pump flow rates  
(Primary coolant main pump failure and flow coast down : Base case)

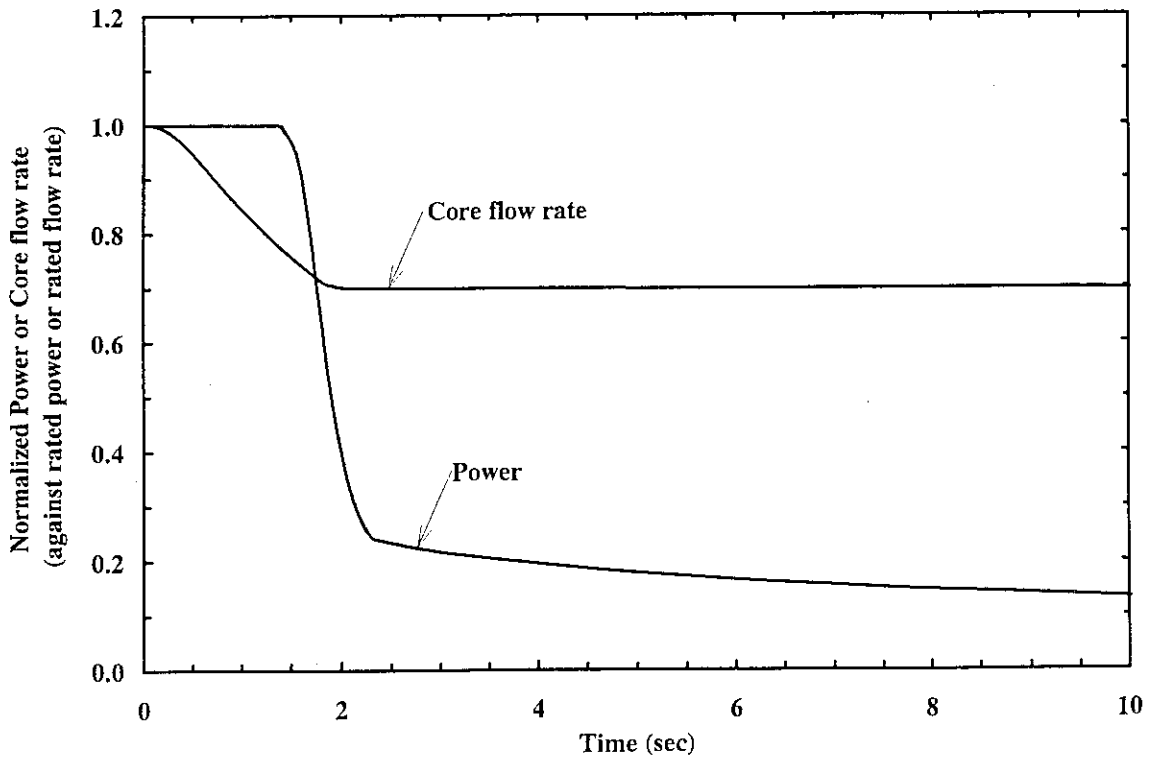


Fig.5.1.2 Transient of Core flow rate and Power  
(Primary coolant main pump failure and flow coast down : Base case)

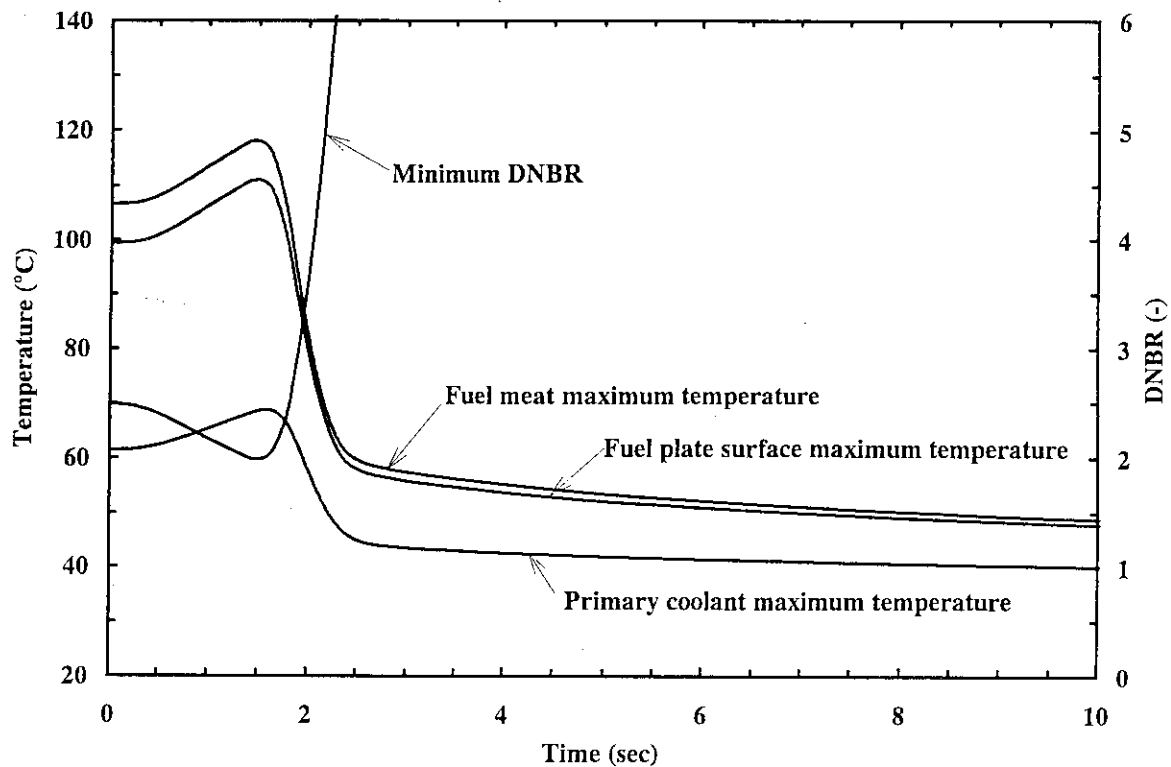


Fig.5.1.3 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperature and Minimum DNBR  
 (Primary coolant main pump failure and flow coast down : Base case)

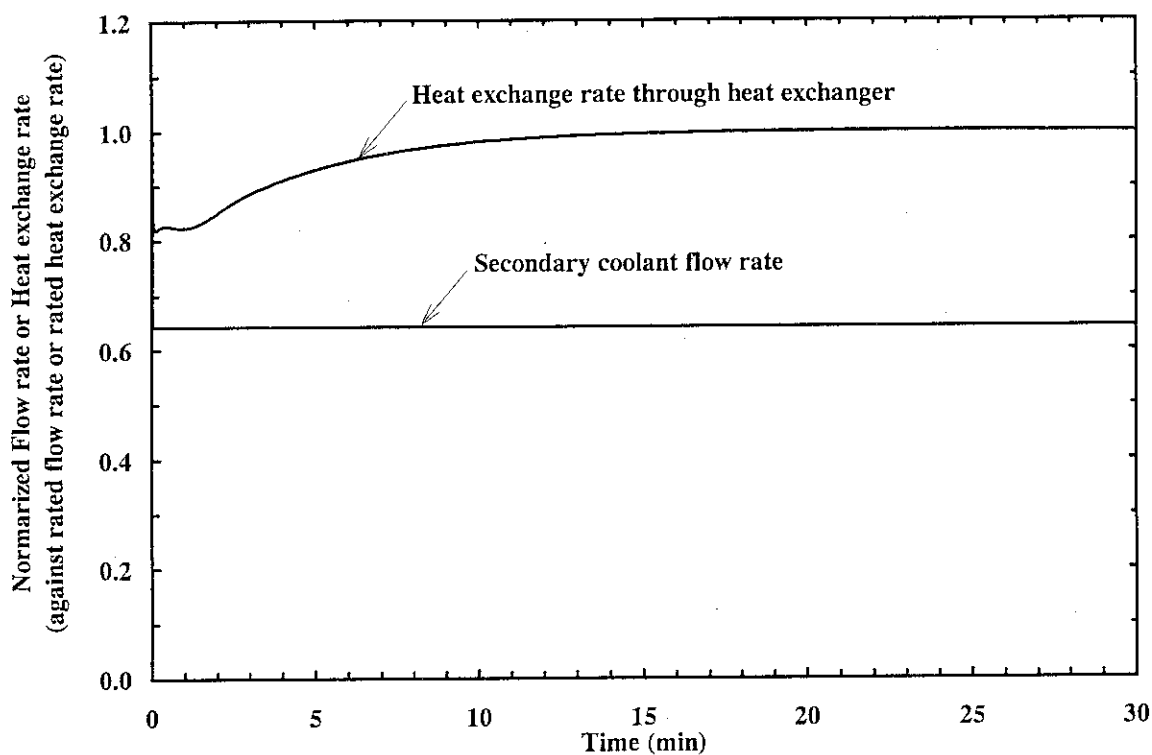


Fig.5.2.1 Transient of Heat exchange rate and Secondary coolant flow rate  
(Secondary coolant pump failure and flow coast down : Base case)

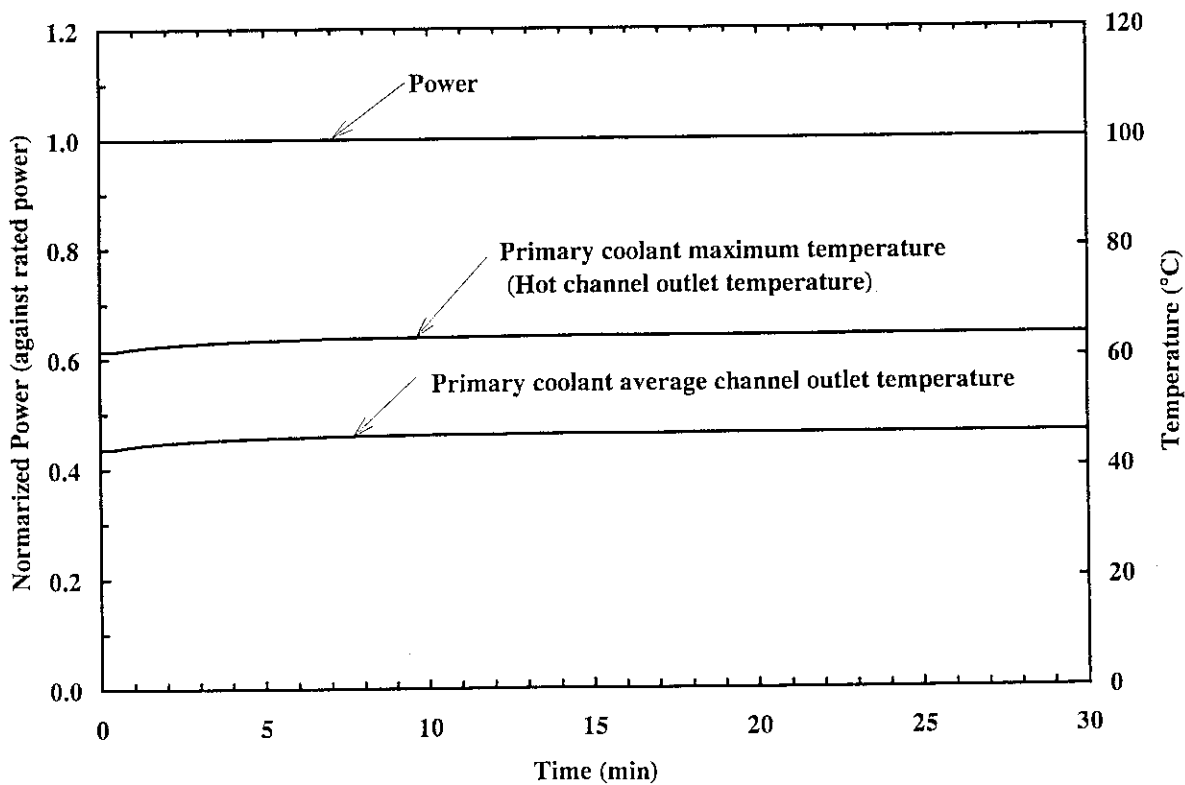


Fig.5.2.2 Transient of Power and Primary coolant temperatures  
(Secondary coolant pump failure and flow coast down : Base case)

