

JAERI-M  
92-096

JMTR 低濃縮燃料炉心の安全解析(2)  
－冷却能力低下事象の解析－

1992年7月

石塚 悅男・佐藤 猛・桜井 文雄  
小森 芳廣・斎藤 実・二村 嘉明

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

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

JMTR 低濃縮燃料炉心の安全解析(2)

- 冷却能力低下事象の解析 -

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部

石塚 悅男・佐藤 猛・桜井 文雄・小森 芳廣

斎藤 実・二村 嘉明

(1992年6月3日受理)

JMTR (Japan Materials Testing Reactor) では、核不拡散の観点から 1993 年に燃料の濃縮度を現行の約 45 % から約 20 % に低減化する予定である。この作業の一環として、研究用原子炉の熱水力過渡事象解析を行うために開発された COOLOD 及び THYDE-P コードを用いて、JMTRにおいて想定される運転時の異常な過渡変化及び事故のうち、冷却能力低下事象について解析を行った。その結果、各冷却能力低下事象においては、「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」に定められている運転時の異常な過渡変化又は事故に対する判断基準を満足し、低濃縮燃料を用いる JMTR は安全性が確保できる設計であることが明らかとなった。

Safety Analysis of JMTR LEU Fuel Cores (2)

- Thermohydraulic Analysis -

Etsuo ISHITSUKA, Takeshi SATO, Fumio SAKURAI  
Yoshihiro KOMORI, Minoru SAITO and Yoshiaki FUTAMURA

Department of JMTR Project  
Oarai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received June 3, 1992)

From the viewpoint of non-proliferation for nuclear materials, we have been preparing to convert the JMTR (Japan Materials Testing Reactor) core from MEU (Medium Enriched Uranium, enrichment; approx. 45 wt%) fuel to LEU (Low Enriched Uranium, enrichment; approx. 20 wt%) fuel. In a part of this work, the thermohydraulic safety analysis under the operational transients and accidents of JMTR LEU fuel cores were carried out using COOLOD and THYDE-P code which has been developed in JAERI. The results show that JMTR LEU fuel core is satisfied the safety criteria during operational transients and accidents.

Keyword: JMTR, THYDE-P, THYDE-W, COOLOD, Safety Analysis, Abnormal Transients, Accidents

## 目 次

1. 序 論 .....	1
2. 評価すべき事象の選定 .....	2
3. 安全評価における判断基準 .....	3
4. 計算方法 .....	4
5. 解析条件 .....	6
6. 運転時の異常な過渡変化の解析 .....	8
6.1 一次冷却水の流量低下 .....	8
6.2 二次冷却水の流量低下 .....	9
6.3 商用電源喪失 .....	10
6.4 一次冷却系統の異常な減圧 .....	11
7. 事故解析 .....	12
7.1 一次冷却水流出事故 .....	12
7.2 主循環ポンプ軸固着事故 .....	13
7.3 二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故 .....	14
7.4 炉心流路閉塞事故 .....	15
8. 結 言 .....	16
謝 辞 .....	17
参考文献 .....	17
付 錄 .....	77
A.1 事象の選定理由 .....	77
A.2 ポンプのコストダウン .....	77
A.3 商用電源喪失時の減圧速度 .....	77
A.4 異常な減圧事象の減圧速度 .....	78
A.5 破損位置の選定 .....	79
A.6 一次冷却水流出事故時の商用電源喪失時期 .....	79

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Selection of Analysis Event .....	2
3. Safety Criteria for Evaluation .....	3
4. Calculation Method .....	4
5. Calculation Conditions .....	6
6. Analysis of Operational Transients .....	8
6.1 Primary Pump Failure and Flow Coastdown .....	8
6.2 Secondary Pump Failure and Flow Coastdown .....	9
6.3 Loss of Commercial Power .....	10
6.4 Pressure Decrease in the Primary Coolant System .....	11
7. Analysis of Accidents .....	12
7.1 Loss of Primary Coolant Accident .....	12
7.2 Seizure of Primary Coolant Pump Shaft .....	13
7.3 Seizure of Secondary Coolant Pump Shaft .....	14
7.4 Flow Blockage to the Coolant Subchannel .....	15
8. Concluding Remarks .....	16
Acknowledgments .....	17
References .....	17
Appendix .....	77
A.1 Events selection for abnormal transients during operation and accidents .....	77
A.2 Coastdown of pump .....	77
A.3 Pressure decrease rate in loss of commercial power .....	77
A.4 Pressure decrease rate in pressure decrease in the primary coolant system .....	78
A.5 Selection for location of piping failure .....	79
A.6 Timing for loss of commercial power in loss of primary coolant accident .....	79

## 1. 序 論

J M T R (Japan Materials Testing Reactor)<sup>1)</sup>では、現行の中濃縮燃料（M E U燃料、 $^{235}\text{U}$ 濃縮度約 45wt%、 $\text{UAl}_x\text{-Al}$ ）から低濃縮燃料（L E U燃料、 $^{235}\text{U}$ 濃縮度約 20wt%、 $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$ ）へ移行するための安全評価を実施した。この安全評価の一環として、研究用原子炉の熱水力解析を行うために開発されたCOOLOD<sup>2)</sup>及び THYDE-P<sup>3, 4)</sup>コードを用いて、運転時の異常な過渡変化及び事故の解析を行った。

J M T Rで使用する燃料は、従来のM E U燃料に加えて新たにL E U燃料が追加される。L E U燃料の芯材はウランシリコンアルミニウム分散型合金（ $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$ ）であり、被覆材はアルミニウム合金である。L E U燃料要素には運転初期の過剰反応度を抑制するため、可燃性吸収体（アルミニウム合金被覆カドミウムワイヤ）が取りつけられる。

燃料の低濃縮化に伴って、移行炉心、L E U炉心及び混合炉心の3種類の炉心による運転が予定されている。移行炉心は、L E U炉心への移行に先立ち、L E U燃料の健全性を確認するために計画された炉心であり、M E U炉心のうち2体をL E U燃料要素に交換配置した炉心である。L E U炉心は、L E U燃料要素のみで構成した炉心であり、混合炉心は、残存のM E U燃料を使いきるための炉心で、L E U炉心のうち1体又は2体を未使用のM E U燃料要素に交換配置した炉心である。

これらの各炉心に対して、核的熱水路係数、熱出力、伝熱面積、冷却水流量、圧力、工学的熱水路係数を考慮し、安全評価のために選定された運転時の異常な過渡変化及び事故の解析を行い、燃料の健全性を調べた。

### (1) J M T Rの概要

J M T Rは定格出力50MWの軽水減速・冷却タンク型原子炉である<sup>1)</sup>。冷却系統の概要を図1に示す。一次冷却系統は、精製系統充填ポンプによって約14kg/cm<sup>2</sup>Gに加圧され、3台の主循環ポンプにより6000m<sup>3</sup>/hの冷却水流量が確保されている。二次冷却系統は、3台の二次循環ポンプにより3900m<sup>3</sup>/hの冷却水流量が確保され、炉心内で発生した熱は冷却塔によって大気中へ放出される。炉心配置図を図2に示す。炉心は、標準燃料要素22本、制御棒5本（燃料フォロワが取りつけられている。）の他、ベリリウム反射体、アルミニウム反射体、ループ、キャプセル等の照射装置から成っている。主な熱的仕様を表1に示す。また、標準燃料要素、燃料フォロワ及びウォータギャップを図3～図5に示す。

### (2) L E U化に伴う主な変更

L E U化に伴う主な変更は、燃料、炉心及び冷却系の動作ロジックである。

燃料の寸法及び形状は、M E U燃料と同等であるが、側板に可燃性吸収体を取りつけて

運転初期の過剰反応度を抑制している。可燃性吸収体を取りつけた時の燃料の機械的強度等への影響はほとんどなく M E U 燃料と同等である。

炉心は M E U 炉心から移行炉心、 L E U 炉心及び混合炉心の 3 種類の炉心（各炉心の燃料配置図を図 6～図 8 に示す。）による運転に切り替わる。移行炉心による運転は、従来の M E U 炉心と同様に前半サイクル 11 日、後半サイクル 11 日である。 L E U 炉心及び混合炉心の運転は、濃縮度が低下することによって熱中性子束が低下するため、照射量を補うために運転日数を 25 日にして従来の材料試験炉としての性能を確保している。

商用電源喪失時の冷却系の動作ロジックについては、従来、商用電源で駆動していた主循環ポンプ 3 台のうち 1 台を非常用電源で常時駆動すると共に安全保護回路のスクラム信号に「主循環ポンプ商用電源異常」を追加して冷却能力を向上させている（これに伴い、ディーゼル発電機 2 台を電気出力 1750kVA のものに変更している。）。一次冷却水流事故時の冷却系の動作ロジックについては、従来、流出量を低減させるために「原子炉入口圧力低低」の安全保護信号によって主循環ポンプ 3 台を停止していたが、非常用電源駆動の主循環ポンプ 1 台を事故直後から 5 分間運転し、冷却能力を向上させると共に新たに漏えい水再循環設備を非常用冷却系統に位置づけて長期の冷却を可能にしている。その他の詳細については第 5 章で述べることにする。

## 2. 評価すべき事象の選定

J M T R の安全評価における解析事象の選定は、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>5)</sup>、水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針<sup>6)</sup>及び日本原子力研究所研究用原子炉施設の安全評価に関する基本方針について<sup>7)</sup>等を参考にして行った。

表 2 に中濃縮化に係わる解析事象（M E U 申請書）と低濃縮化に係わる解析事象の比較を示す。低濃縮化に係わる事象の選定は、上記の指針等に基づき、施設の各系統ごとに予想される異常事象を想定し、原子炉に与える影響の大きさから「運転時の異常な過渡変化」と「事故」に分類して選定した。低濃縮化において見直した範囲は、燃料の変更によって影響を与える範囲のみであり、今回の低濃縮化においては、直接的に照射設備の安全性に影響を与えないことから、照射設備の故障等による反応度投入事象以外の事象、すなわち照射設備の故障等が原子炉に影響を及ぼさない事象に関しては見直しを行っていない。詳細については付録 A. 1 で述べることにする。

運転時の異常な過渡変化としては、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の单一の故障若しくは誤動作又は運転員の单一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予

運転初期の過剰反応度を抑制している。可燃性吸収体を取りつけた時の燃料の機械的強度等への影響はほとんどなく M E U 燃料と同等である。

炉心は M E U 炉心から移行炉心、 L E U 炉心及び混合炉心の 3 種類の炉心（各炉心の燃料配置図を図 6 ～図 8 に示す。）による運転に切り替わる。移行炉心による運転は、従来の M E U 炉心と同様に前半サイクル 11 日、後半サイクル 11 日である。 L E U 炉心及び混合炉心の運転は、濃縮度が低下することによって熱中性子束が低下するため、照射量を補うために運転日数を 25 日にして従来の材料試験炉としての性能を確保している。

商用電源喪失時の冷却系の動作ロジックについては、従来、商用電源で駆動していた主循環ポンプ 3 台のうち 1 台を非常用電源で常時駆動すると共に安全保護回路のスクラム信号に「主循環ポンプ商用電源異常」を追加して冷却能力を向上させている（これに伴い、ディーゼル発電機 2 台を電気出力 1750kVA のものに変更している。）。一次冷却水流事故時の冷却系の動作ロジックについては、従来、流出量を低減させるために「原子炉入口圧力低低」の安全保護信号によって主循環ポンプ 3 台を停止していたが、非常用電源駆動の主循環ポンプ 1 台を事故直後から 5 分間運転し、冷却能力を向上させると共に新たに漏えい水再循環設備を非常用冷却系統に位置づけて長期の冷却を可能にしている。その他の詳細については第 5 章で述べることにする。

## 2. 評価すべき事象の選定

J M T R の安全評価における解析事象の選定は、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>5)</sup>、水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針<sup>6)</sup>及び日本原子力研究所研究用原子炉施設の安全評価に関する基本方針について<sup>7)</sup>等を参考にして行った。

表 2 に中濃縮化に係わる解析事象（M E U 申請書）と低濃縮化に係わる解析事象の比較を示す。低濃縮化に係わる事象の選定は、上記の指針等に基づき、施設の各系統ごとに予想される異常事象を想定し、原子炉に与える影響の大きさから「運転時の異常な過渡変化」と「事故」に分類して選定した。低濃縮化において見直した範囲は、燃料の変更によって影響を与える範囲のみであり、今回の低濃縮化においては、直接的に照射設備の安全性に影響を与えないことから、照射設備の故障等による反応度投入事象以外の事象、すなわち照射設備の故障等が原子炉に影響を及ぼさない事象に関しては見直しを行っていない。詳細については付録 A. 1 で述べることにする。

運転時の異常な過渡変化としては、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の单一の故障若しくは誤動作又は運転員の单一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予

想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を評価の対象とした。また、事故としては、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を評価の対象とした。さらに、重大事故及び仮想事故は、事故事象の中から放射性物質放出の拡大の可能性のある事故として炉心流路閉塞事故を想定した。本稿では、これらの解析事象のうち、冷却能力低下事象に分類される以下の8事象について解析・評価を行った。

- ・運転時の異常な過渡変化
  - ①一次冷却水の流量低下
  - ②二次冷却水の流量低下
  - ③商用電源喪失
  - ④一次冷却系統の異常な減圧
- ・事故
  - ⑤一次冷却水流出事故
  - ⑥主循環ポンプ軸固着事故
  - ⑦二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故
  - ⑧炉心流路閉塞事故

①及び②では、ポンプの故障等によるコーストダウン停止を、⑥及び⑦は、瞬時停止を想定した。④は、加圧されているJ M T R特有の事象である。⑤では、一次冷却系統の配管破損による冷却水の流出を、⑧では、一流路の完全閉塞を想定した。これらの事象の選定理由については、付録A. 1で述べる。

### 3. 安全評価における判断基準

J M T Rの安全評価では、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に基き、運転時の異常な過渡変化及び事故に対する判断基準を以下の様に定めた<sup>5)</sup>。

#### (1) 運転時の異常な過渡変化時の判断基準

想定された事象が生じた場合、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時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。

想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を評価の対象とした。また、事故としては、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を評価の対象とした。さらに、重大事故及び仮想事故は、事故事象の中から放射性物質放出の拡大の可能性のある事故として炉心流路閉塞事故を想定した。本稿では、これらの解析事象のうち、冷却能力低下事象に分類される以下の8事象について解析・評価を行った。

- ・運転時の異常な過渡変化
  - ①一次冷却水の流量低下
  - ②二次冷却水の流量低下
  - ③商用電源喪失
  - ④一次冷却系統の異常な減圧
- ・事故
  - ⑤一次冷却水流出事故
  - ⑥主循環ポンプ軸固着事故
  - ⑦二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故
  - ⑧炉心流路閉塞事故

①及び②では、ポンプの故障等によるコーストダウン停止を、⑥及び⑦は、瞬時停止を想定した。④は、加圧されているJ M T R特有の事象である。⑤では、一次冷却系統の配管破損による冷却水の流出を、⑧では、一流路の完全閉塞を想定した。これらの事象の選定理由については、付録A. 1で述べる。

### 3. 安全評価における判断基準

J M T Rの安全評価では、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に基き、運転時の異常な過渡変化及び事故に対する判断基準を以下の様に定めた<sup>5)</sup>。

#### (1) 運転時の異常な過渡変化時の判断基準

想定された事象が生じた場合、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時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D N B Rは、1.5 以上であること。
- ② 燃料被覆は機械的に破損しないこと。
- ③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

ここで、②は、具体的には、燃料芯材最高温度がブリストラ発生温度以下であること及び燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることである。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることである。

#### (2) 事故時の判断基準

想定された事象が生じた場合、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 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギーを発生しないこと。
- 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 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。
- ④ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

ここで、①及び②は、具体的には、燃料芯材最高温度が被覆材の溶融温度(582°C)以下であることである。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることである。

## 4. 計算方法

解析には、炉心流路閉塞事故の計算を行う COOLOD<sup>2)</sup> (定常計算) コードとその他の運転時の異常な過渡変化及び事故の熱水力計算を行う THYDE-P<sup>3, 4)</sup> (過渡計算) コードを用いた。また、燃料板の耐力は燃料板に発生する熱応力を評価して求めた。

#### (1) 計算コード

##### ① THYDE-P<sup>3, 4)</sup> コード

THYDE-P は、主として軽水型原子炉の冷却材喪失事故解析用として開発されたものであり、一次冷却系統の配管破断によって引き起こされる過渡変動、その他の過渡変動における熱水力挙動を解析するコードである。

このコードは、原子炉を幾つかの体積を持つ要素（ノード）とそれらを結合する連結点（ジャンクション）とで構成する液体回路網で表わす。各ノード、ジャンクションで冷却水の質量、運動量及びエネルギーの保存式を解き、それらの温度、流量及び圧力の時間変化

- ① 最小D N B Rは、1.5 以上であること。
- ② 燃料被覆は機械的に破損しないこと。
- ③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

ここで、②は、具体的には、燃料芯材最高温度がブリストラ発生温度以下であること及び燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることである。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることである。

#### (2) 事故時の判断基準

想定された事象が生じた場合、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 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギーを発生しないこと。
- 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 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。
- ④ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

ここで、①及び②は、具体的には、燃料芯材最高温度が被覆材の溶融温度(582°C)以下であることである。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることである。

## 4. 計算方法

解析には、炉心流路閉塞事故の計算を行う COOLOD<sup>2)</sup> (定常計算) コードとその他の運転時の異常な過渡変化及び事故の熱水力計算を行う THYDE-P<sup>3, 4)</sup> (過渡計算) コードを用いた。また、燃料板の耐力は燃料板に発生する熱応力を評価して求めた。

#### (1) 計算コード

##### ① THYDE-P<sup>3, 4)</sup> コード

THYDE-P は、主として軽水型原子炉の冷却材喪失事故解析用として開発されたものであり、一次冷却系統の配管破断によって引き起こされる過渡変動、その他の過渡変動における熱水力挙動を解析するコードである。

このコードは、原子炉を幾つかの体積を持つ要素（ノード）とそれらを結合する連結点（ジャンクション）とで構成する液体回路網で表わす。各ノード、ジャンクションで冷却水の質量、運動量及びエネルギーの保存式を解き、それらの温度、流量及び圧力の時間変化

を求める。また、燃料板の温度分布は、1次元の熱伝導方程式によって求める。原子炉出力は、1点近似動特性方程式に基づく核分裂出力変化と崩壊熱を考慮する。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 炉心は、ホットチャンネルと平均チャンネルの2チャンネルモデルで取り扱う。
- b. 热交換器伝熱管は、軸方向に分割した1本の伝熱管で代表する。
- c. 主循環ポンプ、緊急ポンプ、弁等の冷却水の流動特性を模擬する。
- d. 崩壊熱は、Shure の式によって求めた値を1.2倍して用いる<sup>8)</sup>。
- e. 热伝達相関式及びDNB熱流束相関式は、JMTTRの冷却水の温度、圧力条件に適用できるものを用いる<sup>8, 9)</sup>。

## ② COOLOD<sup>2)</sup> コード

COOLODは、板状燃料を使用する研究炉等の定常炉心熱水力特性を計算するために開発されたものであり、主として流路に沿った圧力分布、燃料板温度分布（厚さ方向1次元）を計算するコードである。

このコードは、冷却水として重水と軽水、流れの向きとして上昇流と下向流がそれぞれ選択でき、燃料板両側の冷却条件が異なる場合も取り扱うことができる。また、ONB温度、DNB熱流束等も計算することができる。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 炉心は、ホットチャンネルと平均チャンネルの2チャンネルモデルで取り扱う。
- b. 热伝達相関式及びDNB熱流束相関式は、JMTTRの冷却水の温度、圧力条件に適用できるものを用いる<sup>8, 9)</sup>。

## (2) 燃料板熱応力

燃料板の熱応力は、被覆材外面において最大引張応力となり、燃料板平均温度と被覆材表面温度の計算結果を基にして次式で求められる。

$$\sigma_c = \frac{E_c \alpha_c (T_{av} - T_c)}{1 - \nu_c} \quad \dots \dots \dots \quad (1)$$

ここで、

$\sigma_c$	: 被覆材の熱応力	[kg/mm <sup>2</sup> ]
$E_c$	: 被覆材のヤング率	[kg/mm <sup>2</sup> ]
$\alpha_c$	: 被覆材の熱膨張率	[1/°C]
$T_{av}$	: 燃料板平均温度	[°C]
$T_c$	: 被覆材表面温度	[°C]

$\nu_c$  : 被覆材のポアソン比 [ - ]

また、燃料芯材の最大熱発生率を用いて表すと次式となる。

$$\sigma_c = \frac{E_c \alpha_c Q_{max} a^3}{(1 - \nu_c)(a + c)} \left\{ \frac{1}{3 k_f} - \frac{1}{2 k_c} + \frac{(a + c)}{2 k_c a^2} \right\} \quad \dots \dots \quad (2)$$

ここで、

$Q_{max}$	: 燃料芯材の最大熱発生率	[cal/s cm <sup>3</sup> ]
a	: 燃料芯材の厚さの1/2	[cm]
c	: 被覆材の厚さ	[cm]
$k_f$	: 燃料芯材の熱伝導率	[cal/s cm °C]
$k_c$	: 被覆材の熱伝導率	[cal/s cm °C]

以上の様に燃料板の熱応力は燃料芯材の最大熱発生率を用いても表すことができる。したがって、各事象における燃料板の熱応力は、解析の時間経過における燃料芯材の最大熱発生率を用いて(2)式から求めることにした。運転時の異常な過渡変化時の熱応力による燃料板の健全性は、熱応力が被覆材の耐力（図9に示す値以上の耐力を有するアルミニウム合金を被覆材として使用することにしている。）を超えないことにより判断した。

## 5. 角率解析条件

運転時の異常な過渡変化及び事故の主な解析条件として、共通する条件並びに考慮すべき事項を以下に示す。なお、事象に特定のものについては、該当する解析事象の項で述べる。

### (1) 初期定常運転

原子炉の熱出力は、定格出力運転時において50MWであり、熱出力のすべてが燃料要素で発生するものとした（実際の炉心部の熱出力は、ベリリウム反射体等の炉心構成物のγ加熱等によっても発生する。しかし、解析においては、安全余裕をみて全熱出力が燃料要素内で発生するものとした<sup>1, 10)</sup>。）。また、一次冷却水流量は定格値の6000m<sup>3</sup>/h、原子炉入口温度はアラーム設定温度の49°Cとした。

$\nu_c$  : 被覆材のポアソン比 [-]

また、燃料芯材の最大熱発生率を用いて表すと次式となる。

$$\sigma_c = \frac{E_c \alpha_c Q_{max} a^3}{(1 - \nu_c)(a + c)} \left\{ \frac{1}{3 k_f} - \frac{1}{2 k_c} + \frac{(a + c)}{2 k_c a^2} \right\} \quad \dots \dots \quad (2)$$

ここで、

$Q_{max}$	: 燃料芯材の最大熱発生率	[cal/s cm <sup>3</sup> ]
a	: 燃料芯材の厚さの1/2	[cm]
c	: 被覆材の厚さ	[cm]
$k_f$	: 燃料芯材の熱伝導率	[cal/s cm °C]
$k_c$	: 被覆材の熱伝導率	[cal/s cm °C]

以上の様に燃料板の熱応力は燃料芯材の最大熱発生率を用いても表すことができる。したがって、各事象における燃料板の熱応力は、解析の時間経過における燃料芯材の最大熱発生率を用いて(2)式から求めることにした。運転時の異常な過渡変化時の熱応力による燃料板の健全性は、熱応力が被覆材の耐力（図9に示す値以上の耐力を有するアルミニウム合金を被覆材として使用することにしている。）を超えないことにより判断した。

## 5. 解析条件

運転時の異常な過渡変化及び事故の主な解析条件として、共通する条件並びに考慮すべき事項を以下に示す。なお、事象に特定のものについては、該当する解析事象の項で述べる。

### (1) 初期定常運転

原子炉の熱出力は、定格出力運転時において50MWであり、熱出力のすべてが燃料要素で発生するものとした（実際の炉心部の熱出力は、ベリリウム反射体等の炉心構成物のγ加熱等によっても発生する。しかし、解析においては、安全余裕をみて全熱出力が燃料要素内で発生するものとした<sup>1, 10)</sup>。）。また、一次冷却水流量は定格値の6000m<sup>3</sup>/h、原子炉入口温度はアラーム設定温度の49°Cとした。

## (2) 热水路係数

解析においては、表3に示す热水路係数を用いた<sup>10)</sup>。

## (3) 安全保護回路及び原子炉停止系の特性

安全保護回路によって監視している原子炉施設のプロセス量がスクラム値を超えた場合、原子炉をスクラムさせるためファーストスクラム信号又はスロースクラム信号が発生する。これらの信号によって電磁石の励磁電流が遮断され、制御棒は駆動機構と結合が解け、自重及び水流力によって炉心に落下する。スクラム時間は、スクラム遅れ時間と制御棒の落下時間の和である。解析に用いているスクラム遅れ時間は、プロセス量がスクラム値に到達したときから制御棒が落下を開始するときまでの時間である。落下時間は、制御棒が落下を開始したときから全駆動長さを落下完了したときまでの時間である。表4に解析に用いた原子炉のスクラム値及びスクラム時間を示す。また、原子炉のスクラムによって付加される反応度は、最大反応度効果を有する制御棒1本が完全引抜き位置に固着し、落下しないと仮定して安全余裕を見込んだ値を用いた。表5に解析に用いるスクラム反応度及び図10にスクラム反応度挿入曲線を示す。

## (4) 反応度係数

解析で用いる反応度係数としては、減速材温度係数、ドプラ係数及び減速材ボイド係数があるが、冷却能力低下事象の解析においては反応度係数を0とした方が厳しい解析結果を得る。このため、本稿で解析した事象については、反応度係数を0とした。

## (5) 解析に当たって考慮する事項

運転時の異常な過渡変化及び事故の解析に当たっては、移行炉心、LEU炉心及び混合炉心について起動時から定格出力運転時までを考慮し、解析結果が厳しくなる運転条件を選定した。作動を要求される原子炉のスクラム及び炉心を冠水状態に維持するための設備の作動は、結果が最も厳しくなる動的機器の单一故障を考慮した。炉心を冠水状態に維持するための設備及び非常用排気設備の作動が要求される場合は、商用電源の有無を考慮した。解析に使用した冷却系統の安全保護信号及び動作を表6、7に示す。また、事象の影響を緩和するために運転員の手動操作を期待する場合は、時間的余裕を考慮した。

## (6) 初期定常設定

热水力過渡計算を行うTHYDE-Pコードは、初期定常状態の設定を行う必要がある。

図11、12に一次及び二次冷却系統のモデルを示す。各ノード、ジャンクション、ポンプ等の形状及び性能は実機のデータを使用した<sup>11)</sup>。図13に一次冷却系統における圧力分布

の計算値と実測値を示す（炉心上部からの距離は図11の点線に沿った距離を示す。）。計算値と実測値はほぼ一致し、入力したデータが正しいことを示している。また、冷却水の流量についても実測値とよく一致した。精製系統を考慮しなかったのは、精製系統には充填ポンプによる圧力維持機能があるため考慮しないほうが厳しい解析結果を得られるからである。

ホットチャンネルの燃料芯材最高温度及び燃料板表面最高温度は、COOLODコードで求めた値と一致させた。この時の温度計算に使用した燃料芯材及び被覆材の熱物性値を表8、9に示す<sup>10, 12)</sup>。また、COOLODコードとTHYDE-Pコードの初期定常設定の温度の比較を表10に示す。

## 6. 運転時における異常な過渡変化の解析

本章では、第2章で選定した運転時の異常な過渡変化の解析について述べる。

### 6.1 一次冷却水の流量低下

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に電気的故障等によって、主循環ポンプ3台のうち1台が停止して一次冷却水の流量が低下し、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恐れのある場合を想定した。

#### (2) 解析条件

解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように設定した。また、解析条件をまとめて表11に示す。

- ① 本事象において作動する安全動作（スクラム）としては「炉心流量低」及び「原子炉出入口圧力差小」があるが、これらの多様性を考慮して、「炉心流量低」信号より遅れて作動する「原子炉出入口圧力差小」の信号によって、原子炉がスクラムするものとした。
- ② 主循環ポンプ1台が停止する場合、一次冷却水の流量のコントロール曲線は、主循環ポンプの特性 ( $G D^2$  等) に従うものとした。

の計算値と実測値を示す（炉心上部からの距離は図11の点線に沿った距離を示す。）。計算値と実測値はほぼ一致し、入力したデータが正しいことを示している。また、冷却水の流量についても実測値とよく一致した。精製系統を考慮しなかったのは、精製系統には充填ポンプによる圧力維持機能があるため考慮しないほうが厳しい解析結果を得られるからである。

ホットチャンネルの燃料芯材最高温度及び燃料板表面最高温度は、COOLODコードで求めた値と一致させた。この時の温度計算に使用した燃料芯材及び被覆材の熱物性値を表8、9に示す<sup>10, 12)</sup>。また、COOLODコードとTHYDE-Pコードの初期定常設定の温度の比較を表10に示す。

## 6. 運転時における異常な過渡変化の解析

本章では、第2章で選定した運転時の異常な過渡変化の解析について述べる。

### 6. 1 一次冷却水の流量低下

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に電気的故障等によって、主循環ポンプ3台のうち1台が停止して一次冷却水の流量が低下し、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恐れのある場合を想定した。

#### (2) 解析条件

解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように設定した。また、解析条件をまとめて表11に示す。

- ① 本事象において作動する安全動作（スクラム）としては「炉心流量低」及び「原子炉出入口圧力差小」があるが、これらの多様性を考慮して、「炉心流量低」信号より遅れて作動する「原子炉出入口圧力差小」の信号によって、原子炉がスクラムするものとした。
- ② 主循環ポンプ1台が停止する場合、一次冷却水の流量のコールドダウン曲線は、主循環ポンプの特性（G D<sup>2</sup>等）に従うものとした。

### (3) 解析結果

事象の推移及び冷却系のロジックを図14及び図15に示す。主循環ポンプ1台の停止に伴い一次冷却水の流量が低下し、約1.5秒後に「原子炉出入口圧力差小」の信号によって原子炉はスクラムする。この時の一次冷却水流量は、2台の主循環ポンプ及び緊急ポンプの運転によって約 $4,800\text{m}^3/\text{h}$ が確保される。LEU炉心における解析結果を表11及び図16～18に、その他の炉心における解析結果を表19に示す。これらの結果は、第3章に示す運転時の異常な過渡変化の判断基準を満たしており、燃料、炉心及び冷却系統の健全性が損なわれることはない。また、ポンプのコストダウンについて実験値と計算値を比較したところ、実験値より計算値の方が早くコストダウンしていることから、厳しい評価を行っていることが明らかとなった（詳細は付録A. 2に示す。）。

## 6. 2 二次冷却水の流量低下

### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に電気的故障等によって、二次冷却系統循環ポンプ3台のうち1台が停止して二次冷却水の流量が低下し、その結果、一次冷却水の温度上昇が生じて炉心の冷却能力が低下して燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

### (2) 解析条件

解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように設定した。また、解析条件をまとめて表12に示す。

- ① 本事象において作動する安全動作（制御棒挿入）としては「原子炉入口温度高」及び「原子炉出口温度高」（設定値：原子炉出口温度 $60^\circ\text{C}$ ）があるが、これらの多様性を考慮して「原子炉入口温度高」より遅れて動作する「原子炉出口温度高」の制御棒挿入信号によって原子炉が停止するものとした。
- ② 二次冷却系統循環ポンプ1台が停止する場合、二次冷却水の流量のコストダウン曲線は、循環ポンプの特性（ $G D^2$ 等）に従うものとした。

### (3) 解析結果

事象の推移及び冷却系のロジックを図19及び図20に示す。二次冷却水の流量低下の後、一次冷却水の炉心出口温度は徐々に上昇するが、約 $58^\circ\text{C}$ に収束して一定となり、制御棒挿入に至らない。LEU炉心における解析結果を表12及び図21～23に、その他の炉心における解析結果を表19に示す。これらの結果は第3章に示す運転時の異常な過渡変化の判断基準を満たしており、燃料、炉心及び冷却系統の健全性が損なわれることはない。

## 6. 3 商用電源喪失

### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に商用電源が喪失して一次冷却水及び二次冷却水の流量低下が起き、その結果、炉心の冷却能力が低下して燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

### (2) 解析条件

解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように設定した。また、解析条件をまとめて表13に示す。

- ① 「主循環ポンプ商用電源異常」の信号によって、原子炉はスクラムするものとした。  
(「主循環ポンプ商用電源異常」の信号は多重化されている。)
- ② 各ポンプが停止する場合、冷却水の流量のコーストダウン曲線は、各ポンプの特性( $G D^2$  等)に従うものとした。
- ③ 原子炉入口圧力は、商用電源駆動の精製系統充填ポンプの停止に伴って低下する。  
この時、原子炉入口圧力の低下速度及び保持圧力は実機の測定値に余裕を見込んだ値(低下速度は早めに、保持圧力は低めに見込んだ値)を使用した。詳細については付録A. 3で述べる。
- ④ 二次冷却系統補助ポンプの起動にあたっては1台の起動失敗を考慮し、1分後に予備機が起動するものとした。

### (3) 解析結果

事象の推移及び冷却系のロジックを図24及び図25に示す。商用電源喪失に伴い原子炉は約0.2秒後に「主循環ポンプ商用電源異常」の信号によってスクラムする。2台の主循環ポンプの停止によって一次冷却水の流量は低下し、それに伴う圧力損失の低下によって非常用電源駆動の主循環ポンプの流量が増加し、約 $2,600\text{m}^3/\text{h}$  の一次冷却水の流量を確保する。また、原子炉入口圧力は、商用電源駆動の精製系統充填ポンプの停止に伴って低下するが約 $8.5 \text{ kg/cm}^2 G$  に落ち着く。LEU炉心における解析結果を表13及び図26~28に、他の炉心における解析結果を表19に示す。これらの結果は、第3章に示す運転時の異常な過渡変化の判断基準を満たしており、燃料、炉心及び冷却系統の健全性が損なわれることはない。

## 6. 4 一次冷却系統の異常な減圧

### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は定格出力運転中に、何らかの原因で圧力サージタンクの窒素ガス排出弁の誤動作によって、一次冷却系統の圧力が異常に減圧し、その結果、炉心の冷却能力が低下して燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

