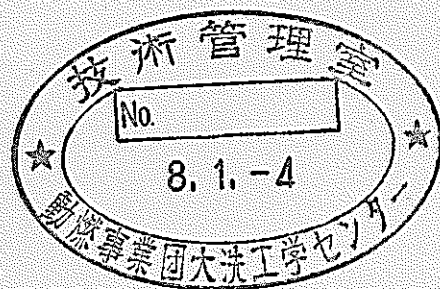


分置

「常陽」MK-Ⅲ計画に係る安全評価

(7. ATWS事象の解析)

1995年9月



動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

1995年9月

「常陽」MK-III計画に係る安全評価

(7. ATWS事象の解析)

島川佳郎*1

要 旨

本資料は、MK-III計画に係る安全評価のバックアップとする目的で実施した、ATWS事象（いわゆる(5)項事象に相当する事象）の解析についてまとめたものである。

本解析では、下記の2事象についてその初期過程（起因過程）の解析を「SAS-3D」コードを用いて行い、炉心の核的・熱的な過渡挙動、燃料要素の破損挙動等の全炉心的な事故挙動を明らかにしている。

- ① ULOF事象 : 1次冷却系主循環ポンプトリップ
+原子炉スクラム失敗
- ② UTOP事象 : 制御棒誤引抜き(5φ/s、4.5\$投入)
+原子炉スクラム失敗

本解析の結果は、以下に示すとおりである。

- (1) ULOF事象、UTOP事象とも、燃料破損は非同時的で正の反応度投入量も小さく、事象進展は緩慢なものとなる。
- (2) ULOF事象では、一部のチャンネルで溶融燃料によるプールが形成されるが、その規模は小さい。
- (3) したがって、MK-III改造後の「常陽」においてATWS事象の発生を想定しても、機械的エネルギーの放出には至らないと判断できる。

*1 大洗工学センター 実験炉部技術課

目 次

1. 緒言	1
2. 解析モデル及び解析条件	6
3. 解析結果	22
4. 評価	40
5. 結言	41
6. 謝辞	42
7. 参考文献	43

表リスト

- | | |
|---------|--------------------------------|
| 第2.2-1表 | MK-III標準平衡炉心のチャンネル分割データ |
| 第2.3-1表 | 燃料反応度、ナトリウムボイド反応度及び被覆管反応度（補正前） |
| 第2.3-2表 | 燃料反応度、ナトリウムボイド反応度及び被覆管反応度（補正後） |
| 第2.3-3表 | ドップラ反応度 |
| 第2.3-4表 | 定常温度分布 |
| 第2.4-1表 | 解析上の主要なパラメータ |
| 第3.1-1表 | ULOF事象の解析結果（事象進展の概要） |
| 第3.2-1表 | UTOP事象の解析結果（事象進展の概要） |

図リスト

- 第 1 - 1 図 高速炉における A T W S 事象の事象推移
- 第 1 - 2 図 「 S A S - 3 D 」 のコード構成の概略
- 第 2 . 1 - 1 図 M K - Ⅲ 標準平衡炉心の炉心構成
- 第 2 . 1 - 2 図 M K - Ⅲ 標準平衡炉心の流量配分、集合体最大出力及び炉内滞在
サイクル数
- 第 2 . 1 - 3 図 M K - Ⅲ 標準平衡炉心のチャンネルランピング
- 第 2 . 5 - 1 図 流量コストダウンカーブ (ポニーモータ引継ぎ失敗)
- 第 2 . 5 - 2 図 流量コストダウンカーブ (ポニーモータ引継ぎ成功)
- 第 3 . 1 - 1 図 U L O F 事象の解析結果 (ポニーモータ引継ぎ失敗の場合)
- 第 3 . 1 - 2 図 U L O F 事象の解析結果 (ポニーモータ引継ぎ成功の場合)
- 第 3 . 1 - 3 図 U L O F 事象の解析結果 (炉心状態の推移)
- 第 3 . 1 - 4 図 炉心状態図の図形説明
- 第 3 . 1 - 5 図 U L O F 事象の解析結果 (計算終了時の炉心状態)
- 第 3 . 2 - 1 図 U T O P 事象の解析結果
- 第 3 . 2 - 2 図 U T O P 事象の解析結果
(F C I 時のボイド挙動とその反応度変化)
- 第 3 . 2 - 3 図 U T O P 事象の解析結果 (計算終了時の炉心状態)

1. 緒 言

高速実験炉「常陽」では、照射効率の向上、各種試験能力の拡充等を目指して、炉心及び冷却系の高性能化を図るMK-III計画を進めている。本資料は、MK-III計画に係る安全評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類10）の一環として実施した、反応度抑制機能喪失事象の解析についてまとめたものである。

高速原型炉「もんじゅ」を対象として策定された「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」⁽¹⁾においては、「『事故』より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象については、LMFBRの運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する」ことを求めている。そのため、「もんじゅ」の添付書類10⁽²⁾では、「技術的には起こるとは考えられない事象の解析」の項を設け、「事故」よりも発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象（いわゆる（5）項事象）として下記の事象を選定し、解析・評価を行っている。

- (1) 局所的燃料破損事象
 - ① 燃料要素の局所的過熱事象
 - ② 集合体内流路閉塞事象
- (2) 1次主冷却系配管大口径破損事象
- (3) 反応度抑制機能喪失事象（ATWS事象）
 - ① 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象（ULOF事象）
 - ② 制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象（UTOP事象）

一方、上記指針の策定前に建設された「常陽」の添付書類10⁽³⁾には、当然のことながら（5）項事象に相当する項はない。また、MK-III改造後にあっても、下記の理由から特に（5）項事象に相当する項は設けないこととしている。

- (1) 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」は「もんじゅ」を対象に策定されたものであり、実験炉である「常陽」に、その内容をバックフィットすることを求めている。
- (2) 高速炉では炉心の大型化するとボイド係数が正となるので、冷却材の沸騰に至るような非常に厳しい事象の発生を想定すると、正のボイド係数が結果をより厳しくする方向に働き、全炉心の崩壊及びこれに続く機械的エネルギーの放出に至るような事象進展となる可能性がある。一方、小型の高速炉である「常陽」のボイド係数はMK-II炉心、MK-III炉心とも全燃料集合体について負であり、高い自己制御性を有している。そのため、同様の厳しい事象の発生を想定しても、その事象進展が大型炉に比べて穏やかなものとなるのは明らかである。

(3) 「常陽」では、原子炉施設敷地の立地条件の妥当性を確認するための仮想事故として「炉心溶融再臨界事故」を想定している。本事故では、炉心の冷却材が瞬時に喪失して炉心が溶融・集積し、再臨界状態となって機械的エネルギーが放出されることを想定しているが、この想定は、その目的こそ異なるものの、「もんじゅ」の(5)項事象における最も過酷な事象を包絡する想定といえるものである。

しかしながら、(5)項事象に相当する事象の発生を想定し、最新の解析手法及び現実的な解析条件による解析・評価を行ってその事象進展を把握しておくことは、原子炉施設の持つ安全裕度を確認し、事故時の炉心挙動等の諸現象に対する知見を深めることができるという点で意義あることである。また、(5)項事象のような、設計基準事象を大幅に超えたシビアアクシデントの解析・評価は、今後「常陽」においていわゆるアクシデントマネージメントの検討を行う場合にも、有益な情報を供し得るものと期待される。

以上のことから、MK-III炉心への改造を機に、MK-III計画に係る安全評価のバックアップとすることを主たる目的として、MK-III改造後の「常陽」を対象とした(5)項事象の解析を実施することとした。なお、「常陽」の炉心及びプラントの基本的な構成は「もんじゅ」と同様であることから、MK-III改造後の「常陽」についても、(5)項事象として「もんじゅ」と同様の事象、すなわち、「局所的燃料破損事象」、「1次主冷却系配管大口径破損事象」及び「ATWS事象」について解析・評価を行うこととした。

本資料は、上記の経緯で実施した(5)項事象の解析のうち、「ATWS事象」の解析・評価についてまとめたものである。

一般に、高速炉においてATWS事象が発生した場合の事象推移は、第1-1図に示すようになると考えられている。同図に示すように、ATWS事象の起因過程において燃料の多数同時破損が生じた場合、溶融燃料の集積により即発臨界となり、機械的エネルギーが放出されて原子炉容器の破損に至る可能性が高くなる。一方、燃料の破損規模が小さい場合、あるいは、燃料の破損が非同時的である場合、事象は早期に終息するか、あるいは、破損集合体において溶融燃料プールが形成され、これが徐々に拡大する遷移過程に移行する可能性が高くなる。

本解析の主要な目的は、MK-III改造後の「常陽」においてATWS事象が発生した場合、どのような道筋を辿って事象が推移するかを明らかにすることであり、さらに言えば、燃料の多数同時破損により即発臨界となる事象推移を否定することである。上述のように、「常陽」では、炉心が溶融・集積し、再臨界状態となって機械的エネルギーの放出に至る「炉心溶融再臨界事故」を仮想事故として想定しているが、ATWS事象時に、燃料の多数同時破損により即発臨界となる事象推移を否定することができるならば、少なくとも、「常陽」におけるATWS事象は仮想事故を超えるような厳しい結果とならないことを確認することができる。

「常陽」を対象とした A T W S 事象の解析としては、1985年、安工部炉安室により MK-II 炉心を対象とした A T W S 起因過程の解析⁽⁴⁾が行われているが、MK-II 炉心のボイド係数が負であることが主要因となって燃料の多数同時破損が生じることはないという解析結果が得られている。MK-III 炉心では、燃料集合体の最大装荷数や最大線出力は増加するものの、ボイド係数については MK-II 炉心と同様に全燃料集合体について負の値となるため、A T W S 起因過程における挙動も MK-II 炉心と同様となることが期待される。

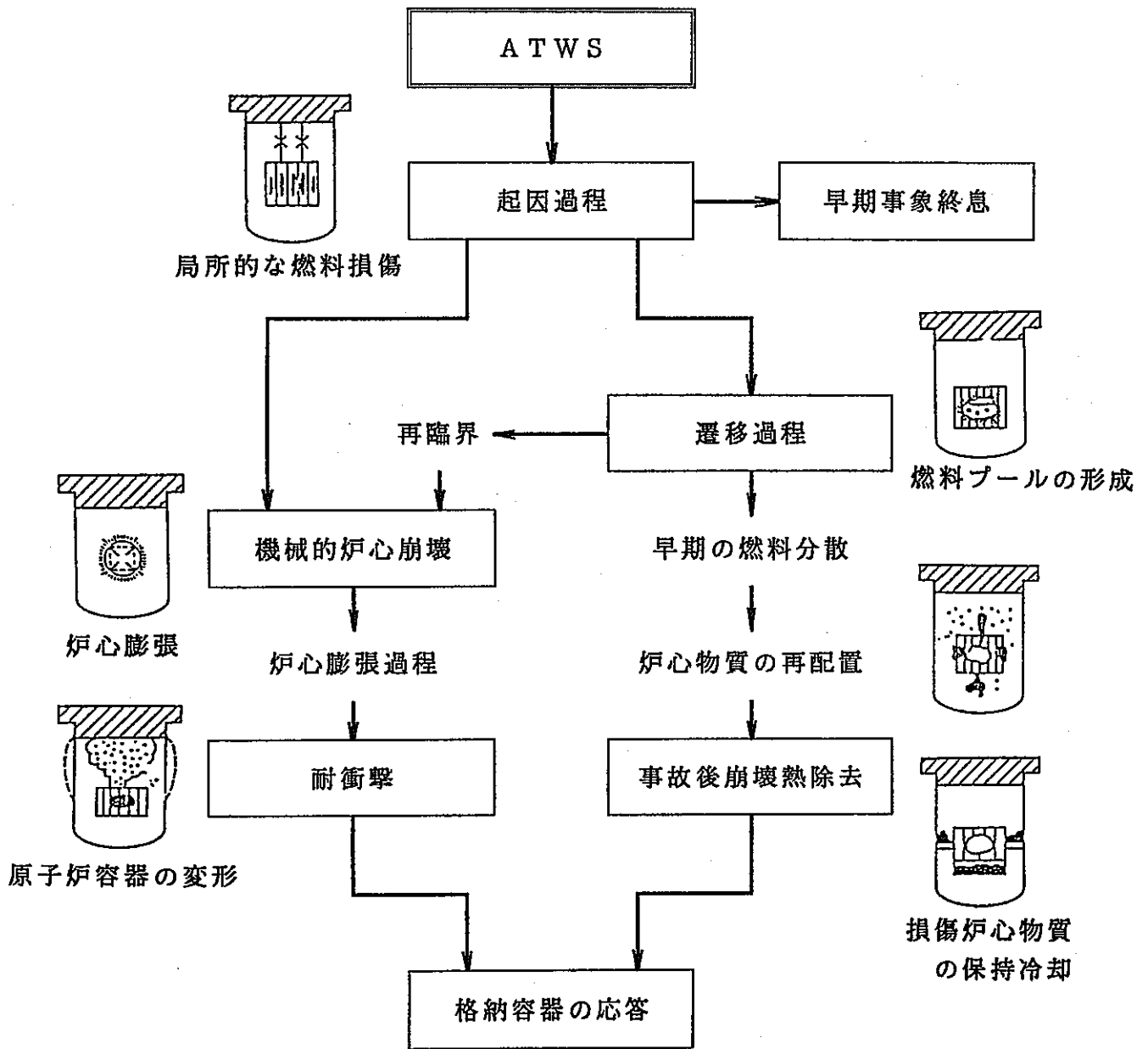
本解析には、起因過程解析コード「S A S-3 D」を用いた。本コードは、反応度抑制機能喪失事象の起因過程における核熱流力学挙動を解析するもので、冷却材の沸騰、溶融した被覆管及び燃料の移動挙動、燃料・冷却材相互作用 (F C I) 等の各種熱流力学現象を核動特性計算と結合して解析することができる。

第1-2図に、「S A S-3 D」のコード構成の概略を示す。本コードは、米国、旧西独、仏国等のインパイル実験等の実験解析による検証が行われている。なお、本コードは、世界的にも米国の「C R B R」、旧西独の「S N R-300」などの安全評価に使用された実績を有し、わが国においても、「もんじゅ」の安全評価や大型炉の安全評価などに使用されている。また、上述の MK-II 炉心を対象とした A T W S 起因過程の解析も本コードによるものである。

