

# BN-600 ハイブリッド炉心の設計検討（Ⅱ）

— 我が国の手法による燃料健全性評価  
及び炉心核特性評価 —

(研究報告)

2004年8月

核燃料サイクル開発機構  
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課  
電話：029-282-1122（代表）  
ファックス：029-282-7980  
電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,  
Technology Management Division,  
Japan Nuclear Cycle Development Institute  
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

© 核燃料サイクル開発機構  
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)  
2004

JNC TN9400 2004-042  
2004年8月

## BN-600 ハイブリッド炉心の設計検討(II)

### －我が国の手法による燃料健全性評価及び炉心核特性評価－

(研究報告)

杉野和輝\*、宇都成昭\*、  
永沼正行\*、水野朋保\*

#### 要　　旨

ロシアの余剰核兵器解体プルトニウム（以下、解体 Pu と称する）処分の一環として、解体 Pu をバイパック燃料製造技術で MOX 燃料にし、現在ロシアで稼動中の高速炉 BN-600 で燃焼（ハイブリッド化）させる計画が進行しているが、契約先であるロシア実験機械製造設計局 OKBM との設計作業が完了し、設計図書を入手した。

入手した BN-600 ハイブリッド炉心の設計情報に基づき、我が国の手法を用いて同炉心の設計基準事象における燃料健全性評価及び核特性評価を行った。その結果、被覆管及び燃料の最高温度、冷却材（ナトリウム）ボイド反応度、反応度係数の解析結果が、ロシアが設定した設計制限・目標を充足し、かつロシア規則を遵守していることがわかった。

今回得られた結果より、ロシアが選定した BN-600 ハイブリッド炉心の炉心・燃料仕様は炉心の安全設計及び核設計の観点から妥当である可能性を有すること、我が国の手法による評価結果はロシア設計の信頼性向上に寄与し得ることが示された。

---

\*: 大洗工学センター システム技術開発部 炉心・燃料システム Gr

Design Study on BN-600 Hybrid Core (II)  
—Evaluation of Fuel Integrity and Core Neutronic Characteristics  
by Japanese Analysis Methods—

Kazuteru SUGINO\*, Nariaki UTO\*,  
Masayuki NAGANUMA\*, Tomoyasu MIZUNO\*

Abstract

A program of disposal of Russian surplus weapon-grade plutonium by containing the plutonium in vibropacked MOX fuel subassemblies and burning them in the BN-600 hybrid reactor core has been progressed. The relevant design works on the BN-600 hybrid core have been carried out under the contract between Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) and OKB Mechanical Engineering (OKBM), Russian public enterprise. JNC obtained a series of design technical reports.

Japanese analysis methods were adopted to evaluate fuel integrity in the design basis transients and neutronic characteristics of the BN-600 hybrid core, based on the design technical data described in the obtained reports. The evaluation results of the key performances, such as maximum cladding and fuel temperatures, coolant (sodium) void reactivity, reactivity coefficient, were found to satisfy the design criteria and/or target provided by Russia, and meet the Russian rule.

The results of this study showed that the core and fuel specifications determined by Russia can be considered reasonable and proper from the viewpoint of safety and neutronic designs, and that the Japanese analysis methods are expected to contribute to increasing reliability of the Russian design works.

---

\*: Fuel and Core System Engineering Group, System Engineering Technology Division,  
O-arai Engineering Center, Japan

## 目 次

1.はじめに.....	1
2.我が国の手法による評価のねらい.....	2
3.BN-600ハイブリッド炉心の主要仕様.....	3
4.燃料健全性解析.....	8
4.1 設計基準事象と燃料健全性の判断基準.....	8
4.2 解析条件.....	8
4.2.1 核的条件.....	9
4.2.2 熱的条件.....	9
4.3 解析結果.....	11
4.4 まとめ .....	12
5.炉心核特性解析 .....	33
5.1 冷却材反応度特性の設計充足性判断基準.....	33
5.2 解析条件.....	33
5.3 解析結果.....	34
5.4 まとめ .....	35
6.おわりに.....	42
7.謝辞 .....	43
8.参考文献.....	44
A.付録 最新の炉定数に基づく過渡解析結果の簡易評価.....	45
A.1 検討条件 .....	45
A.2 検討結果 .....	45

## 表リスト

表 3-1 BN-600 の主要炉心仕様の比較 .....	5
表 4.2-1 過渡解析で使用した制御棒価値 .....	13
表 4.2-2 過渡解析で使用した反応度係数 .....	13
表 4.2-3 過渡解析で使用した遅発中性子パラメータ .....	13
表 4.2-4 被覆管最高温度評価用工学的安全係数 .....	14
表 4.2-5 燃料最高温度評価用工学的安全係数 .....	14
表 4.2-6 過渡初期状態の熱水力条件 .....	15
表 4.3-1 設計基準事象における被覆管及び燃料最高温度評価結果 .....	16
表 5.3-1 実効遅発中性子割合計算結果 .....	36
表 5.3-2 冷却材ボイド反応度に対する各補正值 .....	37
表 5.3-3 冷却材ボイド反応度に対する各不確かさ .....	37
表 5.3-4 冷却材ボイド反応度評価結果 .....	38
表 5.3-5 冷却材温度係数評価結果 .....	39
表 5.3-6 ドップラ係数及び温度係数評価結果 .....	40
表 5.3-7 出力係数評価結果 .....	40
 表 A-1 平衡初期における実効遅発中性子割合の比較 .....	47
表 A-2 平衡初期における即発中性子寿命の比較 .....	47
表 A-3 平衡初期におけるドップラー係数の比較 .....	47
表 A-4 制御棒誤引き抜き反応度と被覆管及び燃料最高温度結果との関係 .....	48

## 図リスト

図 3-1 BN-600 現行濃縮ウラン炉心の径方向配置.....	6
図 3-2 BN-600 ハイブリッド炉心の径方向配置 .....	7
図 4.2-1 照射中の燃料の組織変化 .....	17
図 4.2-2 燃料温度評価モデル .....	17
図 4.3-1(1) 手動スクラムによる過渡事象解析結果（短時間拳動その 1） .....	18
図 4.3-1(2) 手動スクラムによる過渡事象解析結果（短時間拳動その 2） .....	19
図 4.3-1(3) 手動スクラムによる過渡事象解析結果（長時間拳動その 1） .....	20
図 4.3-1(4) 手動スクラムによる過渡事象解析結果（長時間拳動その 2） .....	20
図 4.3-2(1) 微調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（短時間拳動その 1） .....	21
図 4.3-2(2) 微調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（短時間拳動その 2） .....	22
図 4.3-2(3) 微調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（長時間拳動その 1） .....	23
図 4.3-2(4) 微調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（長時間拳動その 2） .....	23
図 4.3-3(1) 粗調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（短時間拳動その 1） .....	24
図 4.3-3(2) 粗調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（短時間拳動その 2） .....	25
図 4.3-3(3) 粗調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（長時間拳動その 1） .....	26
図 4.3-3(4) 粗調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（長時間拳動その 2） .....	26
図 4.3-4(1) 1 次系ポンプトリップ（炉停止終息）による過渡事象解析結果（短時間拳動その 1） ...	27
図 4.3-4(2) 1 次系ポンプトリップ（炉停止終息）による過渡事象解析結果（短時間拳動その 2） ...	28
図 4.3-4(3) 1 次系ポンプトリップ（炉停止終息）による過渡事象解析結果（長時間拳動その 1） ...	29
図 4.3-4(4) 1 次系ポンプトリップ（炉停止終息）による過渡事象解析結果（長時間拳動その 2） ...	29
図 4.3-5(1) 1 次系ポンプトリップ（部分出力運転継続）による過渡事象解析結果（短時間拳動その 1） .....	30
図 4.3-5(2) 1 次系ポンプトリップ（部分出力運転継続）による過渡事象解析結果（短時間拳動その 2） .....	31
図 4.3-5(3) 1 次系ポンプトリップ（部分出力運転継続）による過渡事象解析結果（長時間拳動その 1） .....	32
図 4.3-5(4) 1 次系ポンプトリップ（部分出力運転継続）による過渡事象解析結果（長時間拳動その 2） .....	32
図 5.2-1 BN-600 ハイブリッド炉心の核特性解析用 2 次元 RZ 体系モデル.....	41

## 1. はじめに

核燃料サイクル開発機構（以下、サイクル機構と称する）は、ロシアの余剰核兵器解体プルトニウム（以下、解体 Pu と称する）をバイパック燃料製造技術で MOX 燃料にし、現在稼動中の高速炉 BN-600 で燃焼させる計画（高速炉オプション）を推進して核軍縮への積極的な協力に努めている。その一環として、解体 Pu を含むバイパック MOX 燃料集合体を BN-600 に部分的に装荷（ハイブリッド化）した炉心について、BN-600 の設計機関であるロシアの国営企業である実験機械製造設計局 OKBM と契約を締結し、国際貢献の観点から設計を実施してきた。

本報は、ロシアから入手した BN-600 ハイブリッド炉心の設計仕様に基づき、我が国の手法を用いて BN-600 ハイブリッド炉心の設計基準事象における燃料健全性評価及び核特性解析を行い、その結果をもとにロシアの安全設計及び核設計の妥当性について評価したものである。

現行濃縮ウラン炉心からハイブリッド炉心への移行が妥当であることを確認する上で、MOX バイパック燃料の装荷に伴う燃料健全性の評価は、MOX バイパック燃料がウランペレット燃料に対して挙動や熱伝導等の特性が異なる点で重要である。そこで、OKBM より入手した MOX バイパック燃料の設計用物性値を用いて、BN-600 ハイブリッド炉心の設計基準事象過渡解析を行い、燃料健全性の評価を行う。

また、2002 年度に実施された BN-600 ハイブリッド炉心の核特性解析<sup>(1)</sup>では、統合炉定数 ADJ2000<sup>(2)</sup>が使用されていたが、その基本炉定数である JFS-3-J3.2 には作成過程において誤りがあったために JFS-3-J3.2R へと改訂<sup>(3)</sup>され、それに伴って統合炉定数も ADJ2000R へと改訂されている<sup>(4)</sup>。そこで、本報では、安全評価上特に重要でありかつ炉定数改訂による影響が生じやすいと考えられる冷却材（ナトリウム）ボイド反応度について、ADJ2000R を用いて再解析を行う。また、BN-600 ハイブリッド炉心のモックアップ炉心体系である BFS-62-3A の臨界実験情報を反映させた統合炉定数の使用による解析結果の信頼性向上<sup>(5)</sup>についても見通しを示す。更に、ロシアの規則において負であることが要求されている種々の反応度係数についても、新たに評価対象とした。

## 2. 我が国の手法による評価のねらい

BN-600 ハイブリッド炉心の設計作業は、ロシア OKBM が実施主体として設計を行い、その結果を設計図書としてまとめ、許認可取得申請の手続きをとる、という流れで進められる。この設計図書は、本研究に関する日露間の契約でサイクル機構に納入するよう定められた物件であるとともに、OKBM が許認可取得のための材料として用いるものもある。従って、契約機関の一方であるサイクル機構としては、将来において OKBM が問題なく許認可を取得できるよう、OKBM の設計の妥当性を確認することが必要となる。

設計の妥当性の判断は、ロシアで定められている規則<sup>(6)</sup>、及び、設計者が定めた制限に対する充足性に基づいて行われる。前者については、実施主体の意向によらず、当該国の法律として遵守しなければならない規則が存在する。ロシアにおいては、冷却材温度係数や出力係数等に対する核規則が存在するが、こうした規則で定められている要求条件を評価結果が遵守しているかどうかを確認することになる。また、後者については、ロシアでは、冷却材ボイド反応度は核規則で定量的な制限は設けられておらず、設計実施主体である OKBM がこれまでの許認可取得実績を踏まえて独自に制限を設定している。

さて、この「我が国の手法による評価」では、使用する核データや解析コード等はロシア側が用いるものと異なるが、そのような異なる手法を用いても評価結果が設計要求条件を満足することを示すことができれば、ロシアが進める設計の信頼性を一層高めることに貢献する。また、設計作業である以上、評価結果の中には設計要求条件を充足しない項目も生じ得るが、そのような場合においても、単にロシアの設計が不適当であると短絡的に結論付けるのではなく、どの設計項目について評価精度を高めるべきか、といった今後詳細検討により解決すべき重点課題が明確になる。このことによって、その課題解決方策の提案と合わせ、ロシア設計の信頼性確保に貢献できるといえる。

以上のように、ロシア設計情報を我が国の手法に適用して解析を行なうことには、それによって得られる評価結果をロシアが行う設計の一層の信頼性確保に寄与するねらいがあり、それは将来において OKBM が申請する BN - 600 ハイブリッド炉心の許認可取得を我が国として側面から支援することにつながるものである。

### 3. BN-600 ハイブリッド炉心の主要仕様

表 3-1 に BN-600 炉心の主要仕様を、現行の濃縮ウラン炉心とハイブリッド炉心の両者について示す。表 3-1 に示すように、BN-600 現行濃縮ウラン炉心の燃料寿命は 480 日であるのに対し、BN-600 ハイブリッド炉心は 560 日に延長されている。ただし、ハイブリッド化に先立ち、2004 年からは現行濃縮ウラン炉心についても燃料寿命が 560 日に延長されており、燃料寿命の延長は現行の BN-600 においても許認可の範囲内となっており、ハイブリッド炉心特有の仕様変更ではない。

MOX 燃料集合体における Pu 富化度は  $\text{PuO}_2$  重量比で 20wt% 強であり、Pu 同位体組成に占める  $^{239}\text{Pu}$  の割合は兵器級 Pu ゆえ 90wt% を超える。解体 Pu 処分性能の指標として  $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$  の比が重要であり、解体 Pu 処分を可能にするためにはこの値が 0.1 以上になることが必要であると米露間の共同研究により定められている。2002 年度の評価では、燃料取出時の Pu 同位体組成について、 $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$  の比が 0.1 を上回ることが確認されている<sup>(1)</sup>。また、後述するように、MOX 燃料集合体の総数は 91 体であり、4 バッチ燃料交換としているため、その取替体数は 1 サイクルあたり 22~23 体となる。装荷時に燃料集合体 1 体当たりに含まれる Pu は約 6kg であり、1 サイクルあたりの運転日数は 140 日、稼働率は約 80% であることから、年間の Pu 処分量は約 300kg となることが分かる。

現行の BN-600 濃縮ウラン炉心の炉心構成を図 3-1 に示す。BN-600 濃縮ウラン炉心は 378 体の濃縮ウラン燃料集合体から構成され、炉心の周囲を 362 体の径方向ブランケットが取り囲む。濃縮ウラン領域は、内側炉心（低濃縮）、中間炉心（中濃縮）、外側炉心（高濃縮）の 3 領域に分かれており、それぞれの  $^{235}\text{U}$  濃縮度は 17wt%、21wt%、26wt% である。

これに対して、図 3-2 に示すように BN-600 ハイブリッド炉心では、炉心部は BN-600 濃縮ウラン炉心と同様、 $^{235}\text{U}$  濃縮度がそれぞれ異なる内側炉心、中間炉心、外側炉心の 3 種類に加えて、解体 Pu 処分のために設けられる兵器級 Pu を含む 91 体の MOX 燃料集合体から構成される。これは炉心燃料集合体の総数 394 体のうち約 1/5 に相当する。

ここで、MOX 燃料集合体の装荷について触れる。解体 Pu の処分性能をできるだけ高める観点からは装荷体数が多い方が望ましいが、過剰な装荷は冷却材ボイド反応度の有意な正側へのシフトを招くことが懸念される。91 体という装荷体数はこれらのバランスを考えて設定されたものである。また、その装荷位置については、中性子束レベルが高く、かつ Pu 装荷量を多く（高富化度）することが可能で、それによりできるだけ高い解体 Pu の処分性能を確保すること、また、外側炉心では中性子の炉心外漏洩効果が比較的大きいため冷却材ボイド反応度増大への影響が大きくなことを考慮し、図 3-2 にみるように外側炉心の内側近傍が装荷位置に選定されている。

ところで BN-600 ハイブリッド炉心では、解体 Pu 処分過程において Pu の増殖を抑えるため、BN-600 濃縮ウラン炉心に装荷されている径方向ブランケットがステンレス鋼（SUS）遮蔽体および炭化ホウ素（ $\text{B}_4\text{C}$ ）遮蔽体に置換されている。径方向ブランケットが遮蔽体に置換されたことにより、元々径方向ブランケットが分担していた出力分が削減されるが、これを補填するために、ハイブリッド炉心においては炉心燃料集合体数が若干増大している（BN-600 炉心：369 体、BN-600 ハイブリッド炉心：394 体）。

BN-600 ハイブリッド炉心は、BN-600 濃縮ウラン炉心と同様の制御棒配置を有しており、以下 4 種類の制御棒が用いられる。

#### ① 粗調整棒（SHR）

19 体設置されており、起動時の温度補償や出力補償、運転中の燃焼補償に用いられる。後述するように、OKBM の設計図書では本制御棒の誤引き抜きは設計基準事象として対象とされていないが、本検討では、安全設計の更なる信頼性を確保する目的で、当事象を解析対象とする。

#### ② 微調整棒（CR）

2体設置されており、要求される原子炉出力レベルへの調整や、SHR全引抜状態での燃焼補償に用いられる。本報告書では、設計基準事象の1つとして、本制御棒の誤引き抜きによる過渡事象を取り上げる。

③スクラム棒(SCR)

5体設置されており、原子炉を緊急停止するために用いられる。本報告書で取り上げる設計基準事象(1次系ポンプトリップ(トリップ後部分出力運転)を除く)において、本制御棒によるスクラムを取り扱う。