### (2) 解析条件

解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように設定した。

また、解析条件をまとめて表14に示す。

- ① 「原子炉入口圧力低」の信号によって原子炉はスクラムするものとした。  
(「原子炉入口圧力低」の信号は多重化されている。)
- ② 一次冷却系統の減圧速度は、圧力サージタンクの窒素ガス排出弁から窒素ガスが臨界流速<sup>13, 14)</sup>で排出された場合の値とする。詳細については付録A. 4に示す。
- ③ 原子炉入口圧力が5kg/cm<sup>2</sup>Gまで低下すると、「原子炉入口圧力低低」の信号によって商用電源駆動の主循環ポンプが停止するものとした。
- ④ 非常用電源駆動の主循環ポンプについては、「原子炉入口圧力低低」の信号が発生してから5分後に運転を停止するが、緊急ポンプの運転はそれ以後も継続するものとした。
- ⑤ 主循環ポンプが停止する場合、一次冷却水の流量のコストダウン曲線は、主循環ポンプの特性(GD<sup>2</sup>等)に従うものとした。

### (3) 解析結果

事象の推移及び冷却系のロジックを図29及び図30に示す。圧力サージタンク窒素ガス排出弁が誤動作し、原子炉入口圧力が低下して約2.5秒後に「原子炉入口圧力低」の信号によって原子炉はスクラムする。さらに、原子炉入口圧力が低下し「原子炉入口圧力低低」信号によって、約11秒後に商用電源駆動の主循環ポンプが停止する。「原子炉入口圧力低低」の信号が発信した後、約5分間は非常用電源駆動の主循環ポンプの運転を継続する。商用電源及び非常用電源駆動の主循環ポンプの停止後は、運転を継続する緊急ポンプによって一次冷却水の流量約420m<sup>3</sup>/hが確保される。LEU炉心における解析結果を表14及び図31~35に、その他の炉心における解析結果を表19に示す。これらの結果は、第3章に示す運転時の異常な過渡変化の判断基準を満たしており、燃料、炉心及び冷却系統の健全性が損なわれることはない。

## 7. 事故解析

本章では、第2章で選定した事故の解析について述べる。

### 7. 1 一次冷却水流出事故

#### (1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に実際には予測し難い原因で一次冷却系統配管に破損が生じたことによって、一次冷却水が流出し、その結果、炉心の冷却能力が低下して燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

#### (2) 解析条件

解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように設定した。また、解析条件をまとめて表15に示す。

- ① 「原子炉入口圧力低」の信号によって原子炉はスクラムするものとした。  
(「原子炉入口圧力低」の信号は多重化されている。)
- ② 一次冷却系統配管の使用条件が低温、低圧であること及び材質の特性を考慮して、同配管の破損面積は  $Dt/4$  (ただし、D:配管の外径、t:配管の肉厚) を想定した。炉心への影響が最も厳しくなる配管の破損位置は、最も低い位置の最大口径配管である熱交換器出口配管（詳細は付録A. 5に示す。）とした。開口面積  $29.7\text{cm}^2$  の破損が瞬時に発生するものとし、破損口における放出係数は 1.0とした。
- ③ 事故発生から0.29秒後（詳細は付録A. 6に示す。）に商用電源が喪失し、商用電源駆動の主循環ポンプが停止するものとした。また、二次冷却系統補助ポンプの起動にあたっては1台の起動失敗を考慮し、1分後に予備機が起動するものとした。
- ④ 原子炉入口圧力が  $5\text{kg/cm}^2\text{G}$ まで低下すると、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信し、サイフォンブレーキ弁及び炉プール連通弁は、各々の開条件が満たされた時に開となり得る状態となる。
- ⑤ 非常用電源駆動の主循環ポンプは「原子炉入口圧力低低」の信号が発生してから5分後に停止し、緊急ポンプは運転を継続するものとした。
- ⑥ 各ポンプが停止する場合、冷却水の流量のコストダウン曲線は、各ポンプの特性 ( $G D^2$  等) に従うものとした。
- ⑦ 漏えい水循環モードへの切替えを手動操作で行う場合に10分間の時間的余裕を考慮した。

- ⑧ 炉プール水位が正常水位より 2 m 低下すると、「炉プール水位低」の信号によって漏えい水を炉プールに戻すため排水ポンプが自動起動するものとした。
- ⑨ 漏えい水を炉プールに戻す量は  $140 \text{ m}^3/\text{h}$  とした。

### (3) 解析結果

事象の推移及び冷却系のロジックを図36及び図37に示す。配管破損によって一次冷却水が流出し、それとともに原子炉入口圧力が低下して約0.5秒後に「原子炉入口圧力低」の信号によって原子炉はスクラムする。また、原子炉入口圧力が低下し、「原子炉入口圧力低低」の信号が事故発生の約0.4秒後に発信する。「原子炉入口圧力低低」の信号が発信した後、約5分間、非常用電源駆動の主循環ポンプの運転を継続することによって、炉心は十分冷却される。また、非常用電源駆動の主循環ポンプ停止後においても、運転を継続している緊急ポンプによって、炉心は十分冷却される。さらに、時間が経過して事故発生の約23分後に漏えい水は、漏えい水再循環設備によって炉プールに戻される。約3時間後には流出流量と炉プールに戻す流量がバランスし、炉プール水位は炉プール連通弁上約1.6mに落ち着く。したがって、その後も運転を継続している緊急ポンプによって炉心は十分に冷却される。事故発生から20時間後に緊急ポンプを停止し、自然循環による冷却に移行するが、この場合においてもDNBRは約1.7である。LEU炉心における解析結果を表15及び図38~41に、その他の炉心における解析結果を表20に示す。これらの結果は、第3章に示す事故に関する判断基準はもとより運転時の異常な過渡変化に関する判断基準をも満たしており、燃料、炉心及び冷却系統の健全性が損なわれることはない。

## 7. 2 主循環ポンプ軸固着事故

### (1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に何らかの原因で主循環ポンプ3台のうち、1台の回転軸が瞬間に固着することによって、一次冷却水の流量が減少し、その結果、炉心の冷却能力が低下し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。

### (2) 解析条件

解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように設定した。また、解析条件をまとめて表16に示す。

- ① 本事象において作動する安全動作（スクラム）としては「炉心流量低」と「原子炉出入口圧力差小」があるが、これらの多様性を考慮して、「炉心流量低」信号より

遅れて作動する「原子炉出入口圧力差小」の信号よって、原子炉がスクラムするものとした。

- ② 軸固着した主循環ポンプは瞬時（1/1000秒、計算可能な最小の値。）に停止するものとした。

### (3) 解析結果

事象の推移及び冷却系のロジックを図42及び図43に示す。主循環ポンプの軸固着によって一次冷却水の流量が低下し、約0.6秒後に「原子炉出入口圧力差小」の信号によって原子炉はスクラムする。一次冷却水の流量は、運転を継続している主循環ポンプ2台及び緊急ポンプによって約4,800m<sup>3</sup>/hが確保される。LEU炉心における解析結果を表16及び図44～46に、その他の炉心における解析結果を表20に示す。これらの結果は、第3章に示す事故に関する判断基準はもとより運転時の異常な過渡変化に関する判断基準をも満たしており、燃料、炉心及び冷却系統の健全性が損なわれることはない。

## 7. 3 二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故

### (1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に何らかの原因で二次冷却系統循環ポンプ3台のうち、1台の回転軸が瞬間的に固着することによって、二次冷却水の流量が減少し、その結果、一次冷却水の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) 解析条件

解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように設定した。また、解析条件をまとめて表17に示す。

- ① 本事象において作動する安全動作（制御棒挿入）としては「原子炉入口温度高」及び「原子炉出口温度高」（設定値：原子炉出口温度60°C）があるが、これらの多様性を考慮して「原子炉入口温度高」より遅れて動作する「原子炉出口温度高」の制御棒挿入信号によって原子炉が停止するものとした。
- ② 二次冷却系統循環ポンプ1台が停止する場合、ポンプは瞬時（1/1000秒、計算可能な最小の値。）に停止するものとした。

### (3) 解析結果

事象の推移及び冷却系のロジックを図47及び図48に示す。二次冷却水の流量低下後、一次冷却水の原子炉出口温度は徐々に上昇するが、約58°Cで収束して一定となり、制御棒挿入には至らない。LEU炉心における解析結果を表17及び図49～51に、その他の炉心における解析結果を表20に示す。これらの結果は、第3章に示す事故に関する判断基準はもとより運転時の異常な過渡変化に関する判断基準をも満たしており、燃料、炉心及び冷却系統の健全性が損なわれることはない。

## 7. 4 炉心流路閉塞事故

### (1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に何らかの要因で一次冷却水中に混入していた異物が炉心内の流路を閉塞することによってその流路内的一次冷却水の流量が減少し、その結果燃料温度が上昇して燃料板に損傷を起こすおそれのある場合を想定する。

### (2) 解析条件

本解析では、実際より厳しい結果を得るために、解析条件を次のように設定した。解析条件をまとめて表18に示す。また、計算の詳細については参考文献10を参照されたい。

- ① 流路の閉塞は、ホットチャンネル1流路が完全に閉塞したものとした。
- ② 閉塞流路に接する燃料板で発生した熱は、すべて隣接の正常流路で除去されるものとした。
- ③ 燃料板の側板方向への熱伝導はないものとした。

なお、事故時の燃料の温度は、解析結果を厳しくするために定常熱水力計算を行うCOOLODコードによって解析した。

### (3) 解析結果

事象の推移及び冷却系のロジックを図52及び図53に示す。LEU炉心における解析結果を表17及び図54に、その他の炉心における解析結果を表20に示す。この事故において、最小DNBRは1.5を下回ることから、燃料の健全性が損なわれる可能性がある。しかし、燃料芯材最高温度は400 °C以下であるから、ブリスタ発生または被覆材の溶融等による破損伝播の可能性はないと考えられる（燃料が破損すると「燃料破損」信号により原子炉が停止するため、実際の事故の最小DNBR及び燃料温度は、計算値よりも安全側の値とな

る。）。また、閉塞流路に接する2枚の燃料板に含まれる核分裂生成物が放出に寄与すると想定して被ばく評価を行ったところ、敷地境界外における公衆の最大実効線量当量の合計は約  $1.5 \times 10^{-5} \text{ Sv}$  となり、周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないことが明らかとなった。以上の結果から、第3章に示した事故時の判断基準を満たしている。

## 8. 総 言

第2章で選定した運転時の異常な過渡変化及び事故の解析を行ったところ、何れの事象においても第3章で示した各判断基準を満足していることが明らかとなった。解析を行って気づいた点を挙げると以下のとおりである。

- ① 主循環ポンプのトラブル（「一次冷却水の流量低下」及び「主循環ポンプ軸固着事故」）は、他の事象より厳しいものになった。
- ② 二次冷却系統のトラブル（「二次冷却水の流量低下」及び「二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故」）は、制御棒挿入に至らなかったことから炉心に対して影響が少ないことが明らかとなった。これは、J M T R の二次冷却系統冷却水ポンドの容量が大きいことから予想された結果でもある。
- ③ 運転時の異常な過渡変化及び事故で想定した事象のうち、J M T R の運転経験の中で最も多く発生した「商用電源喪失」は、原子炉停止に至る事象の中で炉心に与える影響が最も小さい（最小D N B R が最も大きく、かつ燃料温度が最も低い）ことが明らかとなった。
- ④ 事故事象の「一次冷却水流出事故」、「主循環ポンプ軸固着事故」及び「二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故」においては運転時の異常な過渡変化の判断基準をも満たし、燃料の健全性が損なわれないことが明らかとなった。
- ⑤ 「炉心流路閉塞事故」では、燃料板の健全性を保てない結果となつたが、破損伝播の可能性がないことが明らかとなった。燃料板の健全性を保てないことから、燃料板2枚の破損を想定して被ばく評価を行ったところ事故の判断基準を満たすことが明らかとなった。

以上のことから、J M T R の燃料の低濃縮化に伴う安全解析において、移行炉心、L E U炉心及び混合炉心の健全性は、運転時の異常な過渡変化及び事故時も含めて保持できることが明らかとなった。これらの結果を用いて、J M T R では平成3年3月28日に「原子炉設置変更許可申請」を行い、平成4年2月28日に科学技術庁から許可を受けた。

る。）。また、閉塞流路に接する2枚の燃料板に含まれる核分裂生成物が放出に寄与すると想定して被ばく評価を行ったところ、敷地境界外における公衆の最大実効線量当量の合計は約  $1.5 \times 10^{-5} \text{ Sv}$  となり、周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないことが明らかとなった。以上の結果から、第3章に示した事故時の判断基準を満たしている。

## 8. 結 言

第2章で選定した運転時の異常な過渡変化及び事故の解析を行ったところ、何れの事象においても第3章で示した各判断基準を満足していることが明らかとなった。解析を行って気づいた点を挙げると以下のとおりである。

- ① 主循環ポンプのトラブル（「一次冷却水の流量低下」及び「主循環ポンプ軸固着事故」）は、他の事象より厳しいものになった。
- ② 二次冷却系統のトラブル（「二次冷却水の流量低下」及び「二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故」）は、制御棒挿入に至らなかったことから炉心に対して影響が少ないことが明らかとなった。これは、J M T R の二次冷却系統冷却水ポンドの容量が大きいことから予想された結果でもある。
- ③ 運転時の異常な過渡変化及び事故で想定した事象のうち、J M T R の運転経験の中で最も多く発生した「商用電源喪失」は、原子炉停止に至る事象の中で炉心に与える影響が最も小さい（最小D N B R が最も大きく、かつ燃料温度が最も低い）ことが明らかとなった。
- ④ 事故事象の「一次冷却水流出事故」、「主循環ポンプ軸固着事故」及び「二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故」においては運転時の異常な過渡変化の判断基準をも満たし、燃料の健全性が損なわれないことが明らかとなった。
- ⑤ 「炉心流路閉塞事故」では、燃料板の健全性を保てない結果となつたが、破損伝播の可能性がないことが明らかとなった。燃料板の健全性を保てないことから、燃料板2枚の破損を想定して被ばく評価を行ったところ事故の判断基準を満たすことが明らかとなった。

以上のことから、J M T R の燃料の低濃縮化に伴う安全解析において、移行炉心、L E U炉心及び混合炉心の健全性は、運転時の異常な過渡変化及び事故時も含めて保持できることが明らかとなった。これらの結果を用いて、J M T R では平成3年3月28日に「原子炉設置変更許可申請」を行い、平成4年2月28日に科学技術庁から許可を受けた。

## 謝　　辞

本解析を進めるに当たり、原子炉工学部原子炉システム研究室の朝日義郎主任研究員に終始ご指導を頂いた。冷却系統に関する実験には原子炉第2課稻田征二課長代理をはじめとして原子炉第1課の方々にご協力頂いた。また、安藤弘栄照射第1課長、軽水炉将来技術開発計画特別チームの中田宏勝課長にご助言を頂いた。更に、解析に当たっては（株）東芝アドバンストシステム（旧社名：日本システム）の大石則雄氏、小境 博氏、林 俊彦氏にご協力を頂いた。以上記して謝意を表します。

## 参考文献

- 1) JMTR照射ハンドブック、1987.
- 2) 渡辺 終吉、JAERI-M84-162, (1984).
- 3) Y. Asahi, M. Hirano and K. Sato, JAERI 1300, (1986).
- 4) Y. Asahi, K. Matsumoto and M. Hirano, JAERI-M90-172, (1990).
- 5) 原子力安全委員会、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、1991.
- 6) 原子力安全委員会、水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針、1991.
- 7) 日本原子力研究所研究用原子炉施設の安全評価に関する基本方針について、日本原子力研究所.
- 8) 数土幸夫 他、JAERI-M 84-079, 1984.
- 9) Komori, et al. : "Experimental Study on DNB Heat Flux Correlations for JMTR Safety Analysis", RERTR Meeting, (1990).
- 10) 石塚悦男 他、JAERI-M 92-043, (1992).
- 11) 原子炉第1課、JMTR本体及び特定施設ハンドブック、1986、私信.
- 12) "Safety Evaluation Report related to the Evaluation Low-Enriched Uranium Silicide-Aluminum Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors", NUREG-1313, (July, 1980).
- 13) JMTR最終計算書、1978
- 14) 小林恒和、"工業熱力学演習"、産業図書株式会社発行

## 謝　　辞

本解析を進めるに当たり、原子炉工学部原子炉システム研究室の朝日義郎主任研究員に終始ご指導を頂いた。冷却系統に関する実験には原子炉第2課稻田征二課長代理をはじめとして原子炉第1課の方々にご協力頂いた。また、安藤弘栄照射第1課長、軽水炉将来技術開発計画特別チームの中田宏勝課長にご助言を頂いた。更に、解析に当たっては（株）東芝アドバンストシステム（旧社名：日本システム）の大石則雄氏、小境 博氏、林 俊彦氏にご協力を頂いた。以上記して謝意を表します。

## 参考文献

- 1) JMTR照射ハンドブック、1987.
- 2) 渡辺 終吉、JAERI-M84-162, (1984).
- 3) Y. Asahi, M. Hirano and K. Sato, JAERI 1300, (1986).
- 4) Y. Asahi, K. Matsumoto and M. Hirano, JAERI-M90-172, (1990).
- 5) 原子力安全委員会、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、1991.
- 6) 原子力安全委員会、水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針、1991.
- 7) 日本原子力研究所研究用原子炉施設の安全評価に関する基本方針について、日本原子力研究所.
- 8) 数土幸夫 他、JAERI-M 84-079, 1984.
- 9) Komori, et al. : "Experimental Study on DNB Heat Flux Correlations for JMTR Safety Analysis", RERTR Meeting, (1990).
- 10) 石塚悦男 他、JAERI-M 92-043, (1992).
- 11) 原子炉第1課、JMTR本体及び特定施設ハンドブック、1986、私信.
- 12) "Safety Evaluation Report related to the Evaluation Low-Enriched Uranium Silicide-Aluminum Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors", NUREG-1313, (July, 1980).
- 13) JMTR最終計算書、1978
- 14) 小林恒和、"工業熱力学演習"、産業図書株式会社発行

表1 主要な熱的仕様

熱出力	50 MW
平均出力密度	約 492 kW/l
一次冷却水流量	約 6000 m <sup>3</sup>
原子炉入口温度	約 49 °C
原子炉出口温度	約 56 °C
原子炉入口圧力	約 14 kg/cm <sup>2</sup> G
原子炉出入口圧力差	約 3.3 kg/cm <sup>2</sup>
原子炉全伝熱面積	約 41 m <sup>2</sup>
平均熱流束	約 120 W/cm <sup>2</sup>

表2 中濃縮化と低濃縮化における解析の比較

中濃縮に係わる解析	低濃縮に係わる解析
核的事故及び核的以外の事故	運転時の異常な過渡変化
・制御棒引抜き事故	・起動時における制御棒の異常な引抜き
└ 起動時	・出力運転中の制御棒の異常な引抜き
└ 定格出力運転時	・照射試料による反応度付加 (追加)
・燃料板破損	(削除)
・反射体破損	(削除)
・燃料装荷事故	(削除)
・冷水事故	・冷水導入による反応度付加
・ポンプ事故	・一次冷却水の流量低下
・加圧系機器の故障	・二次冷却水の流量低下 (追加)
・停電事故	・一次冷却系統の異常な減圧
・ループの試料落下事故	・商用電源喪失
・キャプセルの事故	事 故
・1次冷却系配管の破損	・照射実験設備の破損による反応度の異常な付加
・安全棒事故	・主循環ポンプ軸固着事故 (追加)
・炉心流路閉塞事故	・二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故 (追加)
重大事故・仮想事故	・一次冷却水流出事故
・炉心流路閉塞事故	(削除)
	・炉心流路閉塞事故
	・燃料取扱事故 (追加)
	重大事故・仮想事故
	・炉心流路閉塞事故

表3 热水路係数

因子	炉心	移行炉心	L E U炉心及び混合炉心
核的热水路係数 ( $F_N = F_H \cdot F_L \cdot F_z$ )		3.11	3.14
・水平方向出力分布因子( $F_H$ )			
×局部出力分布因子( $F_L$ )		2.07	2.12
・垂直方向出力分布因子( $F_z$ )		1.50	1.48
工学的热水路係数		1.33	
・冷却水バルク温度上昇因子( $F_b$ )			
・フィルム温度上昇因子( $F_f$ )		1.57	

表4 原子炉のスクラム値及びスクラム時間

項目 スクラム信号	スクラム値	スクラム時間 [s]	
		スクラム遅れ時間	落下時間
原子炉出入口圧力差小	2.2 kg/cm <sup>2</sup>	0.4	0.4
原子炉入口圧力低	12 kg/cm <sup>2</sup> G	0.4	0.4
主循環ポンプ商用電源異常	—	0.2	0.4

表5 スクラム反応度

炉心名	スクラム反応度 [%△k/k]
移行炉心	3.6
L E U炉心及び混合炉心	3.4

表6 冷却系統の安全保護信号

信 号 名	発 信 条 件
原子炉入口圧力低低	原子炉入口圧力 $5 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$
炉 プール 水 位 低	炉 プール 水 位 $2 \text{ m}$ 低下

表7 冷却系統の安全保護動作

動 作 機 器	動作信号	主 な 動 作 目 的	動 作 内 容
非常用電源駆動主循環ポンプ	原子炉入口圧力低低	一次冷却水流出事故時の冷却水流出量を低減するため。	動作信号を受け 5 分後に停止。
炉 プール 連 通 弁	原子炉入口圧力低低	圧力低下事象において圧力容器内の圧力を維持するため。	動作信号を受けて開準備。炉 プールより圧力容器内の圧力が $0.16 \text{ kg/cm}^2$ 低くなると開。
サイフォンブレーク弁	原子炉入口圧力低低	炉心の冠水を維持するため。	動作信号を受けて開準備。炉心上部より $0.1 \text{ m}$ の水位でサイフォンブレーク現象が生じる。
漏えい水再循環設備	炉 プール 水 位 低 ※1	一次冷却水流出事故時の漏えい水を一次冷却系統に戻すため。	動作信号を受けて排水ポンプ起動。 $140 \text{ m}^3/\text{h}$ の流量を確保。

※1 運転員が手動で漏えい水再循環モードに切り換えるため、解析では10分間の遅れを考慮した。

表8 LEU 燃料被覆材の熱物性値

温 度 (°C)	密 度 (kg/m <sup>3</sup> )	热 容 量 (MJ/m <sup>3</sup> /K)	热 伝 導 率 (W/m/K)
20	$2.70 \times 10^3$	2.49	130
100	$2.70 \times 10^3$	2.61	142
300	$2.70 \times 10^3$	2.83	173

表9 LEU 燃料芯材の熱物性値

温 度 (°C)	密 度 (kg/m <sup>3</sup> )	热 容 量 (MJ/m <sup>3</sup> /K)	热 伝 導 率 (W/m/K)
38	$6.46 \times 10^3$	2.25	32
94	$6.46 \times 10^3$	2.31	32
149	$6.46 \times 10^3$	2.37	32
204	$6.46 \times 10^3$	2.44	32
260	$6.46 \times 10^3$	2.50	32
1000	$6.46 \times 10^3$	3.35	32

表10 初期定常の温度計算結果

(LEU炉心)

	COOLOD	THYDE-P
燃料芯材最高温度 (°C)	209	209
燃料板表面最高温度 (°C)	186	186
冷却水出口最高温度 (°C)	89	99
最 小 D N B R	2.6	2.6

表11 「一次冷却水の流量低下」の解析条件及び結果

	設 定 (値)	設 定 理 由
解 析 条 件	事象の想定条件 主循環ポンプ1台のトリップ	
	解析コード T H Y D E - P	
	单一故障条件 「炉心流量低」信号によるスクラムを期待しない。	
	原子炉初期出力 50 MW	定格出力運転における最高出力
	一次冷却水流量の コーストダウン曲線 ポンプの GD <sup>2</sup> を用いて計算	実測値より安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度 49 °C	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量 6000 m <sup>3</sup> /h	定格流量
	原子炉スクラム時 挿入反応度 図10のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間 0.4 s	
解 析 結 果	安全保護回路信号 原子炉出入口圧力差小（炉心差圧 2.2 kg/cm <sup>2</sup> ）	
	結 果 (L E U炉心)	判 定
	スクラム値到達時間 約 1.1 s	
	原子炉出力 約 50 MW	
	燃料芯材最高温度 約 229 °C	ブリストラ発生温度 (400°C) 以下である。
	燃料板表面最高温度 約 206 °C	
	被覆材熱応力 約 3.9 kg/mm <sup>2</sup>	耐力(5.3kg/mm <sup>2</sup> ) 以下である。
	冷却水最高出口温度 約 111 °C	飽和温度以下である。
	最小D N B R 約 2.2	1.5以上である。

表12 「二次冷却水の流量低下」の解析条件及び結果

	設 定(値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	二次冷却系統循環ポンプ1台のトリップ	
	解析コード	T H Y D E - P	
	单一故障条件	「原子炉入口温度高」信号による制御棒挿入を期待しない。	
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	二次冷却水流量の コストダウン曲線	ポンプの $GD^2$ を用いて計算	実測値より安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m³/h	定格流量
	原子炉スクラム時 挿入反応度	3.4 % $\Delta k/k$ 図10のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	_____	_____
解 析 結 果	安全保護回路信号	制御棒挿入 原子炉出口温度高 (60 °C)	
		結 果 (L E U 炉心)	判 定
	スクラム値到達時間	制御棒挿入に至らない	
	原子炉出力	約 50 MW	
	燃料芯材最高温度	約 211 °C	ブリストラ発生温度 (400°C) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約 188 °C	
	被覆材熱応力	約 3.9 kg/mm²	耐力 (5.3 kg/mm²) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約 101 °C	飽和温度以下である。
	最小D N B R	約 2.6	1.5以上である。

表13 「商用電源喪失」の解析条件及び結果

		設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	商用電源喪失による主循環ポンプ及び二次冷却系統循環ポンプの停止		
	解析コード	T H Y D E - P		
	单一故障条件	なし（「主循環ポンプ商用電源異常」検出系の多重化）		
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力	
	一次及び二次冷却水流量のコールドダウン曲線	ポンプの GD <sup>2</sup> を用いて計算	実測値より安全側に評価するため	
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高の値	
	一次冷却水流量	6000 m <sup>3</sup> /h	定格流量	
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 図10のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタッフ余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値	
	スクラム遅れ時間	0.2 s		
解 析 結 果	安全保護回路信号	主循環ポンプ商用電源異常		
		結 果 (L E U 炉心)	判 定	
	スクラム値到達時間	0 s		
	原子炉出力	約 50 MW		
	燃料芯材最高温度	約 210 °C	ブリストラ発生温度 (400°C) 以下である。	
	燃料板表面最高温度	約 187 °C		
	被覆材熱応力	約 3.9 kg/mm <sup>2</sup>	耐力(5.3kg/mm <sup>2</sup> ) 以下である。	
	冷却水最高出口温度	約 99 °C	飽和温度以下である。	
	最小D N B R	約 2.6	1.5以上である。	

表14 「一次冷却系統の異常な減圧」の解析条件及び結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	圧力サージタンク窒素ガス排出弁開故障	
	解析コード	T H Y D E - P	
	単一故障条件	なし（「原子炉入口圧力低」検出系の多重化）	
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	N <sub>2</sub> ガス排出速度	臨界流速	結果を安全側に評価するため
	一次冷却水流量の コストダウン曲線	ポンプのGD <sup>2</sup> を用いて計算	実測値より安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m <sup>3</sup> /h	定格流量
	原子炉スクラム時 挿入反応度	3.4 %Δk/k 図10 のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
解 析 結 果	スクラム遅れ時間	0.4 s	
	安全保護回路信号	原子炉入口圧力低 (12.0 kg/cm <sub>2</sub> )	
	結 果 (L E U炉心)	判 定	
解 析 結 果	スクラム値到達時間	約 2.1 s	
	原子炉出力	約 50 MW	
	燃料芯材最高温度	約 210 °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 187 °C	
	被覆材熱応力	約 3.9 kg/mm <sup>2</sup>	耐力(5.3kg/mm <sup>2</sup> ) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約 99 °C	飽和温度以下である。
	最小D N B R	約 2.5	1.5以上である。

表15 「一次冷却水流出事故」の解析条件及び結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	一次冷却系統配管破損	
	解析コード	T H Y D E - P	
	単一故障条件	なし（「原子炉入口圧力低」検出系の多重化）	
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	配管破損箇所	熱交換器出口ヘッダ	結果を安全側に評価するため
	配管破損面積	Dt/4 (29.7cm <sup>2</sup> )	研究炉安全評価審査指針より
	商用電源喪失時間	0.29 s	結果を安全側に評価するため
	炉プール連通弁、サイフォンブレーク弁	「原子炉入口圧力低」信号で開	
	コストダウン曲線	ポンプのG D <sup>2</sup> を用いて計算	実測値より安全側に評価するため
	漏えい水の戻し量	140m <sup>3</sup> /h(炉プール水位低で起動)	漏えい水再循環最低流量
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m <sup>3</sup> /h	定格流量
解 析 結 果	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 図10のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.4 s	
	安全保護回路信号	原子炉入口圧力低 (12.0 kg/cm <sup>2</sup> )	
	結 果 (L E U炉心)	判 定	
解 析 結 果	スクラム値到達時間	約 0.1 s	
	原子炉出力	約 50 MW	
	燃料芯材最高温度	約 210 °C	被覆材の溶融温度(582°C) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約 187 °C	
	冷却水最高出口温度	約 100 °C	飽和温度以下である。
	最小D N B R	約 1.6	燃料は損傷しない。

表16 「主循環ポンプ軸固着事故」の解析条件及び結果

		設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	主循環ポンプの軸固着		
	解析コード	T H Y D E - P		
	单一故障条件	'炉心流量低' 信号によるスクラムを期待しない。		
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力	
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高の値	
	一次冷却水流量	6000 m³/h	定格流量	
	原子炉スクラム時 挿入反応度	3.4 %Δk/k 図10のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタッフ余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値	
	スクラム遅れ時間	0.4 s		
解 析 結 果	安全保護回路信号	原子炉出入口圧力差小 (炉心差圧 2.2 kg/cm²)		
		結 果 (L E U炉心)	判 定	
	スクラム値到達時間	約 0.2 s		
	原子炉出力	約 50 MW		
	燃料芯材最高温度	約 231 °C	被覆材の溶融温度(582°C) 以下である。	
	燃料板表面最高温度	約 208 °C		
	冷却水最高出口温度	約 112 °C	飽和温度以下である。	
	最小D N B R	約 2.1	燃料は損傷しない。	

表17 「二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故」の解析条件及び結果

		設 定 (値)	設 定 理 由
解 析 条 件	事象の想定条件	二次冷却系統循環ポンプの軸固着事故	
	解析コード	T H Y D E - P	
	单一故障条件	「原子炉入口温度高」信号による制御棒挿入を期待しない。	
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m³/h	定格流量
	原子炉スクラム時 挿入反応度	3.4 %Δk/k 図10のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果(ワンロッドスタック余裕)に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	—	—
解 析 結 果	安全保護回路信号	原子炉出口温度高 (60 °C)	
		結 果 (L E U炉心)	判 定
	スクラム値到達時間	制御棒挿入に至らない	
	原子炉出力	約 50 MW	
	燃料芯材最高温度	約 211 °C	被覆材の溶融温度(582°C) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約 188 °C	
	冷却水最高出口温度	約 101 °C	飽和温度以下である。
	最小D N B R	約 2.6	燃料は損傷しない。

表18 「炉心流路閉塞事故」の解析条件及び結果

		設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	1 流路の完全閉塞		
	解析コード	COOLOD		
	单一故障条件	なし（「燃料破損」検出系の多重化）		
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力	
	閉塞流路	ホットチャンネル	結果を安全側に評価するため	
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高の値	
	一次冷却水流量	6000 m³/h	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	————	定常解析	
	安全保護回路信号	燃料破損		
解 析 結 果		結 果 (L E U炉心)	判 定	
	スクラム値到達時間	————		
	原子炉出力	約 50 MW		
	燃料芯材最高温度	約 297 °C	被覆材の溶融温度(582°C) 以下である。	
	燃料板表面最高温度	約 228 °C		
	冷却水最高出口温度	約 109 °C	飽和温度以下である。	
	最小D N B R	約 1.3	燃料損傷を想定	

表19 運転時の異常な過渡変化のまとめ

事 象 名	対象炉心名	解 析 結 果				
		最 小 D N B R	燃料芯 材最高 温度 (°C)	燃料板 表面最 高温度 (°C)	冷却水 最高出 口温度 (°C)	被覆材 熱応力 (kg/mm <sup>2</sup> )
一次冷却水の流量低下	移行炉心	約2.2	約228	約206	約111	約3.9
	L E U炉心	約2.2	約229	約206	約111	約3.9
	混合炉心	約2.2	約229	約206	約111	約3.9
二次冷却水の流量低下	移行炉心	約2.6	約210	約188	約101	約3.9
	L E U炉心	約2.6	約211	約188	約101	約3.9
	混合炉心	約2.6	約211	約188	約101	約3.9
商 用 電 源 壞 失	移行炉心	約2.6	約209	約187	約 99	約3.9
	L E U炉心	約2.6	約210	約187	約 99	約3.9
	混合炉心	約2.6	約210	約187	約 99	約3.9
一次冷却系統の異常な減圧	移行炉心	約2.5	約209	約187	約 99	約3.9
	L E U炉心	約2.5	約210	約187	約 99	約3.9
	混合炉心	約2.5	約210	約187	約 99	約3.9

表20 事故のまとめ

事象名	対象炉心名	解析結果				
		燃料芯材最高温度(°C)	燃料板表面最高温度(°C)	冷却水最高出口温度(°C)	最小D N B R	敷地境界外における公衆の最大の実効線量当量の合計(Sv)
一次冷却水流出事故	移行炉心	約209	約187	約100	約1.6	—
	L E U炉心	約210	約187	約100	約1.6	
	混合炉心	約210	約187	約100	約1.6	
主循環ポンプ 軸固着事故	移行炉心	約230	約208	約112	約2.1	—
	L E U炉心	約231	約208	約112	約2.1	
	混合炉心	約231	約208	約112	約2.1	
二次冷却系統 循環ポンプ 軸固着事故	移行炉心	約210	約188	約101	約2.6	—
	L E U炉心	約211	約188	約101	約2.6	
	混合炉心	約211	約188	約101	約2.6	
炉心流路閉塞事故	移行炉心	約296	約228	約108	約1.3	$\text{約}1.5 \times 10^{-5}$
	L E U炉心	約297	約228	約109	約1.3	
	混合炉心	約297	約228	約109	約1.3	