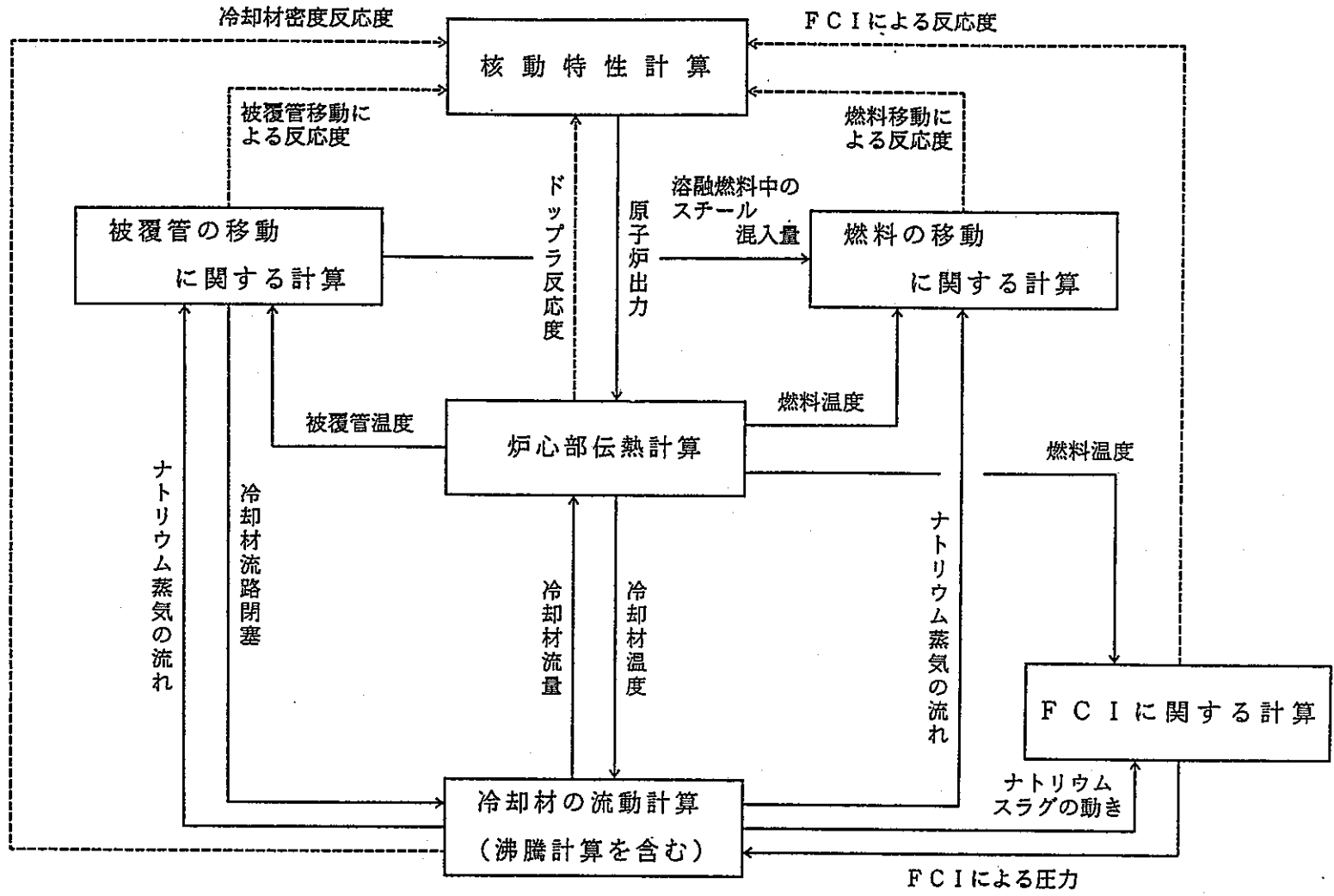
本解析に当たっては、MK-III 標準平衡炉心 (平成4年度炉心設計⁽⁵⁾) の設計データに基づき、出力流量比、燃焼度等に注目して全炉心 (燃料集合体、制御棒、反射体及び遮へい集合体) を16チャンネルにランピングし、各チャンネルの冷却材流量及び出力を設定している。また、「S A S-3 D」コードとそれに付随する3次元拡散コード「D I F-3 D S」との収束計算により、各チャンネルの反応度分布 (ボイド係数、ドップラ係数等) 及び定常温度分布を設定している。さらに、「もんじゅ」における (5) 項事象の解析と同様に起因事象を下記のとおり想定し、炉心の核的・熱的な過渡挙動、燃料要素の破損挙動等の全炉心的な事故挙動を解析している。

- (1) U L O F 事象 : 原子炉の定格出力運転中に、外部電源喪失により1次冷却系主循環ポンプが停止し、1次冷却材流量がコストダウンした際に原子炉スクラムに失敗することを想定する。
- (2) U T O P 事象 : 原子炉の定格出力運転中に、最大の反応度価値を有する制御棒1本が最大速度で引き抜かれ、原子炉出力が異常に上昇した際に原子炉スクラムに失敗することを想定する。

なお、本解析における各種反応度係数などの解析条件は、「事象の進展過程に応じた合理的なモデル及びパラメータに基づいた解析を行う」という基本的な考え方 (「もんじゅ」の (5) 項事象解析より) に沿って、基本的にノミナルベースのものを用いることとしている。



第1-1図 高速炉におけるATWS事象の事象推移



第1-2図 「SAS-3D」のコード構成の概略

2. 解析モデル及び解析条件

本章では、本解析における解析モデル及び解析条件について記述する。ただし、これらの詳細については別途提出された作業報告書⁽⁶⁾・⁽⁷⁾に記されているので、ここでは解析モデル及び解析条件の概要を述べるに留めている。

2. 1 炉心体系のモデル化

本解析では、解析対象とする炉心をMK-III標準平衡炉心（平成4年度炉心設計、炉心構成を第2. 1-1図に示す）とし、そのうち90°～270°の範囲の1/2炉心について、以下に示す手順でチャンネルランピングを行っている。

(1) ドライバー燃料の取り扱い

第2. 1-2図に、MK-III標準平衡炉心の炉心流量配分、炉心燃料集合体の最大出力及び炉内滞在サイクル数を示す。炉心燃料集合体のうちドライバー燃料（77体）については、以下の点を考慮して第2. 1-3図に示すようなチャンネルランピングで計13チャンネル（第2～14チャンネル）に分割している。

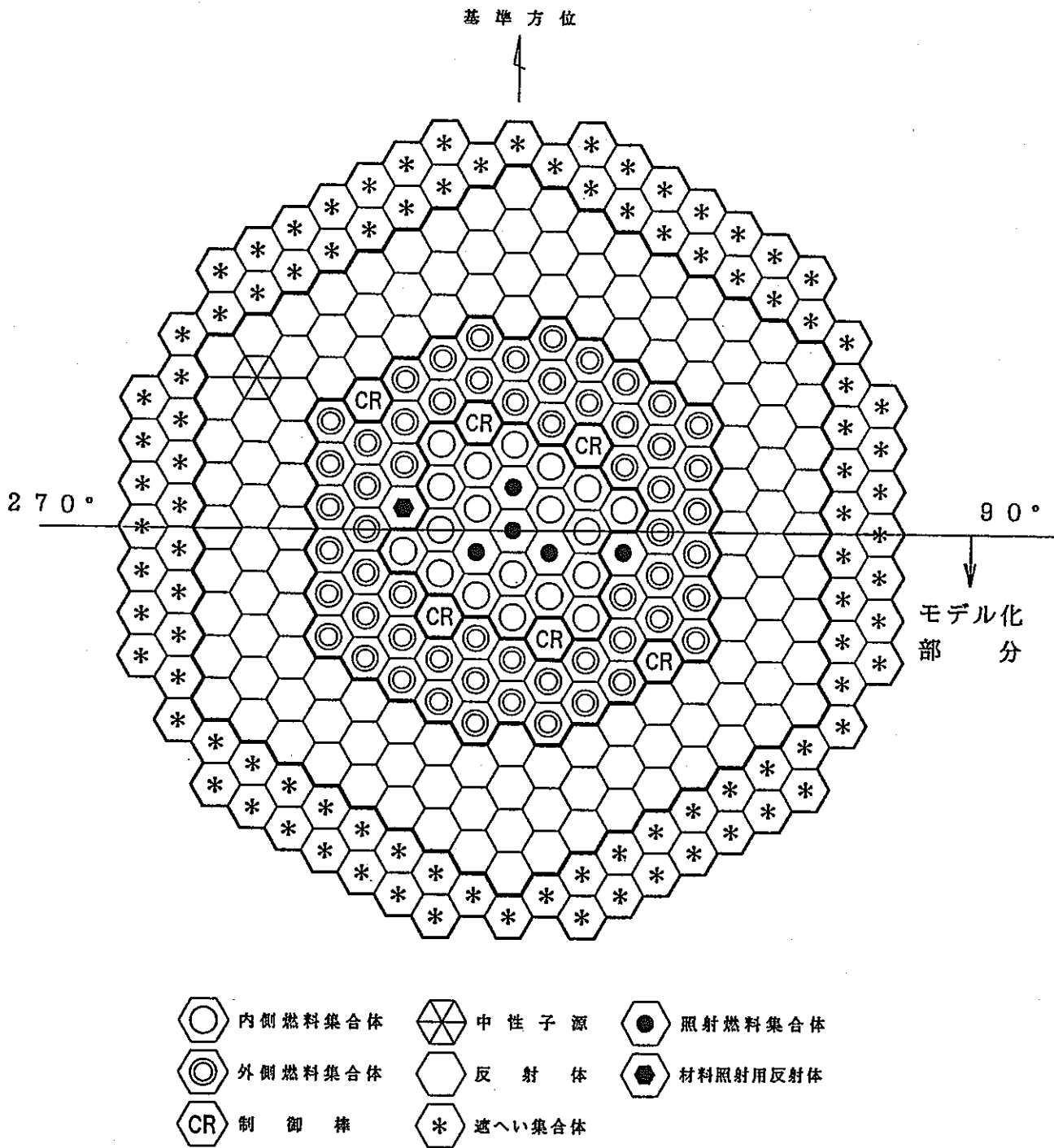
- ① 冷却材流量の異なる燃料集合体は別チャンネルとする。
- ② 出力流量比が近い燃料集合体を同一チャンネルにまとめる。
- ③ 燃焼度の近い燃料集合体を同一チャンネルにまとめる。

(2) 特殊燃料集合体の取り扱い

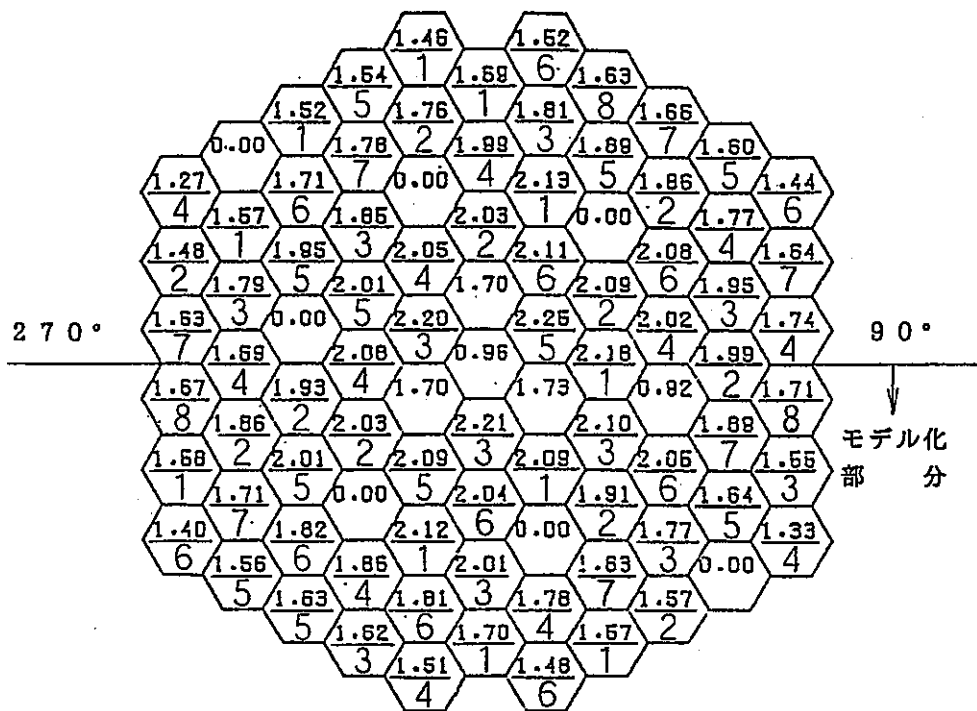
MK-III標準平衡炉心には、B型2体、C型3体の計5体の特殊燃料集合体が装荷されているが、1/2炉心体系についてチャンネルランピングを行っているため、解析上、炉心内にはB型3体、C型4体の計7体の特殊燃料集合体が存在することになる。本解析では、これらをすべてC型特殊燃料集合体とすることとし、第2. 1-3図に示すように1つのチャンネル（第1チャンネル）にまとめている。

(3) 制御棒、反射体及び遮へい集合体の取り扱い

制御棒（計6体）、反射体（計129体）及び遮へい集合体（計96体）については、第2. 1-3図に示すように制御棒を1つのチャンネルにまとめるとともに、反射体及び遮へい集合体も1つのチャンネルにまとめ、それぞれ、第15チャンネル、第16チャンネルとする。




