

JAERI-Research

99-058



JP9950657



## 低減速スペクトル炉の研究

1999年11月

岩村公道・大久保努・嶋田昭一郎・碓井修二・白川利久  
中塚 亨・久語輝彦・秋江拓志・中野佳洋・和田茂行\*

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1999

編集兼発行 日本原子力研究所

## 低減速スペクトル炉の研究

日本原子力研究所東海研究所エネルギーシステム研究部

岩村 公道・大久保 努・嶋田 昭一郎\*・碓井 修二・白川 利久

中塙 亨・久語 輝彦・秋江 拓志・中野 佳洋・和田 茂行\*

(1999年10月4日受理)

低減速スペクトル炉は、中性子エネルギーを現行軽水炉よりも高くすることでウラン238からプルトニウム239への転換比を増大させ、ウラン資源の有効利用、高燃焼度・長期サイクル運転、及びプルトニウムの多重リサイクル等を目指した将来型水冷却炉である。原研では、軽水炉利用の長期化を背景に、平成9年から研究を開始し、平成10年度からは日本原子力発電（株）と共同で低減速スペクトル炉の概念検討を開始した。

低減速スペクトル炉の炉心設計では、中性子エネルギーを高くするとともに安全性の面でボイド反応度係数を負とすることが求められている。これら相互にトレードオフの関係にある特性を同時に満足するためには、燃料格子の稠密化、炉心の扁平化、ブランケットの活用、ストリーミング効果等の基本的な炉心設計上のアイデアを組み合わせる必要がある。これまで、高ボイド率超扁平炉心により転換比を高めたBWR型炉心、長期サイクル運転を目指してボイド管を採用したBWR型炉心、ブランケット無しのBWR型炉心、冷却材に重水を用いて転換比を向上させたPWR型炉心、及びプルトニウムの多重リサイクル性に重点をおいてシードブランケット燃料集合体を採用したPWR型炉心の5種類の炉心概念を創出した。今後は炉心概念の検討をさらに詳細化するとともに、システム安全解析、燃料サイクル上のコスト評価、臨界試験、熱流動試験等、低減速スペクトル炉の成立性を確認するための研究開発を進める。

本報告書は、低減速スペクトル炉研究の目的、国内外の動向、原子炉の原理及び特徴の概要、炉心概念設計の現状、及び今後の研究開発計画等、低減速スペクトル炉研究の成果についてまとめたものである。

---

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

\* 外来研究員：エンジニアリング開発（株）

\* 日本原子力発電（株）

Research on Reduced – Moderation Water Reactor (RMWR)

Takamichi IWAMURA, Tsutomu OKUBO, Shoichiro SHIMADA<sup>※</sup>,  
Shuji USUI, Toshihisa SHIRAKAWA, Tohru NAKATSUKA,  
Teruhiko KUGO, Hiroshi AKIE, Yoshihiro NAKANO and Shigeyuki WADA<sup>\*</sup>

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

(Received October 4, 1999)

The Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR) is a next generation water-cooled reactor which aims at effective utilization of uranium resource, high burn-up and long operation cycle, and plutonium multi-recycle. These characteristics can be achieved by the high conversion ratio from  $^{238}\text{U}$  to  $^{239}\text{Pu}$  resulted from the higher neutron energy spectrum in comparison to conventional light water reactors. Considering the extension of LWR utilization, Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) started the research on it in 1997 and then started a collaboration in the conceptual design study with the Japan Atomic Power Company (JAPCO) in 1998.

In the core design study of the RMWR, negative void reactivity coefficient is required from a viewpoint of safety as well as establishing hard neutron spectrum. In order to achieve the above trade-off characteristics simultaneously, several basic core design ideas should be combined, such as a tight lattice fuel assembly, a flat core, a blanket effect, a streaming effect and so on. Up to now, five core concepts have been created for the RMWR as follows: a high conversion BWR with high void fraction and super-flat core, a long operation cycle BWR using void channels, a high conversion BWR without blankets, a high conversion PWR using heavy water as a coolant, and a PWR for plutonium multi-recycle using seed-blanket type fuel assemblies. Feasibility studies for the RMWR will be continued in the research and development areas such as detailed core design studies, system safety analyses, fuel cycle cost evaluation, critical experiments and thermal-hydraulic experiments.

The present report summarizes the objectives, domestic and international trends, principles and characteristics, core conceptual designs and future R&D plans of the RMWR.

**Keywords:** Reduced-moderation Water Reactor, New Reactor Design, Conversion Ratio, Long Operation Cycle, Plutonium Multi-recycle, High Neutron Energy Spectrum, Tight Lattice Core, Flat Core, Critical Experiment, Thermal-hydraulic Experiment

---

\* On leave from Engineering Development Co., Ltd.

\* The Japan Atomic Power Company

## 目 次

1. 緒言 .....	1
2. 低減速スペクトル炉研究の動向 .....	2
2. 1 目的と必要性 .....	2
2. 2 国内産業界、大学、研究機関の動向 .....	2
2. 3 国外の動向 .....	3
2. 4 原研における研究開発の進め方 .....	3
3. 低減速スペクトル炉の概要 .....	5
3. 1 低減速スペクトル炉の原理 .....	5
3. 2 低減速スペクトル炉の特徴 .....	7
4. 炉心設計研究の現状 .....	17
4. 1 炉心設計目標 .....	17
4. 2 炉心設計における課題 .....	18
4. 2. 1 転換比の向上 .....	18
4. 2. 2 負のボイド反応度係数 .....	19
4. 3 炉心概念設計例 .....	20
4. 3. 1 高転換比BWR型炉 .....	20
4. 3. 2 長期サイクルBWR型炉 .....	21
4. 3. 3 ブランケット無しBWR型炉 .....	22
4. 3. 4 高転換比PWR型炉 .....	23
4. 3. 5 プルトニウム多重リサイクルPWR型炉 .....	24
4. 4 概念設計のまとめ .....	25
5. 研究開発計画 .....	46
5. 1 炉物理実験計画 .....	46
5. 1. 1 実験の目的 .....	46
5. 1. 2 TCA施設の改造計画と燃料製作 .....	46
5. 1. 3 臨界実験の内容 .....	47
5. 1. 4 スケジュール .....	47
5. 2 熱流動研究計画 .....	48
5. 3 実証試験計画 .....	49
6. まとめ .....	58
謝辞 .....	59
参考文献 .....	60

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Trend of RMWR Research Activities .....	2
2.1 Objectives and Requirements .....	2
2.2 Trend of Domestic Industries, Universities and Institutes .....	2
2.3 Trend of Foreign Countries .....	3
2.4 R&D Procedure in JAERI .....	3
3. Outline of RMWR .....	5
3.1 Principles of RMWR .....	5
3.2 Characteristics of RMWR .....	7
4. Status of Core Design Studies .....	17
4.1 Core Design Requirements .....	17
4.2 Major Subjects for Core Design .....	18
4.2.1 Increase of Conversion Ratio .....	18
4.2.2 Negative Void Reactivity Coefficient .....	19
4.3 Examples of Core Concepts .....	20
4.3.1 High Conversion BWR Type Core .....	20
4.3.2 Long Operation Cycle BWR Type Core .....	21
4.3.3 BWR Type Core without Blankets .....	22
4.3.4 High Conversion PWR Type Core .....	23
4.3.5 Plutonium Multi-recycle PWR Type Core .....	24
4.4 Summary of Design Concepts .....	25
5. Research and Development Plan .....	46
5.1 Plan of Reactor Physics Experiments .....	46
5.1.1 Objective .....	46
5.1.2 Modifications of TCA Facility and Manufacturing of Fuels .....	46
5.1.3 Items of Critical Experiments .....	47
5.1.4 Schedule .....	47
5.2 Plan of Thermal-hydraulic Studies .....	48
5.3 Demonstration Plan .....	49
6. Concluding Remarks .....	58
Acknowledgment .....	59
References .....	60

## 表一覧

表 3.2.1 MOX 燃料を PWR (STD-PWR) と高減速炉 (HM-PWR) で燃焼させた場合の Pu 同位体組成比の変化の計算例

表 4.3.1 主要諸元と炉心特性 (燃料棒間隔 1.3mm) [高転換比 BWR 型炉]

表 4.3.2 主要諸元と炉心特性 (燃料棒間隔 1.0mm) [高転換比 BWR 型炉]

表 4.3.3 主要炉心仕様 [長期サイクル BWR 型炉]

表 4.3.4 主要炉心性能 [長期サイクル BWR 型炉]

表 4.3.5 主要炉心仕様 [ブランケット無し BWR 型炉]

表 4.3.6 主要炉心性能 [ブランケット無し BWR 型炉]

表 4.3.7 炉心主要パラメータのまとめ [高転換比 PWR 型炉]

表 4.3.8 平衡サイクル末期における転換比、ポイド反応度係数の炉心高さによる変化 [プルトニウム多重リサイクル PWR 型炉]

表 4.3.9 基準炉心の仕様 [プルトニウム多重リサイクル PWR 型炉]

表 4.3.10 炉心概念設計のまとめと今後の課題

表 5.1.1 TCA 臨界実験で使用する燃料棒

表 5.1.2 テスト領域 MOX 燃料仕様

表 5.1.3 ドライバー領域の UO<sub>2</sub> 燃料仕様

表 5.1.4 ブランケット／バッファ領域の UO<sub>2</sub> 燃料仕様

## 図一覧

- 図 3.1.1 主要な核分裂性核種に対する  $\eta$  の中性子エネルギー依存性
- 図 3.1.2 低減速スペクトル炉と現行軽水炉、高速増殖炉との中性子スペクトル比較
- 図 3.1.3 低減速炉心とプルサーマル炉心における取出（第4サイクル）Pu組成
- 図 3.1.4 プルトニウム同位体の断面積
- 図 3.1.5 各サイクルでの所要核分裂性 Pu<sup>f</sup> 富化度
- 図 3.2.1 転換比（増殖率）と天然ウラン利用効率の関係
- 図 3.2.2 ウラン資源の利用可能年数の評価例
- 図 4.2.1 転換比の定義
- 図 4.2.2 炉心扁平化による中性子もれの増加とポイド反応度係数の関係
- 図 4.3.1 燃料集合体構成（燃料棒間隔 1.3mm）[高転換比 BWR 型炉]
- 図 4.3.2 炉心構成断面図 [高転換比 BWR 型炉]
- 図 4.3.3 燃料集合体と制御棒の軸方向位置の関係 [高転換比 BWR 型炉]
- 図 4.3.4 燃料集合体構成（燃料棒間隔 1.0mm）[高転換比 BWR 型炉]
- 図 4.3.5 炉心配置図 [長期サイクル BWR 型炉]
- 図 4.3.6 燃料集合体形状 [長期サイクル BWR 型炉]
- 図 4.3.7 ポイド管集合体形状 [長期サイクル BWR 型炉]
- 図 4.3.8 燃料集合体断面 [ブランケット無し BWR 型炉]
- 図 4.3.9 炉心余剰反応度と転換比 [ブランケット無し BWR 型炉]
- 図 4.3.10 半径方向出力分布 [ブランケット無し BWR 型炉]
- 図 4.3.11 V<sub>m</sub>/V<sub>p</sub> に対する転換比の変化 [高転換比 PWR 型炉]
- 図 4.3.12 反射体内吸収体の効果 [高転換比 PWR 型炉]
- 図 4.3.13 ポイド反応度係数効果と転換比の関係（単独対策）[高転換比 PWR 型炉]
- 図 4.3.14 炉心形状及び炉内制御棒配置図 [高転換比 PWR 型炉]
- 図 4.3.15 シード・ブランケット燃料集合体の概念 [プルトニウム多重リサイクル PWR 型炉]
- 図 4.3.16 シード・ブランケット燃料集合体設計例 [プルトニウム多重リサイクル PWR 型炉]
- 図 4.3.17 シード・ブランケット燃料集合体使用炉心設計例 [プルトニウム多重リサイクル PWR 型炉]
- 図 5.1.1 低減速スペクトル炉の炉心設計の考え方
- 図 5.1.2 TCA 臨界実験の考え方
- 図 5.1.3 TCA 炉心タンクの構成
- 図 5.1.4 TCA の系統構成
- 図 5.1.5 TCA を用いた MOX 臨界実験の炉心構成
- 図 5.1.6 TCA による低減速スペクトル炉臨界実験計画
- 図 5.2.1 低減速スペクトル炉で対象とする CHF データ領域
- 図 5.2.2 CHF データと相関式による予測値の比 (ECHFR)
- 図 5.2.3 熱流動実験の計画
- 図 5.2.4 再冠水時の燃料表面最高温度履歴の計算例

## 1. 緒言

21世紀における世界的な規模での、資源・エネルギー源の確保、環境保全等、人類社会が直面する諸問題を解決するためには、原子力エネルギーの利用が不可欠である。我が国においては、1950年代以来半世紀近くの歳月をかけて膨大な経費と人材を原子力開発に投入した結果、軽水炉による原子力発電の実用化に成功し、すでに全電力生産量の3割強を占めるに到った。一方、原子力開発の当初から最終目標としてきたプルトニウムリサイクル技術については、技術的、経済的、社会的、政治的（核不拡散）諸問題が複雑に絡み合い、いまだ目標を達成するに至っていない。特に高速増殖炉については、原型炉「もんじゅ」の事故を契機に研究開発体制の見直しがなされた。さらに、高速増殖炉実用化までのプルトニウム利用を受け持つはずであった新型転換炉プロジェクトも中止され、プルトニウムリサイクル路線の将来に関しては不透明感が増大している。

すでに定着した感のある軽水炉に関しても、昨今の電力事業の規制緩和に伴うコスト削減圧力と原子力を巡る社会的軋轢を前にして、新規立地は困難な状況にある。しかしながら、地球環境問題の深刻化を勘案して今後のエネルギー供給状況を展望すると、原子力の重要性は益々増大すると考えられ、特に技術的な基盤が確立している軽水炉が今後数十年間原子力エネルギー利用の中核としての役割を果たすことが期待されている。

原研としては、我が國の中核的総合原子力研究機関として国民の付託に応えるため、長期的なエネルギー確保を目指した研究開発を着実に進めているところである。原子力エネルギー開発の長期的課題は、ウラン資源の確保とその有効利用、安全性・経済性の飛躍的向上、及び放射性廃棄物の低減である。原研では、軽水炉技術の高度化研究の一環として、ウラン資源の有効利用、放射性廃棄物発生量低減及び余剰プルトニウムの有効利用等の広範囲なニーズに柔軟に対応できる軽水炉として低減速スペクトル炉の研究を今後のエネルギーシステム研究の中核と位置づけて研究開発を進めている。

本報告書は、低減速スペクトル炉研究の目的、国内外の動向、同炉の原理及び特徴の概要、炉心概念設計の現状、及び今後の研究開発計画等、低減速スペクトル炉研究の成果についてまとめたものである。

## 2. 低減速スペクトル炉研究の動向

### 2. 1 目的と必要性

国家プロジェクトとして長期に渡り実施してきたナトリウム冷却高速増殖炉計画の全面的な見直しが必至な状況下で、核不拡散を前提とした再処理プルトニウムリサイクル路線を国是とする我が国としては、原子力利用に伴い必然的に生産されるプルトニウムを消費するため、かなりの長期間にわたり軽水炉での利用（プルサーマル）を継続せざるを得ない。最近電力会社を含めた原子力関係者の間で、これまで培ってきた軽水炉技術の限界に挑戦する革新的な技術として、中性子のエネルギーを現行軽水炉よりも高くすることにより、水冷却方式で転換比 1.0 以上が実現できる可能性を有する低減速スペクトル炉が注目されている。

現行プルサーマル方式では燃焼の進行に伴い核分裂性プルトニウム割合が低下するため多重リサイクルは不可能であるが、低減速スペクトル炉では核分裂性プルトニウムの割合を一定に保持したまま多重リサイクルが可能となり、プルサーマルの高度化が図れる。また、転換比の向上により燃焼に伴う反応度の低下量が小さくなるので、長期サイクル運転の可能性がある。さらに、転換比の向上はウラン資源の長期的な有効利用の観点からも極めて魅力的であり、将来的には水冷却型増殖炉の実現への道を拓くものである。このように低減速スペクトル炉が実現すれば、軽水炉での MOX 利用路線の高度化により将来のエネルギー状況に柔軟に対応できるとともに、原子力の抱える様々な問題を解決し、長期にわたり安定したエネルギー供給源となりうる。また、このような新型原子炉の研究開発を進めることにより、21世紀における原子力開発のフロントランナーとしての日本のリーダーシップを發揮できるとともに、原子力分野における人材育成にも多大な貢献が期待できる。

このように、低減速スペクトル炉は原理的には原子力エネルギー利用の上で大きな可能性を秘めているものの、その実現に際しては広範囲の研究開発が必要となる。特に、高転換比、負のボイド反応度係数等、炉物理的な成立性の実証が最も緊要である。また、冷却材と燃料の体積比が減少することから、熱流動的特性が現行軽水炉に比べて厳し目の方向となるため、除熱性能、事故時冷却性能等の実証も重要である。一方、このような基盤技術開発とともに、エネルギーシステム評価研究として、核燃料サイクル上のメリットなど、低減速スペクトル炉のエネルギー戦略上の位置づけを明らかにして、常にニーズに適合した最適な概念構築を目指す必要がある。

### 2. 2 国内産業界、大学、研究機関の動向

低減速スペクトル炉に関連するものとしては、1980年代から研究機関、大学、電力会社、原子力メーカーで PWR 及び BWR を対象とした高転換軽水炉の検討がなされた[1]。原研でも当初は主として PWR 型高転換炉について核設計[2]および熱流動設計研究[3]を実施し、さらに軽水炉将来技術開発計画特別チームにおいて稠密格子 BWR の検討を行った[4]。ただし、この時点では FBR が比較的早期に導入されることが前提となっていたため、既存炉の最小限の変更を前提に、高速増殖炉路線を補完する立場からの研究に重点をおいた。それゆえ、炉型戦略上の位置づけが必ずしも明確でなく、高転換炉研究は一旦下火となった。一方、産業界では軽水炉の長期化による将来のフル MOX 炉心の実用化を睨んで、軽水炉によるプルトニウム利用高度化のための研究開発を活発に進めており、例えば、原子力発電技術機構(NUPEC)では通産省からの受託事業「P

ルトニウム有効利用炉心技術調査」として、フル MOX 炉心を対象とした炉物理試験をフランスと共に実施している (MISTRAL 計画)[5]。

一方、東京大学においては火力発電の技術を参考にして熱効率の飛躍的向上を目的とした超臨界圧軽水炉[6]の研究開発を進めている。超臨界圧条件下では冷却材の温度・圧力が高くなり、熱効率が向上するとともに、減速材としての水の密度が小さくなるため高転換比が実現できる。このため、高転換、長期サイクル運転、プルトニウム多重リサイクルなど、低減速スペクトル炉としての特徴を備えることが可能となり、超臨界圧軽水炉は低減速スペクトル炉の熱効率を向上させるための研究の一環として位置づけることができる。

また、最近核燃料サイクル開発機構 (JNC) では、実用化戦略調査研究として、高速増殖炉サイクルの幅広い技術選択肢の評価研究を開始した[7]。この一環としてのシステム化技術開発として、水を冷却材とした概念の検討も含まれており、増殖炉のオプションとしての低減速スペクトル炉を経済性の観点から評価するものである。

このように国内における将来型軽水炉研究は、MOX の有効利用を推進する産業界、軽水炉の技術的限界に挑戦する大学、増殖炉の技術オプションの検討を進める JNC など、立場によって重点の置き方に特徴が見られるものの、水冷却技術に立脚してプルトニウムの長期的な利用を目指す方向での技術開発の努力がなされている。

## 2. 3 国外の動向

国外においては、フランスが将来の高速増殖炉の候補として、ナトリウム以外の冷却材の採用を検討している。また、最近米国においては、大学、国立研究所、産業界における原子力科学技術のインフラストラクチャーを維持・発展させ、原子力分野での国際競争力を確保し、次世紀におけるエネルギー・環境問題の主導権を確保することを目的として、エネルギー省 (DOE) が NERI(Nuclear Energy Research Initiative)と称する公募型研究プログラムを開始した[8]。本計画で採択された課題の中に、稠密格子燃料集合体を用いて転換比を向上させた軽水炉概念の検討が 3 件含まれているのが注目される。なお、米国では核拡散抵抗性の観点からプルトニウムリサイクル路線は採用せず、15 年間の超長期運転炉心あるいはトリウムの利用を目指している点で原研の低減速スペクトル炉研究計画の方針とは異なっているが、炉心設計研究の内容は低減速スペクトル炉の研究と共通点が多い。

## 2. 4 原研における研究開発の進め方

低減速スペクトル炉の研究開発に際しては、軽水炉技術の高度化研究の一環として、産業界と連携し一体的に進める必要がある。原研では国内の専門家の情報交換を目的に、平成 10 年 3 月に「低減速スペクトル炉心に関する研究会」[9]を、平成 11 年 3 月に「水冷却炉における Pu 利用の高度化に関する研究会」[10]を開催した。両研究会には大学、電力会社、メーカー、研究機関から多数の専門家の参加があった。研究会では、産業界の関心は全 MOX 炉心によるプルトニウムの有効利用にあり、短期的には転換比の向上よりも高燃焼度化による経済性向上に力点を置いていることが明らかとなった。一方、産業界から原研に対しては、より長期的な視点から中核機関として将来の軽水炉システム研究を進めて欲しいとの強い要望があった。

原研では平成9年度より低減速スペクトル炉の研究を開始した。さらに平成10年度より日本原子力発電（株）との共同研究として、原子力メーカー（日立、東芝、三菱）の協力の下に、低減速スペクトル炉心の概念検討を実施している。この共同研究は第1段階を平成11年度まで実施する。その後、概念の詳細化、最適化を行うとともに、概念の成立性を確認するため、炉物理実験、熱流動実験等を実施する計画である。今後はこのような実験を行うための施設の整備を進める必要がある。

低減速スペクトル炉は水を冷却材として使用する点で既存軽水炉システムに類似しているが、エネルギースペクトル的には熱中性子炉よりも高速炉に近い。このため、炉心概念の検討とともに、再臨界事故への対応、MOX燃料を用いた再処理・リサイクル上の技術的課題とコスト評価等、高速炉としての特性に拘わる課題に関しても検討しておく必要がある。

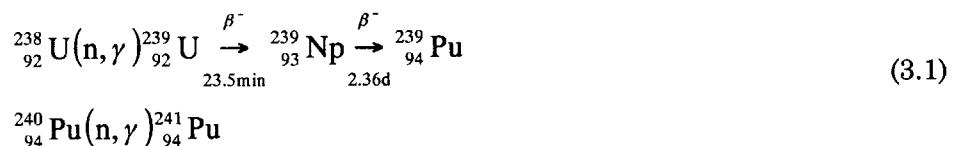
また、低減速スペクトル炉のように既存軽水炉とは大幅に異なる炉心特性を有する新型炉の実用化のためには、炉心燃焼特性試験が不可欠であり、このための実証試験炉の検討も今後の研究スコープに入れる必要がある。

### 3. 低減速スペクトル炉の概要

#### 3. 1 低減速スペクトル炉の原理

中性子 1 個が核分裂性物質に吸収されたときに放出される平均中性子数を  $\eta$  という。構造材による吸収や炉心からのもれがあるため、原子炉の臨界状態を実現するには  $\eta$  は 1 より大きくなければならない。主要な核分裂性核種に対する  $\eta$  の中性子エネルギー依存性を図 3.1.1 に示す[11]。実際に広範囲のエネルギー領域にわたって  $\eta > 2$  である。この余分な中性子は親物質に中性子捕獲を起こさせ、核分裂性物質に変換するために利用できる。この過程を転換という。

親物質 U-238 及び Pu-240 は中性子を 1 個吸収すると、次の反応により核分裂性核種 Pu-239 及び Pu-241 に変わる。



また、転換比は次のように定義される[12]。

$$\text{転換比} = \frac{\text{核分裂性物質の生成量 } (\text{Pu - 239+Pu - 241})}{\text{核分裂性物質の消費量 } (\text{U - 235 + Pu - 239+Pu - 241})} \quad (3.2)$$

転換比が 1 より大きいときには増殖比と呼ばれる。実際、現行軽水炉でも U-235 を消費する一方、U-238 を Pu-239 へ転換するが、その Pu-239 が更に燃焼するので 0.5 程度の転換比となっている[13]。しかし、増殖が起るためには  $\eta > 2$  でなければならない。これは、1 個の中性子が連鎖反応を維持させるのに必要であり、親物質を核分裂性物質に転換するのに 1 個の中性子が必要だからである。図 3.1.1 より転換比を上げる上で望ましいのは 0.1MeV 以上の比較的エネルギーの高い中性子である。また、最も適当な燃料は Pu-239 であることがわかる。