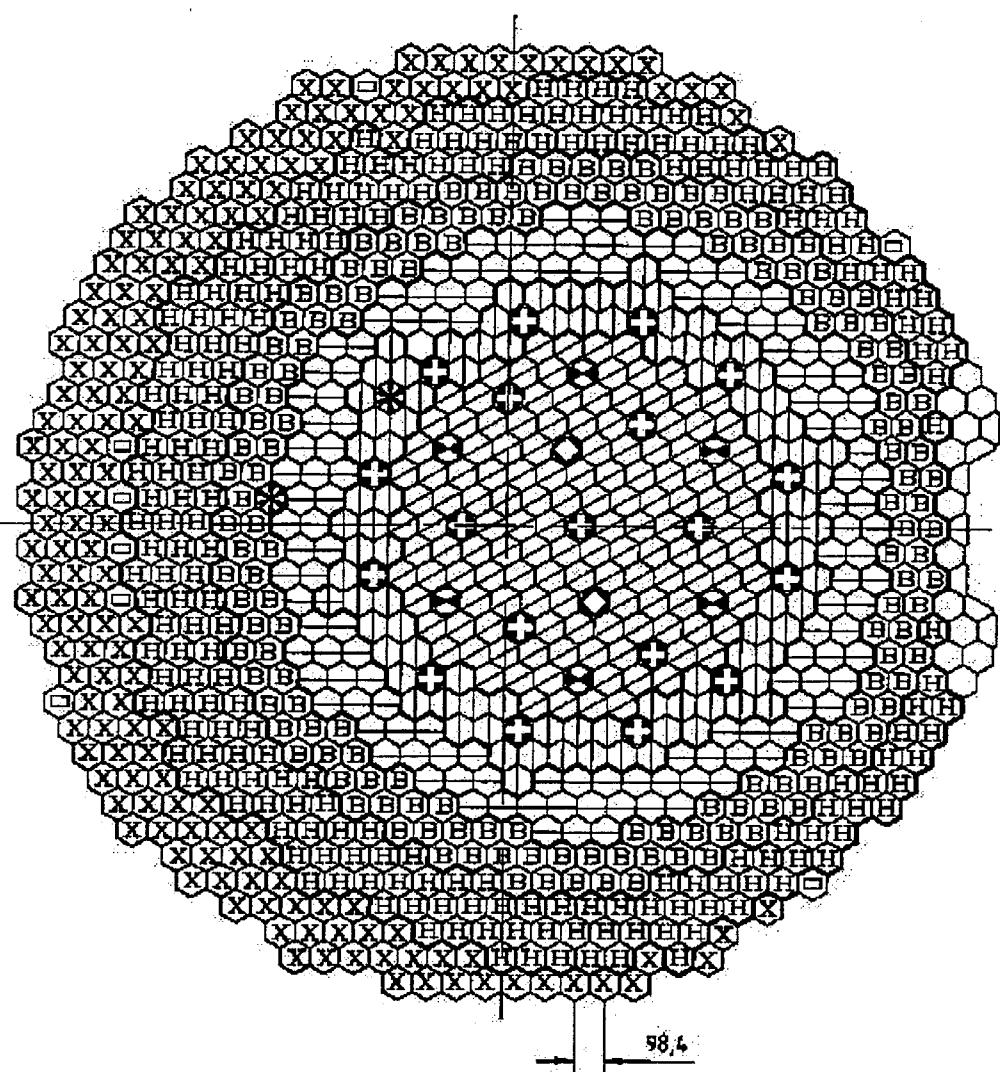
④1ループスクラム棒(SCR-L)

1体設置されており、BN-600ハイブリッド炉心においては1次系が3ループで構成されるが、そのうちの1ループが電源喪失し、原子炉出力を急速に部分出力にまで低下させる必要が生じた場合に用いられる。その他の緊急時においては、SCRとともに本制御棒も炉内に落下する。本報告書で取り上げる全ての設計基準事象において挿入されるが、特に、1次系ポンプトリップ(トリップ後部分出力運転)においては、本制御棒の挿入のみにより部分出力運転状態に移行する。

表 3-1 BN-600 の主要炉心仕様の比較

項目	単位	濃縮ウラン炉心 (2003年以前)	現行濃縮ウラン炉心 (2004年以降)	ハイブリッド炉心
電気出力	MW	570	570	570
熱出力	MW	1,470	1,470	1,470
燃料集合体数				
炉心燃料	体	369	369	303
濃縮ウラン燃料	体	0	0	91
MOX燃料	体	378	378	0
フランケット燃料	体			
U濃縮度(IC/MC/OC) <sup>*1</sup>	wt%	17 / 21 / 26	17 / 21 / 26	17 / 21 / 26
PuO <sub>2</sub> 富化度 <sup>*2</sup>	wt%	—	—	20強
実効運転サイクル長さ	EFPD	160	140	140
燃料交換バッチ数	—	3	4	4
実効燃料寿命	EFPD	480	560	560

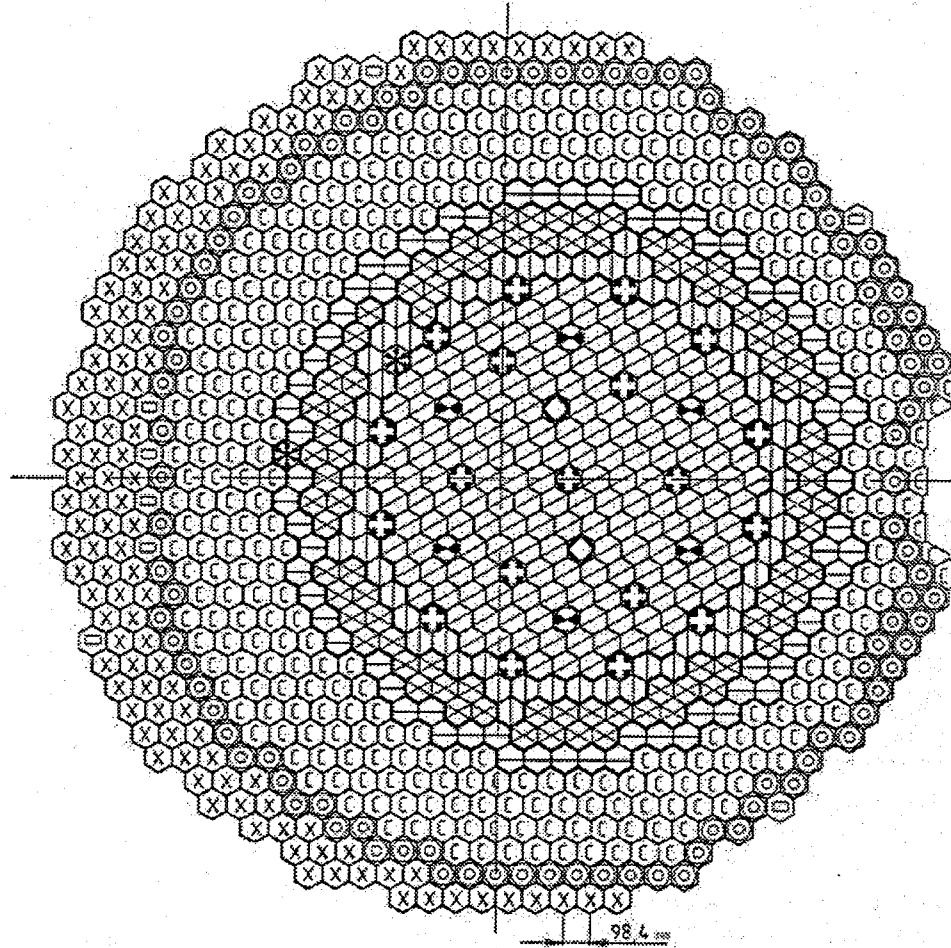
\*1 内側炉心/中間炉心/外側炉心、\*2 ハイブリッド炉心



○ - 低濃縮ウラン燃料集合体	136 体
○ - 中濃縮ウラン燃料集合体	94 体
○ - 高濃縮ウラン燃料集合体	139 体
◐ - 内側ブランケット燃料集合体	161 体
◑ - 外側ブランケット燃料集合体	217 体
● - スクラム棒	6 体*
◆ - 粗調整棒	19 体
◇ - 微調整棒	2 体
✖ - 中性子源	2 体
○ - ステール反射体	19 体
◎ - サービス位置	8 体
☒ - 炉内燃料貯蔵位置	163 体

\*: 内1体は1ループスクラム棒

図 3-1 BN-600 現行濃縮ウラン炉心の径方向配置



○ 低濃縮ウラン ( <sup>235</sup> U : 17%) 燃料集合体	132
○ 中濃縮ウラン ( <sup>235</sup> U : 21%) 燃料集合体	60
○ MOX (Pu:Dy : 21.8%) 燃料集合体	91
○ 高濃縮ウラン ( <sup>235</sup> U:26%) 燃料集合体	71
○ スチール遮蔽体	309
○ B+C遮蔽体	104
○ スクラム棒	6
○ 粗調整シム棒	19
○ 微調整棒	2
○ 中性子源	2
○ 貯蔵燃料集合体及び中性子源	122
○ サービス位置	8

図 3-2 BN-600 ハイブリッド炉心の径方向配置

## 4. 燃料健全性解析

### 4.1 設計基準事象と燃料健全性の判断基準

本検討では、OKBM の設計図書に設計基準事象として上げられている 4 つの事象、すなわち、①手動スクラム、②制御棒誤引き抜き、③1 次系ポンプトリップ（炉停止終息）、④1 次系ポンプトリップ（部分出力運転継続）を燃料健全性評価のための過渡解析の対象とする。以下に、4 つの設計基準事象の概要を示す。

#### ①手動スクラム

原子炉運転員の手動スクラム操作により、スクラム棒（SCR）と 1 ループスクラム棒（SCR-L）が挿入され、原子炉停止に至るまでの事象である。

#### ②制御棒誤引き抜き

原子炉運転員の誤操作等により、微調整棒 1 本が誤引き抜きされ、それに伴い原子炉出力が上昇し、原子炉出力高信号によりスクラムが始動し、SCR と SCR-L が挿入され、原子炉停止に至るまでの事象である。ただし、ロシア提示情報が限られていることから、本検討では、制御棒誤引き抜きに伴う出力歪みは考慮していない。

なお、OKBM の設計解析では扱われていないが、本検討では、安全設計の更なる信頼性を確保する目的から粗調整棒の誤引き抜きによる事象の解析も行った。

#### ③1 次系ポンプトリップ（炉停止終息）

BN-600 の 1 次系 3 ループの内、1 次系ポンプ 1 台のトリップにより 1 次系流量が減少し、原子炉出力対 1 次系冷却材流量比高信号によりスクラムが始動し、SCR と SCR-L が挿入され、原子炉停止に至るまでの事象である。

#### ④1 次系ポンプトリップ（部分出力運転継続）

BN-600 の 1 次系 3 ループの内、1 次系ポンプ 1 台のトリップにより 1 次系流量が減少し、1 次系ポンプ回転数低信号により、SCR-L が挿入され、約 67% の部分出力で運転が継続される事象である。ポンプトリップした 1 次系ループでは、トリップ直後に "Check valve" と呼ばれるバルブが閉じるために、③の 1 次系ポンプトリップ（炉停止終息）と比較して、流量低減速度はやや上昇する。

本検討では、燃料健全性の指標として被覆管と燃料の最高温度を取り上げる。被覆管最高温度の健全性の判断基準については、OKBM の設定に従い、定常時 710°C 以下、過渡時においては、710°C 超過は 2 分以内、760°C 超過は 10 秒以内とし、800°C を超過しないこととする。また、燃料の健全性については、最高温度が融点を下回っていることであり、UO<sub>2</sub> ペレット燃料及び MOX バイパック燃料の融点をそれぞれ 2,730°C、2,690°C と設定する。4 つの設計基準事象の過渡解析を行うことにより燃料及び被覆管の最高温度を評価し、制限を満足していることを確認することにより OKBM の安全設計の妥当性の判断に資する。

### 4.2 解析条件

燃料健全性の判断の指標が被覆管と燃料の最高温度であることから、運転期間を通じて過渡事象を包絡できる炉心状態として、最大線出力が発生している燃焼初期を過渡解析の対象とする。なお、制御棒誤引き抜きについては、制御棒が炉中心面近傍まで挿入されている燃焼初期の方が条件が厳しく

なることは明らかである。

#### 4.2.1 核的条件

1点炉近似動特性モデルを採用し、制御棒による投入反応度、温度変化によるフィードバック反応度を考慮した。また、遅発中性子は先行核グループによる6群構造による取り扱いとした。以下、個々の条件設定について示す。

##### (1) 軸方向出力分布

各流量領域毎の代表集合体（包絡出力が最大の集合体）について、核計算により得た軸方向出力分布を用いた。

##### (2) 制御棒価値

3次元18群拡散計算により基準値を算出し、保守側の評価となるように、適宜、群縮約・ランピング・輸送・メッシュの4つの補正（全積0.955）、及び、不確かさ9%（ $3\sigma$ ）を考慮した。具体的には、誤引き抜き制御棒については4つの補正是非保守側評価となるために考慮せず、不確かさを正側に9%を考慮した。スクラム棒及び1ループスクラム棒については、4つの補正と不確かさを負側に9%を考慮した。過渡解析に使用した制御棒価値を表4.2-1に示す。

##### (3) 反応度係数

過渡解析で使用する炉心領域毎（4領域）の反応度係数は、統合炉定数ADJ2000<sup>(2)</sup>を用いて得られた実効断面積による18群炉心計算により求めた。反応度係数の不確かさは、ADJ2000Rに基づく核特性の不確かさ評価結果<sup>(4)</sup>を基に工学的判断により求め、保守側の評価となるように $2\sigma$ 相当（ドップラ係数：15%、燃料温度係数：10%、被覆管及びラッパ管温度係数：30%、冷却材温度係数：15%、炉心支持板温度係数：10%）を考慮することとした。過渡解析に使用した反応度係数を表4.2-2に示す。

##### (4) 動特性パラメータ

過渡解析では、遅発中性子データとして、ADJ2000に基づく収率（Tuttleのデータ<sup>(7)</sup>を元に調整）、Saphierの18群スペクトル<sup>(8)</sup>、崩壊定数<sup>(7)</sup>を用い、18群炉心計算により得られた中性子束（直接、随伴）による重み付けにより表4.2-3に示すとおり実効遅発中性子収率と崩壊定数を算出した。即発中性子寿命の算出についても、同様に18群炉心計算結果を用い、 $0.4134\mu\text{s}$ を得た。

上述したように、過渡解析で使用する反応度係数と動特性パラメータは統合炉定数ADJ2000を用いて求めたが、ADJ2000Rへの改訂による影響については、付録Aで記述している。

#### 4.2.2 熱的条件

##### (1) 解析モデル

プラント全体の伝熱流動・制御系の応答をモデル化できる過渡解析コードを用い、各部位の温度評価には流量領域毎に燃料集合体を1本の燃料ピンで代表させた炉心チャンネルモデルを採用した。また、ラッパ管とラッパ管間ギャップの冷却材を介した集合体間熱移行を考慮した。

##### (2) 燃料のノミナル温度評価

燃料のノミナル温度評価のための熱伝導度、ギャップコンダクタンス、燃料組織変化温度等の物性値については、OKBM の設計評価値を用いた。ここで、燃料の温度評価モデルについて示す。中空である UO<sub>2</sub>ペレット燃料及び振動充填により装荷される MOX バイパック燃料は、照射により図 4.2-1 に示す組織変化を示す。ペレット燃料では組織変化により、中心空孔の拡大が見られる。また、バイパック燃料では、明らかのように、燃料領域の周辺は組織変化が起こらず燃料充填時と同様に粉体のままとなっており、熱伝導度はペレット燃料やバイパック燃料の焼結体領域と比べて低くなる。その一方、燃料領域周辺部は粉体となっているので、ペレット燃料と比較して燃料と被覆管との接触度合いが大きくなり、ギャップ部の熱伝達が改善されることになる。以上の状況に対し、本検討では、保守側評価のために、図 4.2-2 に示すとおり UO<sub>2</sub>ペレット燃料の組織変化は考慮しないこととし、バイパック燃料についてはペレット燃料と同じギャップコンダクタンスを与えることとする。代表燃料ピンの線出力はペレット燃料とバイパック燃料で差はほとんど現れていないので、燃料最高温度の解析結果としては、ペレット燃料よりもバイパック燃料の方が系統的に高く算出されることになり、両燃料間の最高温度の比較は意味をなさなくなる。従って、本検討ではバイパック燃料の最高温度評価結果のみを示し、バイパック燃料の健全性評価を以て、ペレット燃料の健全性を包絡することとする。

### (3) 被覆管及び燃料のホットスポット温度評価

ペレット燃料のホットスポット温度評価のための各種不確かさは、先行炉等の検討で用いられた工学的安全係数を用いることにより考慮した。

他方、バイパック燃料についても工学的安全係数による取り扱いとするが、燃料の組織変化による熱伝導度の上昇度合いや燃料スミア密度の軸方向分布の不確かさ（5%）がペレット燃料とは異なることから、以下の通り設定を行った。

#### ①冷却材・膜・被覆管の各因子

ペレット燃料からバイパック燃料とすることにより、ペレット偏心効果因子の合理化等が考えられるが、本検討では保守的にペレット燃料と同じ設定とした。

#### ②燃料ピン内出力分布誤差因子（乗算処理）

- ・燃料ピンギャップ内：ペレット燃料と差異はないと考えられ、ホットスポットファクタはペレット燃料と同じ 1.05 と設定した。
- ・燃料ミート内：出力の変化は燃料組織変化に大きく影響を与えるので、組織変化を考慮することでホットスポットファクタの合理化が可能である。そこで、線出力「ノミナルケース」と「+5%ケース」を設定し、燃料設計評価コードにより燃料温度解析を実施し、組織変化完了後の燃料領域温度差の比をとることによりホットスポットファクタを設定した。結果として 1.03 が得られ、これを設定値とした。