第2. 1-1図 MK-III標準平衡炉心の炉心構成



炉心部計画流量配分

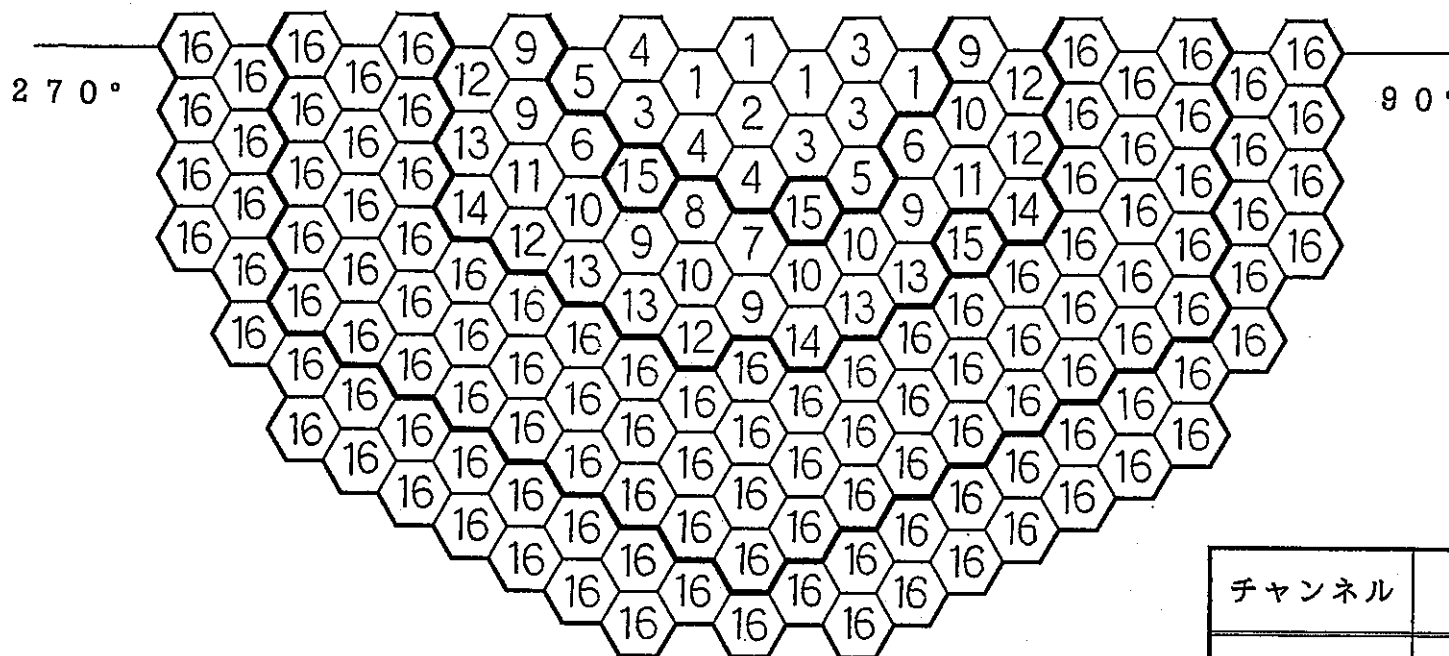
種別	流量領域	集合体流量 (kg/s)
ドライバ燃料	0, 1	8.48
	2	8.35
	3	7.83
	4	7.72
	5	6.79
特燃	0, 1	6.94
	3	6.41


 A : 集合体最大出力 (MW)
 B : 炉内滞在サイクル数

燃焼による補正係数

流量領域	燃焼因子	バッチ数	滞在サイクル数							
			1	2	3	4	5	6	7	8
0, 1	1.068	5	1.00	0.97	0.94	0.90	0.87	—	—	—
2	1.079	6	1.00	0.97	0.94	0.91	0.88	0.85	—	—
3 (内側炉心)	1.075	6	1.00	0.97	0.94	0.92	0.89	0.86	—	—
3 (外側炉心)	1.074	6	1.00	0.97	0.94	0.92	0.89	0.86	—	—
4	1.078	7	1.00	0.98	0.95	0.93	0.90	0.88	0.86	—
5	1.079	8	1.00	0.98	0.96	0.94	0.92	0.90	0.87	0.85

第2. 1-2図 MK-III標準平衡炉心の流量配分、集合体最大出力及び炉内滞在サイクル数



チャンネル	炉心構成要素
1	特殊燃料集合体
2 ~ 14	ドライバー燃料
15	制御棒
16	反射体、遮へい集合体

第2. 1-3図 MK-Ⅲ標準平衡炉心のチャンネルランピング

2. 2 チャンネルの冷却材流量、出力及び燃焼日数の設定

ドライバー燃料及び特殊燃料集合体に対応する第1～14チャンネルの冷却材流量、出力及び燃焼日数を第2. 2-1表に示す。これらは、前節で定めた炉心体系及びMK-III標準平衡炉心の設計データに基づき、以下に示す手順で設定したものである。

(1) チャンネルの冷却材流量

第2～14チャンネル（ドライバー燃料）の冷却材流量は、当該チャンネルに属する燃料集合体が配置されている流量領域の冷却材流量（第2. 1-2図に示す）に対応して設定している。

また、第1チャンネル（特殊燃料集合体）の冷却材流量は、各特殊燃料集合体の冷却材流量の平均値としている。

(2) チャンネルの出力

第2～14チャンネル（ドライバー燃料）の出力は、当該チャンネルに属する燃料集合体の出力を加算して設定している。その際、各燃料集合体の出力は、それらの最大出力と炉内滞在サイクル数（第2. 1-2図に示す）に基づき、燃焼による出力低下を考慮した値を用いている。

また、第1チャンネル（特殊燃料集合体）の出力は、以下に示すような手順で設定している。

- (a) 第2. 1-2図より、第1列のC型特殊燃料集合体の最大出力（平均値）は1. 715 MWである。
- (b) C型特殊燃料集合体を第3列に配置した場合の最大出力は、1. 572 MWとなる。これは、第1列と第3列のドライバー燃料の燃焼補正後の出力（平均値）比を、第1列のC型特殊燃料集合体の最大出力1. 715 MWに乗じたものである。
- (c) C型特殊燃料集合体を第0列に配置した場合の最大出力は、1. 640 MWとなる。これは、第0列と第3列のB型特殊燃料集合体の出力比を、(b)で求めた第3列のC型特殊燃料集合体の最大出力1. 572 MWに乗じたものである。
- (d) 前述のように、解析上、炉心内には7体のC型特殊燃料集合体が存在している（第0列に1体、第1列に4体、第3列に2体）。これらの最大出力を合計して、本チャンネルの出力11. 644 MWを得る。

以上より、第1～14チャンネルの出力を合計すると138.865MWとなるが、MK-Ⅲ標準平衡炉心の炉心設計によると、炉心部の出力分担は96%（ドライバー燃料91%、特殊燃料集合体5%）であることから、第1～14チャンネルの合計出力は「 $140\text{MW} \times 0.96 = 134.4\text{MW}$ 」でなければならない。

そこで本解析では、後述する「SAS-3D」コードと「DIF-3DS」コードによる定常核熱計算を行う際に、各チャンネルの出力を収束計算により再設定し、第1～14チャンネルの合計出力が134.4MWとなるような調整を行っている。その際、第1チャンネル（C型特殊燃料集合体7体に対応する）の出力が11.644MWと大きく、炉心設計上の出力「 $140\text{MW} \times 0.05 = 7\text{MW}$ 」に比べて約5MW過大な値となっていることを考慮して、ドライバー燃料と特殊燃料集合体との出力の相対関係をなるべくMK-Ⅲ標準平衡炉心と一致させる観点から、本解析では次の手順で各チャンネルの出力の再設定を行っている。

- (a) 原子炉出力が145MW（第1～14チャンネルの合計出力139.2MW）となるよう定常核熱計算を行い、各チャンネルの出力を再設定する。
- (b) ドライバー燃料（第2～14チャンネル）の出力を（a）で再設定した値に固定し、特殊燃料集合体（第1チャンネル）の出力を減じて、第1～14チャンネルの合計出力が134.4MWとなるようにする。

(3) チャンネルの燃焼日数

第2～14チャンネル（ドライバー燃料）の燃焼日数は、当該チャンネルに属する燃料集合体の燃焼日数の平均値としている。

また、第1チャンネル（特殊燃料集合体）の燃焼日数は、炉心設計では特殊燃料集合体の燃焼が考慮されていないので、次のように設定することとした。

- (a) 「SAS-3D」による燃料の再組織化、FPガスの蓄積等の計算では、第1列における平均的な燃料の炉内滞在期間が約2サイクルであることから、60日分の燃焼を考慮する。
- (b) 「DIF-3DS」による定常核熱計算では、新燃料の原子数密度データを用いる。

第2.2-1表 MK-III標準平衡炉心のチャンネル分割データ

c h	流量領域	集合体流量 (kg/s)	配 置							チャンネル出力 (MW)		出力流量比 (注)	燃焼日数 (day)
			0列	1列	2列	3列	4列	5列	計	補正前	補正後		
1	0, 1, 3	6.79	1	4		2			7	11.644	6.277	0.924	60
2	1	8.48		2					2	4.154	4.054	1.057	180
3	2	8.35			7				7	14.246	14.036	1.062	111
4	2	8.35			5				5	9.039	9.048	0.958	312
5	3	7.83				4			4	7.450	7.528	1.063	120
6	3	7.83				4			4	7.104	7.129	1.007	330
7	3	7.83				2			2	3.778	3.805	1.075	180
8	3	7.83				2			2	4.240	4.269	1.206	60
9	4	7.72					10		10	17.578	17.922	1.027	156
10	4	7.72					10		10	16.098	16.083	0.921	372
11	4	7.72					4		4	5.894	6.059	0.868	360
12	5	6.79						10	10	14.468	14.466	0.942	336
13	5	6.79						10	10	15.488	15.779	1.028	144
14	5	6.79						6	6	7.684	7.944	0.862	320
計	—	—	1	6	12	14	24	26	83	138.865	134.399	—	—

(注) 平均値で規格化した値。

2. 3 チャンネルの反応度分布及び定常温度分布の設定

前節で設定した炉心体系及びチャンネル分割に基づき、「SAS-3D」コード及び3次元拡散コード「DIF-3DS」による収束計算を行い、各チャンネルの核特性及び熱特性（反応度分布、出力分布、定常温度分布等）を設定した。

(1) 原子数密度データ

本解析では、MK-III標準平衡炉心の設計データに基づき原子数密度データを作成している。なお、ドライバ燃料（第2～14チャンネル）については、炉心設計（燃焼計算）における未燃焼時及び平均燃焼時（未燃焼時と取出時のほぼ中間値）の原子数密度データに基づいて各チャンネルの燃焼日数を内外挿し、それらのチャンネルでの燃焼による核分裂性物質（U及びPu）の減少を概算している。

(2) 燃料反応度、ナトリウムボイド反応度及び被覆管反応度

「DIF-3DS」による燃料反応度、ナトリウムボイド反応度及び被覆管反応度の計算値（チャンネルごとの値）を第2.3-1表に示す。本解析では、同表に示す反応度の計算値に対して以下に示すような補正を行い、解析に用いる反応度分布としている。

- (a) 前節で述べた各チャンネル出力の再設定に際して、第1チャンネル（特殊燃料集合体）では燃料要素の本数を61本から36本に減らしている。そのため、第1チャンネルの反応度の計算値に $36/61$ を乗じる。
- (b) このとき、全チャンネルの反応度の合計値をMK-III標準平衡炉心の設計データと比較すると下記のとおりとなっている。

なお、ナトリウムボイド反応度は、炉心設計においては集合体間ギャップのナトリウムもボイド化すると計算されているが、本解析では集合体間ギャップのナトリウムは残留するものとしている。そのため、ここに記した設計値は、実際の設計値（ $-1.891 \times 10^{-2} \Delta k/k$ ）に対して0.8を乗じたものとしている。また、被覆管反応度は、ラップ管やワイヤスペーサも含めた構造材反応度の設計値（ $1.152 \times 10^{-2} \Delta k/k$ ）に対して、構造材のうち被覆管の占める体積割合0.807を乗じたものとしている。

	計算値 ($\Delta k/k$)	設計値 ($\Delta k/k$)
燃 料	4.896×10^{-1}	5.251×10^{-1}
ナトリウムボイド	-1.054×10^{-2}	-1.513×10^{-2}
被 覆 管	9.061×10^{-3}	9.296×10^{-3}

(c) 設計値と計算値の比は下記のとおりとなる。このうち、ナトリウムボイド反応度については計算値と設計値の差が特に大きくなるため、全チャンネルについて、反応度が負となる部分（炉心中心部のチャンネルでは、炉心中心高さにナトリウムボイド反応度が幾分正となる領域がある）のみ0.697で除した値とする。

		計算値／設計値
燃	料	0.932
ナトリウムボイド		0.697
被	覆管	0.975

以上の方法で補正した反応度は第2.3-2表に示すとおりである。

(3) ドップラ反応度

「DIF-3DS」による計算値では、全チャンネルのドップラ反応度の合計値 (Na-IN) は $-2.0365 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ となるが、MK-III標準平衡炉心の設計データによるとこの値は $-1.94 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ である。

そこで、ドップラ反応度の合計値が設計データと等しくなるよう、計算値に0.9526を乗じて解析で用いる反応度分布を定めている。

第2.3-3表に、補正後のドップラ反応度を示す。

(4) 定常温度分布

第2.3-4表に、各チャンネルの燃料、被覆管、冷却材及び構造材の最高温度を示す。

第2.3-1表 燃料反応度、ナトリウムボイド反応度
及び被覆管反応度（補正前）

単位： $\Delta k/k$

c h	燃料反応度	ナトリウムボイド 反応度	被覆管反応度
1	-4.579×10^{-2}	-6.794×10^{-4}	1.373×10^{-4}
2	-1.688×10^{-2}	-2.182×10^{-4}	-4.220×10^{-5}
3	-5.680×10^{-2}	-8.118×10^{-4}	9.822×10^{-5}
4	-3.642×10^{-2}	-5.786×10^{-4}	7.400×10^{-5}
5	-2.931×10^{-2}	-4.615×10^{-4}	1.458×10^{-4}
6	-2.771×10^{-2}	-4.948×10^{-4}	2.920×10^{-4}
7	-1.457×10^{-2}	-2.301×10^{-4}	1.190×10^{-4}
8	-1.714×10^{-2}	-2.196×10^{-4}	5.309×10^{-5}
9	-6.587×10^{-2}	-1.358×10^{-3}	1.238×10^{-3}
10	-5.773×10^{-2}	-1.261×10^{-3}	1.102×10^{-3}
11	-2.110×10^{-2}	-5.773×10^{-4}	6.605×10^{-4}
12	-4.586×10^{-2}	-1.542×10^{-3}	2.040×10^{-3}
13	-5.034×10^{-2}	-1.493×10^{-3}	1.897×10^{-3}
14	-2.281×10^{-2}	-8.979×10^{-4}	1.301×10^{-3}
合計	-5.083×10^{-1}	-1.082×10^{-2}	9.117×10^{-3}