これらのことから、高い転換比を実現するためには、炉内中性子のエネルギーを現行軽水炉より高くする、言いかえると中性子スペクトルを硬くする必要がある。中性子スペクトルを硬くするには炉内の減速材対燃料体積比 ( $V_m/V_f$ ) を小さくする等して、中性子の減速を低下させればよい。現行軽水炉の  $V_m/V_f$  は 2.0~3.0、低減速スペクトル炉では 0.5 程度である。現行軽水炉と低減速スペクトル炉の中性子スペクトルの比較を図 3.1.2 に示す。低減速スペクトル炉では、現行軽水炉に比べ大きな  $\eta$  の得られる 0.1MeV 以上の中性子の割合が多い。また、共鳴領域の高エネルギー側の中性子が現行軽水炉より増え、構造材およびキセノンによる中性子寄生吸収が小さくなる一方、燃料中の親核種による中性子の共鳴吸収割合が増加し、U-238 が Pu-239 に、また Pu-240 が Pu-241 に転換する割合が高くなる。

低減速スペクトル炉心とプルサーマル炉心における、プルトニウム組成変化を図 3.1.3 に示す。燃焼前のプルトニウム中の核分裂性プルトニウム (Pu-239 および Pu-241) 割合は、両炉心で同じであるが、燃焼に伴いプルトニウム組成の変化に違いを生じる。 $V_m/V_f$  が小さい低減速スペクトル炉では燃焼中の親物質から核分裂性物質への転換の割合が高く、特に Pu-239 の生成が多い。このため、核分裂性プルトニウムの量が多くなる。燃焼後に残るプルトニウム中の核分裂性プル

トニウム割合が高く、プルトニウムの品位が良いと言える。また、両炉心において発熱のために消費される核分裂性プルトニウム量が同一であっても、低減速スペクトル炉心ではプルサーマル炉心と比べて転換により生成する核分裂性プルトニウムの量が多いため、燃焼に伴う核分裂性プルトニウム量の減少が低下する。これにより、低減速スペクトル炉では燃焼に伴う反応度の低下が少なく長期サイクル運転が可能となる。

さらに詳しく両炉心におけるプルトニウム組成の変化を見てみる。図 3.1.3 から、低減速スペクトル炉では Pu-239 の割合が多いこと、また、プルサーマルではプルトニウムの高次同位体が多いことがわかる。

まず Pu-239 の割合について考える。原子炉全体が臨界のとき、中性子釣り合いの式は次のようになる。[14][15]

$$\eta_{fis} + \nu_{fer} F = 1 + F + C + A + L \quad (3.3)$$

ただし、核分裂性核種に吸収される中性子数を 1 に規格化した。

ここで

$\eta_{fis}$ =核分裂性核種の再生率

$\nu_{fer}$ =親物質の核分裂あたり生成される平均中性子数

F=親物質を核分裂する中性子数（親物質の核分裂数）

C=親物質に捕獲される中性子数

A=燃料核種（核分裂性核種および親核種）以外に寄生吸収される中性子数

L=炉外へ漏洩する中性子数

転換比 CR は、親物質への捕獲と核分裂性物質の消失の比であるので次のように表される。

$$CR = C = (\eta_{fis} - 1) + (\nu_{fer} - 1)F - (A + L) \quad (3.4)$$

右辺第 1 項は、生成した中性子が核分裂性物質に吸収されたとの剩余を表す。図 3.1.1 から、Pu-239、Pu-241 とも  $10^5$ eV 以上で  $\eta$  の値が上昇している。そのため第 1 項は、中性子の平均エネルギーの高い低減速スペクトル炉心ではプルサーマル炉心より大きくなる。第 2 項は親物質の速い中性子による核分裂から生ずる中性子による効果を表す。 $\nu_{fer}$  と F はともに中性子スペクトルの高エネルギー成分が増えるほど大きくなるので、第 2 項もスペクトルの硬い低減速スペクトル炉のほうが大きくなる。第 3 項は、構造材、冷却材、制御材、核分裂生成物への中性子の捕獲と漏洩を表す。一般にどのような核種も中性子エネルギーが大きくなると捕獲断面積は低下する傾向があるので、低減速スペクトル炉ではプルサーマル炉心に比べて構造材等への吸収が少なく、A を小さくできる。L はブランケットを設けること等で小さくすることが可能である。これらのことから低減速スペクトル炉では転換比が高く、Pu-239 の割合が大きくなる。

次にプルトニウムの高次同位体について考える。プルトニウム同位体の断面積を図 3.1.4[16]に示す。どの核種も捕獲断面積は中性子エネルギーが大きくなると低下する。図 3.1.3 から Pu-240 の割合は低減速スペクトル炉心、プルサーマル炉心でほぼ同じであることがわかる。Pu-240 は Pu-239 の中性子捕獲により生成し、更に中性子を捕獲して Pu-241 を生成して消失する。図 3.1.3 より低減速スペクトル炉心では Pu-239 割合はプルサーマル炉心の約 2 倍多いが、図 3.1.4(a)に見

られるように低減速スペクトル炉心での主な中性子エネルギー領域である  $10^5\text{eV}$  付近での Pu-239 の捕獲対核分裂比は 0.2 程度であり、プルサーマル炉心で主となる  $10^{-1}\text{eV}$  付近での値 0.4~0.5 と比べて小さい。また Pu-240 は 1eV に大きな共鳴ピークがあり、プルサーマル炉心では Pu-240 の消失割合が大きい。これらのバランスにより Pu-240 割合は結果的に低減速スペクトル炉心、プルサーマル炉心も同程度となっていると推測される。Pu-241、Pu-242 に関しては捕獲断面積の違いからプルサーマル炉心の方が生成割合が多くなる。中性子スペクトルの硬い低減速スペクトル炉ではプルサーマル炉心に比べて中性子捕獲により生成されるプルトニウム高次同位体の割合が少ない。

低減速スペクトル炉心と現行プルサーマル炉心の各サイクルでの所要核分裂性プルトニウム富化度を図 3.1.5 に示す。上に述べたように中性子スペクトルが硬くなると Pu-239 の核分裂断面積が大幅に減少するため所要核分裂性プルトニウム富化度は高くなる。プルサーマル炉心では燃焼に伴うプルトニウムの劣化が大きいことにより、サイクル数の増加につれて所要富化度が増加する。一方、同期間における低減速スペクトル炉心の所要富化度はほとんど変化しない。これは燃焼に伴うプルトニウムの品位の劣化がほとんどないことによるもので、低減速スペクトル炉心はプルトニウムの多重リサイクルに適していると言える。

### 3. 2 低減速スペクトル炉の特徴

前節で述べた様に、低減速スペクトル炉の特徴を一言で表現すると、中性子のスペクトルが硬く核特性が高速炉にかなり近い炉と言うことになる。この特徴が、転換比が高い、燃焼反応度が小さい、プルトニウムの劣化を防ぐ等の結果をもたらし、更にそれらの核的な特性によって、ウラン資源の有効活用、長期サイクル運転の達成、プルトニウムの多重リサイクルの実現等の原子炉としての利点を生み出している。

ウラン資源の有効活用に関して、図 3.2.1 に転換比と天然ウラン利用率の関係を示す[17]。これは、1 回のリサイクル当たりのサイクルロスを 3 % としてリサイクルを繰り返した時の計算値である。天然ウラン利用率は以下の式で定義される。

$$\text{天然ウラン利用率} = \frac{\text{燃焼したウラン及びプルトニウムの量}}{\text{使用された天然ウランの量}} \quad (3.5)$$

現行軽水炉の天然ウラン利用率は、0.6 % 程度である。以前検討した高転換軽水炉の転換比は 0.8 程度[2]であったので、天然ウラン利用率としてはせいぜい 2 % 程度であった。この図から、転換比が 0.95 程度を越えると天然ウラン利用率は急激に上昇し、サイクルロスを差し引いても転換比が 1 を上回る 1.05 程度で、燃焼度によって決まる上限値（3 % 及び 6 % 程度の燃焼度、即ち、30 及び 60GWd/t 程度で、上限値は 50 % 及び 70 % 程度）に達することが分かる。従って、1 を越える転換比を達成できると、天然ウラン利用率を著しく大きくでき、資源の観点からその達成を目指す意義は大きいことが理解できる。

図 3.2.2 は、将来にわたり想定された発電容量の増加に対して、ウラン資源の利用が可能な年数を幾つかの炉型の異なるケースに対して計算した結果である。発電容量の変化を 2030 年で 1

億 kWe 及び 2100 年以降 1.4 億 kWe と図中の曲線の様に仮定し、我が国が世界の資源量の 10% を使用することができるとした。確認資源のみ（約 400 万トン[18]）しか利用できないときには、図中の破線で示されている様に 2040 年頃までにウラン燃料の軽水炉により資源を使い果たすこととなり、約 1500 万トンと推定されている究極資源量[18]を利用できた場合でも、ウラン燃料の軽水炉のみの利用では図中の①の領域で示されている様に 2090 年頃までにウラン資源を使い果たすこととなる。それまでに回収されたプルトニウムをプルサーマルで 1 回リサイクルした場合でも利用可能期間は 2100 年頃までになり、図中の②の領域で示されている様に利用可能期間が 10 年程度しか延長されない。これに対し、サイクルロスを差し引いた正味の転換比が 1 を越える高転換比の炉を軽水炉から徐々に置き換えて利用してプルトニウムのマルチリサイクルを行った場合には、図中の③で示されている長期間の領域が加わることとなり、利用可能期間が著しく増加して 7400 年頃までの 5000 年以上の間利用可能となる。この情報からも、1 を越える転換比の達成がウラン資源による長期的なエネルギー供給に有効であることが理解できる。

次に、高燃焼度・長期サイクル運転の達成に関しては、主として燃料サイクル費用及び燃料交換・定期点検（定検）費用の削減に有効であり、経済性の向上に寄与すると期待される。現在、法令により、1 年に 1 回の定検が義務づけられており、そのタイミングを利用して燃料交換が行われているが、燃料の高燃焼度化に対応して、定検のサイクルを 18 ヶ月程度まで伸ばすことを目指した検討が進められている。また、将来型炉に関する種々の設計の要求では、少なくとも 45 (BWR) 又は 55 (PWR) GWd/t の取出平均燃焼度の達成とともに運転サイクルを 2 年とすることが掲げられている[19]。定検に関しては、1000MWe 級の炉で 1 回当たり 50 億円程度の費用がかかると言われており、仮に運転サイクル期間を 2 年にできたとすると、定検 1 回分の費用との間の発電収入の増加を考慮すると、2 年間で 100 億円程度の経済性の向上が期待できる。また、燃料費は、1000MWe 級の炉で、1 運転サイクル毎に取り替える分が 130 億円程度であると推定されるが、燃焼度が 50% 増加したとすれば、1 運転サイクル期間当たり 65 億円程度の経済性の向上が期待される。更に、高燃焼度化の程度に反比例して発生する使用済み燃料の量が減少することから、現状では定量的な評価は難しいものの、再処理、高レベル廃棄物の処分等のバックエンド費用がそれに対応して減少することが期待される。

最後に、プルトニウムの多重リサイクルの実現に関しては、前節でも詳しく述べた様に、低減速スペクトル場ではプルトニウムの高次化が進まず Pu-239 の割合を高く保てることから[20]、プルトニウムの多重リサイクルが実現可能となる。これにより、プルトニウムを有効な核燃料物質として活用することが可能となる。一方、MOX 燃料を PWR やプルサーマルの高度化と考えられる高減速炉で燃焼させた場合に対する計算例を表 3.2.1 に示す[21]。この結果から、PWR で 2 回リサイクルした場合でも、Pu-239 の割合は 20% 程度低下するとともに Pu-240 及び Pu-242 は各々 20% 及び 50% 程度増加し、結果として必要なプルトニウム富化度は 60% 程度増加することが分かる。更に、高減速炉で 2 回リサイクルした場合では、Pu-239 の割合は 40% 程度低下するとともに Pu-242 は各々 30% 及び 130% 程度も増加し、結果として必要なプルトニウム富化度は 80% 程度増加することが分かる。これらのことから、現行の PWR や高減速炉でのプルサーマルによるプルトニウムの多重リサイクルの実現は難しく、その場合にはプルトニウムは有効な物質と言うよりはむしろ消滅すべき長寿命核種の一つとして考えられることになる。

表 3.2.1 MOX 燃料を PWR (STD-PWR) と高減速炉 (HM-PWR) で燃焼させた場合の Pu 同位体組成比の変化の計算例

Generation	STD-PWR				
	1	2	3	4	5
Total Pu content (w/o)	10.15	13.625	15.981	17.779	19.228
Pu-238 (%)	4.0000	4.8260	5.2880	5.5389	5.6633
Pu-239 (%)	50.4000	42.6180	39.1890	37.1235	35.6755
Pu-240 (%)	23.0000	26.9270	28.2750	28.9289	29.2940
Pu-241(%)	13.5000	13.4140	12.8570	12.3085	11.8480
Pu-242 (%)	9.1000	12.2150	14.3910	16.1003	17.5181
U-235 (%)	0.2500	0.2500	0.2500	0.2500	0.2500
U-238 (%)	99.7500	99.7500	99.7500	99.7500	99.7500

Generation	HM-PWR				
	1	2	3	4	5
Total Pu content (w/o)	6.703	9.636	12.107	14.374	16.583
Pu-238 (%)	4.0000	4.6484	4.9674	5.1382	5.2151
Pu-239 (%)	50.4000	36.9325	31.5575	28.5209	26.4344
Pu-240 (%)	23.0000	29.0647	29.6867	29.3443	28.7947
Pu-241(%)	13.5000	13.0907	12.7012	12.1591	11.6091
Pu-242 (%)	9.1000	16.2637	21.0871	24.8376	27.9467
U-235 (%)	0.2500	0.2500	0.2500	0.2500	0.2500
U-238 (%)	99.7500	99.7500	99.7500	99.7500	99.7500

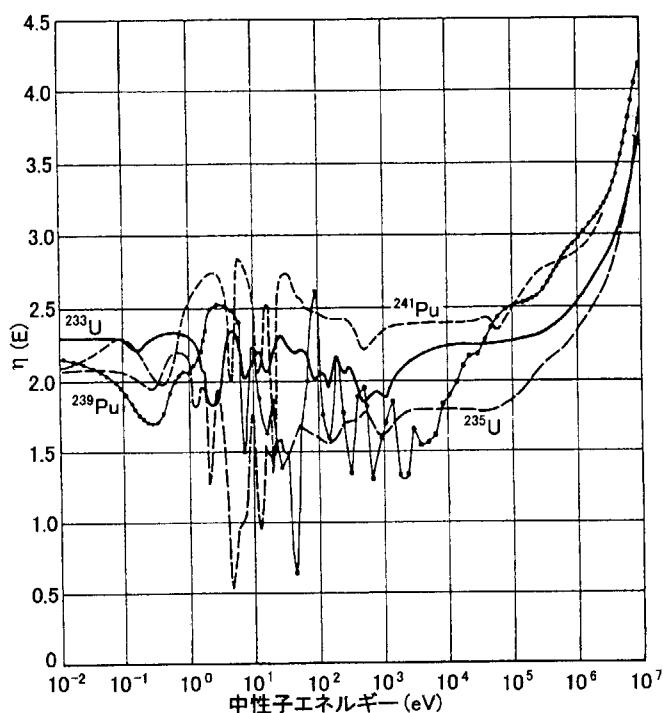
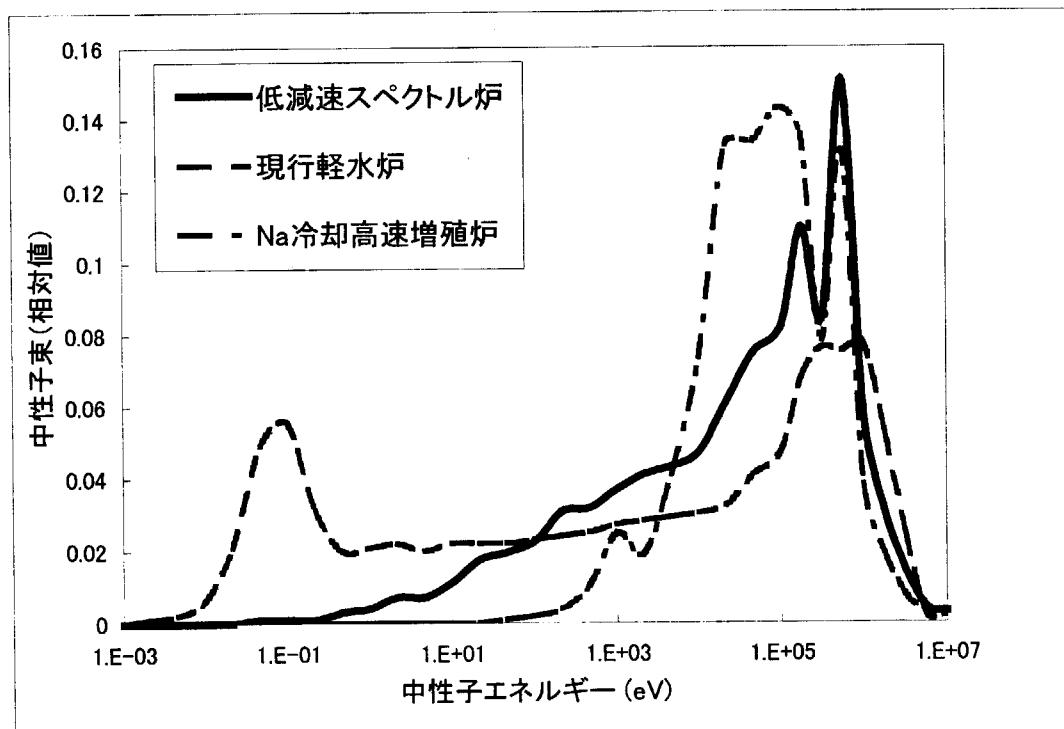
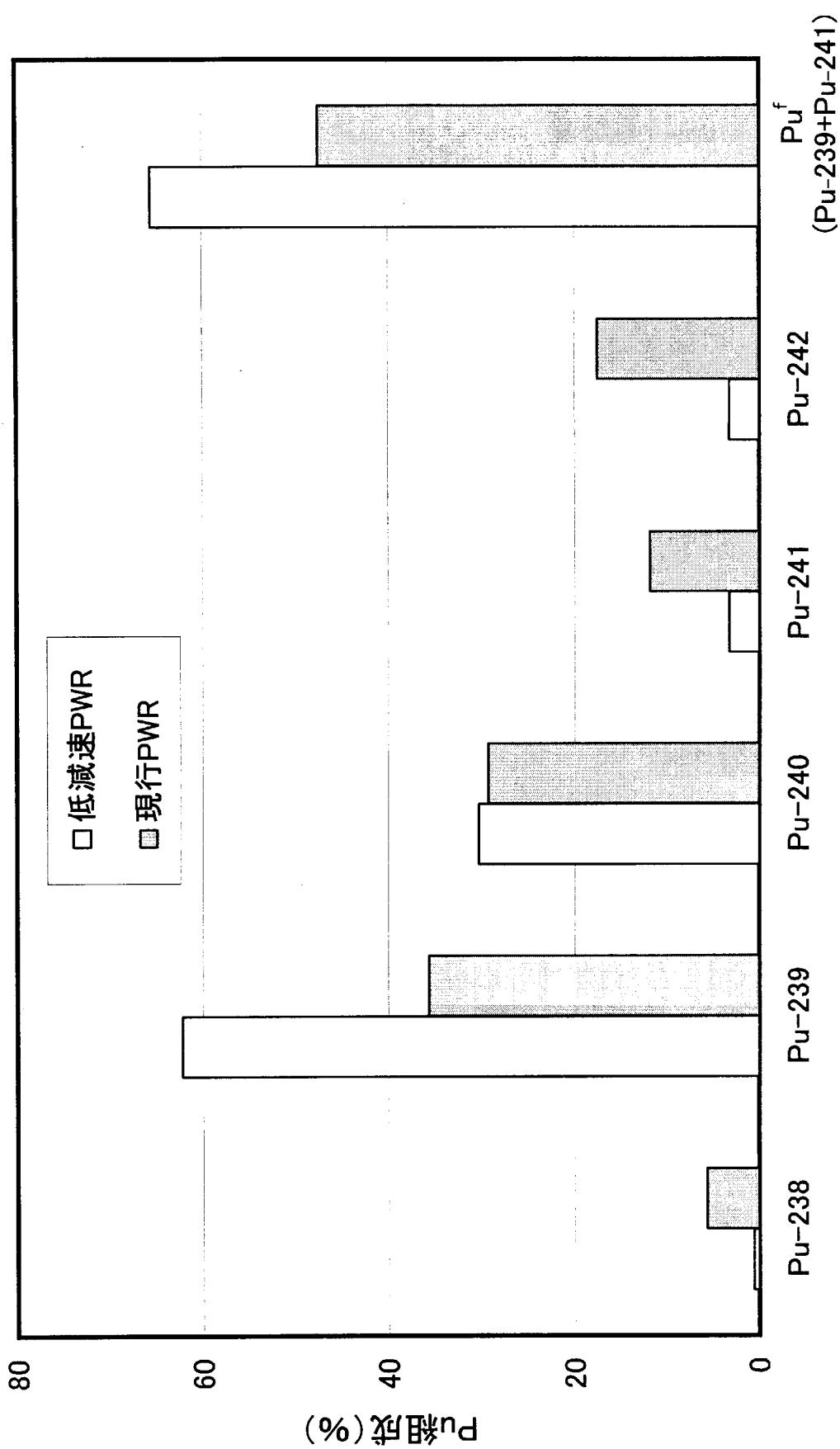
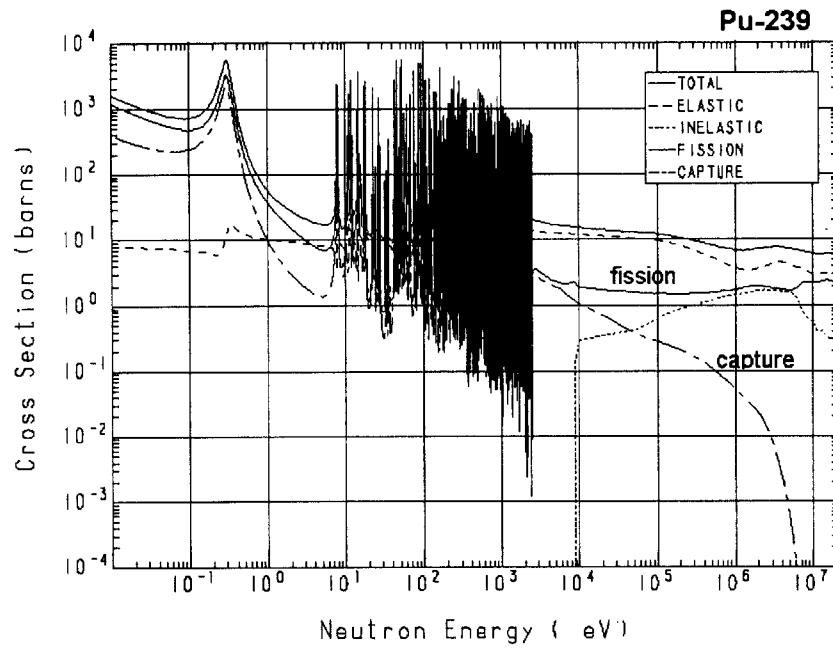
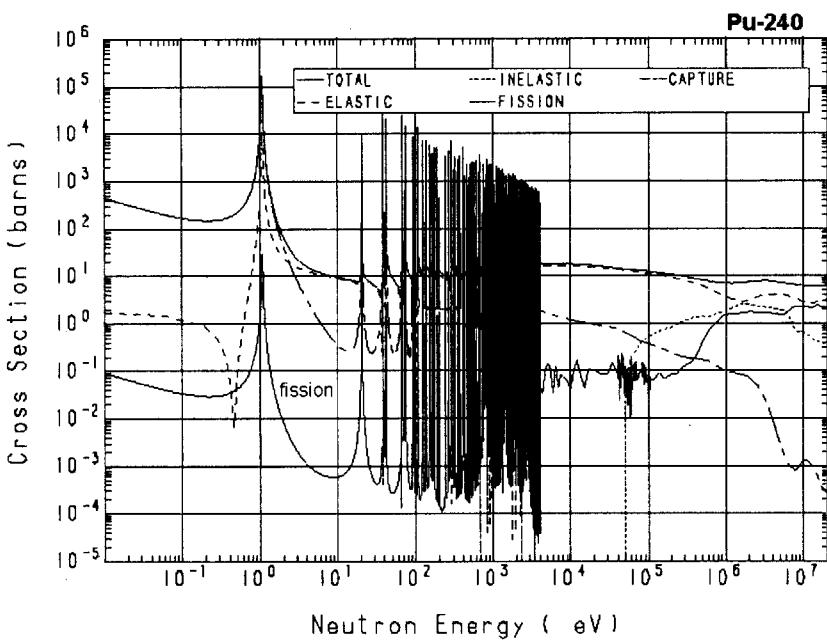
図 3.1.1 主要な核分裂性核種に対する  $\eta$  の中性子エネルギー依存性