#### ③燃料ピン内物性値誤差因子（統計処理）

- ・燃料ピンギャップ内：ギャップコンダクタンスを保守的にペレット燃料と同じとしていることから、その誤差は設定しないこととし、ホットスポットファクタを 1.00 と設定した。
- ・燃料ミート内：熱伝導度の誤差はペレット燃料と同程度であると想定して、ホットスポットファクタはペレット燃料のものと同じ 1.10 と設定した。

#### ④燃料ピン内各部製作公差因子（統計処理）

- ・燃料ピンギャップ内：燃料スミア密度の不確かさに相対比例すると考え、ホットスポットファクタは 1.05 と設定した。
- ・燃料ミート内：スミア密度「ノミナルケース」と「+5%ケース」を暫定的に設定し、燃料設計評価

コードにより燃料温度解析を実施し、組織変化完了後の燃料領域温度差の比をとることにより、ホットスポットファクタを設定した。結果として 1.05 が得られ、これを設定値とした。

以上の根拠に基づく工学的安全係数を表 4.2-4 及び表 4.2-5 に示す。

#### (4) 境界条件

過渡初期においては、2002 年度の解析により得られた表 4.2-6 に示す熱水力条件<sup>(1)</sup>を与えた。また、過渡時の境界条件として、OKBM の設計図書に掲載されている原子炉入口における冷却材流量と冷却材温度の履歴を与えた。

### 4.3 解析結果

4 つの設計基準事象及び粗調整棒誤引き抜きによる事象の過渡解析の結果を、図 4.3-1～4.3-5 に示す。各図の(1)と(2)はそれぞれ、炉心出力・炉心流量と各種反応度、被覆管ホットスポット温度と燃料ホットスポット温度の短時間挙動を、(3)と(4)はそれぞれ、炉心出力・炉心流量、被覆管ホットスポット温度の長時間挙動を表す。また、結果のまとめとして被覆管と燃料の最高温度（各ホットスポット温度の最大値）を表 4.3-1 に示す。以下、個々の過渡解析結果について結果の概要、及び、制限値との比較を示す。

#### ①手動スクラム（図 4.3-1(1)～(4)）

短時間挙動について、手動スクラム後、被覆管及び燃料のホットスポット温度は単調に減少している。長時間挙動について、時刻 21 秒で炉心出力対流量比のピークに伴い被覆管ホットスポット温度のわずかなピークが見られ、その後は静定に向かっている。なお、被覆管及び燃料のホットスポット温度共制限値に達することではなく、燃料健全性上は担保されているとの結果が得られた。

#### ②制御棒誤引き抜き（図 4.3-2(1)～4.3-3(4)）

まず、微調整棒誤引き抜きにおける短時間挙動について、時刻 4.2 秒でスクラムが始動するが、炉心出力は時刻 4.6 秒において最大で 117% にまで及んでいる。被覆管及び燃料のホットスポット温度ピークは出力ピークに対して若干の時間遅れで現れ、被覆管ホットスポット温度のピークは時刻 5.1 秒において 742°C、燃料ホットスポット温度のピークは時刻 4.8 秒において 2,507°C に達している。被覆管ホットスポット温度が 710°C を超過した時間は 4.8 秒間であり、制限目安の 2 分以内に対し、十分な余裕がある。また、燃料の最高温度についても融点の 2,690°C に対し、十分な余裕がある。長時間挙動については、時刻 22 秒で炉心出力対流量比のピークに伴い被覆管ホットスポット温度のわずかなピークが見られ、その後は静定に向かっている。

次に、粗調整棒誤引き抜きにおける短時間挙動について、時刻 1.5 秒でスクラムが始動するが、炉心出力は時刻 1.9 秒において最大で 120% にまで及んでいる。被覆管及び燃料のホットスポット温度ピークは出力ピークに対して若干の時間遅れで現れ、被覆管ホットスポット温度のピークは時刻 2.5 秒において 737°C、燃料ホットスポット温度のピークは時刻 2.3 秒において 2,474°C に達している。微調整棒誤引き抜きに対し最大出力は増加するものの被覆管と燃料のホットスポット温度については、出力上昇への追従度合いの減少により、ピーク温度は逆に減少するとの結果が得られた。長時間挙動については、時刻 19 秒で炉心出力対流量比のピークに伴い被覆管ホットスポット温度のわずかなピークが見られ、その後は静定に向かっている。

このように、制御棒誤引き抜き事象では、被覆管及び燃料のホットスポット温度共制限目安を満足しており、燃料健全性上は担保されているとの結果が得られた。

#### ③1 次系ポンプトリップ（炉停止静定）（図 4.3-4(1)～(4)）

短時間挙動について、時刻 4.3 秒でスクラムが始動するが、炉心出力対流量比は時刻 4.7 秒において

最大で 124%にまで及んでいる。被覆管ホットスポット温度ピークは出力ピークに対して若干の時間遅れで現れ、被覆管ホットスポット温度のピークは時刻 5.2 秒において 782°Cに達している。被覆管ホットスポット温度が 710°C、及び、760°Cを超過した時間はそれぞれ 6.5 秒、2.0 秒であり、それぞれの制限目安の 2 分以内、10 秒以内を満足している。燃料のホットスポット温度については、出力上昇が伴わない事象であるので、過渡初期から上昇は見られない。長時間挙動については、時刻 25 秒で炉心出力対流量比のピークが見られるが、被覆管ホットスポット温度についてはピークを形成するには至っておらず、その後は静定に向かっている。

このように、1 次系ポンプトリップ（炉停止静定）では、被覆管及び燃料のホットスポット温度共制限目安を満足しており、燃料健全性上は担保されているとの結果が得られた。

#### ④1 次系ポンプトリップ（部分出力運転継続）（図 4.3-5(1)～(4)）

短時間挙動について、炉心出力対流量比は最大で時刻 3.3 秒において 121%にまで及んでいるが、これは、解析上、最大炉心出力対流量比が OKBM の解析値を若干上回るように、1 ループスクラム棒の挿入のタイミングを設定したことによるものである。被覆管ホットスポット温度ピークは出力ピークに対して若干の時間遅れで現れ、被覆管ホットスポット温度のピークは時刻 4.1 秒において 779°Cに達している。被覆管ホットスポット温度が 710°C、及び、760°Cを超過した時間はそれぞれ 16.6 秒、2.4 秒であり、それぞれの制限目安の 2 分以内、10 秒以内を満足している。燃料のホットスポット温度については、出力上昇が伴わない事象であるので、過渡初期から上昇は見られない。長時間挙動については、ほぼ単調に静定に向かっている。なお、解析結果では炉心出力対流量比が 1.0 を比較的大きく下回っているが、実際のプラントの運転では、炉心出力対流量比が 1.0 付近になるように何らかの制御が行われるものと考えられる。

このように、1 次系ポンプトリップ（部分出力運転継続）では、被覆管及び燃料のホットスポット温度共制限目安を満足しており、燃料健全性上は担保されているとの結果が得られた。

## 4.4 まとめ

BN-600 ハイブリッド炉心の設計基準事象過渡解析を行った。ハイブリッド炉心では、バイパック燃料が装荷されているために、特に、バイパック燃料の燃料健全性に着目して解析を行ったが、いずれの事象においても、被覆管及び燃料の最高温度は OKBM が設定した制限値及び制限目安を満足していることが分かった。

以上のように設計基準事象過渡解析により、燃料健全性は確保されているとの結果が得られ、OKBM の安全設計の妥当性に関する信頼性を高めることができた。

表 4.2-1 過渡解析で使用した制御棒価値

制御棒種類	反応度 [% $\Delta k/kk'$ ]	備考
微調整棒	0.15	不確かさ+9%( $3\sigma$ )を考慮
粗調整棒	0.51	不確かさ+9%( $3\sigma$ )を考慮
スクラム棒 <sup>*1</sup>	2.01	群縮約・ランピング・輸送・メッシュ補正 (全積0.955)と不確かさ-9%( $3\sigma$ )を考慮
1ループスクラム棒	0.27	群縮約・ランピング・輸送・メッシュ補正 (全積0.955)と不確かさ-9%( $3\sigma$ )を考慮

\*1: スクラム棒4本と1ループスクラム棒(ワンロッドスタック)

表 4.2-2 過渡解析で使用した反応度係数

反応度係数	単位	内側炉心	中間炉心	MOX炉心	外側炉心
ドップラー係数 ( $Tdk/dT$ )	—	-3.42E-03	-8.06E-04	-9.66E-04	-5.57E-04
燃料温度係数	$\Delta k/kk'/^{\circ}\text{C}$	-4.25E-07	-2.30E-07	-6.79E-07	-1.00E-07
冷却材温度係数	$\Delta k/kk'/^{\circ}\text{C}$	+5.28E-07	+1.55E-07	-7.87E-08	-7.76E-07
被覆管温度係数	$\Delta k/kk'/^{\circ}\text{C}$	+3.42E-07	+1.04E-07	+5.11E-08	-1.87E-07
ラッパー管温度係数	$\Delta k/kk'/^{\circ}\text{C}$	+1.08E-07	+3.35E-08	+2.83E-08	-2.17E-08
炉心支持板温度係数	$\Delta k/kk'/^{\circ}\text{C}$		-5.38E-06		

表 4.2-3 過渡解析で使用した遅発中性子パラメータ

先行核グループ	実効遅発 中性子収率	崩壊定数 [ $\text{s}^{-1}$ ]
1	0.00018	0.01279
2	0.00116	0.03170
3	0.00108	0.12340
4	0.00232	0.32630
5	0.00091	1.39600
6	0.00024	3.89700
合計	0.00590	0.00645

表 4.2-4 被覆管最高温度評価用工学的安全係数

処理	工学的安全係数因子	$\Delta T_{Na}$ * <sup>1</sup>	$\Delta T_{film}$ * <sup>1</sup>	$\Delta T_{clad}$ * <sup>1</sup>
乗 算 処 理	出力分布誤差	1.05	1.05	1.05
	炉心熱出力較正誤差		1.02	1.02
	流路変形効果	1.03		
	集合体間流量配分誤差	1.05		
	原子炉出入口温度誤差	1.02		
	ワイヤコンタクト効果		2.00	
統 計 処 理	炉内集合体間流量配分誤差	1.03		
	物性値誤差	1.02	1.30	1.03
	各部製造公差	1.03	1.04	1.08
	ペレット偏心効果		1.16	1.20

※空欄は1.00であることを表す。

\*<sup>1</sup> 既存設計検討炉心ベース $\Delta T_{Na}$ : 冷却材温度上昇 $\Delta T_{film}$ : 膜温度上昇 $\Delta T_{clad}$ : 被覆管肉厚内温度上昇

表 4.2-5 燃料最高温度評価用工学的安全係数

処理	工学的安全係数因子	ペレット燃料用		バイパック燃料用	
		$\Delta T_{gap}$ * <sup>1</sup>	$\Delta T_{fuel}$ * <sup>1</sup>	$\Delta T_{gap}$ * <sup>1</sup>	$\Delta T_{fuel}$ * <sup>1</sup>
乗 算 処 理	出力分布誤差	1.05	1.05	1.05	<u>1.03</u>
	炉心熱出力較正誤差	1.02	1.02	1.02	1.02
	流路変形効果				
	集合体間流量配分誤差				
	原子炉出入口温度誤差				
	ワイヤコンタクト効果				
統 計 処 理	炉内集合体間流量配分誤差				
	物性値誤差	1.40	1.10	<u>1.00</u>	1.10
	各部製造公差	1.04	1.03	<u>1.05</u>	<u>1.05</u>
	ペレット偏心効果				

※空欄は1.00であることを表す。

\*<sup>1</sup> 下線部を除き先行炉ベース $\Delta T_{gap}$ : 燃料ピンギャップ内温度上昇 $\Delta T_{fuel}$ : 燃料ミート内温度上昇

表 4.2-6 過渡初期状態の熱水力条件

領域	炉心流量配分領域		最大 集合体出力 [MW]	被覆管最高温度 [肉厚中心]	
	流量 領域	集合体 体数		ノミナル [°C]	ホットスポット [°C]
内側炉心	1	150	4.41	642	707
	2	22	4.04	645	708
中間炉心	3	60	4.50	638	700
MOX炉心	4	91	4.39	644	708
外側炉心	5	28	3.87	629	689
	6	43	3.36	621	680
合計	—	394	—	—	—

※原子炉出口/入口温度:535/365°C

表 4.3-1 設計基準事象における被覆管及び燃料最高温度評価結果

事象	被覆管			燃料
	最高温度 [°C]	超過時間 <sup>1</sup> [秒] (710°C以上)	超過時間 <sup>2</sup> [秒] (760°C以上)	
手動スクラム	708	—	—	2,398
微調整棒誤引き抜き	742	4.8	—	2,507
粗調整棒誤引き抜き	737	2.5	—	2,474
1次系ポンプトリップ (炉停止終息)	782	6.5	2.0	2,399
1次系ポンプトリップ (部分出力運転継続)	779	16.6	2.4	2,399

\*1 制限目安: 120秒以内、\*2 制限目安: 10秒以内

\*3 制限目安: 2,690°C(バイパック燃料)、2,730°C(ペレット燃料)

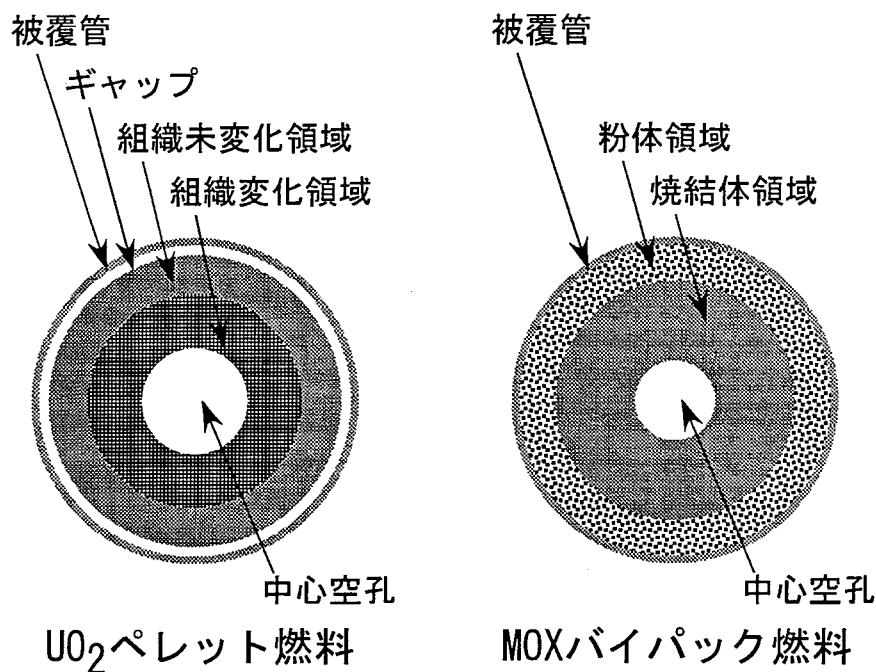


図 4.2-1 照射中の燃料の組織変化

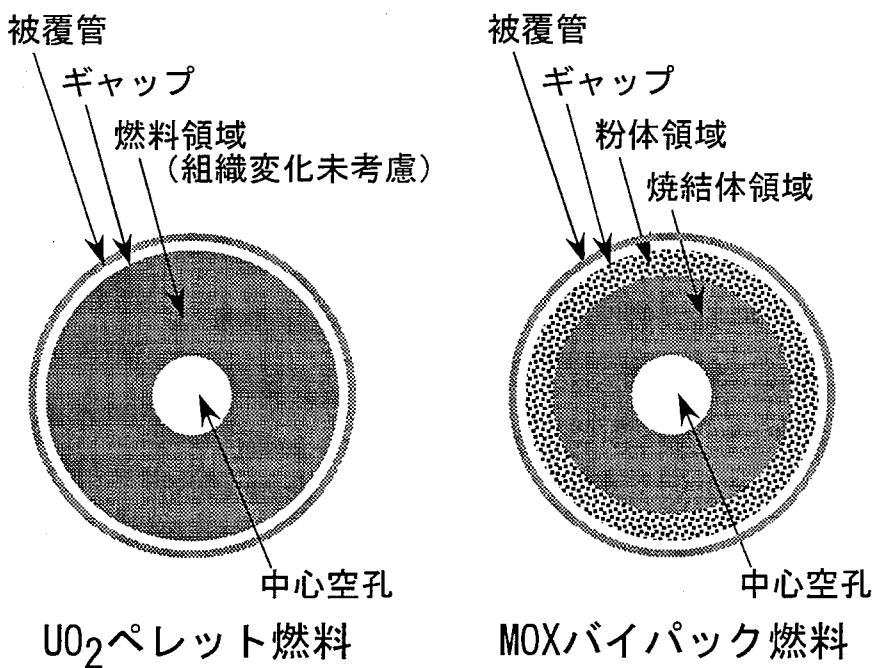
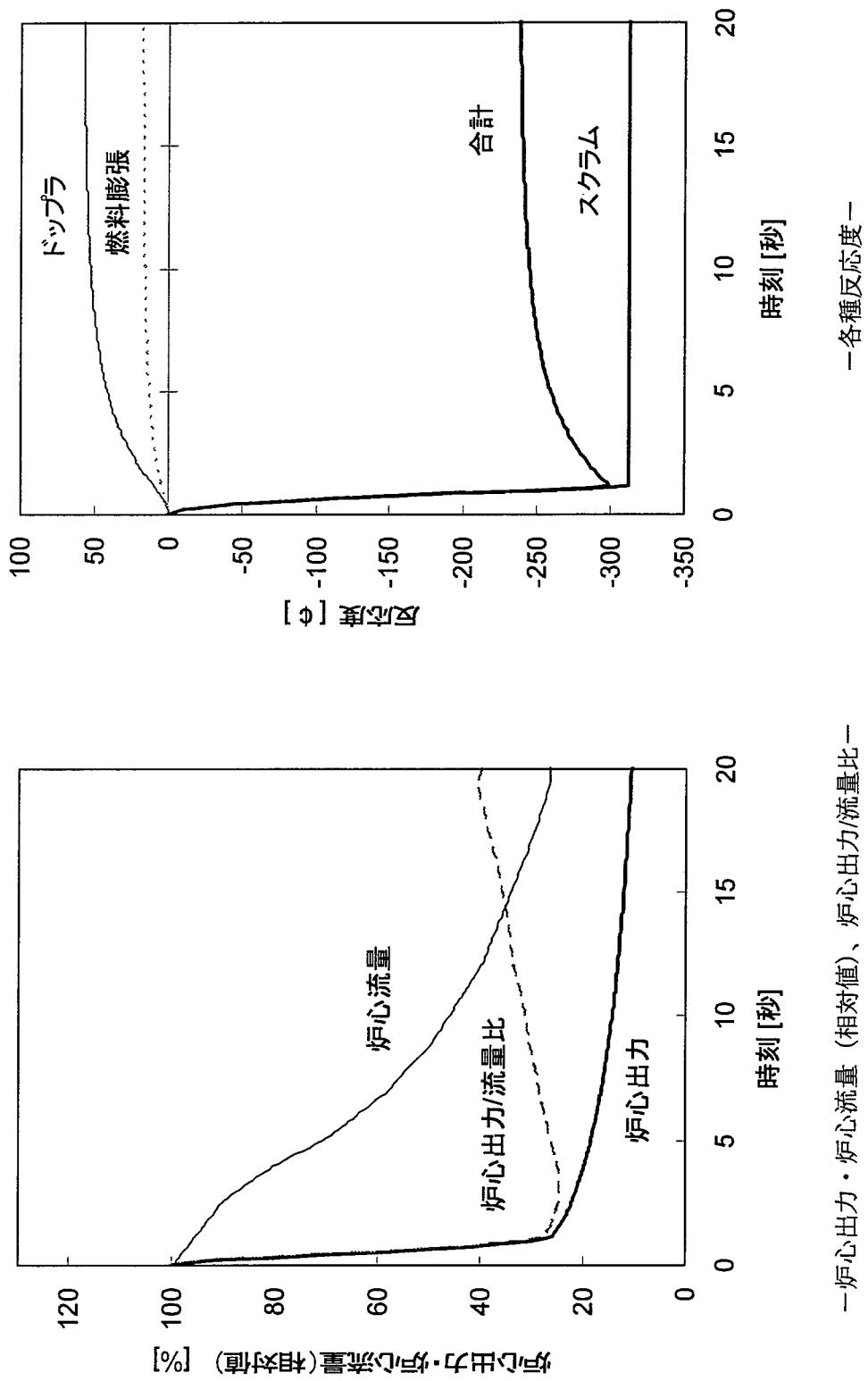