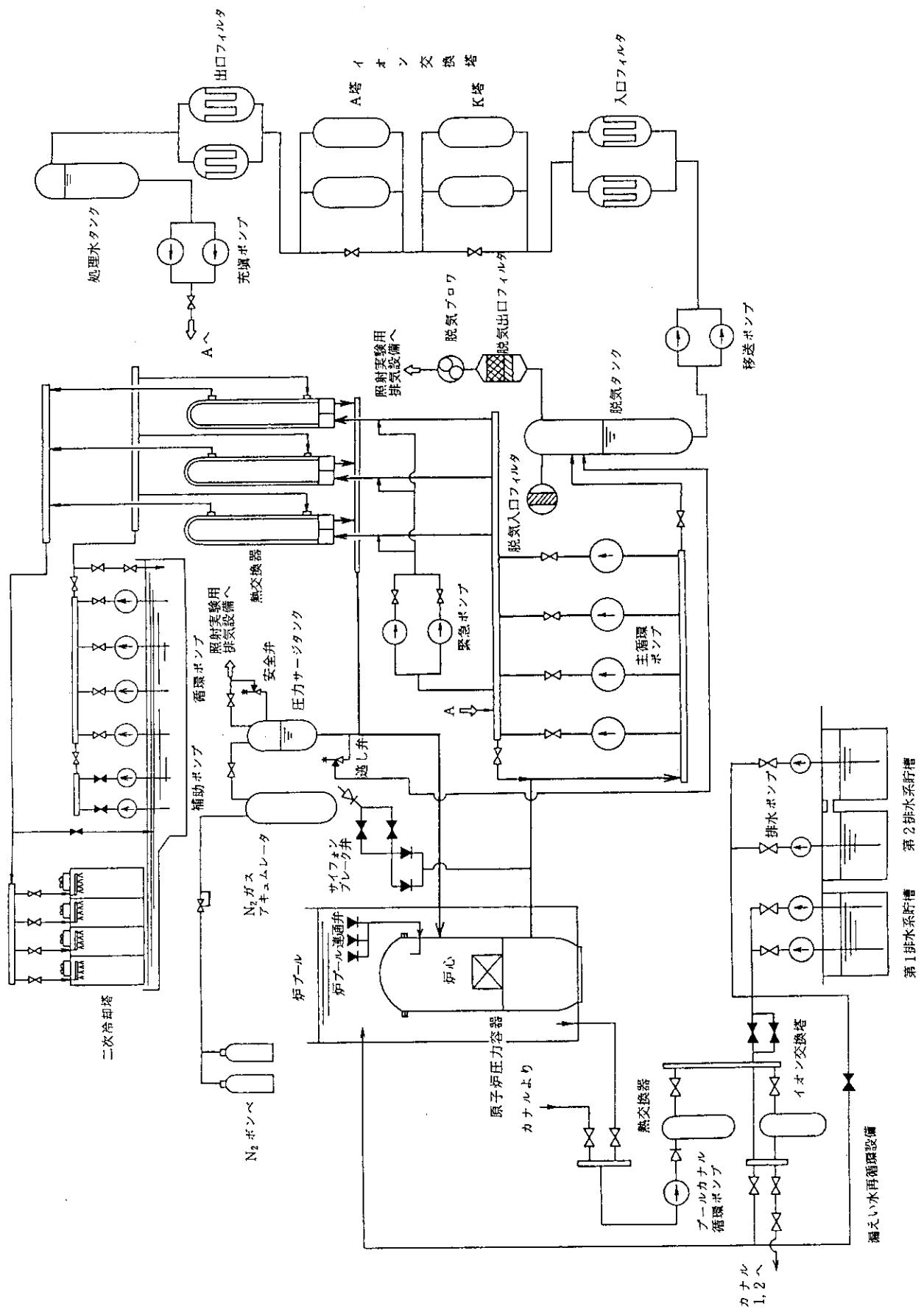
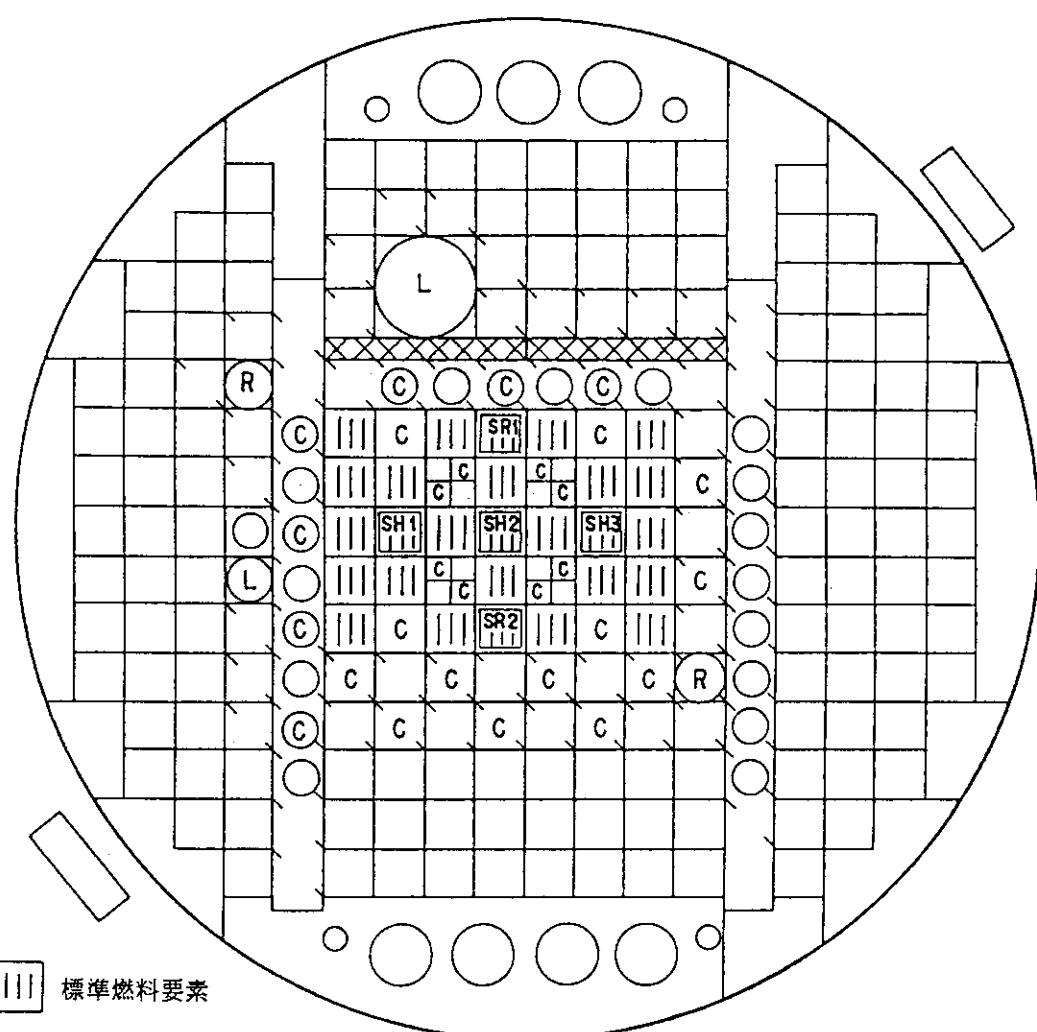


図1 JMTRの冷却系統の概要

A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O	P	Q	R
---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---



1
2
3
4
5
6
7
8
9
10
11
12
13
14
15

[III] 標準燃料要素

[SH] 粗調整棒(燃料フォロワ)

[SR] 微調整棒(燃料フォロワ)

[L] ループ

[C] キャプセル

[R] 水力ラビット

[ ] ベリリウム反射体

[ ] アルミニウム反射体

[X] ガンマ線遮蔽板

図2 炉心配置

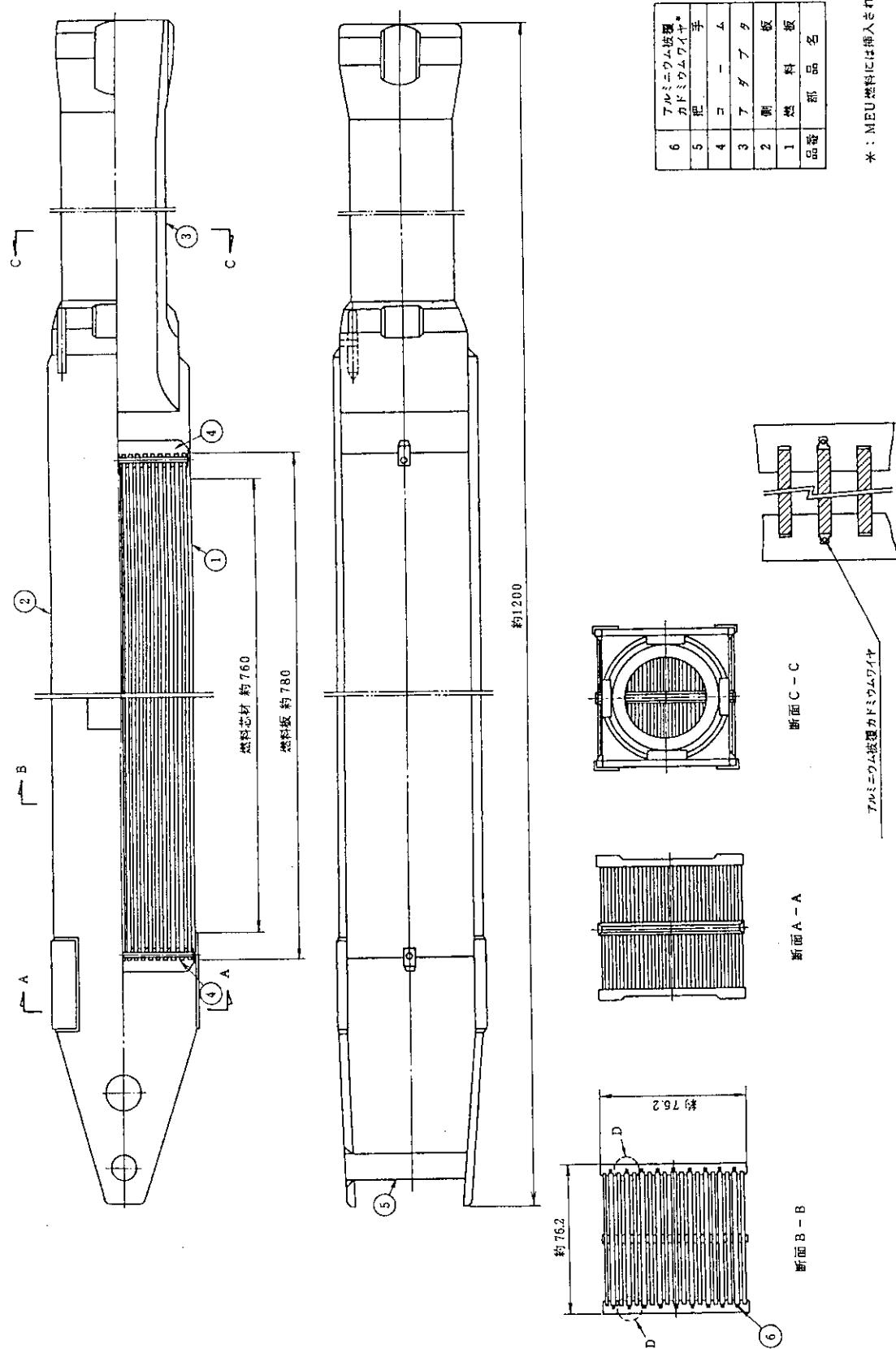
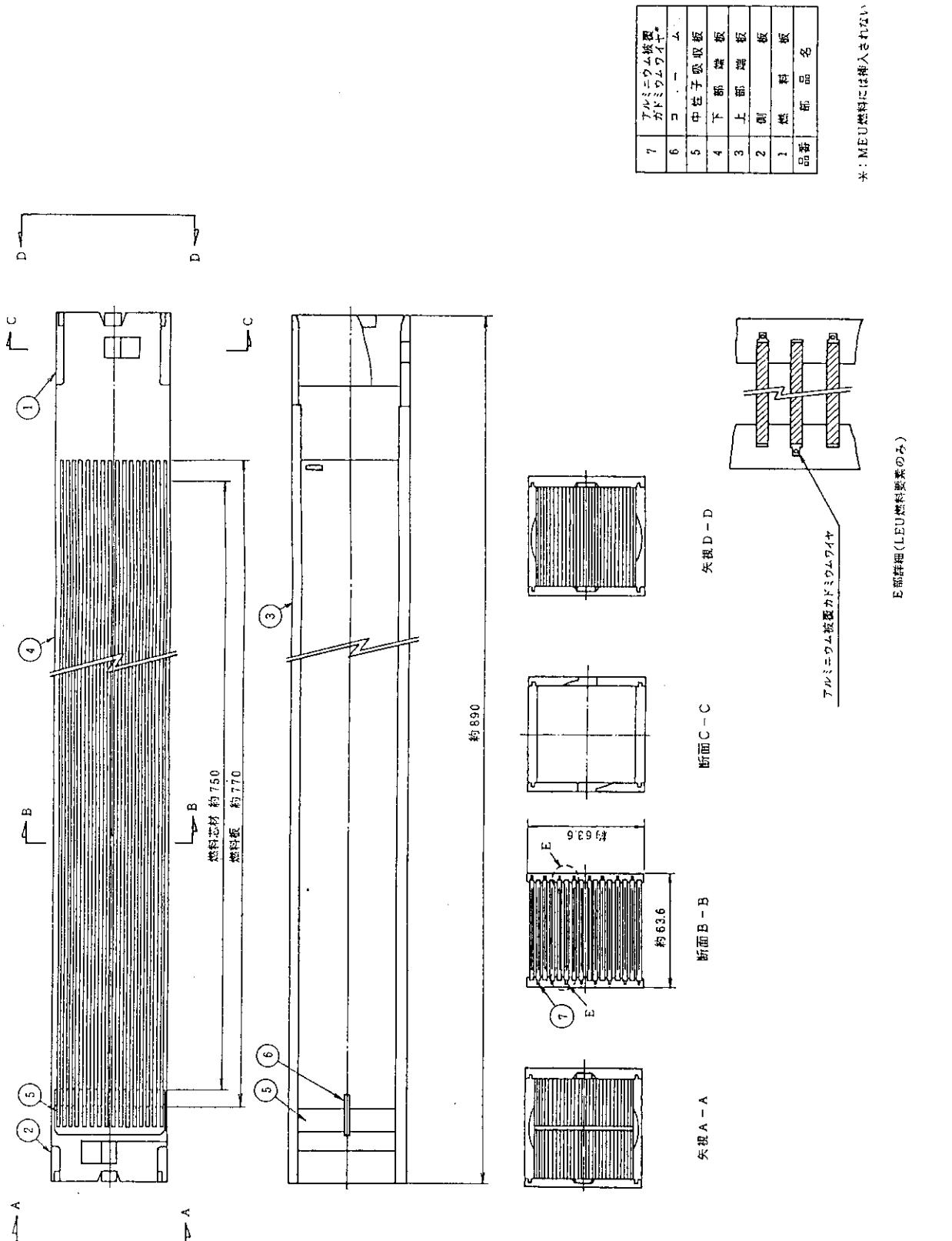


図3 標準燃料要素



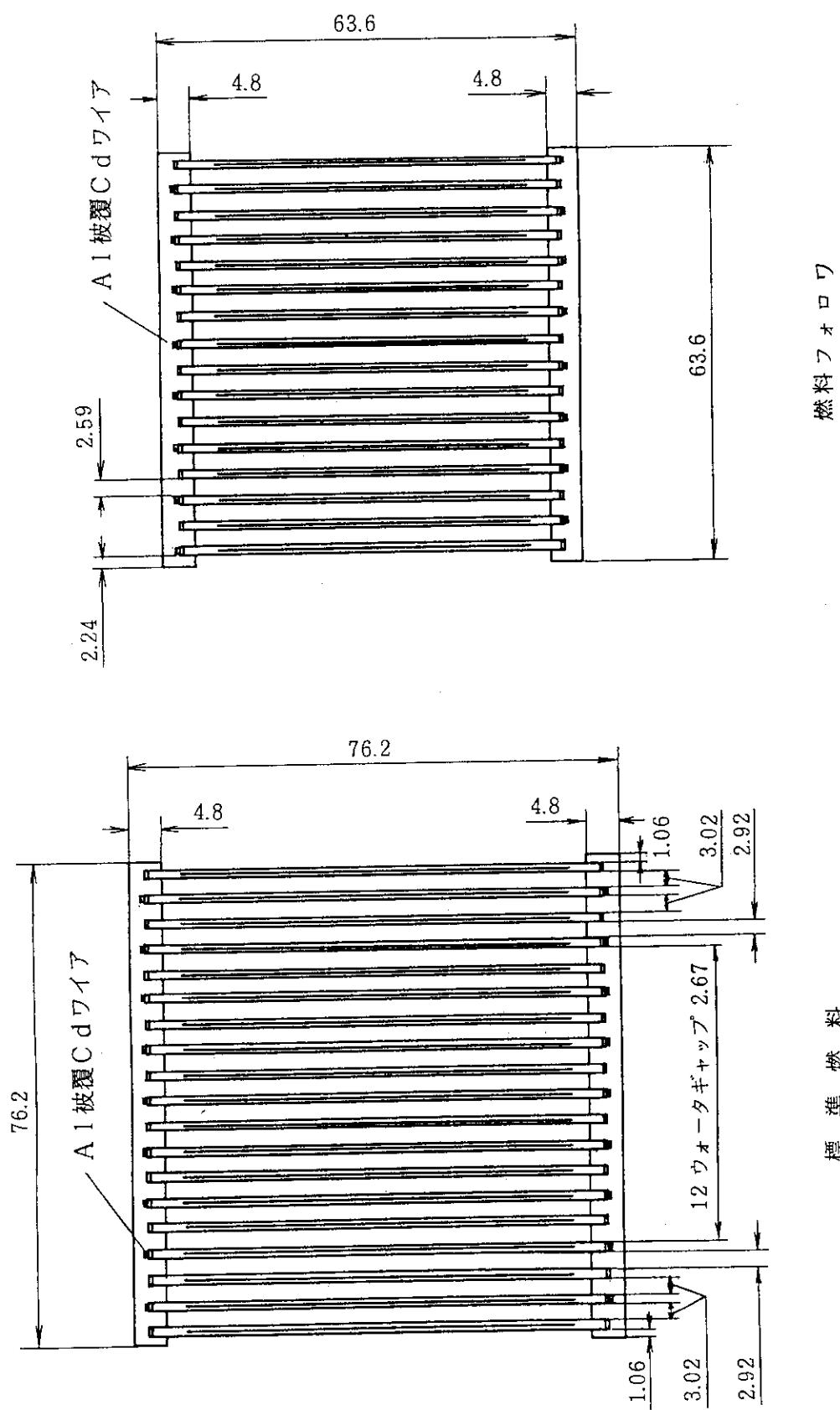
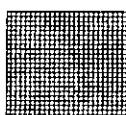
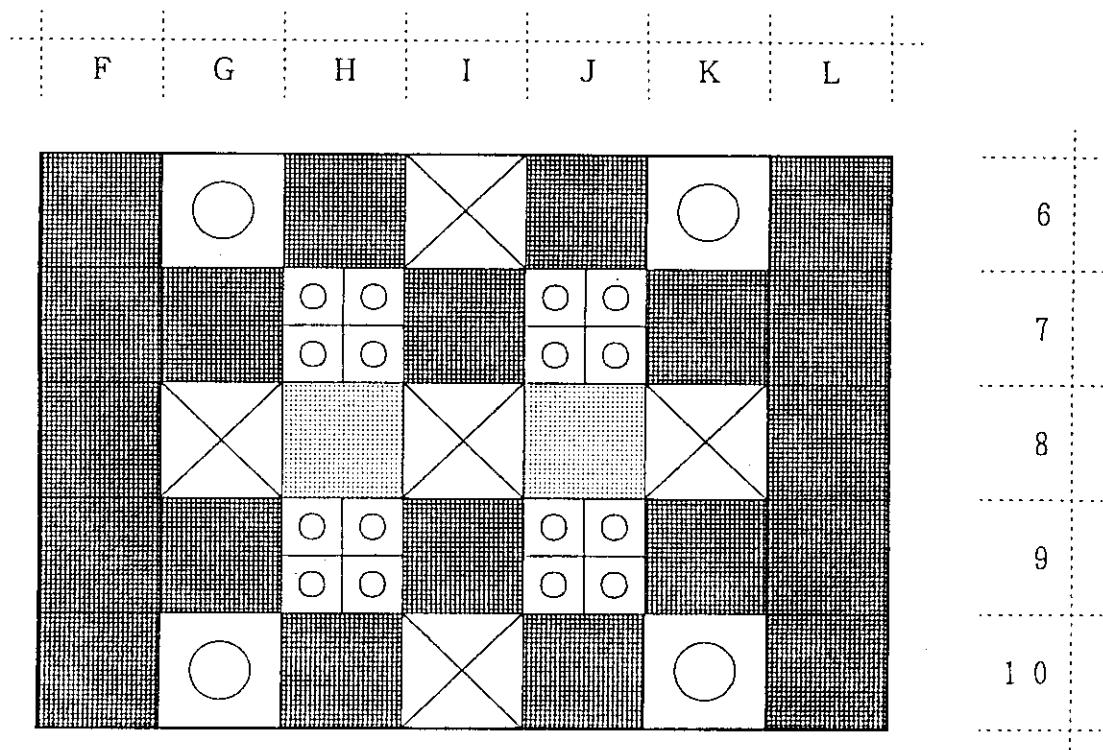


図5 標準燃料と燃料フォロワのウォータギャップ

標準燃料

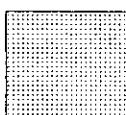
燃料フォロワ



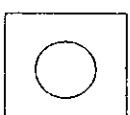
## M E U 燃料（標準燃料要素） ： 2 0 体



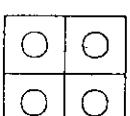
制御棒  
M E U 燃料 (燃料フォロワ)  
; 5 体



## L E U 燃料（標準燃料要素） ：2 体

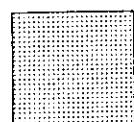
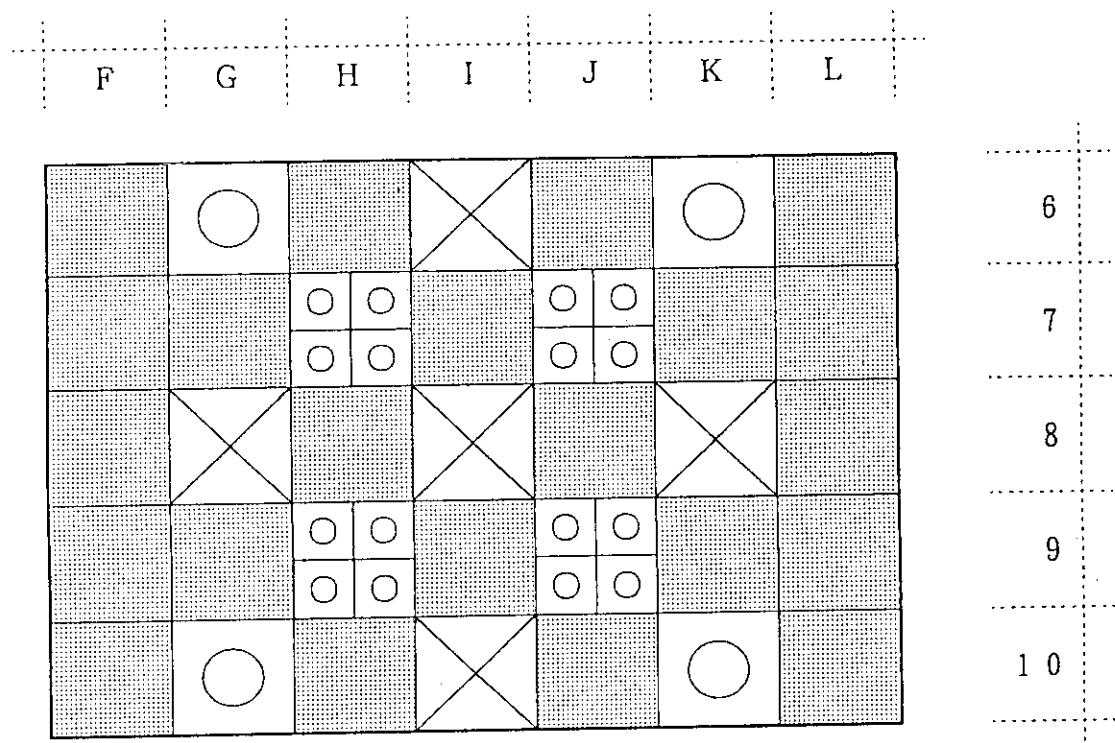


照射孔  
(アルミニウム反射体)

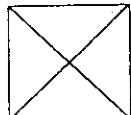


照射孔  
(アルミニウム反射体)

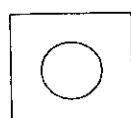
図6 移行炉心の燃料配置



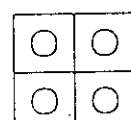
LEU燃料（標準燃料要素）  
: 22体



制御棒  
LEU燃料（燃料フォロワ）  
: 5体



照射孔  
(アルミニウム反射体)



照射孔  
(アルミニウム反射体)