図 3.1.2 低減速スペクトル炉と現行軽水炉、高速増殖炉との中性子スペクトル比較



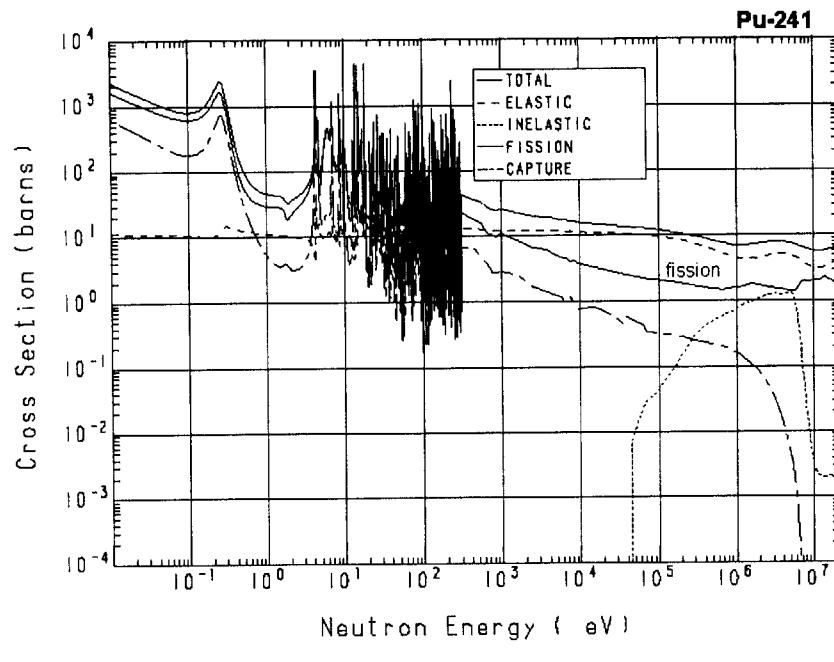


(a) Pu-239



(b) Pu-240

図 3.1.4 プルトニウム同位体の断面積



(c) Pu-241

図 3.1.4 プルトニウム同位体の断面積

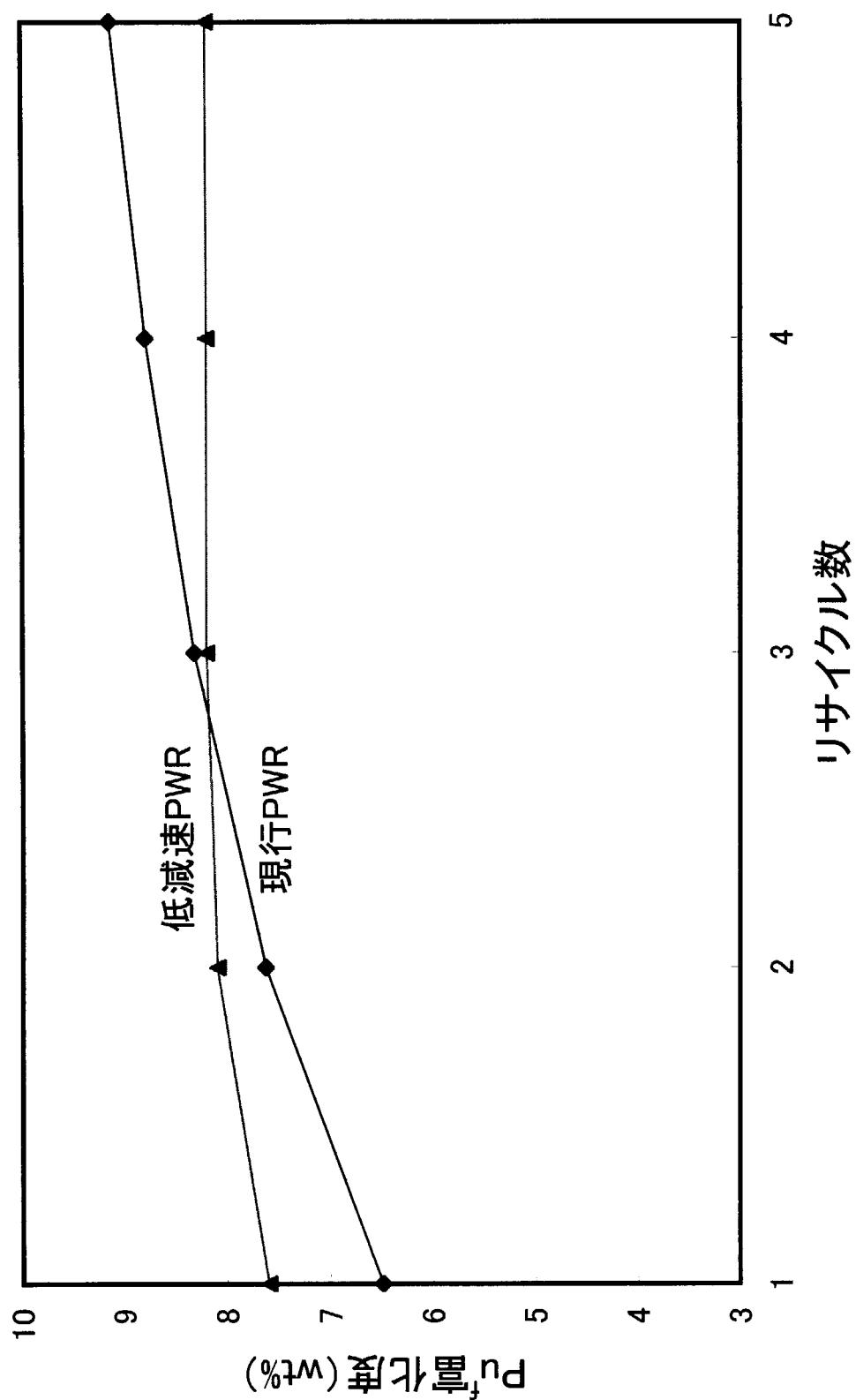
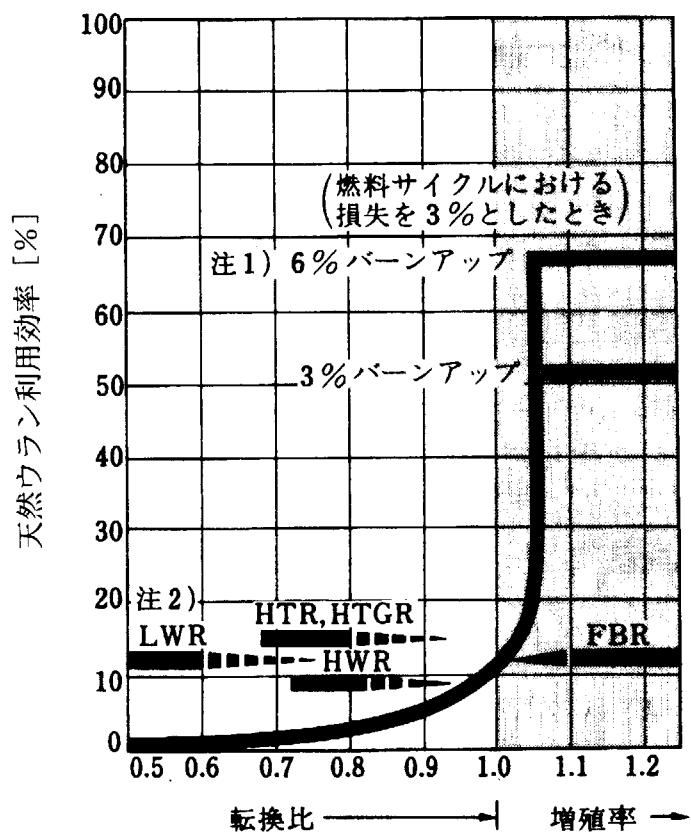


図3.1.5 各サイクルでの所要核分裂性Pu<sup>f</sup>富化度



注1) 燃焼度(バーンアップ)を高くすれば、それだけ  
燃料利用効率はよくなる。

注2) LWR: 軽水炉, HWR: 重水炉, HTR, HTGR:  
高温ガス炉, FBR: 高速増殖炉

図 3.2.1 転換比(増殖率)と天然ウラン利用効率の関係

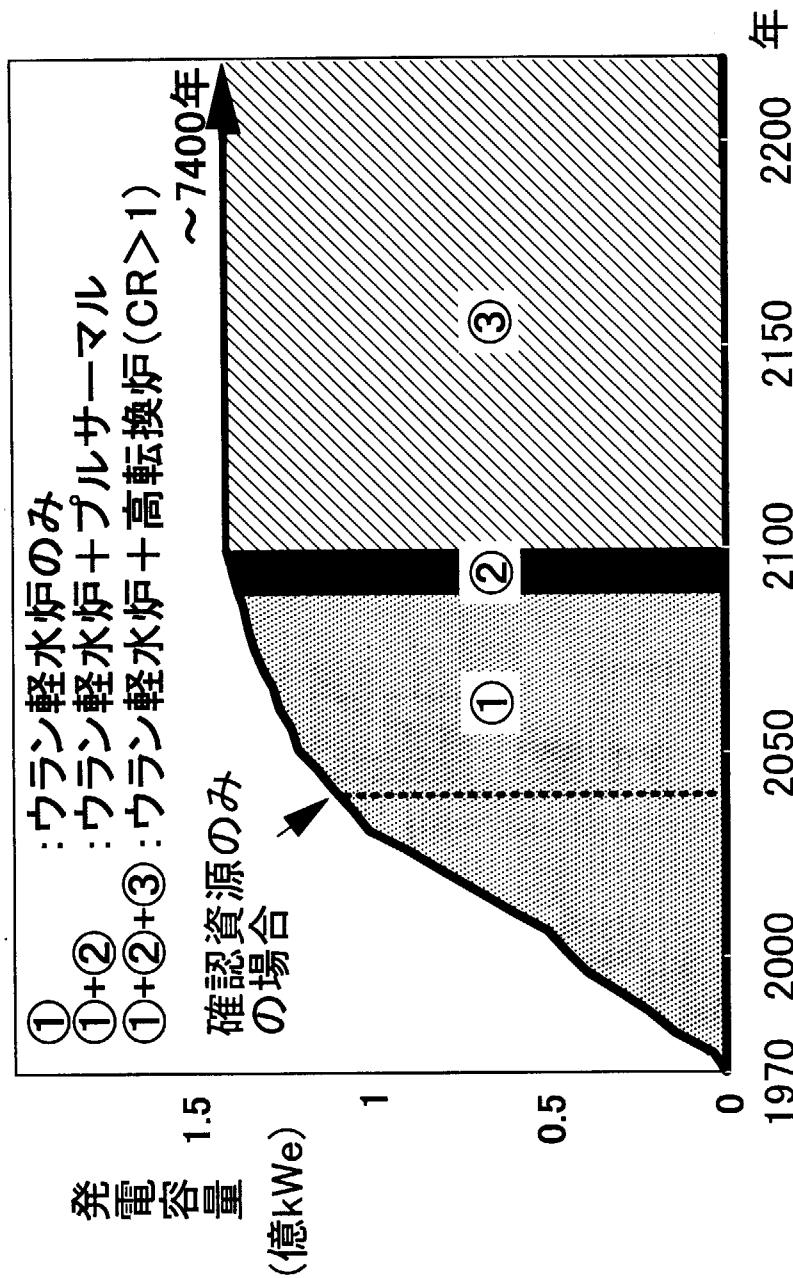


図 3.2.2 ウラン資源の利用可能年数の評価例

#### 4. 炉心設計研究の現状

##### 4. 1 炉心設計目標

本設計研究を進めるに当たり、設計目標を以下のように設定した。低減速スペクトル炉には、上述のように色々な特徴があり、そのどれを主要な設計目標にするかによって炉心の特性もかなり異なったものとなるが、それらの共通因子として、高転換比が挙げられる。即ち、ある程度の高転換比が達成されれば、燃焼反応度を小さくできて長期サイクル・高燃焼度化が可能となり、また、一方では、核分裂性プルトニウムの割合を高く保つことができてプルトニウムの多重リサイクルの実現が可能となる。これらのことから、ウラン資源の有効活用の観点からの意義を主に考えて、まず第1の設計目標として、1を上回る転換比の達成を掲げた。これまでの研究からも、この目標の達成は決して容易ではなく、また、その達成は必ずしも保証されたものではないが、本研究においては、高転換比の限界に挑戦することも念頭に置いて、上記の目標を設定することとした。また、本炉心を含む原子炉システムとしては、可能な限り現行軽水炉のそれを用いることを基本としたため、安全上の観点からも現行軽水炉と同様に負のボイド反応度係数の達成を第2の設計目標とした。

上でも触れた様に、低減速スペクトル炉の特徴のうちどれを主要な設計目標とするかによって炉心の設計もかなり異なったものとなると考えられる。例えば、主に長期サイクル・高燃焼度を目指す場合には、プルトニウムの富化度を増加させたり、ボイド係数の悪化への対策が重要となり、結果的に転換比をある程度下げた設計とせざるを得ないことも考えられる。逆に言えば、1を上回る高転換比の達成を目標にすることによって、長期サイクル・高燃焼度に関しては、可能な範囲が限られてくることになると考えられる。従って、本設計研究においても、具体的なニーズに基づいた設計目標を定めて研究を進めることができることが本来の姿である。しかしながら、現状では、低減速スペクトル炉に対する具体的な設計目標が明白になっているとは言えない状況である。

これらの背景からも、核的及び熱水力的な設計上の観点から一番難しい設計となると考えられる1を上回る高転換比の達成を目指した研究をしておけば、他の目標に変更して転換比を下げた設計を行う場合においてもその研究の成果が十分に活用できると考えられることから、この目標の設定が適切なものであると考えている。

PWR型炉に関しては、これらの2つの設計目標を掲げ、高転換比を達成するための一案として重水を冷却材とするものも検討した。同様の検討は三菱重工でも行われている[20]。BWR型炉に関しては、ボイドの存在を利用することによりPWR型炉より高転換比の達成がし易く、既に転換比が1を越える設計が日立(RBWR)[22]及び東芝(BBWR)[23]から提案されていることも考慮して、上記2つの目標を満たしつつ更に以下に示すような、より高い設計目標を設定して、性能の向上を目指した。即ち、

- (1) 1.1程度の高転換比の炉心
- (2) 2年以上の長期サイクル運転が可能な炉心
- (3) 現行炉の燃料集合体をベースとしたプランケットを使用しない単純な炉心

である。(1)に関しては、ウラン資源の有効活用の観点から、3%程度のサイクルロスを仮定しても十分に大きな転換比を得ることを目指すとともに、実現可能な転換比の上限を見極めることをも念頭において設定した目標である。(2)に関しては、1を越える高転換比を達成しつつ、燃料サ

イクルコストの低減を目指す観点から目標を設定した。一般に、長期サイクルを達成するために高燃焼度化を図ると、転換比やボイド反応度係数が悪化するいわゆるトレードオフの傾向を持つことから、当面2年程度の期間を設計目標とした。(3)に関しては、上記の設計目標を持つ炉心は、一般的に現行炉とかなり異なった炉心構造となってしまうとともに、転換比の向上やボイド反応度係数の改善のためにブランケットを多用したものとなっていてバックエンドの負荷の観点からは好ましくないことから、導入のし易さやバックエンドへの負荷の低減を目指して設定した目標である。

この他の設計目標値に関しては、以下の様に考えた。即ち、取出平均燃焼度、サイクル長、電気出力は、それぞれ  $45\text{GWd/t}$ , 1年,  $1,100\text{MWe}$  を一応の目標とした。これらの値は、現行の炉に対するものと同程度であり、将来型炉としては物足りないと感じる感もあるが、上記の2つの目標の達成を目指す場合においてこれらの数値も更に向上させることは容易な事ではない。例えば、燃焼度を高くしようとすると転換比は低下する傾向を持つとともに、燃焼の末期におけるボイド反応度係数が悪化する傾向となる。この様に、これらの特性は独立に決定されるのではなく相互に関連を持ち、しかもトレードオフの関係にあることがこれまでの研究から知られている。また、ボイド反応度係数対策として炉心を扁平化すると、炉心の半径を大きくせざるを得ず、炉容器の製作上の制限から炉心の出力が大きくできないという傾向も存在する。これらの関連性を考慮して、当面高転換比と負のボイド反応度係数の2つの目標を優先させてその達成を追求することとし、その他の目標値については、一応の目安とする程度の位置づけとし、結果を見ながら判断していくこととした。

#### 4. 2 炉心設計における課題

低減速スペクトル炉の設計における重要課題は転換比を出来る限り高くしつつボイド反応度係数を負にして現行軽水炉並みの安全を確保することである。この2つの設計条件はトレードオフの関係にある。ボイド反応度係数を負にするためには中性子の漏れを大きくする必要があり、その結果それによって失う反応度を補うためにプルトニウムの富化度を上げざるを得なくなる。富化度が上がると親物質が減ることにより核分裂性物質の生成量が減少して、結果として転換比が悪くなる。ここに低減速スペクトル炉設計の困難さがあり、設計上の工夫を必要とする。

##### 4. 2. 1 転換比の向上

ここで転換比とは文献によって色々と別の定義が使用されているが[12]、図4.2.1に示されているように定義されると考えておく。転換比が1.0以上ということは燃焼した分裂性プルトニウムより多くの分裂性プルトニウムが生成される事を表わしている。

転換比は一般に中性子スペクトルが硬い（高エネルギーの中性子割合が大きい）ほど大きくなるので、中性子の減速能の大きい軽水を用いた低減速スペクトル炉の転換比を上げる手段は、水対燃料の体積比を小さくするか、BWR型炉ではボイド率を高くして実効的な水対燃料体積比を小さくする必要がある。水対燃料体積比を小さくすることは燃料集合体製作上から制限が生ずる。PWR型炉の場合体積比を0.5以下にして初めて転換比が1.0近くになる。この時の燃料棒の間隙は約1mmとなる。この程度まではグリッド構造で製作が出来る事が確認されている。燃料棒間

隙をこれ以下にするにはヘリカルフイン形式燃料集合体にする必要がある。この場合、再冠水時の炉心冷却に懸念がある。そこで PWR 型炉では軽水の代わりに重水を使用して減速能を減少させて転換比を上げる事も考えられる。BWR 型炉ではボイド率を現行の約 40%から約 70%に大きくして転換比を上げることが出来るので、燃料棒間隙は 1.3mm程度でも良い。しかし、ボイド率を大幅に上昇させる事は技術的に未知の領域である。

低減速スペクトル炉ではナトリウム冷却高速炉と同様にボイド反応度係数が正になる課題があり、これを負にするために炉心の扁平化等中性子の炉心からの漏れを大きくするため、反応度のロスが避けられず、富化度を上昇せざるを得ない。富化度を上げると転換比は小さくなる。

このように転換比が 1.0 を越える低減速スペクトル炉の設計には技術的に解決すべき問題が多くあり、4.3 節に述べたように、種々の工夫が提案されている。

#### 4. 2. 2 負のボイド反応度係数

低減速スペクトル炉を設計するにあたり、ボイド反応度係数を負とする点が設計上の焦点となっている。炉心中にボイドが増加した時、反応度が増加する場合をボイド反応度係数が正、逆に減少する場合を負という。炉心の反応度は炉心内の中性子による各種反応と炉心からの漏れによって決まる。ボイドが増加するとこれらの中性子反応の競合によってボイド反応度係数が正になったり負になったりする。どのような場合に正になり、またどのような場合に負になるかを考える。

炉心中で核分裂によって発生する中性子の数と、炉心中で吸収される全ての中性子に炉心から漏れる中性子を加えた数との比を実効倍倍係数 ( $k_{eff}$ ) という。実効倍倍係数は中性子の漏れがない無限体系での倍倍係数 ( $k_{\infty}$ ) と中性子の漏れに関する項 ( $L$ ) に分けて考えられる。すなわち、

$$k_{eff} = k_{\infty} \cdot L \quad (4.1)$$

と表現できる。ここで、 $k_{\infty}$ は炉心中の核分裂数と吸収の比で決まる。中性子の漏れは、炉心の大きさと中性子の吸収までの移動距離に依存する。炉心が小さいか、または移動距離が大きいと中性子は漏れやすくなる。(4.1)式において、中性子の炉心からの漏れに関する項  $L$  は近似的には円柱炉心の場合、

$$L = 1 / [1 + M^2 \cdot B^2] \quad (4.2)$$

$$B^2 = [2.405 / (R + \lambda)^2 + \pi / (Z + \lambda)^2] \quad (4.3)$$

ここで、

$B^2$  : バックリング ( $c m^{-2}$ )

$R$  : 炉心半径 ( $c m$ )

$Z$  : 炉心高さ ( $c m$ )

$\lambda$  : 反射体節約 ( $c m$ )

$M^2$  : 中性子移動距離の 2 乗 ( $c m^2$ )

で表わされる。 $L$  は中性子の漏れがない時 1.0 で、漏れの増加に従い減少する。

現行（熱中性子型）軽水炉心と低減速スペクトル炉心の比較について考える。なお、両炉心の中性子スペクトルは、ナトリウム炉心の場合も含めて図 3.1.2 に示してある。

- ・熱中性子型軽水炉ではボイドが増加すると、減速材による中性子の減速効果の減少により、図 3.1.2 のスペクトルで熱中性子領域の分担が減少し共鳴領域である 1 eV から 10 keV までのエネルギーの中性子が増加して U-238 及び Pu-240 の共鳴吸収が増加するため、 $k_{\infty}$ は減少する。一方、漏れは減速材による衝突の減少と全体での中性子吸収の減少から移動距離が増加して増大するため、(4.2)式の  $L$  は小さくなる。つまり両者はともに  $k_{eff}$  を減少させる効果を持ち、結果としてボイド反応度係数は常に負となる。
- ・低減速スペクトル炉心の場合はボイドが増加すると、スペクトルが高エネルギー領域にシフトして炉心中の核分裂、吸収いずれも減少するが、吸収当たりに発生する中性子の数は図 3.1.1 に示すようにエネルギーが高くなると増加する。その結果  $k_{\infty}$  は増加する。一方、漏れは先に述べた現行軽水炉と同様な理由で増大する。ボイド反応度係数の値は、 $k_{\infty}$  の増加効果と漏れの増加効果の競合によるが、一般的な炉心では  $k_{\infty}$  の増加が勝って  $k_{eff}$  は増加し、ボイド反応度係数は正になる。
- ・従って低減速スペクトル炉心では漏れの増加効果を大きくする設計をして、ボイド反応度係数を負にする事が必要になる。

炉心が小型になると、中性子の炉心からの漏れが増加する。しかし出力を維持するためには炉心体積を維持しつつ漏れを大きくする工夫が必要である。最も単純な方法は炉心を扁平化することである。このようにすれば炉心表面積が増加して漏れが増加することが分かる。

今、炉心体積が一定の条件で考えると、 $R^2Z=$ 一定であるから、 $Z$  を  $1/2$  にすると  $R$  は  $\sqrt{2}$  にしかならず、 $Z$  の減少の寄与の方が大きく一般には(4.3)式の  $B^2$  は増加し中性子の漏れが増加する。ボイドが発生すると  $M^2$  が増加し、 $L$  は減少する。

以上の漏れを増加させる一つの手段である炉心扁平化の効果を、図 4.2.2 に示す。

中性子の漏れを増加させてボイド反応度係数を負にする手段は扁平炉心以外にも色々考えられている。例えば、逆に縦長炉心で径方向の中性子漏れを大きくする方法、ボイド管を炉心に設置して中性子の漏れを増加させる方法、燃料部から漏れた中性子を効率よくブランケットに吸収させるシード・ブランケット燃料の採用等である。