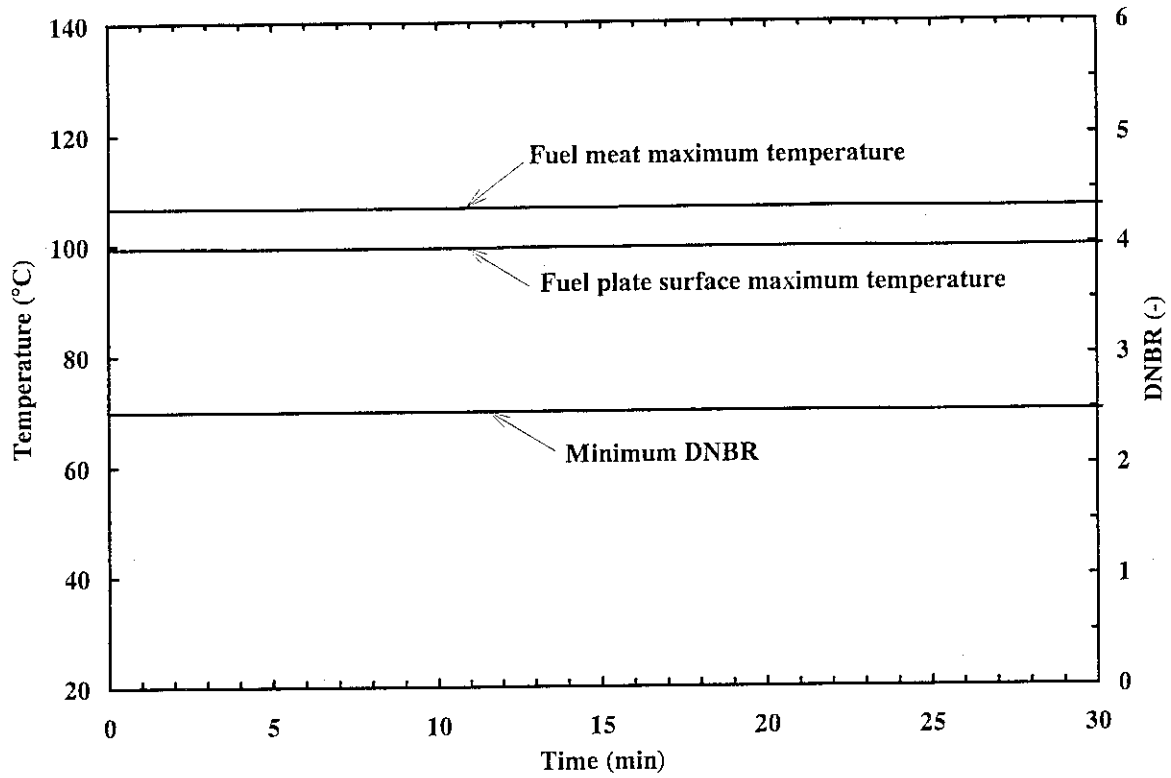


Fig.5.2.3 Transient of Fuel temperatures and Minimum DNBR  
(Secondary coolant pump failure and flow coast down : Base case)

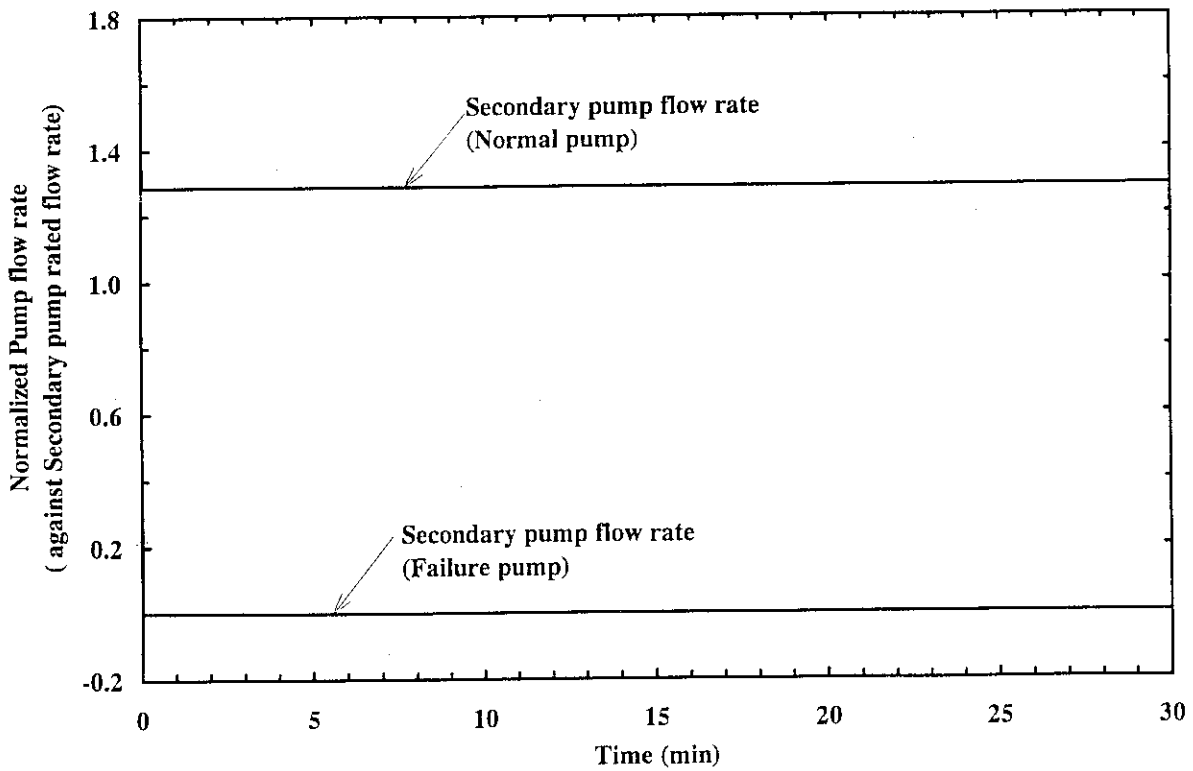


Fig.5.2.4 Transient of Secondary pump flow rates  
(Secondary coolant pump failure and flow coast down : Base case)

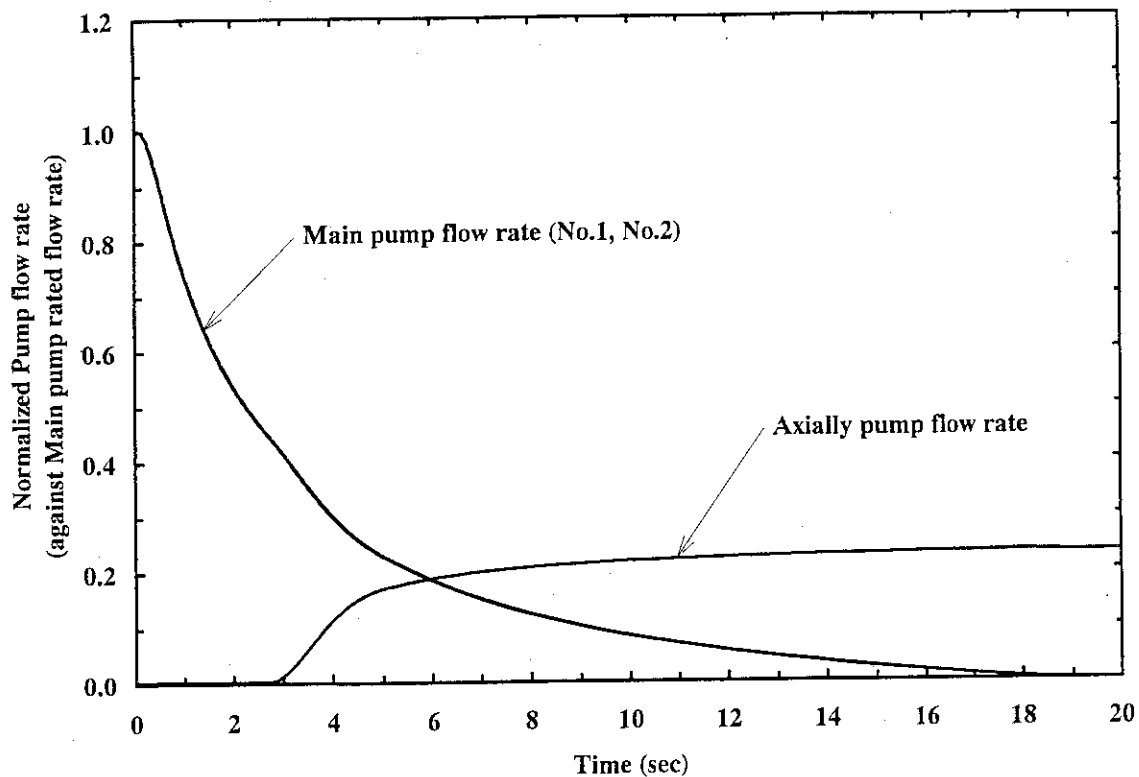


Fig.5.3.1 Transient of Pump flow rates  
(Loss of commercial electric power supply : Base case)

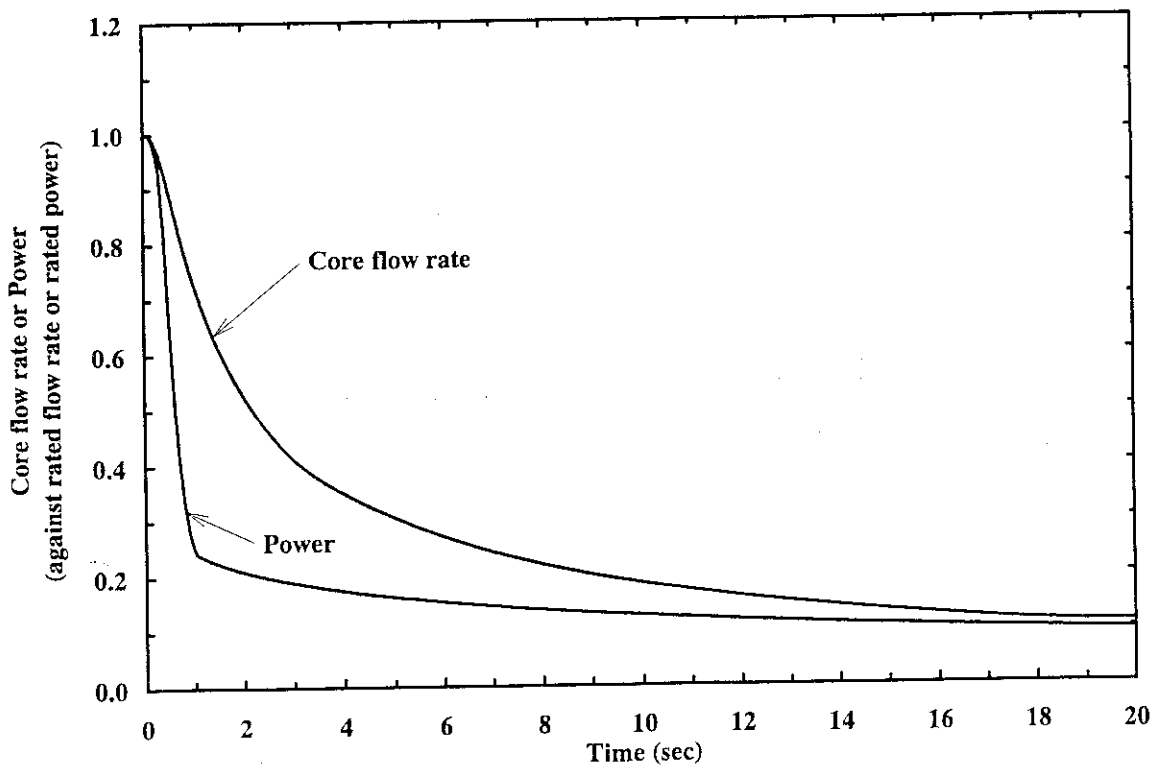


Fig.5.3.2 Transient of Core flow rate and Power  
(Loss of commercial electric power supply : Base case)

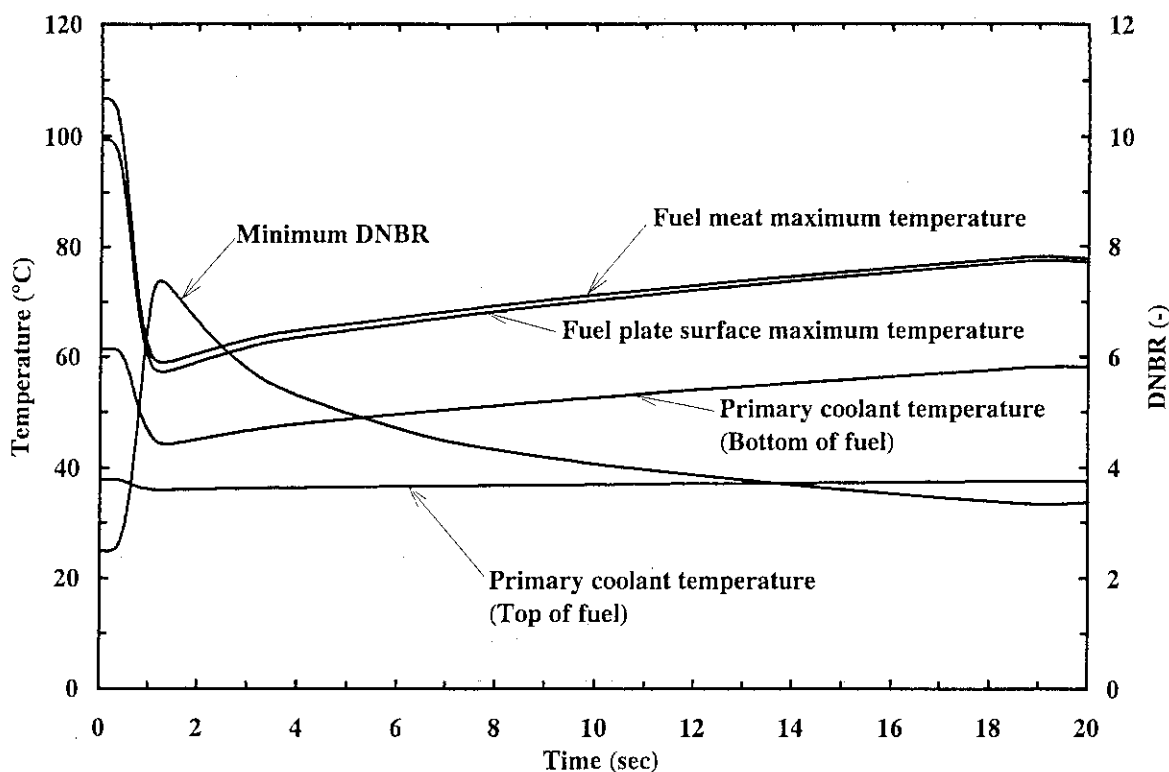


Fig.5.3.3 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperatures and Minimum DNBR, Just after the transient begins (Loss of commercial electric power supply : Base case)