図7 LEU炉心の燃料配置

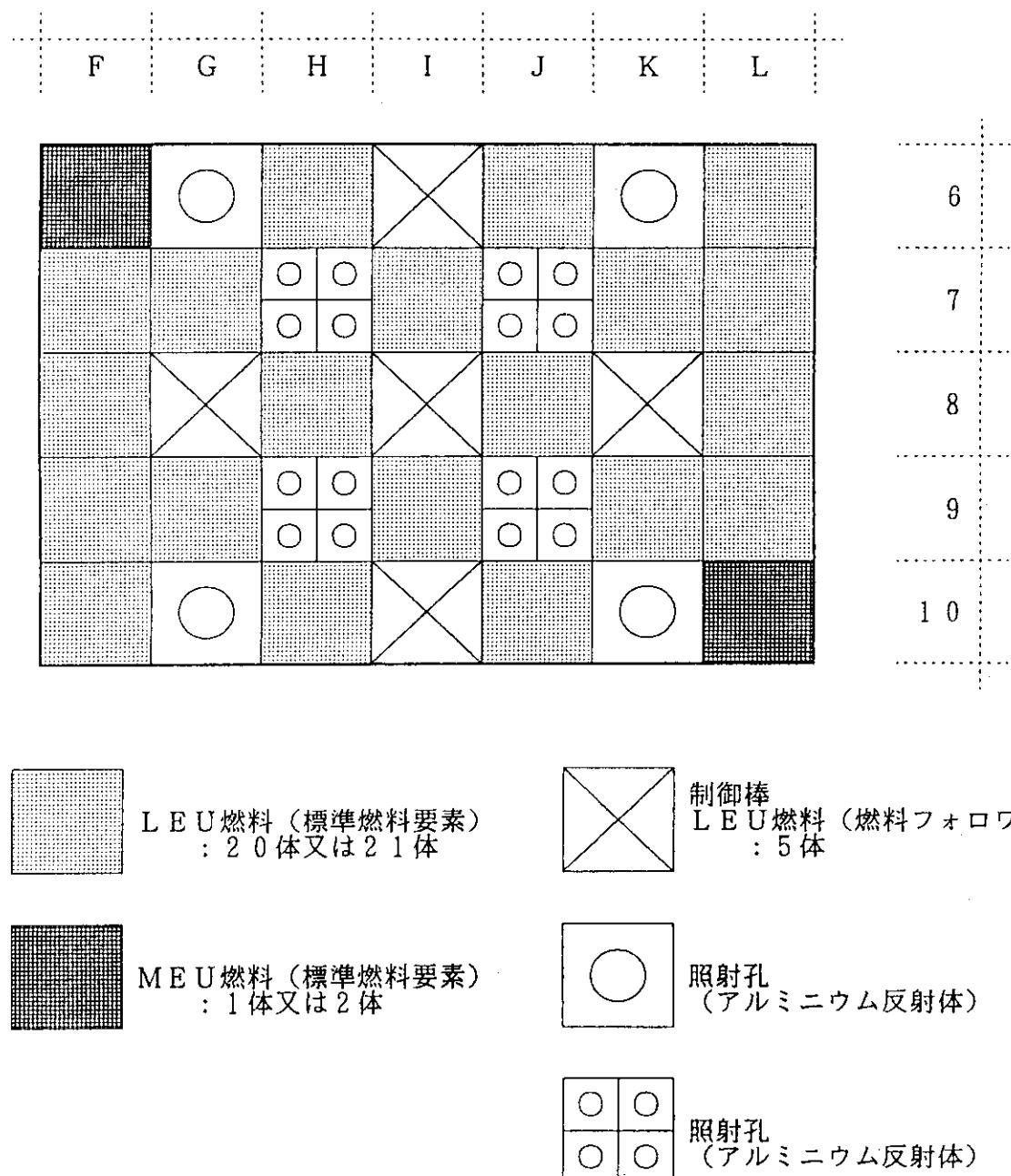


図8 混合炉心の燃料配置

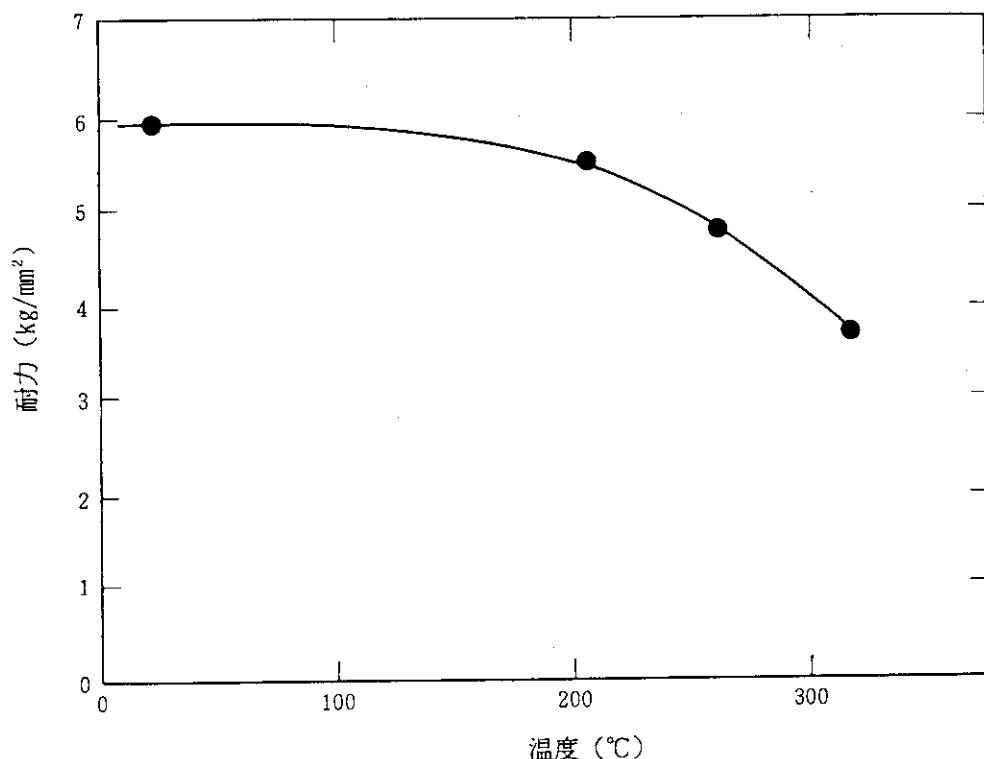


図9 アルミニウム合金A6061-T6材の耐力

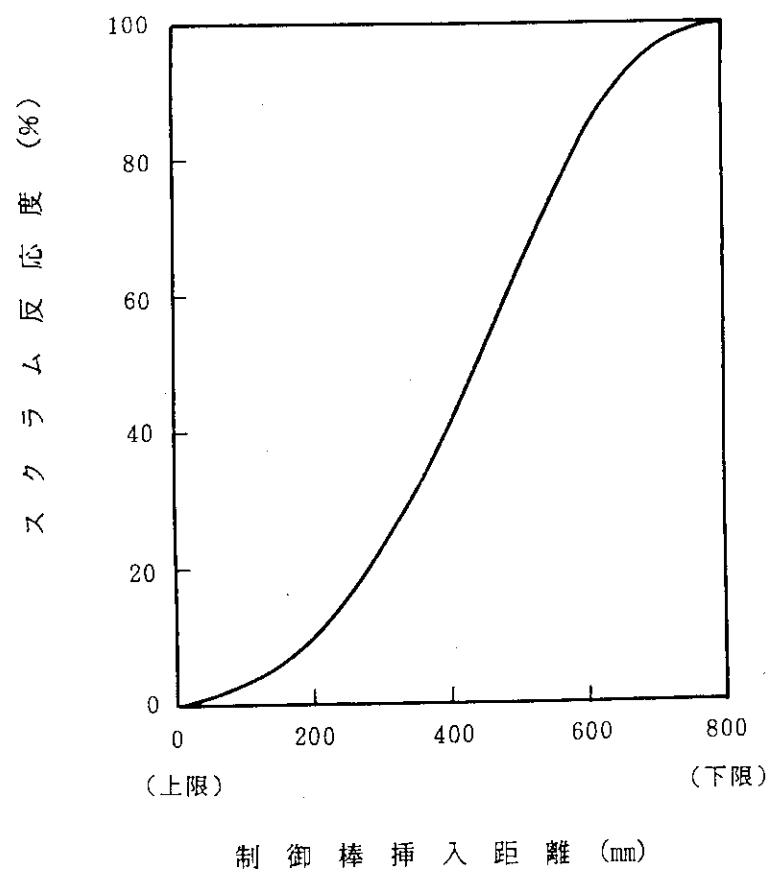


図10 スクラム反応度挿入曲線

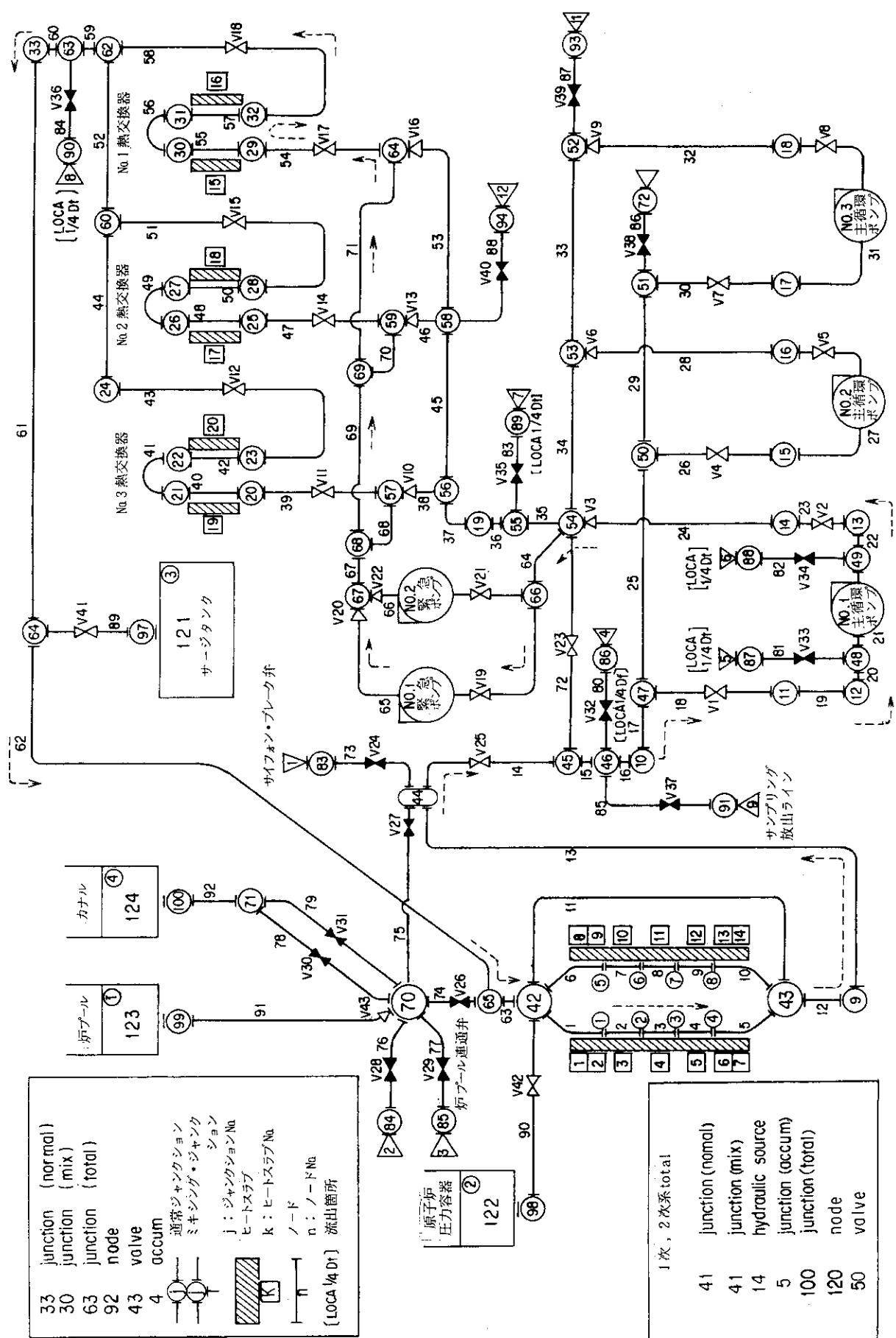


図11 一次冷却系統のモデル

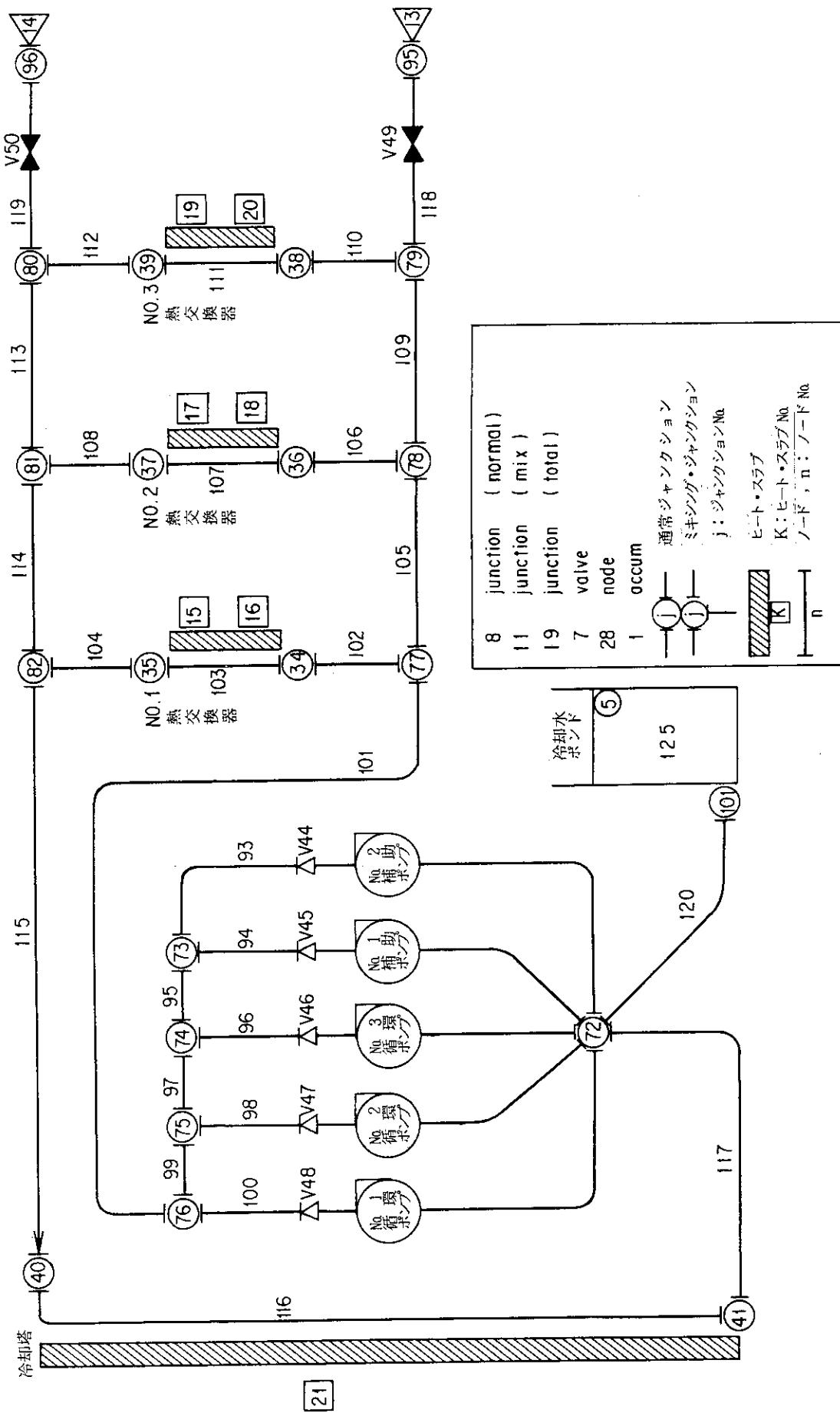


図12 二次冷却系統のモデル

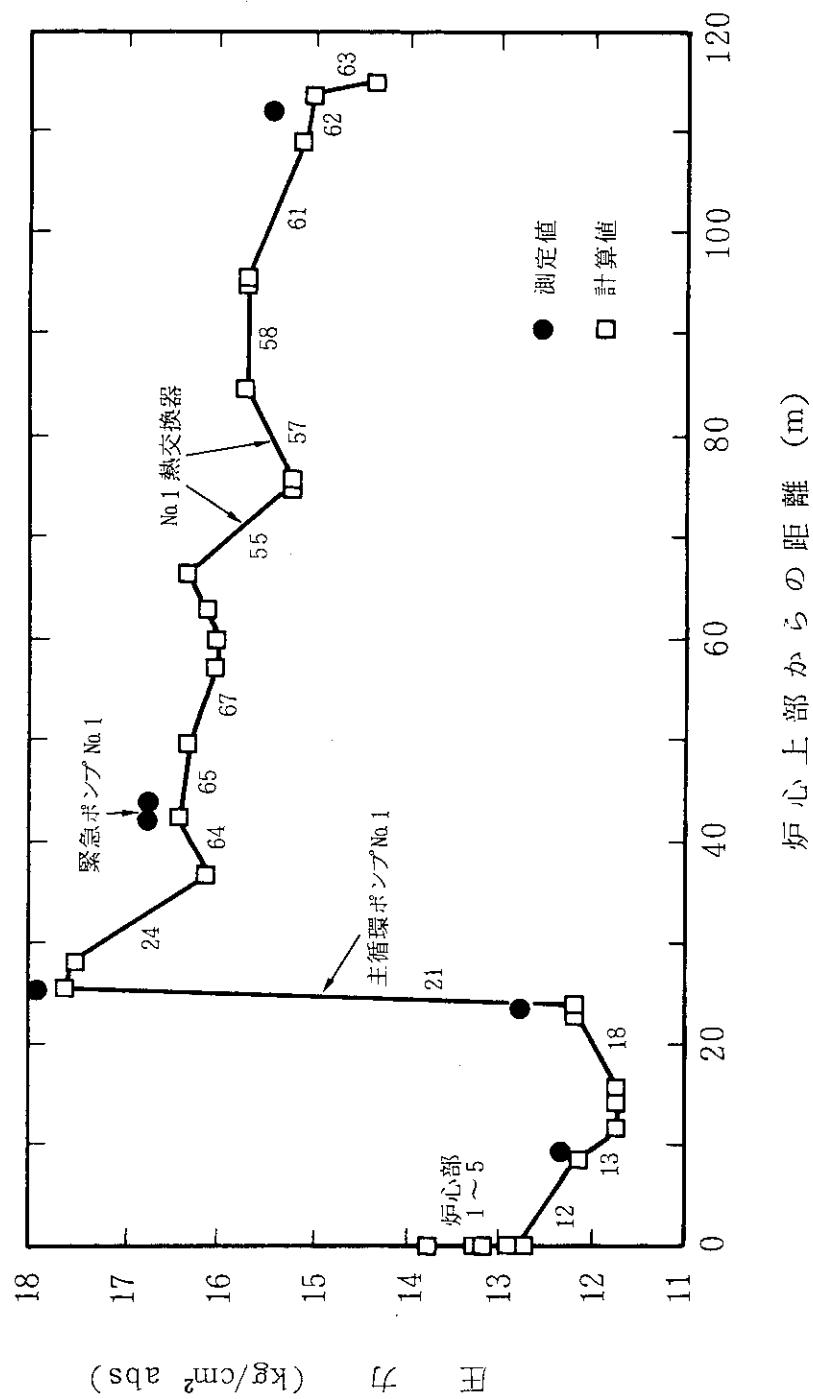


図13 一次冷却系統の圧力分布

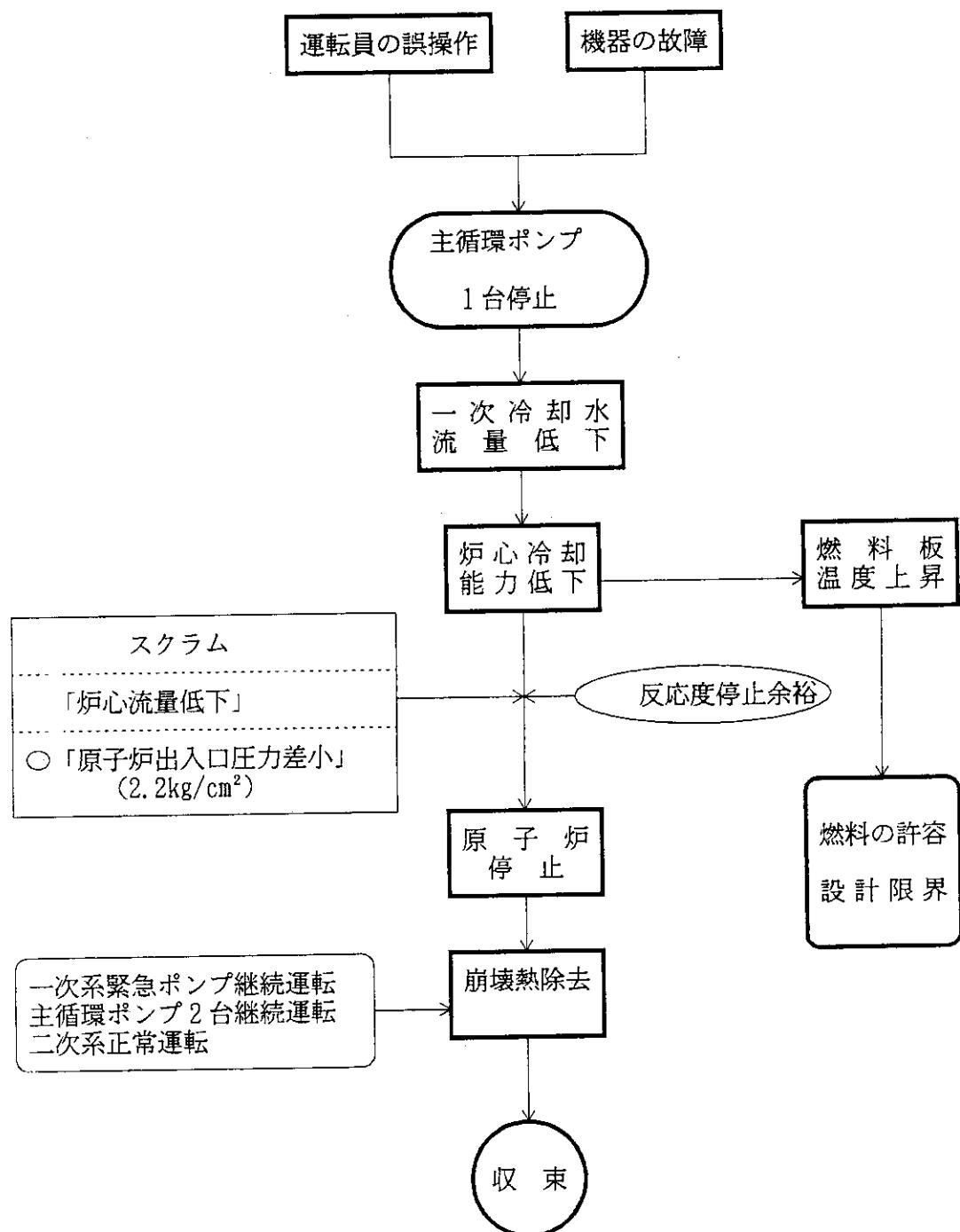


図14 「一次冷却水の流量低下」の事象推移

事象の推移	主循環ポンプの故障	
	正常運転	主循環ポンプ No.1 商
主循環ポンプ No.2 商		コアドクタ
主循環ポンプ No.3 ※		
主循環ポンプ No.4 ※	予備機	
緊急ポンプ No.1 非		
緊急ポンプ No.2 非	予備機	
精製系統商		
漏えい水再循環設備非		
循環ポンプ No.1 商		
循環ポンプ No.2 商		
循環ポンプ No.3 商		
循環ポンプ No.4 商	予備機	
補助ポンプ No.1 非		
補助ポンプ No.2 非		
冷却系統ファン○		

(商：商用電源、非：非常用電源、※：商用電源または非常用電源、○：4台中1台は非常用電源)

図15 「一次冷却水の流量低下」の冷却系ロジック

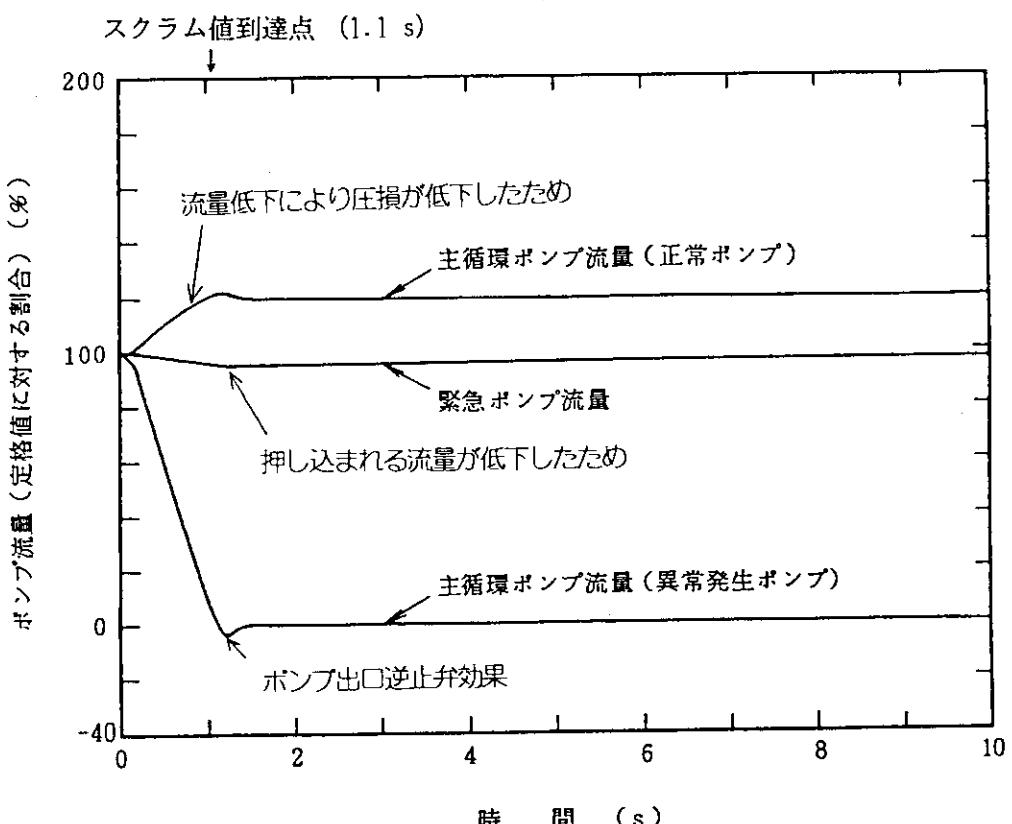


図16 「一次冷却水の流量低下」の解析結果(1) (LEU炉心)

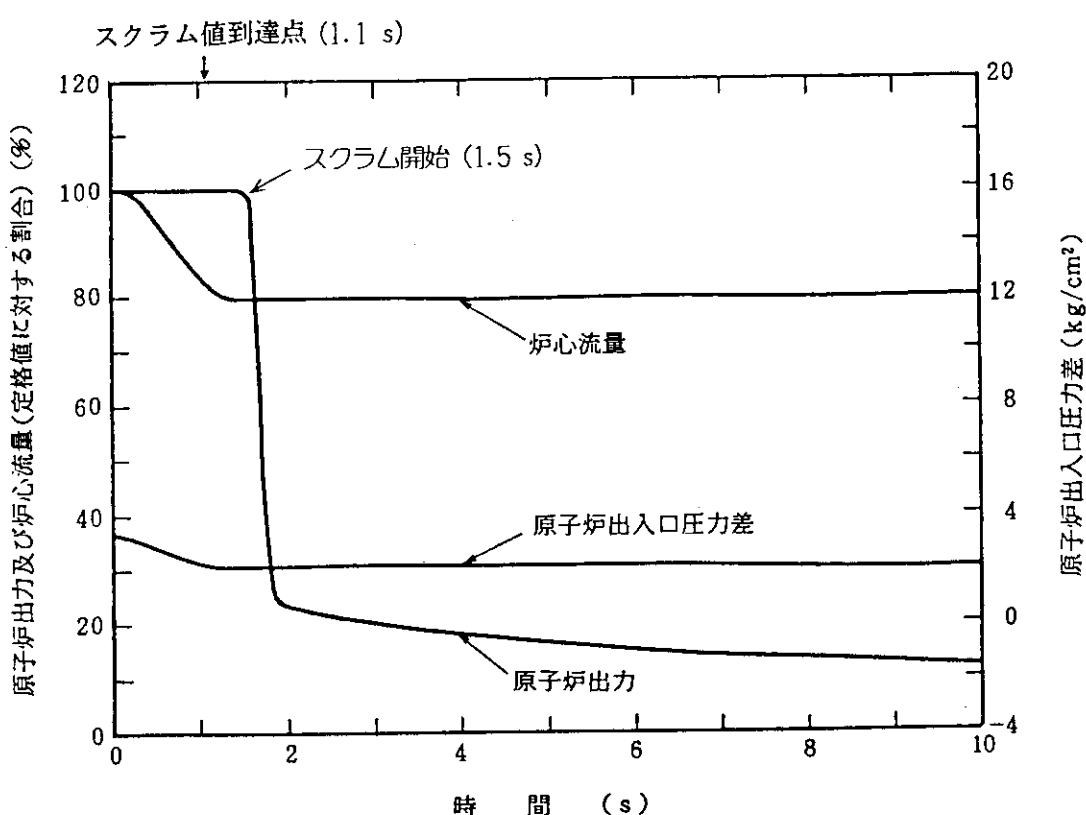


図17 「一次冷却水の流量低下」の解析結果(2) (LEU炉心)

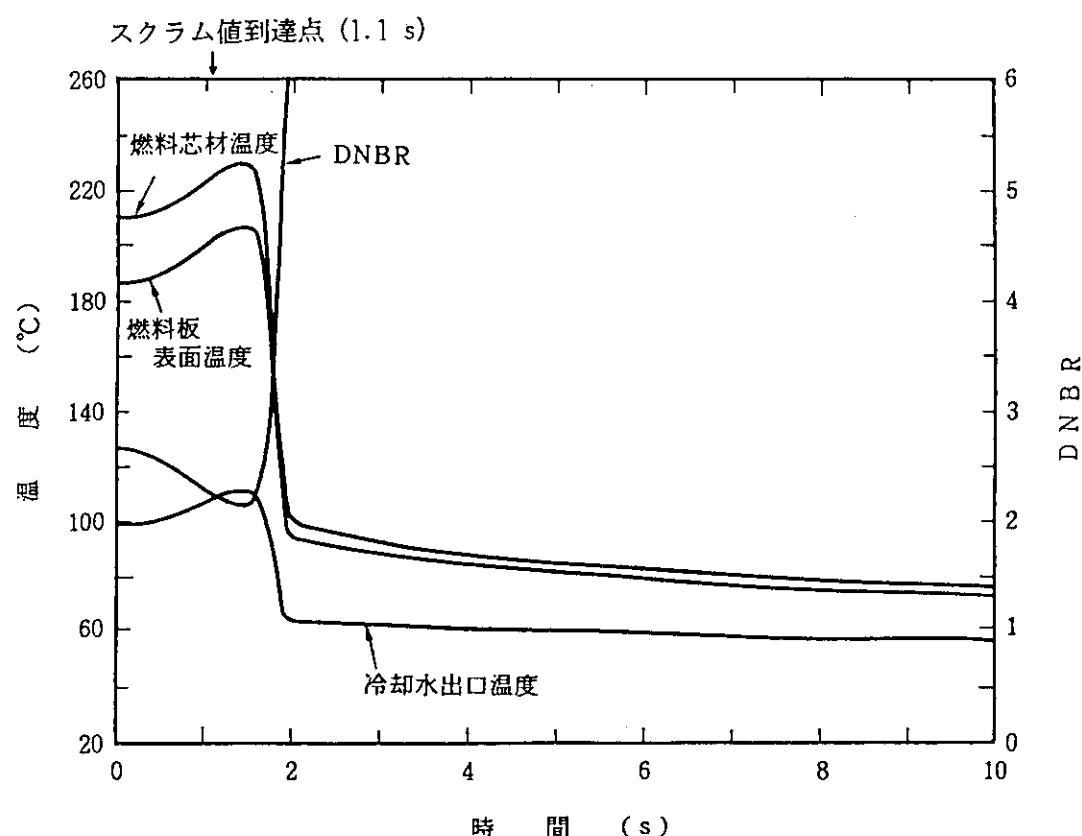


図18 「一次冷却水の流量低下」の解析結果(3) (L EU炉心)

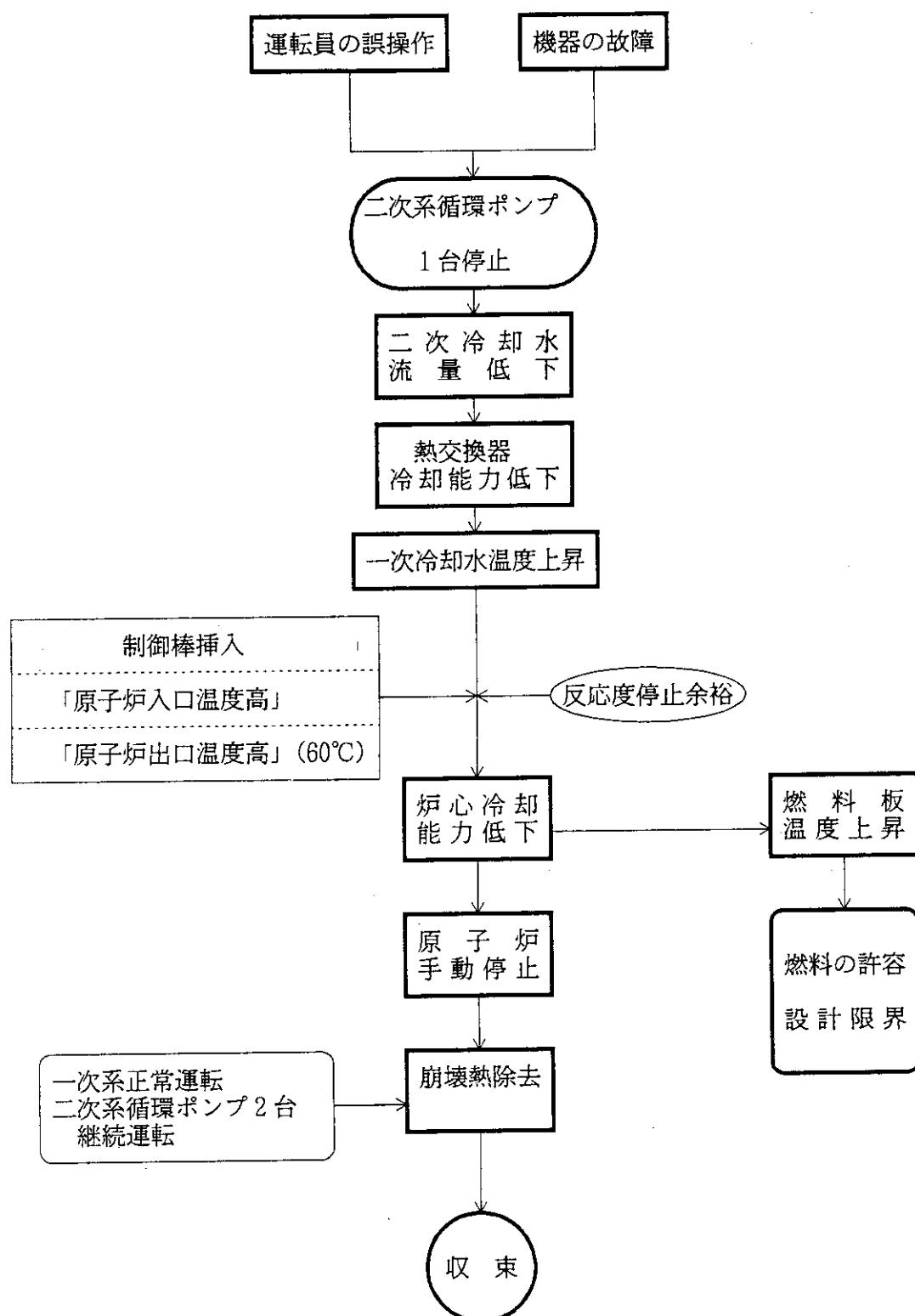


図19 「二次冷却水の流量低下」の事象推移

事象の推移	循環ポンプの故障	
	正常運転	循環ポンプの故障
一次冷却系統	主循環ポンプ No.1 商	
	主循環ポンプ No.2 商	
	主循環ポンプ No.3 ※	
	主循環ポンプ No.4 ※	予備機
	緊急ポンプ No.1 非	
	緊急ポンプ No.2 非	予備機
精製系統	精製系統商	
	漏えい水再循環設備	非
二次冷却系統	循環ポンプ No.1 商	コスチュケン
	循環ポンプ No.2 商	
	循環ポンプ No.3 商	
	循環ポンプ No.4 商	予備機
	補助ポンプ No.1 非	
	補助ポンプ No.2 非	
冷却系統ファン		○

(商：商用電源、非：非常用電源、※：商用電源または非常用電源、○：4台中1台は非常用電源)

図20 「二次冷却水の流量低下」の冷却系ロック

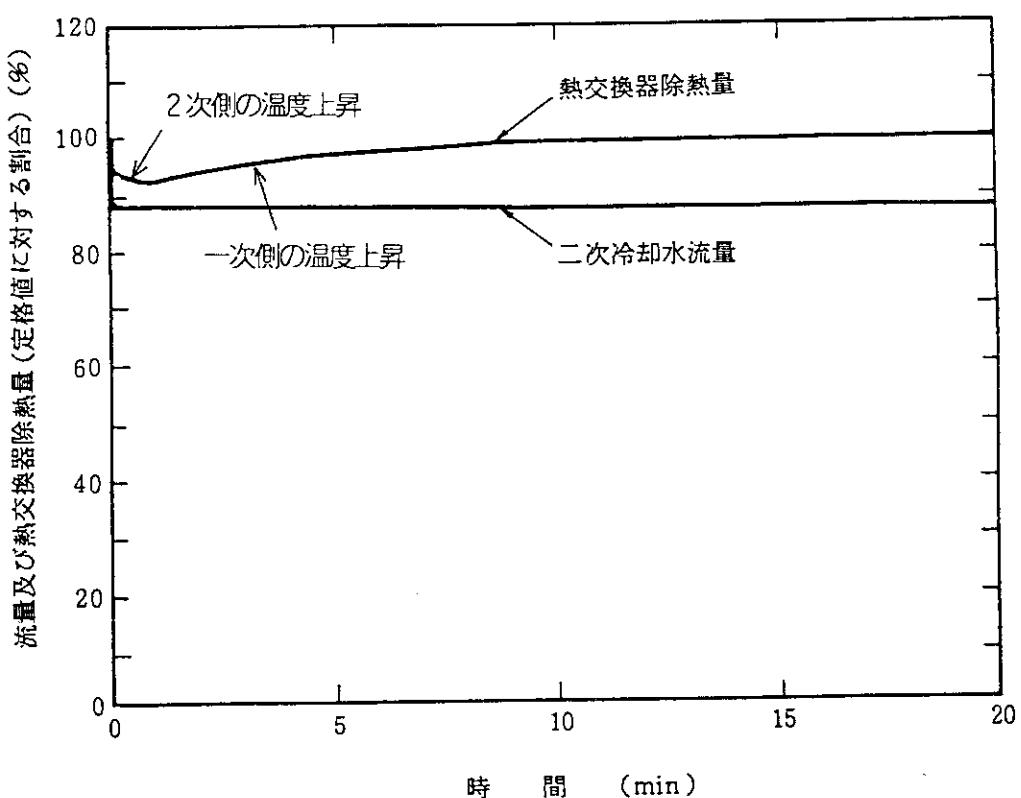


図21 「二次冷却水の流量低下」の解析結果(1) (LEU炉心)

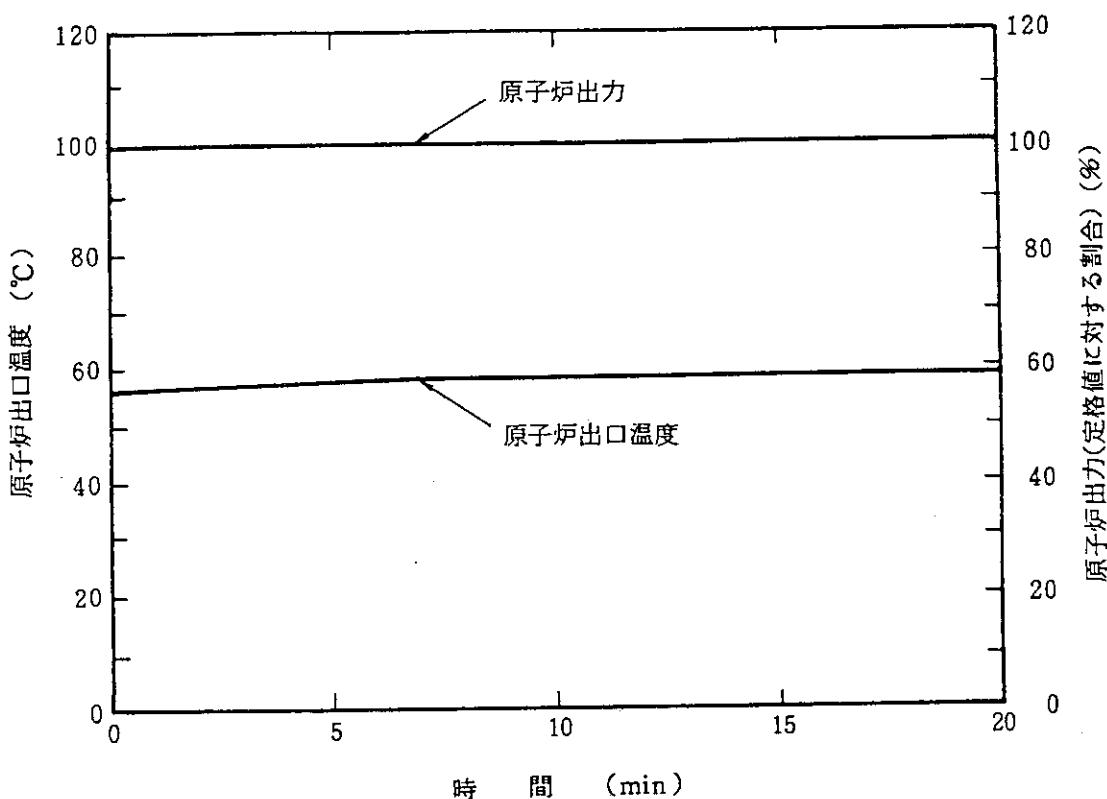


図22 「二次冷却水の流量低下」の解析結果(2) (LEU炉心)

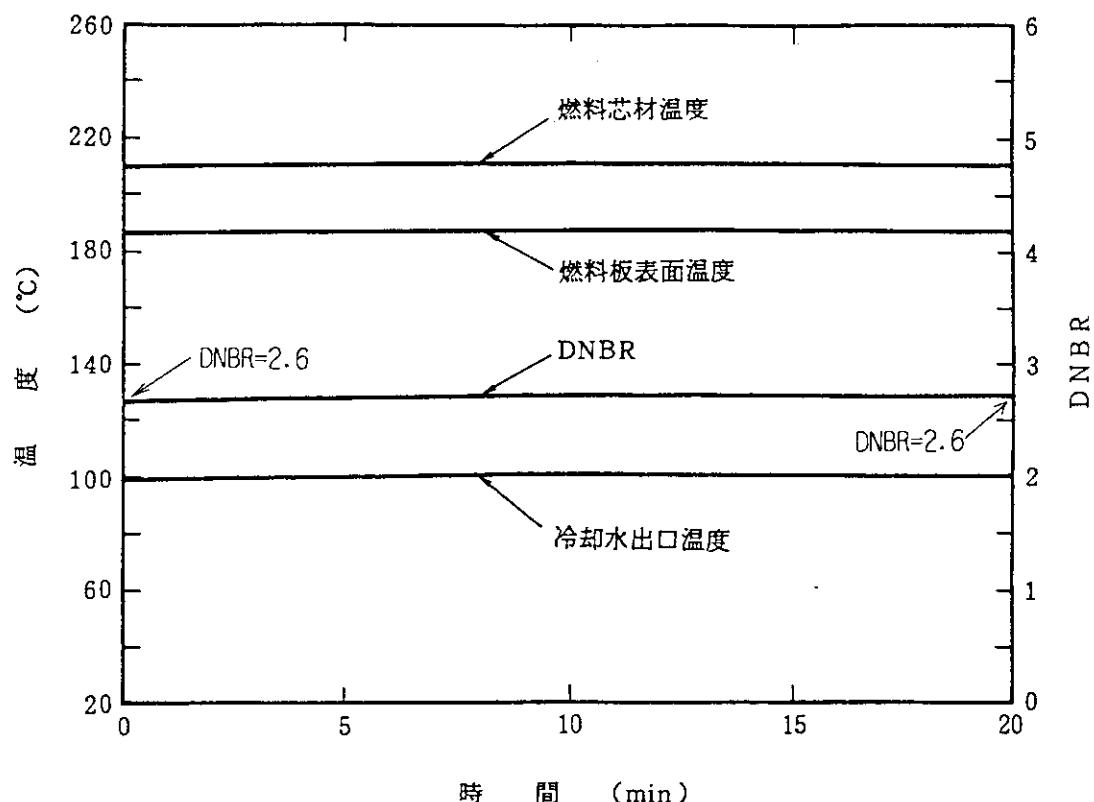


図23 「二次冷却水の流量低下」の解析結果(3) (L EU炉心)