第2.3-2表 燃料反応度、ナトリウムボイド反応度
及び被覆管反応度（補正後）

単位： $\Delta k/k$

c h	燃料反応度	ナトリウムボイド 反応度	被覆管反応度
1	-2.702×10^{-2}	-5.763×10^{-4}	8.103×10^{-5}
2	-1.688×10^{-2}	-3.164×10^{-4}	-4.220×10^{-5}
3	-5.680×10^{-2}	-1.165×10^{-3}	9.822×10^{-5}
4	-3.642×10^{-2}	-8.309×10^{-4}	7.400×10^{-5}
5	-2.931×10^{-2}	-6.622×10^{-4}	1.458×10^{-4}
6	-2.771×10^{-2}	-7.099×10^{-4}	2.920×10^{-4}
7	-1.457×10^{-2}	-3.296×10^{-4}	1.190×10^{-4}
8	-1.714×10^{-2}	-3.151×10^{-4}	5.309×10^{-5}
9	-6.587×10^{-2}	-1.948×10^{-3}	1.238×10^{-3}
10	-5.773×10^{-2}	-1.809×10^{-3}	1.102×10^{-3}
11	-2.110×10^{-2}	-8.284×10^{-4}	6.605×10^{-4}
12	-4.586×10^{-2}	-2.212×10^{-3}	2.040×10^{-3}
13	-5.034×10^{-2}	-2.142×10^{-3}	1.897×10^{-3}
14	-2.281×10^{-2}	-1.288×10^{-3}	1.301×10^{-3}
合計	-4.896×10^{-1}	-1.513×10^{-2}	9.061×10^{-3}

第2.3-3表 ドップラ反応度

単位：Tdk/dT

c h	ドップラ反応度	
	Na-IN	Na-OUT
1	-8.142×10^{-5}	-6.780×10^{-5}
2	-6.472×10^{-5}	-5.359×10^{-5}
3	-2.061×10^{-4}	-1.727×10^{-4}
4	-1.505×10^{-4}	-1.261×10^{-4}
5	-1.039×10^{-4}	-8.822×10^{-5}
6	-9.083×10^{-5}	-7.816×10^{-5}
7	-4.548×10^{-5}	-3.956×10^{-5}
8	-4.972×10^{-5}	-4.258×10^{-5}
9	-2.148×10^{-4}	-1.938×10^{-4}
10	-2.046×10^{-4}	-1.834×10^{-4}
11	-7.817×10^{-5}	-7.206×10^{-5}
12	-2.491×10^{-4}	-2.442×10^{-4}
13	-2.529×10^{-4}	-2.478×10^{-4}
14	-1.479×10^{-4}	-1.498×10^{-4}
合計	-1.940×10^{-3}	-1.760×10^{-3}

第 2. 3 - 4 表 定常温度分布

c h	燃料最高温度	被覆管最高温度	冷却材最高温度	構造材最高温度
1	1966.1℃	466.1℃	453.5℃	453.5℃
2	2015.7℃	546.9℃	538.3℃	538.3℃
3	2149.6℃	546.7℃	539.2℃	539.2℃
4	1697.5℃	529.1℃	520.5℃	520.5℃
5	2062.5℃	545.8℃	539.4℃	539.4℃
6	1690.4℃	537.4℃	529.2℃	529.2℃
7	1988.0℃	548.8℃	541.4℃	541.4℃
8	2248.4℃	571.8℃	565.1℃	565.1℃
9	1976.3℃	539.3℃	532.8℃	532.8℃
10	1593.6℃	521.3℃	513.8℃	513.8℃
11	1567.2℃	511.0℃	504.2℃	504.2℃
12	1584.9℃	523.1℃	517.6℃	517.6℃
13	1820.1℃	537.3℃	533.1℃	533.1℃
14	1551.6℃	507.9℃	503.3℃	503.3℃

2. 4 主要な解析パラメータの設定

「SAS-3D」コードでの解析における、冷却材の沸騰、被覆管の溶融・移動、燃料スランピング、FCI等に関わる解析上のパラメータを第2.4-1表に示す。そのうち主要なものは以下に示すとおりである。

(1) 反応度フィードバック

物性値から期待される燃料軸方向膨張による反応度効果を100%考慮する。なお、UTOP事象では炉心流量はほぼ定格値に維持されるため、ULOF事象と比べて被覆管の温度は低く推移し、燃料と被覆管が接触することが考えられるが、燃料ペレットの被覆管による拘束はコード内で別途考慮されている。

(2) ギャップコンダクタンス

ギャップ幅に依存するモデルとし、その最大値を $1.14 \text{ W/cm}^2\text{C}$ 、最小値を $0.3705 \text{ W/cm}^2\text{C}$ に制限する。

(3) 冷却材の沸騰

ナトリウム蒸気泡の発生と生長を記述するモデルは液膜の移動モデルとし、下記の沸騰パラメータを採用する。

- | | |
|-----------------|--------------|
| ① ナトリウムの初期沸騰過熱度 | : 10℃ |
| ② 被覆管上の液膜初期厚さ | : 0.0146 cm |
| ③ 被覆管上の液膜最小厚さ | : 0.00001 cm |
| ④ 構造材上の液膜初期厚さ | : 0.0146 cm |
| ⑤ 構造材上の液膜最小厚さ | : 0.00001 cm |

(4) 被覆管の溶融・移動

被覆管の外表面温度がスチールの liquidus 温度 (1400C) + 50C に到達した時点で被覆管が移動開始するものとする。

(5) 燃料スランピング

燃料移動開始条件は非再組織化領域の溶融とする。また、燃料ペレット中に蓄積されたFPガスのうち燃料の分散に寄与しうる量は80%とし、さらに、この内の20%が燃料破損後直ちに分散を引き起こす駆動力として使われるものとする。

また、燃料分散時における燃料粒子直径は $200\mu\text{m}$ とし、スチール蒸気による燃料分散は発生し得るものとする。

(6) FCI

燃料ペレットの溶融断面割合(30%)とキャビティ圧との組合せによる燃料破損基準を用いるものとする。また、燃料-冷却材間の熱移行モデルには、CABRI-I試験で調節されたPNCパラメータセット(下記)を用いる。

なお、燃料要素の初期破損口長さは5cmとし、破損口断面は燃料溶融キャビティの断面と等しいものとする。

- | | |
|----------------|------------|
| ① 溶融燃料の粒子径 | : 0.02 cm |
| ② 固体燃料の粒子径 | : 0.02 cm |
| ③ 溶融燃料粒子熱伝達時定数 | : 0.05 秒 |
| ④ 固体燃料粒子熱伝達時定数 | : 0.05 秒 |
| ⑤ 溶融燃料粒子混合時定数 | : 0.0001 秒 |
| ⑥ 固体燃料粒子混合時定数 | : 0.0001 秒 |

2. 5 起因事象想定

(1) ULOF事象

原子炉の定格出力運転中に、外部電源喪失により1次冷却系主循環ポンプが停止し、1次冷却材流量がコストダウンした際に原子炉スクラムに失敗することを想定する。本事象の解析では、流量コストダウン後のポニーモータへの引継ぎに関して、次の2通りの場合を考える。

(a) ポニーモータ引継ぎ失敗：第2. 5-1図

この場合、炉心流量は半減時間8秒程度で急速に減少する。流量コストダウン開始から約90秒後には自然循環状態となるが、その際の炉心流量は定格流量の約2%となる。

(b) ポニーモータ引継ぎ成功：第2. 5-2図

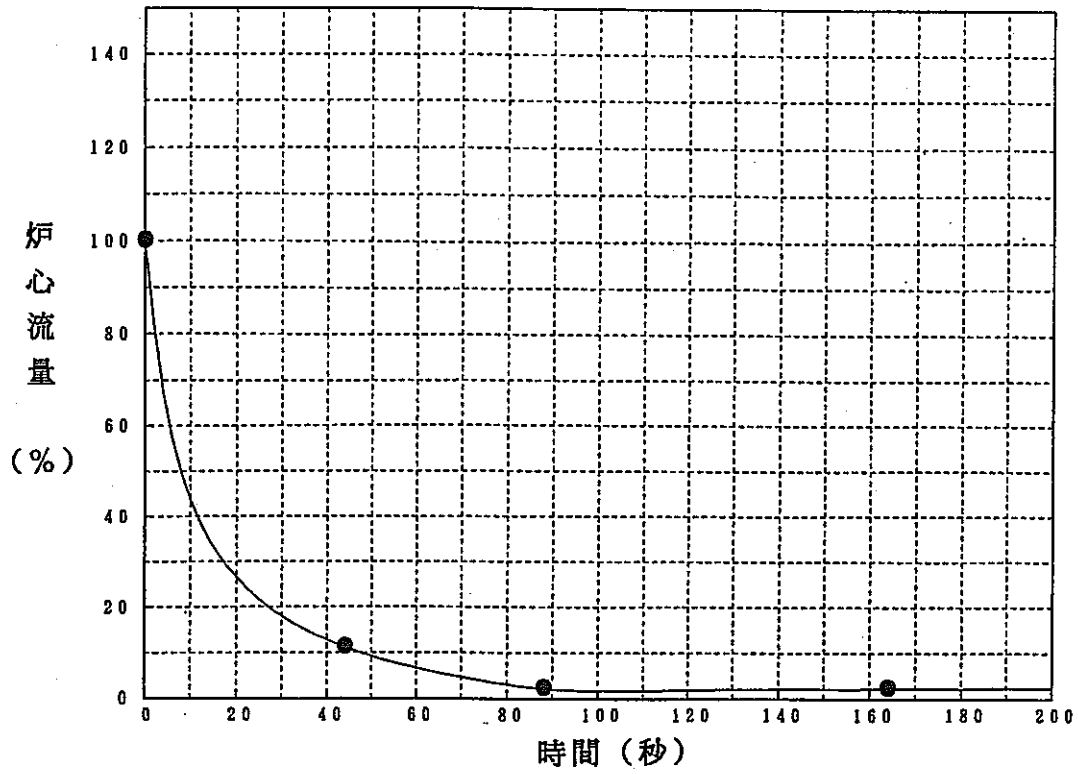
この場合、1次冷却系はA、Bループとも、ポニーモータによる低速運転（回転数100rpm）に引き継がれ、流量コストダウン開始から約50秒後には、炉心流量は定格流量の約10%となる。

なお、第2. 5-1図及び第2. 5-2図に示す流量コストダウンカーブは、プラント動特性解析コード「MIMIR」を用いて、MK-III炉心の炉心安全解析における「外部電源喪失」と同様の条件で計算したものである。

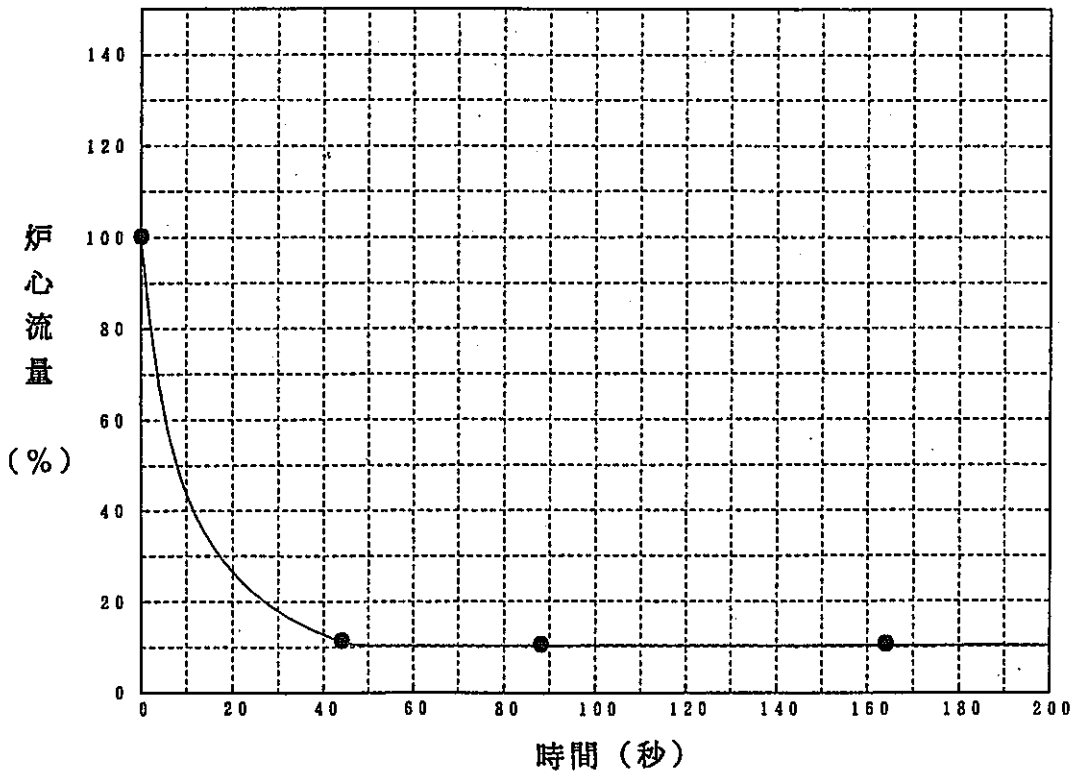
(2) UTOP事象

原子炉の定格出力運転中に、最大の反応度値を有する制御棒一本が最大速度で引き抜かれ、原子炉出力が異常に上昇した際に原子炉スクラムに失敗することを想定する。

その際の反応度挿入率は、MK-III炉心の炉心安全解析における「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」と同様に5 ϕ /sとする。また、制御棒の引抜きによる総反応度挿入量は、最大の制御棒値を持つ制御棒1本のフルストロークの反応度値（2.00% $\Delta k/k'$ ：平成4年度炉心設計）に相当する4.5 ϕ とする。