図 4.2-2 燃料温度評価モデル



—各種反応度—

図 4.3-1(1) 手動スクラムによる過渡事象解析結果（短時間挙動その 1）

—炉心出力・炉心流量（相対値）、炉心出力/流量比—

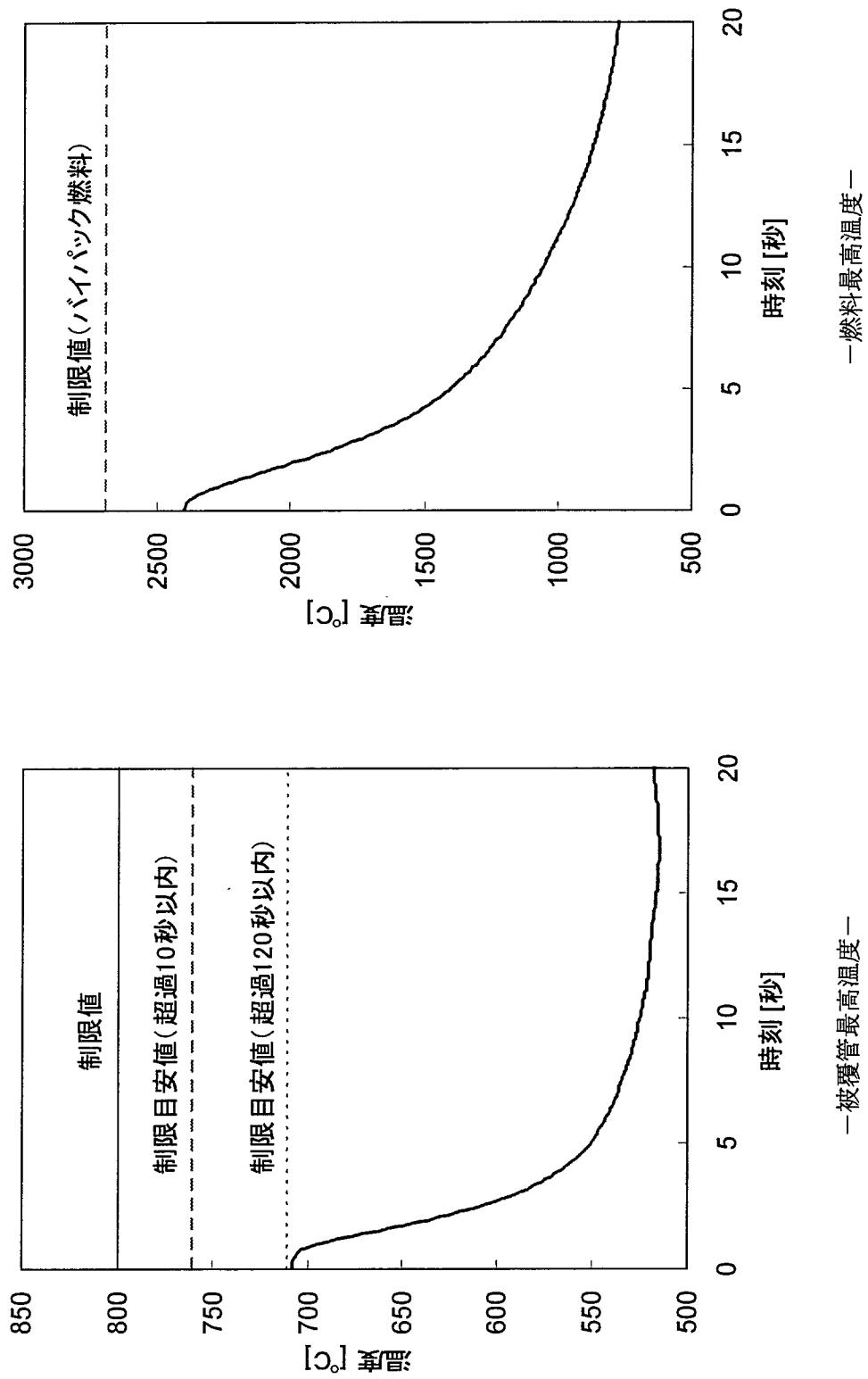


図 4.3-1(2) 手動スクラムによる過渡事象解析結果（短時間挙動その 2）

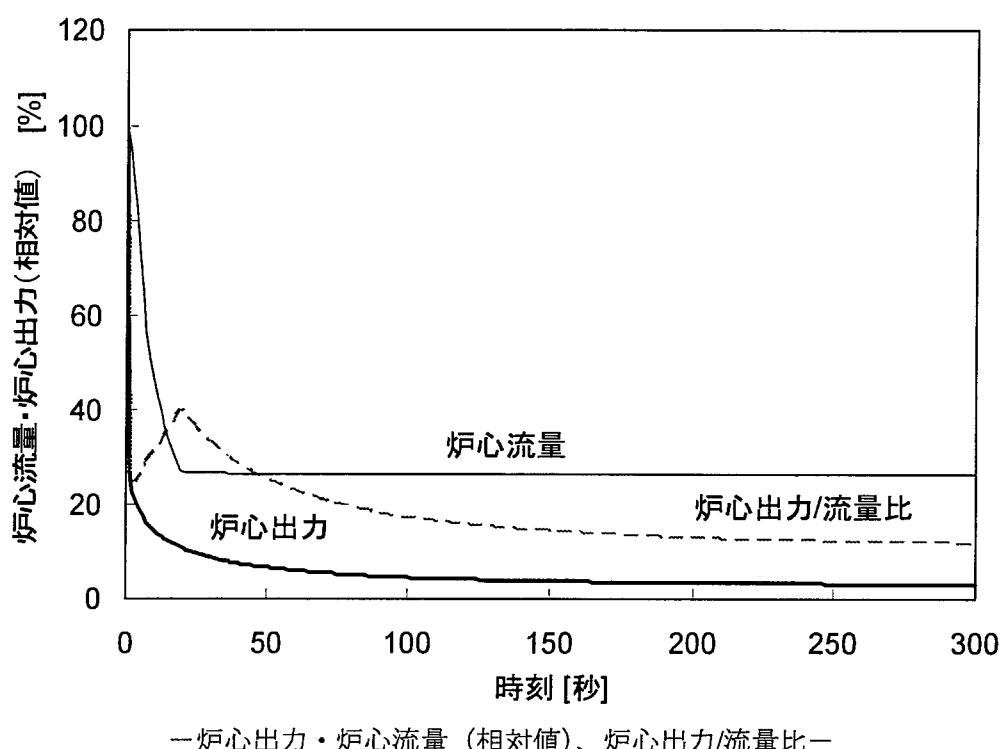


図 4.3-1(3) 手動スクラムによる過渡事象解析結果（長時間挙動その 1）

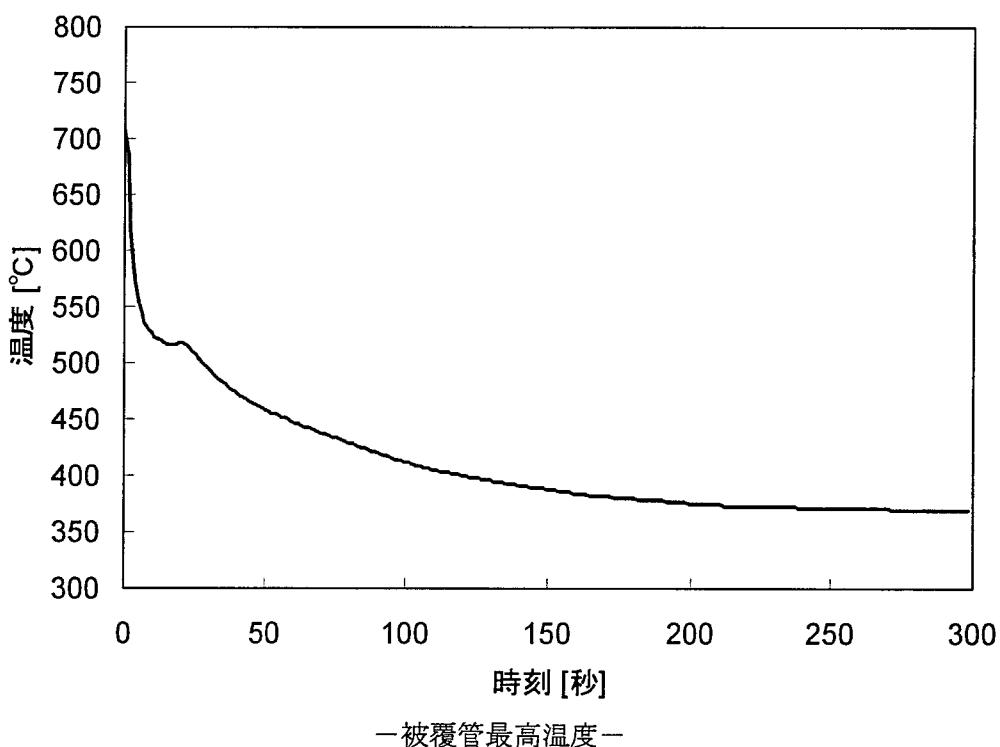
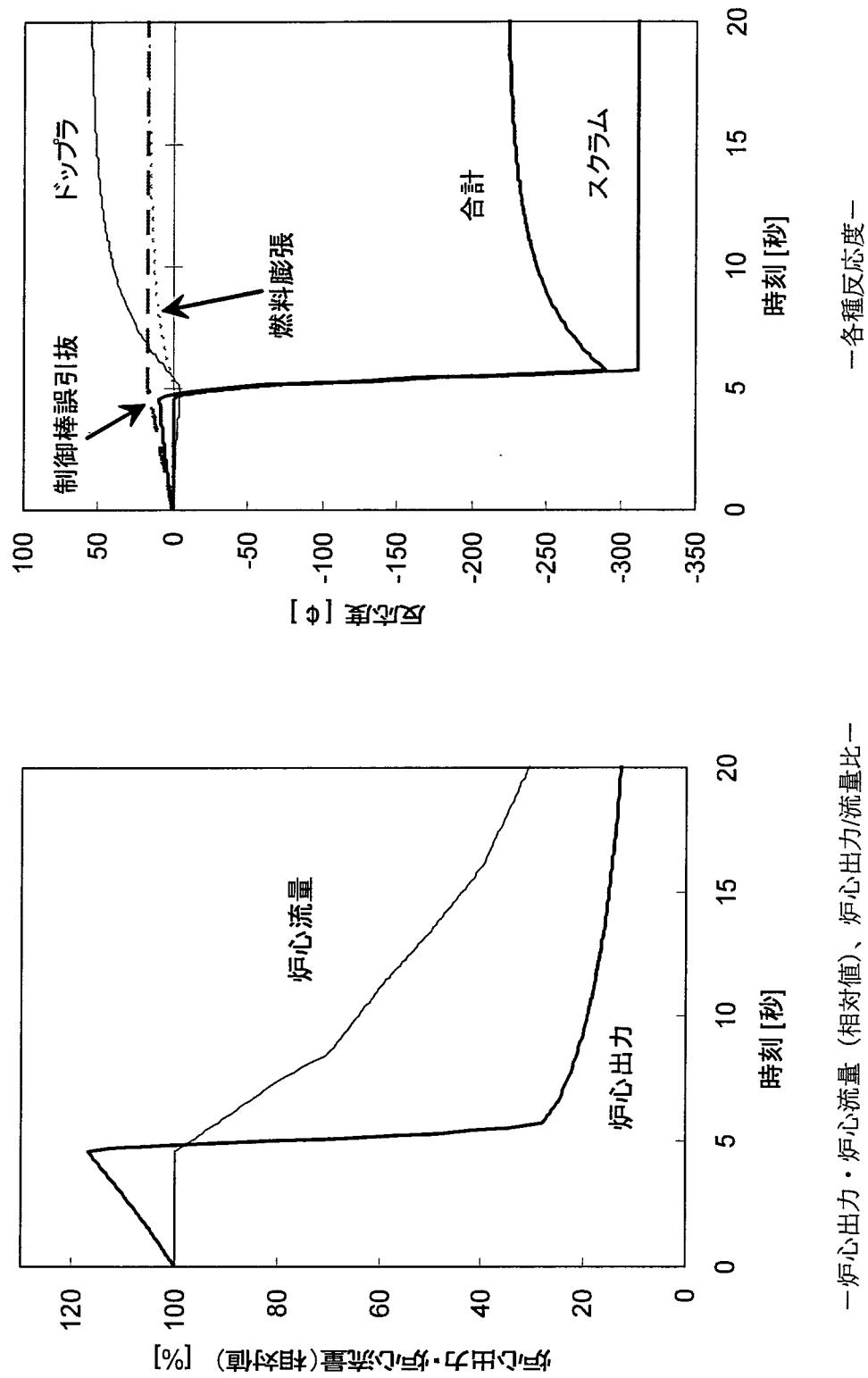


