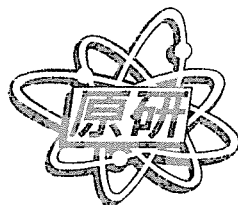


JAERI-Conf  
2000-010



JP0050879



第3回低減速スペクトル炉に関する研究会報告書  
2000年3月3日、東海研究所、東海村

2000年6月

(編) 石川 信行・中塚 亨・岩村 公道

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。

入手の問い合わせは、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、お申し越し下さい。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行っております。

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, 2000

編集兼発行 日本原子力研究所

第3回低減速スペクトル炉に関する研究会報告書

2000年3月3日、東海研究所、東海村

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

(編) 石川 信行・中塚 亨・岩村 公道

(2000年5月10日受理)

原研が将来型水冷却炉として研究を進めている低減速スペクトル炉について、所内関連部門の研究者、及び大学、研究機関、電力会社、原子力メーカー等の所外研究者との情報交換を行い、研究の効率的推進に資することを目的として、「低減速スペクトル炉に関する研究会」を平成12年3月3日に開催した。本報告書は、その研究会における発表・議論の内容を取り纏めたものである。

本研究会は、平成10年3月に第1回として研究現状のレビューと将来計画をテーマに開催し、続く第2回は平成11年3月に水冷却炉におけるプルトニウム利用の高度化をテーマとして開催した。

今回の第3回研究会は平成12年3月3日に開催し77名が参加した。内容としては、「低減速スペクトル炉を巡る最近の情勢」に関する報告に引き続き、電力におけるプルトニウム利用の動向として注目されている「プルサーマル計画について」、及び核燃料サイクル開発機構(サイクル機構)が中心になって進めている「実用化戦略調査研究について」の発表があった。また、原研における最近の研究成果として、「低減速スペクトル炉の設計研究の進展」「発電炉・燃料サイクルの長期シナリオと低減速スペクトル炉の導入効果」「熱流動実験・解析研究」「炉物理実験計画」についての発表があった。最後に、低減速スペクトル炉の研究開発に関しての総合討論を行った。

本報告書では、講演論文、講演に対する質疑応答の概要及び総合討論の内容を掲載するとともに、付録として研究会当日に発表者が使用したOHP資料及び研究会プログラム、参加者名簿を掲載した。

Summary of the 3rd Workshop on the Reduced-Moderation Water Reactor:  
— March 3rd, 2000, JAERI, Tokai —

(Eds.) Nobuyuki ISHIKAWA, Tohru NAKATSUKA and Takamichi IWAMURA

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

(Received May 10, 2000)

The research activities of a Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR) are being performed for a development of the next generation water-cooled reactor. A workshop on the RMWR was held on March 3rd 2000 aiming to exchange information between JAERI and other organizations such as universities, laboratories, utilities and vendors. This report summarizes the contents of lectures and discussions on the workshop.

The 1st workshop was held on March 1998 focusing on the review of the research activities and future research plan. The succeeding 2nd workshop was held on March 1999 focusing on the topics of the plutonium utilization in water-cooled reactors.

The 3rd workshop was held on March 3rd 2000, which was attended by 77 participants. The workshop began with a lecture titled "Recent Situation Related to Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR)", followed by "Program on MOX Fuel Utilization in Light Water Reactors" which is the mainstream scenario of plutonium utilization by utilities, and "Feasibility Studies on Commercialized Fast Breeder Reactor Cycle System" mainly conducted by Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC). Also, following lectures were given as the recent research activities in JAERI: "Progress in Design Study on Reduced-Moderation Water Reactors", "Long-Term Scenarios of Power Reactors and Fuel Cycle Development and the Role of Reduced Moderation Water Reactors", "Experimental and Analytical Study on Thermal Hydraulics" and "Reactor Physics Experiment Plan using TCA". At the end of the workshop, a general discussion was performed about the research and development of the RMWR.

This report includes the original papers presented at the workshop and summaries of the questions & answers for each lecture and general discussion, as well as presentation viewgraphs, program and participant list as appendixes.

Keywords: Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR), MOX Fuel, Fast Breeder Reactor (FBR), Introduction Scenarios, Thermal Hydraulics, Reactor Physics Experiment

目次

1. まえがき -----	1
2. 講演論文および質疑応答内容 -----	3
2. 1 低減速スペクトル炉を巡る最近の情勢（岩村 公道） -----	5
2. 2 プルサーマル計画について（劔田 裕史） -----	10
2. 3 FBR サイクルの実用化戦略調査研究について（此村 守） -----	20
2. 4 低減速スペクトル炉の設計研究の進展（大久保 努） -----	36
2. 5 発電炉・燃料サイクルの長期シナリオと低減速スペクトル炉の導入効果（佐藤 治） ---	65
2. 6 熱流動実験・解析研究（秋本 肇） -----	93
2. 7 炉物理実験計画（嶋田 昭一郎） -----	110
3. 総合討論 -----	131
3. 1 概要 -----	131
3. 2 総合討論の内容 -----	133
4. あとがき -----	141
付録 1-1 講演 OHP 資料集（低減速スペクトル炉を巡る最近の情勢） -----	143
付録 1-2 講演 OHP 資料集（プルサーマル計画について） -----	151
付録 1-3 講演 OHP 資料集（FBR サイクルの実用化戦略調査研究について） -----	157
付録 1-4 講演 OHP 資料集（低減速スペクトル炉の設計研究の進展） -----	169
付録 1-5 講演 OHP 資料集（発電炉・燃料サイクルの長期シナリオと低減速スペクトル炉 の導入効果） -----	191
付録 1-6 講演 OHP 資料集（熱流動実験・解析研究） -----	219
付録 1-7 講演 OHP 資料集（炉物理実験計画） -----	245
付録 2 研究会プログラムと参加者リスト -----	263