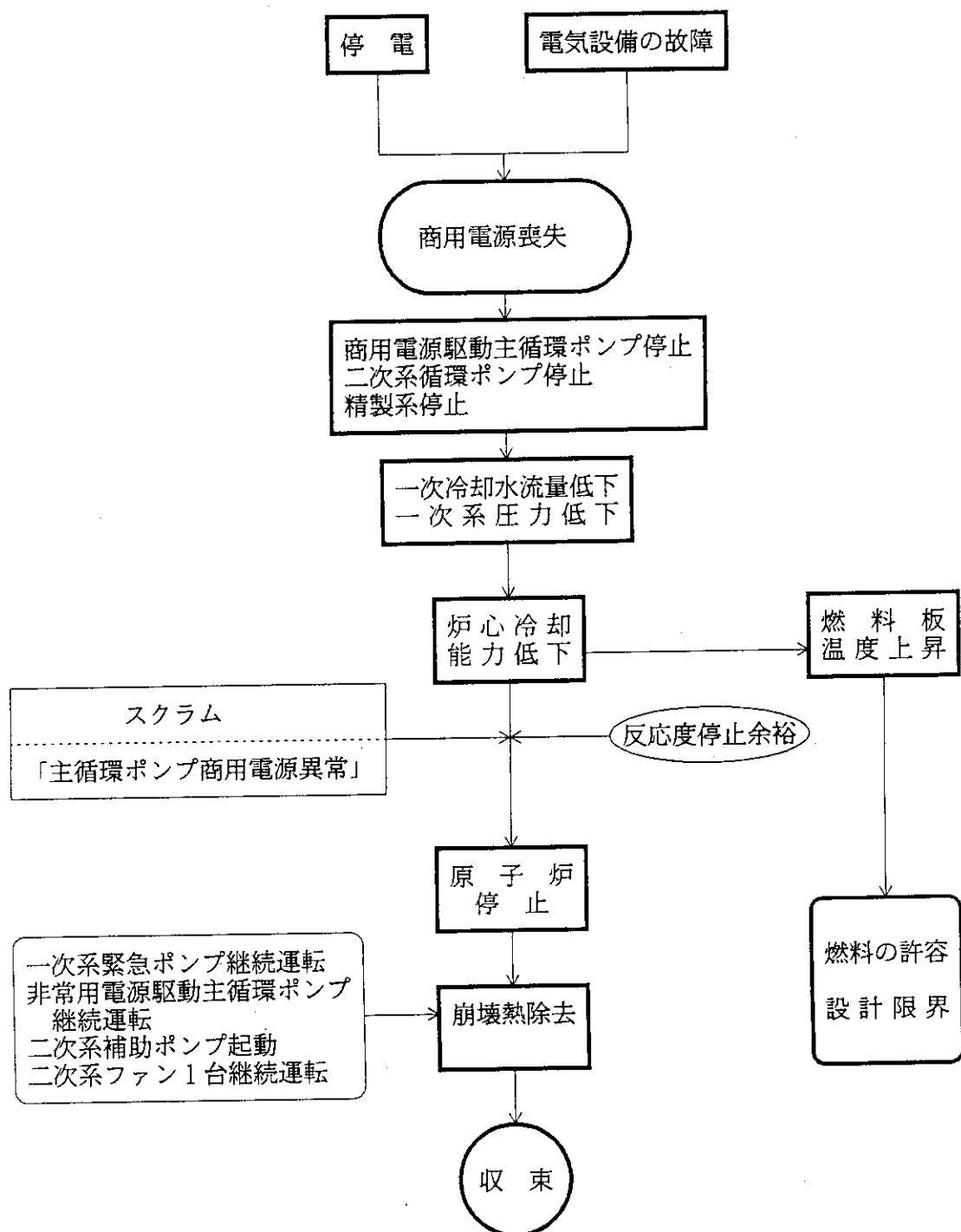


図24 「商用電源喪失」の事象推移

事象の推移	商用電源喪失		商用電源運転	正常運転	商用電源喪失 圧力低下
	主循環ポンプ No.1	商			
主循環ポンプ No.2	商				○-ストップ
主循環ポンプ No.3	※				○-ストップ
主循環ポンプ No.4	※	予備機			
緊急ポンプ No.1	非				
緊急ポンプ No.2	非	予備機			
精製系統	商		一次冷却系統から切離し(圧力維持)		
漏えい水再循環設備	非				
循環ポンプ No.1	商				○-ストップ
循環ポンプ No.2	商				○-ストップ
循環ポンプ No.3	商				○-ストップ
循環ポンプ No.4	商	予備機			
補助ポンプ No.1	非		起動失敗		
補助ポンプ No.2	非		1分後起動		
冷却系統ファン	○				

(商：商用電源、非：非常用電源、※：商用電源または非常用電源、○：4台中1台は非常用電源)

図25 「商用電源喪失」の冷却系ロジック

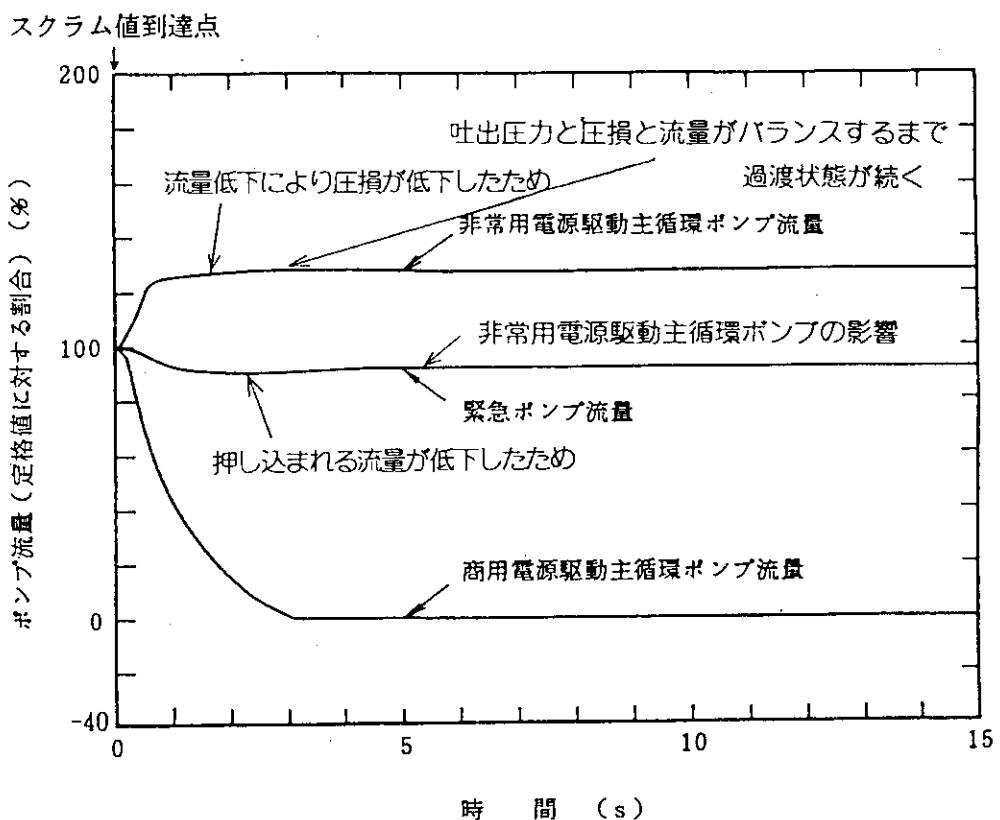


図26 「商用電源喪失」の解析結果(1) (L EU炉心)

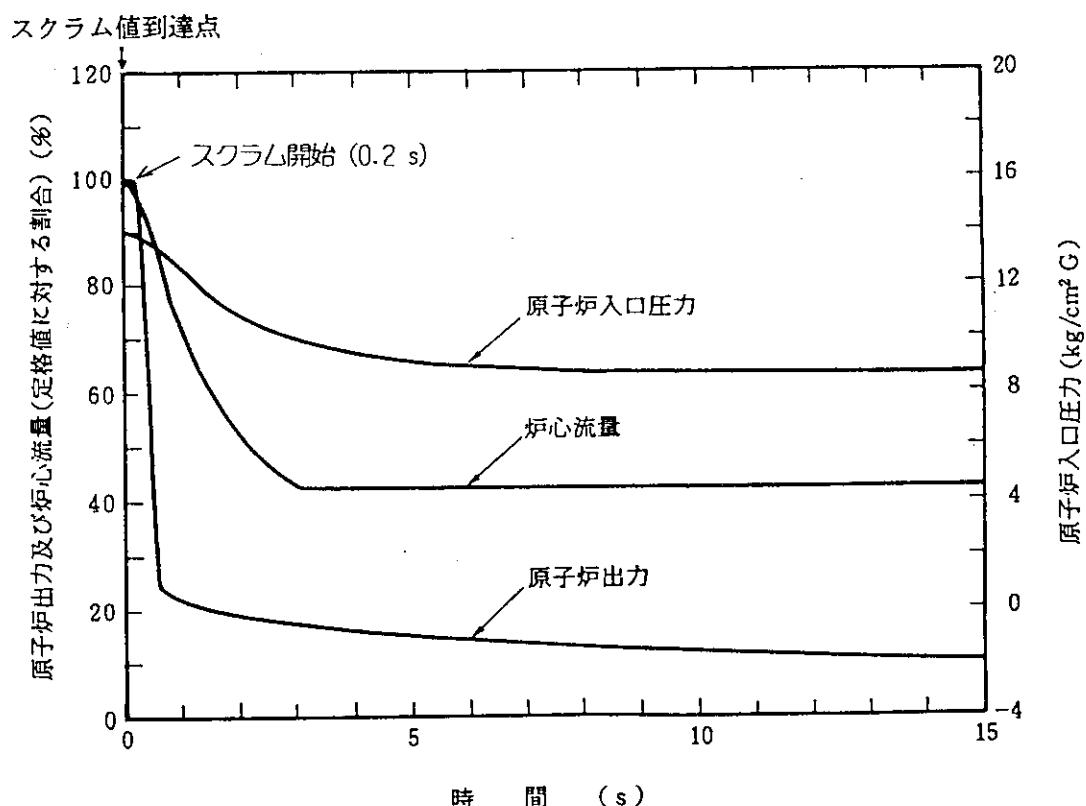


図27 「商用電源喪失」の解析結果(2) (L EU炉心)

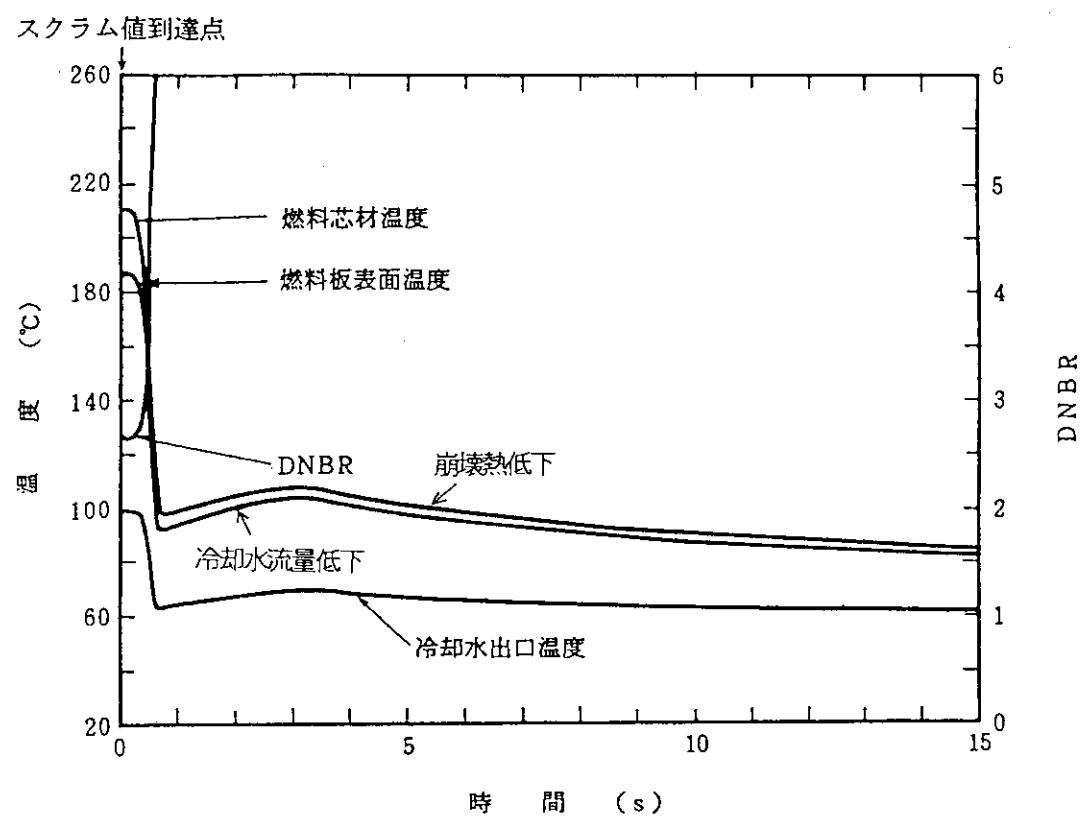


図28 「商用電源喪失」の解析結果(3) (LEU炉心)

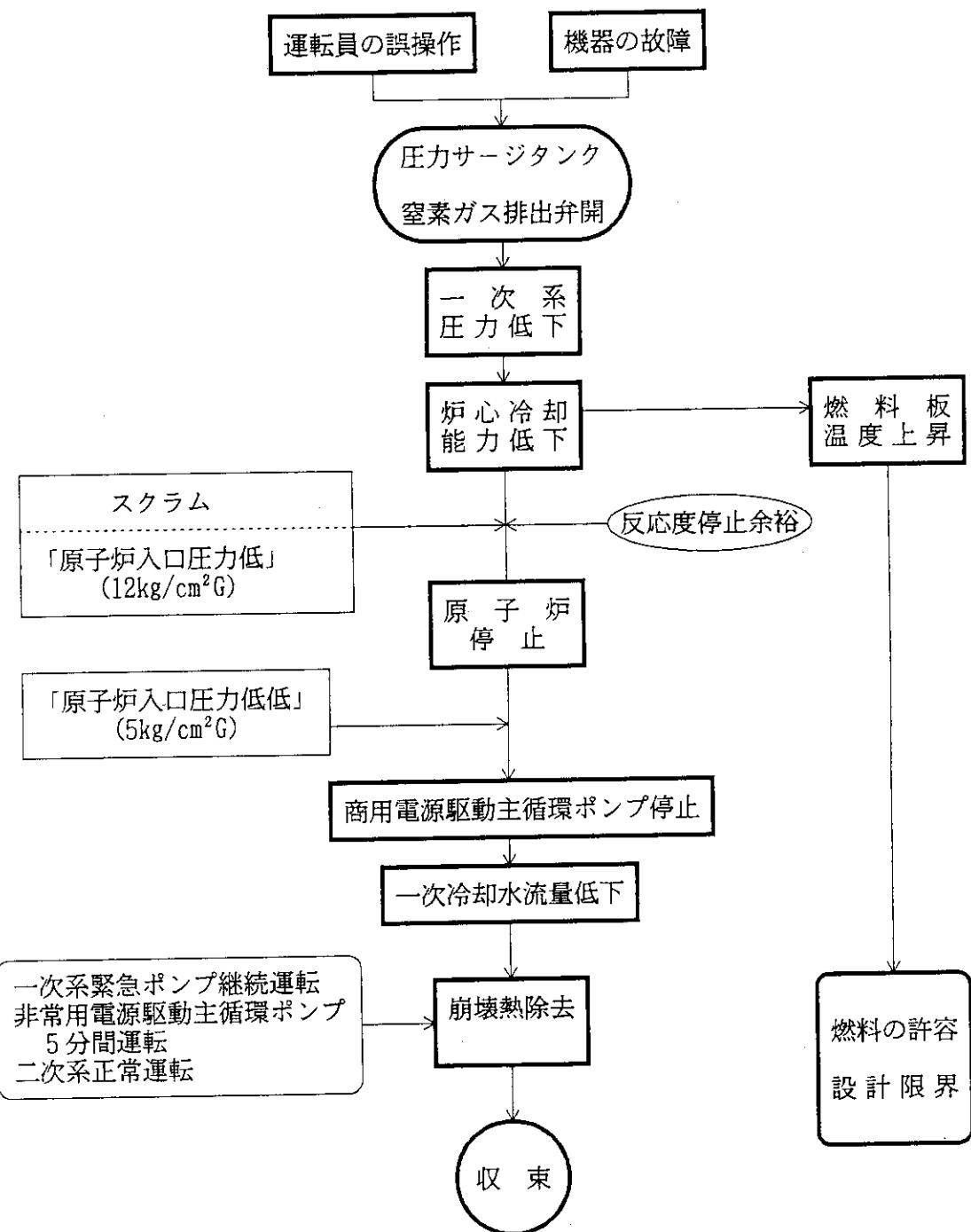


図29 「一次冷却系統の異常な減圧」の事象推移

事象の推移	正常運転	「原子炉入口圧力低下」信号	窒素放出弁開	
			圧力低下	→
一次冷却系統	主循環ポンプ No.1 商			○-ストップ
	主循環ポンプ No.2 商			○-ストップ
	主循環ポンプ No.3 ※			○-ストップ
	主循環ポンプ No.4 ※	予備機		
	緊急ポンプ No.1 非			
	緊急ポンプ No.2 非	予備機		
精製系統	精製系統商		一次冷却系統から切離し	
	漏えい水再循環設備非			
	循環ポンプ No.1 商			
二次冷却系統	循環ポンプ No.2 商			
	循環ポンプ No.3 商			
	循環ポンプ No.4 商	予備機		
	補助ポンプ No.1 非			
	補助ポンプ No.2 非			
	冷却系統ファン○			

(商：商用電源、非：非常用電源、※：商用電源または非常用電源、○：4台中1台は非常用電源)

図30 「一次冷却系統の異常な減圧」の冷却系ロジック

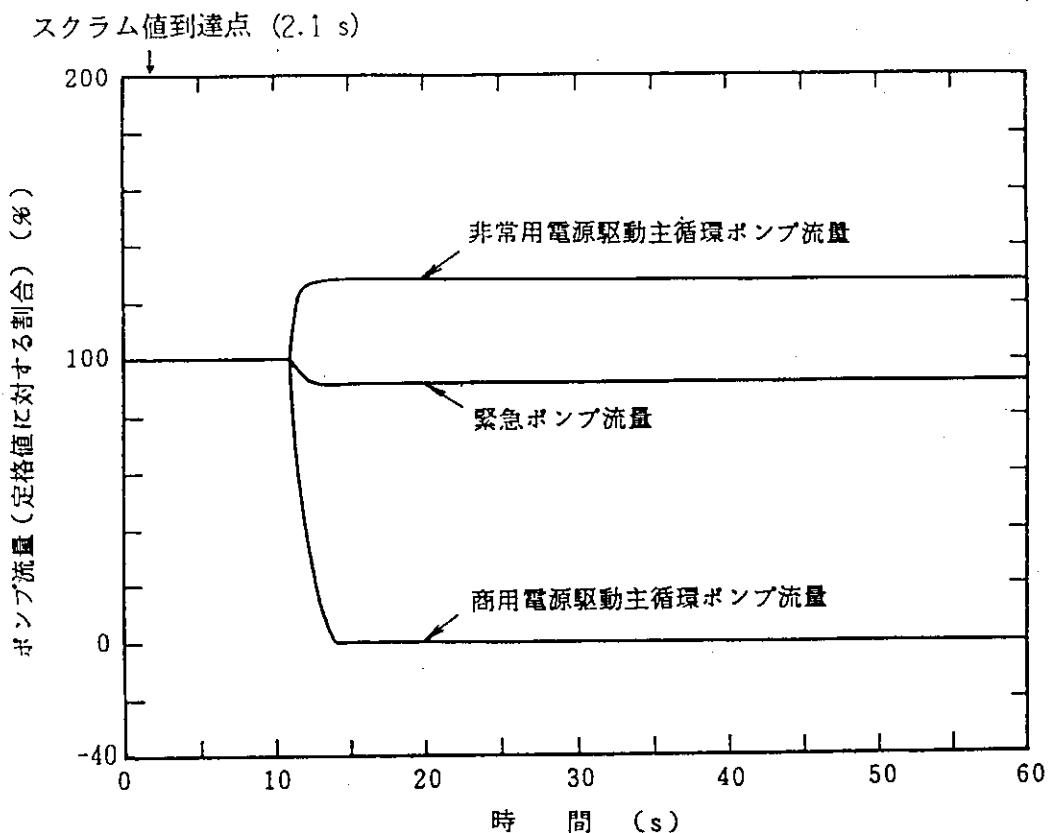


図31 「一次冷却系統の異常な減圧」の解析結果(1) (LEU炉心)

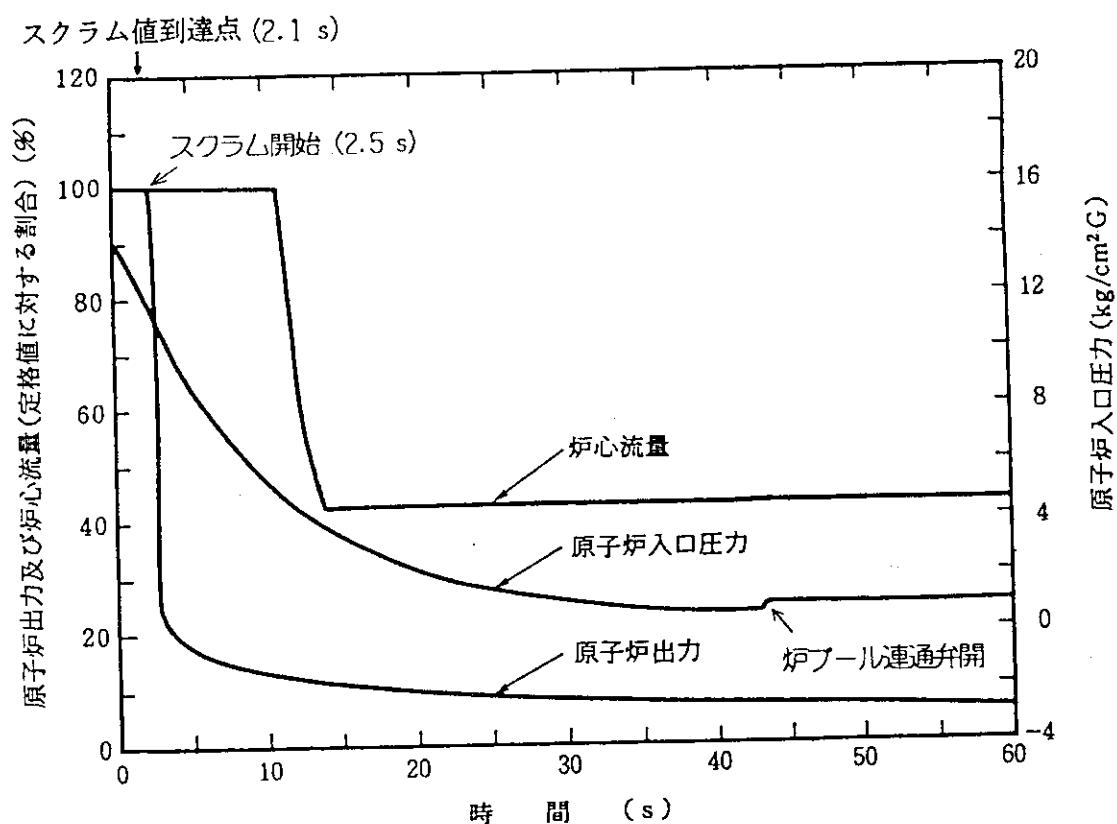


図32 「一次冷却系統の異常な減圧」の解析結果(2) (LEU炉心)

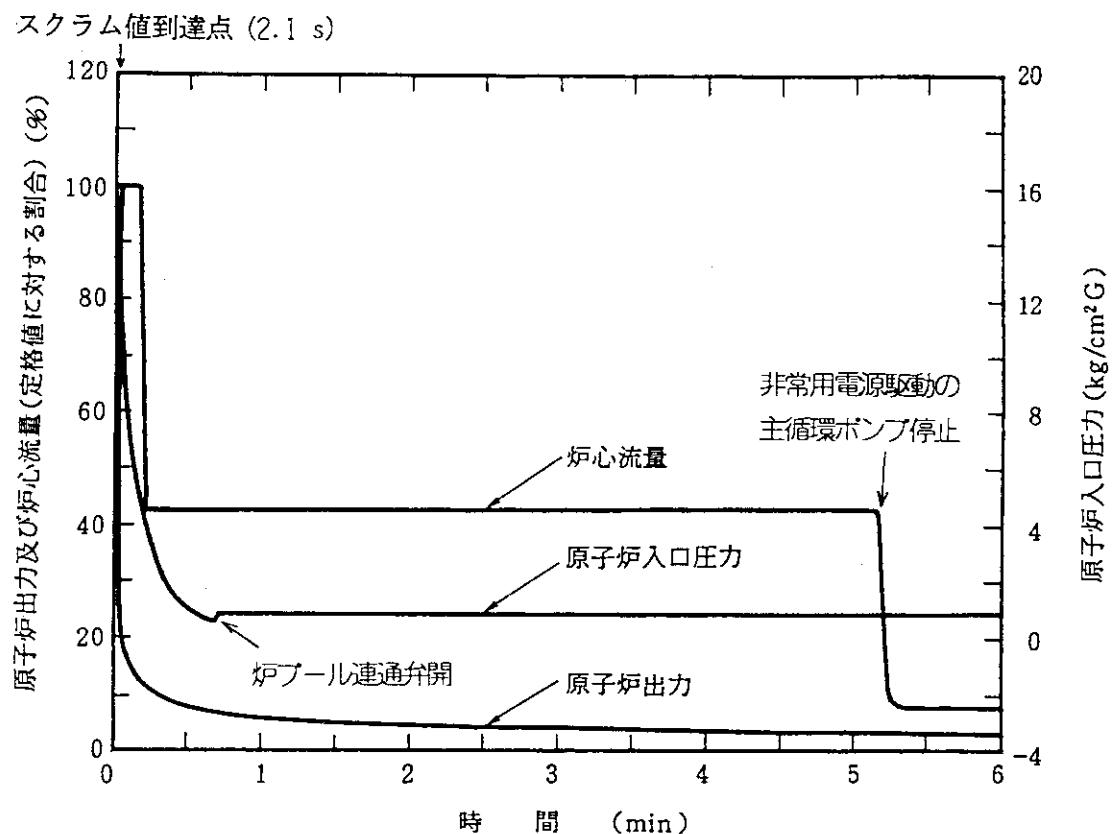


図33 「一次冷却系統の異常な減圧」の解析結果(3) (L EU炉心)

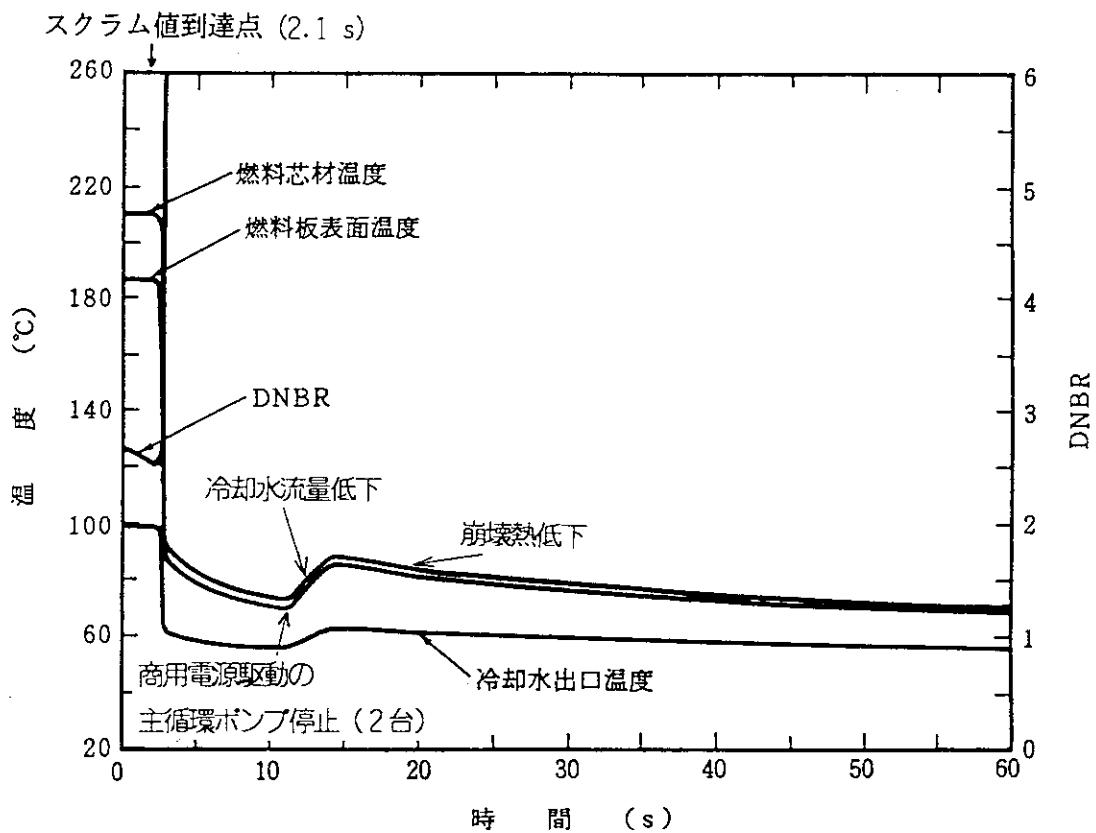


図34 「一次冷却系統の異常な減圧」の解析結果(4) (L EU炉心)

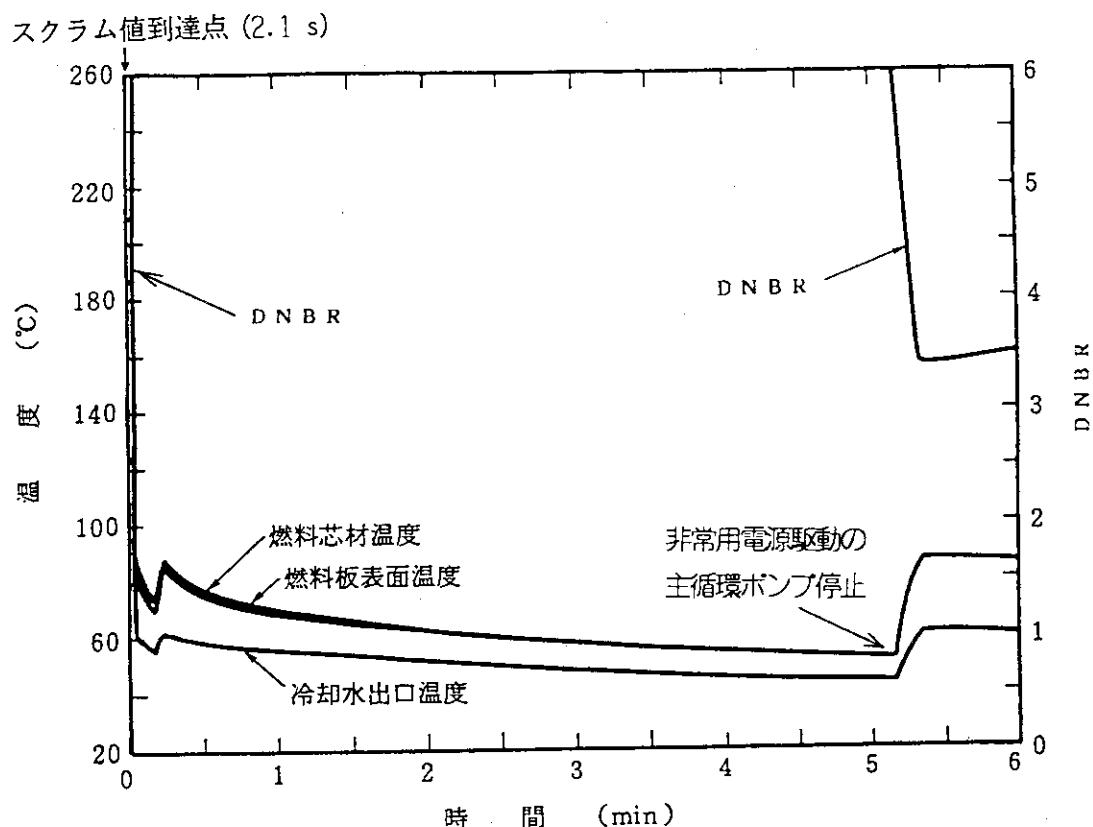


図35 「一次冷却系統の異常な減圧」の解析結果(5) (LEU炉心)