図 4.3-1(4) 手動スクラムによる過渡事象解析結果（長時間挙動その 2）



—各種反応度—  
—炉心出力・炉心流量（相対値）、炉心出力/流量比—

図 4.3-2(1) 微調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（短時間挙動その1）

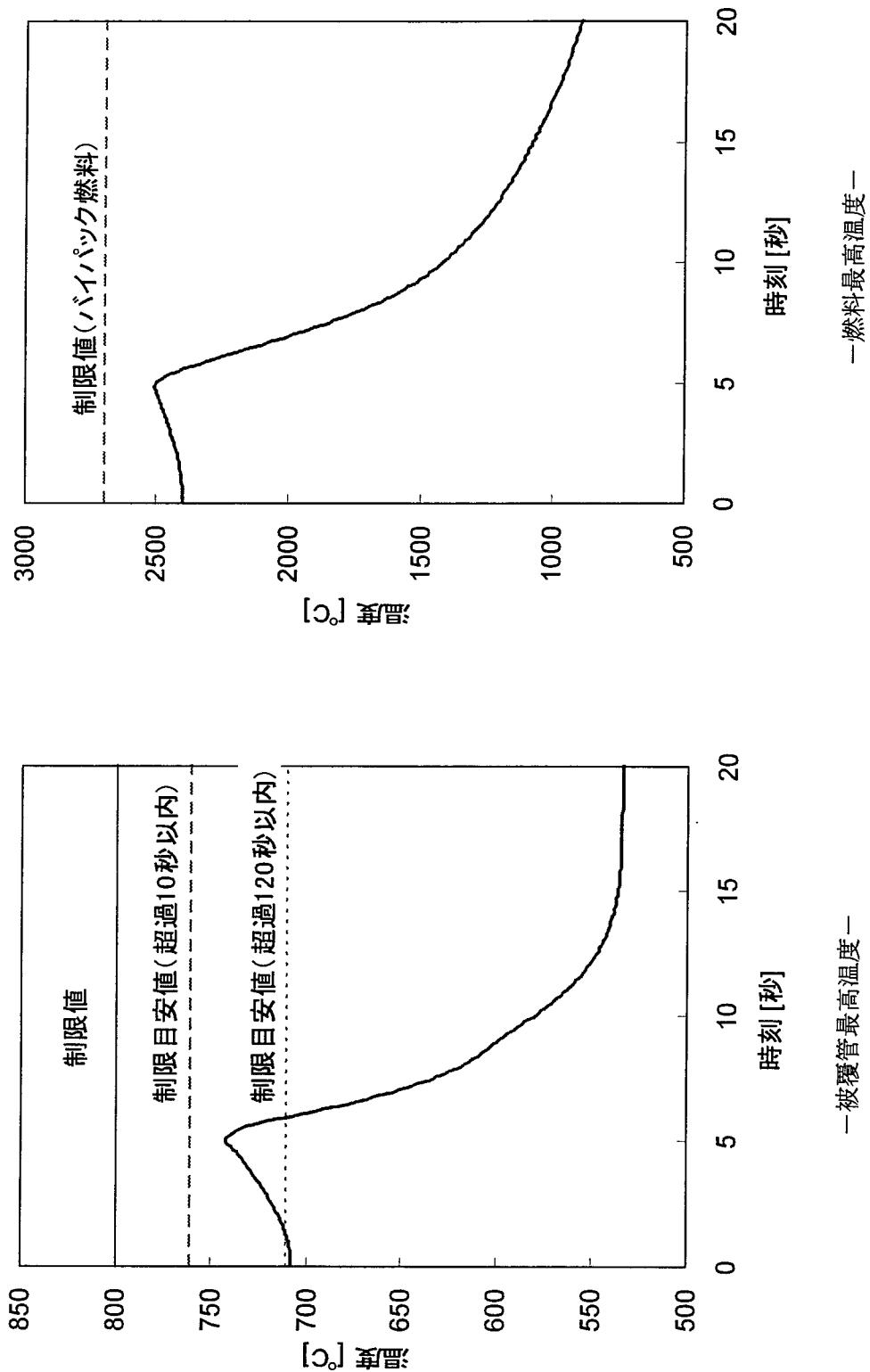


図 4.3-2(2) 微調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（短時間挙動その2）

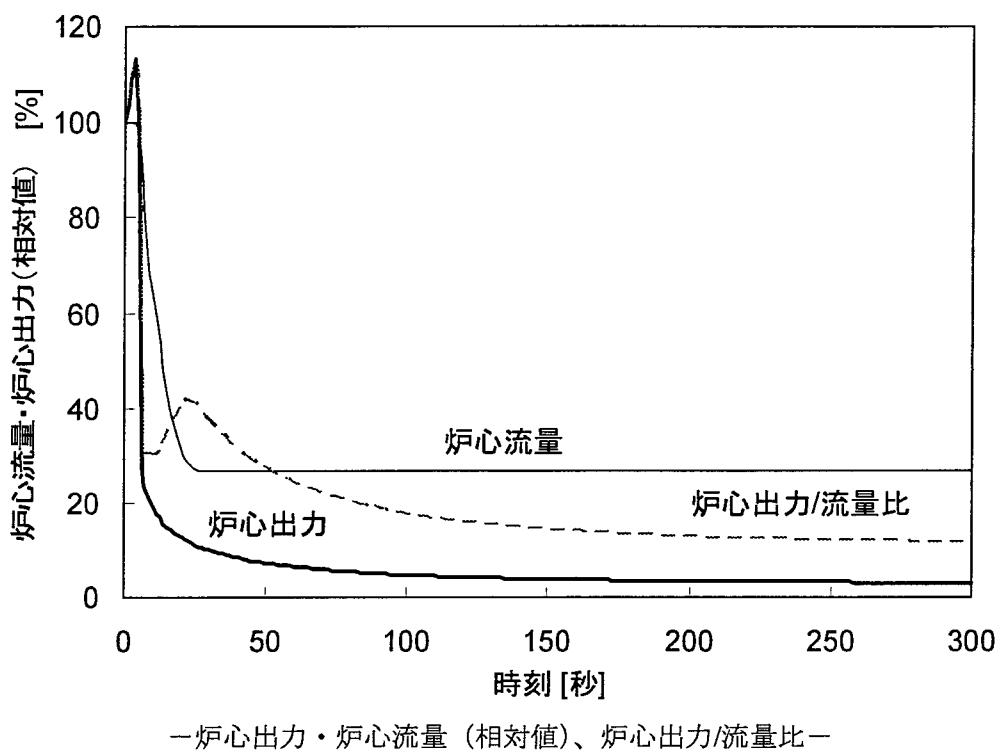


図 4.3-2(3) 微調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（長時間挙動その 1）

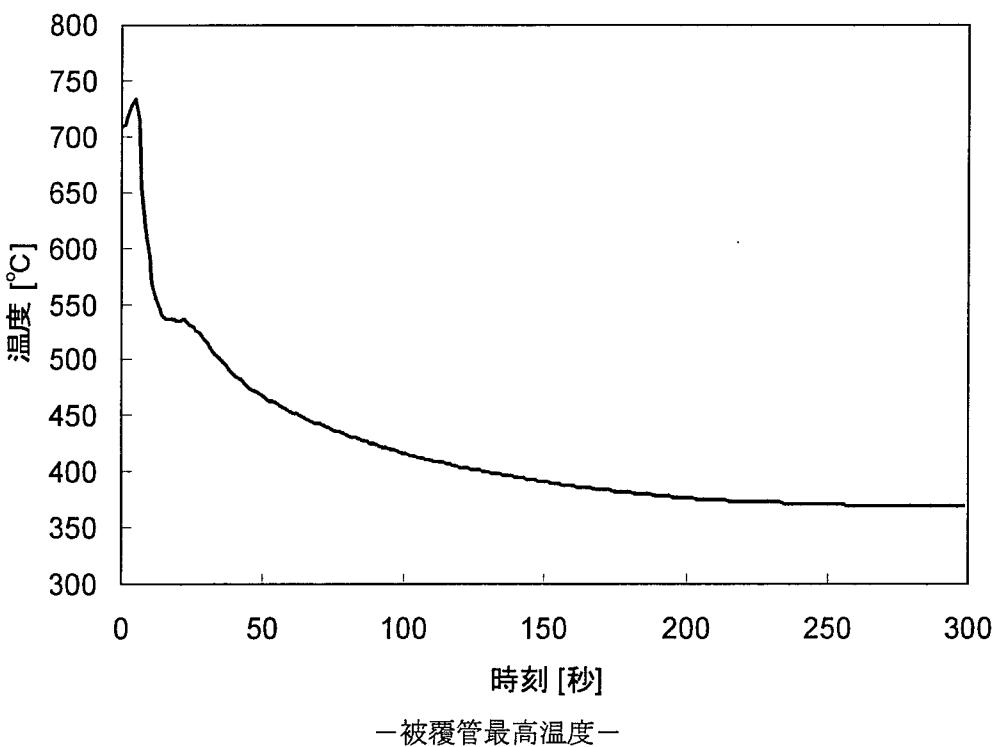
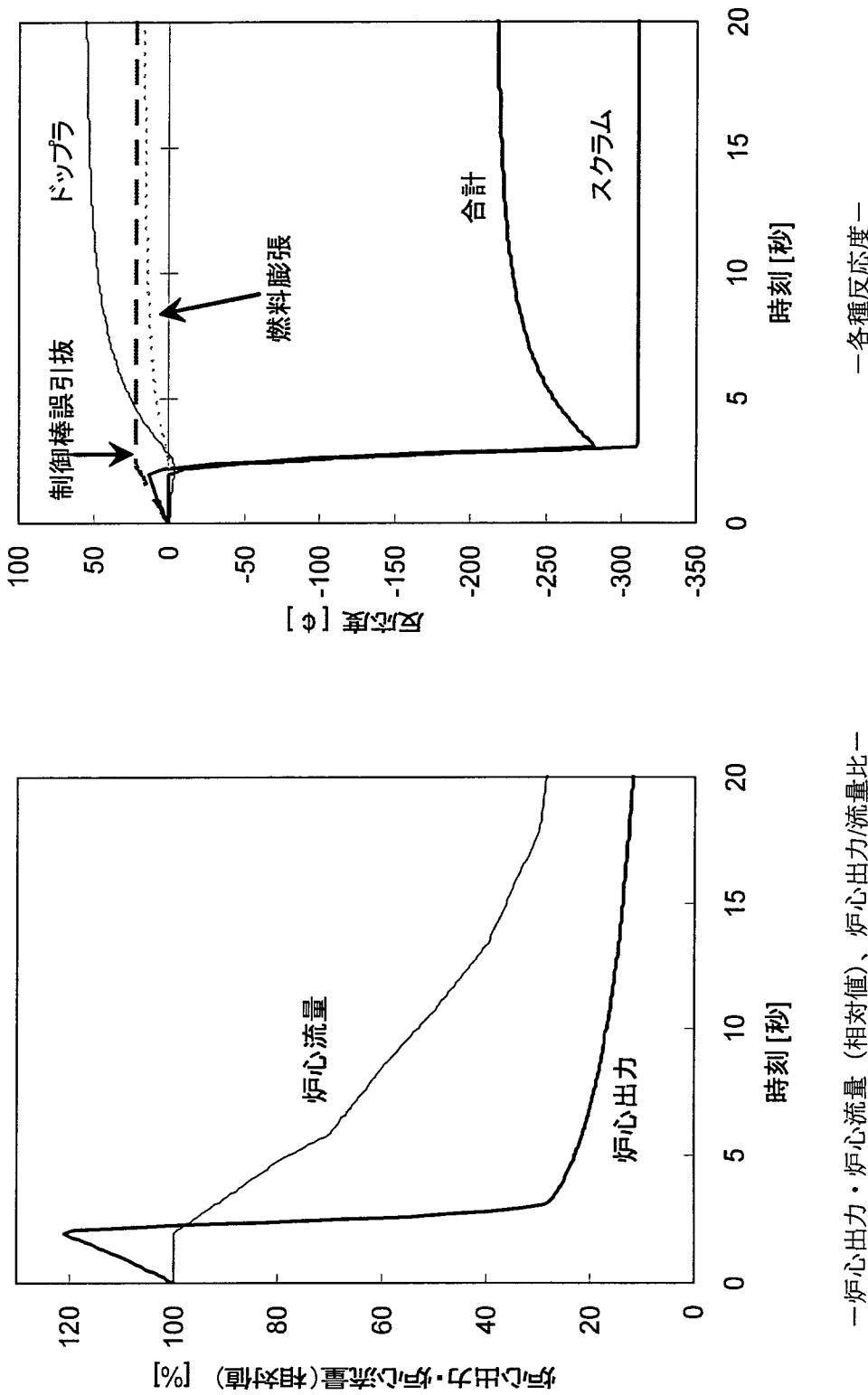