Contents

1. Preface -----	1
2. Papers and Summaries of Questions & Answers -----	3
2.1 Recent Situation Related to Reduced-Moderation Water Reactor (T. Iwamura) -----	5
2.2 Program on MOX Fuel Utilization in Light Water Reactors (H. Kenda) -----	10
2.3 Feasibility Studies on Commercialized Fast Breeder Reactor Cycle System (M. Konomura) -----	20
2.4 Progress in Design Study on Reduced-Moderation Water Reactors (T. Okubo) -----	36
2.5 Long-Term Scenarios of Power Reactors and Fuel Cycle Development and the Role of Reduced Moderation Water Reactors (O. Sato) -----	65
2.6 Experimental and Analytical Study on Thermal Hydraulics in Reduced Moderated Water Reactors (H. Akimoto) -----	93
2.7 Reactor Physics Experiment Plan using TCA (S. Shimada) -----	110
3. General Discussion -----	131
3.1 Summary -----	131
3.2 Details of General Discussion -----	133
4. Concluding Remarks -----	141
Appendix 1-1 Presentation Viewgraphs (Recent Situation Related to Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR)) -----	143
Appendix 1-2 Presentation Viewgraphs (Program on MOX Fuel Utilization in Light Water Reactors) -----	151
Appendix 1-3 Presentation Viewgraphs (Feasibility Studies on Commercialized Fast Breeder Reactor Cycle System) -----	157
Appendix 1-4 Presentation Viewgraphs (Progress in Design Study on Reduced-Moderation Water Reactors) -----	169
Appendix 1-5 Presentation Viewgraphs (Long-Term Scenarios of Power Reactors and Fuel Cycle Development and the Role of Reduced Moderation Water Reactors) -----	191
Appendix 1-6 Presentation Viewgraphs (Experimental and Analytical Study on Thermal Hydraulics in Reduced Moderated Water Reactors) -----	219
Appendix 1-7 Presentation Viewgraphs (Reactor Physics Experiment Plan using TCA) -----	245
Appendix 2 Program and Participant List -----	263

## 1. まえがき

ウラン資源の有効利用の立場から、原子力利用に伴い生産されるプルトニウムを高速増殖炉により再利用するプルトニウムリサイクル路線が推進されてきたが、近年、高速増殖炉計画は当初の予定より大幅な遅れをきたしており、今後かなりの長期間にわたり軽水炉でのプルトニウム利用を図らざるを得ない状況になっている。

日本原子力研究所では、軽水炉技術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の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対応できる将来型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付けて研究開発を進めている。

このような状況下で、低減速スペクトル炉に関する研究会は、大学、研究機関、電力会社、原子力メーカー等との研究開発における意見・情報交換の場として開催されているものである。第1回は平成10年3月に、低減速スペクトル炉に関する研究現状のレビューと将来計画をテーマに開催された。続く第2回は平成11年3月に開催され、水冷却炉におけるプルトニウムの有効利用の高度化をテーマに、フルMOX炉に関する発表を中心として、岩石燃料型炉、高転換型水冷却炉に関する研究成果が報告された。研究会の内容は、いずれも報告書として公開されている<sup>(1)(2)</sup>。

今回の第3回研究会は平成12年3月3日に原研東海研究所にて開催し、77名の参加が得られた。内容としては、「低減速スペクトル炉を巡る最近の情勢」に関する報告に引き続き、電力におけるプルトニウム利用の動向として注目されている「プルサーマル計画について」、及び核燃料サイクル開発機構（サイクル機構）が中心になって進めている「実用化戦略調査研究について」の発表があった。また、原研における最近の研究成果として、「低減速スペクトル炉の設計研究の進展」「発電炉・燃料サイクルの長期シナリオと低減速スペクトル炉の導入効果」「熱流動実験・解析研究」「炉物理実験計画」について担当者から発表があった。最後に、低減速スペクトル炉の研究開発に関しての総合討論を行った。

以下に発表の概要を記す。

- ①「低減速スペクトル炉を巡る最近の情勢」では、低減速スペクトル炉の原子力長計での議論や米国DOEのNERI計画で採択されている研究との関連、及び外部機関との連携・協力関係について報告された。
- ②「プルサーマル計画について」では、今後電力が予定しているプルサーマル計画について、その施策決定の経緯、MOX燃料の設計仕様等についての紹介があった。
- ③「実用化戦略調査研究について」では、多様なニーズに応えるFBRサイクルの候補概念とその開発戦略を策定することを目的として今年度よりサイクル機構を中心に開始されたFBRサイクルの実用化戦略調査研究について、安全性、経済性、資源の有効利用等の実現を目指した増殖炉の概念を如何に構築するかが紹介された。
- ④「低減速スペクトル炉の設計研究の進展」では、高転換比BWR型炉、長期サイクル運転

BWR 型炉、ブランケット無し BWR 型炉、高転換比 PWR 型炉、Pu 多重リサイクル PWR 型炉、の 5 つの炉心に関する設計結果が報告された。

⑤「発電炉・燃料サイクルの長期シナリオと低減速スペクトル炉の導入効果」では、長期シナリオとして、軽水炉のみ、FBR 導入、低減速スペクトル導入の場合の 3 ケースについて、使用済燃料貯蔵量、プルトニウム蓄積量、天然ウラン積算消費量の観点からの評価結果が紹介された。あわせて、転換比をパラメータとしたときの天然ウラン積算消費量の評価結果が紹介され、転換比が 1.0 近傍での転換比向上は資源論的に意義が大きいことが指摘された。

⑥「熱流動実験・解析研究」では、稠密格子限界熱流束実験とその解析結果、重水冷却 PWR 型炉心に関してシード/ブランケット部の最適流量配分の検討結果ならびに大破断 LOCA 再冠水時の冷却挙動の解析結果が報告された。さらに、BWR 炉心については、MCPR や最高被覆管温度等を評価した定常運転時冷却限界に関する研究成果が報告された。

⑦「炉物理実験計画」は、設計炉心の成立性を確認するために TCA で行う臨界実験計画についての発表で、燃料棒本数等の炉心構成や低減速スペクトル炉の成立性評価に必要な模擬実験の内容について報告された。

総合討論においては、特に議題は設けずに低減速スペクトル炉に関連した議論が行われた。議論された主な項目は次の通りである。

- ・軽水炉の優位性について
- ・使用済燃料貯蔵量抑制の観点からの低減速スペクトル炉の意義付け
- ・炉型の絞込みをどうするのか
- ・低減速スペクトル炉の多様性とその可能性
- ・低減速スペクトル炉研究開発のスケジュールと予算について
- ・再臨界事象をどう考えるか

#### 参考文献

- (1) 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）。
- (2) 中島伸也、落合政昭（編）：水冷却炉における Pu 利用の高度化に関する研究会報告書、JAERI-Conf 99-014（1999）。



## 2. 講演論文および質疑応答内容

This is a blank page.