第2. 5-1図 流量コーストダウンカーブ (ポニーモータ引継ぎ失敗)



第2. 5-2図 流量コーストダウンカーブ (ポニーモータ引継ぎ成功)

3. 解析結果

3. 1 ULOF事象の解析結果

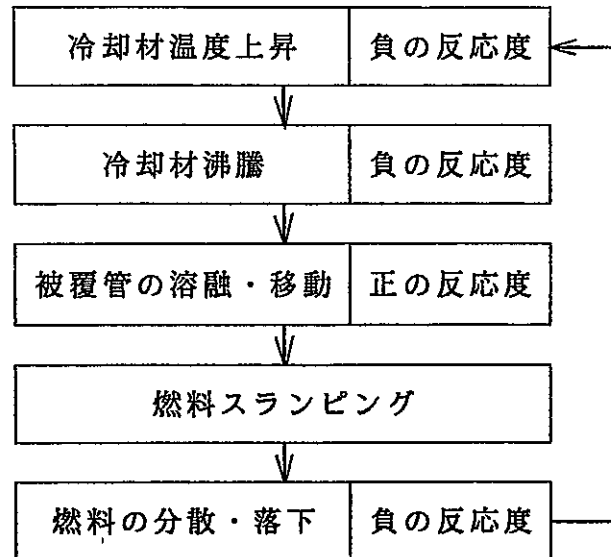
原子炉出力と全反応度の過渡変化を第3. 1-1図（ポニーモータ引継ぎ失敗）及び第3. 1-2図（ポニーモータ引継ぎ成功）に示す。

また、ポニーモータ引継ぎ失敗の場合について、事象進展の概要を第3. 1-1表に、炉心状態の推移を第3. 1-3図（図形説明は第3. 1-4図を参照のこと）に示す。

これらの図表に示すとおり、MK-Ⅲ炉心においてULOF事象が発生した場合の事象進展は下記のようなになる（ポニーモータ引継ぎ失敗の場合）。

- (1) 外部電源喪失による炉心流量の減少に伴い炉心の冷却材温度が上昇するが、MK-Ⅲ炉心の冷却材温度係数は負であるため炉心に負の反応度が投入され、原子炉出力は徐々に低下する。
- (2) 原子炉スクラム失敗を想定しているため、事象開始から約26秒後に、最も条件の厳しい（出力流量比の高い）第8チャンネルで冷却材が沸騰を開始する。その際、MK-Ⅲ炉心のナトリウムボイド反応度はすべてのチャンネルについて負であるため（第2. 3-2表参照）、冷却材の沸騰により炉心に負の反応度が投入され、原子炉出力はさらに低下する。
- (3) 冷却材の沸騰開始の約2秒後に、第8チャンネルでは被覆管が溶融しはじめ、事象開始から約30秒後には、溶融した被覆管の移動により炉心に正の反応度（約6φ）が投入されて原子炉出力は幾分上昇する。また、約35秒後の時点で第8チャンネル軸方向中心部で燃料スランピングが生じ、当該チャンネルの燃料が下方に崩壊・集積して炉心に正の反応度（約33φ）が投入され、原子炉出力はさらに上昇する。
- (4) 第8チャンネルでの燃料スランピングに伴う原子炉出力の上昇により、第8チャンネルに次いで条件の厳しい第2、3、7、5チャンネルで冷却材が沸騰を開始し、炉心に負のナトリウムボイド反応度が投入されて原子炉出力は低下する。
- (5) その後、第2、3、7、5チャンネルでは、事象開始後44～50秒の時点で被覆管の溶融・移動が生じ、さらに、事象開始後70～74秒の時点で燃料スランピングが生じて炉心に正の反応度が投入され、原子炉出力は上昇する。
- (6) 第2、3、7、5チャンネルでの燃料スランピングに伴う原子炉出力の上昇により、これらのチャンネルに次いで条件の厳しい第9、6チャンネルで冷却材が沸騰を開始し、炉心に負のナトリウムボイド反応度が投入されて原子炉出力は低下する。

このように、MK-III炉心においてULOF事象が発生した場合、冷却材の沸騰、被覆管の溶融・移動及び燃料スランピングが出力流量比の高いチャンネルから順に生じることとなる（下図参照）。



この一連の燃料破損挙動の中で特徴的なのは、MK-III炉心のナトリウムボイド反応度がすべてのチャンネルについて負であるため、冷却材の沸騰による反応度効果が負になることである（一般に、実証炉クラスの大型炉心では反応度効果が正となる）。そのため、燃料破損の進展に伴って、冷却材の沸騰による負の反応度と被覆管の溶融・移動及び燃料スランピングによる正の反応度が交互に炉心に投入され、若干の変動はあるものの、原子炉出力はおおむね定格出力以下で推移し、全般的には徐々に低下してゆく傾向を示す。また、炉心に正の反応度を付加する被覆管の溶融・移動及び燃料スランピングも、出力流量比の高いチャンネルから順に非同時的に発生するため、即発臨界に至るような大きな正の反応度が投入されることはなく、したがって、出力暴走により機械的エネルギーが放出されることもない。

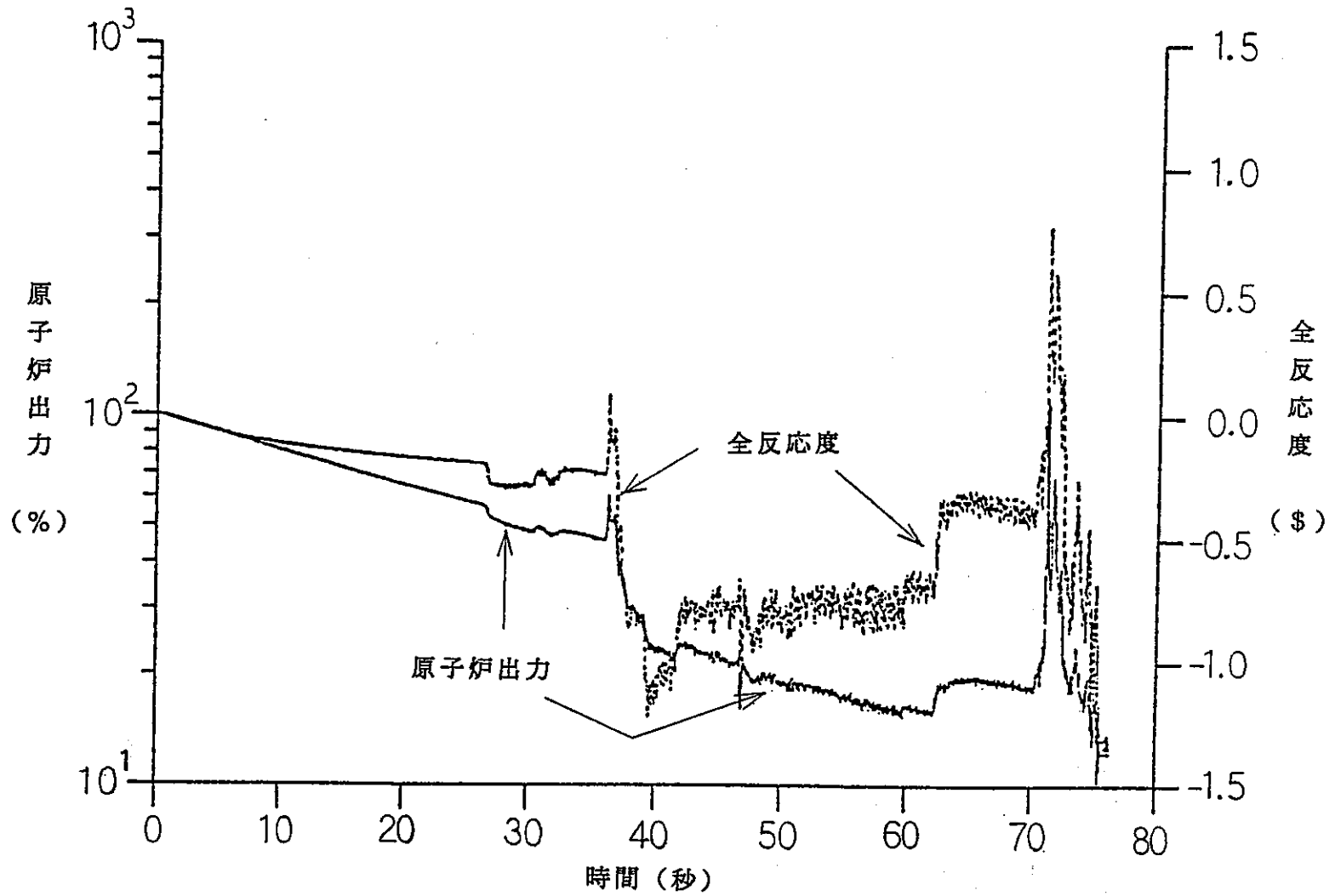
第3. 1-5図に、計算終了時点（事象開始後75.6秒）での炉心状態を示す。この時点での原子炉出力は定格出力の12.6%、全反応度は-1.38\$であり、炉心の約3.5%が溶融した状態となっている。燃料スランピングの生じたチャンネルでは、溶融・移動した燃料の大部分は炉心下部に落下して凝固している。また、一部のチャンネル（第8チャンネル）では溶融燃料によるプールが形成されているがその規模は小さく、燃料移動により再臨界状態となり大きな反応度が投入される可能性はないと考えられる。

なお、ポニーモータ引継ぎ成功の場合の事象進展も、上記のポニーモータ引継ぎ失敗の場合とほぼ同様となるが、本ケースではポニーモータ流量が確保されるため、沸騰チャンネルの拡大も緩やかとなる。

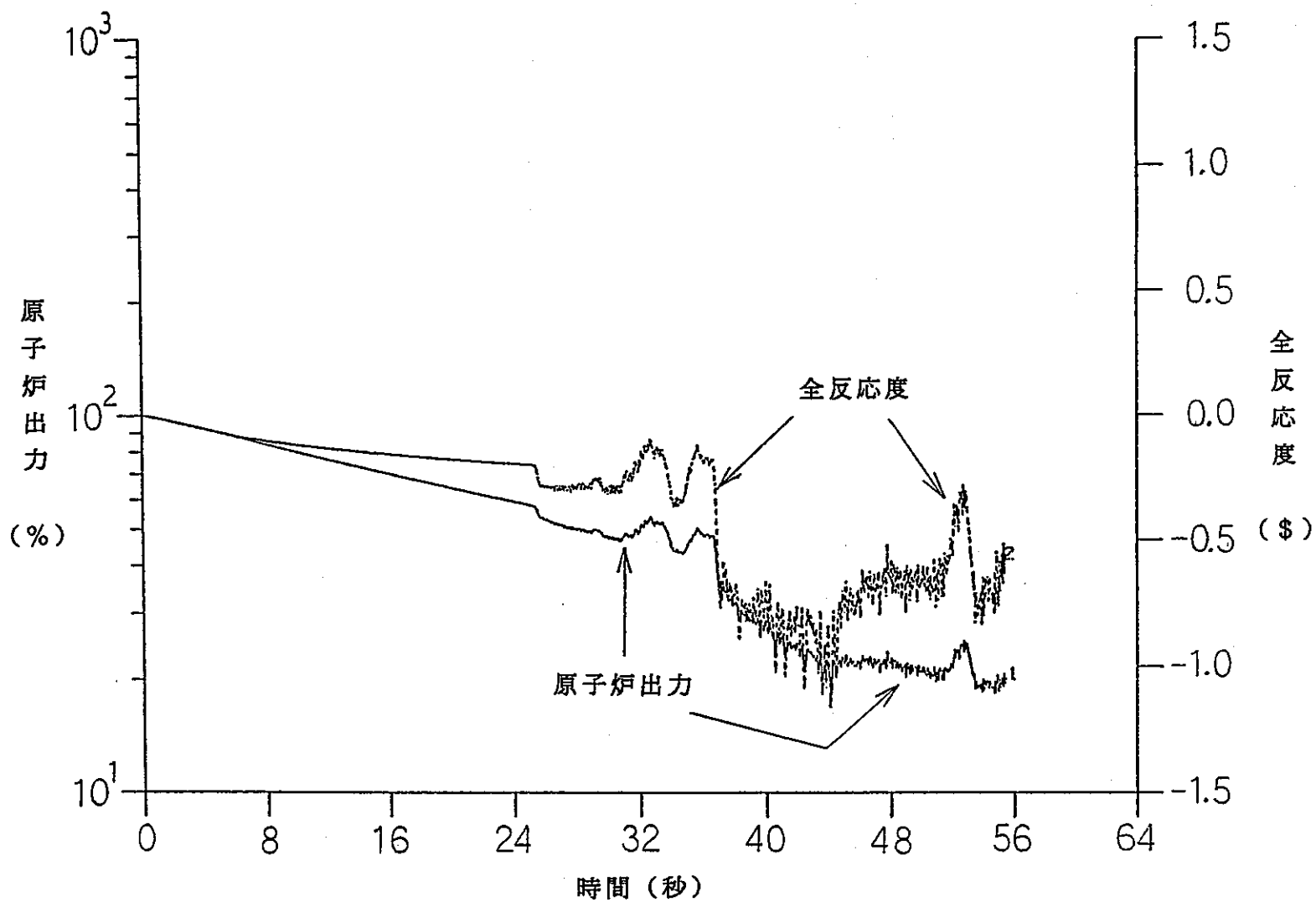
第3.1-1表 ULOF事象の解析結果
(事象進展の概要)

時刻 (秒)	事象
25.4373	第8チャンネル 冷却材沸騰開始
30.3425	第8チャンネル 被覆管移動開始
35.9655	第8チャンネル 燃料スランピング開始
36.5807	第2チャンネル 冷却材沸騰開始
36.6899	第3チャンネル 冷却材沸騰開始
36.8620	第7チャンネル 冷却材沸騰開始
37.5874	第5チャンネル 冷却材沸騰開始
44.2552	第2チャンネル 被覆管移動開始
46.8052	第3チャンネル 被覆管移動開始
47.3015	第7チャンネル 被覆管移動開始
49.7965	第5チャンネル 被覆管移動開始
70.2430	第2チャンネル 燃料スランピング開始
70.6992	第3チャンネル 燃料スランピング開始
72.1305	第7チャンネル 燃料スランピング開始
73.3167	第5チャンネル 燃料スランピング開始
73.3392	第9チャンネル 冷却材沸騰開始
73.5205	第6チャンネル 冷却材沸騰開始