図 4.3-2(4) 微調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（長時間挙動その 2）



—各種反応度—

—炉心出力・炉心流量（相対値）、炉心出力/流量比—

図 4.3-3(1) 粗調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（短時間挙動その1）

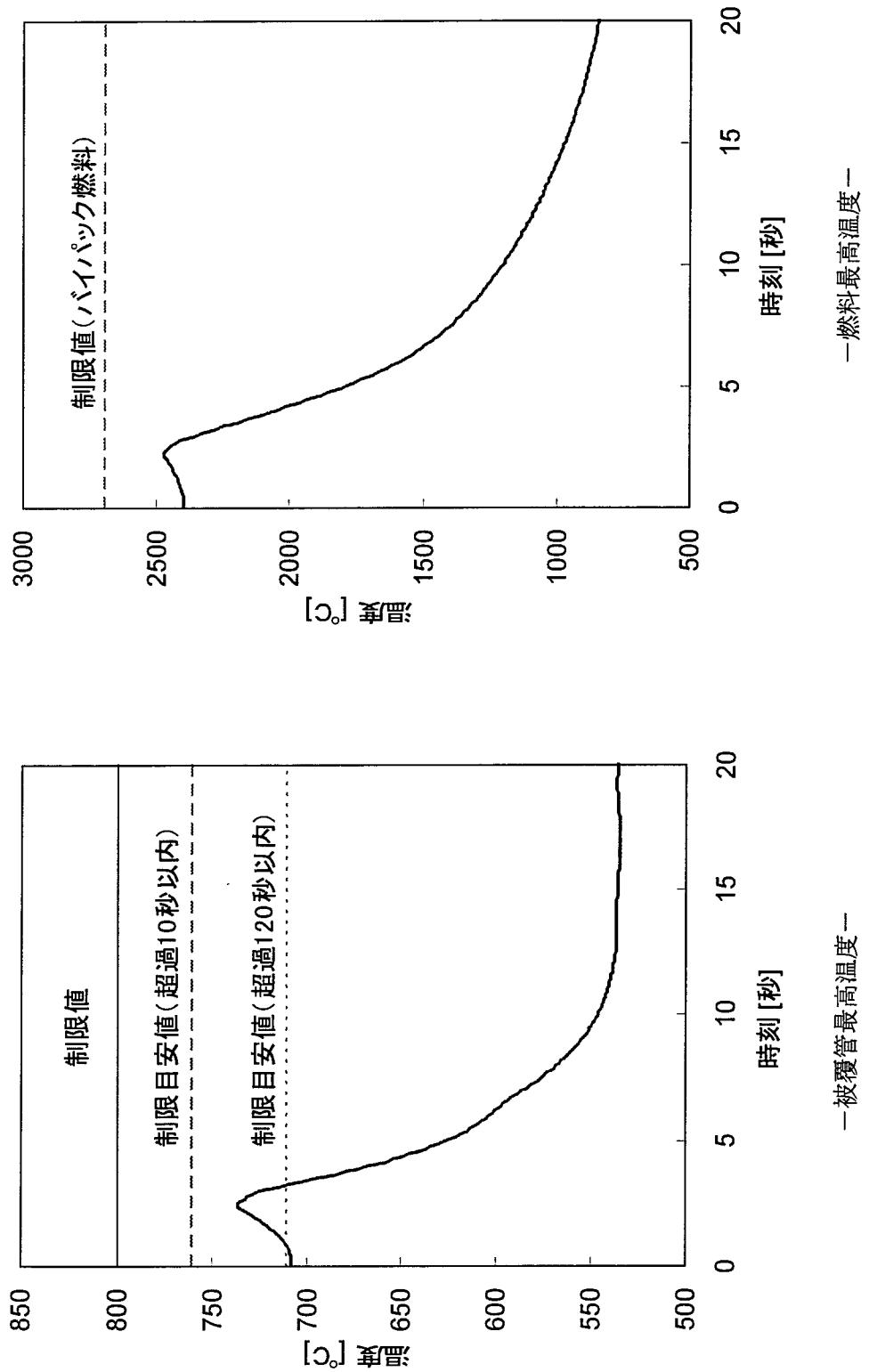


図 4.3-3(2) 粗調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（短時間挙動その2）

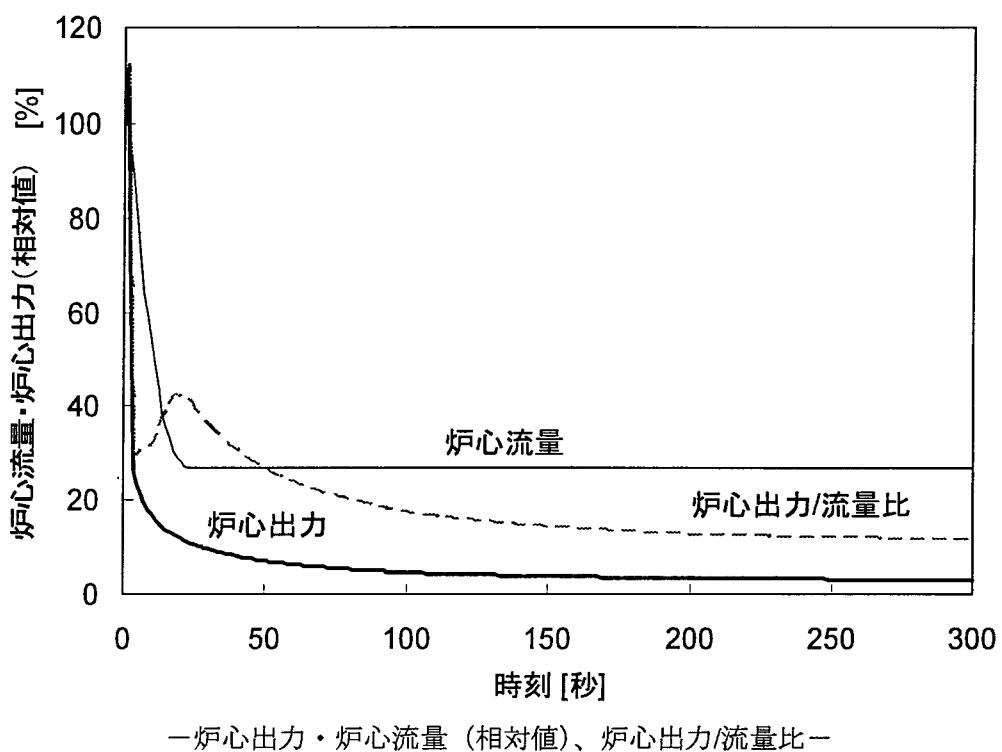


図 4.3-3(3) 粗調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（長時間挙動その 1）

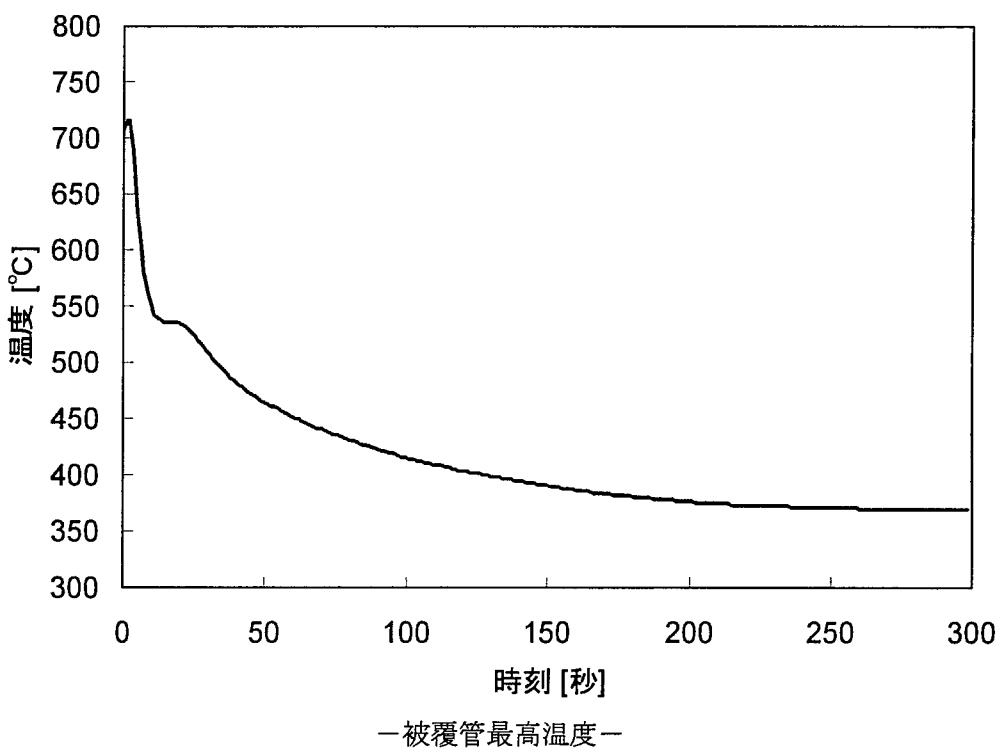


図 4.3-3(4) 粗調整棒誤引き抜きによる過渡事象解析結果（長時間挙動その 2）

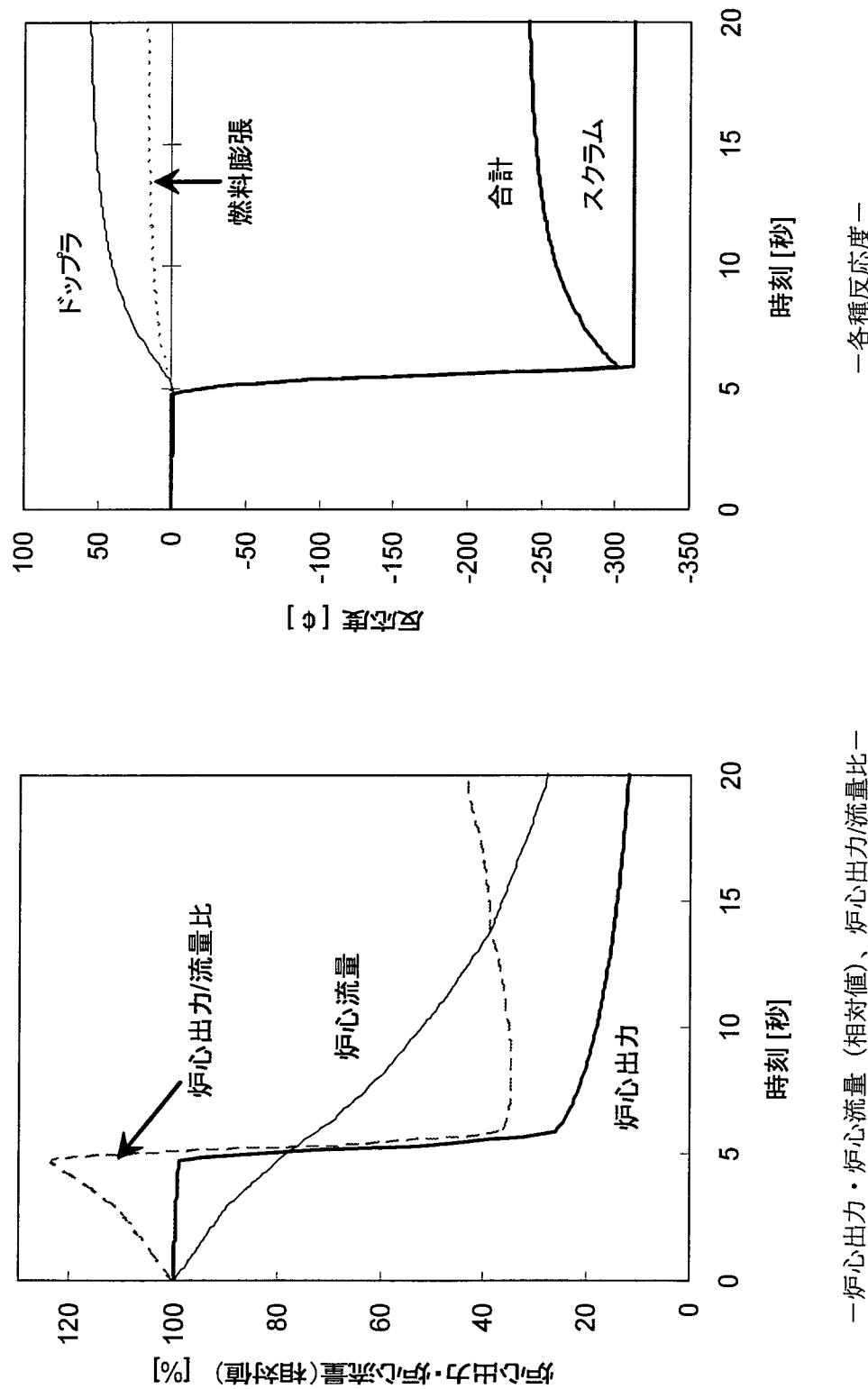


図 4.3-4(1) 1 次系ポンプトリップ(炉停止終息)による過渡事象解析結果(短時間挙動その1)  
 —各種反応度—  
 —炉心出力・炉心流量(相対値)、炉心出力/流量比—

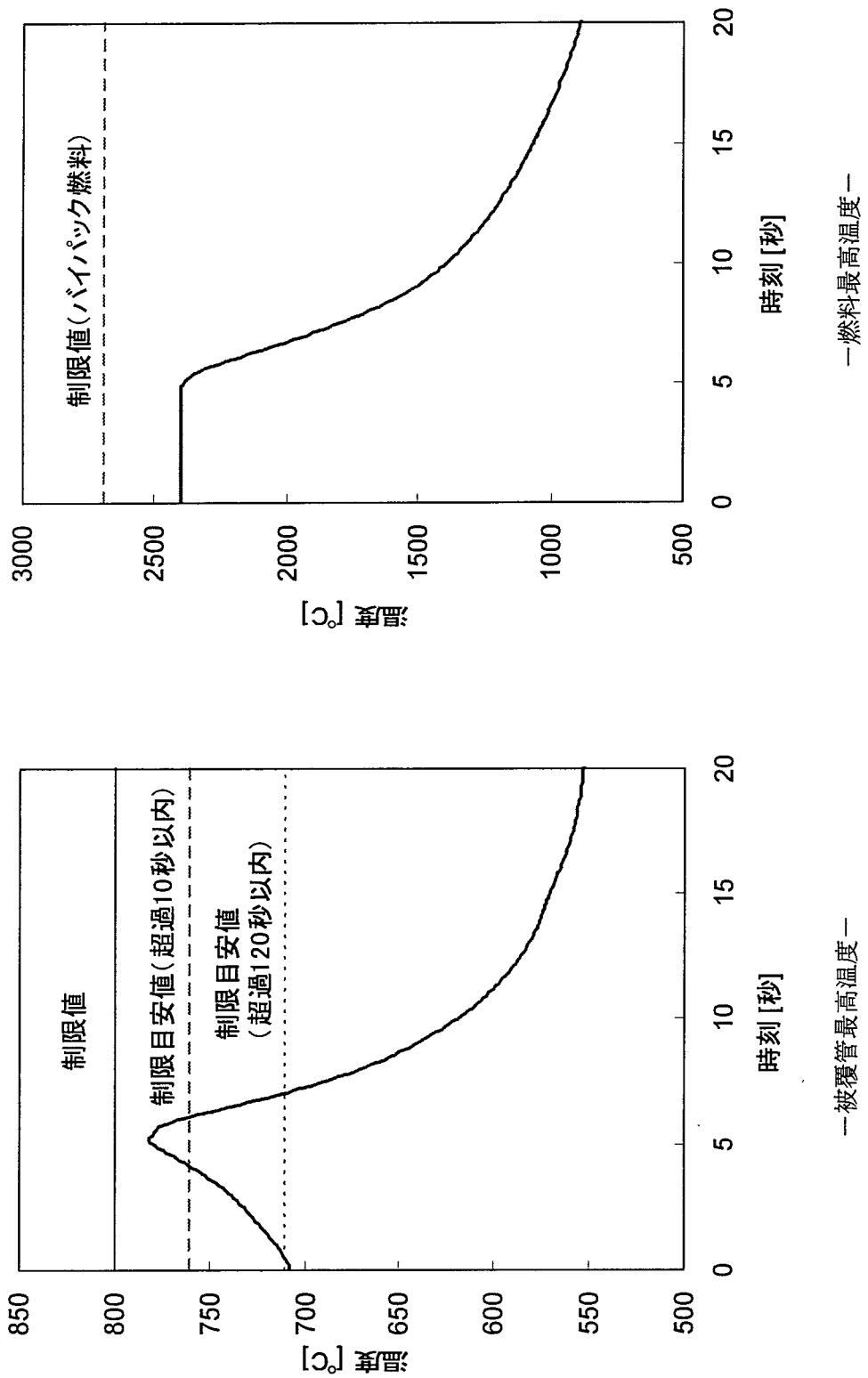


図 4.3-4(2) 1 次系ポンプトリップ(炉停止終息)による過渡事象解析結果(短時間挙動その2)