## 2. 1 低減速スペクトル炉を巡る最近の情勢 Recent Situation Related to Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR)

岩村公道  
Iwamura Takamichi

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

### 1. はじめに

低減速スペクトル炉は、既に成熟している軽水炉技術に立脚しつつ、ウラン資源の有効利用、高燃焼度・長期サイクル運転、プルトニウムの多重リサイクル等、現行軽水炉では達成できない特性が実現できる可能性がある将来型水冷却炉である。原研では軽水炉技術の高度化研究として、低減速スペクトル炉の研究を平成9年度に開始した（文献(1)～(9)）。また、低減速スペクトル炉については、平成10年度からは日本原子力発電との共同研究を開始するとともに、平成11年度からは核燃料サイクル開発機構（JNC）が進めている実用化戦略調査研究における水冷却炉検討への協力を開始するなど、外部機関との連携を重視して研究開発を進めている。

最近、低減速スペクトル炉については、高速増殖炉の本格的実用化が遅れる場合の補完的な役割を果たす炉として原子力長計を巡る議論の中でも取り上げられており、比較的 low コスト で実用化の目途がつけられる可能性を有することから産業界の関心も高まっている。また、最近米国で開始した原子力研究イニシアティブ（NERI）でも、高転換長期サイクル運転の軽水炉の研究課題が採択されるなど、将来型軽水炉のオプションの一つとして国際的にも注目されている。本稿では、原子力長計における議論、NERI 計画との関係、外部機関との連携・協力等、低減速スペクトル炉を巡る最近の国内外の動向について報告する。

### 2. 原子力長計における議論

原子力長計については現時点では各分科会での議論の最中であり、原子力委員会においては、平成12年末までに新しい長期計画を作成することとしているが、最終的な報告書の内容については今後の議論を待つ必要がある。原研としては、低減速スペクトル炉は、軽水炉技術の高度化の側面からは長計第二分科会（エネルギーとしての原子力利用）に関連し、ウラン資源の有効利用技術の側面からは長計第三分科会（高速増殖炉関連技術の将来展開）に関連するものとして、次期長計での位置づけを提案することとしている。

長計第三分科会においては、平成11年11月11日の第3回分科会で齋藤委員及び中川エネルギーシステム研究部長（説明員）から「日本原子力研究所における高速増殖炉関連技術分野の研究」の報告があった。この中で、低減速スペクトル炉についてはエネルギー長期安定供給の観点から、プルサーマル、高速増殖炉と並び、プルトニウム有効利用のための技術開発課題として位置づけ、炉心設計上の特徴、研究開発課題と実用化までの開発計画、経済性の評価、導入効果等について紹介した。本報告の内容については別途OHP資料集に収録する。また、同年12月20日の第4回分科会では、齋藤委員から「高速増殖炉・分離変換技術関連研究開発の方向性」

として研究開発計画が報告された。さらに、平成12年1月17日の第5回分科会では、JNCから「実用化戦略調査研究の現状」と題する報告があり、その中で水冷却炉の検討状況について紹介された。

今回の長計の議論はすべて公開で、配布資料及び議事録もインターネットで公開されている。公開された第3回及び第4回の第三分科会議事録から低減速スペクトル炉に関する主な議論を以下に抜粋する。

—長計第三分科会での低減速スペクトル炉に関する主な議論—

○開発分担について（吉岡委員）

- ・低減速スペクトル炉については、軽水炉技術に立脚し、メーカーが持っているノウハウが重要であり、メーカー、電気事業者の協力が必要。とても原研だけでは開発できない。（中川説明員）

○低減速スペクトル炉の位置付けについて(FBR との関係)（平岡委員）

- ・FBR が完全に実用化するまでには不透明性がある。もう少し違った選択肢も今後の経済、エネルギー需給によっては成立するのではないか。もう少し安いコストで開発できるものがないかという発想である。FBRは必要かという問題ではなく、今後情勢が変わることもあるので選択肢を持つておくことは非常に重要と考えている。（中川説明員）

○大規模プロジェクト間のバランスについて（栗屋委員）

- ・低減速スペクトル炉はフィジビリティ・スタディの段階であり、電力にとって魅力的でアクセプタブルなものになれば試験炉まで持って行ければ良いと考えている。（齋藤委員）

○研究開発計画について

- ・高速増殖炉は開発から約40年たっているが、未だ実用化の域に達していない。軽水炉技術の延長線上の低減速スペクトル炉を高速増殖炉までの中継ぎとして考えることもあり得る。過大な開発費も要せず、有望な炉型として開発に取り組む価値がある。しかるべき時期に実用化することが必要。（齋藤委員）

○低減速スペクトルは、第2分科会で検討したらどうか。（吉岡委員）

低減速スペクトル炉については原子力関係者の間でも本格的な議論が始まったばかりで、その可能性について十分な合意が得られているとは言えない。今後、核燃料サイクルを含む軽水炉発電体系のあり方を議論する第二分科会でも議論がなされることを望みたい。

### 3. 米国 DOE の NERI 計画と低減速スペクトル炉研究との関連

米国エネルギー省（DOE）は、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するため、原子力研究イニシアティブ（NERI）と称する公募型研究プログラムを1999会計年度から開始した。また、DOEは、高い経済性と核拡散抵抗性を有する小型原子炉の研究開発を第4世代炉（Generation IV）として提案し、国際的な協力のもとにNERI計画と一体的に推進することとしている。さらにDOEは外国の研究機関との共同研究を促進するため、国際NERI計画を2001年度から開始する意向である。このような将来の原子炉研究開発を巡る米国での新しい動きの中で、低減速スペクトル炉と共通の概念を有する革新的軽水炉の研究が浮上している点が注目される。例えば、NERI計画の初年度採択課題の中

で以下の2課題は低減速スペクトル炉の基本概念を具現化したものと言える。

① The Secure Transportable Autonomous Light Water Reactor STAR-LW

提案機関：WH、カリフォルニア大学バークレー校、MIT、ミラノ工大

これは、高転換・超長期サイクル運転のモジュール式水冷却炉に関する研究で、本研究で対象としている原子炉は以下の特徴を有している。

- ・燃料取り替えなしで15年間の超長期サイクル運転が可能
- ・高転換、高中性子エネルギー、稠密三角格子炉心（低減速スペクトル炉と共通）
- ・受動的安全性を具備した可搬式自然循環PWR（炉心上部では沸騰を許容）
- ・50～150MWeの低出力モジュラー炉
- ・新型燃料、压力容器内部設置型制御・停止系等の革新技術の採用