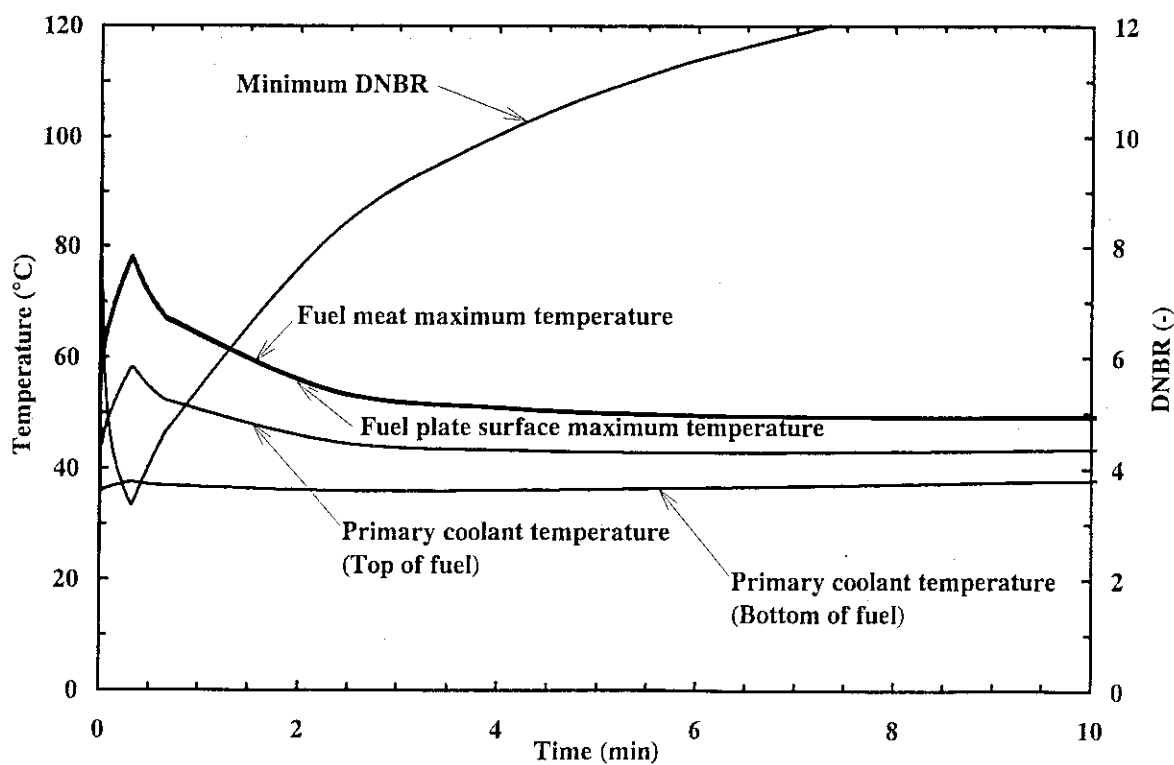


Fig.5.3.4 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperatures and Minimum DNBR, From the beginning of the transient to 10 minutes after the transient begins (Loss of commercial electric power supply : Base case)

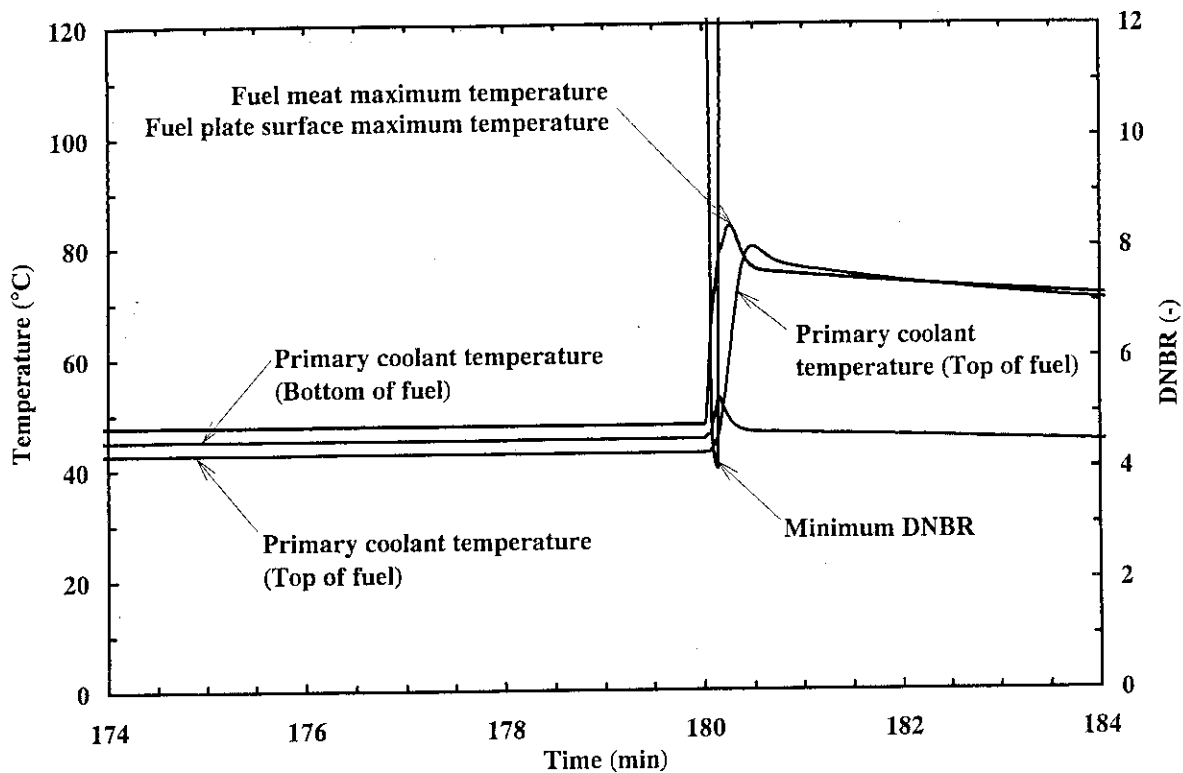


Fig.5.3.5 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperatures and Minimum DNBR, Around the flow reversal in the hot channel (Loss of commercial electric power supply : Base case)



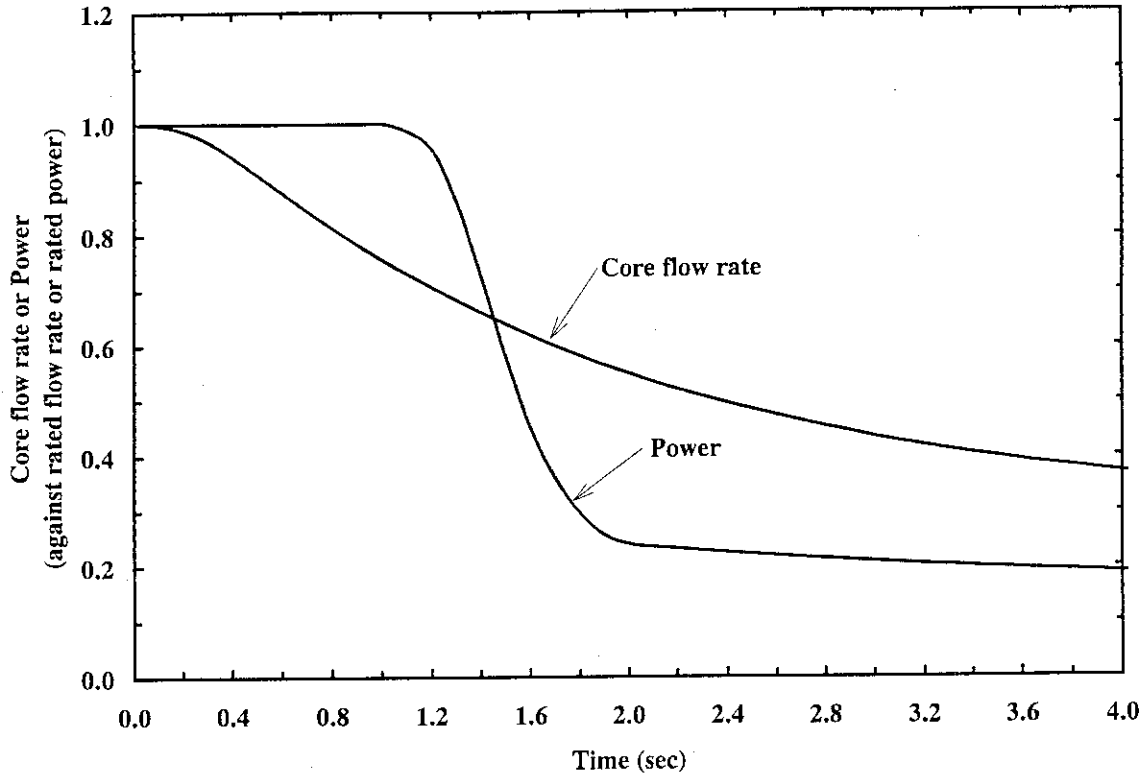


Fig.5.4.1 Transient of Pump flow rates  
(Effluent of primary coolant due to pipe rapture : Base case)

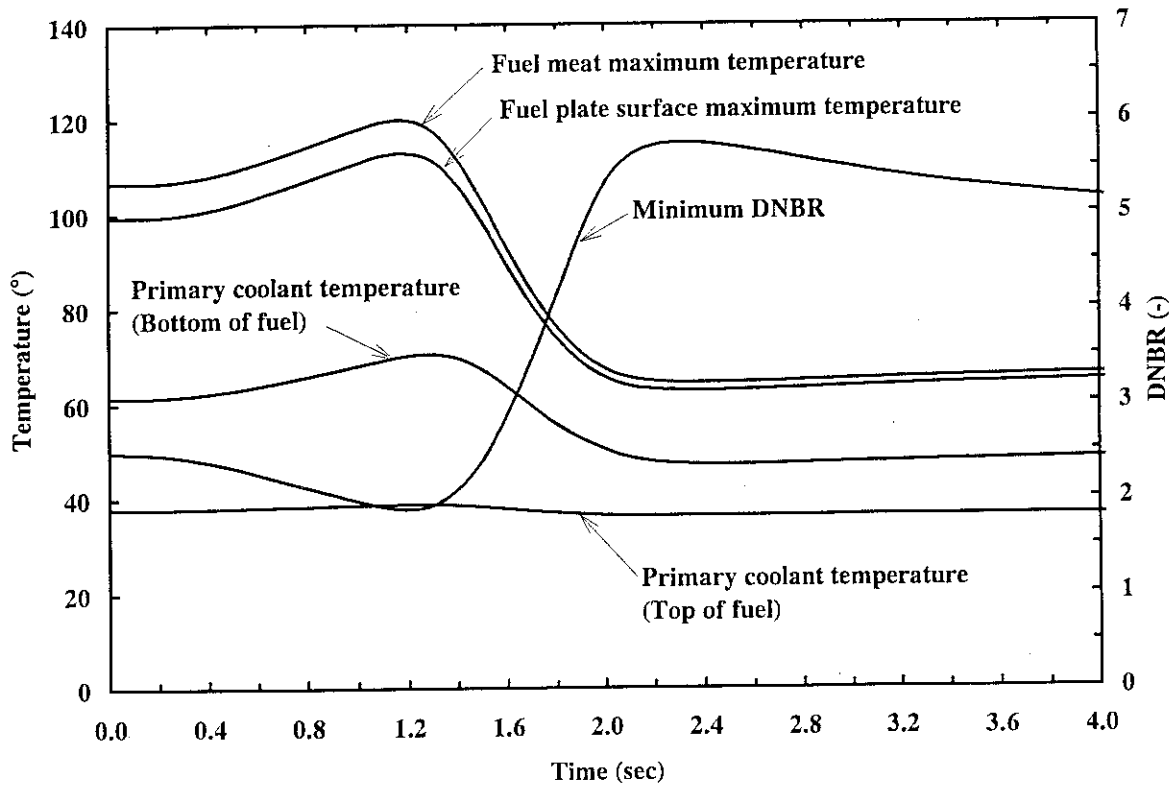


Fig.5.4.2 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperatures and Minimum DNBR,  
Just after the accident begins  
(Effluent of primary coolant due to pipe rapture : Base case)