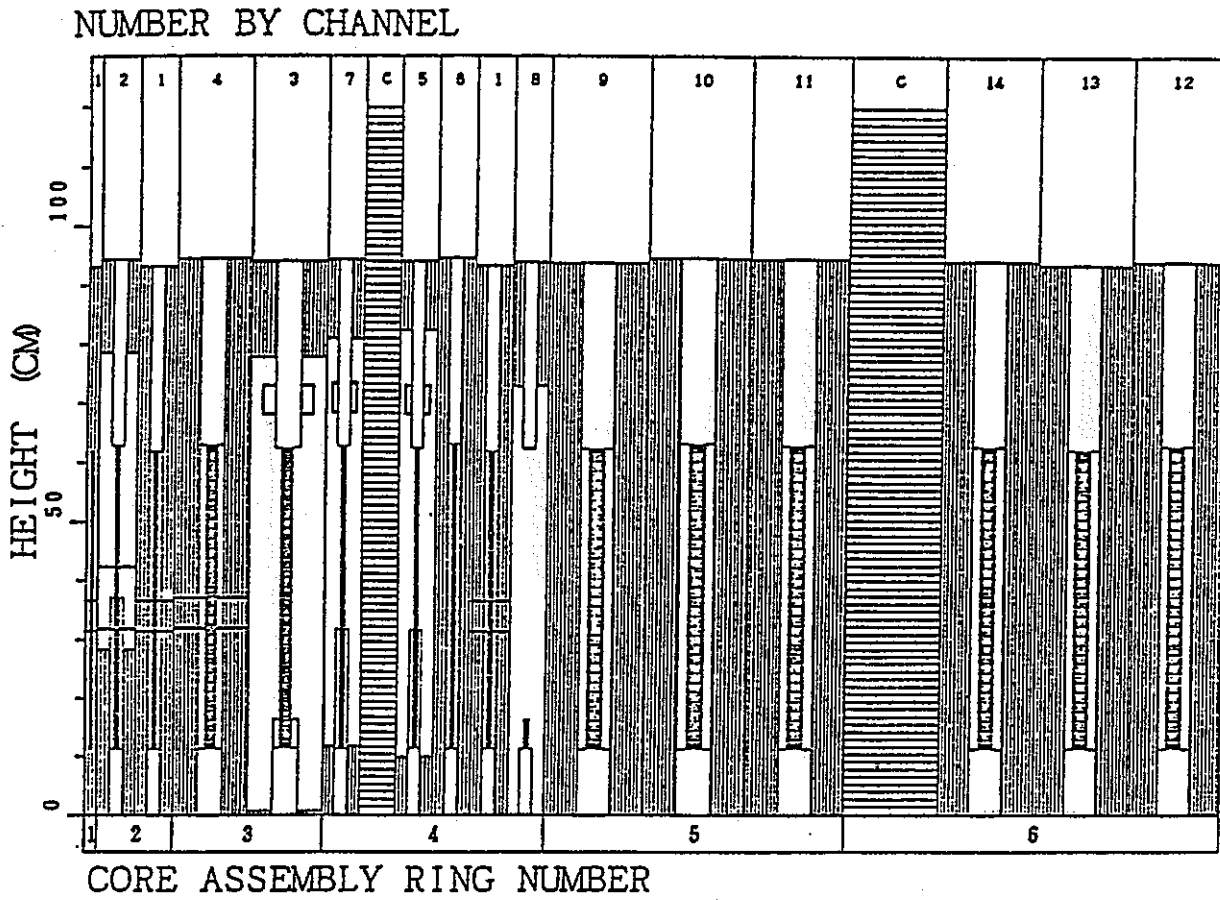
(注) ポニーモータ引継ぎ失敗の場合について示す。



第3.1-1図 ULOF事象の解析結果 (ポニーモータ引継ぎ失敗の場合)

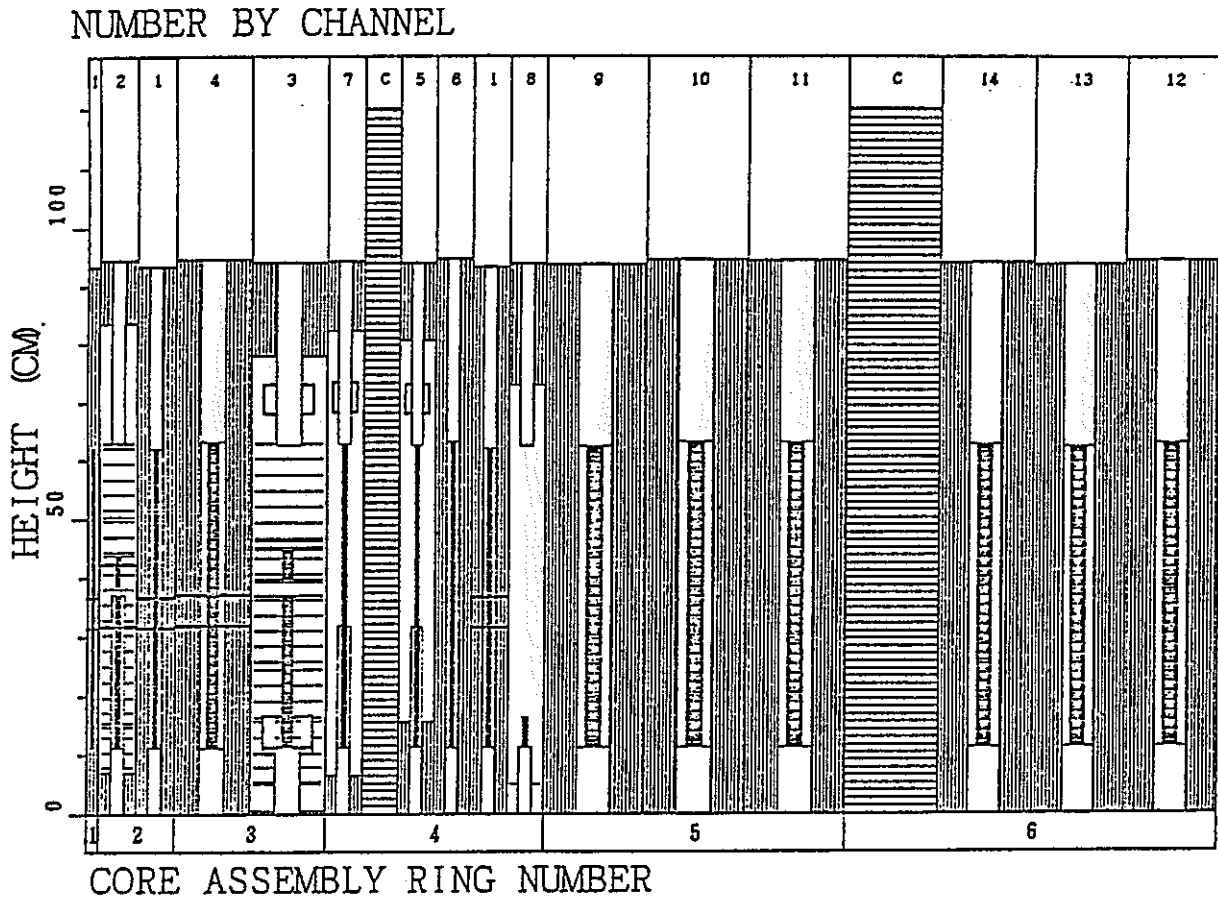


第3. 1-2図 ULOF事象の解析結果 (ポニーモータ引継ぎ成功の場合)



- 時刻 -- 事象開始後 68.0917 秒
- 状態 -- 第 8 チャンネル：燃料スランピング
 第 2 チャンネル：被覆材溶融・移動
 第 3 チャンネル：被覆材溶融・移動
 第 7 チャンネル：被覆材溶融・移動
 第 5 チャンネル：被覆材溶融・移動
 その他 ：未沸騰

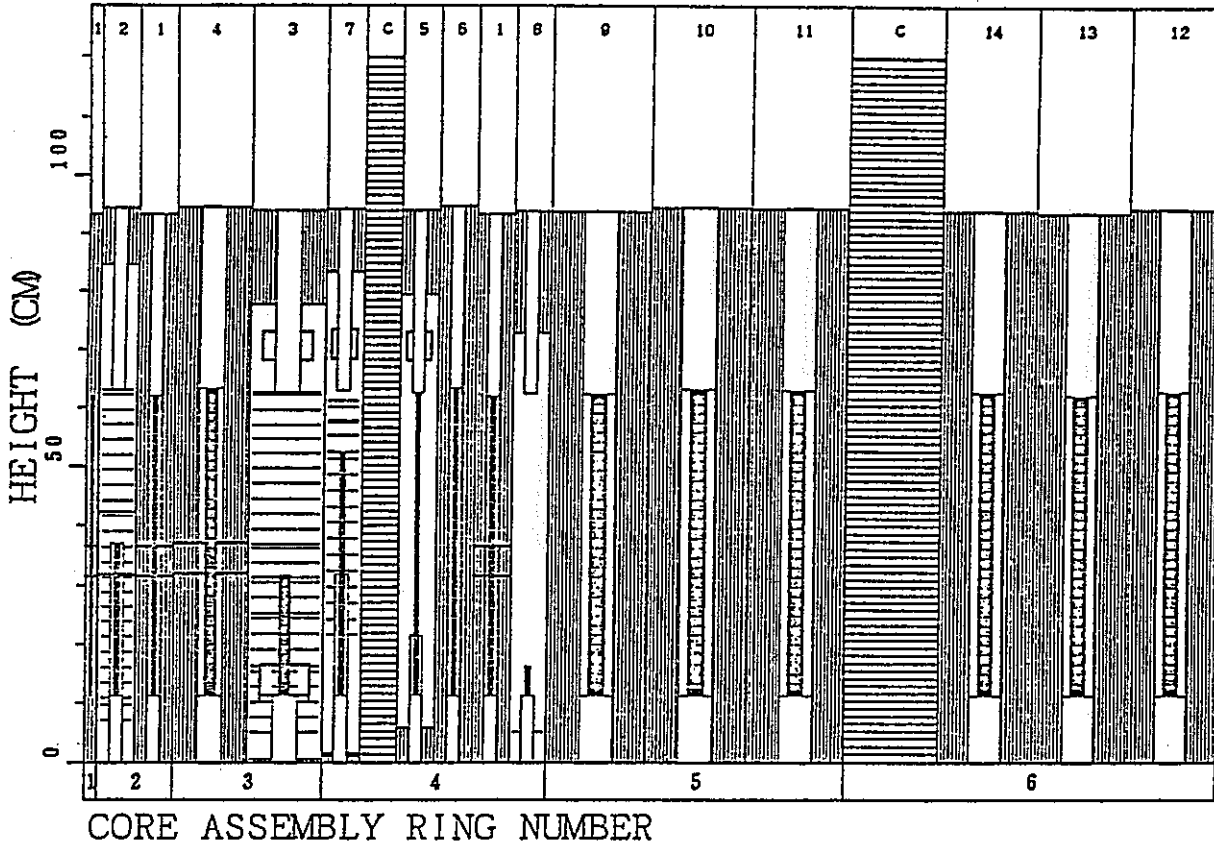
第 3. 1 - 3 図 (1/4) ULOF 事象の解析結果 (炉心状態の推移)
 - ポニーモータ引継ぎ失敗の場合 -



時刻 -- 事象開始後 71.8405 秒
 状態 -- 第 8 チャンネル：燃料スランピング
 第 2 チャンネル：燃料スランピング
 第 3 チャンネル：燃料スランピング
 第 7 チャンネル：被覆材溶融・移動
 第 5 チャンネル：被覆材溶融・移動
 その他 ：未沸騰

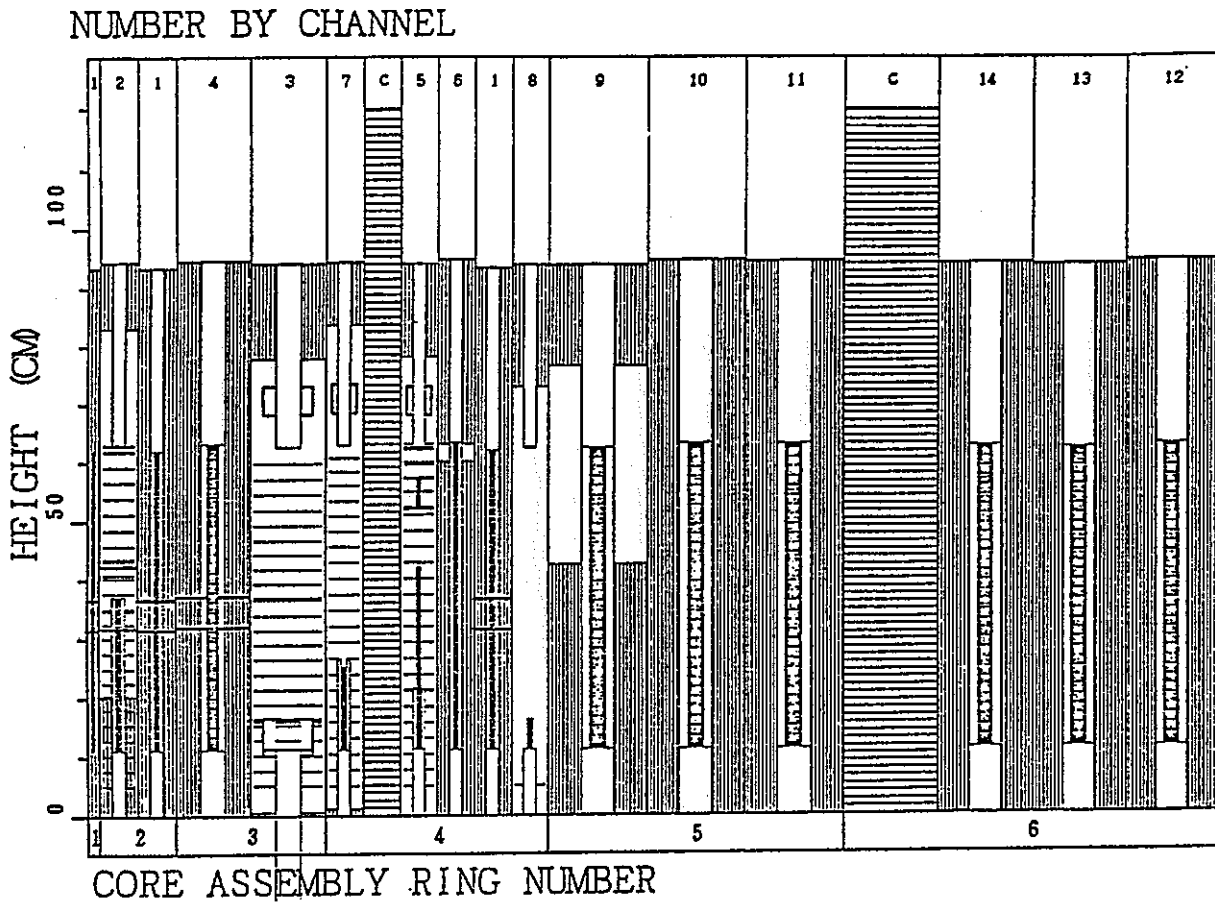
第 3. 1 - 3 図 (2/4) ULOF 事象の解析結果 (炉心状態の推移)
 - ポニーモータ引継ぎ失敗の場合 -