上記グループはこの炉概念を発展させてIRIS(International Reactor Innovative and Secure)と称する一体型小型軽水炉を第4世代炉に関する国際共同研究として次期NERI計画にも提案する予定である。IRISプロジェクトには、上記グループに加えて、CEA、BNFL等の外国機関とともに、日本からも三菱重工、日本原子力発電、及び東京工業大学が参加を計画しており、実現すれば日、米、伊、仏、英の5ヶ国の国際共同研究となる。IRISについては稠密炉心を採用し転換比の向上により超長期サイクル運転を目指す点で、低減速スペクトル炉の特性を生かした小型炉として位置づけられる。

② A Proliferation Resistant Hexagonal Tight Lattice BWR Fuel Core Design for Increased Burnup and Reduced Fuel Storage Requirement

提案機関：BNL、パデュー大学、日立製作所

これは、高燃焼度、燃料貯蔵の低減を目指した核拡散抵抗性を有するトリウム利用の稠密六角格子型BWRの炉心設計研究で、日本からは日立製作所が協力機関として参加している。本研究では、日立製作所が提案した高転換BWR炉心概念をベースとして、核拡散抵抗性を高めるためMOX炉心をPu-Th混合燃料サイクル炉心に変更し、そのための核設計解析、熱流動解析、安全解析等を実施するものである。なお、本研究で対象としている炉心概念は、原研と日本原子力発電との共同研究「低減速スペクトル炉心の研究」（後述）において日立製作所の協力のもとに検討した「高転換比BWR型炉」<sup>(4)(8)</sup>と類似しており、プルトニウム炉心とトリウム炉心の特性比較等がこの研究の成果として期待できる。

4. 外部機関との連携・協力

低減速スペクトル炉の研究については、これまで産業界等との密接な連携のもとに進めてきた。今後は、限られた研究開発資源を有効に利用して早期に実用化の目途をつけるためにも、外部機関との連携・協力が一層重要となる。現時点では以下のような協力関係がある。

平成10年度より日本原子力発電との共同研究「低減速スペクトル炉心の研究」を開始した。本研究の第1フェーズとして、平成11年度までに、炉心概念の検討、核設計手法の改良、及び熱水力設計手法の改良を実施するとともに臨界実験の予備調査にも着手した。平成12年度からは第2フェーズとして、炉心概念の詳細検討及び設計評価等を進めるとともに、事故時冷却性能を確認するための熱水力実験を開始する予定である。

核燃料サイクル開発機構（JNC）では、平成11年度より、高速増殖炉及びこれに関連する核燃料サイクルについて、幅広い技術選択肢を評価して競争力のある実用化候補概念を構築するため、「実用化戦略調査研究」を開始した。この研究では各種冷却材の可能性検討の一環として、水冷却炉も選択肢の一つとして検討している。原研は平成12年1月にJNCと実用化戦略調査研究に関する研究協力取り決めを締結し、水冷却炉の分野では、炉心設計の評価（増殖性能等）、設計想定事故の評価（事故解析等）、想定を超える事故の評価（再臨界問題等）、及び導入シナリオの検討を共同で実施することになった。今後、増殖性能の高い低減速スペクトル炉の概念について両機関で評価研究を進めていく。

#### 5. 低減速スペクトル炉に関する研究成果の公開

低減速スペクトル炉については、国内の産業界、研究機関、大学等との緊密な連携のもとに研究開発を進める必要がある。また今後は原子力エネルギー研究の方向性を示すものとして、外国への情報発信も重要となる。このため、研究成果についてはできるだけ速やかに公開して専門家の評価を受けるとともに、一般向け広報活動にも力を入れることとする。

以下に現時点での主な公開資料・文献等を記載する。

（参考文献、資料）

#### 解説的な資料、講演等

- (1) 平成11年度日本原子力研究所成果報告会（平成11年11月11日開催）。
- (2) 岩村公道：日本原子力研究所における将来型軽水炉の研究開発、原子力 eye Vol.46, No.1（2000）。
- (3) 岩村公道：低減速スペクトル炉の研究の現状、東大新型炉研究会（平成12年1月19日開催）、研究報告書
- (4) 岩村公道、他：低減速スペクトル炉の研究、JAERI-Research 99-058（1999）。

#### 原研主催研究会の報告書

- (5) 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)。
- (6) 中島伸也、落合政昭（編）：水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会報告書、JAERI-Conf 99-014（1999）。

#### 学会・国際会議での発表

- (7) 日本原子力学会春の大会 —低減速スペクトル炉の研究（1）～（10）—（2000年3月）
- (8) Okubo, T. et al.: "Conceptual Designing of Reduced-Moderation Water Reactors (1) -Design for BWR-Type Reactors-", ICONE-8, Baltimore April 2-6 (2000).
- (9) Hibi, K. et al.: "Conceptual Designing of Reduced-Moderation Water Reactors (2) -Design for PWR-Type Reactors-", ICONE-8, Baltimore April 2-6 (2000).

#### 報道番組・記事等

- (10) サイエンスチャンネル「偉人達の夢第13回」（平成11年12月11日放映）
- (11) 電気新聞特集記事「研究進む低減速スペクトル炉」（平成12年2月9日）

コメント・質疑応答内容

C (中川/原研) : 岩村さんは米国の情勢について説明してくださいましたが、欧州の方が現在活発なので、一体どういうものにどういう興味を持っているか私の知る範囲でご報告いたします。私は、2年程前にスイスで開催された NEA の革新的原子炉概念に関するワークショップに出席しました。その際、日本から低減速炉の話がメーカー各社等から報告されましたが、そのときは欧州では全くそういう概念はなく、むしろ逆に高減速炉や Pu をいかに消滅するかに関する話題が中心でした。この会合での日本の低減速炉に関する発表に欧州にも興味を持つ方が出始め、2回目の会合開催の提案がありました。そのときのテーマは「低減速炉」にしたいと申し入れがありました。日本と米国は割に議論する機会があるのですが、残念ながら欧州では高減速はかなりやっていますが、低減速という方向にはまだ向かっていないので、議論の方向性は欧州と日本はまだかみ合わない、時期尚早だと考えています。いずれにしろ、こちらの活動をアクティブにすれば欧州にこのような雰囲気伝わっていくのではないかと思います。