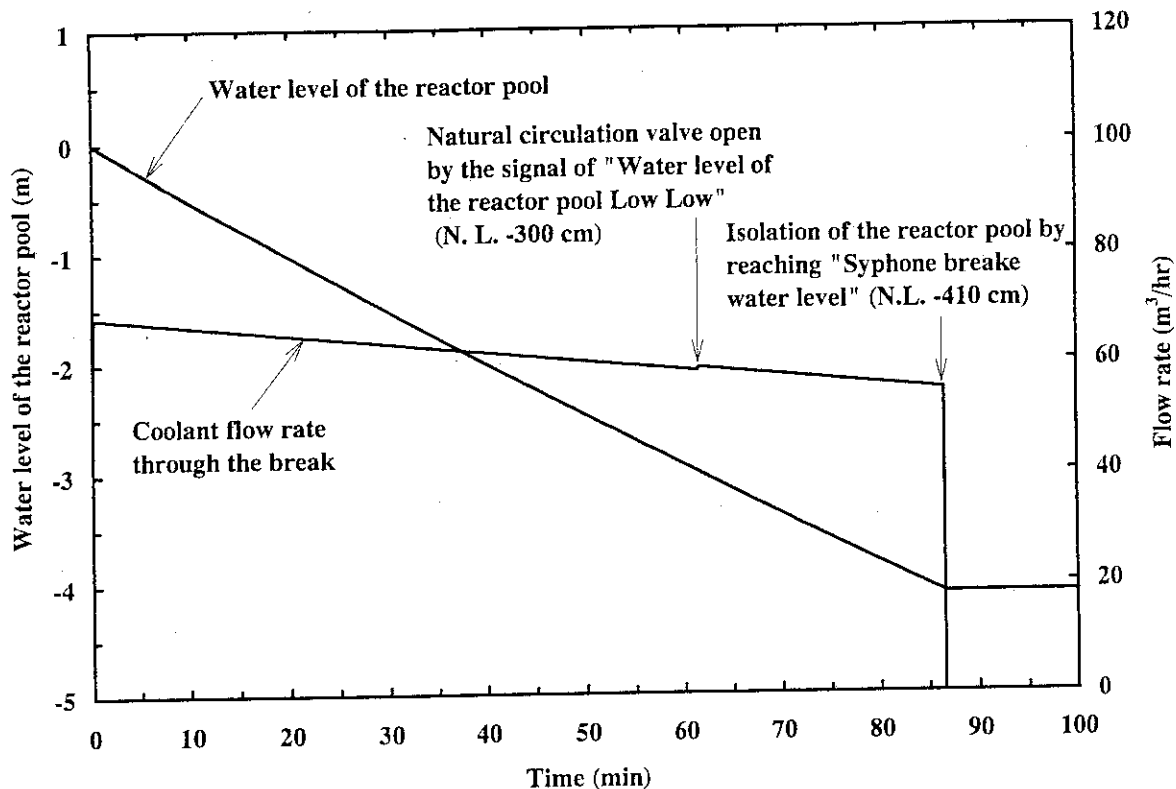


Fig.5.4.3 Transient of Reactor pool water level and Coolant flow rate through the break (Effluent of primary coolant due to pipe rapture : Base case)

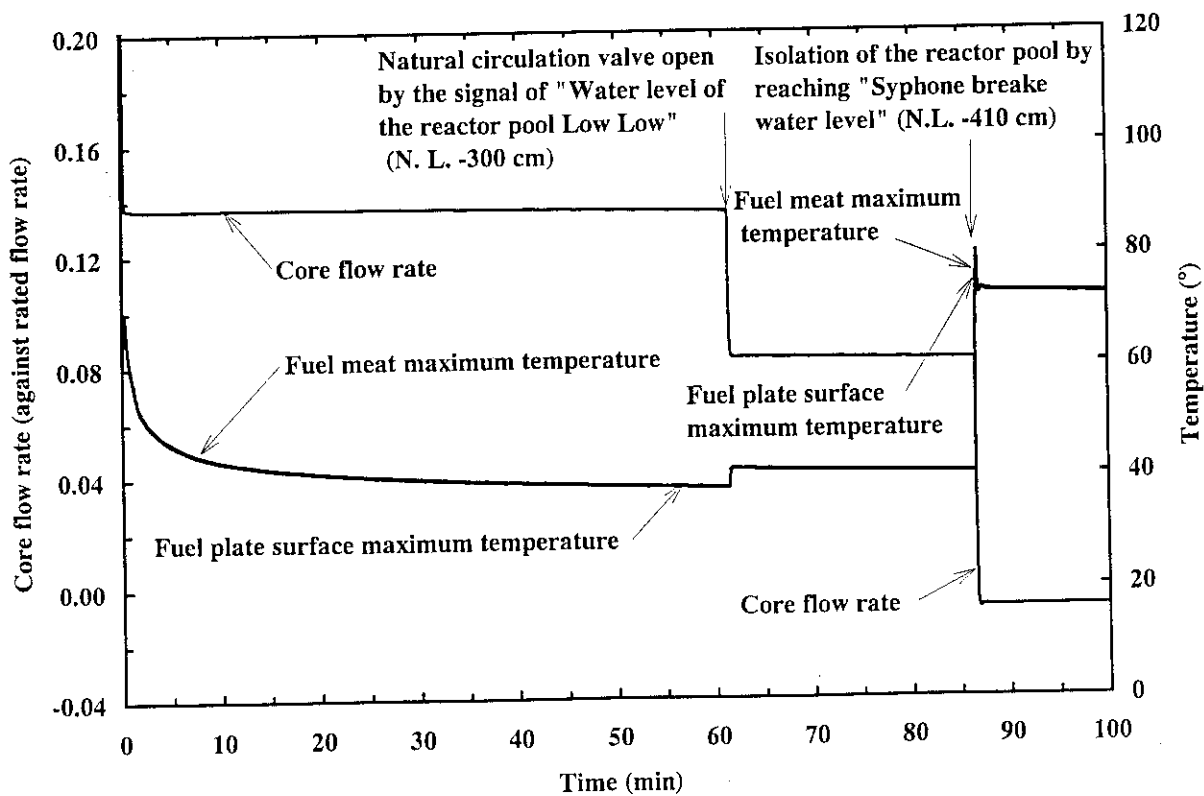


Fig.5.4.4 Transient of Fuel temperatures and Core flow rate (Effluent of primary coolant due to pipe rapture : Base case)

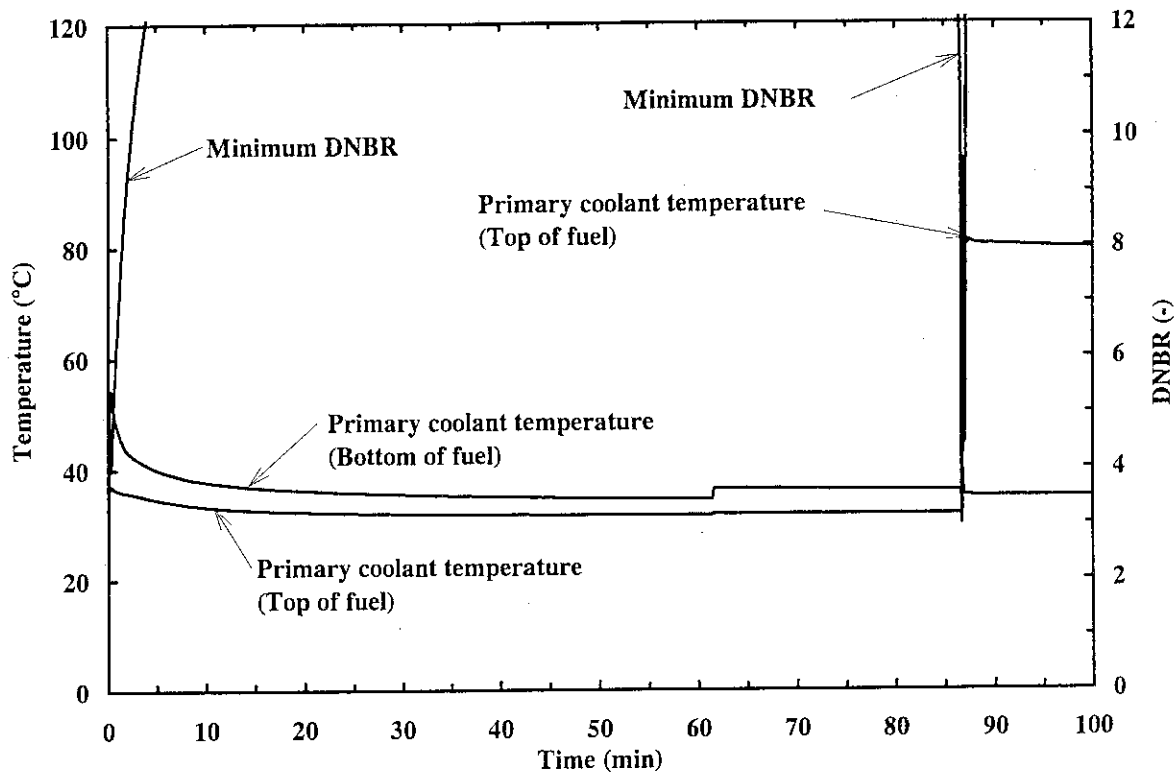


Fig.5.4.5 Transient of Coolant temperatures and DNBR  
(Effluent of primary coolant due to pipe rapture : Base case)

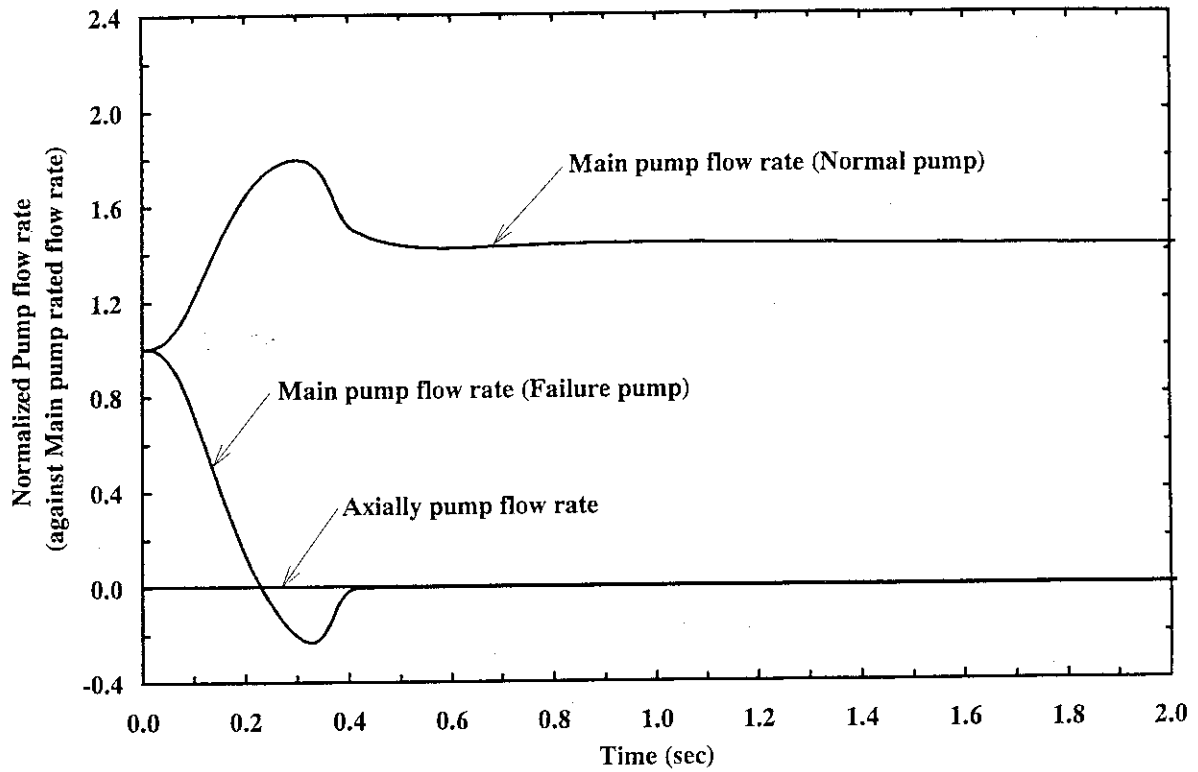


Fig.5.5.1 Transient of Pump flow rates  
(Primary coolant main pump abrupt failure without coast down : Base case)

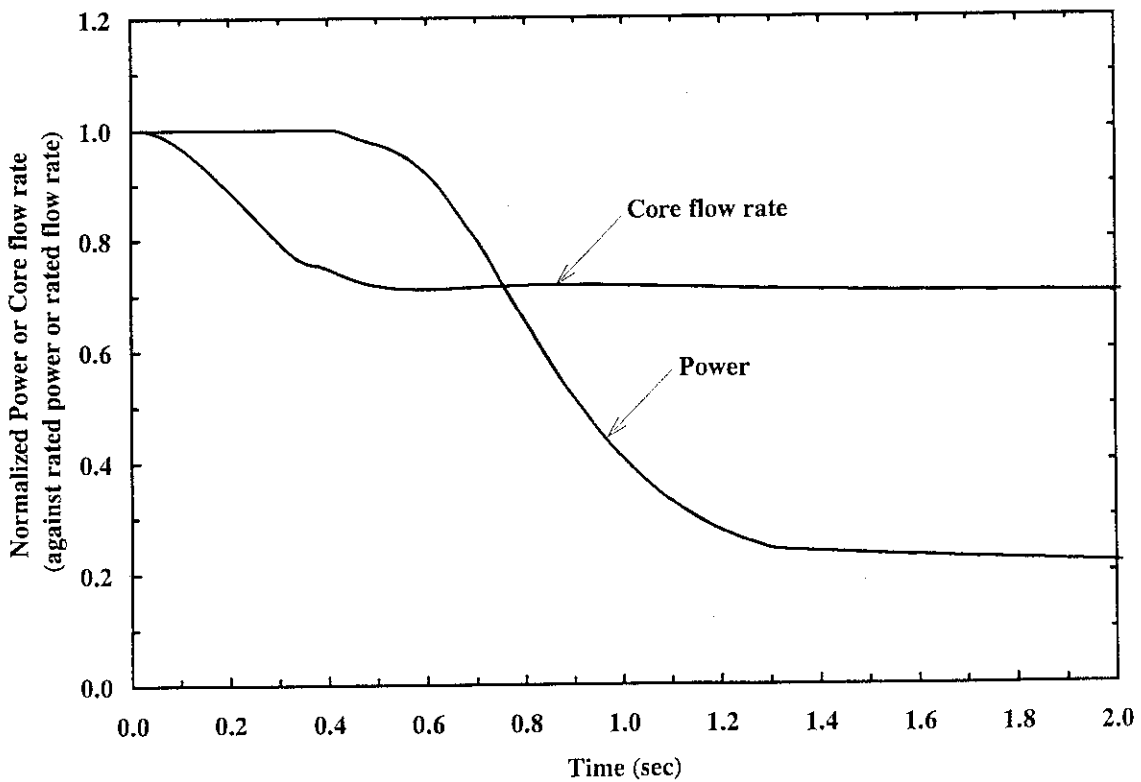


Fig.5.5.2 Transient of Core flow rate and Power  
(Primary coolant main pump abrupt failure without coast down : Base case)