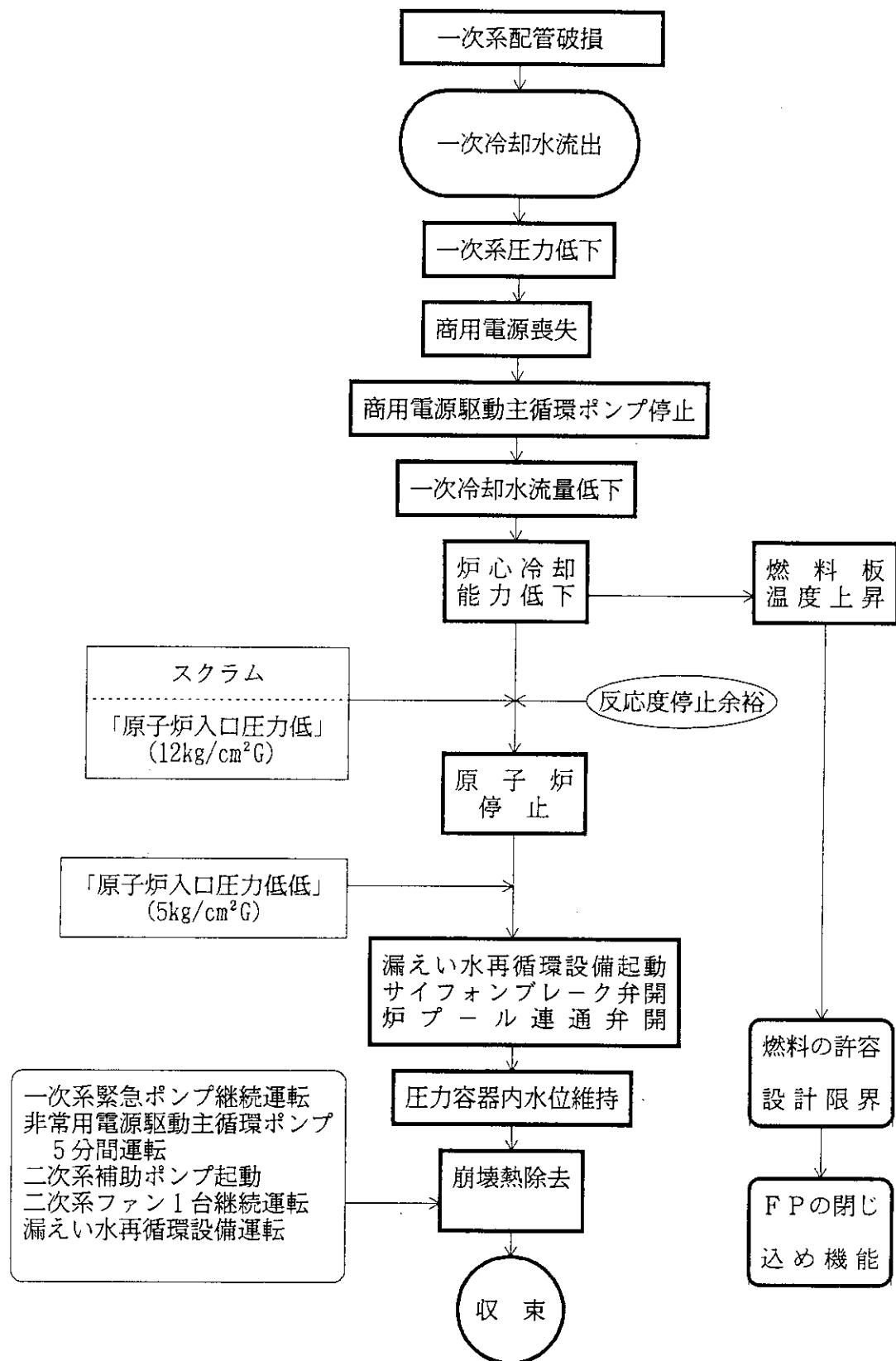


図36 「一次冷却水流出事故」の事象推移

事象の推移	「原子炉入口圧力低低」信号		
	配管破損 正常運転	商用電源喪失 圧力低下	「原子炉入口圧力低低」信号
一次冷却却系統	主循環ポンプ No.1 商	[遮断] ニュートラル	[遮断] ニュートラル
	主循環ポンプ No.2 商	[遮断] ニュートラル	[遮断] ニュートラル
	主循環ポンプ No.3 ※	[遮断] ニュートラル	[遮断] ニュートラル
	主循環ポンプ No.4 ※	[遮断] ニュートラル	[遮断] ニュートラル
	緊急ポンプ No.1 非	[遮断] ニュートラル	[遮断] ニュートラル
	緊急ポンプ No.2 非	[遮断] ニュートラル	[遮断] ニュートラル
	精製系統	[遮断] ニュートラル	一次冷却却系統から切離し [遮断] ニュートラル
	漏えい水再循環設備	[遮断] ニュートラル	[遮断] ニュートラル
	循環ポンプ No.1 商	[遮断] ニュートラル	[遮断] ニュートラル
	循環ポンプ No.2 商	[遮断] ニュートラル	[遮断] ニュートラル
二次冷却却系統	循環ポンプ No.3 商	[遮断] ニュートラル	[遮断] ニュートラル
	循環ポンプ No.4 商	[遮断] ニュートラル	[遮断] ニュートラル
	補助ポンプ No.1 非	[遮断] ニュートラル	起動失敗
	補助ポンプ No.2 非	[遮断] ニュートラル	1分後起動
	冷却系統ファン	○	[遮断] ニュートラル

(商：商用電源、非：非常用電源、※：商用電源または非常用電源、○：4台中1台は非常用電源)

図37 「一次冷却水流出事故」の冷却系ロジック

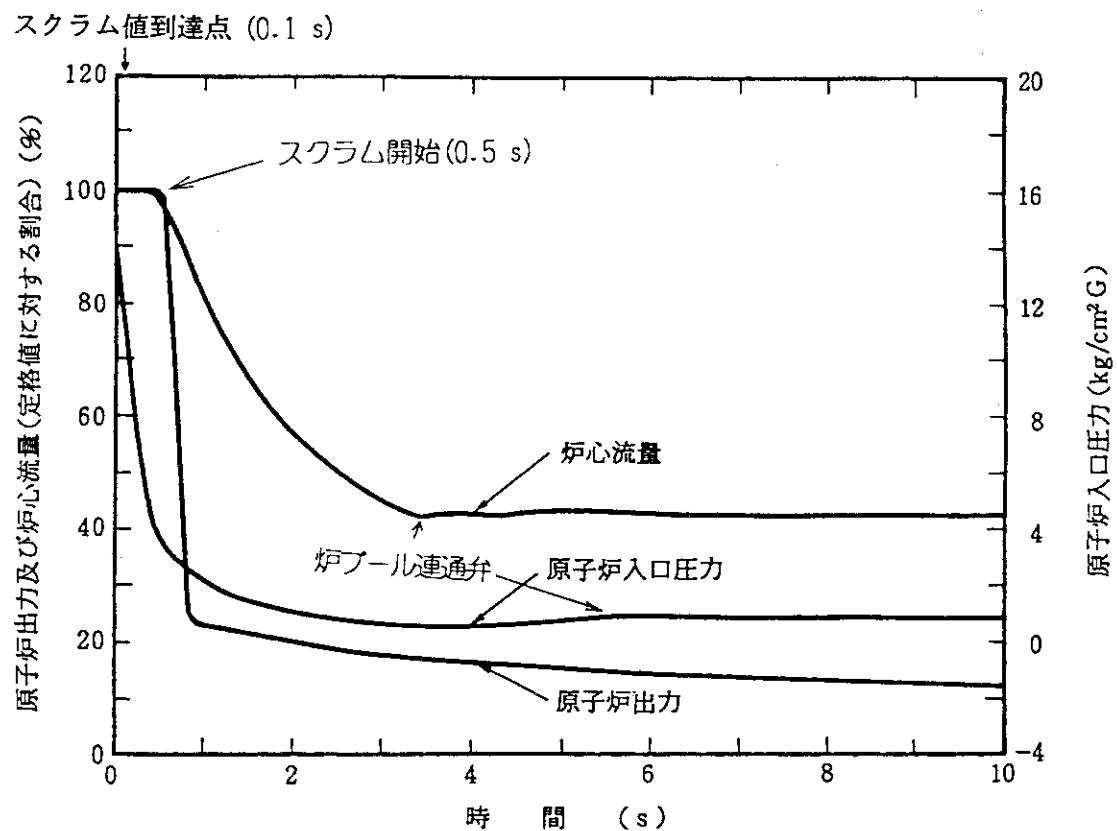


図38 「一次冷却水流出事故」の解析結果(1) (L EU炉心)

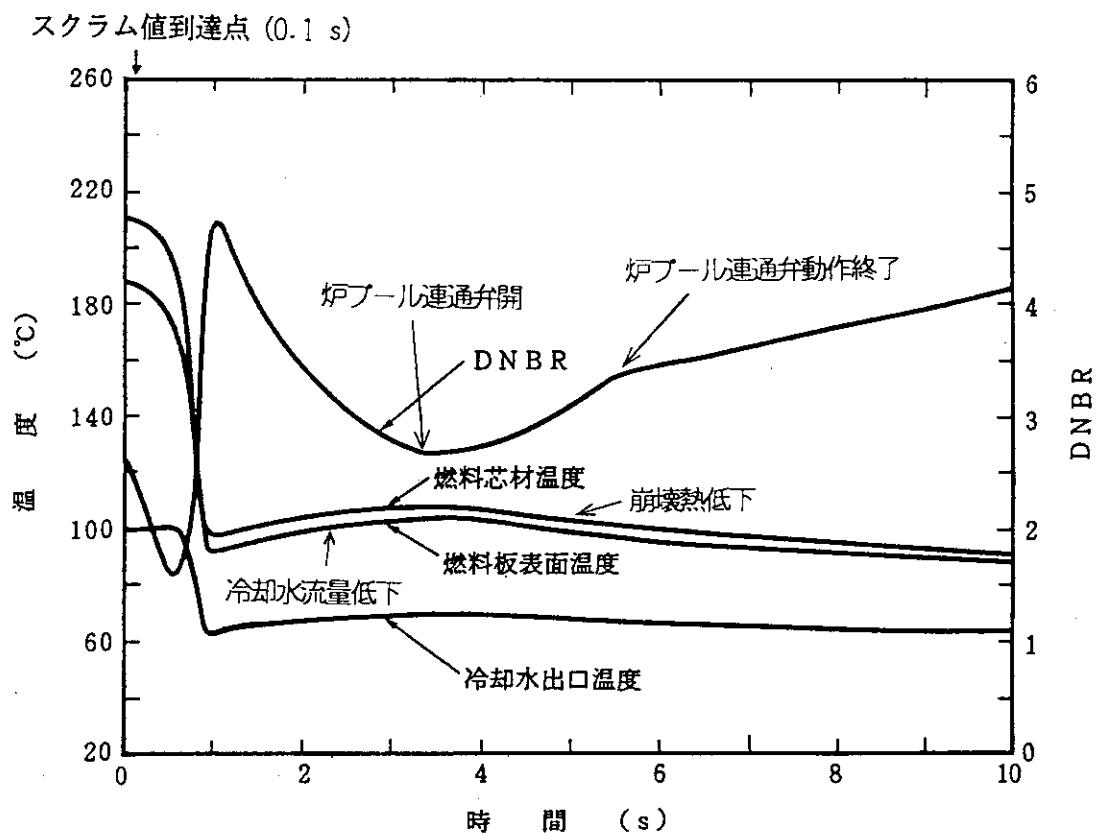


図39 「一次冷却水流出事故」の解析結果(2) (L EU炉心)

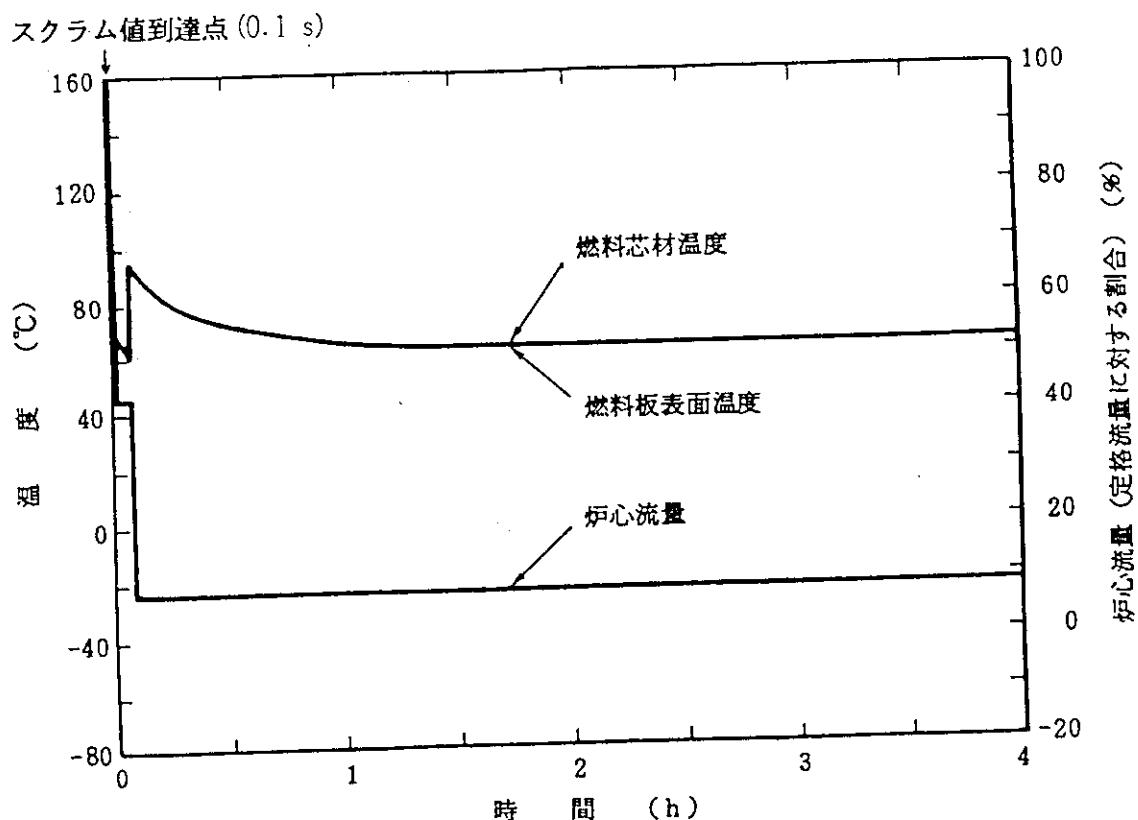


図40 「一次冷却水流出事故」の解析結果(3)(L EU炉心)

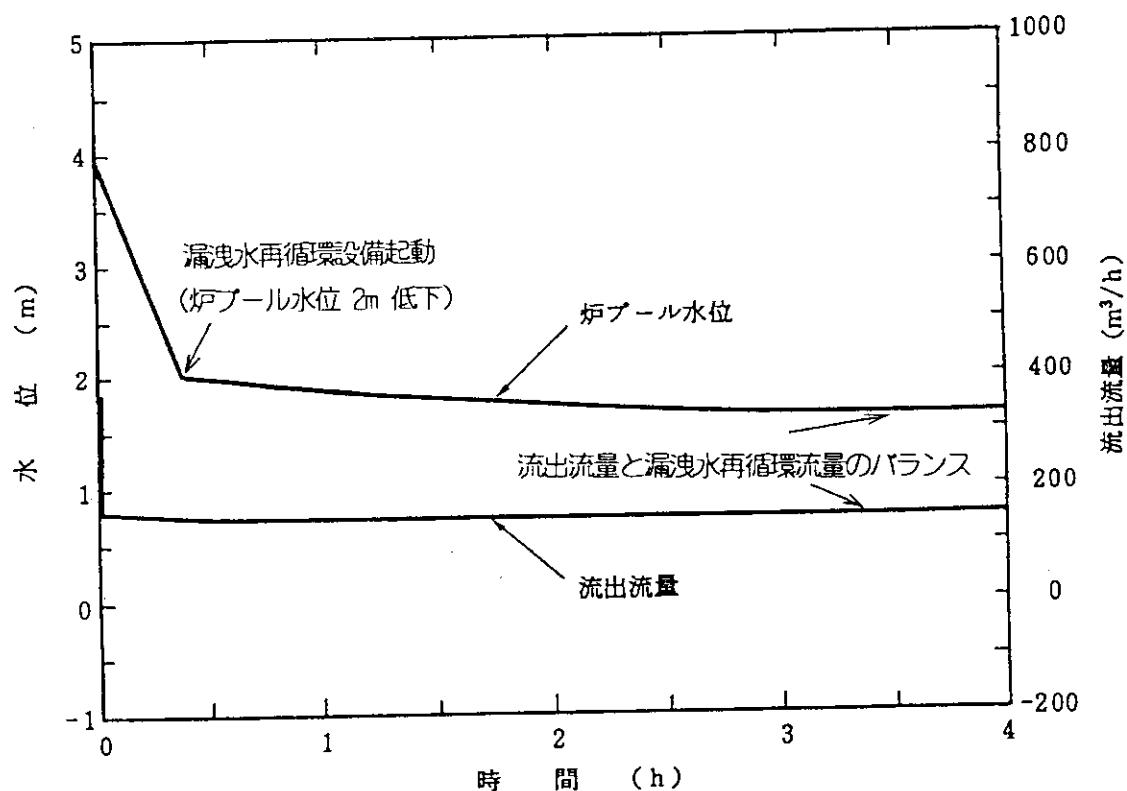


図41 「一次冷却水流出事故」の解析結果(4)(L EU炉心)

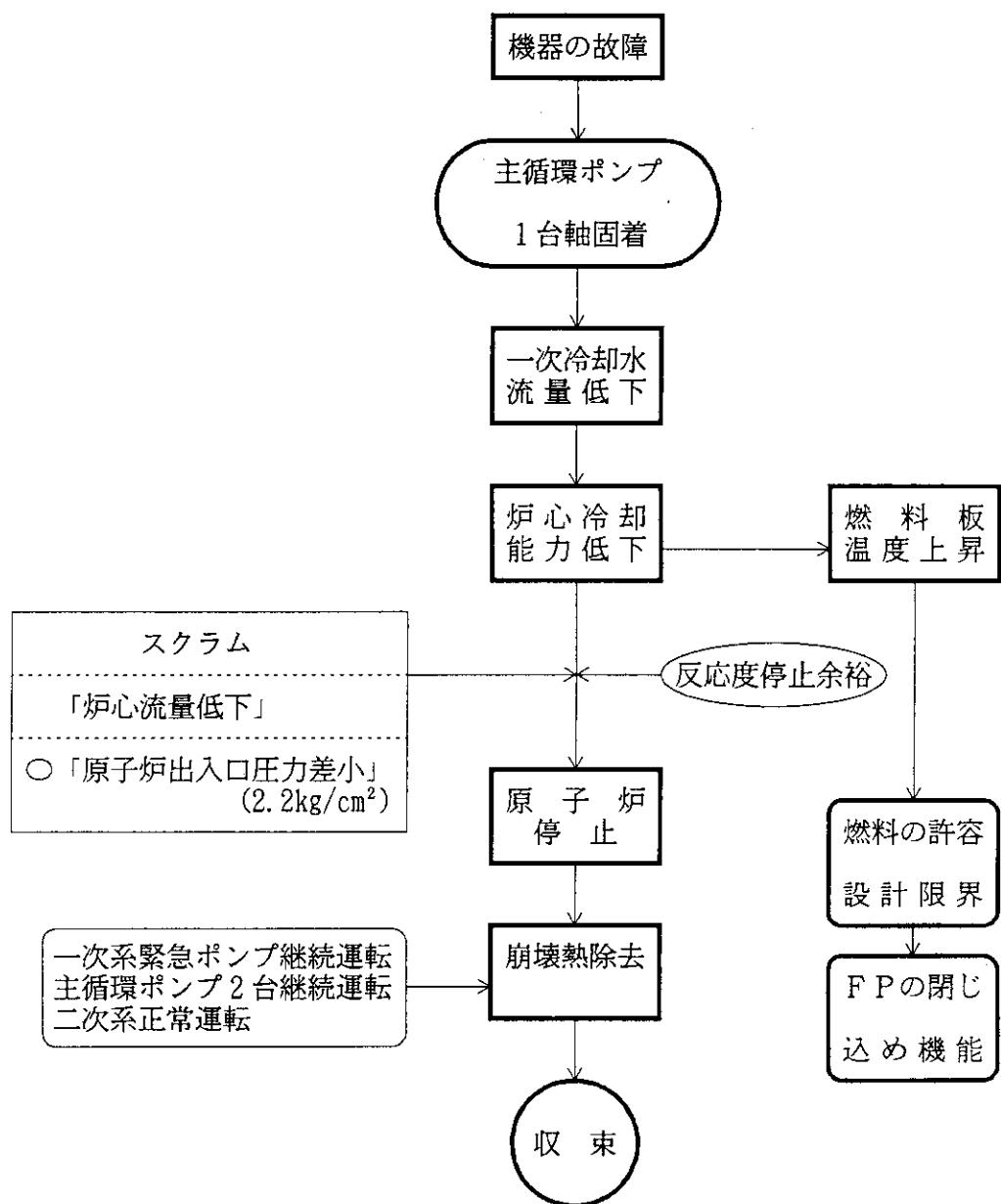


図42 「主循環ポンプ軸固着事故」の事象推移

事象の推移	主循環ポンプ軸固着	
	正常運転	瞬時停止
一次冷却系統	主循環ポンプ No.1 商	██████████
	主循環ポンプ No.2 商	██████████
	主循環ポンプ No.3 ※	██████████
	主循環ポンプ No.4 ※	予備機
	緊急ポンプ No.1 非	██████████
	緊急ポンプ No.2 非	予備機
	精製系統商	██████████
	漏えい水再循環設備非	██████████
二次冷却系統	循環ポンプ No.1 商	██████████
	循環ポンプ No.2 商	██████████
	循環ポンプ No.3 商	██████████
	循環ポンプ No.4 商	予備機
	補助ポンプ No.1 非	██████████
	補助ポンプ No.2 非	██████████
冷却系統ファン		○

(商：商用電源、非：非常用電源、※：商用電源または非常用電源、○：4台中1台は非常用電源)

図43 「主循環ポンプ軸固着事故」の冷却系ロジック

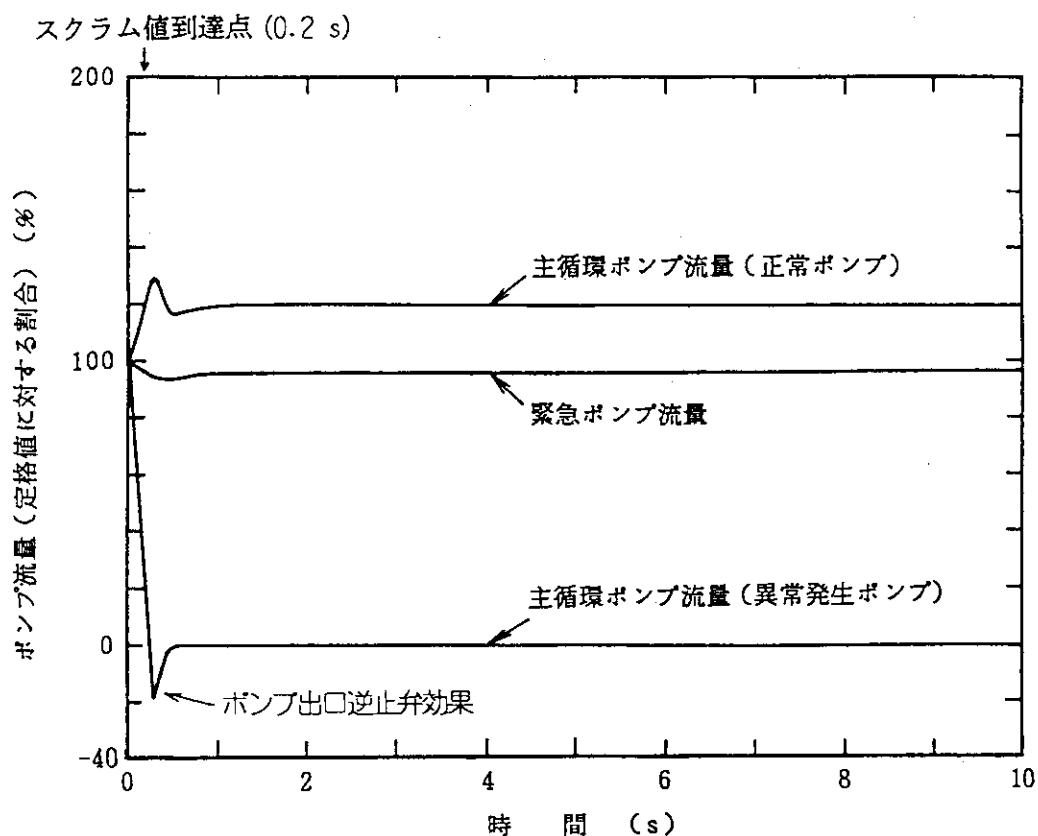


図44 「主循環ポンプ軸固着事故」の解析結果(1) (LEU炉心)

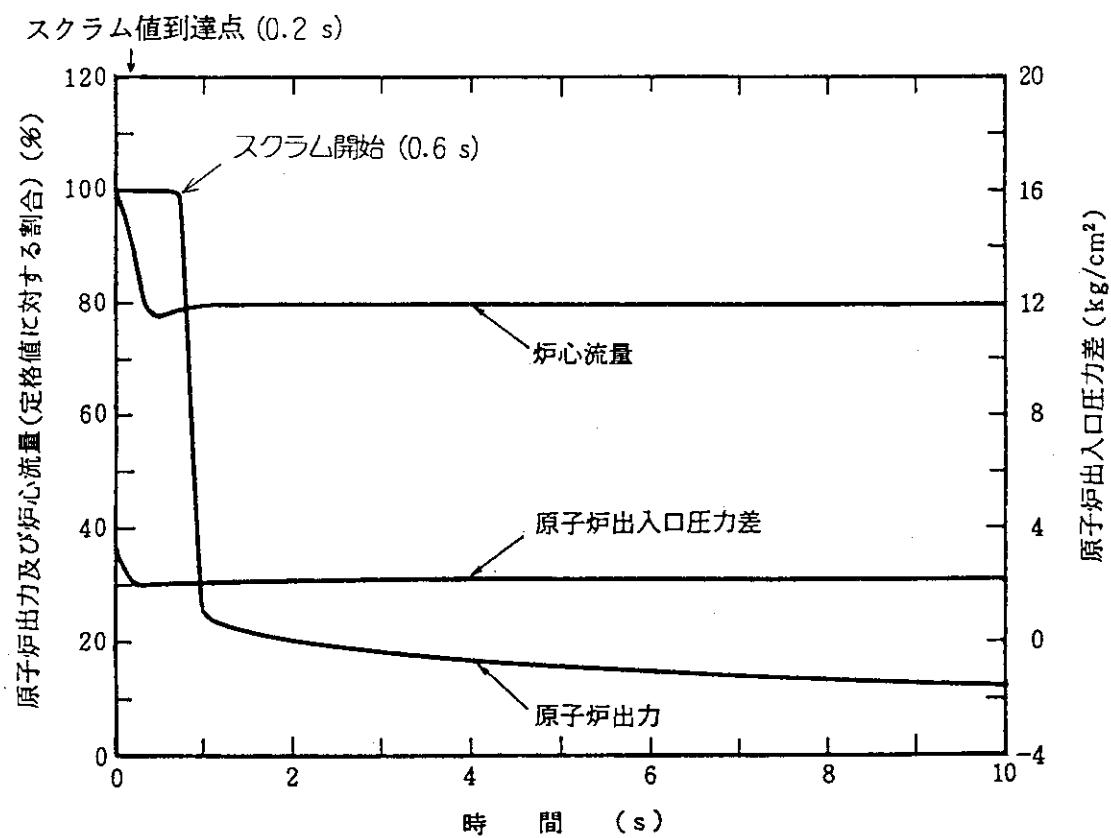


図45 「主循環ポンプ軸固着事故」の解析結果(2) (LEU炉心)

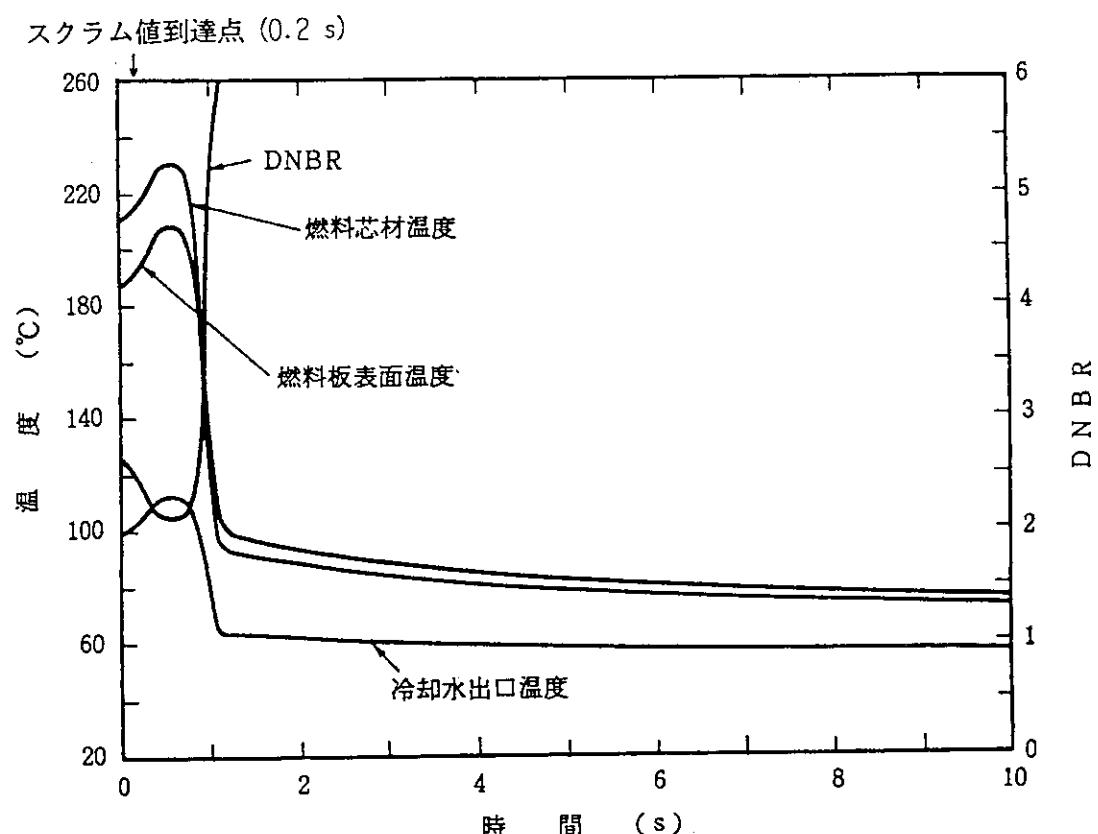


図46 「主循環ポンプ軸固着事故」の解析結果(3) (L EU炉心)

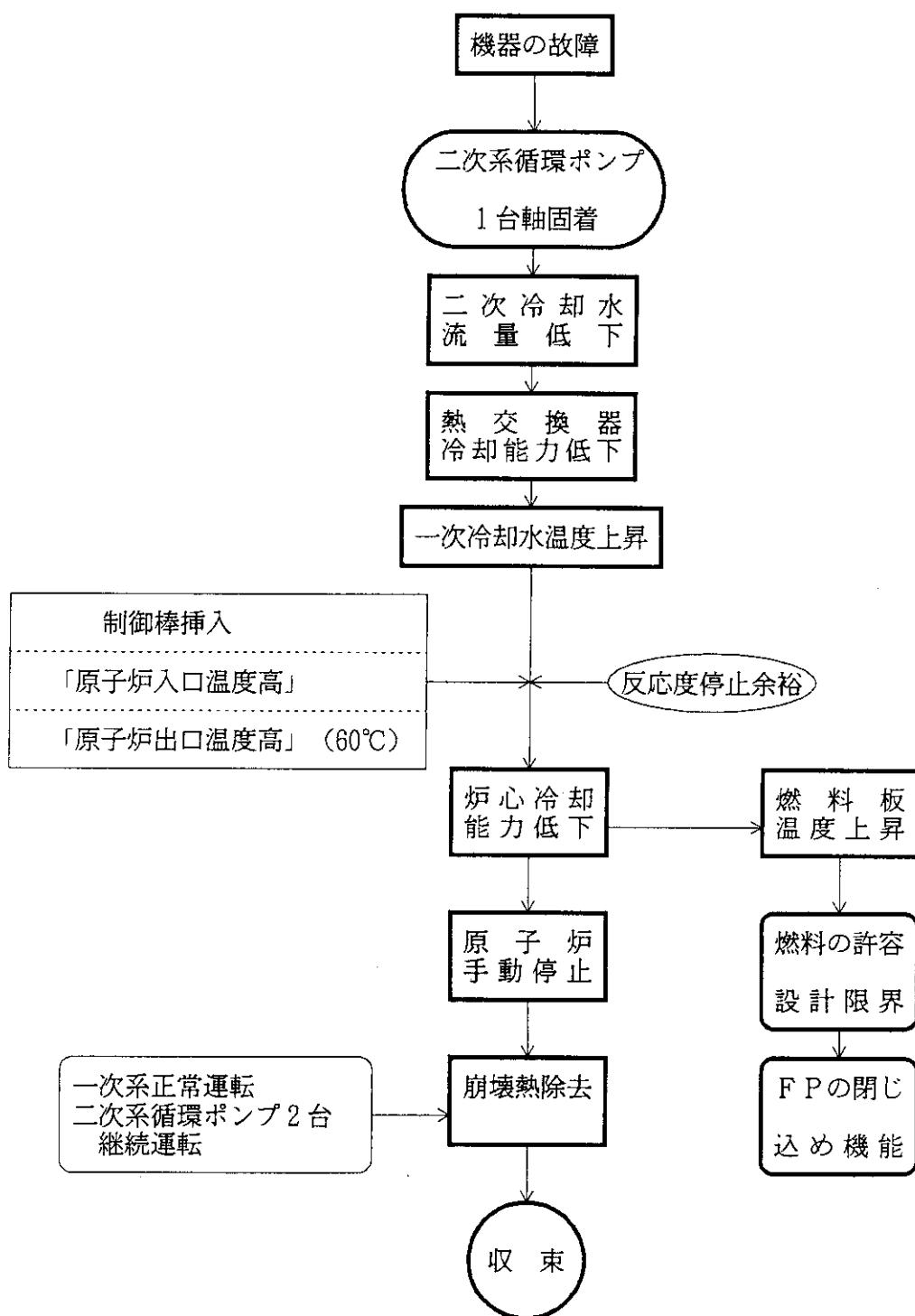


図47 「二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故」の事象推移

事象の推移	循環ポンプ軸固着	
	正常運転	↓
一次冷却系統	主循環ポンプ No.1 商	
	主循環ポンプ No.2 商	
	主循環ポンプ No.3 ※	
	主循環ポンプ No.4 ※	予備機
	緊急ポンプ No.1 非	
	緊急ポンプ No.2 非	予備機
	精製系統商	
	漏えい水再循環設備非	
二次冷却系統	循環ポンプ No.1 商	瞬時停止
	循環ポンプ No.2 商	
	循環ポンプ No.3 商	
	循環ポンプ No.4 商	予備機
	補助ポンプ No.1 非	
	補助ポンプ No.2 非	
	冷却系統ファン ○	