JP0050881

JAERI-Conf 2000-010

## 2. 2 プルサーマル計画について Program on MOX Fuel Utilization in Light Water Reactors

剣田 裕史  
KENDA Hirofumi

日本原子力発電株式会社  
The Japan Atomic Power Company

### 要 旨

電力全体のプルサーマル計画については、平成9年2月21日に電事連で公表している。MOX燃料は取替燃料の一部として使用されるため、ウラン燃料との共存性を有し、MOX燃料を装荷した炉心の特性を従来のウラン燃料炉心と大幅に変えないことを基本的考え方として設計している。具体的には、MOX燃料の基本構造をウラン燃料と同一とするとともに、核的にはウラン燃料と同等の反応度を持つように設計することとしている。

### Abstract

MOX fuel utilization program by the Japanese electric power companies was released in February, 1997. Principal philosophy for MOX fuel design is that MOX fuel shall be compatible with Uranium fuel and behavior of core loaded with MOX fuel shall be similar to that of conventional core. MOX fuel is designed so that geometry and nuclear capability of MOX fuel are equivalent to Uranium fuel.

#### 1. はじめに

我が国の核燃料サイクルの推進に関しては、総合エネルギー調査会原子力部会(部会長=近藤駿介東大教授)が平成9年1月20日にとりまとめた中間報告書の中で、以下の趣旨が述べられている。「プルサーマルは発電設備への追加投資をほとんど伴うことなく、数割程度ウランの利用効率を高めることを可能にすることに加え、核不拡散の観点からも重要な意義を有している。プルサーマルがプルトニウム利用の柱である時代は中長期的エネルギー需給動向、高速増殖炉の開発動向を見通すと、今後数十年にわたり続くと予想され、その重要性は一層高まっている。プルサーマルは全電気事業者の共通の課題であり、今後の燃料装荷計画の一



環として着実に取組むべき事業である。」この報告を基に原子力委員会は平成9年1月31日に核燃料サイクル政策の当面の具体的な施策を決定し、2010年頃までに原子力発電所を持つ全電気事業者がプルサーマルを行う必要があると発表した。平成9年2月21日に電事連は電力全体のプルサーマル計画をとりまとめて公表した。

## 2. MOX燃料の概要

MOX燃料は取替燃料の一部として使用されるため、ウラン燃料との共存性を有し、MOX燃料を装荷した炉心の特性を従来のウラン燃料炉心と大幅に変えないことを設計の基本的考え方としている。このため、MOX燃料の熱・機械設計については、MOX燃料の燃料棒寸法・配列、被覆管材質・肉厚等の基本構造をウラン燃料と同一にしている。核設計については、実際の製造で使用されるPu組成及び母材のU-235濃縮度の変動を考慮して、ウラン燃料と同等の反応度を持つように設計する。

表2.2.1にMOX燃料の主要仕様をウラン燃料と比較して示す。表2.2.2及び第表2.2.3にMOX燃料の設計で使用したPu組成の例を、図2.2.1及び図2.2.2にMOX燃料の反応度の燃焼度変化を示す。ウラン燃料の平衡炉心末期の炉心平均燃焼度において、MOX燃料とウラン燃料の無限増倍率が同じになるように設計することとしている。図2.2.3及び図2.2.4にMOX燃料集合体内のPu富化度分布の設計例を示す。

## 3. プルサーマル計画

電力のプルサーマル計画を表2.2.4に示す。総合エネルギー調査会原子力部会中間報告書にも述べられているとおり、プルサーマルは重要な意義を有しており、地元の理解を得て計画を進めていきたい。

## 参考文献

1. 沸騰水型原子力発電所 混合酸化物燃料のプルトニウム組成変化について (株式会社東芝、TLR-067改訂1、平成11年2月)
2. 沸騰水型原子力発電所 混合酸化物燃料のプルトニウム組成変化について (株式会社日立製作所、HLR-063訂1、平成11年2月)
3. 三菱PWRの新核設計手法と信頼性 (三菱重工業株式会社、MAPI-1087改5、平成10年11月)
4. PWR向けMOX燃料のプルトニウム富化度について (三菱重工業株式会社、MHI-NES-1001改1、平成10年4月)

表 2.2.1 MOX燃料集合体の基本仕様

項目	BWR		PWR	
	ウラン燃料	MOX燃料	ウラン燃料	MOX燃料
燃料集合体				
配列	8×8	8×8	17×17	17×17
燃料棒有効長	約3.71m	約3.71m(UO <sub>2</sub> ) 約3.55m(MOX)	約3.66m	約3.66m
燃料棒本数	60本	60本MOX48本 ウラン12本	264本	264本
Pu富化度	—	約2.9~5.8% (U-235:3.0%相当以下)	—	約11%以下 (U-235:4.1%相当以下)
U235濃縮度(濃度)	約3.6%	約1.0~1.2%	約4.1%	約0.2~0.4%
最高燃焼度	50GWd/t	40GWd/t	48GWd/t	45GWd/t
燃料棒				
ペレット直径	10.4mm	10.4mm	8.19又は8.05mm	8.19又は8.05mm
被覆管外径	12.3mm	12.3mm	9.5mm	9.5mm
被覆管厚さ	0.86mm	0.86mm	0.57又は0.64mm	0.57又は0.64mm
被覆管材質	ジルコイ-2(ラケ管)	ジルコイ-2(ラケ管)	ジルコイ-4	ジルコイ-4

表 2.2.2 Pu組成の例 (BWR)

	項目	単位	高組成	標準組成	低組成
再処理 燃料仕様	初期濃縮度	wt%	3.0	3.0	2.2
	取出燃焼度	GWd/t	20	28	28
	冷却期間	年	5	5	5
	再処理後期間	年	2	2	2
Pu組成	Pu-239	%	68	59	53
	Pu-240	%	22	27	30
	Pu-241	%	7	8	9
	Pu-238,242	%	3	5	7
	Am-241	%	1	1	1
	Pu f 割合	%	75	67	62

表 2.2.3 Pu組成の例 (PWR)