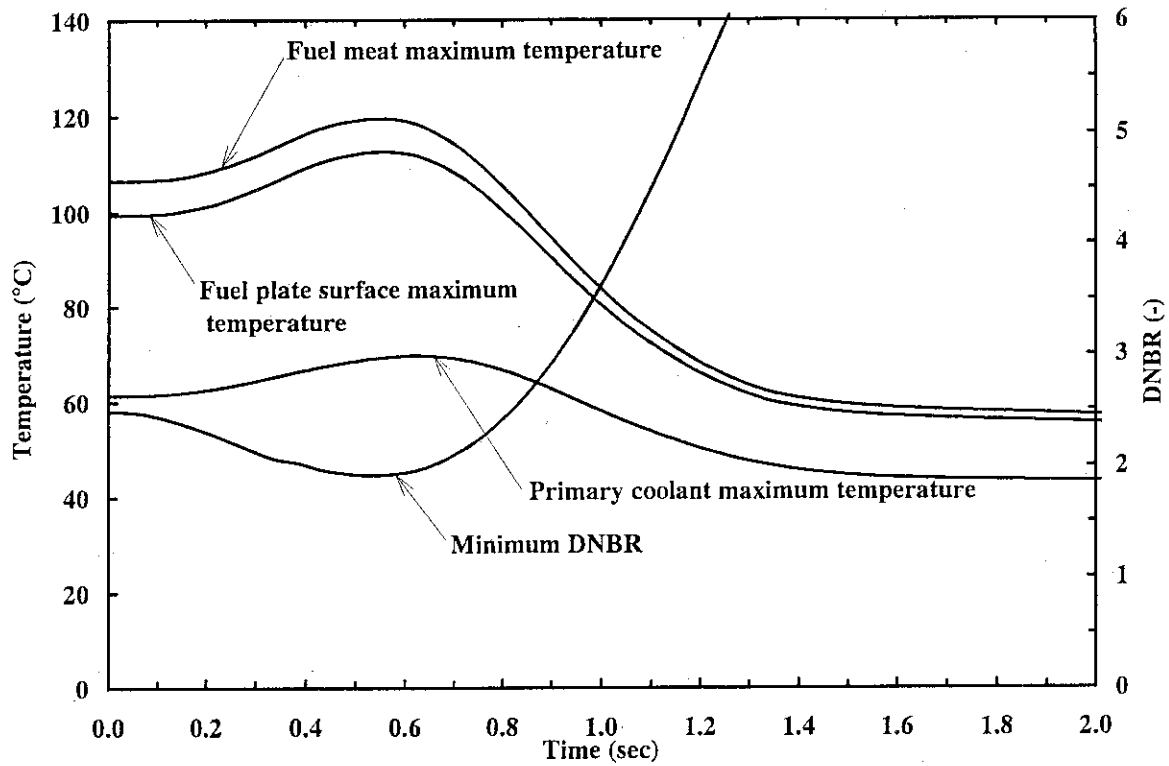


Fig.5.5.3 Transient of Fuel temperatures, Coolant temperature and Minimum DNBR  
 (Primary coolant main pump abrupt failure without coast down : Base case)

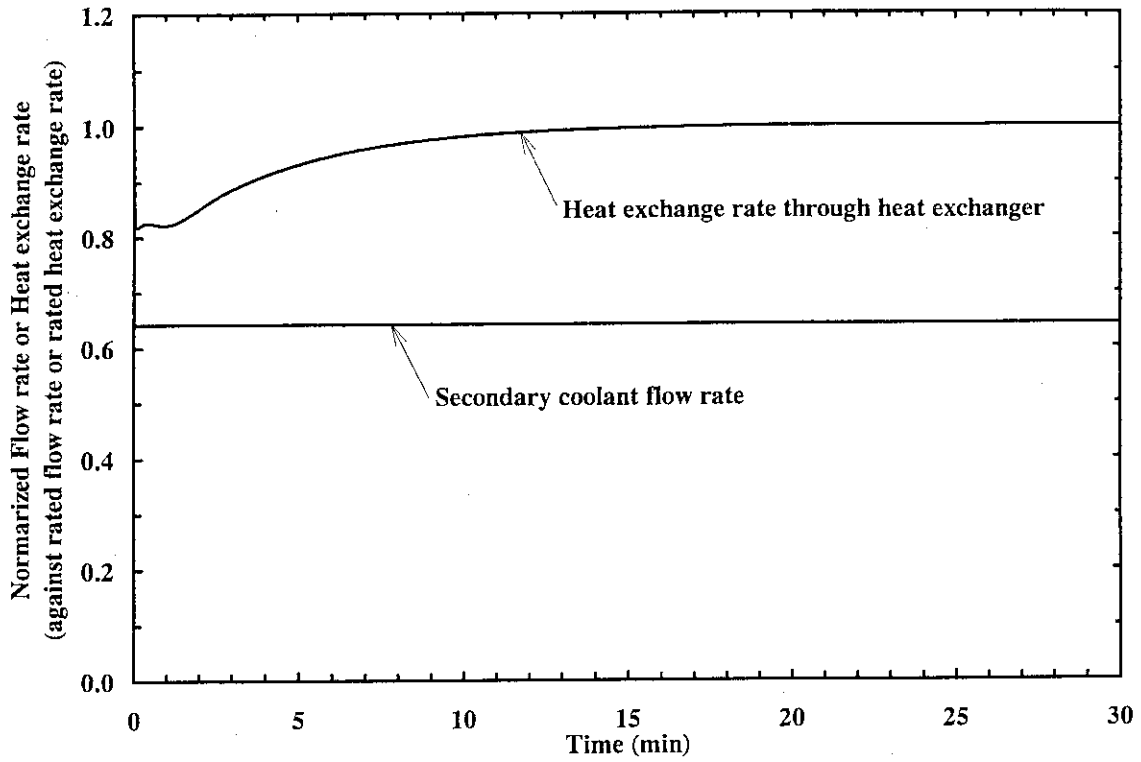


Fig.5.6.1 Transient of Heat exchange rate and Secondary coolant flow rate  
(Secondary coolant pump abrupt failure without coast down : Base case)

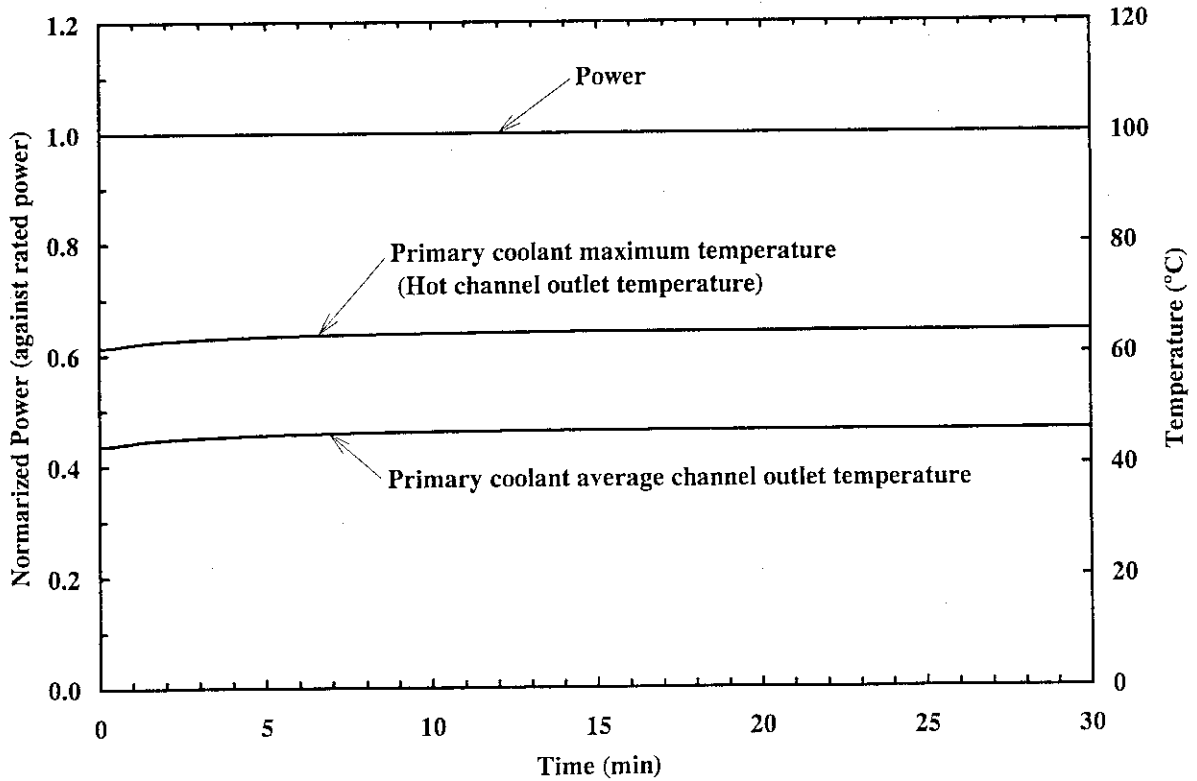


Fig.5.6.2 Transient of Power and Primary coolant temperatures  
(Secondary coolant pump abrupt failure without coast down : Base case)

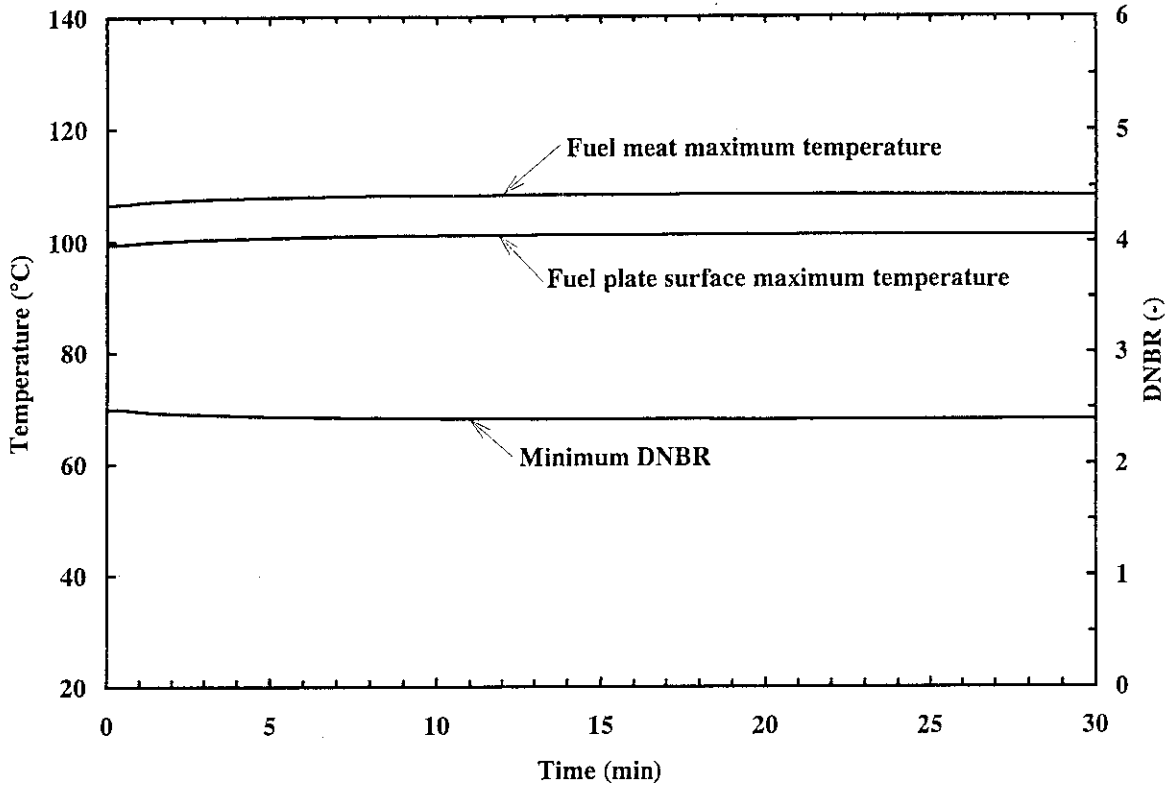


Fig.5.6.3 Transient of Fuel temperatures and Minimum DNBR  
 (Secondary coolant pump abrupt failure without coast down : Base case)