#### 4. 3 炉心概念設計例

##### 4. 3. 1 高転換比 BWR 型炉

高転換比の達成限界を目指し、転換比 1.1 の BWR 型炉心の成立性の検討を行った。その他の設計条件として、負のボイド反応度係数、45GWd/t の燃焼度、1 年以上の運転サイクル長を目指した。核計算に当たっては、燃料集合体格子の群定数は、燃焼計算と結合したモンテカルロ法 (VMONT コード[24]) によりエネルギー群数 109 群で作成した。炉心計算は、各燃料集合体を独立に取り扱う 3 次元核熱水力結合コードにより実施し、エネルギー 12 群、炉心高さ方向 30 ノード程度で燃焼計算と燃料交換を繰り返して平衡炉心を作成した。

転換比を大きくするためには、水対燃料体積比を低減させる必要があるが、ボイド率を考慮してその実効値を 0.17 程度まで低減した。これにより構築された炉心の基本仕様を現行 ABWR と比較して表 4.3.1 に示す。また、燃料集合体の具体的な構成を図 4.3.1 に示す。炉心は、図 4.3.2 に示すように、924 体の六角型の燃料集合体と炉心の下方から挿入される 295 体のフォロワー付

きY字型制御棒から構成される。燃料被覆管は現行炉と同じジルカロイ製とし、燃料棒の曲がり等を考慮して燃料棒間隔を1.3mmとしたため、燃料棒は図4.3.1に示すように、14.5mmの太径燃料棒となり、かつて使用されたBWRの7×7型集合体燃料と同程度である。この結果、炉心の外接半径は3.6mとなるが、圧力容器は製作可能な大きさの範囲内である。

ボイド反応度係数を負とする対策として、炉心を18.5及び20cmと著しく扁平化した2領域とし、図4.3.3に示すようにその間及び炉心上下部に劣化ウランのブランケットを配置した。内部ブランケットの高さは29.5cmで、上下ブランケットは各々33及び20cmである。ボイド反応度係数は、負の値となって-10pcm/1%void ( $1\text{pcm}=10^{-5}\Delta k/k$ )であった。平衡サイクル中期の、転換比は1.1となったが、プルトニウム残存比としては1.06となった。プルトニウム残存比は下式で定義され[12]、導入効果の検討において使用される。

$$\text{プルトニウム残存比} = \frac{\text{取出燃料中の核分裂性プルトニウム量}}{\text{装荷燃料中の核分裂性プルトニウム量}} \quad (4.4)$$

燃料部の平均核分裂性プルトニウム富化度は18%であるが、集合体内の富化度を5種類として局所ピーピングが1.05以下になるようにした。炉心の径方向出力ピーピングも1.21で平坦化が図られている。炉心流量は、ABWRの約1/4で、炉心の平均ボイド率及び出口クオリティは70%及び55%と著しく高い値となっているが、修正CISE式[25]による最小限界出力比(MCPR)は1.3と評価されている。最大線出力密度は17kW/ftで、同径のかつて用いられた7×7型集合体燃料の制限値である18.5kW/ft以下になっている。

以上の設計と類似しているが、ステンレス鋼製被覆管の使用も考慮して燃料棒間隔を1mmとした設計も実施した。燃料棒の曲がりや除熱の観点から今後の開発課題となるが、炉心外接半径は3.04mに減少する。本炉心の基本仕様を表4.3.2に示す。また、燃料集合体の具体的な構成を図4.3.4に示す。

以上の炉心に関する今後の課題は、過渡変化時の特性の確認、非常に扁平な2重炉心における安定性及び制御性の確認、臨界実験及び燃焼実験による核特性の確認等があげられる。

#### 4. 3. 2 長期サイクルBWR型炉

1.0を越える高転換比を達成しつつ、燃料サイクルコストを低減する観点から設定した2年以上の長期サイクル運転が可能な炉心を目指して、現行大型BWR(1350MWe、炉心最大直径約6m)をベースとして、MOX燃料で取出燃焼度60GWd/t、負のボイド反応度係数、炉心転換比1.0のBWR炉心概念を構築した。運転サイクル期間を長期化させ、かつ、取り出し燃焼度を高めるためにはプルトニウム富化度を高める必要がある。本設計ではプルトニウム富化度は15wt%とした。プルトニウム富化度の高いことやマイナーアクチニドの増加はボイド反応度係数を正にする効果があるので、ボイド反応度係数を負にするため、炉心概念は以下のように構築した。

- ・三角配列稠密格子の大型バンドルにより水対燃料断面積比を約0.5にした。これにより転換比向上を図るとともに、燃焼反応度も低下させて運転サイクルの長期化を図った。
- ・ボイド反応度係数を負にすることと、現行大型BWRの炉心最大直径を越えることなく熱的制

限値をクリアすることとの兼ね合いから炉心高さは 1.6m とした。

- ・ ブランケットは、炉心の上下に 30cm 設けた。
- ・ 通常運転時には中性子漏洩量が少なく、ボイドが増加する事象が生じた場合には中性子漏洩量が増加しボイド反応度係数を負にするため、ボイド管集合体を炉心に装荷した。ボイド管集合体の断面図を図 4.3.7 に示す。このボイド管集合体の下部にはハフニウム発熱体が配され、ボイドを発生させる。その原理は以下の通りである。通常運転時には燃料集合体からの中性子は、ボイド管と燃料集合体との間に介在する蒸気と飽和水の混合流体により反射されるためボイド管を貫通して炉心上下方向に漏洩する中性子量は抑制される。ボイドが増加する事象が生じた場合には介在する混合流体中の飽和水量も減少する。その結果、中性子反射作用が減少するため、燃料集合体で増加した中性子はボイド管を貫通して炉心上下方向に漏洩する。炉心高さを低くすることのみによりボイド反応度係数を負にしようとすると、通常運転時での中性子漏洩量も多くなり、プルトニウム富化度を高める必要が生じる。一方、ボイド管集合体を設置した炉心ではプルトニウム富化度の増加は少なくてすむため燃焼反応度等の炉心性能が向上する。上記の方針の元に炉心仕様を表 4.3.3 のように定めた。炉心断面図、立面図を図 4.3.5 に示し、燃料集合体仕様例を図 4.3.6 に示す。

ボイド管集合体は必要とするボイド反応度係数低減量に応じてその設置数を調整することにより、比較的大きな範囲にわたって柔軟にボイド反応度係数の低減を行うことのできるデバイスである。このため、長期サイクル・高燃焼度化に伴うボイド反応度係数の悪化に設置数の増加によって対応することが可能であり、本炉心設計に有効なボイド反応度係数低減対策である。

表 4.3.4 に炉心性能を示した。今後の課題としては、炉心仕様の最適化と、炉心主要性能の解析により本炉心概念の成立性を確認することがある。特に、ボイド管の過渡特性の詳細な解析が重要である。

#### 4. 3. 3 ブランケット無し BWR 型炉

現行炉（1350MWe 級 ABWR）の燃料集合体と互換性を保つとともにブランケットを使用しない単純な炉心を目指す。これは、導入のし易さとバックエンドへの負荷の低減を目指して設定された目標である。また、ブランケットが無いことから、再処理において使用済燃料からウランとプルトニウムの分離はせずに、核分裂生成物等の他の不純物は除去し、得られるプルトニウム富化度の高い MOX に劣化ウランの混合調節で燃料製造が可能であると見込まれる。

炉心概念は以下の方針に従い構築した。

- ・ 燃料集合体数は ABWR と同数の 872 体にした。チャンネルボックスの大きさは制御棒の反対側の水ギャップ分だけ大きくした。
- ・ 燃料集合体燃料棒配列は  $9 \times 9$  正方格子で ABWR と同形であり、かつ、制御棒も現行炉と同じ十字型とした。燃料棒直径は BWR4 における  $7 \times 7$  燃料集合体での燃料棒に近い 15.2mm とした。
- ・ 燃料集合体とその周りの水ギャップとから成る燃料集合体セル寸法は現行炉と同寸法（ $15.49\text{cm} \times 15.49\text{cm}$ ）とした。これにより、炉心半径方向、シュラウド、圧力容器の形状寸法は現行炉のままである。なお、減速材対燃料体積比 ( $V_m/V_f$ ) は 0.34 となる。

- ・炉心ボイド率分布は現行炉に近いものにした。すなわち、炉心底部0%、炉心上部70%程度とし、炉心入り口出口流体条件を同等とすることにより、プラント機器の雰囲気が変わらないようにした。
- ・水ギャップでの水を排除して転換比を向上させるために十字型制御棒の上は中空とした。通常運転時には、この中空部は炉心部に挿入されている。水を排除して更に転換比を向上させるために、正方配列の燃料棒の対角部に中空チューブを配した。図4.3.8に燃料集合体断面図を示す。

以上の設計により、現行炉から大きな変更をすることなく、転換比が約1.1のプランケット無し炉心が構築できた。図4.3.9に反応度と転換比を示す。図4.3.10に半径方向出力分布を示す。表4.3.5に主要炉心仕様を示し、表4.3.6に核的主要性能を示す。

本設計では、全炉心出力は現行炉の60%と低く、取出燃焼度も13.5GWd/tと低くなつた。今後これ等の値を少くとも現行炉程度まで向上させる必要がある。

#### 4. 3. 4 高転換比PWR型炉

将来型軽水炉概念の一つとして、高転換PWRの概念検討を進めている[20],[26],[27],[28]。PWR炉心では燃料格子の稠密化により転換比を増大することができ、かつ軽水の代わりに重水を使用することにより更なる転換比向上が図れる。本設計では燃料格子の稠密度、減速材材質による主な核特性への影響を評価するとともに、ボイド反応度係数対策を検討し、これらの対策を使用して高転換比PWR型炉の炉心概念構築を目指した。

水対燃料比を低減するため、燃料棒間隙を低減し、燃料棒配列を三角にした。ここでは、燃料棒間隙を0.5~1.5mm、燃料棒外径を8.5~15mmにすることによる転換比及びボイド反応度係数等主な核特性への影響を評価した。また、減速材を軽水から重水に変更した場合の核特性を比較した。これらパラメータの転換比への影響を図4.3.11に示す。ボイド反応度係数についても同様にパラメトリックに評価した結果を図4.3.12に示す。重水の方が転換比は高いが同じ燃焼度を得るためプルトニウムの富化度はやや高く、ボイド反応度係数はより正となる。

ボイド反応度係数を負にするためには、何らかの対策が必要となる。そのため、冷却材が重水の場合について、炉心高さの変更、軸方向プランケット及び径方向プランケットの設置、及び反射体内に吸収材を設置する等の対策につき、転換比及びボイド反応度係数への影響を評価した。その結果、径方向プランケット非均質配置の効果は約-70pcm/%ボイド、軸方向2重炉心の効果は約-40pcm/%ボイド、反射体中の吸収材配置の効果は約-10pcm/%ボイドとなつた。又転換比向上とボイド反応度係数の低下は図4.3.13示す通り逆の関係となり、少なくとも前述の単独のボイド反応度係数対策では1.0以上の転換比と負のボイド反応度係数が得られないことが判明した。

上記の結果を踏まえて、軸方向プランケットと径方向プランケットを有する非均質炉心で、中性子の漏れを重視する出力分布となる集合体配置を設計し、反射体内に吸収体を設置することにより、高転換比PWR型炉心の構築を図つた。

燃料仕様は表4.3.7に示す。MOX燃料棒は現行PWRの17×17型燃料集合体用燃料棒をベースに、燃料棒外径は変えずに被覆管材料をステンレス鋼に変更し、被覆管の肉厚をジルカロイの2/3とした。被覆管の厚みを減少させる分、ペレットの外形を大きくし、燃料棒と被覆管のギャップは

同じとした。プランケットには転換比を上げるために太径燃料棒を採用した。被覆管の肉厚は標準燃料棒の被覆管肉厚対燃料棒外径比を保持するように設定した。燃料集合体中の燃料棒本数は271本である。又、MOX燃料の母材及びプランケットには劣化ウランを使用した。

炉心形状を図4.3.14に示す。燃料集合体総数は379体で、内MOX燃料は228体、プランケットは151体である。このため炉心直径は約5mとなる。炉心高さは暫定的に2mとした。

この炉心のプルトニウム富化度は燃焼度45GWd/tを達成するために15wt%とした。ボイド反応度係数は炉心末期でわずかに正となる。

制御棒として90%濃縮のB-10の $B_4C$ ペレット（理論密度70%）をステンレス鋼製の被覆管に入れたものを使用する。制御棒外径は21.5mm、吸収材外径は19.4mmで、クラスターあたり6本の制御棒ピンがある。この制御棒を図4.3.14のように配置する。反応度停止余裕は約2.8から3.0% $\Delta k/k$ が確保できる。主要な炉心パラメータを表4.3.7にまとめる。

本炉心では、ボイド反応度係数を低減することをねらいとして、出力分布を歪ませているため、詳細な熱水力設計により出力性能を評価する必要がある。出力性能を上げるために、出力分布の平坦化とボイド反応度係数の低減を達成する炉心配置の最適化を進める必要がある。又転換比1.04は重水炉心としては充分とはいえず、この点でも一層の転換比向上を目指した検討を進める必要がある。

#### 4. 3. 5 プルトニウム多重リサイクル PWR 型炉

本炉では、減速材として軽水を使用し、転換比1.0程度でマルチリサイクルが可能な炉心の構築を目指す。前節の高転換比PWR型炉心ではプランケット燃料集合体とMOX燃料集合体とを交互に径方向に層状に配列した非均質炉心を構築し、ボイド反応度係数の低減を図った。しかし、このような径方向非均質炉心では、炉心周辺からの中性子の漏れによりボイド反応度係数の低減がなされたが、結果的に出力ピークが炉心周辺部に偏った出力分布となり、熱設計の観点から好ましくない。そこで、出力分布を歪ませないで、かつボイド反応度係数の悪化を防ぐ方法のひとつとして、燃料（シード）をプランケットで囲むシード・プランケット燃料集合体を採用し、それを用いた炉心概念について検討を行った。

図4.3.15に示すように、六角燃料集合体の中心部分にMOX燃料を配置し、その周辺部分にプランケット燃料を配置させる。減速材対燃料体積比( $V_m/V_f$ )は、シードに関しては0.5、プランケットに関しては0.3とした。集合体の大きさは取扱上制限があり、またシード対プランケット体積比についても炉心サイズの制限、転換比及びボイド反応度係数の観点から適切な値を選ぶ必要がある。プランケットには必ずしも劣化ウランでなく低富化度のMOX燃料を採用することも考えられる。また、図4.3.16に示すように、ボイド反応度係数低減の方策として、 $ZrH_2$ 棒をプランケットに配置した。

本検討では、シード及びプランケットのプルトニウム富化度、シード対プランケット体積比、集合体の大きさ、炉心高さについて系統的な検討を実施した。軸方向に50cm厚の内部プランケットを設けた2段重ねの炉心とした。取出燃焼度はシード部45GWd/t、プランケット部15GWd/tに設定した。なお、検討に際しては、燃料集合体を水平方向に無限に配列した体系を想定した。

ここではシード対プランケット体積比が1.0程度となる燃料集合体についての検討結果を示す。

プランケットには劣化ウランを用いた。また、プランケットに体積比にして約 10%の ZrH<sub>2</sub> 棒を設置した。表 4.3.8 には、燃焼末期で実効増倍率が 1.0 となるときの転換比及びボイド反応度係数の炉心高さによる変化を示す。ボイド反応度係数の観点からは、炉心の長さが 2m 強程度まで可能であり、炉心直径を 5m 程度以上にとれば 1100MWe 以上の電気出力が得られる。転換比は約 0.99 となった。

以上の結果を基に、シード・プランケット燃料集合体を用いた基準炉心を作成した。基準炉心の仕様を表 4.3.9 にまとめる。基準炉心に用いる燃料集合体の概略図は図 4.3.16 に示した。シード部に制御棒案内管として 6 本を設けている。またプランケット部には 12 本の ZrH<sub>2</sub> 棒を設置した。ボイド反応度係数低減化の為、扁平炉心の概念を導入して、高さ 1 m の炉心を 50cm 厚の内部プランケットを挟んで 2 段重ねとした。炉心は燃料集合体 235 体程度を出発点として、現在基準炉心の燃焼度計算を進めており、核的性能評価に着手している。シード・プランケット燃料集合体を使用した炉心設計例を図 4.3.17 に示す。

#### 4. 4 概念設計のまとめ

これまで 4. 1 の設計目標を目指して、BWR として 3 炉心、PWR として 2 炉心の概念を検討した。表 4.3.10 に各炉心概念の検討結果と今後の課題をまとめて示す。

創出した各炉心概念の特徴と検討課題は以下の通りである。

##### (1) 高転換比 BWR 型炉

ボイド反応度係数を負に保ちつつ転換比ができるだけ高くするため、中間プランケットを含む扁平二重炉心として、ボイド反応度係数が負でプルトニウム残存比 1.06 の炉心が構築できた。一方では、現行 BWR に比べて炉心高さが極端に低く炉心径が大きいため、炉物理的及び熱流動的成立性の検討とともに、安定性、制御性の確認が必要となる。また、炉心径をできるだけ小さくするため、燃料棒間隔を 1mm にした設計も実施した。この場合には、燃料集合体の製作性及び限界熱流束特性の確認が概念の成立性を左右する課題となる。

##### (2) 長期サイクル BWR 型炉

ボイド反応度係数を負にする方法として、通常時は中性子漏洩量が少なくてボイド増加時に中性子漏洩量を増大させるボイド管の概念を導入した。この結果、炉心を極端に扁平化しなくともボイド管集合体の設置数を調整することにより長期サイクル運転が可能となった。今後の課題としては、新概念であるボイド管の過渡特性の確認、運転サイクル長のさらなる延長がある。

##### (3) プランケット無し BWR 型炉

ABWR の燃料集合体と互換性の高い正方配列集合体で構成したプランケット無しの単純炉心により転換比 1.1 を達成した。プランケットがないことから再処理及び燃料製造負荷が低減できる点もこの炉心の特徴である。中空ロッドの挿入などにより転換比を向上させるとともにボイド反応度係数を負とできたが、その反面燃焼反応度及び炉出力が現行炉よりも低下しており、今後はこの概念の特徴を生かしつつ性能向上を図る必要がある。

##### (4) 高転換比 PWR 型炉

転換比を向上させるため重水を使用するとともに、ボイド反応度係数を負とするため軸方向及び径方向にプランケットを設けた非均質炉心とした。このため、径方向出力分布の歪みが大きく

なり、炉出力も制限されるなど、性能面では必ずしも十分ではない。今後は、ブランケットの配列を変更するなどして径方向出力分布を平坦化させることが最大の課題である。

#### (5) Pu 多重リサイクル PWR 型炉

燃料（シード）をブランケットで取り囲むシード・ブランケット燃料集合体を採用し、転換比は 1.0 程度でプルトニウムの多重リサイクルが可能な炉心概念を構築した。本概念ではシード対ブランケット体積比の変更など設計の自由度が大きく、径方向出力分布の平坦化も可能であるが、燃料の取扱方法を含めたシード・ブランケット集合体の構造上の問題等を検討する必要がある。

以上に述べたように、低減速スペクトル炉心設計の前提条件である、高転換比と負のボイド反応度係数はいずれの設計も一応満足しているが、原子炉としての性能面及び成立性の検討状況は現状では必ずしも十分ではない。今後は特徴を一層際だたせるとともに、現行軽水炉と同等以上の性能を有する概念を構築するため、設計改良を進める必要がある。また、各炉心の共通課題としては、概念の成立性を確認するための臨界実験と熱流動実験、及び燃焼炉心試験の必要性が挙げられる。今後の研究開発計画については 5 章で述べる。

表 4.3.1 主要諸元と炉心特性 (燃料棒間隔 1.3mm) [高転換比 BWR 型炉]

項目		本設計	ABWR
電気出力	MWe	1,100	1,356
熱出力	MWt	3,188	3,926
原子炉圧力	MPa	7.2	7.2
炉心外接半径	m	3.60	2.69
燃料集合体数		924	872
取出燃焼度	GWd/t	45	38
炉心部高さ <sup>1</sup>	m	0.68	3.71
炉心流量	10 <sup>4</sup> t/h	1.3	5.2
出口クオリティ	%	55	14.5
平均ボイド率	%	70	38
Pu 富化度	%	10.2	3.6 <sup>+</sup>
Pu 装荷量	t	12.1	—
Pu 残存比		1.06	—
瞬時転換比		1.10	—
最大線出力密度	kW/ft	17	12.5
MCPR		1.3	1.30
ボイド係数	10 <sup>-4</sup> Δk/k/%void	-1.0	-7.0
連続運転期間	月	14	13
軸方向 3 領域の Pu 富化度分布	w/o DU w/o	cm cm cm	18 0 18 18.5 29.5 20.0

Pu : 核分裂性 Pu, + : ウラン濃縮度, 1 : 上下ブランケット 33.0, 20.0cm 付設

表 4.3.2 主要諸元と炉心特性 (燃料棒間隔 1.0mm) [高転換比 BWR 型炉]

項目		本設計	ABWR
電気出力	MWe	1,100	1,356
熱出力	MWt	3,188	3,926
原子炉圧力	MPa	7.2	7.2
炉心外接半径	m	3.04	2.69
燃料集合体数		720	872
取出燃焼度	GWd/t	45	38
炉心部高さ <sup>1</sup>	m	0.69	3.71
炉心流量	10 <sup>4</sup> t/h	1.7	5.2
出口クオリティ	%	43	14.5
平均ボイド率	%	66	38
Pu 富化度	%	10.2	3.6 <sup>+</sup>
Pu 装荷量	t	8.8	—
Pu 残存比		1.06	—
瞬時転換比		1.10	—
最大線出力密度	kW/ft	14	12.5
MCPR		1.3	1.30
ボイド係数	10 <sup>-4</sup> Δk/k/%void	-1.0	-7.0
連続運転期間	月	10	13
軸方向 3 領域の Pu 富化度分布	w/o DU w/o	cm cm cm	18 0 18 19.0 30.0 20.0

Pu : 核分裂性 Pu, + : ウラン濃縮度, 1 : 上下ブランケット 36.0, 17.0cm 付設

表 4.3.3 主要炉心仕様 [長期サイクル BWR 型炉]

項目	単位	ポイド管集合体配置炉心	ABWR例
熱出力	MW	3926	同左
炉心外接直径	m	5.8	5.4
炉心高さ	m	1.6	3.7
燃料棒数	本/集合体	469	62 (8 x 8)
燃料格子形状	-	三角格子(六角管集合体)	正方格子
燃料被覆管外直径	cm	11.9	12
被覆管肉厚	mm	0.4 (SUS)	0.9 (Zr)
燃料ピッチ	mm	13.2	16
水対燃料体積比	-	0.5	3
核分裂性プルトニウム重量割合	wt%	15	-

表 4.3.4 主要炉心性能 [長期サイクル BWR 型炉]

項目	単位	ポイド管集合体配置炉心	ABWR例
転換比	-	1.01	0.6
燃料交換パターン	-	4バッチ/運転サイクル 期間 2年	4バッチ/運転サイクル 期間1年
ポイド反応度係数	$10^{-4} \Delta k / k / %\text{ポイド}$	-2.4	-7
平均線出力 (平衡初期)	w/cm	200	195
最大線出力 (平衡末期)	w/cm	401	-
燃焼反応度	% $\Delta k / k$	3	-

表 4.3.5 主要炉心仕様 [プランケット無し BWR 型炉]

項目	単位	
燃料配列		9X9
熱出力	MW	2356
炉心高さ	cm	156
燃料ピッチ	cm	1.617
平均線出力密度	w/cm	213.78
燃料被覆管内半径	cm	0.7085
燃料被覆管外半径	cm	0.7585
ペレット-被覆管間隙	cm	0.01
被覆管-被覆管間隙	cm	0.1

表 4.3.6 主要炉心性能 [プランケット無し BWR 型炉]

項目		
取出燃料累積転換比	~1.11	
サイクル期間(日)	328	
取出燃料燃焼度(GWd/t)	13.5	
平衡炉心時期	平衡初期	平衡末期
履歴蒸気約 45 % 定格出力時反応度 $k_{eff}$	1.007	1
100 % 瞬時蒸気定格出力時反応度 $k_{eff}$	0.997	1
最大線出力密度(w/cm)	610	561

表4.3.7 炉心主要パラメータのまとめ [高転換比PWR型炉]