	項目	単位	高組成	代表組成	低組成
再処理 燃料仕様	初期濃縮度	wt%	0.7	3.3~4.1	3.7
	取出燃焼度	GWd/t	3	31~44	43
	冷却期間	年	3	3~5	5
	再処理後時間	年	2	2~5	5
Pu組成	Pu-239	wt%	79	58	55
	Pu-240	wt%	18	23	25
	Pu-241	wt%	2	10	9
	Pu-238,242	wt%	1	7	8
	Am-241	wt%	0	2	3
	Pu f 割合	wt%	82	68	64

表 2.2.4 電力のプルサーマル計画  
(平成9年2月公表)

	2000年まで	2000年代初頭	2010年まで
東京電力	1999年1基 [累計1基]	2001年1基 1基 [累計3基]	0~1基 [累計3~4基]
関西電力	1999年1基 2000年1基 [累計2基]	[累計2基]	1~2基 [累計3~4基]
中部電力		1基 [累計1基]	[累計1基]
九州電力		1基 [累計1基]	[累計1基]
日本原電		2基 [累計2基]	[累計2基]
北海道電力			1基 [累計1基]
東北電力			1基 [累計1基]
北陸電力			1基 [累計1基]
中国電力			1基 [累計1基]
四国電力			1基 [累計1基]
電源開発			1基 [累計1基]
合計	3基 [累計3基]	6基 [累計9基]	7~9基 [累計16~18基]

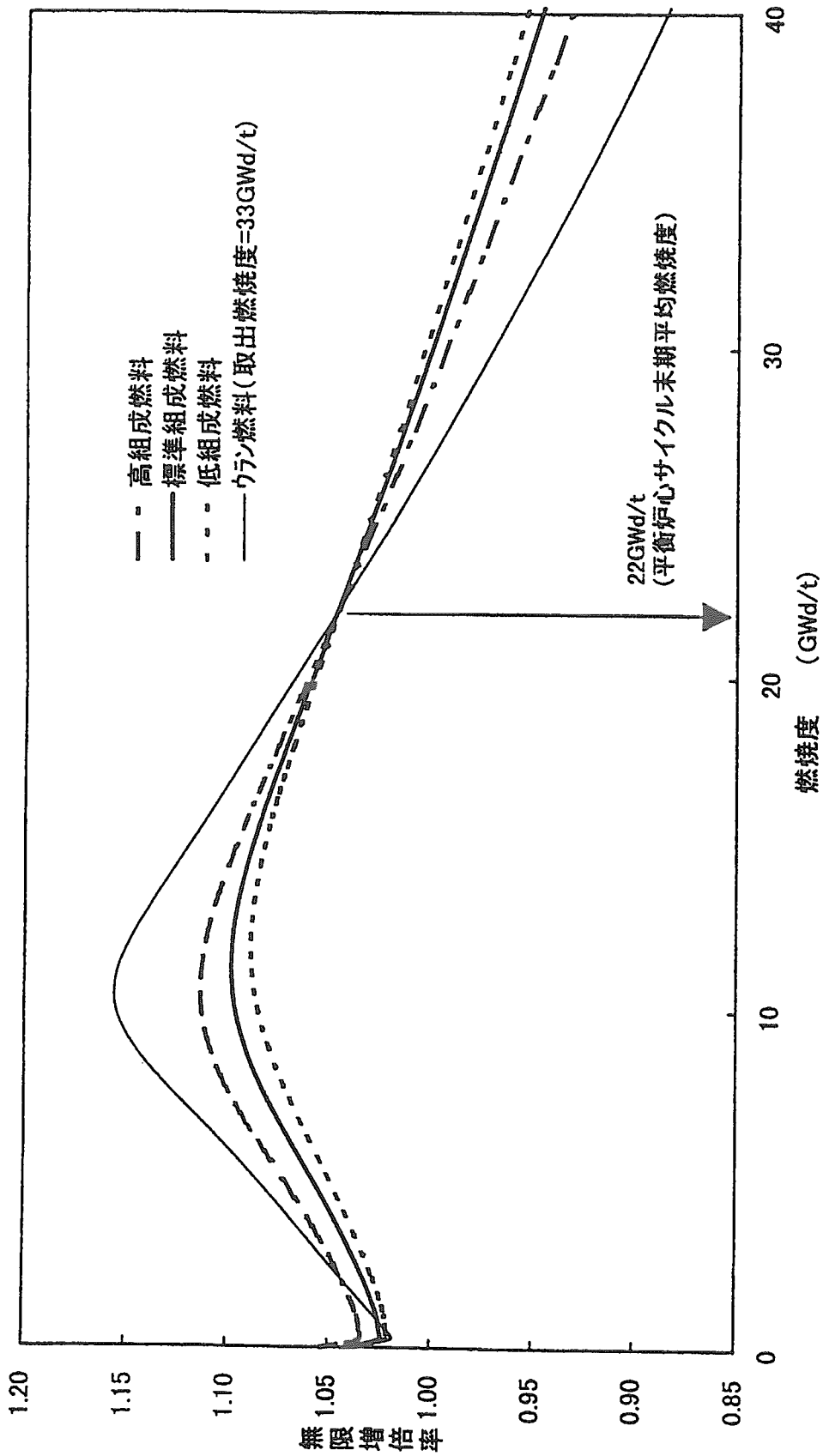


図 2. 2. 1 MOX 燃料の無限増倍率の燃焼度変化の例 (BWR)