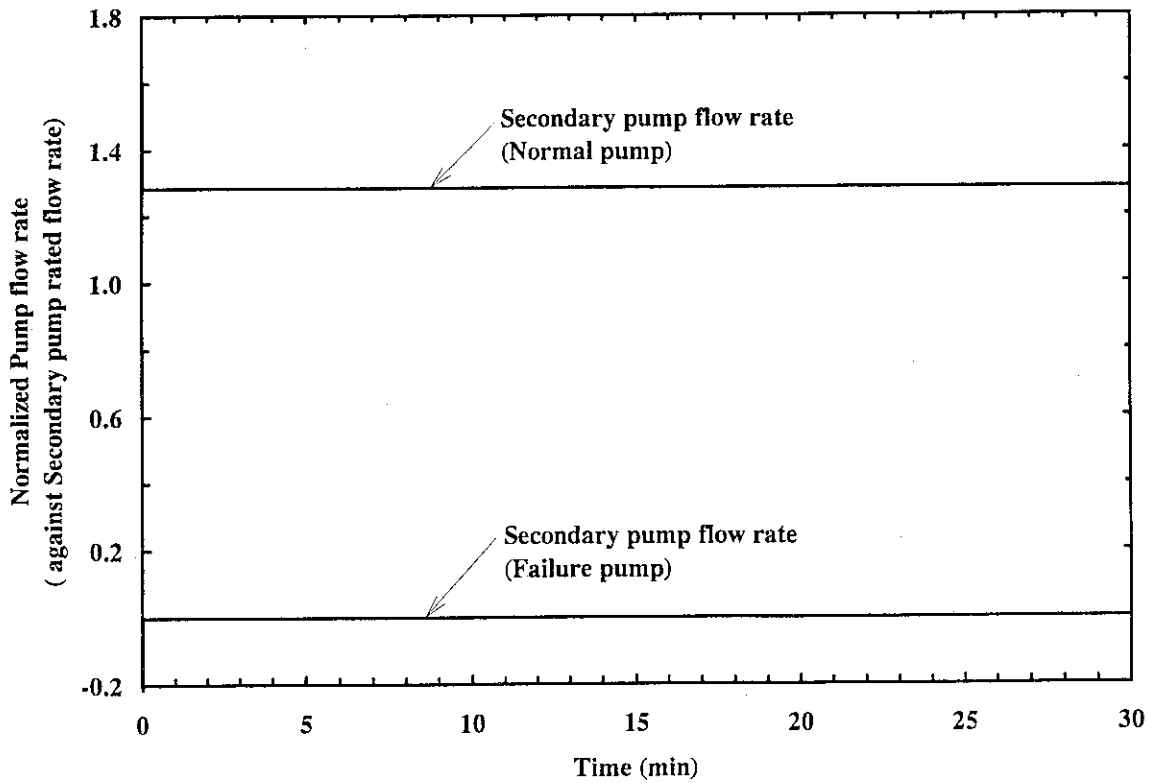


Fig.5.6.4 Transient of Secondary pump flow rates  
 (Secondary coolant pump abrupt failure without coast down : Base case)

## 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及び事故として選定した冷却異常事象6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3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、また事故3事象は事故時の安全性を判断する基準をそれぞれ満足し、燃料は損傷することなく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る。



## 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及び事故として選定した冷却異常事象6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3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、また事故3事象は事故時の安全性を判断する基準をそれぞれ満足し、燃料は損傷することなく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る。

## 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) Y. Asahi, K. Matsumoto and M. Hirano, "THYDE-W: RCS (Reactor-Coolant System) Analysis Code", JAERI-M 90-172, (1990).
- (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) Y.S. Touloukin, R.K. Kirby, R.E. Taylor and P.D. Desai, "Thermophysical Properties of Matter", Vol.12, "Thermal Expansion".
- (13) 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).

## 付録 A スクラム反応度そう入曲線について

## A-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.A-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.A-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.A-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。

## A-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.A-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.A-4 に示す。Fig.A-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。

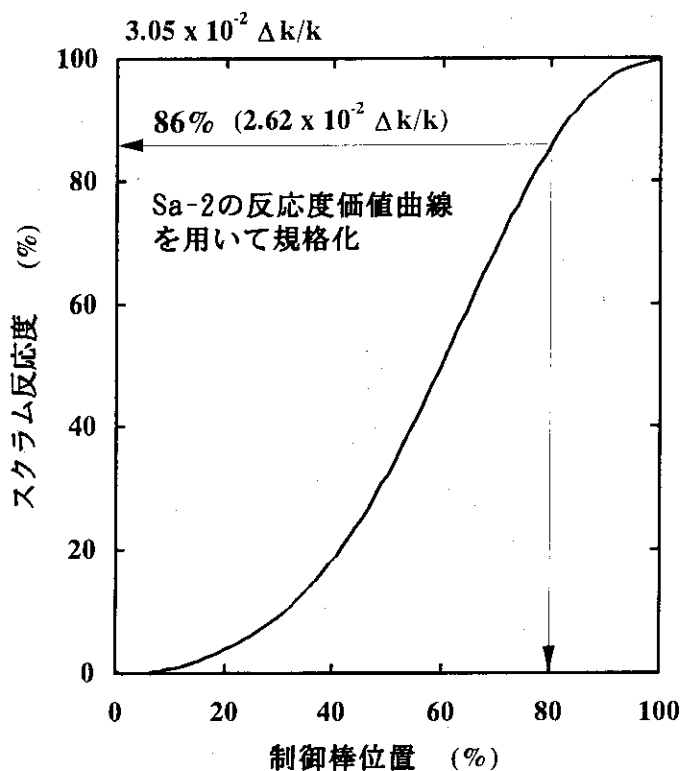


Fig.A-1 初装荷炉心のスクラム反応度そう入曲線

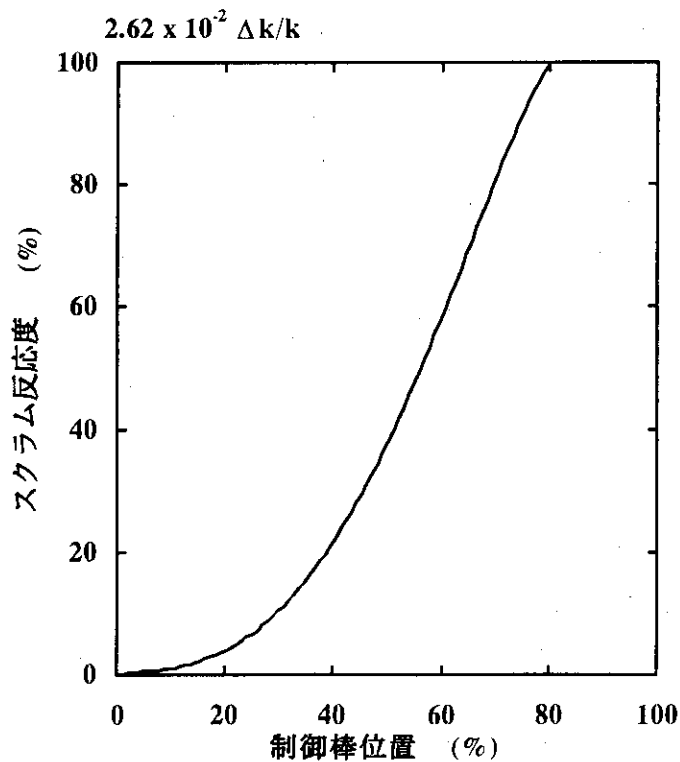


Fig.A-2 初装荷炉心のスクラム反応度そう入曲線（制御棒 80%そう入までの反応度を考慮）

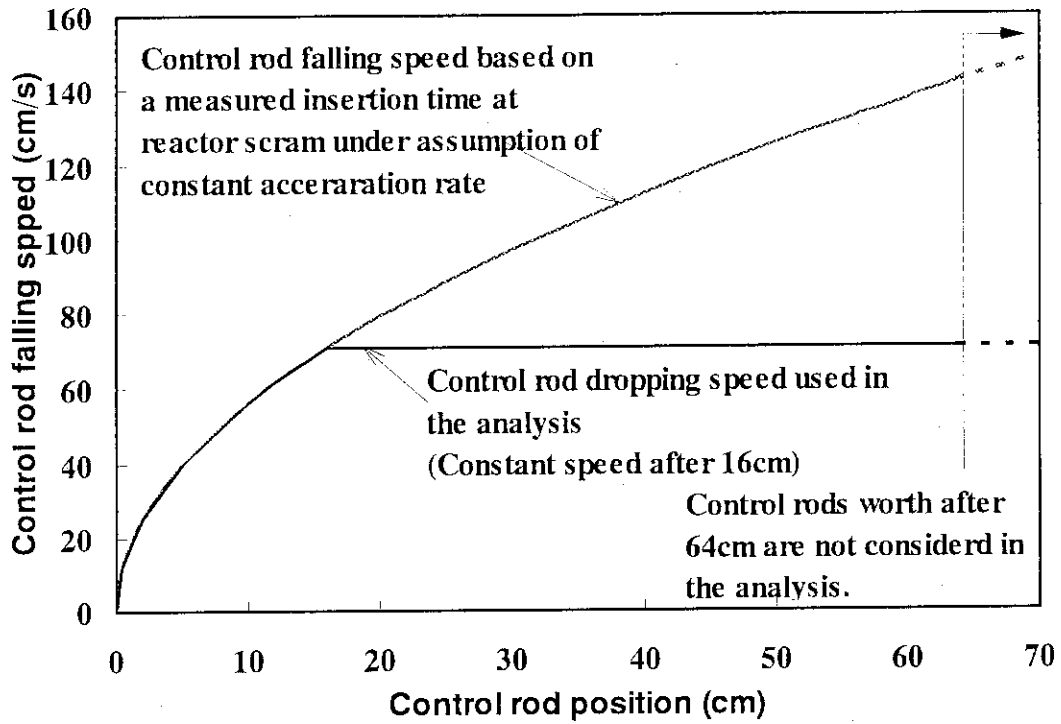


Fig.A-3 制御棒位置と落下速度の関係（制御棒上端位置を0として図示）

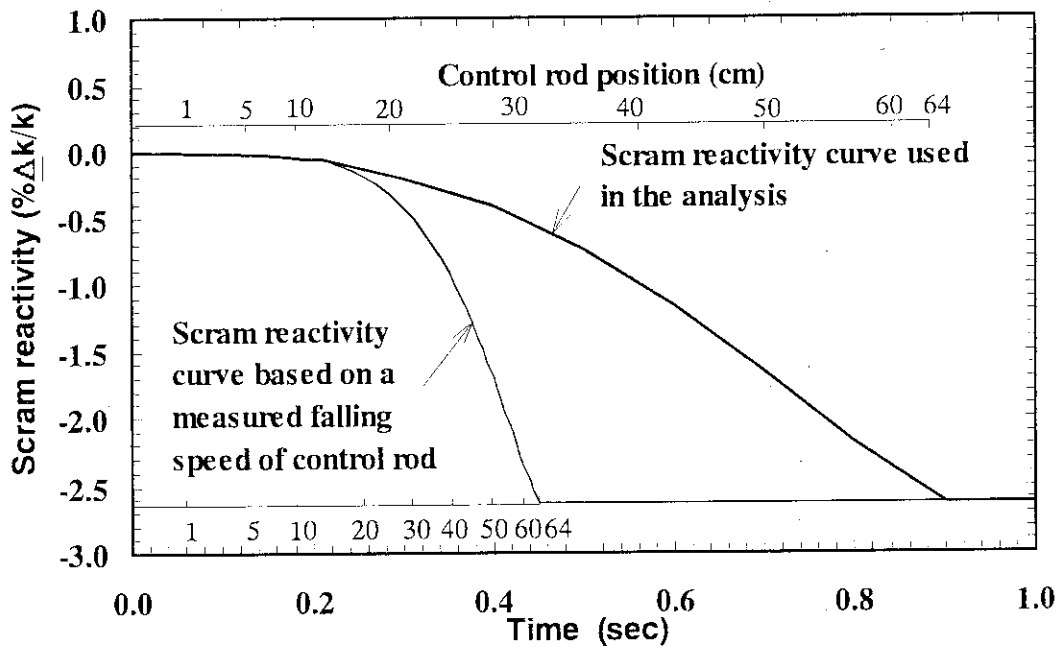


Fig.A-4 制御棒挿入開始からの経過時間とスクラム反応度及び制御棒位置の関係

## 付録 B 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 B-1 に示す。Table B-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 B-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) <sup>1)</sup>
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) <sup>2)</sup>
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) 保護管付測温抵抗体 (保護管外径  $\phi$  10mm、内径  $\phi$  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) シース型測温抵抗体 (シース外形  $\phi$  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):  $55^\circ\text{C}$ )、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:  $10^\circ\text{C}$ )、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:  $10^\circ\text{C}$ )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。

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

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  $7.22^\circ\text{C}$  であり、スクラム設定値は  $7.22^\circ\text{C}$  の 110%である  $7.94^\circ\text{C}$  に設定している。これは、実際のスクラム設定値  $7.7^\circ\text{C}$  に比べ  $0.24^\circ\text{C}$  大きく、計測ループ誤差  $0.17^\circ\text{C}$  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。



## 付録 C 「1次冷却材流出事故」において最も厳しい結果を与える漏えい口の位置について

JRR-3 シリサイド燃料炉心に関し、漏えい口の位置の違いが解析結果に及ぼす影響については、解析により評価していない。しかしながら、JRR-3 アルミナイド炉心では漏えい口の位置の違いが解析結果に及ぼす影響について解析により評価しているため、その結果からシリサイド炉心についても定性的にその影響を説明することができる。

「1次冷却材流出事故」では、漏えい口の位置が解析結果に及ぼす影響は大きく2つに分けられる。第1は、事故発生直後のポンプ機能喪失による流量低下の有無あるいはポンプ機能喪失までの時間、第2は、漏えい口の位置が異なるための流出流量の違いによる原子炉プール隔離時刻、すなわち炉心内で流れの逆転が生ずる時刻の違いである。