炉心熱出力	2900MWt
電気出力	1000MWe
炉心等価直径	5m
炉心有効長	2m(内部ブランケット0.4mを含む)
一次冷却材圧力	15.4MPa
一次冷却材入口温度	290°C
一次冷却材出口温度	325°C
燃料集合体数合計	379体
シード燃料集合体数	210体
ブランケット燃料集合体数	169体
シード燃料棒数／集合体	504本
外径	9.5mm
ペレット外径	8.6mm
ピッチ	10.5mm
被覆管材料	SUS-316
水対ペレット体積比	0.5
富化度Pu <sup>f</sup>	15.0wt%
ブランケット燃料棒数／集合体	271本
外径	13.7mm
ペレット外径	12.5mm
ピッチ	14.7mm
被覆管材料	SUS-316
水対ペレット体積比	0.3
制御棒本数	84本
ピン本数／集合体	6本
吸収材材質	90%濃縮B-10のB4Cペレット
ピン外径	21.5mm
出力ピーキング係数	F <sub>xy</sub> 2.5 (シード燃料内での値) F <sub>z</sub> 1.4 F <sub>q</sub> 3.5
平均線出力	シード燃料                  11.4KW/m ブランケット燃料                  3.5KW/m
転換比	1.04
ボイド係数 ( $\Delta k/k/\%void$ )	-0.001@BOL, 0.005@EOL
燃焼度	45GWd/t
反応度停止余裕	2.8 $\Delta k/k$ @BOL, 3.0 $\Delta k/k$ @EOL

表 4.3.8 平衡サイクル末期における転換比、ボイド反応度係数の炉心高さによる変化  
[プルトニウム多重リサイクル PWR 型炉]

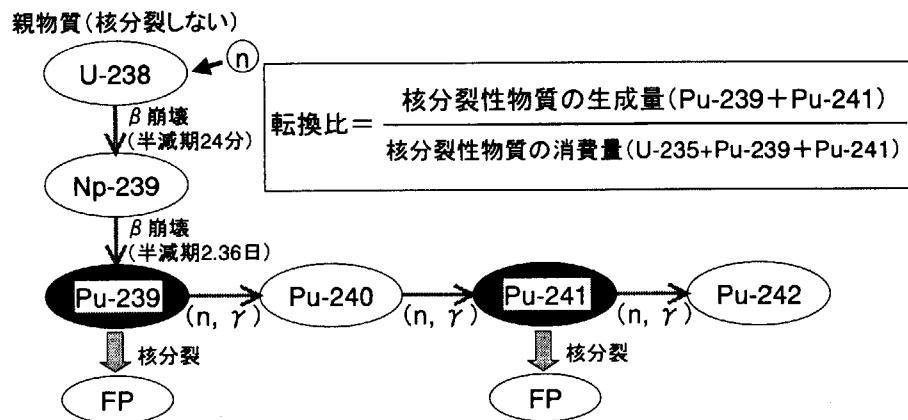
炉心高さ (cm)	CR	ボイド反応度変化 (0%→100%)	富化度 (wt%)
100			
150	0.968	-0.02	17.1
200	0.986	-0.005	15.9

表 4.3.9 基準炉心の仕様 [プルトニウム多重リサイクル PWR 型炉]

	シード	プランケット
<b>燃料棒</b>		
ピン間隔	10.5 mm	14.9 mm
燃料棒直径	9.5 mm	14.3 mm
被覆材厚み	0.4 mm	0.6 mm
ギャップ	0.05 mm	0.05 mm
ペレット直径	8.6 mm	13.0 mm
水対ペレット体積比	0.42	0.24
<b>燃料集合体</b>		
シード燃料棒数	325	
プランケット燃料棒数	114	
ZrH <sub>2</sub> 棒数	12	
制御棒数	6	
ダクト厚み	1 mm	
ダクト間距離	213 mm	
集合体間距離	326 mm	
燃料有効長	2x1000 mm	
軸方向内部プランケット長	500 mm	
<b>炉心</b>		
熱出力	3337 MWt	
電気出力	1135 MWe	
燃料集合体数	235	
炉心実効直径	5.05 m	
炉心実効高さ	2.50 m	

表 4.3.10 炉心概念設計のまとめと今後の課題

炉型	高転換比 BWR 型炉	長期サイクル BWR 型炉	ブランケット無し BWR 型炉	Pu 多重リサイクル PWR 型炉	高転換比 PWR 型炉
特徴	転換比の向上による ウラン節約	長期運転サイクル実現	ABWR と同様の正方集合体。 ア'ランケットなし	径方向出力分布平坦化 Pu 多重リサイクル性向上	冷却材に重水を用い 転換比向上
中性子エネルギー を高くする方法	稠密三角格子 高ボイド率	稠密三角格子 中空ロッドと中空制御棒フローリ- ト水排出	稠密正方格子 中空ロッドと中空制御棒フローリ- ト水排出	稠密三角格子 重水冷却	稠密三角格子 重水冷却
ボイド反応度係数 を負とする方法	扁平二重炉心 軸方向ア'ランケット	扁平炉心 ボイド管	扁平炉心 中空ロッドと中空フローリ- ト	扁平炉心 シード・ア'ランケット集合体	扁平炉心 径方向非均質炉心
転換比	1.1	1.01	1.1	1.0	1.05
燃焼度	45GWd/t	57GWd/t	13.5GWd/t (ア'ランケットなし正味)	45GWd/t	45GWd/t
電気出力	1100MWe	1350MWe	810MWe	1100MWe	1000MWe
運転サイクル期間	14 ケ月	21.6 ケ月	14 ケ月	14 ケ月	14 ケ月
燃料棒間隙	1.3mm/1.0mm	1.3mm	1.0mm	1.0mm	1.0mm
炉心高さ	1.21m (ア'ランケット 0.825m 含む)	2.2m (ア'ランケット 0.6m 含む)	1.56m (ア'ランケットなし)	2.5m (ア'ランケット 0.5m を含む)	2.4m (ア'ランケット 0.4m 含む)
炉心等価直径	7.2m/6.1m	5.2m	5.16m	5.0m	5.0m
今後の課題	・燃料棒間隙 1mm の冷却性能確認 ・臨界実験	・運転サイクルの一 層の長期化 ・臨界実験	・炉出力の増加 ・燃焼度の増加 ・燃料棒間隙 1mm の冷却性 能確認 ・臨界実験	・転換比の向上 ・シート・ア'ランケット集合 体の設計検証 ・臨界実験	・径方向出力分布 平坦化 ・臨界実験



転換比>1の時核分裂性物質が増加し、親物質U-238を有効に利用出来る

図 4.2.1 転換比の定義

- 低減速スペクトル炉では $K_{\infty}$ が増加するので、ボイド反応度係数を負とするためには、中性子のもれを大きくして $K_{\text{eff}}$ を低下させる必要がある

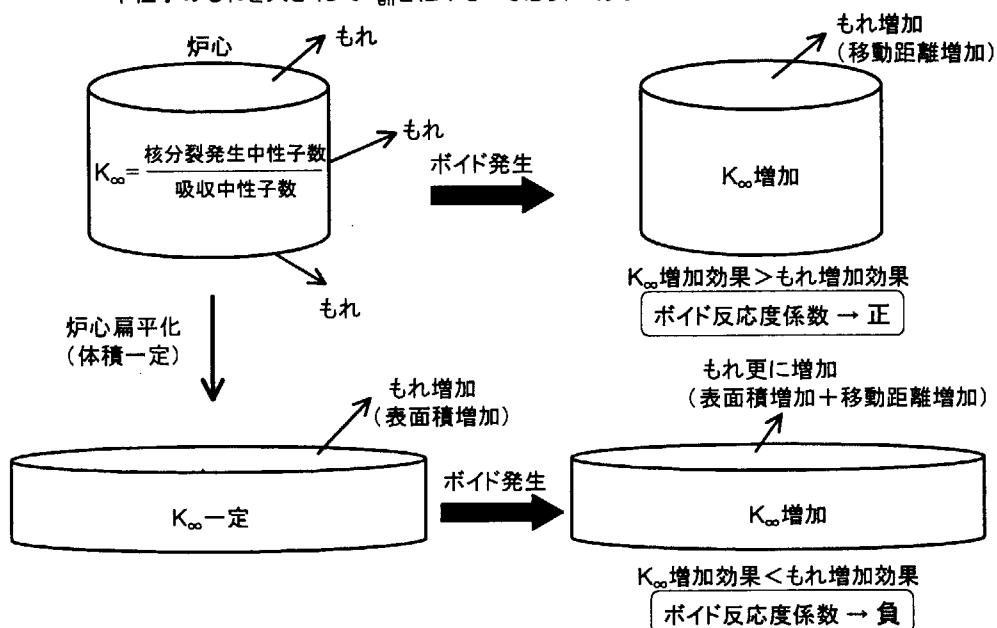


図 4.2.2 炉心扁平化による中性子もれの増加とボイド反応度係数の関係

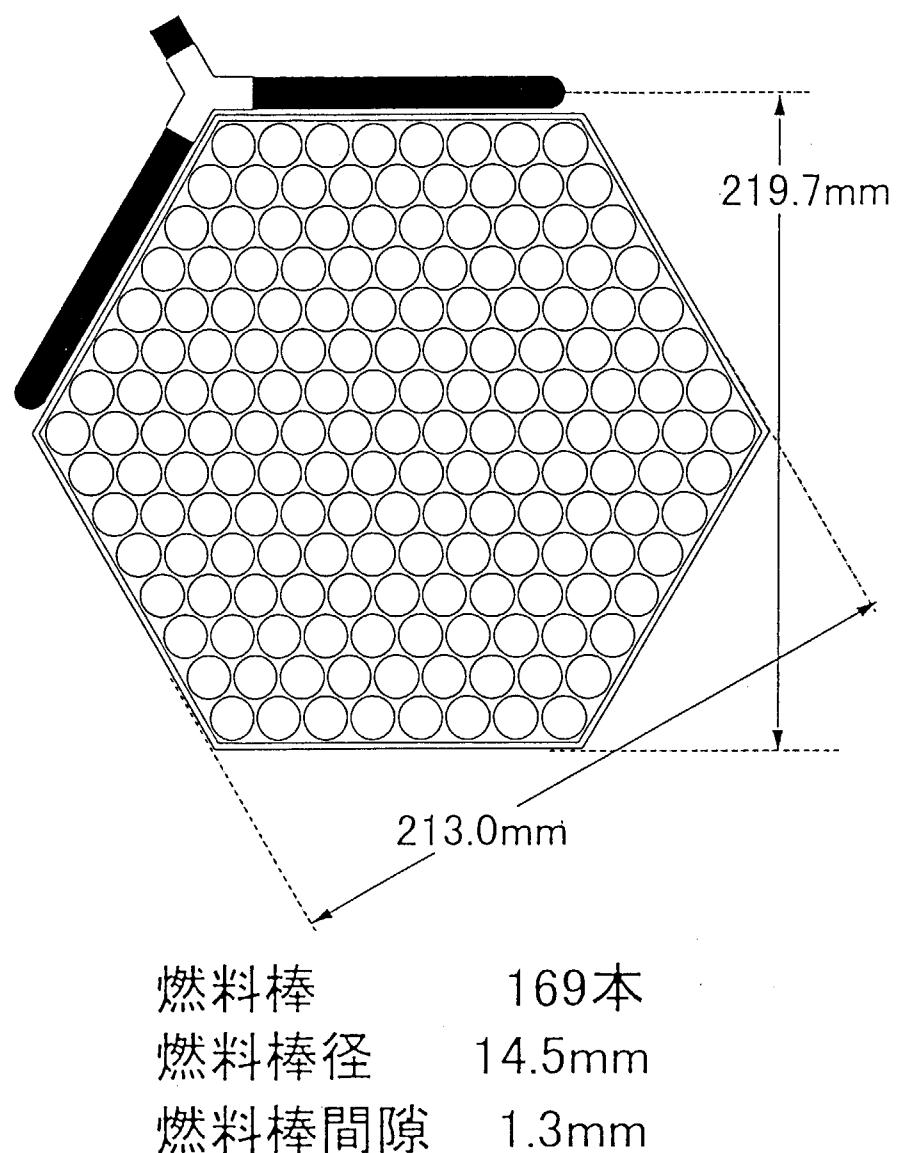
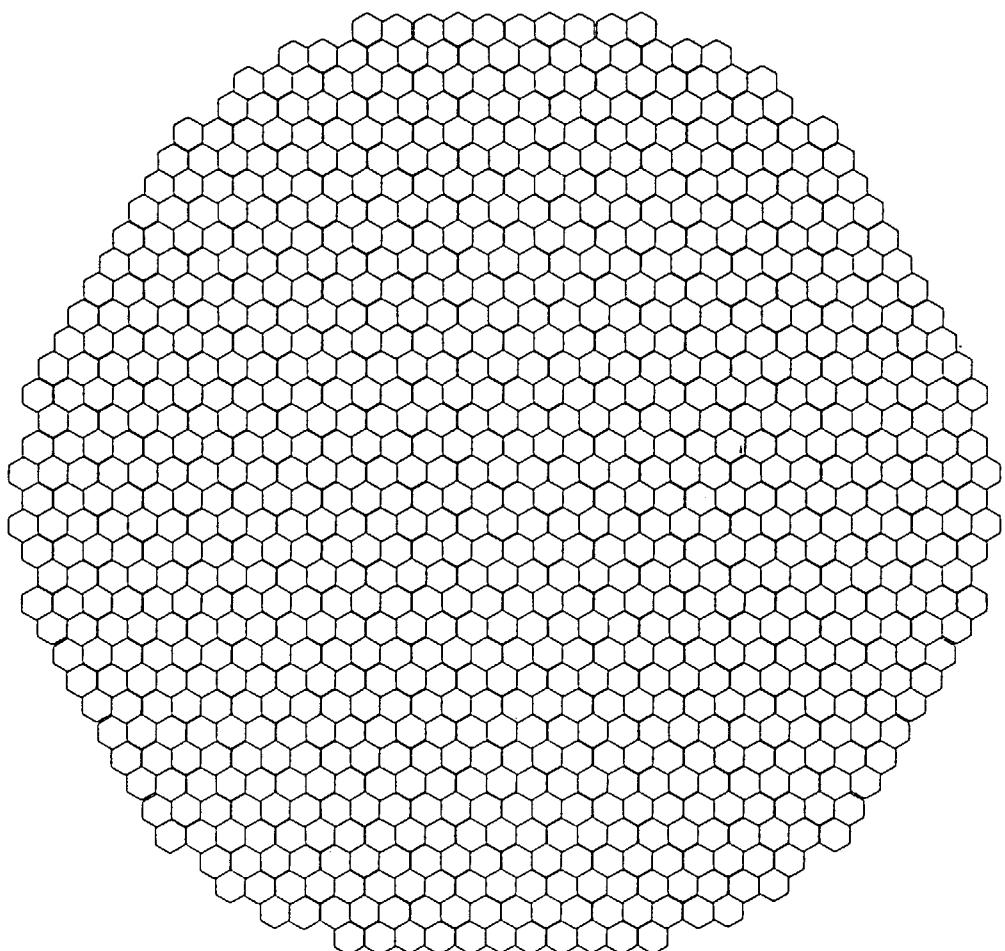


図 4.3.1 燃料集合体構成（燃料棒間隔 1.3mm）[高転換比 BWR 型炉]



燃料集合体 924体  
制御棒本数 295本

図 4.3.2 炉心構成断面図 [高転換比 BWR 型炉]

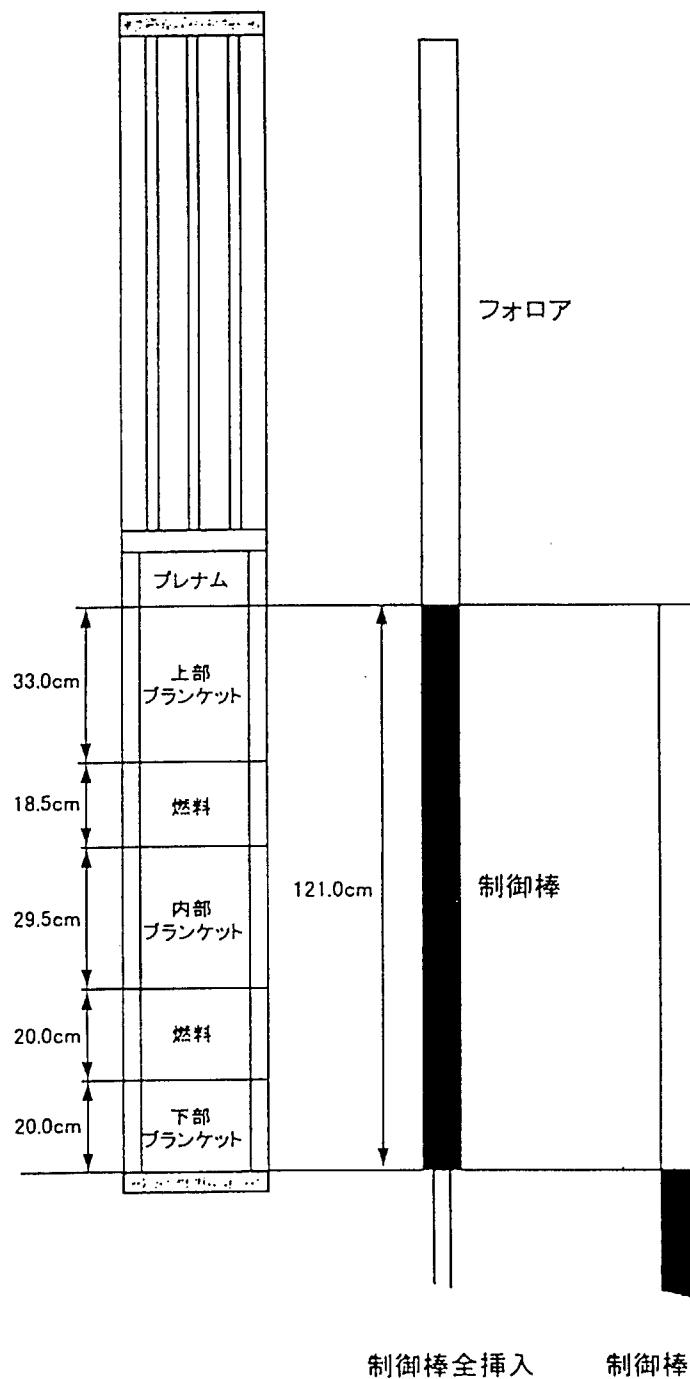
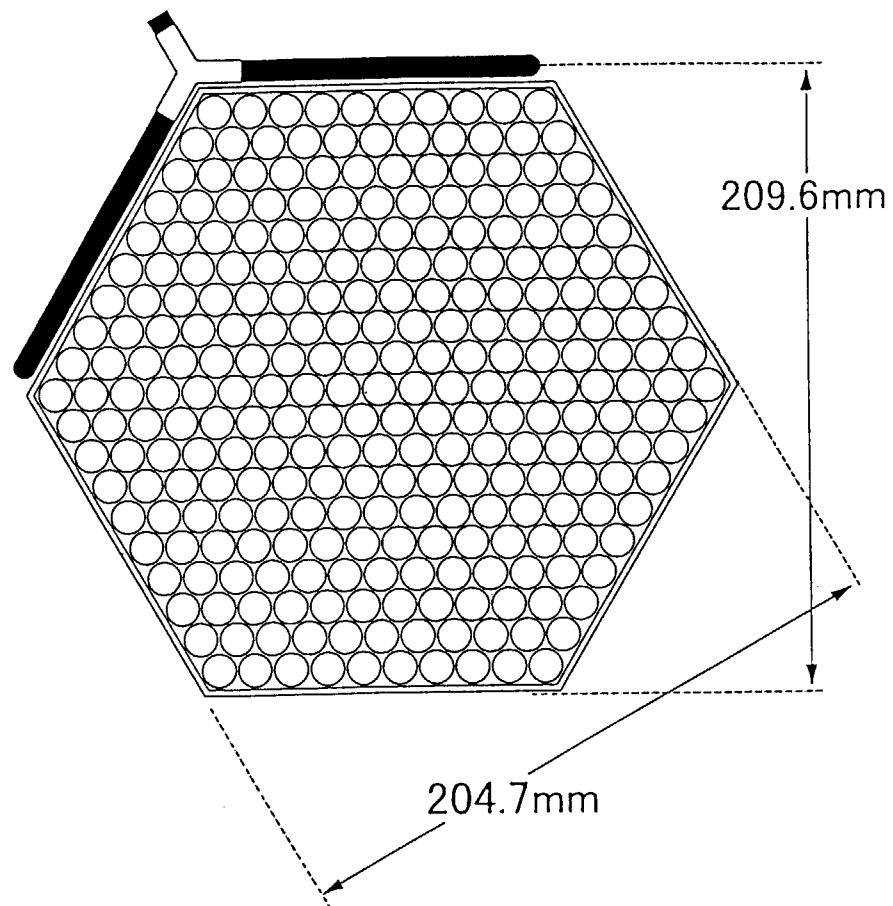


図 4.3.3 燃料集合体と制御棒の軸方向位置の関係 [高転換比 BWR 型炉]



燃料棒 271本  
燃料棒径 11.0mm  
燃料棒間隙 1.0mm

図 4.3.4 燃料集合体構成（燃料棒間隔 1.0mm）[高転換比 BWR 型炉]

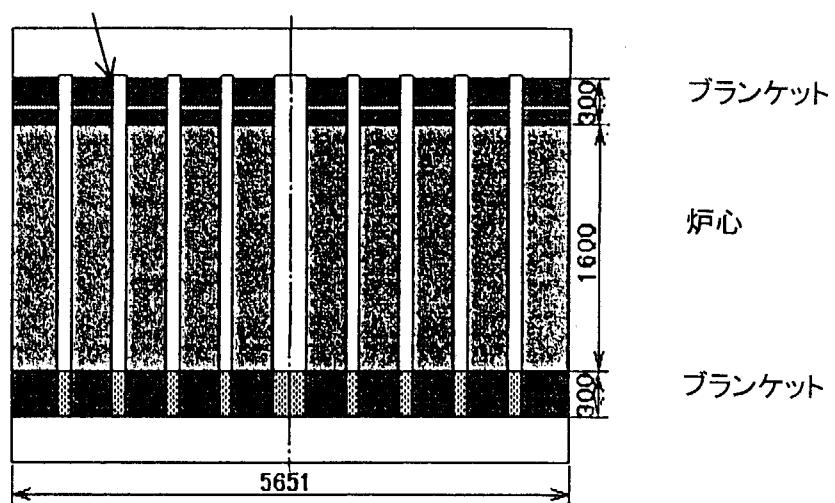
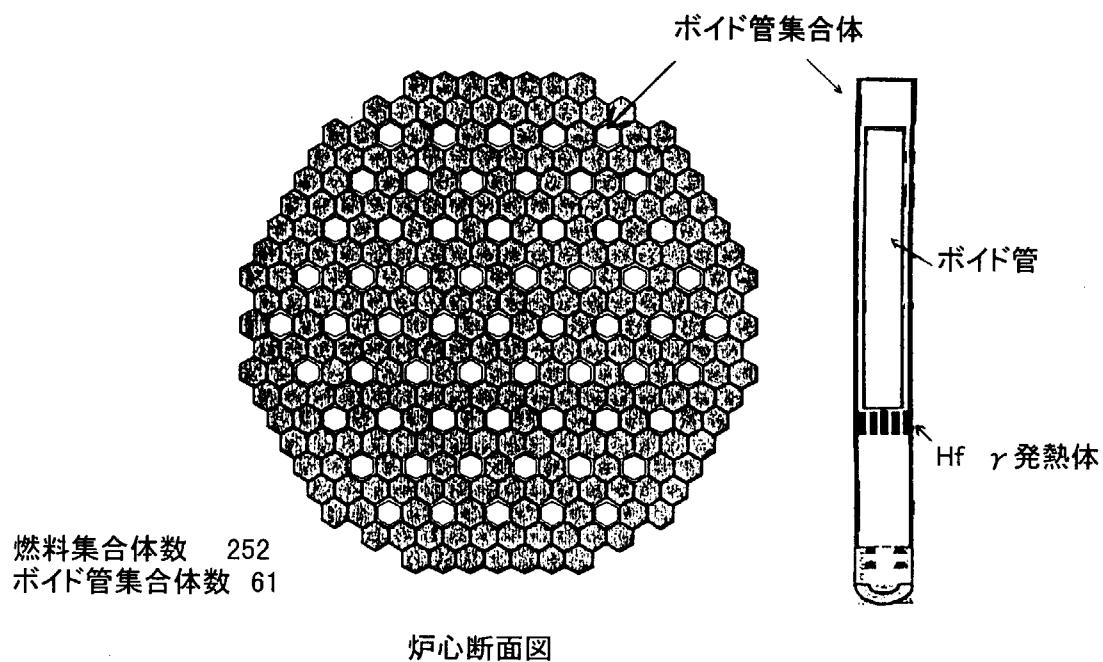
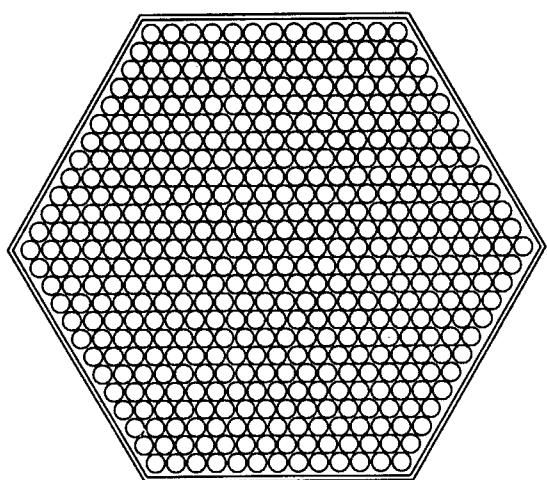