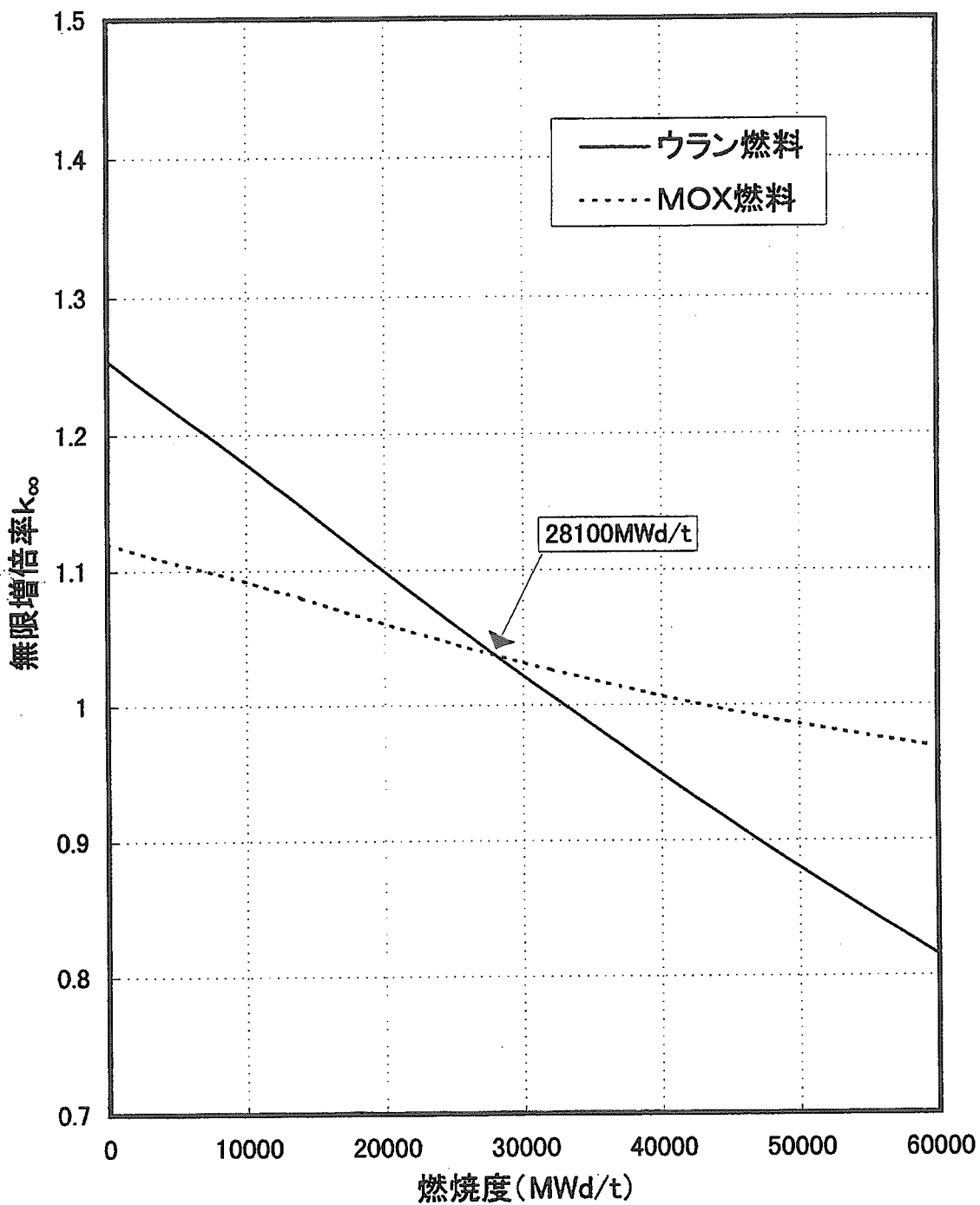


図 2.2.2 MOX燃料の無限増倍率の燃焼度変化の例 (PWR)

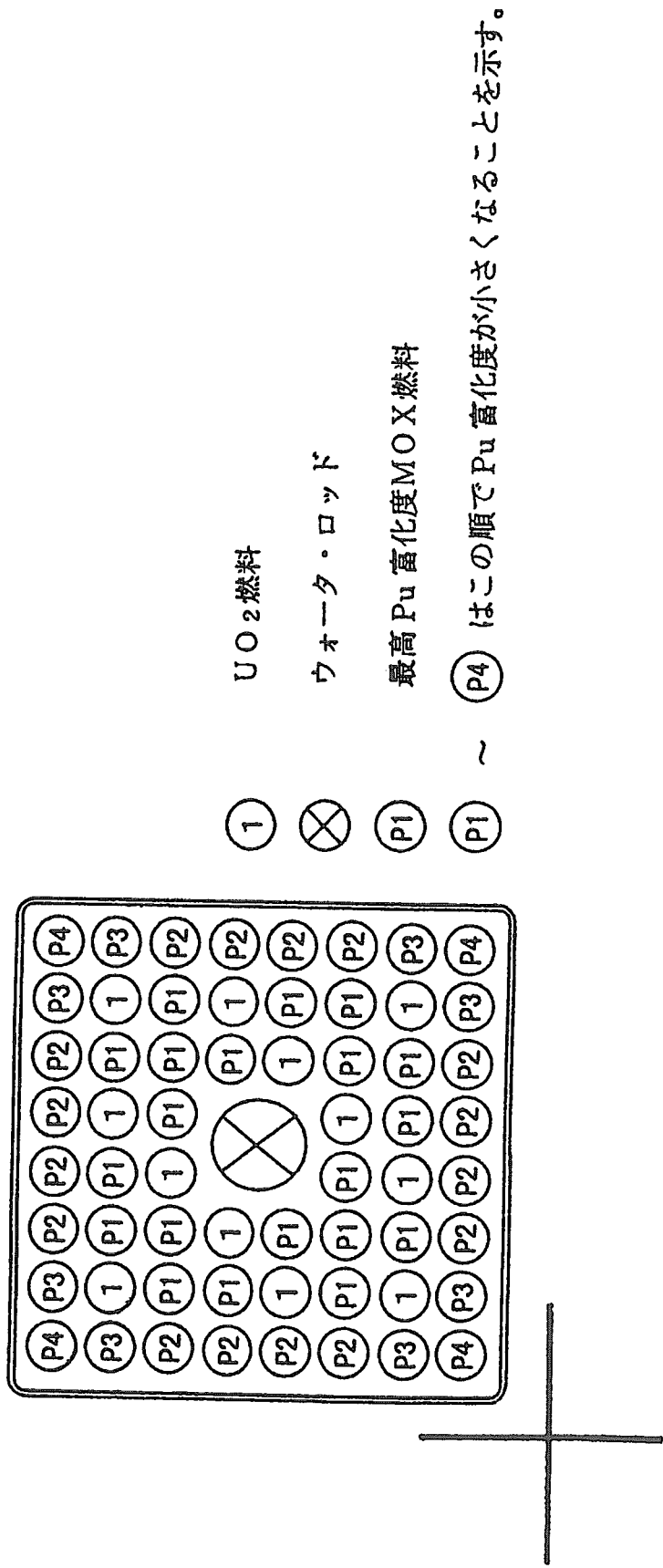
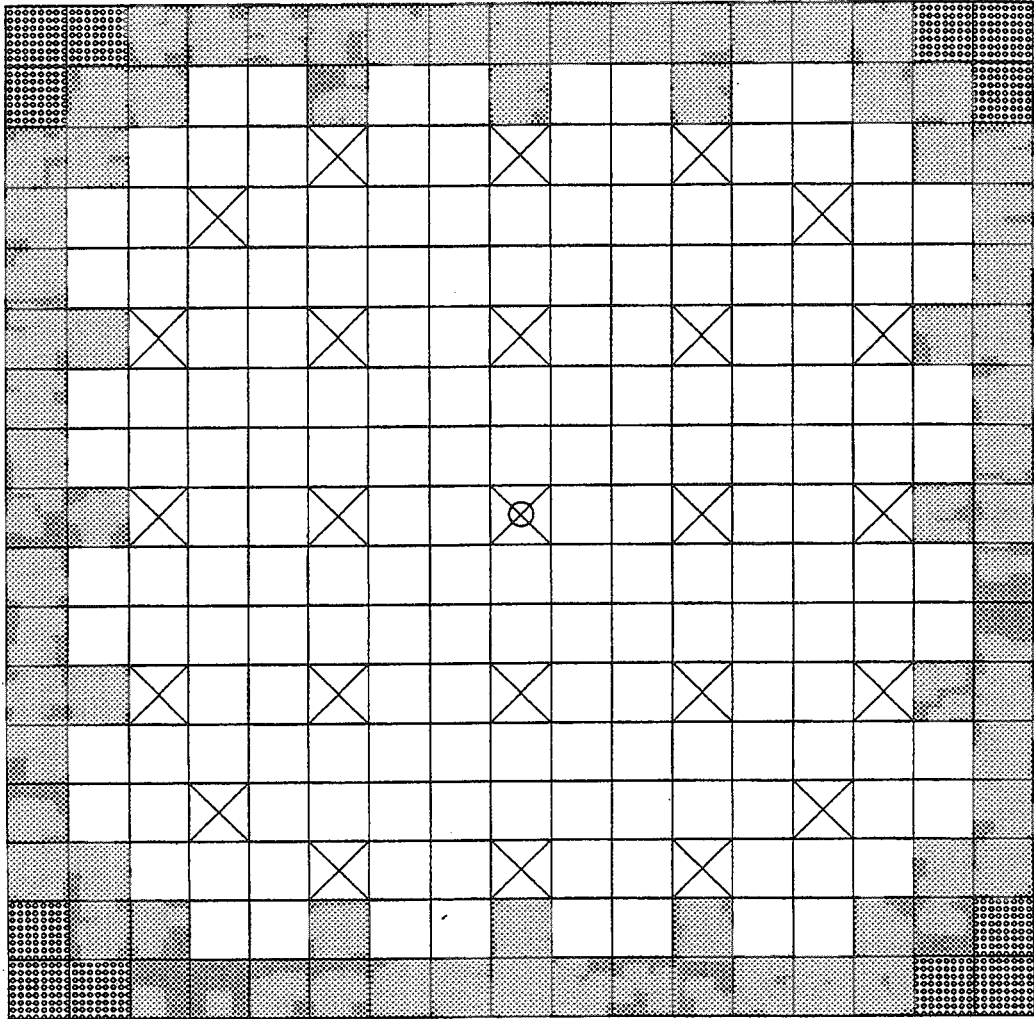