(商：商用電源、非：非常用電源、※：商用電源または非常用電源、○：4台中1台は非常用電源)

図48 「二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故」の冷却系ロジック

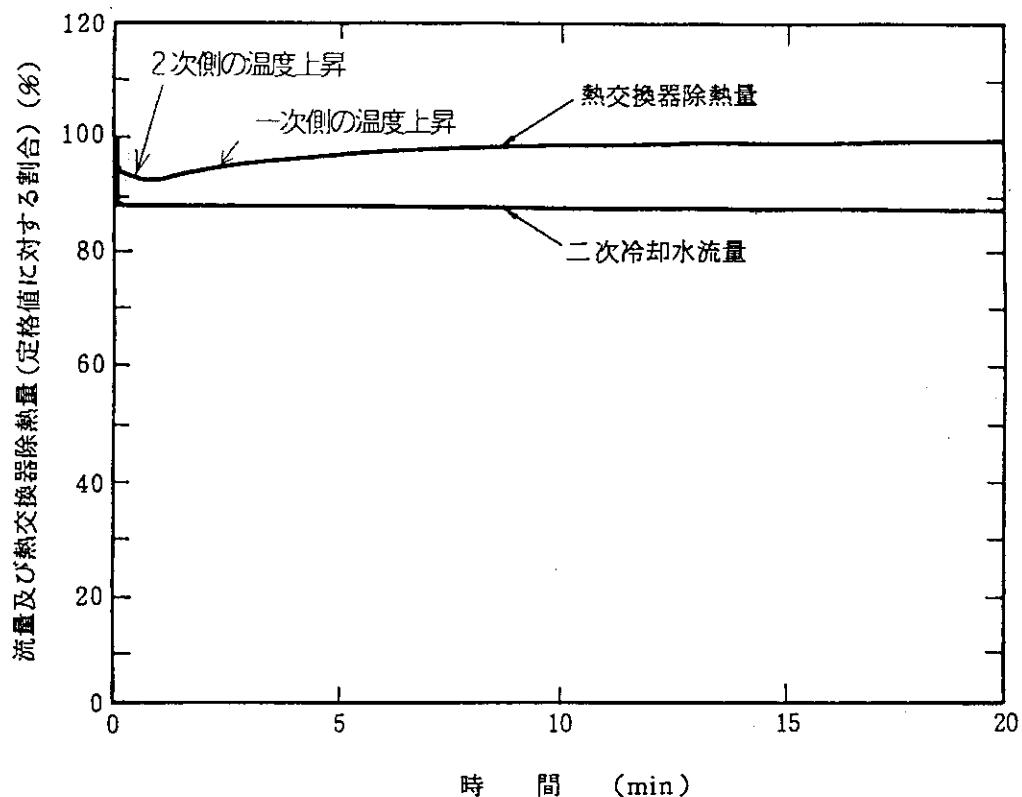


図49 「二次冷却系統循環ポンプ軸固定事故」の解析結果(1) (L E U炉心)

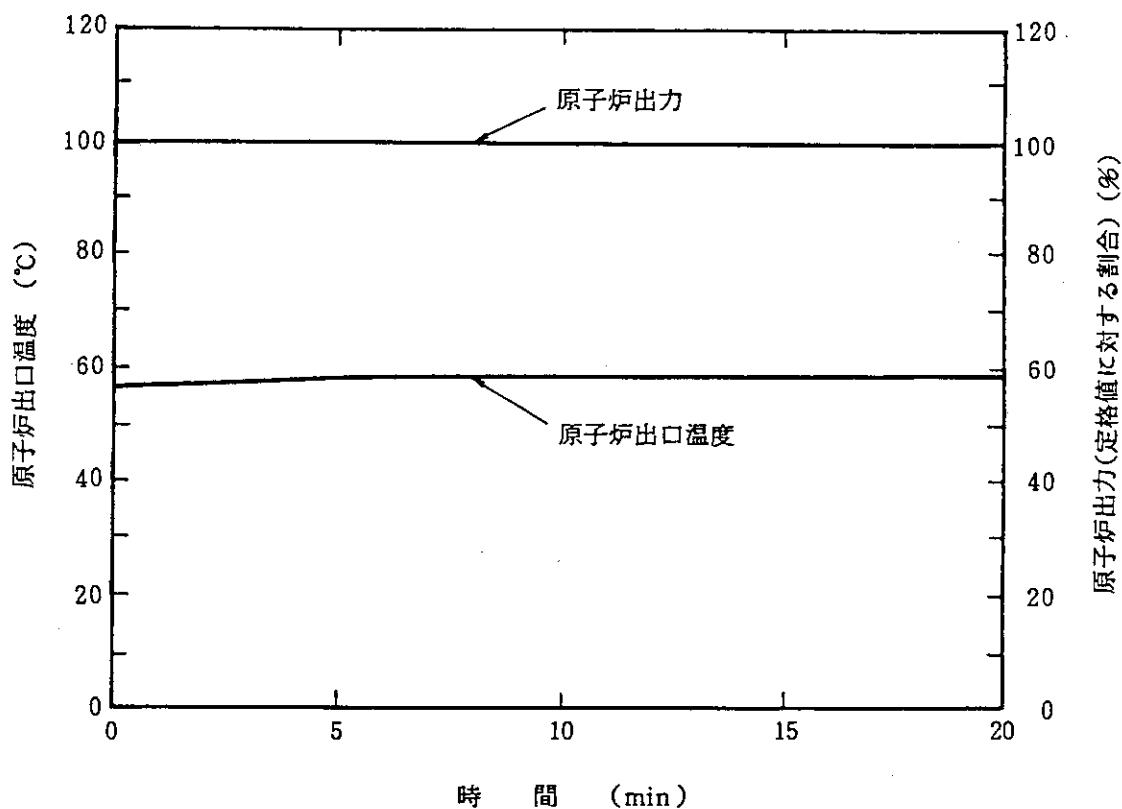


図50 「二次冷却系統循環ポンプ軸固定事故」の解析結果(2) (L E U炉心)

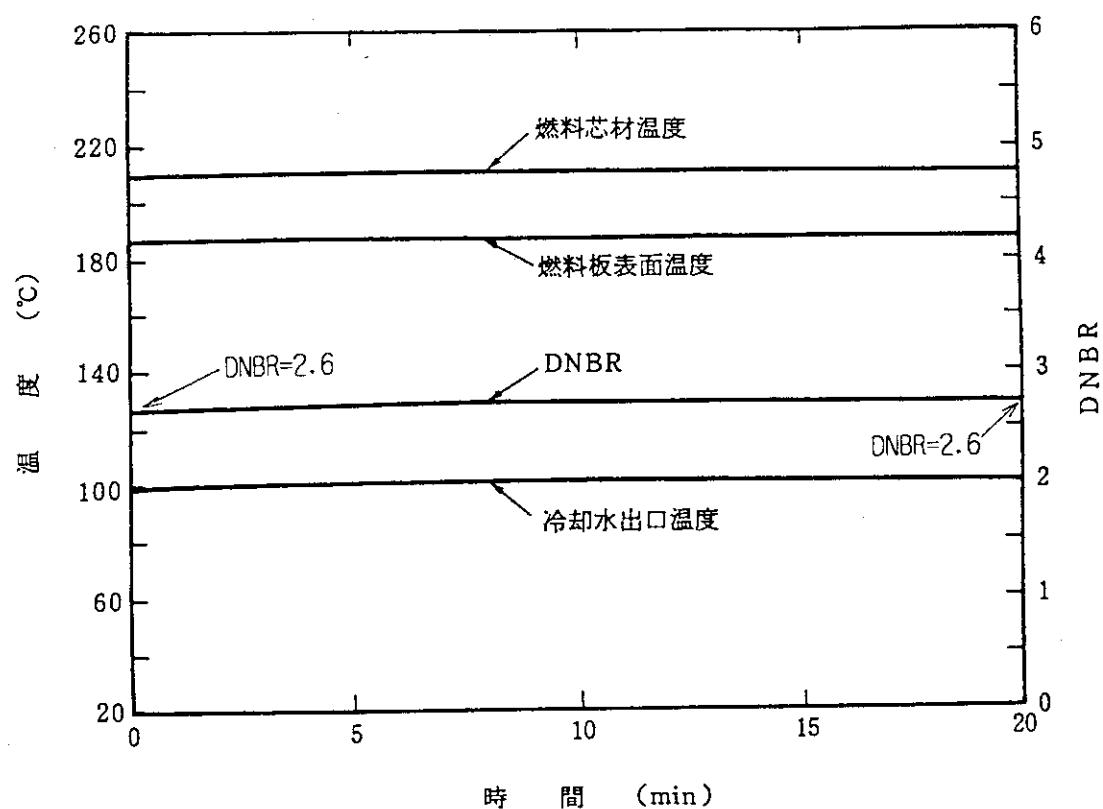


図51 「二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故」の解析結果(3) (L EU炉心)

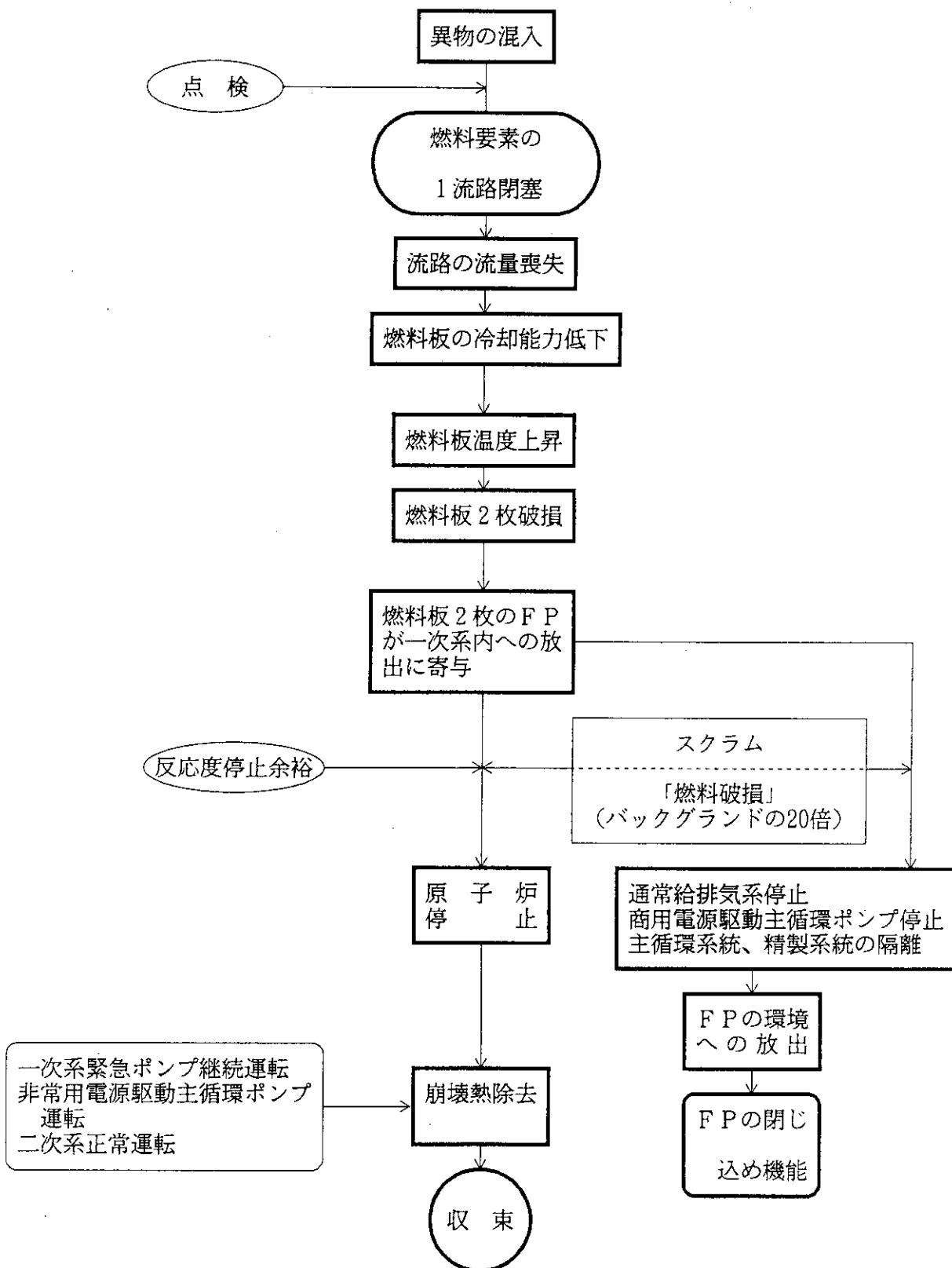


図52 「炉心流路閉塞事故」の事象推移

事象の推移	正常運転	流路閉塞	「燃料破損」信号	
			商	非
一次冷却系統	主循環ポンプ No.1	商		○
	主循環ポンプ No.2	商		○
	主循環ポンプ No.3	※		○
	主循環ポンプ No.4	※	予備機	
	緊急ポンプ No.1	非		
	緊急ポンプ No.2	非	予備機	
精製系統	漏えい水再循環設備	非		
	循環ポンプ No.1	商		
	循環ポンプ No.2	商		
二次冷却系統	循環ポンプ No.3	商		
	循環ポンプ No.4	商	予備機	
	補助ポンプ No.1	非		
	補助ポンプ No.2	非		
	冷却系統ファン	○		

(商：商用電源、非：非常用電源、※：商用電源または非常用電源、○：4台中1台は非常用電源)

図53 「炉心流路閉塞事故」の冷却系ロジック

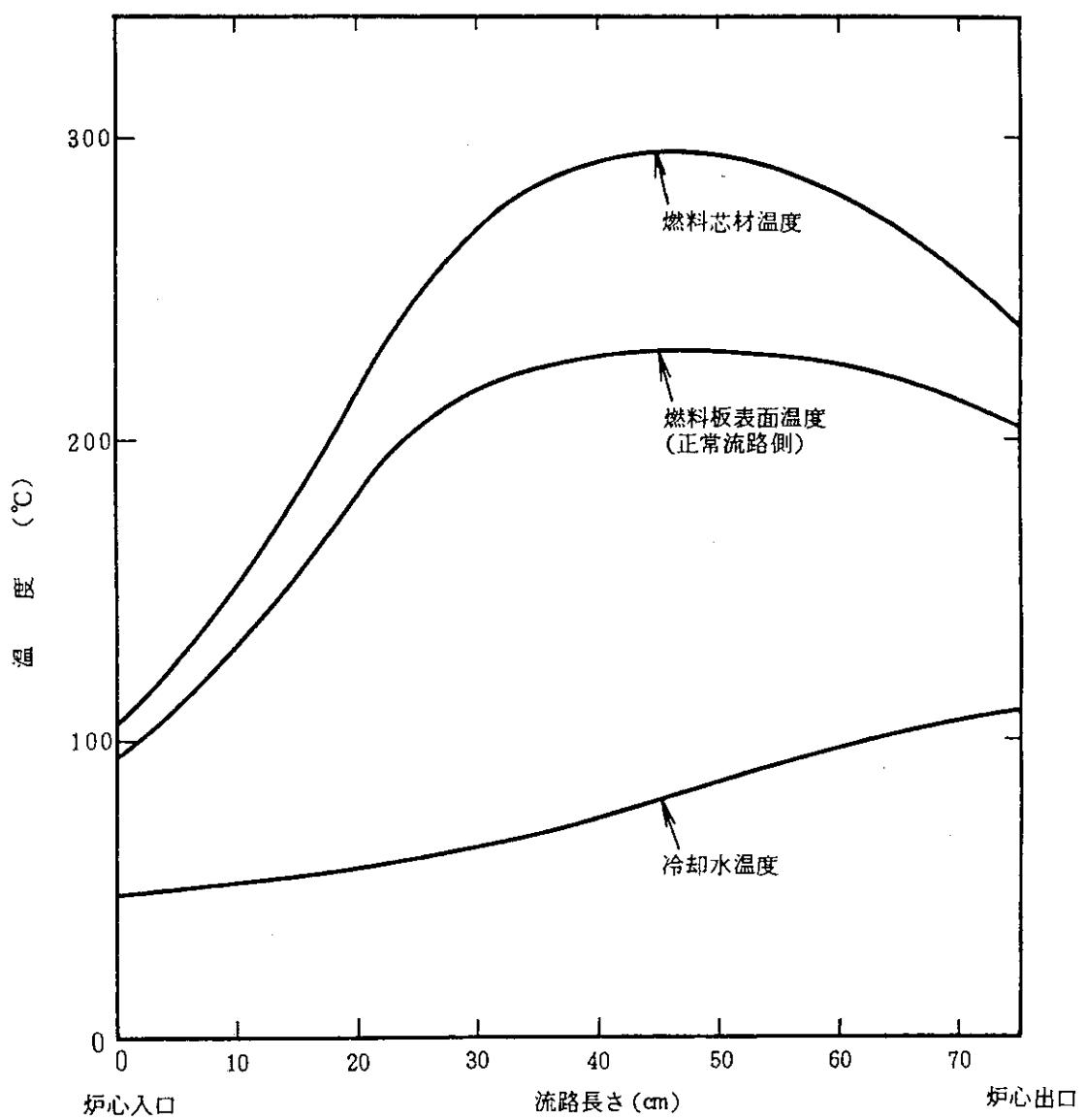


図54 「炉心流路閉塞事故」の解析結果（L E U炉心）

## 付録

## A. 1 事象の選定理由

## (1) 事象の見直し

低濃縮化に伴う安全評価では、指針等に基づきMEU申請書の見直しを行い、各事象を「運転時の異常な過渡変化」と「事故」に分類すると共に、いくつかの事象を削除あるいは追加した。削除したのは、「燃料板破損」、「反射体破損」、「燃料装荷事故」、及び「安全棒事故」の4事象である。これらはいずれも反応度付加事象として取り上げられているものであるが、異常状態に至らないことがMEU申請書の中に明記されていることから、評価すべき事象として取り上げる必要はない。表A. 1～A. 2に今回見直しを行った評価すべき事象の見直しの結果を示す。なお、照射設備に係わる異常状態のうち、反応度付加事象については「運転時の異常な過渡変化」と「事故」に分類して評価しているが反応度付加以外の事象については燃料の低濃縮化による影響を受けないため、MEU申請書から変更しないことにした。

## (2) 事象の選定理由

事象の選定に当たっては、施設の各系統ごとに予想される全ての事象を想定し、包括及び類似する事象については代表事象として最も厳しいと予想される事象（選定すべき事象の影響がほぼ同じであるときは指針<sup>5, 6, 7)</sup>に倣った。）を選定した。選定理由の詳細を表A. 3～A. 5に示す。

## A. 2 ポンプのコストダウン

図A. 1 及び 2 に主循環ポンプ及び二次冷却系統循環ポンプのコストダウンを示す。計算値及び実測値（1986年3月23日、73サイクル後半、商用電源喪失）は、商用電源喪失時ものである。ポンプ1台の停止は、特殊な運転となるため、実機の予期せぬ負担をさけるため実施しなかった。計算値は、何れのポンプに対しても実験値より急速に流量の低下がみられ、厳しい解析結果となった。また、参考のために図A. 3 に主循環ポンプの性能曲線を示す。

## A. 3 商用電源喪失時の減圧速度

商用電源喪失における一次系の減圧は、精製系統の充填ポンプが停止することによって生じる。この時の原子炉入口圧力の測定値（1989年11月10日 13:55 測定）を図A. 4

に示す。減圧は商用電源喪失と共にはじまるが、圧力サージタンクに蓄積されていた圧力のために一時的に減圧速度が遅くなる。その後圧力サージタンク内の冷却水がなくなると再び減圧が速くなるが、圧力調節弁 (V22-2) と圧力保持弁 (V22-1) の動作によって圧力は約 $10\text{kg/cm}^2\text{G}$  に保持される。

計算機ではこの様な現象を模擬できないため、1次遅れの減圧で模擬することにした。測定における初期の減圧に対応する1次遅れの時定数は、図A. 4に示す様に2.5秒になり、これ以上の早い減圧はありえない。しかし、実際の計算に使用した値は、実験の誤差等を見込んで時定数2秒、保持圧力 $8.5\text{kg/cm}^2\text{G}$  を用いた。

#### A. 4 異常な減圧事象の減圧速度

減圧速度は、最も厳しい解析をするために、圧力サージタンク $N_2$  排出弁から $N_2$  が臨界流速<sup>13, 14)</sup> で排出される場合を想定する。

摩擦のある場合の噴出速度は、臨界流の場合以下の式で表される。

$$G_{\max} = S \cdot \Phi^{1/2} \cdot P_1 \cdot (R \cdot T_1)^{-1/2} \quad \dots \quad (\text{A4.1})$$

$$\Phi = g \cdot k / (k - 1) \cdot [2 / (m + 1)]^{(m+1)/(m-1)}$$

$$m = k \cdot (1 + \zeta) / (1 + k \cdot \zeta)$$

ここで、

$S$  : 圧力サージタンク $N_2$  排出管断面積 :  $5.0 \times 10^{-4} \text{ m}^2$

$P_1$  : 圧力サージタンク内圧力 :  $14.0 \text{ kg/cm}^2\text{G}$

$R$  : ガス定数 ( $N_2$ ) :  $28.0 \text{ kg/kg/K}$

$T_1$  : 圧力サージタンク内温度 :  $49.0 \text{ }^\circ\text{C}$

$g$  : 重力加速度 :  $9.8 \text{ m/s}^2$

$k$  : 圧力サージタンク内外の気体の比熱比 : 1.4

$\zeta$  : 摩擦損失係数 : 0.1

※ 上式は、圧力サージタンク内外の圧力を $P_1$ 、 $P_2$ としたとき  
 $P_2 / P_1 = [2 / (m + 1)]^{(m+1)/(m-1)}$   
 の臨界流の条件で摩擦がある噴出速度を解いた時の式である。

ここで圧力サージタンクの体積を $V_1$ 、タンク外の圧力を大気圧として計算すると

$$P_2(t) = P_1 - \frac{R \cdot T_1}{V_1} \int_0^t G_{\max} dt \quad \dots \quad (A4.2)$$

上式となる。(A4.2) 式を計算機を用いて数値積分すると図A. 5の太線となる。計算では1次遅れの減圧速度で入力しなければならないため、1次遅れの時定数をパラメータ(15秒～10秒)として計算すると図A. 5の細線となる。この図から時定数を10秒とすれば窒素ガスが臨界流で噴出したときの減圧速度を包含できる。よって計算では時定数10秒を用いた。また、実際に原子炉を加圧して、圧力サージタンクN<sub>2</sub>排出弁を開けた実験を行った。この結果を図A. 6に示す。実験では一次冷却系の各機器を保護する目的で精製系統およびポンプは起動せず、窒素ボンベによって加圧した(実際の減圧事象では、精製系統が起動しているため、精製系統の充填ポンプの圧力保持機能のために減圧速度はさらに遅くなると予想される。)。実験値では8分程度で減圧が終了しているが、計算では1分程度で減圧が終了し、厳しい解析を行っていることが明らかである。

### A. 5 破損位置の選定

一次冷却水流出箇所のパラメータ解析を行った。この時の破損面積は、各配管に対して $1/4 D t$ (D:配管直径、t:配管肉厚)とし、一次冷却系統配管の破損箇所を図A. 7の①～⑤の通りとして解析した。解析結果を表A. 6及び図A. 8～12に示す。以上の結果から一次冷却水流出事故時に最も厳しい結果に至るのは熱交換器出口ヘッダ部の破損である。

### A. 6 一次冷却水流出事故時の商用電源喪失時期

一次冷却水流出事故において、サイフォンブレーク弁等の作動を期待する場合には、商用電源喪失の有無を検討する必要がある。J M T Rの場合、商用電源喪失を想定したほうが厳しい解析結果になる。このため事故の結果が最も厳しくなる商用電源喪失の時刻を決定した。一次冷却水流失箇所を熱交換器出口ヘッダとして解析した結果を図A. 13～14に示す。

①は商用電源喪失がない場合であり、原子炉は「原子炉入口圧力低」のスクラン信号により事故発生後0.49秒でスクランする。③及び④は商用電源喪失を想定した場合の解析結果である。③は一次冷却水流出事故と同時に商用電源喪失を想定した場合、④は一次冷却水流出事故から0.29秒遅れて商用電源喪失を想定した場合である。③の場合は、商用電源駆動主循環ポンプ停止から0.2秒後に原子炉停止となるため、①より厳しくない解析結果となった。④の場合は、原子炉停止時間は①と同じであるが、主循環ポンプ2台の停止時間が0.08秒早くなるためより厳しい解析結果\*となつた。この結果から事故発生から

0.29 秒後に商用電源喪失を考慮すると最も厳しい解析となる。また、②は「主循環ポンプ商用電源異常」のスクラム信号がない場合の解析を行った結果である。この時、最小D N B Rは1.5 を下回るため、「主循環ポンプ商用電源異常」のスクラム信号が必要であることが理解できる。

---

\* この時間スケールで考える場合、一次冷却水流出事故において、厳しい結果を与えるのは、減圧の効果である（この時間スケールにおいては、コストダウンの影響が小さいため。）。このため、低い圧力まで原子炉が起動していることが厳しい結果を与える条件である。このためスクラム時刻は、0.49秒と決定される。次に厳しい結果を与えるのは、流量の低下である。④においては、主循環ポンプ 2 台の停止時刻が①より 0.08 秒早いため、①より厳しくなる。商用電源喪失を 0.29 秒より早くするとスクラム時刻は、0.49秒より早くなり、結局④が最も厳しい結果となる。

表A.1 事象の見直し(1)

事象	事象内容	変更の有無	変更の内容又は理由
核的事故	制御棒引き抜き事故 (起動時及び定格出力運転時)	名称の変更 内容の変更 ①起動時：粗調整棒1本の引き抜き $0.05\% \Delta k/k/s$ ②定格時：微調整棒1本の引き抜き $0.5\% \Delta k/k/s$	「起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」とする。 ①起動時：粗調整棒2本の引き抜き $0.15\% \Delta k/k/s$ ②定格時：微調整棒1本の引き抜き $0.5\% \Delta k/k/s$
	燃料板破損	削除する	燃料板が機械的衝撃により曲げられ流れの状態が変わることにより、燃料板が破損に至ることを想定する。しかし、これにより、反応度は減少するため、反応度事故に至ることはない。
	反射体破損	削除する	反射体破損により反応度が減少するため、反応度事故に至ることはない。
事故	燃料接荷事故	削除する	反射体破損により炉心の反応度は低下する方向であり核的事故に至らない。
	冷水事故	削除する	臨界には達しないので核的事故には至らない。
	照射試料による反応度付加	追加	冷水導入による反応度付加」とし、原子炉運転後に二次冷却系系統を起動したため、 $0.5\% \Delta k/k$ の反応度が炉心に付加される事象を想定する。左記の②については、現在は運転管理上起こりえない。
事故	ループの試料落下事故	名称の変更 内容の変更 ①二次系ポンプ又はファンを急に稼働することにより、炉心に冷却され、 $0.3\% \Delta k/k$ の反応度が炉心に付加される。 ②一次系ポンプを急に稼働することにより $0.06\% \Delta k/k/s$ の反応度が炉心に付加される。	「冷水導入による反応度付加」とし、原子炉運転後に二次冷却系系統を起動したため、 $0.5\% \Delta k/k$ の反応度が炉心に付加される事象を想定する。左記の②については、現在は運転管理上起こりえない。
	キャプセルの事故	名称の変更 内容の変更 キャプセルの試料が落下又は流出し、炉心にステップ形状に $0.5\% \Delta k/k$ の反応度が印加される	照射実験設備の破損による反応度の異常により $0.3\% \Delta k/k$ の反応度が付加される事象を想定する。

表A.2 事象の見直し(2)

事象	事象内容	変更の有無	変更の内容又は理由
停電事故	①商用電源の停止で問題は生じない。 崩壊熱はディーゼル電源の停止で問題は生じない。 ②ディーゼル電源の停止で、何ら問題を生じない。	名称の変更 内容の変更	ディーゼル電源停止による影響は商用電源停止の場合に比べて十分小さいため、「商用電源喪失」に包含する。
ポンプ事故	主循環ポンプのうちの1台が故障した場合、炉はスクリュムし、緊急ポンプにより崩壊熱は除去されるため、事故には至らない。	名称及び再評価	「一次冷却水の流量低下」とし、主循環ポンプ3台のうちの1台が停止し流量が低下する事象を想定する。
核的事故	主循環ポンプ軸固定着	追加	主循環ポンプ3台のうちの1台の回転軸が瞬間に固定する事象を想定する。
以外	二次冷却水の流量低下	追加	二次冷却系統循環ポンプ3台のうちの1台が停止し流量が低下する事象を想定する。
の事故	二次冷却系統循環ポンプ軸固定着事故	追加	二次冷却系統循環ポンプ3台のうちの1台の回転軸が瞬間に固定する事象を想定する。
加圧系機器の故障	圧力サージタンクの給気用ガス配管の破断等によりますます圧力が低下するが、圧力が十分低下しておらず、緊急ポンプにより十分除熱されるため、安全である。	名称の変更 内容の変更	「一次冷却系統の異常な減圧」とし、圧力サージタンクの窒素ガス排出弁が誤作動して、一次冷却系統の圧力が異常に減圧する事象を想定する。
一次冷却系配管の破損	一次系のうちの最大直径の配管が瞬時に両端破断する。	名称の変更 内容の変更	「一次冷却水流出事故」とする。想定する配管破断口の大さきを、D <sub>t</sub> /4とする。(D:配管口径、t:配管肉厚)
安全棒事故	制御棒はそれぞれ独立の挿入機構を持っており、同時に何本もの機械的事故が起こることはあるまいことから、スクラム失敗は考えられない。	削除	設備対応されている。
炉心流路閉塞事故	原子炉圧力容器内に異物が入り、炉心内の一流路を閉塞する。	変更なし (再評価)	
燃料取扱事故		追加	使用済燃料の取扱中に燃料板の損傷が発生する事象を想定する。

表A.3 事象の選定理由(1)

設備名	異常事象	種別	起因事象	評価すべき事象	評価すべき事象選定の理由
制御設備 炉心内の反応度 の異常な変化 (起動時)	異常過渡	①SR棒2本の同時連続引抜き時、制御棒操作回路故障による高速引抜き	最大250mm/minで引き抜かれる (臨界に到らない)	②SH棒 2本(SH-1, SH-3)の同時引抜き時ににおける誤操作による連続引抜き	①は上限まで引き抜いても臨界に至らない、②と③では、②が炉心への影響が最も大きい。
		②SH棒 2本(SH-1, SH-3)の同時引抜き時における誤操作による連続引抜き	200mm/minで臨界点を超えて引き抜く	③制御棒操作回路・駆動回路故障によるSH棒1本の連続引抜き	(起動時ににおける制御棒の異常な引抜き)*
炉心内の反応度 の異常な変化 (出力運転中)	異常過渡	①SH棒 2本(SH-1, SH-3)の同時引抜き時における誤操作による連続引抜き	200mm/minで引き抜く	②制御棒操作回路・駆動回路故障によるSH棒1本の連続引抜き	④が引き抜き速度が最も速いことから、炉心への反応度付加率が最大である。従って、④が炉心への影響が最も大きい。
		③SH-2棒の誤操作による連続引抜き	200mm/minで引き抜く	④自動制御回路・駆動回路故障によるSR棒の超高速引抜き	(出力運転中の制御棒の異常な引抜き)
		④自動制御回路・駆動回路故障によるSR棒の超高速引抜き	2000mm/minで引き抜かれる		

\*: ( )内は評価している事象名を表す。

表A.4 事象の選定理由(2)

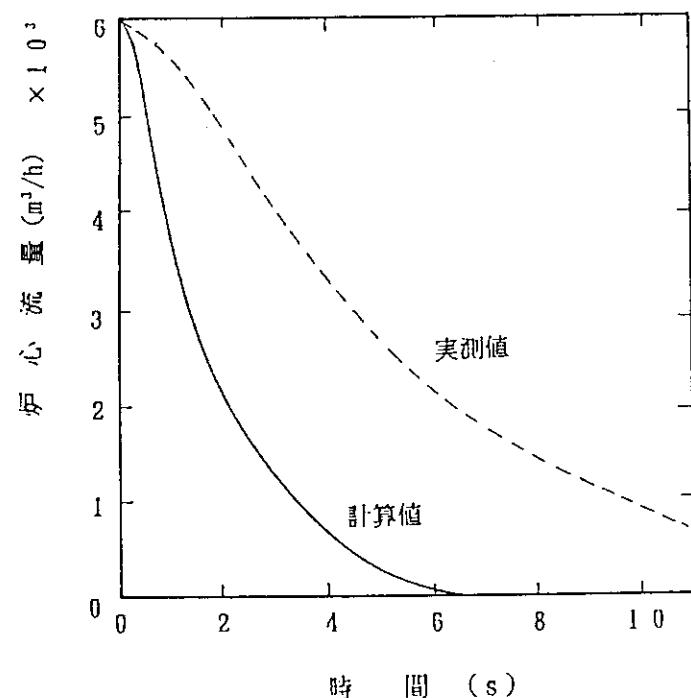
設備名	異常事象種別	起因事象	評価すべき事象	評価すべき事象選定の理由
冷却設備 炉心内の反応度の異常変化	異常過渡	①二次系誤停止状態で出力上昇中に二次系起動 ②二次系の予備循環ポンプの誤操作による起動	一次冷却水温度が急激に低下する。(約15°C) 一次冷却水温度低下は軽微である。	①二次系誤停止状態で出力上昇中に二次系起動 (冷水導入による反応度付加) ①の方が二次冷却水流量の増加が大きいため、一次冷却水温度の低下による炉心への付加反応度が大きい。従って、①の方が炉心への影響が大きい。
炉心内の熱除去の異常変化	異常過渡	①主循環ポンプの誤操作又は故障による1台停止 ②主循環ポンプ出口弁の誤操作による弁の閉	約10秒で主循環ポンプの回転が停止する。 約20秒で全閉する。	①主循環ポンプの誤操作又は故障による1台停止 (一次冷却水の流量低下) ①の方が一次冷却水流量の低下速度が大きいため、炉心への影響が大きい。
異常過渡	異常過渡	①二次系循環ポンプの誤操作又は故障による1台停止 ②二次系循環ポンプ出口弁の誤操作による弁の閉 ③二次冷却塔ファンの誤操作による弁の閉	一次冷却水温度上昇は緩慢である。 一次冷却水温度上昇は緩慢である。 一次冷却水温度上昇は緩慢である。	①二次循環ポンプの誤操作又は故障による1台停止 (二次冷却水の流量低下) ①～③は、いずれも炉心へ影響は非常に緩やかであり、原子炉の緊急停止には至らない。代表事象としては「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」等に倣って①とした。
原子炉冷却材圧力の異常変化 (圧力低下)	異常過渡	①充填ポンプの誤操作又は故障による停止 ②充填ポンプ出口弁の誤操作又は故障による全閉 ③圧力サーボタンクN2排出弁の誤操作又は故障による開	一次冷却水圧力は約0kg/cm <sup>2</sup> Gで保持される。 一次冷却水圧力は約0kg/cm <sup>2</sup> Gで保持される。 一次冷却水圧力はほぼ大気圧まで低下する。	③が一次冷却水圧力の低下が最大であるため、炉心への影響が最も大きい。 ③圧力サーボタンクN2排出弁の誤操作又は故障による開 (一次冷却系統の異常な減圧)