現在想定している漏えい口の位置は、1次冷却系の定格流量運転時において大気圧以下であるために配管の破損と同時に大気が流入して主ポンプ2台の機能が喪失するものとしている。これに対し、例えば主ポンプ出口側あるいは熱交換器出口側では、大気圧以上であるために主ポンプ2台の機能喪失を考慮する必要はない。しかし、主ポンプ出口側の配管破損を想定した解析においては、主ポンプ出口側の配管破損が発生した直後流量が急増し、主ポンプが定格回転を続けているために主ポンプ吸込側圧力が急降下し、ポンプはキャビテーションを起こすことが考えられる。このため、JRR-3 アルミナイド炉心の解析では主ポンプの要求 NPSH ( $NPSH_{Req}$ ) が主ポンプの平均 NPSH ( $NPSH_{Ave}$ ) 以下になった時にポンプ機能が停止するものとしている。それゆえ、この場合でも原子炉はポンプ機能喪失に伴う「1次冷却材流量低」の信号によりスクラムする。一方熱交換器出口配管破損では、初期圧力(破損前の圧力)は大気圧以上であるが、主ポンプ出口側の圧力よりもはるかに低いため、破損直後の流出流量は小さくポンプのキャビテーションには至らない。このため、主ポンプは定格回転を継続し、原子炉プール水位低(-0.5 m)を受けてスクラムする。この間、原子炉がスクラムするまでは原子炉は定格出力で運転されている。主ポンプは、原子炉プール水位低(-3 m)で停止するが、その後の炉心冷却は補助ポンプによって継続される。この場合は、原子炉スクラム後も1次冷却系は定格流量で運転されているため、原子炉スクラムと流量低下の競合による DNBR の極小値、燃料温度の極大値は存在しない。

Table C-1 に漏えい口位置をパラメータとした1次冷却材流出事故解析結果を示す。これらの解析結果のうち、1次冷却材主ポンプ出口側(No.2)及び熱交換器出口側配管(No.3)を漏えい口とした解析結果は、アルミナイド燃料炉心における解析結果を基に推定したものである。前述のように「1次冷却材流出事故」では、漏えい口の位置が解析結果に及ぼす影響は大きく2つに分けられる。第1は、事故発生直後のポンプ機能喪失による流量低下の有無あるいはポンプ機能喪失までの時間、第2は、漏えい口の位置が異なるための流出流量の違いによる原子炉プール隔離時刻、すなわち炉心内で流れの逆転が生ずる時刻の違いである。

1次冷却材主ポンプ出口側(No.2)で配管破損が発生した場合は、1次冷却材主ポンプ入口側

の場合と同様に主ポンプの機能喪失が発生を仮定し「1次冷却材流量低」により原子炉をスクラムさせているため、事故発生直後の解析結果については添付書類十に記載のケースとほぼ同じものになることが予測される。一方、漏えい口の位置が添付書類十に記載のケースよりも高い位置（主ポンプ入口側よりも 3.65 m 高い位置）にあるため、破損口からの流出流量は少なくなり原子炉プール隔離時刻は添付書類十に記載のケースよりも遅くなる。このため、本ケースの解析結果が本報告書に記載のケースよりも厳しくなることは考えられない。

熱交換器出口側配管（No.3）で配管破損が発生した場合は、主ポンプは定格回転を継続し、原子炉プール水位低（-0.5 m）を受けてスクラムする。この間、原子炉がスクラムするまでは原子炉は定格出力で運転されている。主ポンプは、原子炉プール水位低（-3 m）で停止するが、その後の炉心冷却は補助ポンプによって継続される。この場合は、原子炉スクラム後も1次冷却系は定格流量で運転されているため、原子炉スクラムと流量低下の競合による DNBR の極小値、燃料温度の極大値は存在しない。このため、表 1 に示した燃料芯材最高温度、燃料板表面最高温度及び最小 DNBR は、定格流量、定格出力運転時のものである。一方、漏えい口の位置が添付書類十に記載のケースよりもより高い位置（主ポンプ入口側よりも 4.05 m 高い位置）にあるため、破損口からの流出流量は少なくなり原子炉プール隔離時刻は添付書類十に記載のケースよりも遅くなる。このため、本ケースの解析結果が本報告書に記載のケースよりも厳しくなることは考えられない。

以上のように本報告書に記載したケースが最も厳しい結果を与える。

参考として Table C-2 にアルミナイド炉心における漏えい口をパラメータとした解析結果を示す。また、Fig.C-1 にアルミナイド炉心の解析に用いた解析モデル及び漏えい口位置を、Fig.C-2 にシリサイド炉心の解析に用いた解析モデル及び漏えい口位置をそれぞれ示す。

Table C-1 1次冷却材流出事故解析結果（漏えい口位置パラメータ）

解 析 条 件	漏えい口位置	1次冷却材主ポンプ 入口側（添十）No.1	1次冷却材主ポンプ 出口側 No.2	熱交換器出口側配管 No.3
	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	同左	同左
	原子炉初期出力	20 MW (定格値)	同左	同左
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	同左	同左
	炉心冷却材流速 (初期値)	約 5.8 m/s (定格流量)	同左	同左
	原子炉スクラム時 挿入反応度	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$	同左	同左
	スクラム遅れ時間	0.4 s	同左	0.1 s
	安全保護系信号	1次冷却材流量低 (定格値の85%)	1次冷却材流量低 (定格値の85%)	原子炉プール水位低 (-0.5 m)
工学的安全施設信号	原子炉プール水位低 低（サイフォンブレイク弁開）	原子炉プール水位低 低（サイフォンブレイク弁開）	原子炉プール水位低 低（サイフォンブレイク弁開）	
解 析 結 果	漏えい口位置	1次冷却材主ポンプ 入口側（添十）No.1	1次冷却材主ポンプ 出口側 No.2	熱交換器出口側配管 No.3
	原子炉プール隔離時刻	約 86 分	> 86 分	> 86 分
	原子炉出力	約 20 MW	約 20 MW	約 20 MW
	燃料芯材最高温度	約 120 °C	$\leq 120$ °C	約 107 °C
	燃料板表面最高温度	約 113 °C	$\leq 113$ °C	約 99 °C
	1次冷却材最高温度	約 81 °C	< 81 °C	< 81 °C
最小 DNBR	約 1.9	$\geq 1.9$	約 2.5	
備 考	・1次冷却材主ポンプ出口側（No.2）及び熱交換器出口側配管（No.3）を漏えい口とした解析結果は、アルミナド燃料炉心における解析結果を基に推定したものである。			

Table C-2 アルミナイド炉心の1次冷却材流出事故解析結果（漏えい口位置パラメータ）

破断位置	スクラム		最小 DNBR(-) 時刻(秒)	燃料芯材最高 温度(°C) 時刻(秒)	燃料表面最高 温度(°C) 時刻(秒)	流体最高 温度(°C) 時刻(秒)	原子炉プール 隔離時刻(分)
	信号 受信時刻(秒)	遅れ時間(秒) 開始時刻(秒)					
ベースケース ポンプ吸込側	流量低	0.4	1.71	120	114	69	90
	0.62	1.02	1.09	1.10	1.10	1.16	
ポンプ吐出口	流量低	0.4	1.73	119	113	68	120
			1.12	1.11	1.12	1.20	
原子炉プールへの もどり配管	水位低	0.1	2.14	107	101	61	90
			0	0	0	0.0	