図 4.3.5 炉心配置図 [長期サイクル BWR 型炉]



項目	仕様
燃料棒外側直径	11.91mm
燃料棒内側直径	11.11mm
燃料棒ピッチ	13.21mm
燃料棒数／バンドル	469
燃料スミア密度	93%
チャンネルボックス内側距離	289mm
チャンネルボックス外側距離	299mm
燃料集合体ピッチ	304.2mm

図 4.3.6 燃料集合体形状 [長期サイクル BWR 型炉]

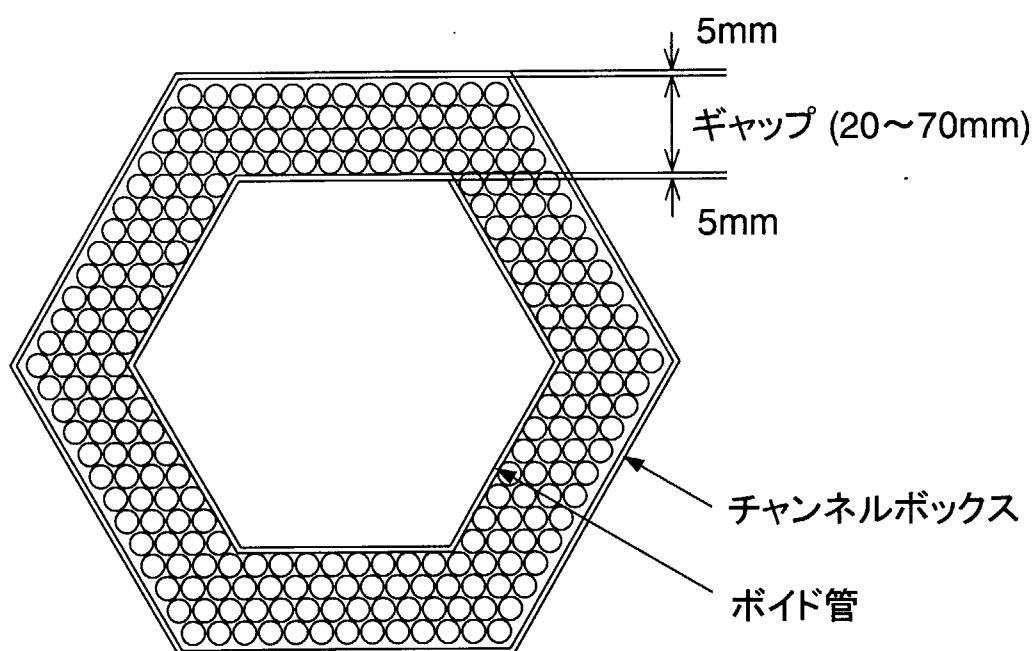


図 4.3.7 ボイド管集合体形状 [長期サイクル BWR 型炉]

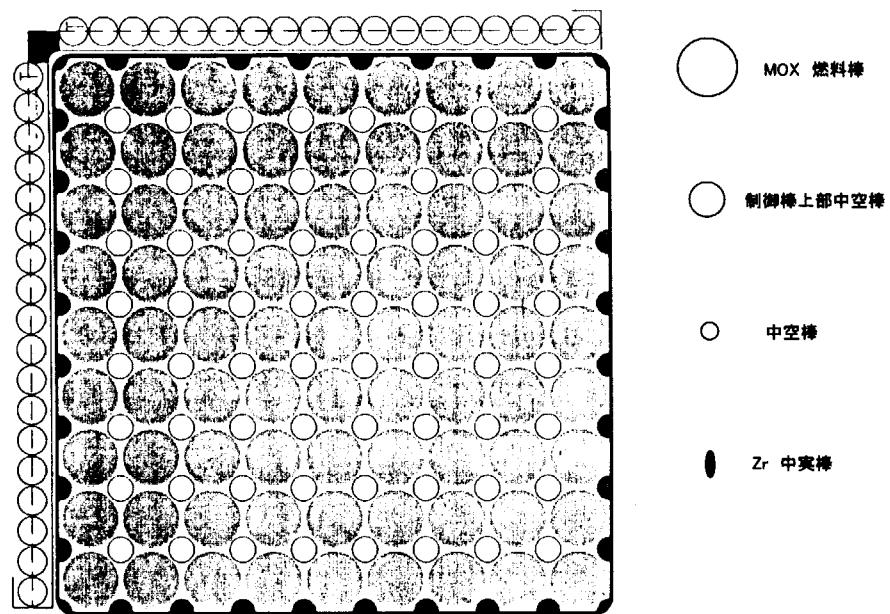


図 4.3.8 燃料集合体断面 [ブランケット無し BWR 型炉]

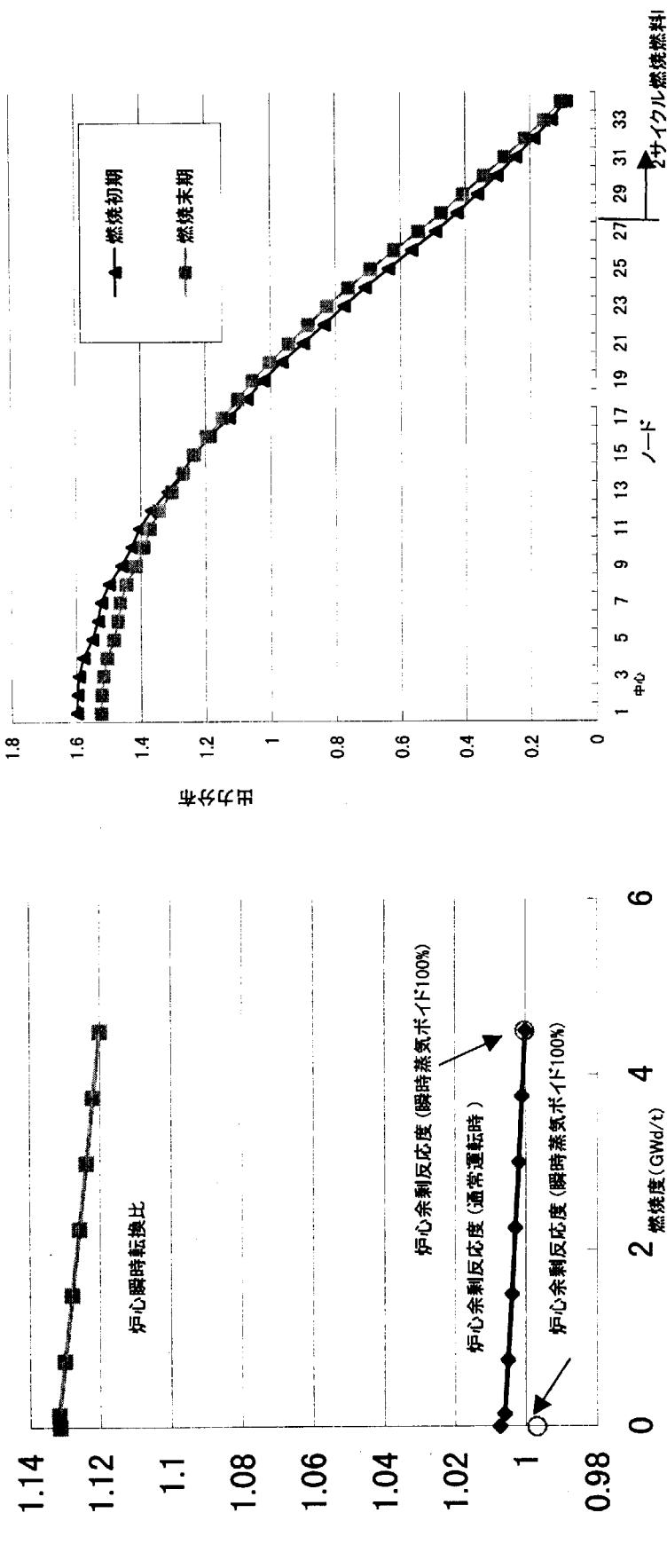


図 4.3.9 炉心余剰反応度と転換比 [ブランケット無し BWR 型炉]

図 4.3.10 半径方向出力分布 [ブランケットト無し BWR 型炉]

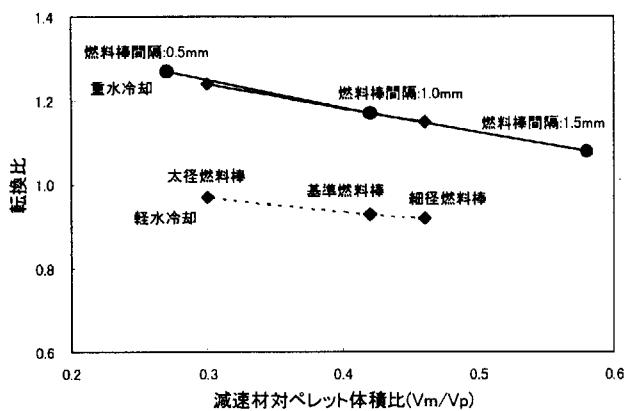
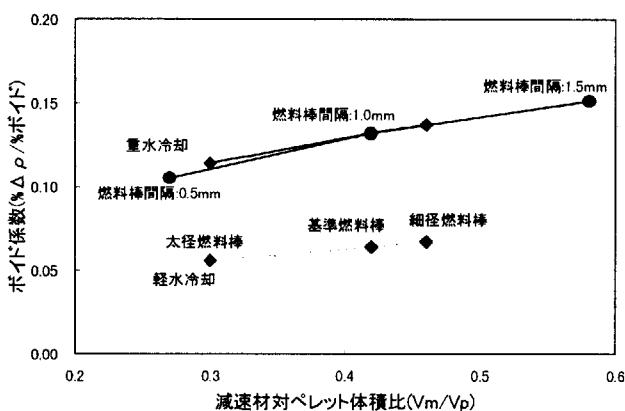
図 4.3.11  $V_m/V_p$  に対する転換比の変化 [高転換比 PWR 型炉]

図 4.3.12 反射体内吸収体の効果 [高転換比 PWR 型炉]

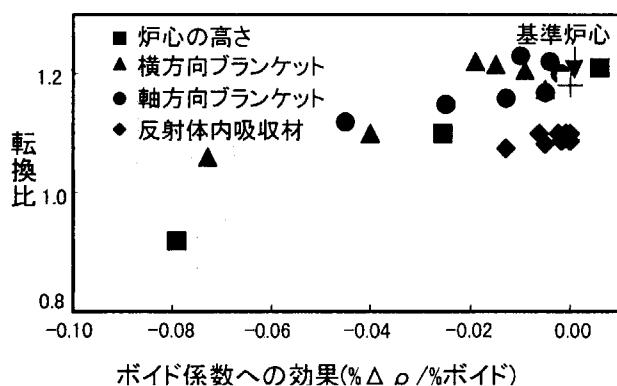


図 4.3.13 ボイド反応度係数効果と転換比の関係 (単独対策) [高転換比 PWR 型炉]

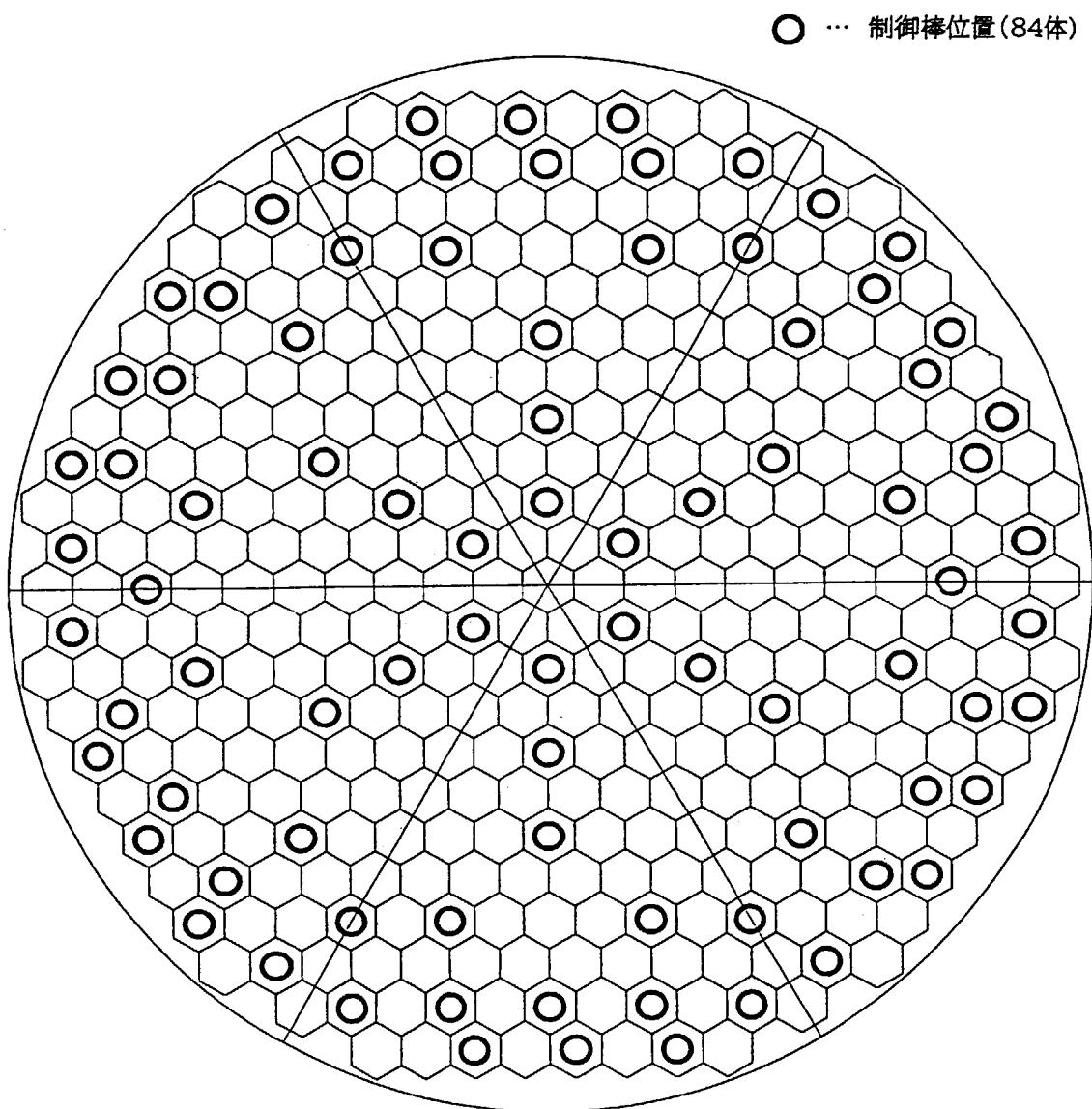


図 4.3.14 炉心形状及び炉内制御棒配置図 [高転換比 PWR 型炉]

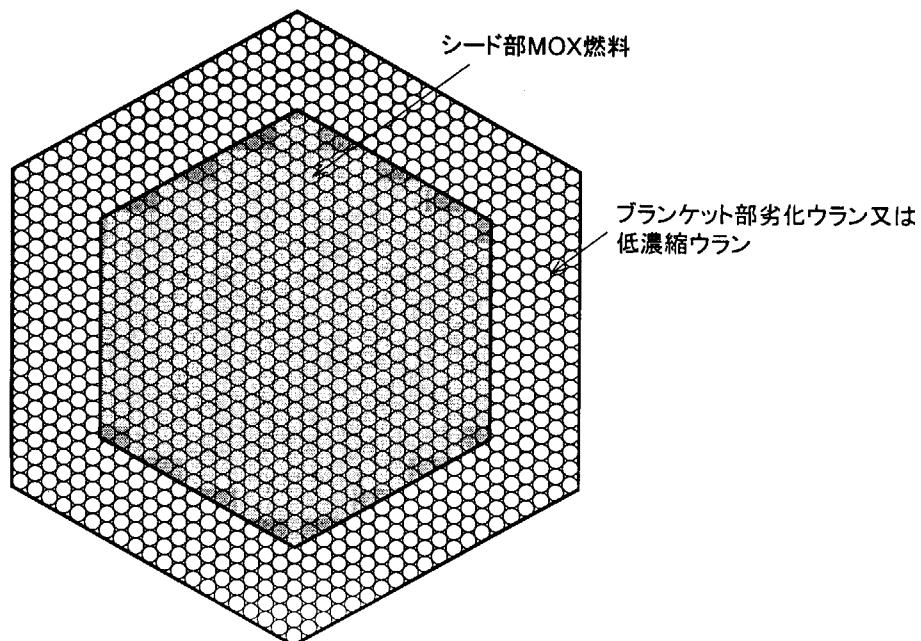


図 4.3.15 シード・ブランケット燃料集合体の概念 [プルトニウム多重リサイクル PWR 型炉]

○ シード・ブランケット燃料集合体を用いてPu多重リサイクル性を向上させたPWR炉心

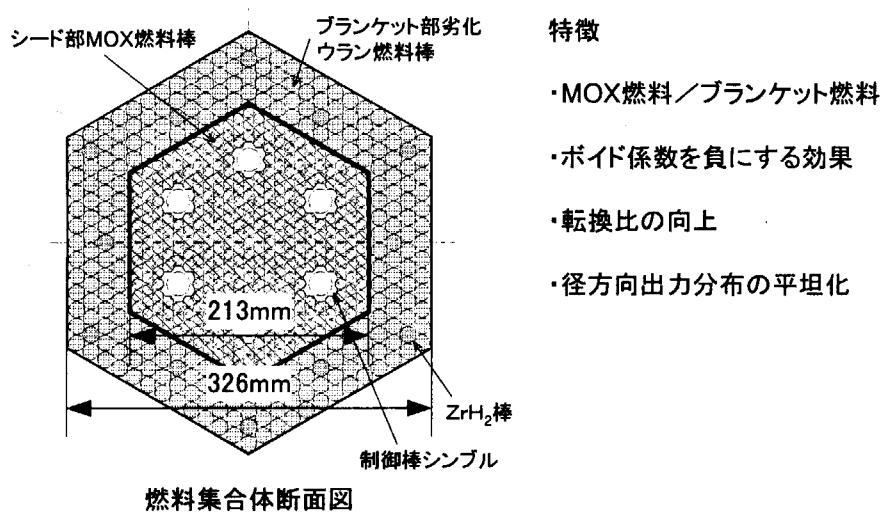


図 4.3.16 シード・ブランケット燃料集合体設計例 [プルトニウム多重リサイクル PWR 型炉]

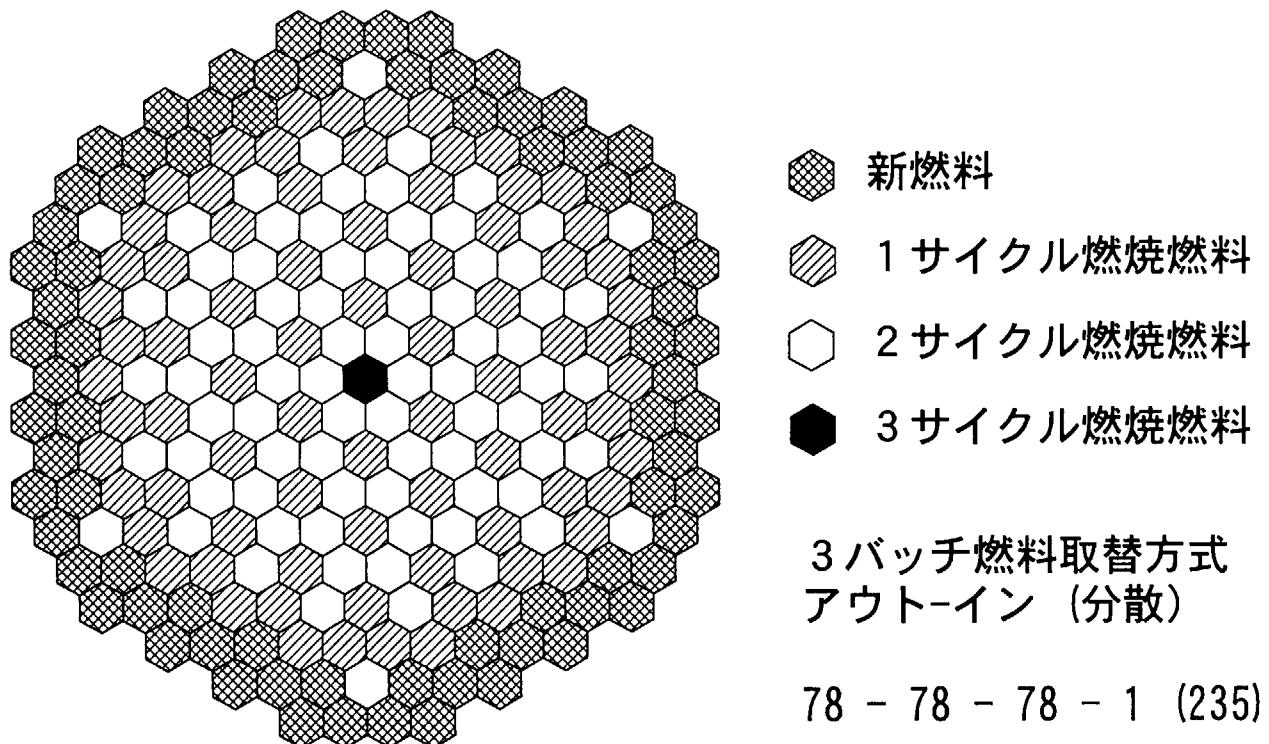


図 4.3.17 シード・プランケット燃料集合体使用炉心設計例 [プルトニウム多重リサイクル  
PWR 型炉]

## 5. 研究開発計画

### 5. 1 炉物理実験計画

低減速スペクトル炉の炉心概念設計とともに、その成立性確認のために炉物理実験で核特性を確認する。以下に、炉物理実験の必要性と目的、使用する実験施設の改造と新たに製作する燃料、実験炉心の体系と測定項目等の実験内容及び実験計画工程について述べる。

#### 5. 1. 1 実験の目的

低減速スペクトル炉では、中性子スペクトルが現行軽水炉に比べてはるかに高いエネルギー領域にあり、また炉の成立性を支配する転換比、ボイド反応度係数等の設計余裕が小さい。このため、低減速スペクトル炉が設計どおりの核特性を有するかどうかを炉物理実験で検証することは、炉の成立性確認のために不可欠である。

一般に炉心設計は、電気出力、燃焼度等の設計目標を達成するために、既存の解析手法により出力分布、ボイド反応度係数等の核特性を計算し、炉心仕様を決定する（図 5.1.1 参照）。この解析手法は、現行軽水炉では臨界実験、実炉等でこれまで多くの実績があり、信頼性の高いものである。一方、低減速スペクトル炉については、基礎的な核データは有るもの、現在考えているスペクトル等の条件での解析手法の検証は十分とは言えない。このため、臨界実験を原研の軽水臨界実験装置(TCA)で実施する。

TCA では、MOX 燃料で低減速スペクトル炉の炉心を模擬し、臨界状態で出力分布、転換比、臨界量等の核特性データを測定する。一方、この炉心の核特性を、低減速スペクトル炉の設計で使用したと同様な解析手法で計算する。この解析結果と実験結果とを比較評価することで、低減速スペクトル炉の解析手法の妥当性を確認する（図 5.1.2 参照）。