表A.5 事象の選定理由(3)

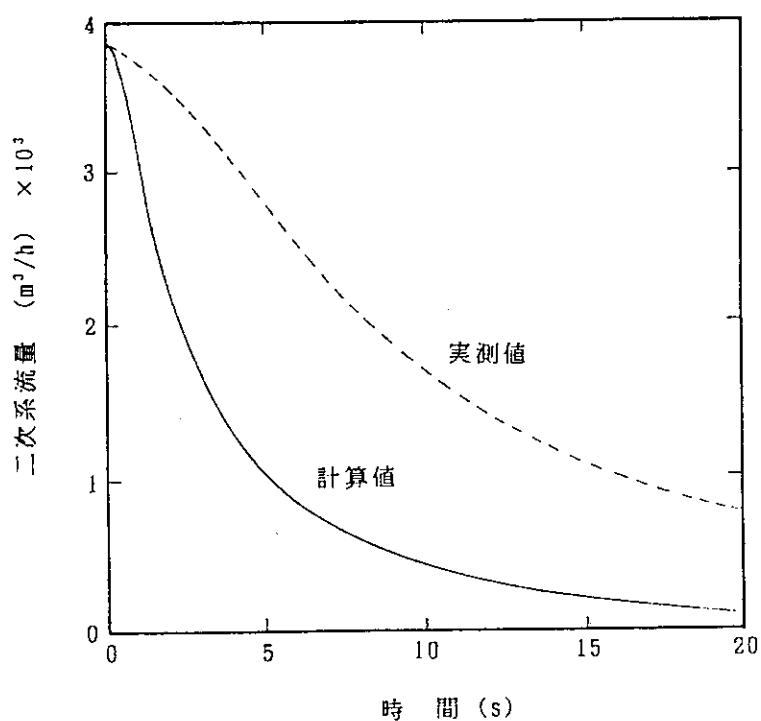
設備名	異常事象	種別	起因事象	評価すべき事象	評価すべき事象選定の理由
冷却設備 炉心冷却能力の低下	炉心冷却能力の低下	事故	主循環ポンプ軸固着	(主循環ポンプ軸 固着事故)	
		事故	①二次系循環ポンプ軸固着 ②冷却塔ファンの軸破損	一次冷却水温度上昇は緩慢である。 一次冷却水温度上昇は緩慢である。	①及び②は、いずれも炉心へ影響は非常に緩やかであり、原子炉の緊急停止には至らない。代表事象としては「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等に倣って①とした。
冷却材流出		事故	主循環系統配管の破損	①二次循環ポンプ軸固着 (二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故)	①冷却材流出
		事故	主循環系統配管の破損 D1/4 (0.1:配管直径、t:配管肉厚)	熱交換器出口ヘッダに面積がD1/4 (0.1:配管直径、t:配管肉厚) の破損が生じる。	配管の破損箇所は、炉心への影響が最も大きい熱交換器出口ヘッダとする。
電源設備	炉心内の熱除去の異常な変化	異常過度	①商用電源喪失 ②非常用電源喪失	非常用電源駆動の主循環ポンプ及び緊急ポンプ運転で削減熱が除去される。 スクラム後は商用電源駆動の主循環ポンプで削減熱が除去される。	①の方が一次冷却水流量の低下が大きいため、炉心への影響が大きい ②商用電源喪失
		事故	照射装置の故障	0.2%Δk/k の反応度が付加される。	原子炉運転中に挿入、取り出しを行う照射試料に関する反応度制限値の2倍が炉心に付加されるものとする。
照射設備	実験設備等の異常過度	事故	照射装置の破損	0.3 秒間に0.5%Δk/k の反応度が付加される。	(照射試料による反応度付加)(照射実験設備の破損により想定される最大の反応度が炉心に付加されるものとする。
		事故	炉心への異物の落下	一流路が完全閉塞する。	(炉心流路閉塞事故)
炉心 下	炉心冷却能力の低下	事故	使用済燃料要素の落下	燃料板1枚に含まれる核分裂生成物の5%が水中に放出される。	(燃料取扱事故)
使用済燃料の機械的破損		事故	使用済燃料要素の落下		

表A.6 破損位置を変えた時の解析結果

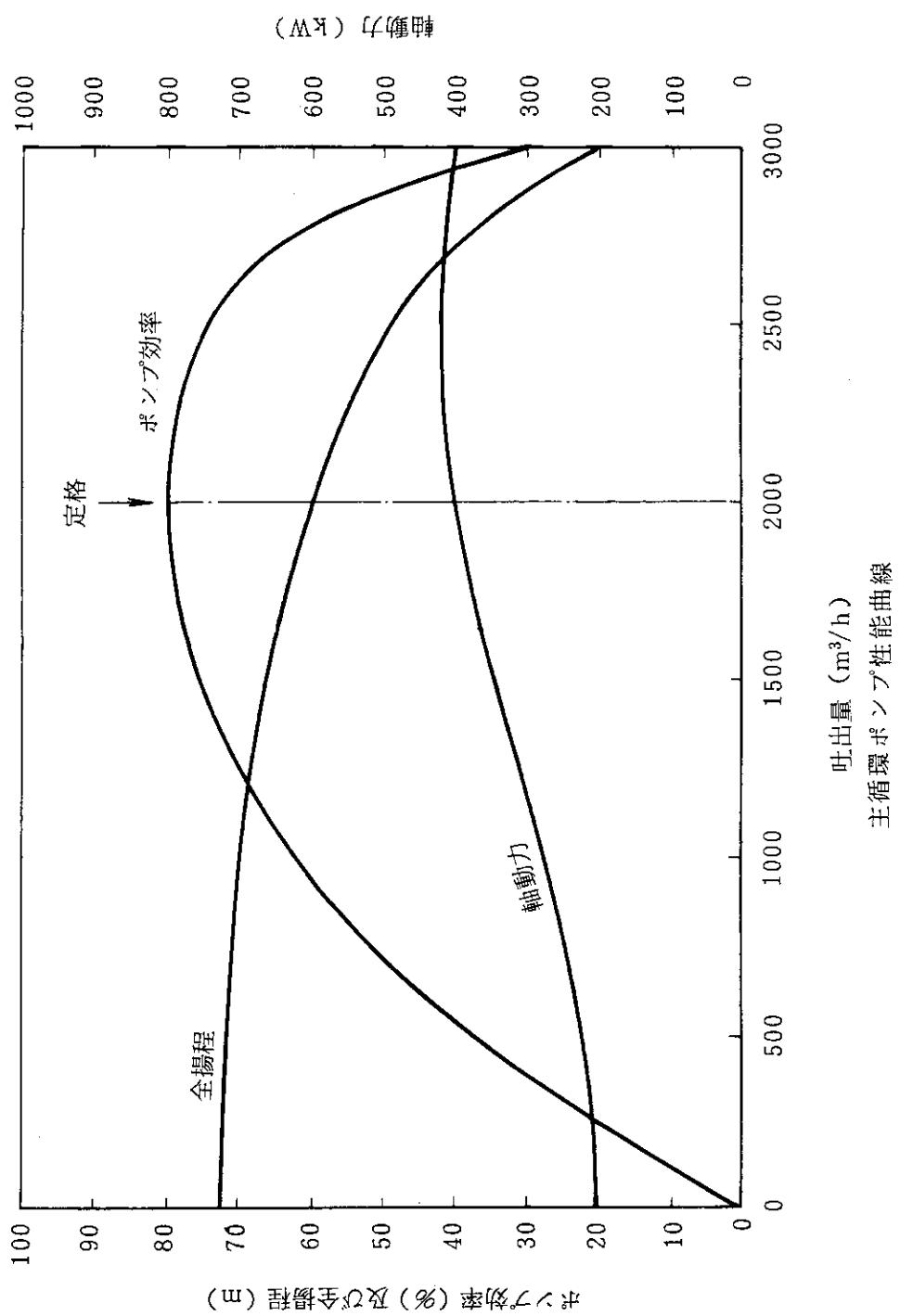
図 番	一次冷却水流出箇所	最小D N B R
図 A. 8	熱交換器出口ヘッダ	1.605
図 A. 9	主循環ポンプ入口ヘッダ	1.96
図 A.10	主循環ポンプ入口	2.31
図 A.11	主循環ポンプ出口	2.28
図 A.12	主循環ポンプ出口ヘッダ	1.609



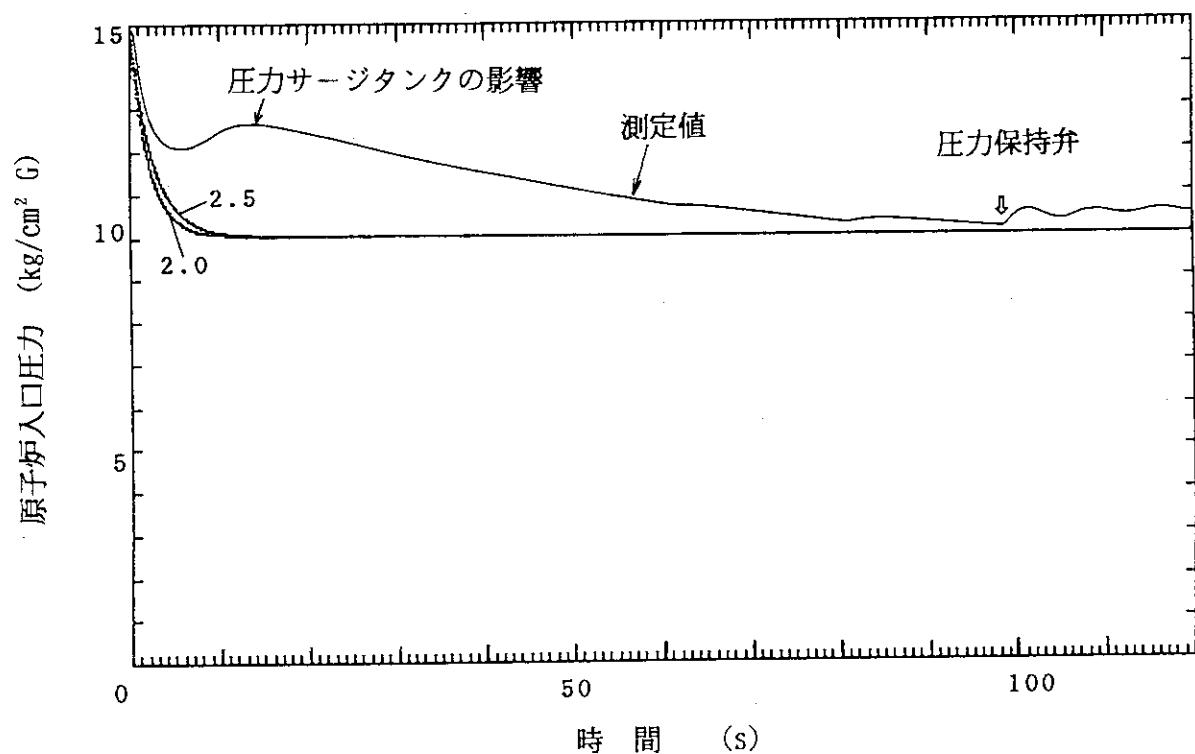
図A.1 主循環ポンプのコストダウン曲線



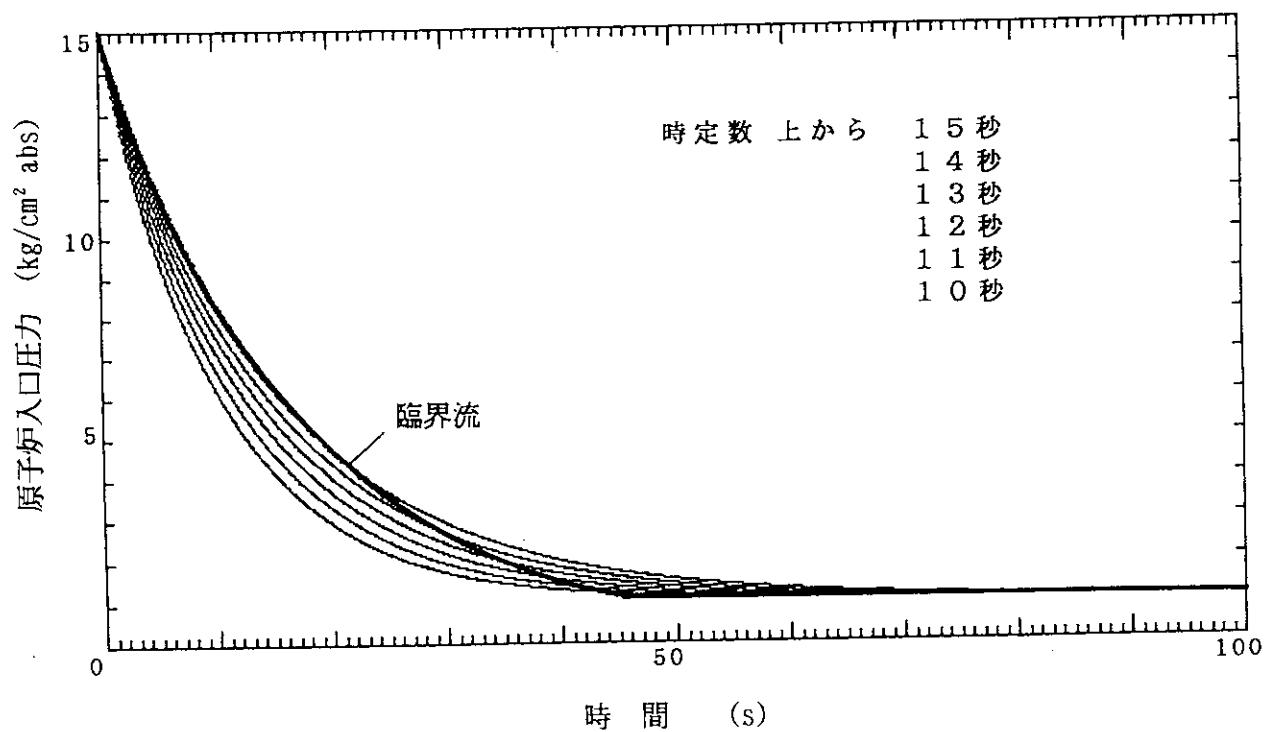
図A.2 二次冷却系統循環ポンプのコストダウン曲線



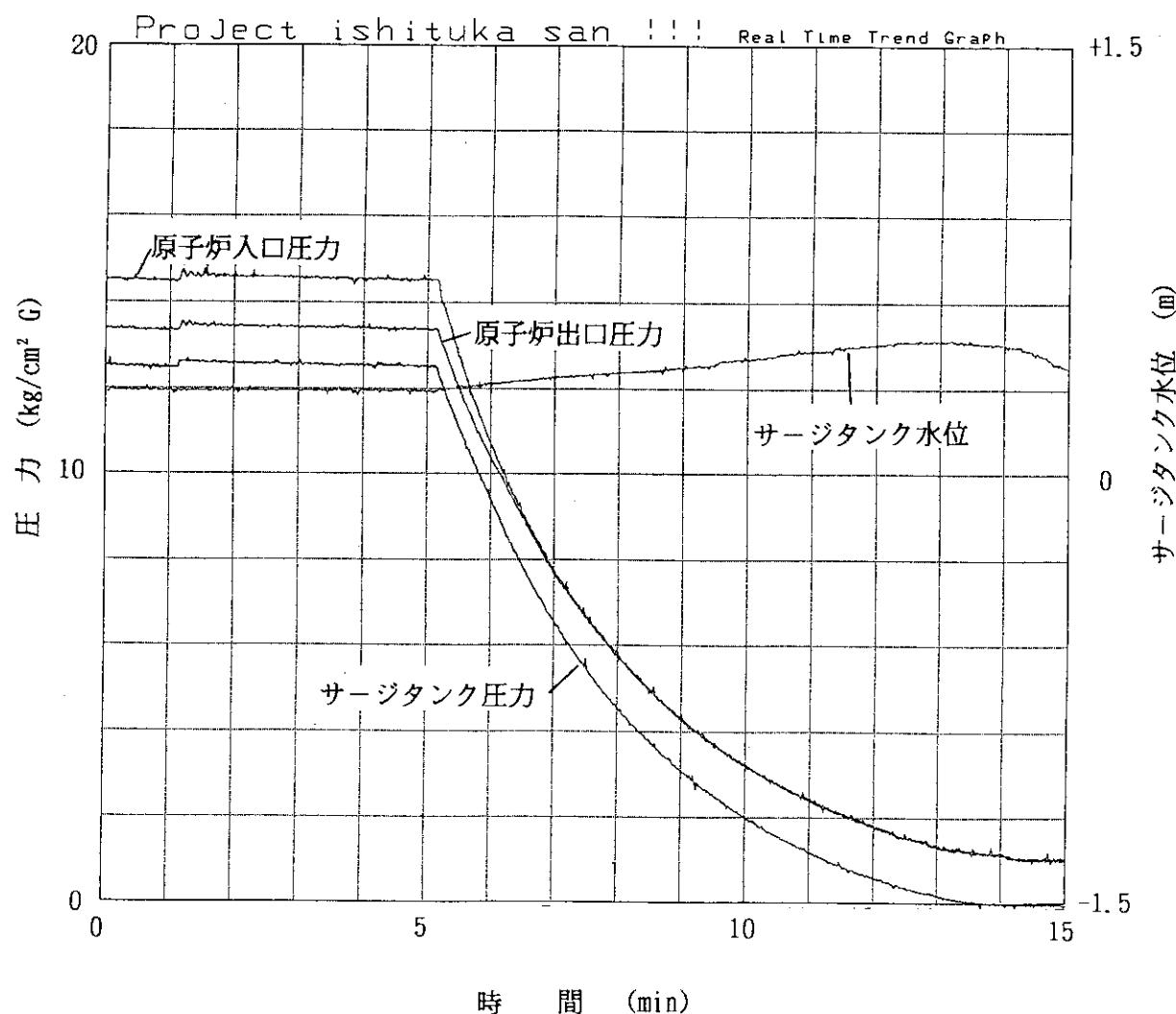
図A.3 主循環ポンプの性能曲線



図A.4 商用電源喪失時の減圧速度



図A.5 異常な減圧事象の減圧速度（計算値）



図A.6 異常な減圧事象の減圧速度（測定値）

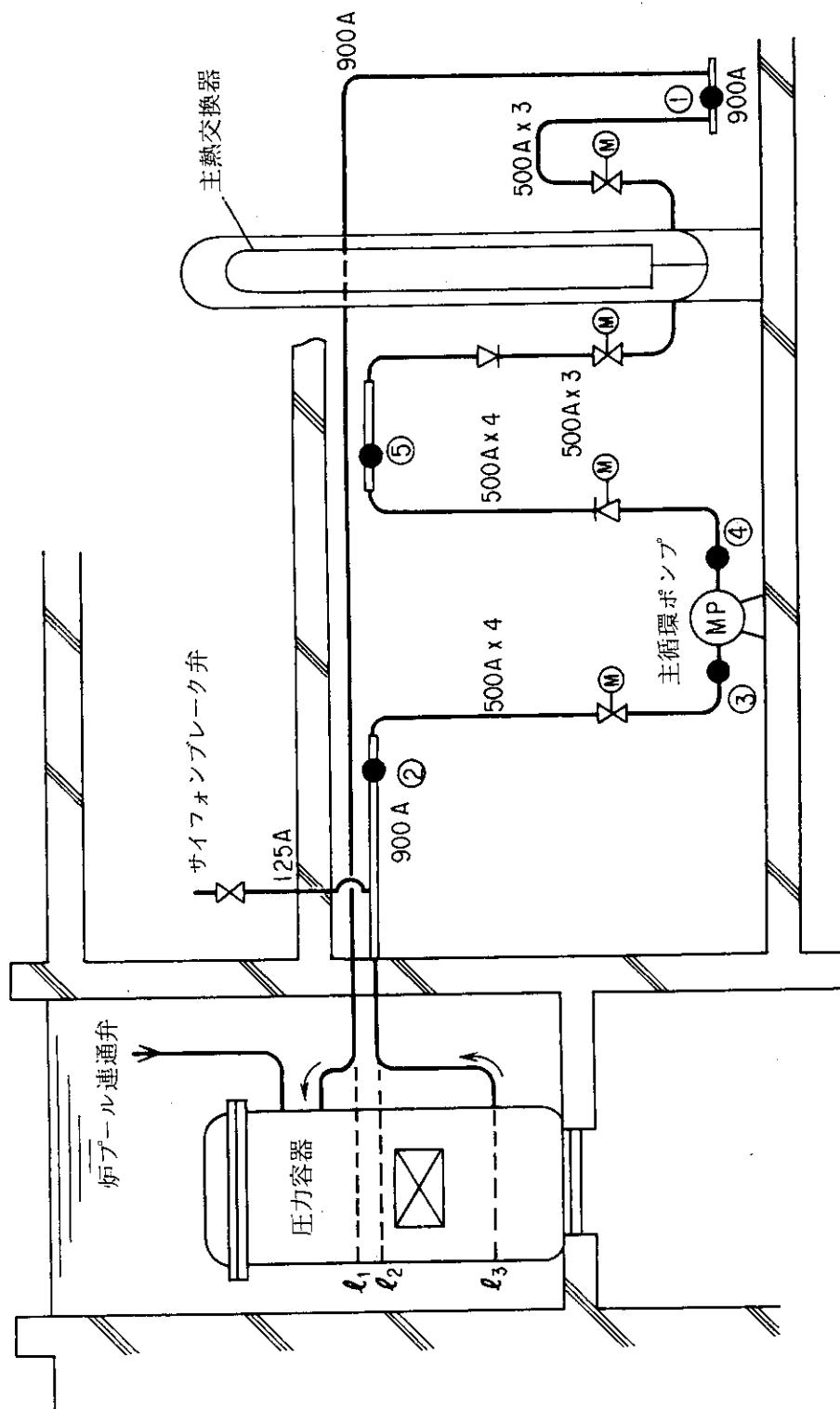
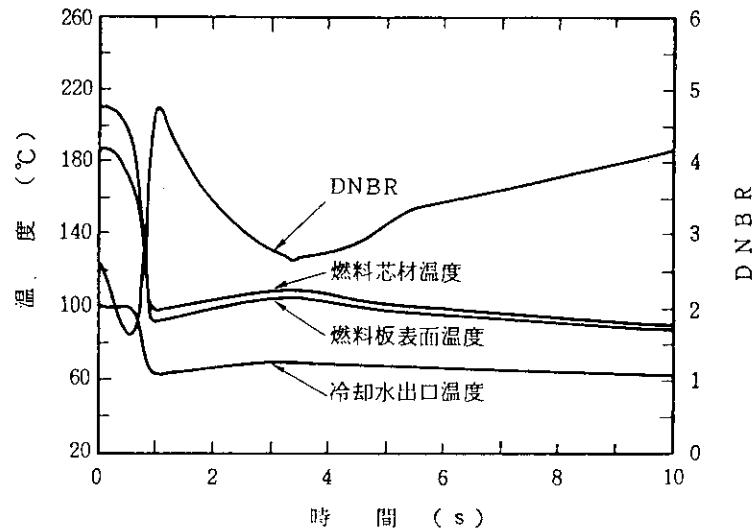
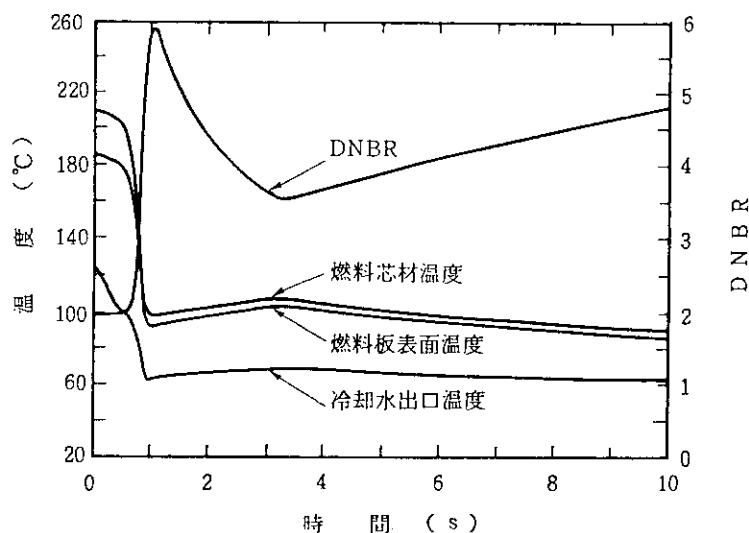


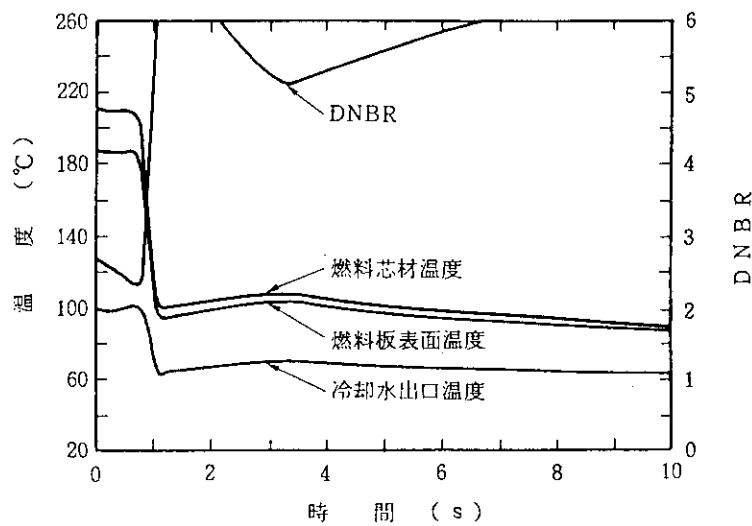
図 A.7 解析した破損位置



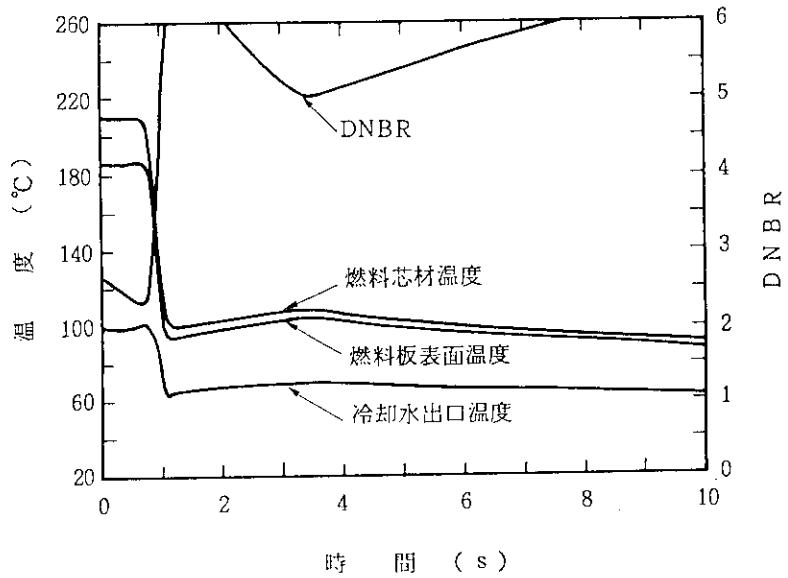
図A.8 破損箇所のサーベイ（熱交換器出口ヘッダ [①]）



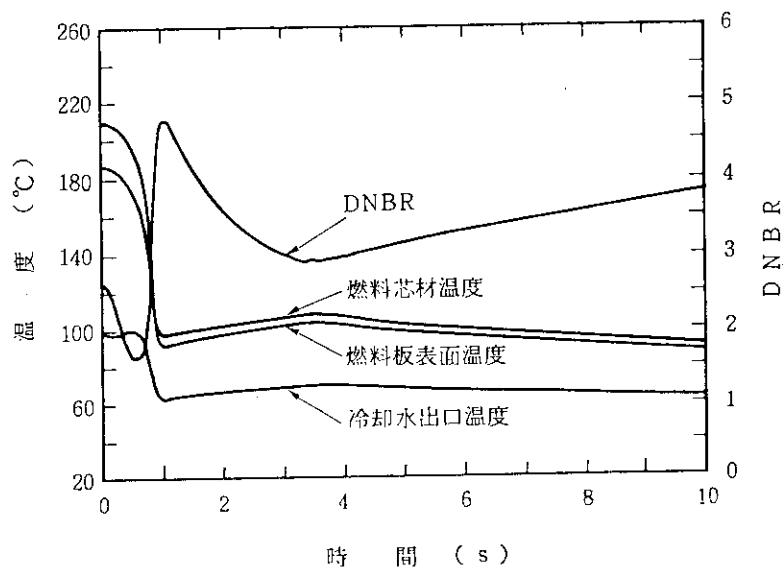
図A.9 破損箇所のサーベイ（主循環ポンプ入口ヘッダ [②]）



図A.10 破損箇所のサーベイ（主循環ポンプ入口 [③]）



図A.11 破損箇所のサーベイ（主循環ポンプ出口〔④〕）



図A.12 破損箇所のサーベイ（主循環ポンプ出口ヘッダ〔⑤〕）

一次冷却水流失事故	原子炉及び冷却系の状態	最小 DNBR
①商用電源喪失想定なし 「原子炉入口圧力低」スクラム	<p>事故発生 0 0.09 s ↓</p> <p>0.37 s</p> <p>→0.12 s ポンプトリップ</p>	1.63
②商用電源喪失想定 「原子炉入口圧力低」スクラム (「主循環ポンプ商用電源異常」スクラムなし)	<p>事故発生 0 0.09 s ↓</p> <p>0.37 s</p> <p>→0.49 s 商用電源喪失時刻 (ポンプトリップ)</p>	1.40
③商用電源喪失想定 「主循環ポンプ商用電源異常」スクラム	<p>事故発生 0 0.20 s ↓</p> <p>0.37 s</p> <p>→0.20 s 商用電源喪失時刻 (ポンプトリップ)</p>	2.00
④商用電源喪失想定 「主循環ポンプ商用電源異常」=「原子炉入口圧力低」スクラム	<p>事故発生 0 0.09 s ↓</p> <p>0.29 s</p> <p>→0.20 s 商用電源喪失時刻 (ポンプトリップ)</p>	1.61



定格出力運転

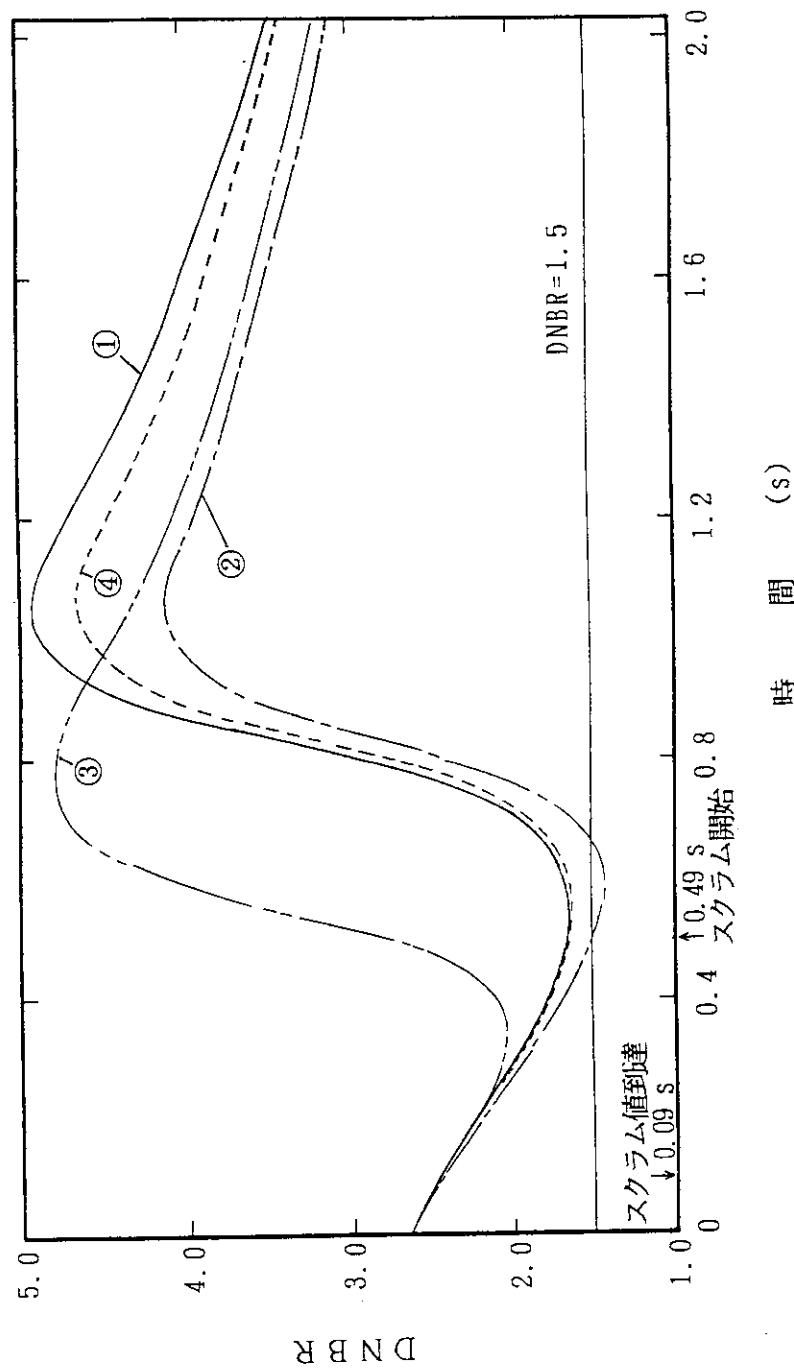


主循環ポンプ 3台運転



主循環ポンプ 1台運転

図A.13 一次冷却水流出事故時の商用電源喪失時期



図A.14 一次冷却水流出事故時の商用電源喪失時期を変えた時の解析結果