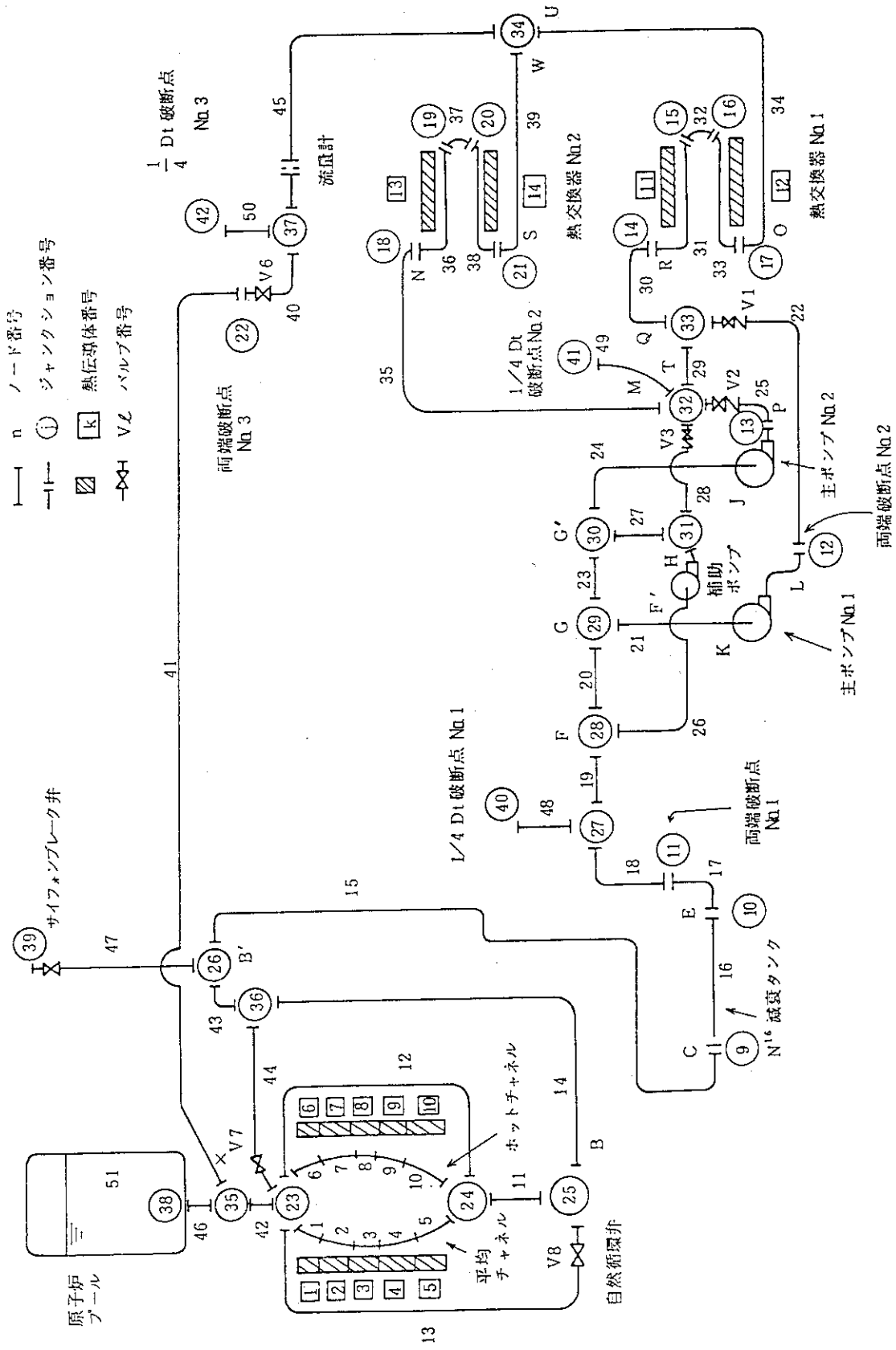


Fig.C-1 JRR-3 アルミナイド炉心解析用 THYDE-P ノード分割図

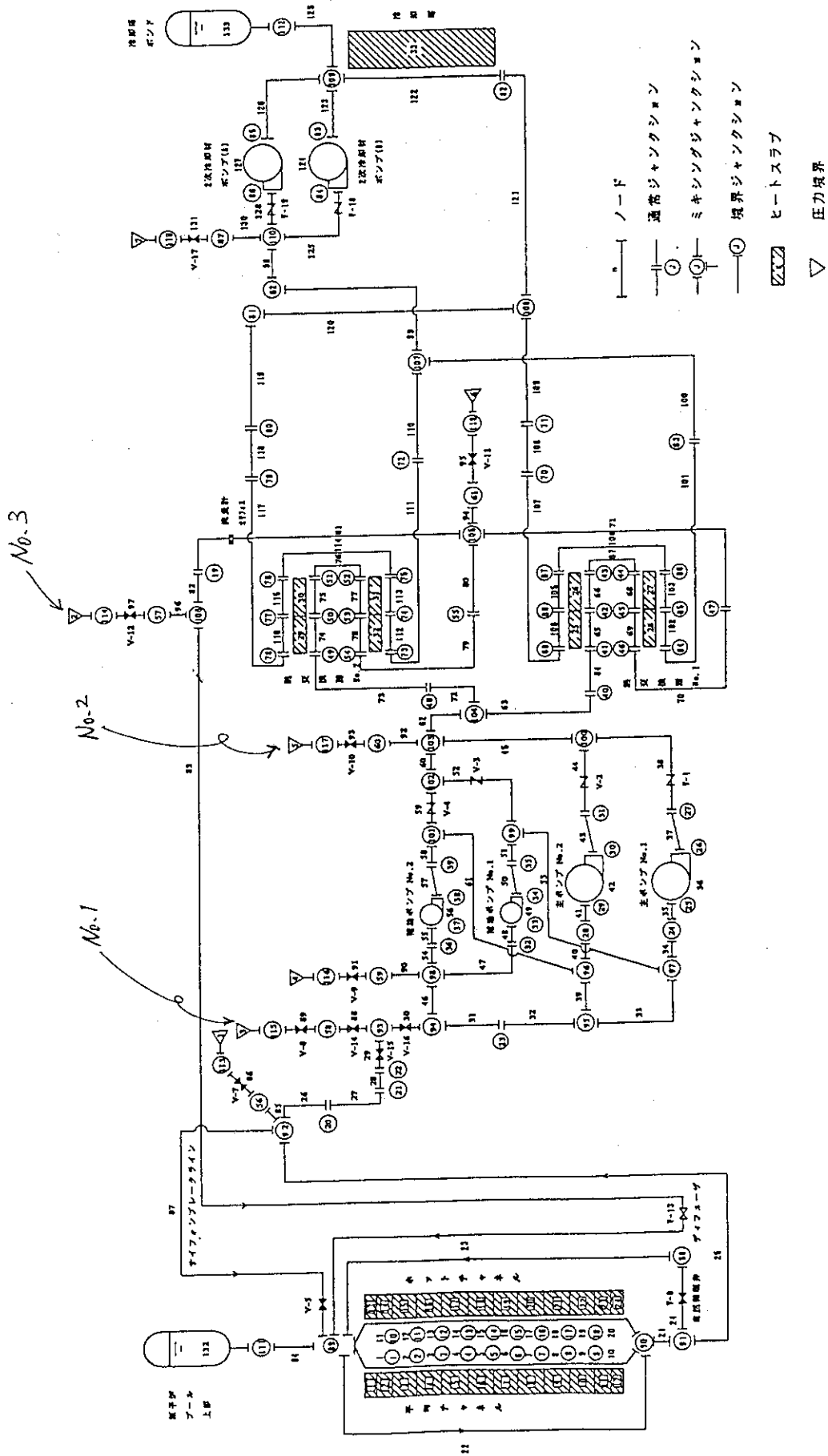


Fig.C-2 JRR-3 シリサイド炉心解析用 THYDE-W ノード分割図

付録 D 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 D-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 (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	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 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 D-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 <sup>3</sup> /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	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$	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		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 D-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値（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 <sup>3</sup> /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）
	ドプラ係数	$-1.92 \times 10^{-5} \Delta k/k/°C$	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 9.0 秒	
	原子炉出力	約 24.3 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 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 D-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 <sup>3</sup> /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	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	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	ブリスタ発生温度(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 D-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 <sup>3</sup> /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）
	ドブラ係数	$-1.92 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	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）（220 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	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 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 D-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 <sup>2</sup> 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 <sup>3</sup> /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 D-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 <sup>2</sup> 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 <sup>3</sup> /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	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
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 D-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 <sup>2</sup> 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 <sup>3</sup> /h に対する値
	原子炉スクラム時挿入反応度	2.6 x 10 <sup>-2</sup> 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	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	ブリストタ発生温度(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 D-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 <sup>3</sup> /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	$-1.85 \times 10^{-4} \Delta k/k/^{\circ}C$	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 D-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 <sup>3</sup> /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	被覆材の熔融温度以下である。
	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 D-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 <sup>3</sup> /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	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)	
	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 D-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 <sup>3</sup> /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
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 D-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 <sup>3</sup> /h に対する値
	原子炉スクラム時 挿入反応度	2.6 x 10 <sup>-2</sup> 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. 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 D-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 <sup>2</sup> )
2.2 起動時における制御棒の異常な引抜き	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	約 0.03	粗調整棒 2 本又は微調整棒 1 本の引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	約 2.21	微調整棒 1 本の引抜きによる反応度添加率: $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$
2.4 実験物の異常等による反応度の付加	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	約 2.03	
2.5 冷水導入による反応度付加	原子炉の定格出力運転中の照射試験移動による反応度添加	2.1	約 119°C	約 110°C	約 66°C	約 2.21	照射試験 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
2.6 1次冷却材の流量低下	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	約 0.21	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
2.7 2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	約 1.82	1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	2次冷却材ポンプ 1台のトリップ	2.4	約 108°C	約 101°C	約 64°C	約 1.85	2次冷却材ポンプ 1台のコーストダウン
2.9 重水反射体への軽水流人	商用電源喪失により 1次冷却材系の主ポンプ及び 2次冷却材ポンプが全数トリップ	2.4	約 107°C	約 99°C	約 80°C	約 1.88	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
判断基準	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	約 2.24	重水系配管の破損 (1/4DIの漏えい口)
		$\geq 1.5$	$\leq 400^\circ\text{C}$	-	< 飽和温度	< 約 5.7	全事象とも判断基準を満足

Table D-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 $7.7 \times 10^{-3}$ mSv	破ばく評価では、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、1/4Dt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 $4.0 \times 10^{-4}$ 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 $7.1 \times 10^{-3}$ mSv	重水中のトリチウム濃度を約10mCi/cm <sup>3</sup> と仮定。
判断基準		—*	<溶融温度	<飽和温度	<5 mSv	冠水維持 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 E 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 E-14に示す。

Table E-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 $\beta_{eff}$	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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>			



Table E-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 $7.5 \times 10^{-4}$ 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	$7.5 \times 10^{-4}$ 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	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (3.95 \$)	$3.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (5.20 \$)															
	遅発中性子割合 $\beta_{eff}$	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 (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																
<p>結果の違いについて:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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<sup>2</sup>·K、77 W/m<sup>2</sup>·K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11: 詳細は Table E-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。</li> </ul> <table style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>20MW 定格出力運転時</th> <th>シリサイド炉心</th> <th>アルミナイド炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料芯材最高温度</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> </tr> <tr> <td>1次冷却材最高温度</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> </tr> </tbody> </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	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
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 E-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 $\beta_{eff}$	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	
結果の違いについて:			
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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<sup>2</sup>・K、77 W/m<sup>2</sup>・K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11: 詳細は Table E-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。</li> </ul>			
	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 E-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°Cから 10°C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 $\beta_{eff}$	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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>			

Table E-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	$2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (3.95 \$)	$3.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ (5.20 \$)
	遅発中性子割合 $\beta_{eff}$	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%）	
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	
結果の違いについて： <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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 E-13 参照)の違いなどにより生じているものである。</li> </ul>			

Table E-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 $\beta_{eff}$	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
結果の違いについて： <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>			

Table E-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 <sup>2</sup> を用いてそれぞれ計算	1次冷却材主ポンプのGD <sup>2</sup> 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 $\beta_{eff}$	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 <sup>2</sup> ・K、77 W/m <sup>2</sup> ・K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11：詳細はTable E-13 参照)の違いなどにより生じているものである。			

Table E-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 1/4D <sub>t</sub> 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 x 10 <sup>-5</sup> Δk/k/s	1.0 x 10 <sup>-5</sup> Δk/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 x 10 <sup>-2</sup> Δk/k (3.95 \$)	3.6 x 10 <sup>-2</sup> Δk/k (5.20 \$)
	遅発中性子割合 β <sub>eff</sub>	0.00663	0.00692
	即発中性子寿命	1.52 x 10 <sup>-4</sup> s	1.33 x 10 <sup>-4</sup> s
	減速材温度係数	-1.85 x 10 <sup>-4</sup> Δk/k/°C	-1.4 x 10 <sup>-4</sup> Δk/k/°C
	ボイド係数	-2.14 x 10 <sup>-3</sup> Δk/k/% void	-1.4 x 10 <sup>-3</sup> Δk/k/% void
	ドプラ係数	-1.92 x 10 <sup>-5</sup> Δk/k/°C	-1.2 x 10 <sup>-5</sup> 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"> <li>・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に生じている。</li> <li>・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<sup>2</sup>・K、77 W/m<sup>2</sup>・K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11：詳細は Table E-13 参照)の違いなどにより生じているものである。</li> </ul>			

Table E-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	—	
解 析 結 果	安全保護系信号及び 工学的安全施設信号	—	
		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"> <li>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 E-13 参照）の違いなどにより生じているものである。</li> </ul>			



Table E-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。(1/4D <sub>t</sub> 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 $\beta_{eff}$	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	
<p>結果の違いについて：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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、ポンプのコストダウンわずかに早い。</li> <li>・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<sup>2</sup> K、77 W/m<sup>2</sup> K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11：詳細は Table E-13 参照)の違いなどにより生じているものである。</li> </ul>			

Table E-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 $\beta_{eff}$	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"> <li>・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。</li> <li>・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/m<sup>2</sup>・K、77 W/m<sup>2</sup>・K)の違い、核的熱水路係数(3.03、3.11：詳細は Table E-13 参照)の違いなどにより生じているものである。</li> </ul>			

Table E-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 $\beta_{eff}$	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
結果の違いについて： <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>			

Table E-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		3.11	3.03	
半径方向出力分布因子	$(F_N)$	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	$(F_R)$	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	$(F_L)$	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	$(F_Z)$	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 $2.35 \pm 0.2$ 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 $750^{+5}_{-10}$ 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 $2.35 \pm 0.2$ mm

○：統計処理した ×：統計処理しない

## 付録 F 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 F-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 F-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き		
	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 F-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 (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 (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 F-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	$6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$	$5.0 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$	$2.7 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$
	1次冷却材初期温度 (炉心入口温度)	35 °C	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 F-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 <sup>2</sup> 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 <sup>2</sup> ）	炉心入口流量低低（5 m <sup>3</sup> /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 F-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 <sup>2</sup> 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 F-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 <sup>2</sup> 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 F-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 F-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 F-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 ( $12.0 \text{ kg/cm}^2$ )	炉心タンク水位低低 (-50 cm)
解 析 結 果		JRR-3	JMTR	JRR-4
	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 F-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 <sup>2</sup> ）	炉心入口流量低低 （5 m <sup>3</sup> /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 F-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 （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				

付録 G 1次冷却材主ポンプのコーストダウン特性について

1次冷却材主ポンプのコーストダウン特性については、単体で流量の変化を測定した結果がないため、商用電源喪失試験時に測定した1次冷却材の流量の実測値とシリサイド燃料炉心の商用電源喪失解析結果（THYDE-Wコード）及びアルミナイド燃料炉心の商用電源喪失解析結果（THYDE-Pコード）を比較してFig.G-1に示す。

商用電源喪失試験では、1次冷却材補助ポンプ2台が作動しているが、THYDE-W及びTHYDE-Pを用いた解析では、いずれも1次冷却材補助ポンプ1台は単一故障により停止するものと仮定している。ただし、約3秒までは、1次冷却材補助ポンプによる流量が零（補助ポンプ出口側の逆止弁が開いていない）なので、実測値と解析結果を比較することが可能である。

Fig.G-1から、約3秒までの1次冷却材流量の実測値と解析結果との比較では、実測値にはバラツキがあるため、バラツキを考慮するとTHYDE-W及びTHYDE-Pのいずれの解析結果も実測値とよく一致しているものと考えられる。

THYDE-WとTHYDE-Pとの解析結果の違いは、THYDE-Pでは慣性能率として $68.8 \text{ kgf}\cdot\text{m}^2$ を、THYDE-Wでは実測値との比較から、実測値のほぼ下限値をカバーするように保守的に設計値の $60.0 \text{ kgf}\cdot\text{m}^2$ を用いていることによる。なお、慣性能率の実測値は、1次冷却材主ポンプ No.1 が  $71.1 \text{ kgf}\cdot\text{m}^2$ 、No.2 が  $68.9 \text{ kgf}\cdot\text{m}^2$ である。

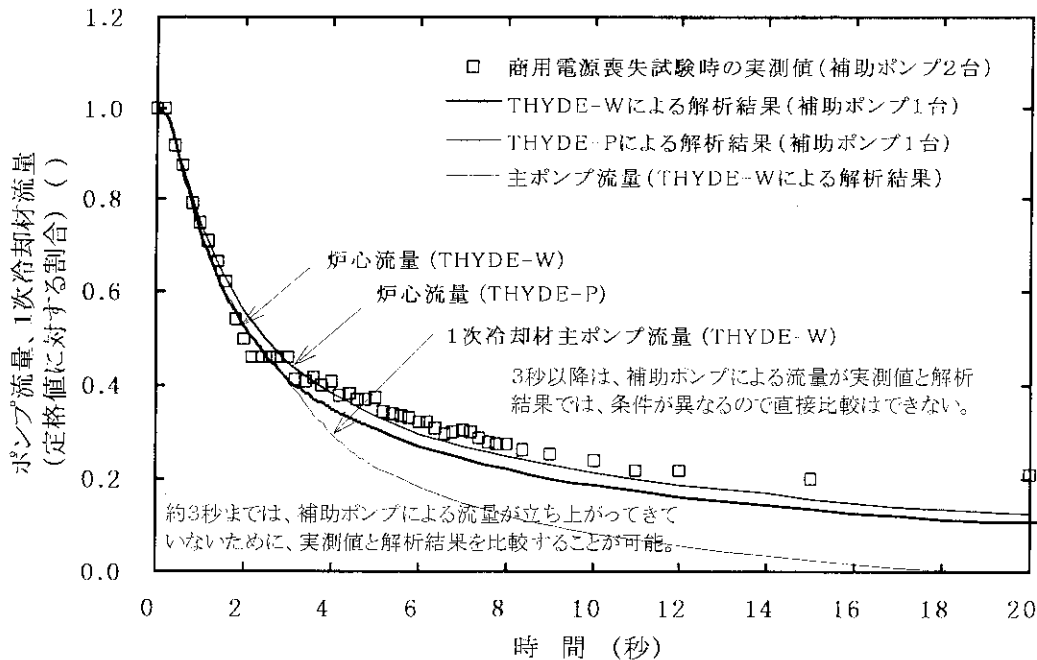


Fig.G-1 商用電源喪失時の1次冷却材流量の過渡変化に関する解析結果と実測値の比較