#### 5. 1. 2 TCA 施設の改造計画と燃料製作

TCA で新たに MOX 燃料臨界実験を実施するに際しては、現行安全審査基準に基づき、低減速スペクトル炉を模擬できるようにするための施設の改造及び MOX 燃料等の製作が必要となる。

##### (1) TCA 施設の改造

TCA は、炉心を組み立てる炉心タンクを中心に、給水・排水設備、計測制御設備、運転制御盤、建屋等で構成されるタンク型の軽水臨界実験装置である。燃料としては  $UO_2$  燃料と MOX 燃料を有している。しかし、この TCA で低減速スペクトル炉の臨界実験を実施するためには、富化度の高い低減速スペクトル炉用の MOX 燃料で稠密格子炉心を組み、また冷却材中のボイドの模擬又は重水の利用が可能となるようにする必要がある。このためにはインパイル槽が新たに必要となる。インパイル槽を設置して MOX 炉心を組んだ場合の炉心タンク構成および系統構成を図 5.1.3 及び図 5.1.4 に示す。

##### (2) 燃料製作

低減速スペクトル炉心の臨界実験を実施する場合の炉心構成を図 5.1.5 に示す。中心に低減速スペクトル炉の燃料部を模擬した MOX 燃料棒を配置し、その周りに低減速スペクトル炉のブランケットを模擬した  $UO_2$  燃料棒とスペクトル調整のためのバッファー用  $UO_2$  燃料棒を、更にその周りにドライバー用  $UO_2$  燃料棒を配置する。低減速スペクトル炉には、高転換比炉心、プルトニ

ウム多重リサイクル炉心、高燃焼・長期サイクル炉心があり、これらの炉心を構成できるように表 5.1.1 の燃料を製作する。尚、燃料棒本数等は予備解析の結果によって暫定的に定めたものである。

### 5. 1. 3 臨界実験の内容

臨界実験では先ず、プランケットを含まない簡単な 1 領域炉心で基礎的な物理量を、水対燃料比等を変えて、パラメトリックに測定する。測定される物理量は以下のとおりである。

- ・スペクトルインデックス
- ・転換比
- ・核分裂生成率 (U235, U238, Pu239, Pu240, Pu241, Pu242)
- ・制御棒、吸収材の反応率
- ・ボイド効果、等

次いで、プランケット等を含む多領域の設計炉心で実験し、設計に直結した物理量の測定を行なう。測定される物理量は以下の通りである。

- ・出力分布
- ・転換比 (MOX 及びプランケット)
- ・ボイド反応度係数 (ボイド反応度係数対策の効果)
- ・制御棒反応度効果
- ・遅発中性子割合、等

TCA は軽水を用いることを前提とした臨界装置であるので、重水体系での臨界実験を行うためにはタンク中心に同心円の小型タンクを設置する必要がある。重水格子のテスト領域はこのタンクの中に作り、その外側のドライバー燃料は軽水減速として、軽水の水位により臨界調整をする。また、軽水格子において空気でボイド模擬をする場合にもタンクが必要である。なお、ボイド模擬をしない軽水格子の臨界実験には必ずしも 2 重タンクは必要でないが、稠密炉心の場合には安全上、テスト領域とドライバー領域とに分ける必要がある。また、テスト領域とドライバー領域のスペクトルを分離するため、バッファー領域をテスト領域の外周部に設ける必要がある。

燃料長さは約 1 m とする。実際の試験では水対燃料体積比は 0.25~1.0 の範囲で行われる。テスト領域の MOX 燃料の仕様は今後の設計研究によって決まるものであるが、現状では表 5.1.2 とする。

ドライバー領域の燃料仕様を表 5.1.3 に示す。ドライバー領域の燃料の濃縮度は現在開発中の燃焼度制限 5.5 GWD/t に対応する PWR 燃料の標準値 4.8 % とする。

プランケット燃料およびバッファー領域はいずれも 0.2% の劣化ウランを用いる。バッファー領域の燃料仕様を表 5.1.4 に示す。バッファー領域はその目的から通常はテスト領域に設けるが、試験によってはドライバー領域に設けることもありえる。

### 5. 1. 4 スケジュール

TCA で臨界実験をするには、施設の改造に伴う原子炉設置変更許可申請をして、改造工事、燃料製作を行い、その後に臨界実験を実施する。その概略スケジュールを図 5.1.6 に示す。

## 5. 2 熱流動研究計画

低減速スペクトル炉では、減速材でもある水の割合を著しく減少させて燃料棒を稠密に配列した炉心を使用することから、除熱能力の低下が懸念される。特に、炉心の限界熱流束（CHF）の低下と PWR 型炉における冷却材喪失事故（LOCA）時の再冠水過程中的炉心冷却の悪化が大きな課題であると考えられる。これらの課題は、低減速スペクトル炉の成立性をも左右する重要なものであるため、炉物理等の検討と並行して早期に検討を進める必要性が高い。

これらの課題に関しては、今回の設計条件範囲が従来の研究ではほとんど対象とされてこなかった領域であり、個々の予測手法の検証をはじめとしてこれらの検討において必要と考えられる実験データの不足している領域であるため、その早期取得が重要である。しかしながら、現実的には実験の実施には相当の費用と期間を要するため、炉物理等の解析的な検討に比べると遅れて進められている。

この様な状況の下で、限界熱流束に関しては、平成 10 年度の後半から既存の実験施設の活用により、PWR 条件に対する稠密格子炉心体系での DNB 基礎実験を進めている[29]。また、再冠水時の熱水力挙動の検討としては、今後実験データによる検証が必要ではあるものの、既存の予測手法による解析的な検討を進めている[30]。

限界熱流束については、PWR と同じ 16MPa 程度の圧力において外径 9.5mm 及び長さ 1.8m の模擬燃料棒 7 本をハニカム状のグリッドスペーサによって三角格子状に配列したテスト部を用いて、図 5.2.1 に示すように実験データの不足している領域における実験を進めている。具体的には、燃料棒の間隔が 1.5, 1.0 及び 0.6mm のケースに関して DNB 実験を進めている。一般に、小規模な実験では、実際の大規模な体系では存在しない流路壁が存在することにより、壁面の流動抵抗や壁との熱の授受が生じて、問題となる。本実験においては、この様な壁の効果に対処するため、壁側の流路面積を適切に設定した専用の流路外管を使用する等の特別な配慮がなされている。図 5.2.2 に結果の一例を示す。本図には、燃料棒の間隔が 1.5mm の場合のデータと COBRA-IV-I コード[31]及び KfK-2 相関式 [32] による計算値との比 (ECHFR) が示されている。入口温度や流量による差があるが、実験値は計算値の 0.7 倍を中心に分布している。このことから、実際の CHF は、KfK-2 相関式で予測される値より平均で 40%程度大きな値となっていることが分かる。現在、燃料棒間隔 1mm の場合の実験及び解析を進めているとともに、KfK-2 相関式との差の原因を検討している。

本実験装置は、本来 PWR 用のものであり BWR 条件をカバーできないため、平成 12 年度には本装置の改造を実施して BWR 条件をカバーできる様にし、2 年間で BWR 型炉心に対する基礎実験を実施する計画である。更に平成 14 年度以降には、出力規模で 1 桁大きな大規模実験を実施して行く計画である。これらの予定に関しては、図 5.2.3 に示す。

また、再冠水挙動に関しては、稠密炉心において著しく増加する炉心の圧力損失によって十分な冠水速度が得られないことが予想され、従来用いられてきたコールドレグ注水型の ECCS 方式では炉心冷却上不十分であると予想されることから、炉心の上部にも注水を行う方式が有効であると考えている。これまでの研究から[33]、炉心の上部に注水を行う ECCS 方式の場合には、炉心冷却が多次元的になると考えられるため、それを考慮した実験及び解析が必要となる。このた

め、上述の解析的な検討を進めている。図 5.2.4 に結果の一例を示す。本図には、原研の REFLA/TRAC[34]コードによる再冠水時の燃料表面最高温度の計算値が、幾つかの注水方式の異なるケースに対して示されている。コールドレグ注水型 ECCS 付 PWR において典型的とされる 炉心冠水速度 (LPCI 期で 2cm/s) を与えて計算したケースでは、最高温度は制限値 1473K を大きく上まわってしまい冷却が不十分となっている。上述のように、稠密格子炉心においては、炉心の流動抵抗が増加することにより炉心冠水速度が更に小さくなると考えられることから、コールドレグ注水型 ECCS では、炉心冷却上不充分であると思われる。そこで、上部プレナムにも注水が行なわれる ECCS を想定して、そのケースについて解析を行った。図に示されている様に、上部プレナムへの注水を行うことによって炉心冷却が著しく向上することが分かる。特に、注水位置が、出力の高い周辺部 (図中の②) よりも、出力の低い中心部 (図中の③) である場合にその効果が大きく、制限値以下の最高温度となることが分かる。

また、稠密格子炉心に対する再冠水実験データが十分では無いことから、取得される実験データによる解析手法の検証も不可欠である。再冠水実験に関しては、平成 12 年度から 2 年間で、3 7 本規模の炉心を模擬したテスト部を用いて実施する計画である。この予定に関しても、図 5.2.3 に示す。

### 5. 3 実証試験計画

80 年代に研究開発された高転換炉は、既存軽水炉からの変更部分が少ないので、試験炉を必要とせず、臨界実験と炉外実証試験のみで商業炉が実現できるとしていた。一方、低減速スペクトル炉は、飛躍的な炉心性能向上をめざしており、既に実績のある軽水炉技術に基盤を置きつつも、プルトニウム富化度、燃料棒寸法・間隔、燃料集合体寸法、冷却材条件等、既存の軽水炉との相違点も多い。

このような低減速スペクトル炉では、炉心概念設計、臨界実験および熱流動実験により炉としての成立性が確認できた後、次のステップとして、転換比、燃焼度等の性能が設計値どおりであること、新技術によるトラブルが発生することなく運転継続できる十分な信頼性を有すること、そして十分な安全性を確保できることなどを、実炉条件で運転して実証する必要がある。また、実証試験での運転経験をつむことで、新たな技術開発項目等が分かり、その結果技術の高度化が図れ、より性能が優れた魅力のある低減速スペクトル炉を開発できる。

表 5.1.1 TCA 臨界実験で使用する燃料棒

・ MOX 燃料棒	[核分裂 Pu 富化度]	
	約 7 %	約 1 0 0 0 本
	約 15 %	約 1 5 0 0 本
	約 18 %	約 5 0 0 本
・ ドライバー用 UO <sub>2</sub> 燃料棒	(濃縮度約 4.8%)	約 4 0 0 0 本
・ ブランケット／バッファー用 UO <sub>2</sub> 燃料棒	(劣化ウラン)	約 2 0 0 0 本

表 5.1.2 テスト領域 MOX 燃料仕様

水対燃料体積比	0.50
燃料棒直径 (mm)	11.0
被覆管材料	ジルカロイ
被覆管厚み (mm)	0.66
燃料	MOX
富化度 (Pu <sup>fs</sup> )	7 %, 15 %, 18%
減速材	H <sub>2</sub> O 又は D <sub>2</sub> O

表 5.1.3 ドライバー領域の UO<sub>2</sub> 燃料仕様

水対燃料体積比	2.0
燃料棒ピッチ (mm)	1.26
燃料棒直径 (mm)	9.5
被覆管材料	Zry-4
被覆管厚み (mm)	0.55
燃料	UO <sub>2</sub>
ペレット直径 (mm)	8.2
濃縮度	4.8 %
減速材	H <sub>2</sub> O

表 5.1.4 ブランケット／バッファ領域の UO<sub>2</sub> 燃料仕様

水対燃料体積比	0.30
燃料棒直径 (mm)	11.0
被覆管材料	ジルカロイ
被覆管厚み (mm)	0.66
燃料	UO <sub>2</sub>
濃縮度	0.2 %
減速材	H <sub>2</sub> O 又は D <sub>2</sub> O

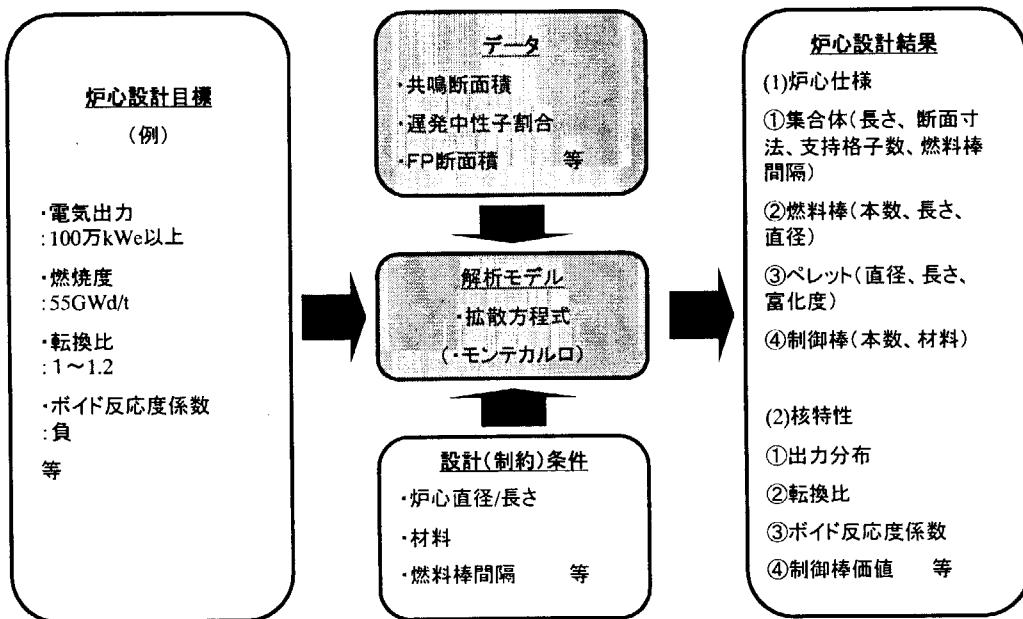


図 5.1.1 低減速スペクトル炉の炉心設計の考え方

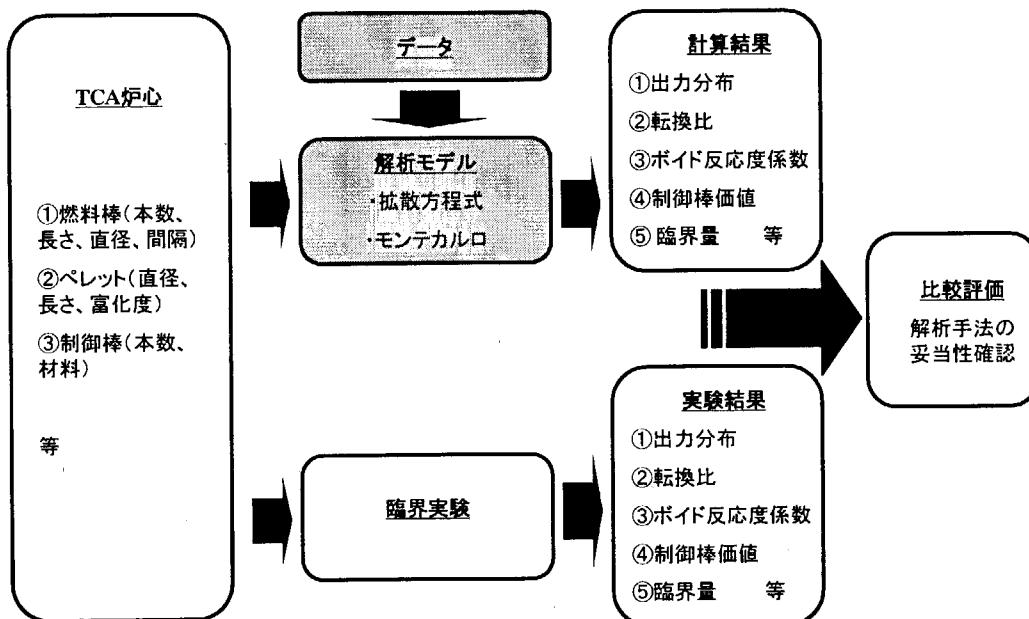


図 5.1.2 TCA臨界実験の考え方

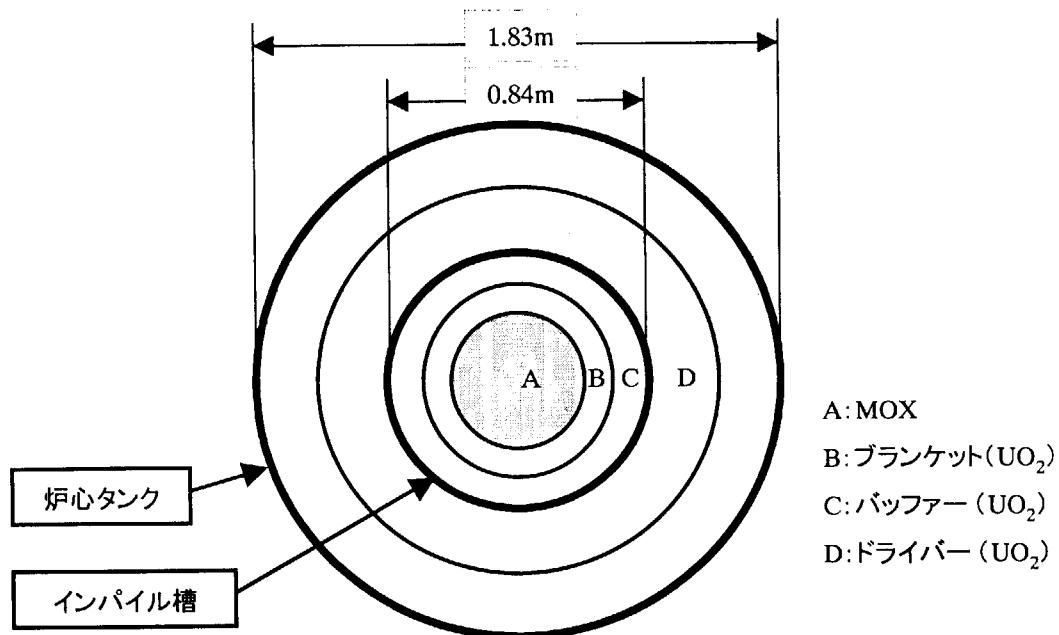


図5.1.3 TCA炉心タンクの構成

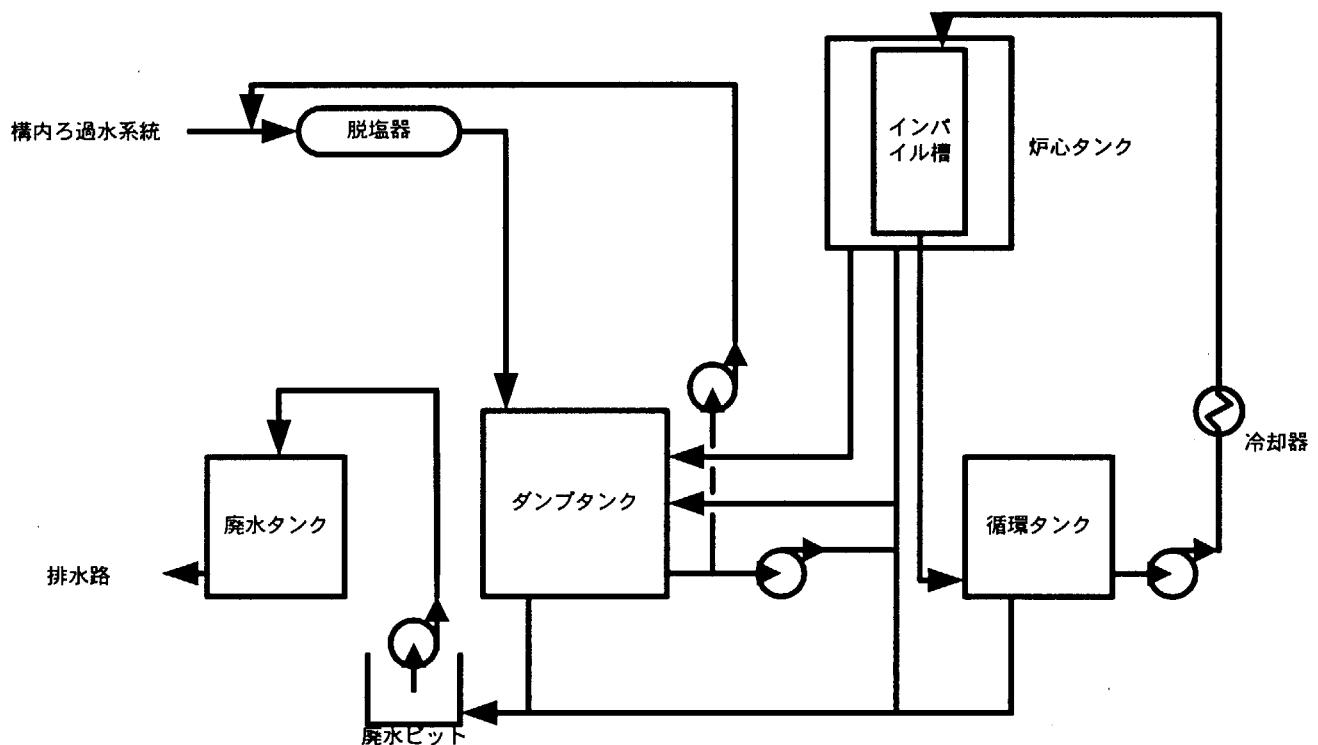


図 5.1.4 TCAの系統構成

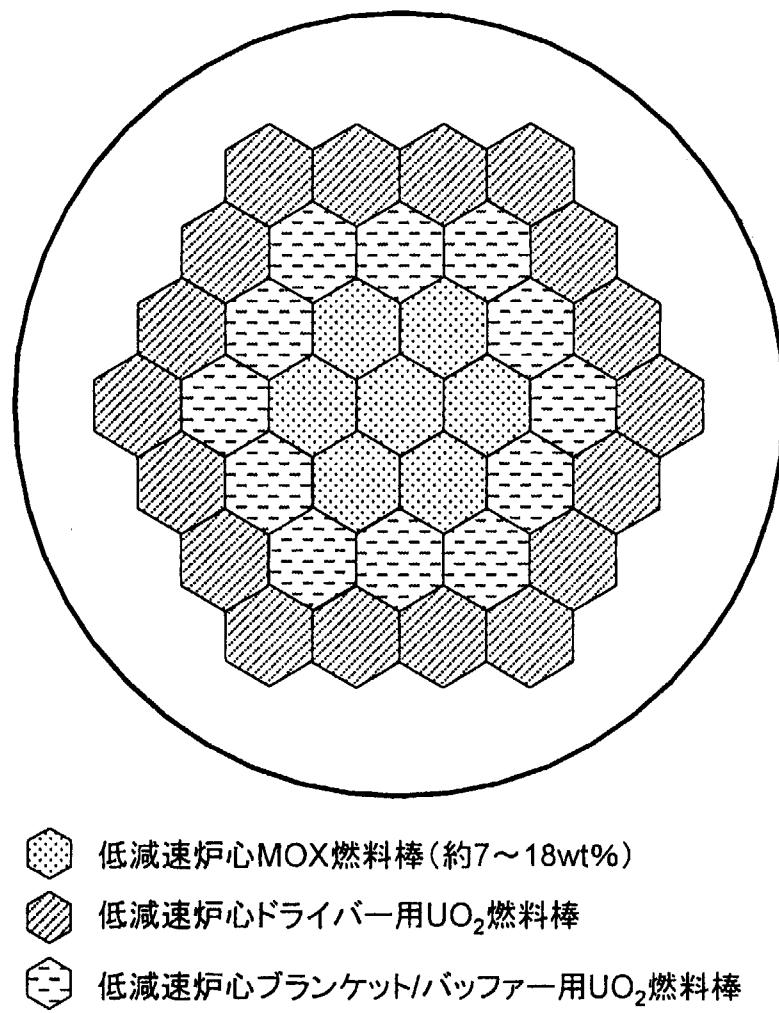


図 5.1.5 TCA を用いた MOX 臨界実験の炉心構成

		12 年度	13 年度	14 年度	15 年度	16 年度	17 年度	18 年度	19 年度	20 年度
TCA 許認可	臨界実験検討									
	調査・評価		■							
	安全審査		■							
TCA 改造工事			■		■					
燃料製作	ドライバー燃料棒		■							
	制御棒		■							
	ブランケット燃料棒等		■							
	Phase 1 用燃料棒		■							
	Phase 2 用燃料棒		■							
臨界実験（注）	Phase 1									
	Phase 2									