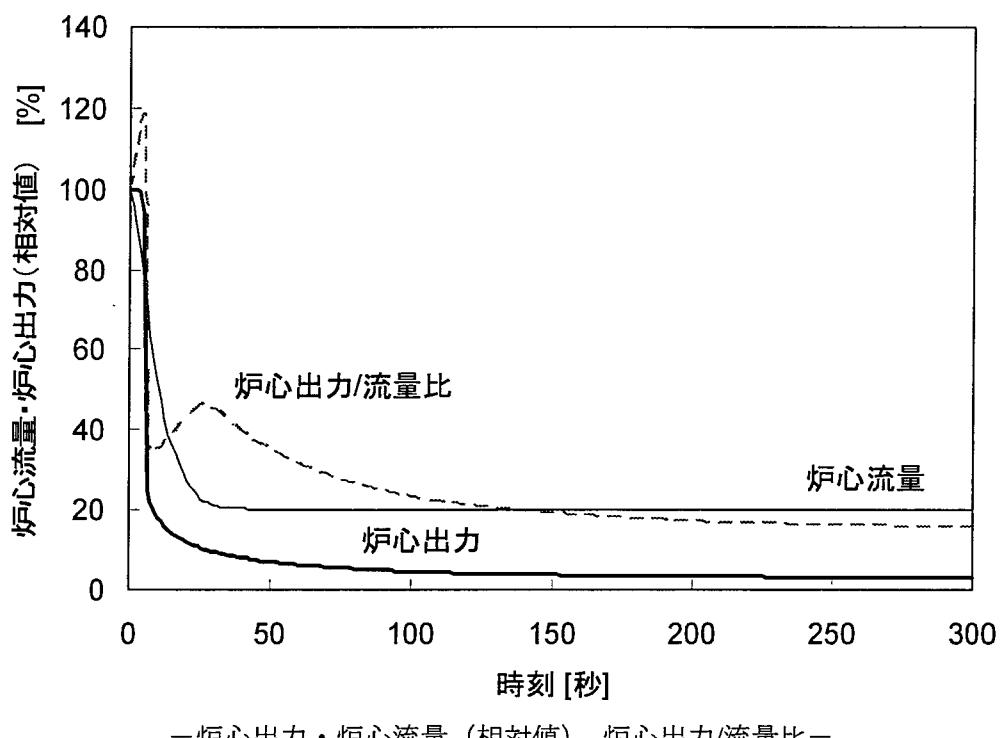


図 4.3-4(3) 1 次系ポンプトリップ（炉停止終息）による過渡事象解析結果（長時間挙動その 1）

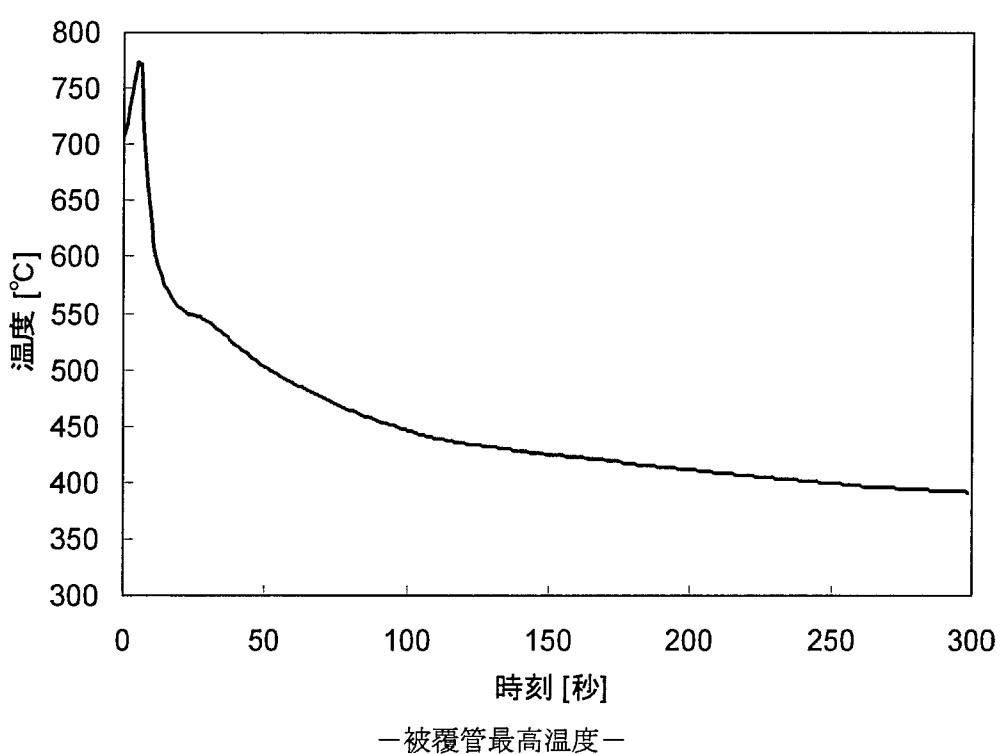


図 4.3-4(4) 1 次系ポンプトリップ（炉停止終息）による過渡事象解析結果（長時間挙動その 2）

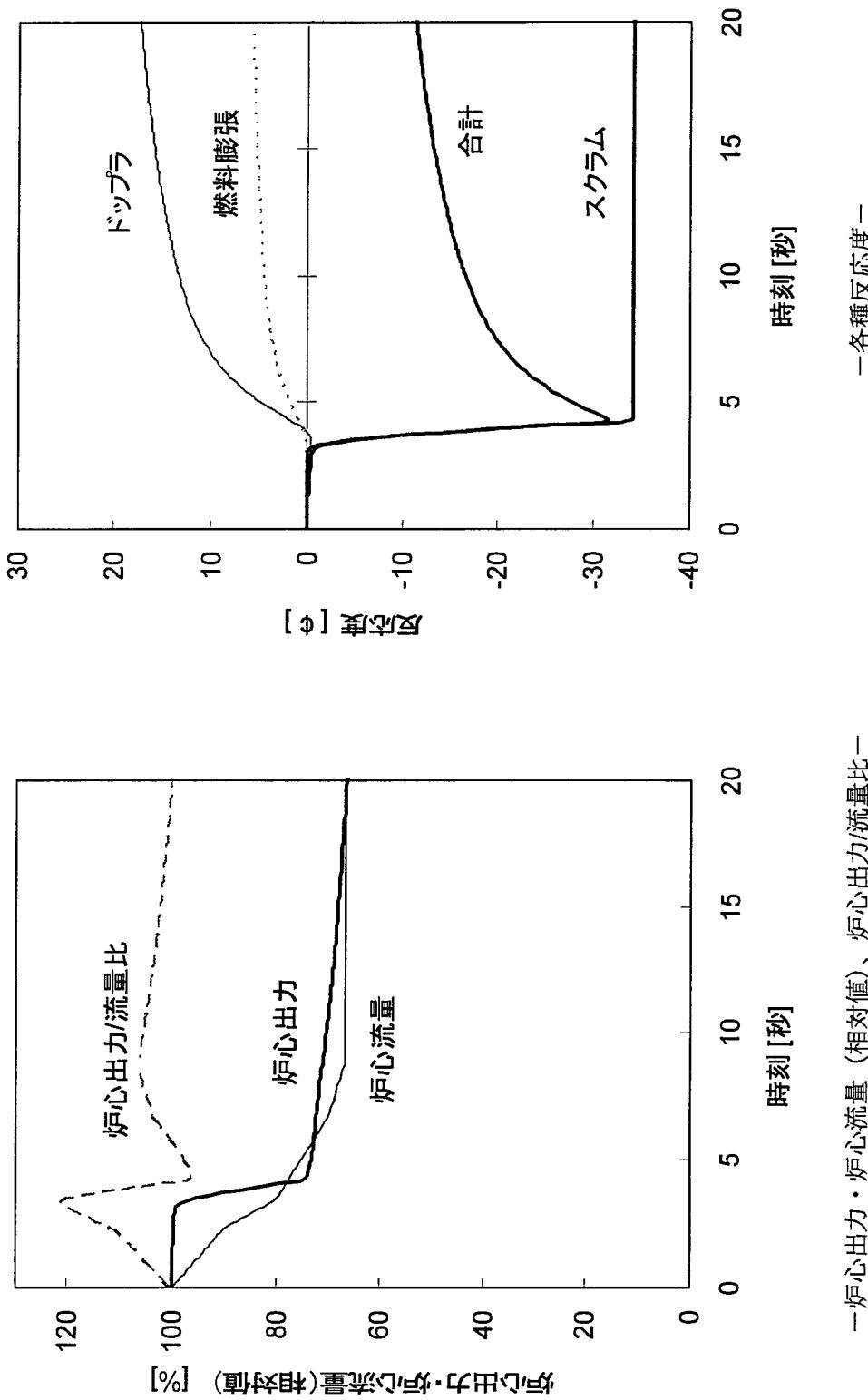


図 4.3-5(1) 1 次系ポンプトリップ（部分出力運転継続）による過渡事象解析結果（短時間挙動その 1）

—各種反応度—

—炉心出力・炉心流量（相対値）、炉心出力/流量比—

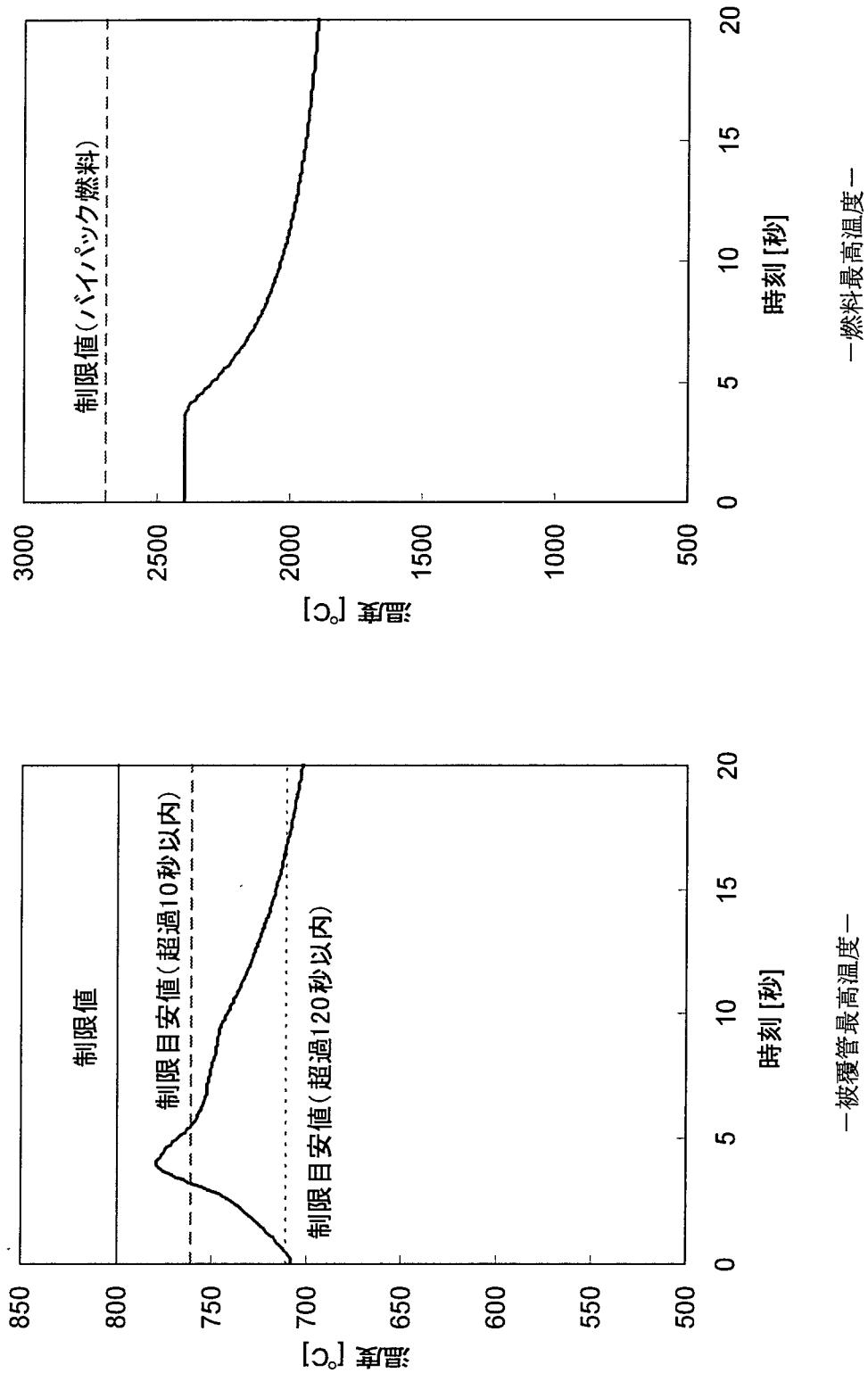


図 4.3-5(2) 1 次系ポンプトリップ（部分出力運転継続）による過渡事象解析結果（短時間挙動その 2）

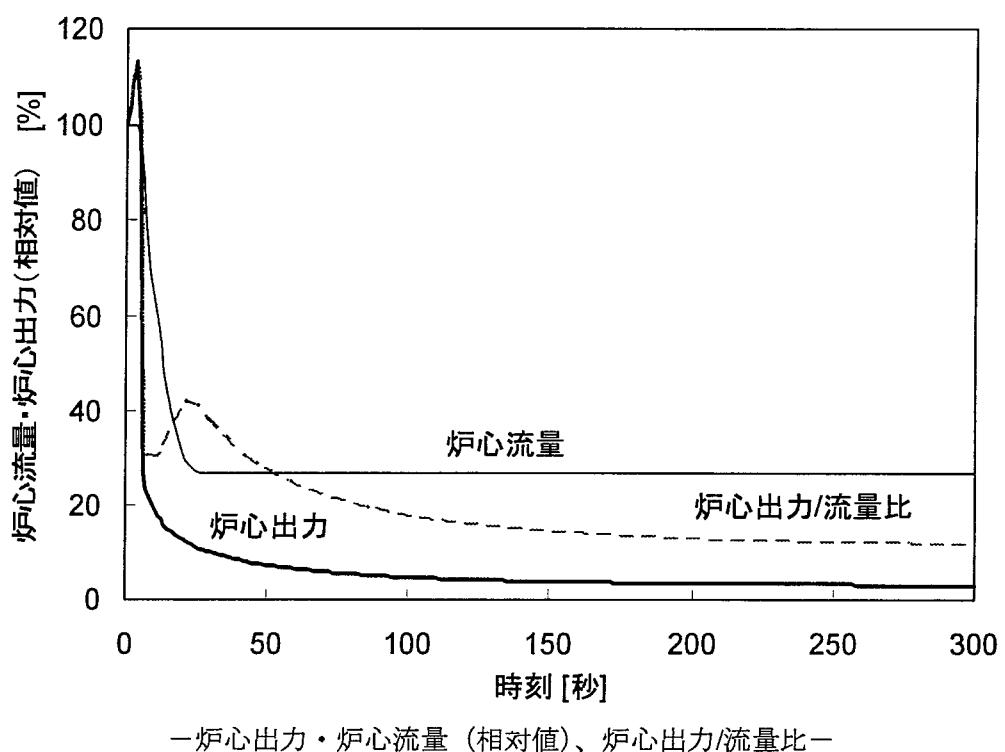


図 4.3-5(3) 1 次系ポンプトリップ（部分出力運転継続）による過渡事象解析結果（長時間挙動その 1）

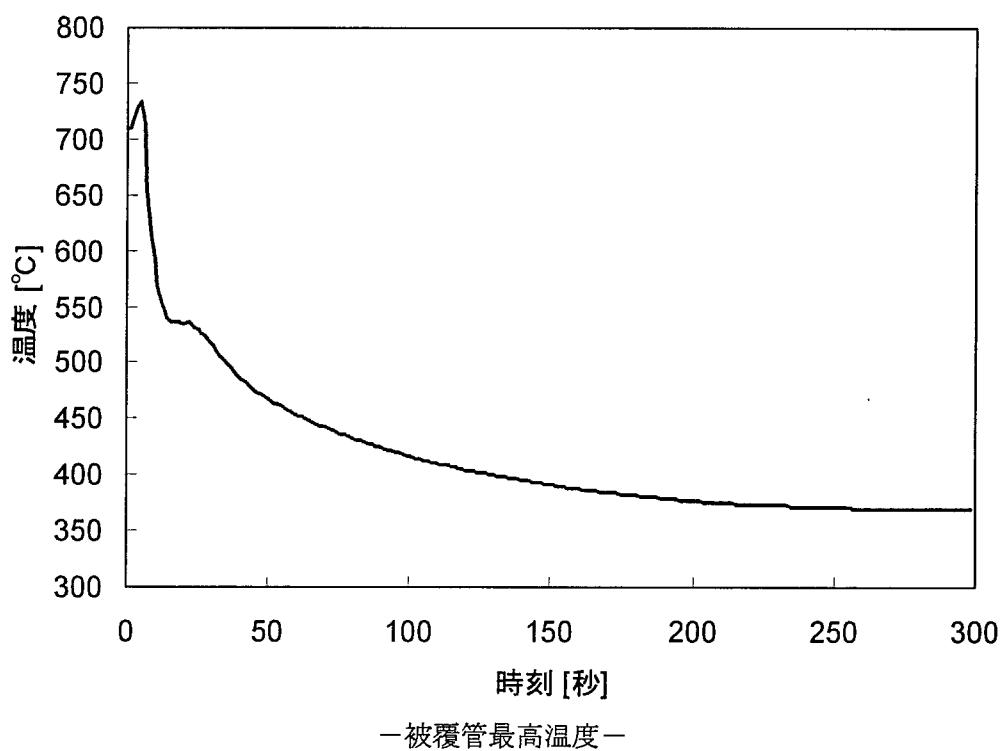


図 4.3-5(4) 1 次系ポンプトリップ（部分出力運転継続）による過渡事象解析結果（長時間挙動その 2）

## 5. 炉心核特性解析

### 5.1 冷却材反応度特性の設計充足性判断基準

本章では、安全上重要な核特性である反応度特性、すなわち、冷却材ボイド反応度及び反応度係数を解析対象として取り上げ、ロシアの核設計の妥当性を確認する。

冷却材ボイド反応度については、核規則上はできるだけ低減するよう求められている<sup>(6)</sup>。他方、OKBM ではこれまでの検討結果から 1\$以下を設計目標として設定している。そこで、本検討では、OKBM の設計と同様に冷却材ボイド反応度が運転期間を通じて 1\$以下であることを判断基準とし、設計の妥当性を確認する。

また、反応度係数については、ロシアの核規則において、冷却材温度係数、膨張係数、燃料温度係数、出力係数を負とすることが要求されている<sup>(6)</sup>。そこで、本検討では、それらの反応度係数が運転期間を通じて負であることを判断基準とし、設計の妥当性を確認する。

### 5.2 解析条件

#### (1) 格子計算

JFS-3 型式 70 群構造を有する最新の高速炉用統合炉定数 ADJ2000R<sup>(4)</sup>を使用し、無限均質体系モデルを用いて各領域の実効断面積を作成した。

#### (2) 実効遅発中性子割合

炉心計算で求めた 70 群中性子束スペクトルを用いて 18 群に縮約した実効断面積を用いて、図 5.2-1 に示す 2 次元 RZ 体系モデルを用いて求めた。遅発中性子データとしては、ADJ2000R に基づく収率 (Tuttle のデータ<sup>(7)</sup>を元に調整)、Saphier の 18 群スペクトル<sup>(8)</sup>を用いた。

#### (3) 冷却材ボイド反応度

解析では、基準状態に対し炉心部及び上部軸ブランケット部のラッパ管内の冷却材をボイド化させた。基準計算は中性子エネルギー 70 群（群縮約なし）で 2 次元 RZ 体系モデルを用いて輸送計算により実施した。非均質補正是 2002 年度の評価結果<sup>(1)</sup>を用いた。2 次元 RZ 体系モデルから 3 次元 Hex-Z 体系モデル使用による補正（3 次元体系補正）は、18 群に縮約した実効断面積を用いて、基準計算と同じ 2 次元 RZ 体系モデルを用いた輸送計算、及び、3 次元 Hex-Z 体系モデルを用いたノード法輸送計算<sup>(9)</sup>を行い、両者の差から求めた。以上までの過程が標準手法である。

BN-600 ハイブリッド炉心のモックアップ体系である BFS-62-3A の臨界実験情報を反映させた統合炉定数を使用することにより BN-600 ハイブリッド炉心の核設計精度が向上することが報告されており<sup>(5)</sup>、そのことを視野に入れた検討も行った。更に、次世代炉定数補正（70 群断面積ベースの解析値に対し、超微細群構造断面積ベースの解析値を用いることによる補正）も考慮することとし、文献<sup>(5)</sup>に示されている値を用いた。このように、標準手法に対し、更に BFS-62-3A 臨界実験情報と次世代炉定数効果の反映を図った過程を最新手法と称する。

#### (4) 反応度係数

冷却材温度係数の解析においては、冷却材密度変化対象領域における冷却材の原子数密度を 10% 上昇させて実効断面積を計算し、70 群 2 次元 RZ 体系輸送計算により基準状態からの反応度変化を計算

することにより基準値を求め、それに 18 群実効断面積を用いた 3 次元体系補正を施すことにより設計値を算出した。なお、本検討では炉心部、軸ブランケット部、制御棒位置、径遮へい体領域を冷却材密度変化対象領域としている。

膨張係数、燃料温度係数、出力係数については、その主要成分はドップラ効果と燃料の膨張効果であり、輸送効果は無視し得る程度に小さいと考え、18 群の拡散計算により算出した。これらの反応度係数については、保守的に炉心部のみの寄与を取り扱うこととした。

なお、反応度係数の不確かさとして、ADJ2000R に基づく核特性の不確かさ評価結果<sup>(4)</sup>を基に工学的判断により求め、保守側の評価となるように  $2\sigma$  相当（ドップラ係数: 15%、燃料温度係数: 10%、被覆管及びラッパ管温度係数: 30%、冷却材温度係数: 15%、炉心支持板温度係数: 10%）を考慮することとした。

### 5.3 解析結果

#### (1) 実効遅発中性子割合

実効遅発中性子割合の解析結果を表 5.3-1 に示す。この結果は、2002 年度に求めた結果と比較して、約 20% の減少が見られるが、OKBM の評価値と非常に良い一致を示しており、今回の結果の方がより妥当なものであると考えられる。

#### (2) 冷却材ボイド反応度

冷却材ボイド反応度の評価に用いた各補正值を表 5.3-2 に示す。概して補正值は 0.1\$程度以下と小さいが、BFS-62-3A の臨界実験を反映させた統合炉定数使用による効果は約 0.4\$と比較的大きな補正となっている。次に、核データの誤差に起因する不確かさ、及び、解析誤差の評価結果を表 5.3-3 に示す。解析誤差については、次世代炉定数補正に起因するものを除いて、補正量の 0.275 倍を不確かさと見込み、次世代炉定数補正については補正量の大きさ自体（100%）を不確かさとして計上した<sup>(4)</sup>。不確かさとして最も大きいのは核データの誤差に起因するものであるが、BFS-62-3A の臨界実験を反映させた炉定数を使用することにより大幅に低減できるとの結果が得られている<sup>(5)</sup>。

以上の基準値・補正值・不確かさを基にした冷却材ボイド反応度の評価結果を表 5.3-4 に示す。炉心部と上部軸ブランケットのボイド状態で、ボイド反応度 1\$以下（ノミナル値）であるが、標準手法と最新手法のいずれの手法を用いた場合でも運転期間を通じて目標目安を満足している。

一方で、ULOF 時のボイド化事象の不確かさや、設計値の不確かさを加味した評価が求められる可能性がある。前者については、実用化戦略調査研究の想定のように上部軸ブランケット寄与を除いた炉心部のみのボイド化による反応度の解析も行い、表 5.3-4 に示すとおり目標目安を満足していることが確認できた。後者については、標準解析手法を用いた場合において、不確かさを  $2\sigma$  まで計上すると、1\$を超えるケースが見られる。それに対し、BFS-62-3A の臨界実験情報を反映させた炉定数を使用した場合には、不確かさを  $3\sigma$  まで計上しても目標目安を満足しており、モックアップ臨界実験情報を用いた炉定数調整の有効性が示されている。

#### (3) 反応度係数

冷却材温度係数の解析結果を表 5.3-5 に示す。運転期間を通じて冷却材温度係数は負となっている。冷却材温度係数が負となる最大の要因は径遮へい体領域における非常に大きな負の寄与であることが分かる。

各反応度係数を表 5.3-6 に示す。ロシア核規則で対象となっている膨張反応度と燃料温度係数については平衡初期・末期とも負の値が得られ、要求を満足していることが分かる。また、表 5.3-6 に示した反応度係数を基に算出した出力係数を表 5.3-7 に示す。出力係数についても平衡初期・末期とも負の計算結果が得られている。

#### 5.4 まとめ

最新の統合炉定数 ADJ2000R 及び BFS-62 臨界実験に関する知見を用いて、BN-600 ハイブリッド炉心の冷却材ボイド反応度、反応度係数の解析を行った。

冷却材ボイド反応度に関して、ノミナル値による評価では目標目安である 1\$以下を満足できることが分かった。また、不確かさまで考慮した評価では、BFS-62-3A の臨界実験情報の反映により高い信頼度で目標目安を満足できる見通しであることを示した。冷却材温度係数、膨張係数、燃料温度係数、出力係数は運転期間中を通じて負であることが分かった。

以上のように OKBM の核設計の妥当性に関する信頼性を高めることができた。

表 5.3-1 実効遅発中性子割合計算結果

炉心状態	解析値
平衡初期	0.00590
平衡末期	0.00568

表 5.3-2 冷却材ボイド反応度に対する各補正值

補正	% $\Delta k/kk'$ 単位	\$単位	
		平衡初期	平衡末期
①非均質補正	-3.94E-02	-0.07	-0.07
②3次元 体系補正	炉心と上部軸ブランケット (平衡初期)	-7.34E-02	-0.12
	炉心と上部軸ブランケット (平衡末期)	5.10E-02	-
	炉心のみ(平衡初期)	1.24E-02	0.02
	炉心のみ(平衡末期)	4.31E-02	-
③ADJ2000RにBFS-62-3A臨界実験情報を反映させた統合炉定数使用による補正	-2.28E-01	-0.39	-0.40
④次世代炉定数補正	-2.80E-02	-0.05	-0.05