NUMBER BY CHANNEL



- 時刻 -- 事象開始後 73.0917 秒
 状態 -- 第 8 チャンネル：燃料スランピング
 第 2 チャンネル：燃料スランピング
 第 3 チャンネル：燃料スランピング
 第 7 チャンネル：燃料スランピング
 第 5 チャンネル：被覆材溶融・移動
 その他：未沸騰

第 3. 1 - 3 図 (3/4) ULOF 事象の解析結果 (炉心状態の推移)
 - ポニーモータ引継ぎ失敗の場合 -



時刻 -- 事象開始後 75.5905 秒
 状態 -- 第 8 チャンネル：燃料スランピング
 第 2 チャンネル：燃料スランピング
 第 3 チャンネル：燃料スランピング
 第 7 チャンネル：燃料スランピング
 第 5 チャンネル：燃料スランピング
 第 9 チャンネル：冷却材沸騰
 第 6 チャンネル：冷却材沸騰
 その他 ：未沸騰

第 3. 1 - 3 図 (4/4) ULOF 事象の解析結果 (炉心状態の推移)
 - ポニーモータ引継ぎ失敗の場合 -

制御棒



燃料集合体



冷却材の沸騰



熔融被覆材の移動



沸騰時燃料スランピング
(燃料スランピング)



スティール再固化



燃料のスライドアップ








燃料のスライドダウン



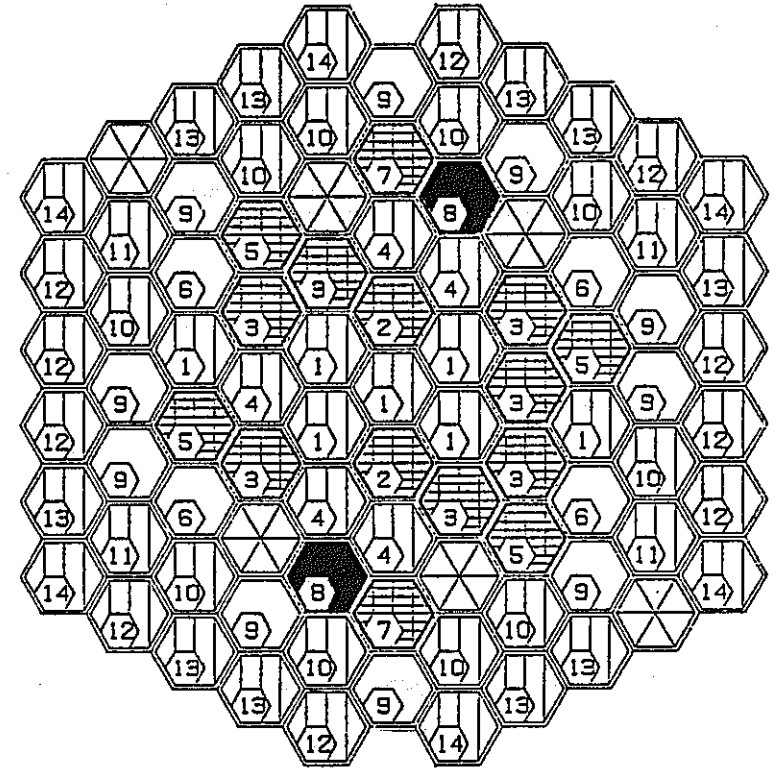
未沸騰時燃料スランピング
(FCI)



第3. 1-4図 炉心状態図の図形説明

-  : 制御棒
-  : 未沸騰
-  : 冷却材沸騰
-  : 溶融燃料の凝固状態
-  : 溶融燃料プール状態

C : チャンネル番号



第3. 1-5図 ULOF事象の解析結果 (計算終了時の炉心状態)

3. 2 U T O P 事象の解析結果

原子炉出力及び全反応度の過渡変化を第3. 2-1図に、F C I時のボイド挙動とその反応度変化を第3. 2-2図に示す。また、事象進展の概要を第3. 2-1表に示す。

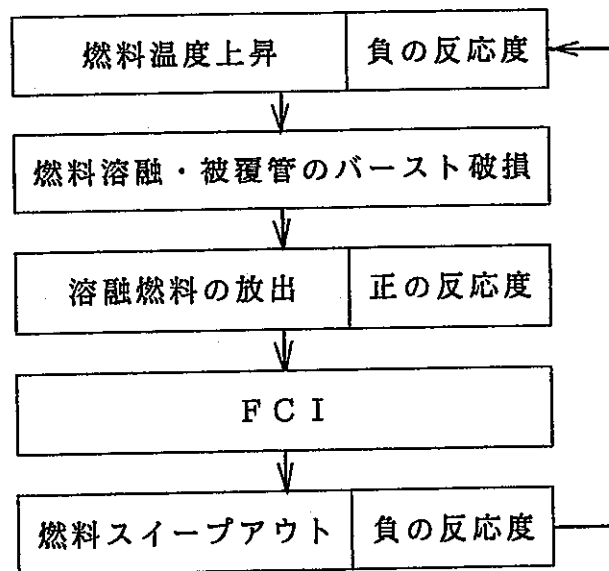
これらの図表に示すとおり、M K - III 炉心においてU T O P 事象が発生した場合の事象進展は下記のようなになる。

- (1) 5 ϕ /sの反応度挿入により原子炉出力が上昇する。その間、燃料温度の上昇に伴いドップラ効果、燃料の軸方向膨張による負の反応度が炉心に投入されるため、全反応度は20~25 ϕ 程度となる。
- (2) 原子炉スクラム失敗を想定しているため、事象開始から約8秒後に、出力流量比の最も高い第8チャンネルで燃料が溶融しはじめる。その後、他のチャンネルにおいても逐次燃料溶融が生じ、事象開始から約19秒後には、すべてのチャンネルで燃料溶融が生じる。
- (3) 事象開始から約19.7秒後に、比較的燃焼度が高い第4チャンネルで非再組織化領域の燃料溶融によってキャピティ内圧力が上昇し、被覆管が破損する。この時の原子炉出力は定格出力の約3倍であり、全反応度は0.26\$である。また、燃料破損は炉心のほぼ中心高さ近くで生じ、燃料の溶融割合は面積比で30.2%である。キャピティ内の燃料は被覆管の破損口からピン外に放出され、その際、燃料の破損口への移動により炉心に正の反応度が投入されるが、その投入量は小さく、急激な原子炉出力の上昇をもたらすことはない。
- (4) 放出された溶融燃料と冷却材との相互作用(F C I)により発生する圧力に駆動されて放出燃料は冷却材により炉心外に運ばれ(スweepアウト)、炉心に負の反応度が投入される。放出される溶融燃料はピン当たり17.5gであり、この燃料がスweepアウトされることにより-0.9\$の反応度が投入される。また、F C Iに伴って発生するボイドの効果により-0.3\$反応度が投入される。これにより、原子炉出力は定格出力近くまで低下する。
- (5) 第4チャンネル破損後も5 ϕ /sの反応度挿入は継続しているので、一旦低下した原子炉出力は再度上昇し、事象開始から約42.4秒後に第2チャンネルの被覆管が破損する。その際の溶融燃料の放出挙動や原子炉出力及び反応度の変化は、おおむね第4チャンネル破損の場合と同様のものとなる。
- (6) その後、5 ϕ /sの反応度挿入が終了する事象開始後90秒まで燃料の破損は続き、約71.2秒後に第6チャンネル、約77.5秒後に第7チャンネル、約85.4秒後に第9チャンネルの被覆管が破損する。なお、第9チャンネルの破損後に原子炉出力が大きく低下するのは、当該チャンネルの燃料インベントリが大きく(10体の燃料集合体に対応)、その破損に伴う燃料のスweepアウトにより、炉心に大きな負の反応度(-3.85\$)が投入されるためである。

このように、MK-III炉心においてU T O P事象が発生した場合、燃料の溶融、被覆管の破損、溶融燃料の放出及びそれに続くF C Iが条件の厳しい（出力流量比または燃焼度の高い）チャンネルから順に生じることとなる（下図参照）。

なお、第3. 2-1表に示すように、被覆管の破損挙動及び溶融燃料の放出挙動には、比較的燃焼度の高いチャンネル（第4、6チャンネル）と燃焼度の低いチャンネル（第2、7、9チャンネル）との間に差異が見られる。

すなわち、燃焼度の高いチャンネルでは、燃料ピンの中で発生・蓄積されているF Pガスの量が多く、また、非再組織化燃料の溶融により発生するF Pガスの量が多い（チャンネル出力が比較的低いいため、非再組織化燃料領域が厚くなっていることによる）ため、燃料キャビティ内圧力が高くなり、被覆管のバースト破損が生じ易くなる。一方、燃焼度の低いチャンネルでは、燃料キャビティ内圧力が大きく上昇せず、燃料の溶融が進展してその溶融割合が大きくなり、放出燃料量が多くなる。



この一連の燃料破損挙動の中で、原子炉出力は上昇と低下を繰り返すこととなるが、そのレベルはおおむね定格出力の3倍以下に留まっている。また、溶融燃料がピン外に放出される際、燃料の破損口への移動により炉心に正の反応度が投入されるが、その反応度の値は小さく、かつ、燃料の破損は条件の厳しいチャンネルから順に非同時的に生じるため、即発臨界に至るような大きな正の反応度が投入されることはなく、したがって、U L O F事象と同様、出力暴走により機械的エネルギーが放出されることもない。

第3. 2-3図に、計算終了時点（事象開始後200秒）での炉心状態を示す。この時点での原子炉出力は定格出力の4.9%、全反応度は-2\$程度であり、炉心は十分深い未臨界状態となっている。ただし、このように原子炉出力が低下した状態で事象が終息するのは、前述のように、燃料インベントリの大きい第9チャンネルの破損により炉心に大きな負の反応度が投入されるためであり、解析条件次第

で事象終了時の炉心状態は異なるものとなる。例えば、本解析において総反応度挿入量を4\$としていれば第9チャンネルは破損に至らず、原子炉出力が定格出力の約2.5倍の状態了事象が終息することとなる。

なお、本事象では、冷却材中に放出された燃料により冷却材流路の閉塞が生じ、放出燃料の炉心外へのスweepアウトが妨げられる可能性がある。しかしながら、冷却材流路中で熔融燃料はFCIにより微粒化するため、閉塞固化は生じにくいと考えられること、また、1次冷却系主循環ポンプの運転が継続され、炉心流量が供給され続けていることから、放出燃料によりチャンネルが完全閉塞する可能性は低いものと考えられる。

第3.2-1表 UTOP事象の解析結果
(事象進展の概要)

時刻 (秒)	出力	事象
0.0	1.0	反応度挿入開始 (5¢/s)
7.8500	1.5	第8チャンネル 燃料溶融開始 この後、19.2328秒までに全チャンネル で燃料溶融。
19.6948	3.0	第4チャンネル 燃料ピン破損 (PF=35cm, PC=1644atm, FM=0.302, EM=17.5g, CM=18.1g, RF=-0.9\$, RV=-0.3\$)
42.3840	2.9	第2チャンネル 燃料ピン破損 (PF=51cm, PC=527atm, FM=0.338, EM=28.3g, CM=30.2g, RF=-1.3\$, RV=-0.13\$)
71.2177	2.9	第6チャンネル 燃料ピン破損 (PF=35cm, PC=2002atm, FM=0.304, EM=17.1g, CM=18.1g, RF=-0.14\$, RV=-0.23\$)
77.5244	2.8	第7チャンネル 燃料ピン破損 (PF=51cm, PC=507atm, FM=0.306, EM=19.3g, CM=26.1g, RF=-0.11\$, RV=-0.27\$)
85.4738	2.9	第9チャンネル 燃料ピン破損 (PF=40cm, PC=619atm, FM=0.346, EM=20.9g, CM=21.6g, RF=-3.85\$, RV=-0.56\$)
90.0000	0.38	反応度挿入終了

(注1) 出力は、定格出力に対する比率を示す。

(注2) PF: 燃料ピン破損軸方向位置 (下部反射体下端よりの位置)