## (注) 臨界実験の内容

- Phase 1 : 長期サイクル運転炉心（サイクル長 2 年以上）等
- Phase 2 : 高転換炉心（Pu 転換比 1.0）等

図 5.1.6 TCA による低減速スペクトル炉臨界実験計画

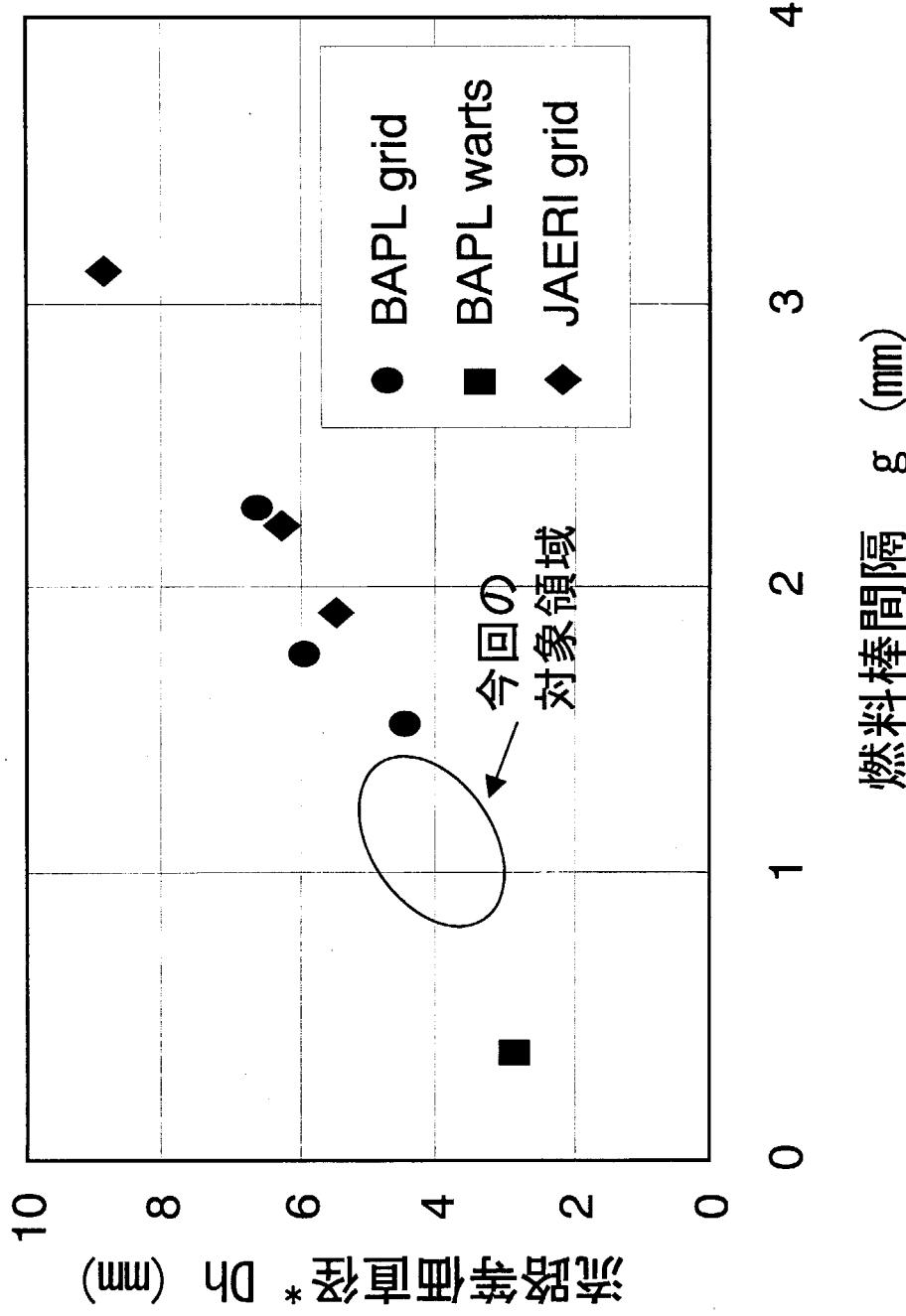


図 5.2.1 低減速スペクトル炉で対象とする CHF データ領域  
(\* : 流れの特性を決める重要パラメータで、(燃料棒間の流路面積の 4 倍) / (燃料棒周長の半分) で計算される)

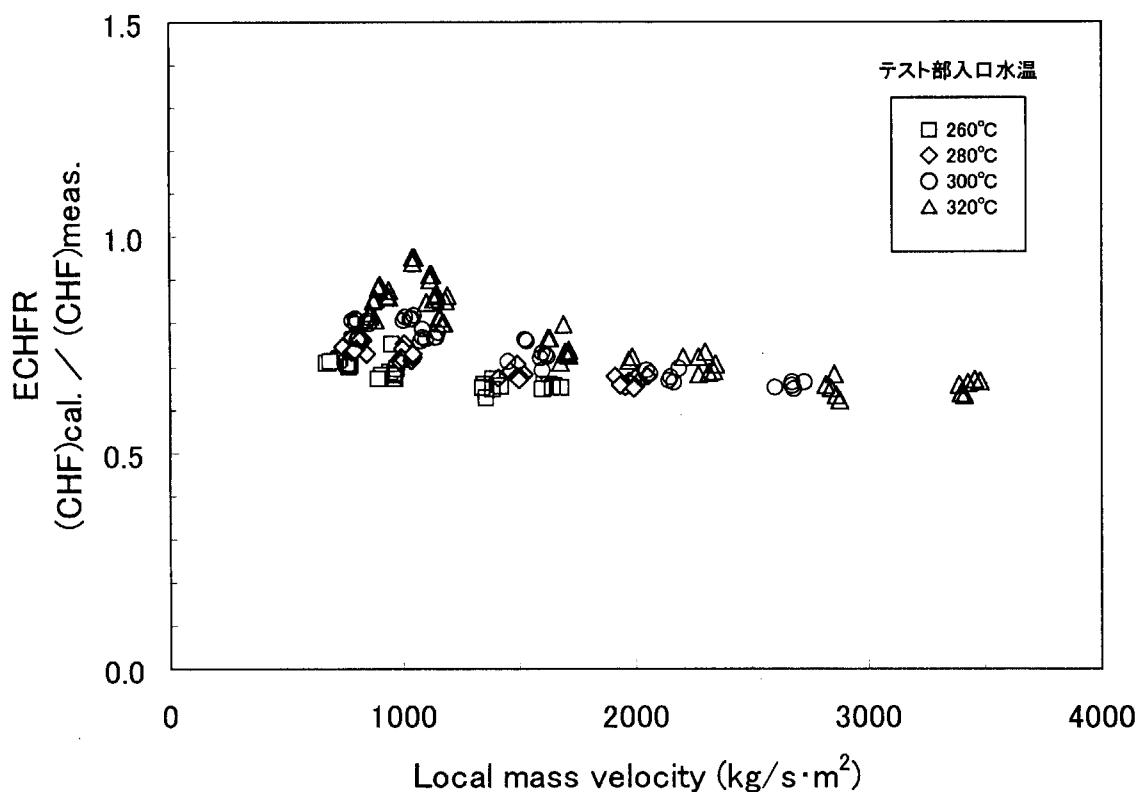


図 5.2.2 CHF データと相関式による予測値の比 (ECHFR)

	H10 年度	11	12	13	14	15
限界熱流束 実験	小規模 CHF 実験 (PWR 条件)					
			小規模 CHF 実験 (BWR 条件)		大規模 実験	(H17 まで)
再冠水実験				中規模 実験		

図 5.2.3 热流動実験の計画

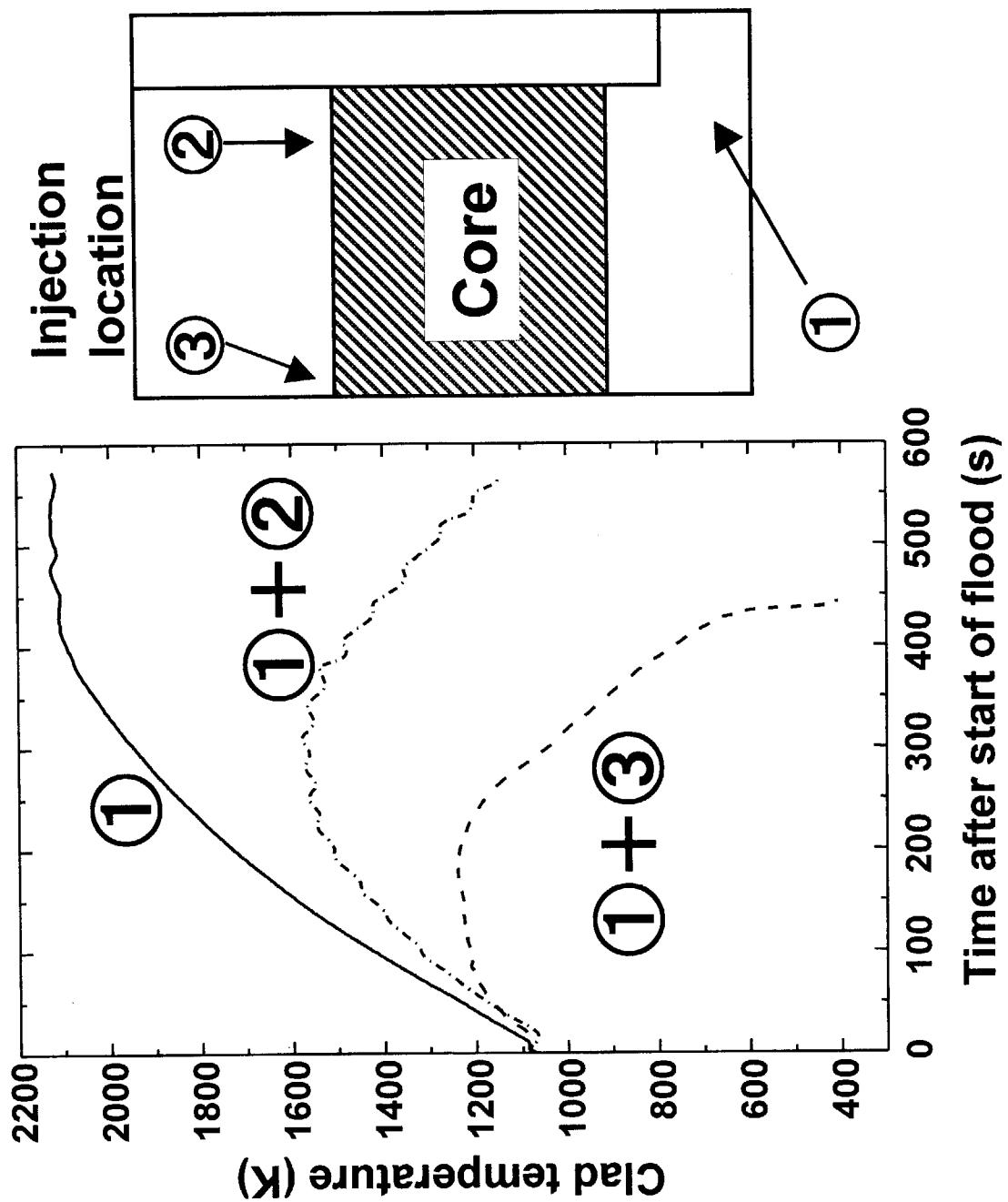


図 5.2.4 再冠水時の燃料表面最高温度履歴の計算例

## 6. まとめ

原研では、原子力エネルギーの長期的かつ安定的な確保を図る観点から、今後長期に渡って原子力エネルギー利用の中核となるべき軽水炉技術に基盤を置きつつ、ウラン資源の有効利用、プルトニウムの有効利用、放射性廃棄物発生量の低減等、原子力が直面している諸課題の解決を目指した低減速スペクトル炉の研究を産業界と協力して進めている。

低減速スペクトル炉に関しては、現在は炉心概念の創出段階であるが、今後は産業界や大学等の外部研究機関との一層の連携強化を図りつつ、以下のような課題についてさらに検討を進める必要がある。

### (1) 炉心概念の最適化

これまでアイデアの創出段階と位置づけ、BWR型炉について3種類、PWR型炉について2種類の炉心概念を検討してきた。今後は各炉心概念をさらにプラスアップするとともに、2～3年後を目途に、炉心性能、社会的ニーズへの適合性、技術的成立性、経済性、安全性等、広範囲な観点から総合的な評価を行い、大規模な研究開発に移行する前に対象とする炉心概念を絞り込む必要がある。

### (2) 安全性評価と原子炉システムの検討

低減速スペクトル炉は基本的には現行軽水炉システムに準拠し、炉心の性能を向上させるものであるが、炉心の稠密化、ボイド反応度係数の相違等、炉心の熱流動的及び炉物理的特性が変化するので、通常運転時及び事故時の安全性について別途検討する必要がある。特に炉心構成上の特性から再臨界事故の可能性が排除できないため、安全論理の見直しが必要である。このため、安全性評価解析を行うとともに、必要に応じて安全設備の変更あるいは受動的安全設備等の新技術採用も含めて原子炉システムの改良設計も考慮する。

### (3) より高性能な炉心概念への挑戦

現在の設計方針としては、現行軽水炉システムに大幅な変更は加えないことを前提として、転換比の向上、長期サイクル運転、プルトニウム多重リサイクル等の特性を実現できる炉心概念を追求している。一方、最新鋭火力発電に比較して軽水炉の熱効率が劣る点が軽水炉技術の限界としてしばしば指摘されている。水冷却方式でこの問題をブレークスルーするため、超臨界圧炉のアイデアがある。超臨界圧炉心においては高転換比等の低減速スペクトル炉の特性を具備するとともに、40%以上の熱効率が達成でき、経済性の面で大きなメリットを有している。材料の問題等、解決すべき課題は多いものの、長期的観点からは低減速スペクトル炉研究の一環として、現行軽水炉システムを越えた高性能炉心にも挑戦すべきである。

### (4) 成立性の実証に向けた研究開発

低減速スペクトル炉の成立性を確認するためには、炉物理的及び熱流動的特性等の種々の実証が不可欠である。このため、臨界実験装置及び大型熱流動試験装置の整備を進める必要がある。また、将来の実用化を念頭において、炉心の燃焼特性試験の実施方法についても検討を進め、試験炉計画の具体化を図る必要がある。

### (5) 核燃料サイクル上の課題の検討

低減速スペクトル炉の特徴である、高転換比、プルトニウム多重リサイクル等を実現させるためには、MOX燃料製造・再処理等、高速炉燃料サイクルと同様の技術的課題を解決する必要があ

る。また、燃焼度等の炉心性能も考慮して燃料サイクル全体のコスト評価を行い、低減速スペクトル炉の導入シナリオを示す必要がある。

本報告書は低減速スペクトル炉の意義と研究開発の現状をまとめたものである。今後さらに研究を進め、その成果についても継続的に公表していく予定である。

### 謝辞

低減速スペクトル炉研究の実施において御指導いただいた日本原子力研究所エネルギーシステム研究部中川部長、落合次長、中島次長に深く感謝いたします。また、短期間に広範囲な炉心概念の検討を進めることができたことは、(株)日本原子力発電、(株)日立製作所、(株)東芝、(株)三菱重工業の全面的な御支援の賜物であります。さらに研究開発計画の策定には、熱流体研究グループ秋本リーダーなど、多くの研究所員の御協力が得られました。ここに感謝いたします。

## 参考文献

- 1) 日本原子力学会「高転換軽水炉」研究専門委員会：高転換軽水炉の研究と展望（1991）。
- 2) 奥村啓介、他：高転換軽水炉の炉心概念設計、JAERI-M 90-096 (1990)。
- 3) 伝熱流動研究室：高転換軽水炉の熱水力工学の研究、JAERI-M91-055, (1991)。
- 4) 東稔達三、他：21世紀を展望した軽水炉将来技術、原子力工業、37巻、6号, pp.19~58 (1991)。
- 5) 神田啓治、他：MOX燃料炉物理試験と解析の現状—プルトニウムの有効利用に向けて—、日本原子力学会誌, Vol.40, No.11, 834-854, (1998)。
- 6) 岡芳明：超臨界圧軽水炉の概念、原子力工業、38巻、11号, pp.71~77 (1992)。
- 7) 核燃料サイクル開発機構中長期事業計画（平成11年3月30日）。
- 8) 岩村公道、他：NERI(Nuclear Energy Research Initiative)計画で採択された研究課題の概要、JAERI-Review 99-017, (1999)。
- 9) 中島伸也、落合政昭（編）：低減速スペクトル炉に関する研究会報告書、JAERI-Conf 98-013 (1998)。
- 10) 中島伸也（編）：水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会、JAERI-Conf to be published.
- 11) J.J. Duderstadt, L. J. Hamilton, : "Nuclear Reactor Analysis," John Wiley & Sons (成田正邦、藤田文行(訳)、原子炉の理論と解析、現代工学社 (1981))。
- 12) 嶋田昭一郎：高転換型軽水炉研究における転換比の用語及び定義、日本原子力学会誌 Vol.32, No.4, pp.351 (1990)。
- 13) 榎本聰明：わかりやすい原子力発電の基礎知識（改訂2版）、オーム社 (1996)。
- 14) H. W. Graves, Jr., "Nuclear Fuel Management", John Wiley & Sons (三神尚、関本博（訳）、核燃料管理の方法と解析、現代工学社 (1983))。
- 15) 杉暉夫、原子炉物理、国際原子力総合技術センター (1994)。
- 16) JAERI : , "Curves and Tables of Neutron Cross Sections in JENDL-3.2", JAERI-Data/Code 97-003 (1997)。
- 17) 浅田 忠一、他 監修：新版原子力ハンドブック、オーム社 (1989)。
- 18) OECD/NEA-IAEA : "Uranium Resources, Production and Demand 1997" (1998)。
- 19) EPRI : "ALWR Utility Requirements Document", (1990)。
- 20) 石田 瞳美、他：リサイクル型PWR炉心の概念設計、日本原子力学会「1998年秋の大会」E10 (1998)。
- 21) Hesketh, K., Delpech, M., and Sartori, E. : "Multiple Recycle of Plutonium in PWR – A Physics Code Benchmark Study by the OECD/NEA", Proc. Global'97, pp.287-294 (1997)。
- 22) 竹田 練三、他：エネルギー長期安定供給に対応した軽水炉の開発(I) – RBWR の主要諸元とエネルギー長期安定供給シナリオー、日本原子力学会「1994年秋の大会」G2 (1994)。
- 23) 横山 次男、他：“軽水冷却型高速スペクトル炉における増殖性に関する検討”，日本原子力学会「1997年秋の大会」F76 (1997)。
- 24) Maruyama, H., et al.: "A Monte Carlo Method with Pseudo Scattering for Neutron Transport Analysis", Proc. Int. Topical Mtg. Advances Reactor Phys., Math. and Computation, Paris (1987).

- 25) 松本 知行、他：稠密格子燃料集合体の限界出力評価式の開発、昭和 62 年日本原子力学会 E40 (1987).
- 26) 嶋田昭一郎、他：将来型軽水炉の概念設計（6）—加圧水重水型稠密炉心— 日本原子力学会「1998 年春の大会」F51 (1998).
- 27) 石田睦美、他：将来型軽水炉の概念設計（15）—高転換 PWR 炉心の検討— 日本原子力学会「1999 年春の大会」F38 (1999).
- 28) S.Shimada et al.: Study on Pressurized Heavy Water Moderated Tight Lattice Core, JAERI-Review 98-022, 106-108 (1998).
- 29) 新谷文將、他：将来型軽水炉の概念検討（16）—高転換炉心の限界熱流束の検討—、日本原子力学会「1999 年春の大会」F39 (1999).
- 30) Ohnuki, A., Okubo, T. and Akimoto, H. : "A Feasibility Study on Core Cooling of Pressurized Heavy Water Moderated Reactor with Tight Lattice Core", Proc. ICONE-7, ICONE-7026 (1999).
- 31) Wheeler, C.L., et al. : "COBRA-IV-I : An interim version of COBRA for thermal-hydraulic analysis of rod bundle nuclear fuel elements and cores", BNWL-1962 (1976).
- 32) Dalle Donne, M. and Hame, W. : "Critical Heat Flux Correlation for Triangular Arrays of Rod Bundles with Tight Lattices, Including Spacer Effect", Nucl. Technol. 71 p.111 (1985).
- 33) Iguchi, T. : "Reflood Behavior at a Large Cold-leg Break in PWRs with Cold- and Hot-legs Combined ECC Injection", Proc. 14th KAIF/KNS Annual Conf. (1999).
- 34) Akimoto, H., et al. : Fifth Int. Topical Meeting on Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-5), Salt Lake City, U.S.A., Vol. VI, 1797 (1992).

This is a blank page.

## 国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光强度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	$s^{-1}$
圧力、応力	ニュートン	N	$m \cdot kg/s^2$
エネルギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	$N/m^2$
功率、放射束	ジュール	J	$N \cdot m$
電気量、電荷	ワット	W	$J/s$
電位、電圧、起電力	クロン	C	$A \cdot s$
静電容量	ボルト	V	$W/A$
電気抵抗	アード	F	$C/V$
コンダクタンス	オーム	$\Omega$	$V/A$
磁束	ジーメンス	S	$A/V$
磁束密度	ウェーバ	Wb	$V \cdot s$
インダクタンス	テスラ	T	$Wb/m^2$
セルシウス温度	ヘンリー	H	$Wb/A$
光束度	セルシウス度	$^{\circ}C$	
照度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
放射能	ルクス	lx	$lm/m^2$
吸収線量	ベクレル	Bq	$s^{-1}$
線量等量	グレイ	Gy	$J/kg$
	シーベルト	Sv	$J/kg$

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	L, l
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
$10^{18}$	エクサ	E
$10^{15}$	ペタ	P
$10^{12}$	テラ	T
$10^9$	ギガ	G
$10^6$	メガ	M
$10^3$	キロ	k
$10^2$	ヘクト	h
$10^1$	デカ	da
$10^{-1}$	デシ	d
$10^{-2}$	センチ	c
$10^{-3}$	ミリ	m
$10^{-6}$	マイクロ	$\mu$
$10^{-9}$	ナノ	n
$10^{-12}$	ピコ	p
$10^{-15}$	フェムト	f
$10^{-18}$	アト	a

(注)

1. 表1~5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。

2. 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。

3. barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。

4. EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	$N(=10^5 \text{ dyn})$	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa} \cdot \text{s}(N \cdot s/m^2) = 10 \text{ P(ボアズ)(g/(cm \cdot s))}$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)(cm}^2/\text{s)}$$

圧力	MPa(=10bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
力	1	10.1972	9.86923	$7.50062 \times 10^4$	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	$1.33322 \times 10^{-4}$	$1.35951 \times 10^{-3}$	$1.31579 \times 10^{-3}$	1	$1.93368 \times 10^{-2}$
	$6.89476 \times 10^{-3}$	$7.03070 \times 10^{-2}$	$6.80460 \times 10^{-2}$	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	$J(=10^7 \text{ erg})$	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605J (計量法)	
								= 4.184J (熱化学)	= 4.1855J (15°C)
	9.80665	1	$2.72407 \times 10^{-6}$	2.34270	$9.29487 \times 10^{-3}$	7.23301	$6.12082 \times 10^{-19}$	= 4.1868J (国際蒸気表)	
	$3.6 \times 10^6$	$3.67098 \times 10^5$	1	$8.59999 \times 10^5$	3412.13	$2.65522 \times 10^6$	$2.24694 \times 10^{-25}$	仕事率 1 PS(仮馬力)	
	4.18605	0.426858	$1.16279 \times 10^{-6}$	1	$3.96759 \times 10^{-3}$	3.08747	$2.61272 \times 10^{-19}$	= 75 kgf·m/s	
	1055.06	107.586	$2.93072 \times 10^{-4}$	252.042	1	778.172	$6.58515 \times 10^{-21}$	= 735.499W	
	1.35582	0.138255	$3.76616 \times 10^{-7}$	0.323890	$1.28506 \times 10^{-3}$	1	$8.46233 \times 10^{-18}$		
	$1.60218 \times 10^{-19}$	$1.63377 \times 10^{-20}$	$4.45050 \times 10^{-26}$	$3.82743 \times 10^{-20}$	$1.51857 \times 10^{-22}$	$1.18171 \times 10^{-19}$	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	線量当量	
						1	100
	$3.7 \times 10^{10}$	1	0.01	1		$2.58 \times 10^{-4}$	1

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	線量当量	
						1	100
						$2.58 \times 10^{-4}$	1

(86年12月26日現在)

## 低減速スペクトル炉の研究