※標準手法:①、②を考慮

最新手法:①、②、③、④を考慮

表 5.3-3 冷却材ボイド反応度に対する各不確かさ

不確かさの要因	% $\Delta k/kk'$ 単位	\$単位	
		平衡初期	平衡末期
(1)核データ誤差起因(ADJ2000R使用)	2.02E-01	0.34	0.36
(2)核データ誤差起因(ADJ2000RにBFS-62-3A臨界実験情報を反映させた統合炉定数使用)	6.38E-02	0.11	0.11
(3)非均質補正 <sup>*1</sup>	1.08E-02	0.02	0.02
(4)3次元 体系補正	炉心と上部軸ブランケット (平衡初期) <sup>*1</sup>	2.02E-02	0.03
	炉心と上部軸ブランケット (平衡末期) <sup>*1</sup>	1.40E-02	-
	炉心のみ(平衡初期) <sup>*1</sup>	3.41E-03	0.01
	炉心のみ(平衡末期) <sup>*1</sup>	1.19E-02	-
(5)次世代炉定数補正 <sup>*2</sup>	2.80E-02	0.05	0.05

\*1:補正值の絶対値の27.5%を計上、 \*2:補正值の絶対値の100%を計上

※標準手法:(1)、(3)、(4)を考慮

最新手法:(2)、(3)、(4)、(5)を考慮

表 5.3-4 冷却材ボイド反応度評価結果

冷却材ボイド化領域	炉心状態	標準手法解析値		最新手法解析値 <sup>*1</sup>	
		ノミナル値	不確かさ <sup>*2</sup>	ノミナル値	不確かさ <sup>*2</sup>
炉心と上部軸ブランケット	平衡初期	0.08	0.34	-0.31	0.12
	平衡末期	0.48	0.36	0.08	0.13
炉心のみ	平衡初期	0.30	0.34	-0.09	0.12
	平衡末期	0.60	0.36	0.20	0.13

※単位:\$、 $\beta_{\text{eff}}$ :0.00590(平衡初期)、0.00568(平衡末期)、非均質効果と体系効果を考慮

\*1:BFS-62-3A臨界実験情報反映統合炉定数使用効果、次世代炉定数効果を反映

\*2: $1\sigma$ 相当

表 5.3-5 冷却材温度係数評価結果

領域	平衡初期	平衡末期
内側炉心	1.11E-06 (-141%)	1.46E-06 (-4824%)
中間炉心	3.39E-07 (-43%)	3.21E-07 (-1062%)
MOX炉心	1.64E-07 (-21%)	1.93E-07 (-641%)
外側炉心	-8.07E-07 (+103%)	-6.48E-07 (+2148%)
上部軸ブランケット	-8.09E-08 (+10%)	-1.47E-07 (+488%)
下部軸ブランケット	-2.07E-07 (+26%)	-1.23E-07 (+408%)
制御棒位置	9.01E-08 (-11%)	1.55E-08 (-51%)
径遮へい体	-1.40E-06 (+177%)	-1.10E-06 (+3634%)
合計(補正前)	-7.87E-07 (+100%)	-3.02E-08 (+100%)
3次元体系補正	-2.57E-08	-3.19E-07
合計(補正後)	-8.13E-07	-3.49E-07

※単位:  $\Delta k/kk'/^{\circ}\text{C}$ 

括弧内は合計値(補正前)に対する相対値を表す。

表 5.3-6 ドップラ係数及び温度係数評価結果

炉心状態	領域	ドップラ係数 [ $T dk/dT$ ]	温度係数 [% $\Delta k/k^{\circ}\text{C}$ ]				合計
			燃料	被覆管	ラッパ管	冷却材	
平衡初期	内側炉心	-3.41E-03	-4.25E-07	3.43E-07	1.08E-07	5.28E-07	-1.56E-06
	中間炉心	-8.09E-04	-2.30E-07	1.04E-07	3.35E-08	1.55E-07	-7.82E-07
	MOX炉心	-9.65E-04	-6.79E-07	5.11E-08	2.83E-08	7.87E-08	-2.26E-06
	外側炉心	-5.58E-04	-9.99E-08	-1.87E-07	-2.17E-08	-7.78E-07	-6.06E-07
	炉心部合計	-5.75E-03	-1.43E-06	3.11E-07	1.48E-07	-1.73E-07	-5.27E-06
	内側炉心	-4.16E-03	-4.10E-07	4.75E-07	1.37E-07	8.41E-07	-1.82E-06
平衡末期	中間炉心	-8.83E-04	-1.82E-07	1.13E-07	3.51E-08	1.59E-07	-8.05E-07
	MOX炉心	-8.52E-04	-4.65E-07	6.63E-08	2.91E-08	-3.23E-08	-1.82E-06
	外側炉心	-4.53E-04	-1.25E-07	-1.47E-07	-1.59E-08	-6.50E-07	-7.21E-07
	炉心部合計	-6.35E-03	-1.18E-06	5.07E-07	1.85E-07	3.18E-07	-5.16E-06
							-5.34E-06

表 5.3-7 出力係数評価結果

炉心状態	ドップラ 効果	膨張効果			合計
		燃料	被覆管	ラッパ管	
平衡初期	-2.21	-0.86	0.04	0.02	-0.01
平衡末期	-2.44	-0.71	0.06	0.02	0.03
					-3.04

※ 単位:  $10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW}$

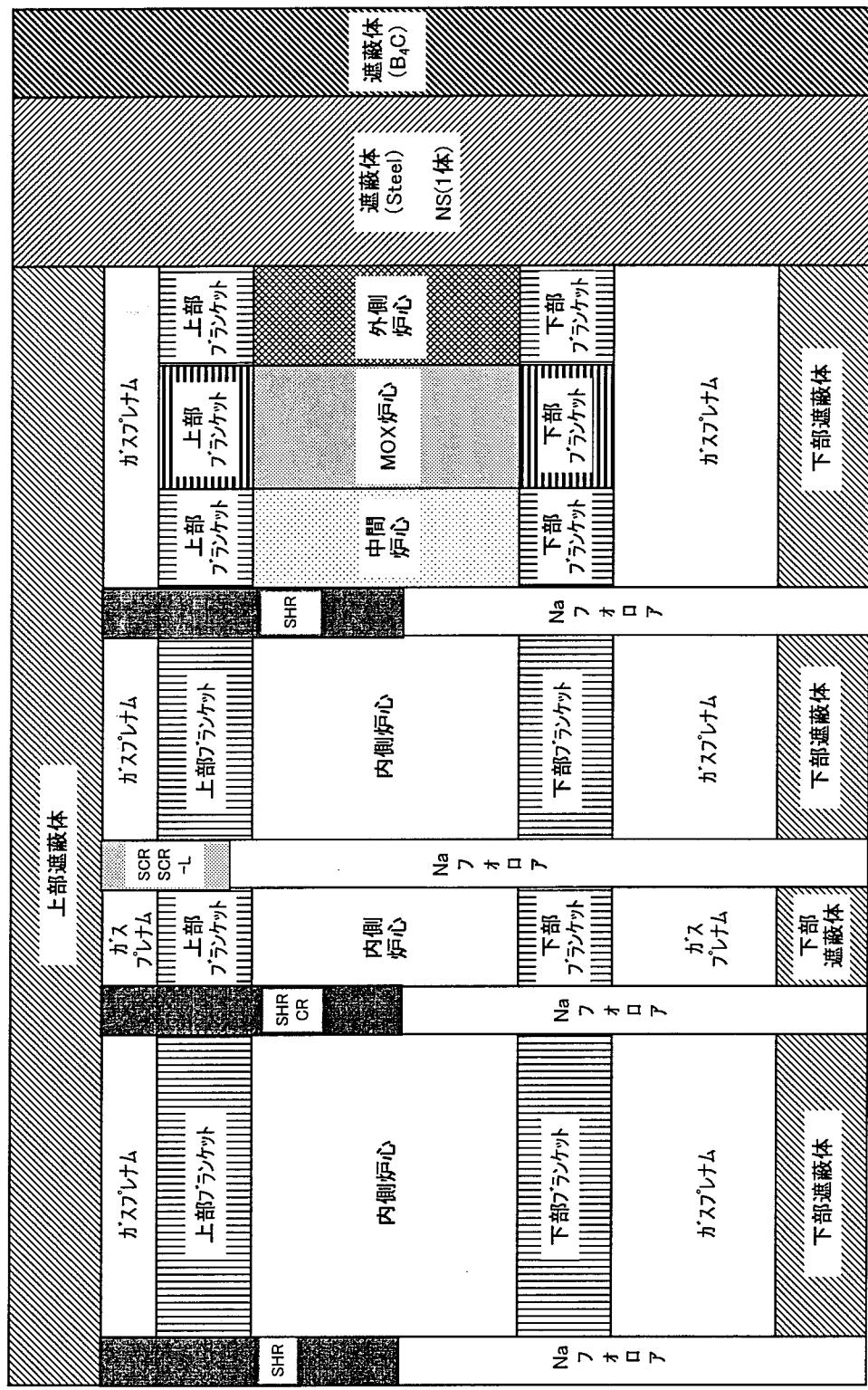


図 5.2-1 BN-600 ハイブリッド炉心の核特性解析用 2 次元 RZ 体系モデル

(原心織糸力と上昇 : 約100cm)

## 6. おわりに

ロシア OKBM との契約により進めてきた BN-600 ハイブリッド炉心の設計作業が完了し、OKBM より入手した BN-600 ハイブリッド炉心の設計情報に基づき、我が国の手法を用いて同炉心の設計基準事象における燃料健全性評価及び核特性評価を行った。その結果、被覆管及び燃料の最高温度、冷却材ボイド反応度、反応度係数の解析結果が、ロシアが設定した設計制限・目標を充足し、かつロシア規則を遵守していることがわかった。更に、BN-600 ハイブリッド炉心のモックアップ体系である BFS-62-3A の臨界実験情報を反映させた統合炉定数を適用することにより、冷却材ボイド反応度の設計目標遵守性を高い信頼度で担保できることを示した。

これにより、ロシアが示した BN-600 ハイブリッド炉心の炉心・燃料仕様は安全設計及び核設計の観点から妥当である可能性を有することが示された。また、我が国の手法による評価結果はロシア設計の信頼性向上に寄与し得るとともに、ロシア側における将来の許認可取得を技術的に支援するのに有効な研究成果となり得ることが確認できた。

## 7. 謝辞

本研究においては、ロシア実験機械製造設計局（OKBM）のB.A.Vasiliev氏とその関係諸氏には、BN-600ハイブリッド炉心の炉心・燃料仕様に関して貴重なご助言を賜りました。また、BN-600ハイブリッド炉心の解析には㈱日立製作所の小川隆氏（現、システム技術開発部 炉心・燃料システムグループ）、山館恵氏、茨城日立情報サービス㈱の藤又和博氏に担当して頂きました。いずれも、短期間での厳しい工程の中、効率よく検討して頂き、十分な成果を報告して頂きました。ここに感謝の意を表します。

## 8. 参考文献

- (1) 宇都成昭: "BN-600 ハイブリッド炉心の設計検討(I) 一我が国の手法による炉心核熱特性評価ー", JNC TN9400 2003-040 (2003).
- (2) 石川眞, 他: "高速炉用統合炉定数 ADJ2000 の作成", JNC TN9400 2001-071 (2001).
- (3) 千葉豪, 沼田一幸: "JENDL-3.2 に基づく高速炉用炉定数 JFS-3-J3.2R の作成", JNC TN9400 2001-124 (2002).
- (4) 羽様平, 他: "高速炉用統合炉定数 ADJ2000R の作成", JNC TN9400 2002-064 (2002).
- (5) 庄野彰, 他: "BN-600 ハイブリッド炉心の核設計精度評価結果", JNC TN9400 2003-074 (2003).
- (6) Nuclear safety rules for reactors of NPPs. PBYa RU AS-89, Moscow (1990).
- (7) R.J.Tuttle, "Delayed Neutron Yield in Nuclear Fission", Consultants' Mtg. on Delayed eutron Properties, IAEA, Vienna, INDC(NDS)-107/G+Special, P.29 (1979).
- (8) D.Saphier, et. al., "Evaluated Delayed Neutron Spectra and Their Importance in Reactor Calculation", Nucl. Sci. Eng., Vol.62, pp660-694 (1977).
- (9) 杉野和輝: "3次元 HexZ 体系用ノード法輸送計算コード NSHEX の実用性向上のための改良", PNC TN9410 98-064 (1998).

## A. 付録 最新の炉定数に基づく過渡解析結果の簡易評価

第4章で示した、設計基準事象解析においては、ADJ2000を用いて求められた動特性パラメータと反応度係数が使用されていたことから、ADJ2000Rを用いることによる過渡解析結果への概略影響評価を行った。

### A.1 検討条件

第4章で示した設計基準事象過渡解析では、被覆管及び燃料の最高温度から、燃料健全性上に問題は見られないとの結果が得られているが、改訂前の統合炉定数であるADJ2000に基づく動特性パラメータや反応度係数が用いられている。そこで、炉定数の変更と動特性パラメータの見直しに伴う設計基準事象過渡解析結果への影響を概略評価した。設計基準事象において、支配的な反応度は、第4章の各種反応度の時間推移から分かるように制御棒誤引き抜きによる事故反応度、ドップラー反応度、燃料膨張反応度、スクランム反応度であるが、今回の見直しでは、燃料膨張反応度以外のものについては影響が及ぶものと推測される。そこで、事故反応度、ドップラー反応度、スクランム反応度への影響と、それに伴う燃料最高温度及び被覆管最高温度への影響評価を行う。

#### ①事故反応度

表A-1に示すように過渡解析で使用したものに比べ、今回の解析値は約20%減少している。実効遅発中性子割合の減少は、事象的には厳しい方向に寄与する。他方、表A-2に示すように即発中性子寿命は若干大きくなっている、安全側に寄与する。従って、実効遅発中性子割合の減少による影響は評価対象とする。

#### ②ドップラー係数

(炉心部の温度を一律500°C上昇させて実効断面積を計算し、70群の2次元RZ体系モデルを用いた輸送計算により基準値を求め、非均質補正を考慮<sup>(1)</sup>)

表A-3に示すように旧解析値よりも絶対値が大きく、今回の解析結果は安全側の方向である。従つて、影響評価対象とはしない。

#### ③スクランム反応度

実効遅発中性子割合の減少は、スクランム反応度の増加を意味し、安全側に寄与することになるので、影響評価対象とはしない。

以上より、制御棒誤引き抜き事象における被覆管及び燃料最高温度への影響を概略評価することとする。OKBMが設定した事象では、誤引き抜きされる制御棒として微調整制御棒が対象とされているので、今回の評価もそれに準じることとする。

### A.2 検討結果

第4章では、微調整棒誤引き抜きの他、より反応度投入率の大きい粗調整制御棒の誤引き抜きによる事象の解析も行われている。表A-4には、制御棒誤引き抜き時の被覆管及び燃料の最高温度過渡解析結果を示す。微調整制御棒の誤引き抜き(ケース1)と比較し、粗調整制御棒の誤引き抜き(ケース2)では、反応度投入率が3.3¢/sから9.2¢/sへと増加し、過出力信号によるスクランム開始が早まることがあるが、積算投入反応度の増加により最大出力は増加するものの、燃料と被覆管の温度上昇は1次遅れとなるために、出力上昇への追従の度合いが減少し、燃料と被覆管の最高温度の減少が見られ

ている。ケース3は実効遅発中性子割合の見直し後の微調整制御棒誤引き抜きを示すものであり、制御棒誤引き抜きによる反応度投入率は約9%増加し $3.5\text{ f/s}$ となるが、ケース2における反応度投入率( $9.2\text{ f/s}$ )までには至っていないことから、ケース3はケース2で包絡することができ、被覆管と燃料の最高温度は緩和される方向であることが分かる。以上のように、実効遅発中性子割合の減少による影響は、被覆管と燃料の最高温度を減少させる方向に寄与する。

以上から、再解析に伴う動特性パラメータや反応度係数の見直しは、過渡解析結果を安全側へ推移させ、燃料健全性上問題が見られないことが分かった。

表 A-1 平衡初期における実効遅発中性子割合の比較

先行核グループ	解析値	過渡解析使用値
1	0.00018	0.00020
2	0.00116	0.00127
3	0.00108	0.00118
4	0.00232	0.00257
5	0.00091	0.00098
6	0.00024	0.00025
合計	0.00590	0.00645

表 A-2 平衡初期における即発中性子寿命の比較

解析値	過渡解析使用値
0.4205	0.4134

※単位:  $\mu\text{s}$ 

表 A-3 平衡初期におけるドップラー係数の比較

解析値 [TdK/dT]	過渡解析使用値 [TdK/dT]
-7.60E-03	-7.50E-03

※非均質効果1.0544を考慮

表 A-4 制御棒誤引き抜き反応度と被覆管及び燃料最高温度結果との関係

ケース名	反応度投入率		スクラム開始時刻 [s]	スクラム時積算投入反応度 [\$]	被覆管最高温度 [°C]	燃料最高温度 [°C]
	[% $\Delta k/k$ /s]	[\$/s]				
ケース1 微調整棒誤引き抜き (過渡解析値)	0.021	0.033	4.7	0.15	742	2,507
ケース2 粗調整棒誤引き抜き (過渡解析値)	0.0595	0.092	2.0	0.19	737	2,474
ケース3 微調整棒誤引き抜き ( $\beta$ 解析値適用)	0.021	0.035	2.0~4.7	0.15~0.19	737~742	2,474~2,507

※  $\beta$  : 実効発中性子割合