PC: 燃料ピンキャビティ内圧力

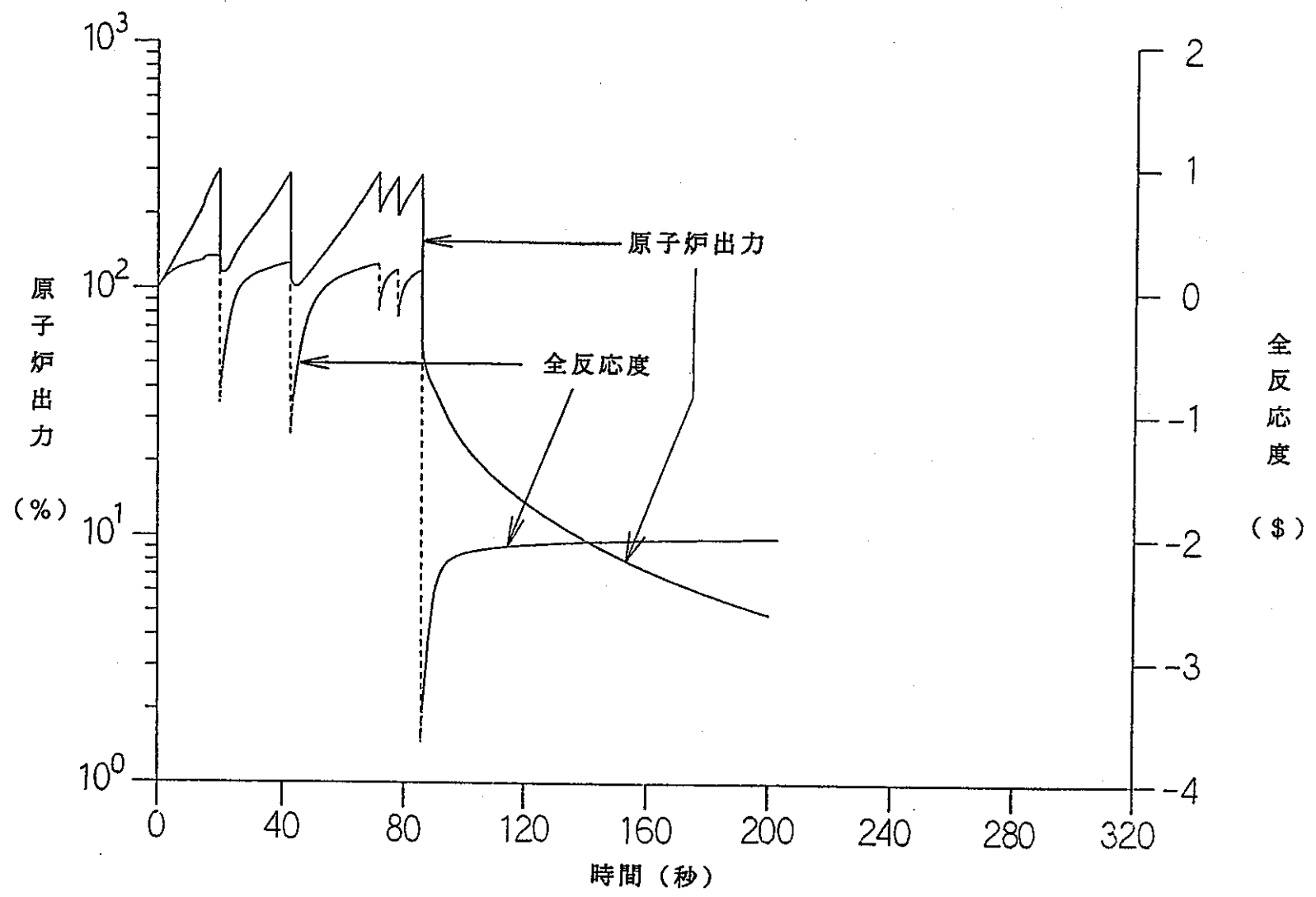
FM: 燃料ピン破損部での燃料溶融割合

EM: 燃料ピン当りの放出燃料量

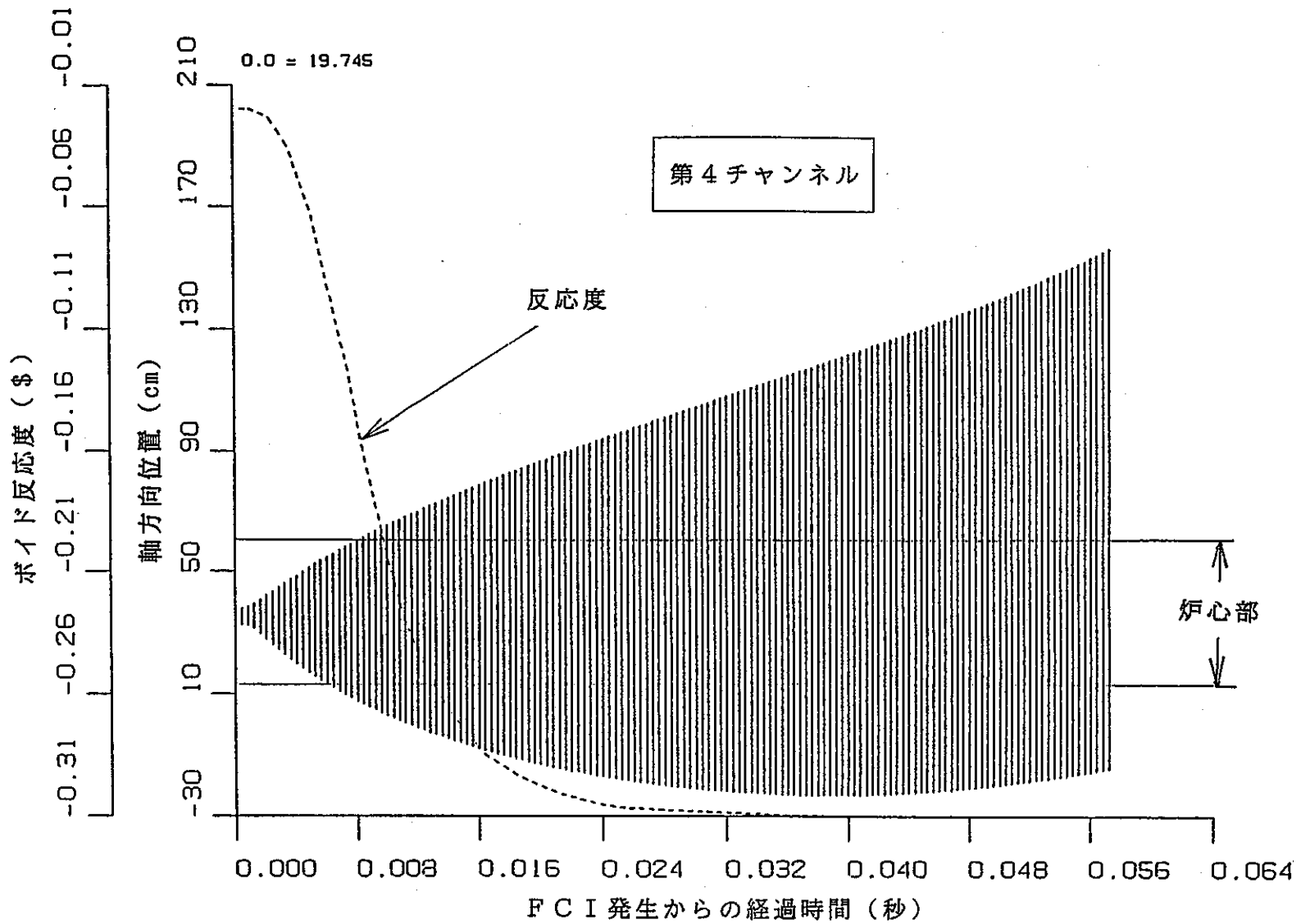
CM: 燃料ピン当りのキャビティ内の燃料量

RF: 放出燃料のスニープアウトによる挿入反応度

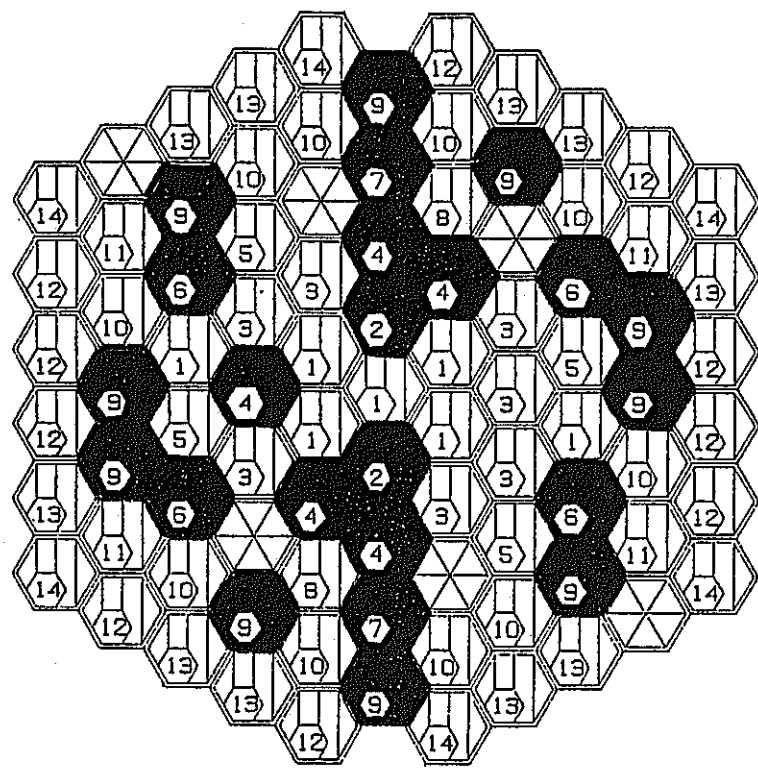
RV: 放出燃料のFCIによるボイド反応度






第3. 2-1図 UTOP事象の解析結果



第3. 2-2図 UTOP事象の解析結果
(FCI時のボイド挙動とその反応度変化)



-  : 制御棒
-  : 未沸騰
-  : FCI

C : チャンネル番号

第 3. 2 - 3 図 U T O P 事象の解析結果 (計算終了時の炉心状態)

4. 評価

MK-Ⅲ炉心を対象として、ATWS事象の起因過程における炉心の核的・熱的な過渡挙動、燃料要素の破損挙動等の全炉心的な事故挙動を解析した。ULOF事象及びUTOP事象の解析結果の概要を以下にまとめる。

(1) ULOF事象

ULOF事象が発生すると、出力流量比の大きいチャンネルから冷却材の沸騰が始まるが、ナトリウムボイド反応度が負であるため、炉心に負の反応度が投入され、原子炉出力は低下する。その後、冷却材の沸騰を生じたチャンネルでは被覆管が溶融し、溶融被覆管の移動や燃料スランピングにより炉心に正の反応度が投入される。しかしながら、これらの正の反応度は小さいので原子炉が出力暴走を起こすことはなく、起因過程で機械的エネルギーが放出されることはない。また、炉心に正の反応度を付加するこれらの現象は出力流量比の高いチャンネルから順に非同時適に発生するため、原子炉出力が定格出力以下で推移する緩慢な事象進展となる。

解析によると、一部のチャンネルで溶融燃料プールが形成されるがその規模は小さく、また、炉心下部は溶融・移動した燃料による凝固状態となっている。したがって、溶融燃料の動きにより炉心に正の反応度が投入されることはないと推測される。すなわち、遷移過程からの再臨界に至る可能性も低く、本事象は長時間にわたる溶融燃料の炉内冷却保持へと進展する可能性が大きいと考えられる。

(2) UTOP事象

UTOP事象が発生すると、原子炉出力が上昇して燃料が溶融し、出力流量比または燃焼度の高いチャンネルから順に燃料が破損する。破損燃料から放出された溶融燃料と冷却材とのFCIにより放出燃料はスリープアウトされて炉心に大きな負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約3倍をピークに下降する。溶融燃料が破損口に移動する際に炉心に正の反応度が投入されるが、これによる反応度は小さく、かつ、非同時的であるため、原子炉が出力暴走を起こすことはなく、起因過程で機械的エネルギーが放出されることはない。

以上のように、MK-Ⅲ炉心においてATWS事象の発生を仮定しても、炉心が即発臨界となり、機械的エネルギーの放出に至るような厳しい事象進展にならないことが確認された。また、炉内に溶融燃料プールが形成された場合でもその規模は小さく、その後のエネルギー発生の可能性も小さいという見通しが得られた。

5. 結言

MK-Ⅲ計画に係る安全評価のバックアップとする目的で、いわゆる(5)項事象に相当する事象であるATWS事象の解析・評価を行った。

本解析では、ULOF事象及びUTOP事象の2事象について、その起因過程の解析を行い、炉心の核的・熱的な過渡挙動、燃料要素の破損挙動等の全炉心的な事故挙動を明らかにしている。

本解析の結果は、以下に示すとおりである。

- (1) ULOF事象、UTOP事象とも、燃料破損は非同時的で正の反応度投入量も小さく、事象進展は緩慢なものとなる。
- (2) ULOF事象では、一部のチャンネルで溶融燃料によるプールが形成されるが、その規模は小さい。
- (3) したがって、MK-Ⅲ改造後の「常陽」においてATWS事象の発生を想定しても、機械的エネルギーの放出には至らないと判断できる。

6. 謝辞

A T W S 事象の解析に当り、安工部炉安室より解析に使用した「S A S - 3 D」コードを貸与頂くとともに、同室の近藤室長及び丹羽室長代理（現 基盤部リスク評価室室長代理）には、「S A S - 3 D」コードの使用方法をはじめとして、A T W S 事象の解析・評価全般にわたる貴重な御助言を頂いた。

また、A T W S 事象の解析作業は、三菱原子力工業株式会社の小山和也氏（現 新型炉技術開発株式会社）、千歳敬子氏（現 三菱重工業株式会社）によるものである。

ここに、以上の方々に感謝の意を表する。

7. 参考文献

- (1) 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」
(昭和55年11月決定、平成2年8月一部改定 原子力安全委員会)
- (2) 高速増殖炉もんじゅ発電所原子炉設置許可申請書 添付書類十
- (3) 大洗工学センター原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉設置変更) 添付
書類10
- (4) PNC ZN941 85-162 : 高速実験炉常陽 MK-II J2炉心におけるATWS
起因過程の研究
- (5) PNC ZJ9214 93-002 : MK-III標準炉心の詳細核熱計算(II)
- (6) 無番: 「常陽」MK-III炉心におけるATWS起因過程の解析
(平成6年3月 三菱原子力工業株式会社)
- (7) 無番: 「常陽」MK-III炉心におけるATWS起因過程の解析(II)
(平成7年3月 新型炉技術開発株式会社)