図 2.2.3 MOX燃料集合体内のPu 富化度分布の例 (BWR)



 高プルトニウム富化度燃料棒 176本

 中プルトニウム富化度燃料棒 76本

 低プルトニウム富化度燃料棒 12本

 制御棒案内シンプル


 炉内計装用案内シンプル

図 2.2.4 MOX燃料集合体内のPu富化度分布の例 (PWR)

## コメント・質疑応答内容

Q (栃原/三菱) : 2点教えていただきたい。一つはかなり先の話だと思いますが、プルトニウムのマルチリサイクルについてです。現在はプルトニウムは、将来的に第1工場で処理して、1回は使うと思いますけれども、2回目の組成の劣化したものをどのようにお使いになるおつもりでしょうか。というのも低減速炉等に関係してきますので。

もう一つは、プルトニウムの利用形態についてです。今電力さんは電力会社毎に少しずつ4分の1、3分の1と分けて使うオプションですけれども、もう一つ大間でやろうとしているようにフルMOXというある少数のところに全部固めて使うというオプションがある。仮に例えばそういうフルMOXオプションで少数立地だけでやるつもりだと、PでもBでも大型のものを3機、4機作るだけで、MOX工場から出てきたもの全部が使えるわけです。将来的にそういうオプションに移行するのかどうか。例えば低減速炉心ですと非常に大量のPuを1機で使います。そういうようなオプションはどう将来的に考えられるのか。複雑な質問ですけれども2点お教え頂ければありがたいです。

A : マルチリサイクルにつきまして、核特性はどうなるかというのは三菱さんに解析していただければなんとかなると思うのですが、MOXの再処理が長計上も第2処理工場ということでございますので、現実にはCOGEMAでMOX再処理やった実績はありますけれども、今プルスールで出てきた使用済みMOXをどこで再処理するというのはここ10年、20年と目処がついてないので、目処がついてから考えればいかなと考えています。その時は三菱さんをお願いいたしますのでよろしくお願いいたします。(笑)

大量MOXを少数機にわっと入れるというオプションもありますけれども、今は自分のPuは自分で使うというのが原則で計画されております。将来的には大間のフルMOXなりAPWRでがばっとMOXというのも出来ないことはなく、オプションとしてはあるとは思いますが、MOXというのは高いのでばばを押し付けられるのはちょっと電力会社の発電コストの観点からはなかなかつらいかなというのが本音でございます。

Q (白川/原研) : MOXの最高燃焼度は分かったのですが、取り出し平均燃焼度はいくらですか。また、ペレットの最大燃焼度はどこまで向上できるのでしょうか。

A : 取り出し平均燃焼度は、数字は覚えていませんけれども、28000 (MWd/t)ぐらいではないかと思えます。ペレットの燃焼度は58000とか62000 (MWd/t)程度です。これは平成7年5月の報告書で設計コードを検証した燃焼度が大体こちら辺です。データによってFPガス放出率とかの物性値とかが違うのですが、大体この程度であれば今のMOX解析手法を使えるということで、一応認められている燃焼度に近い値です。

Q (高野/原研) : MOXの燃焼度がウランより大分低く抑えられていますけれども、これは欧州のほうでもみなそうやっておりますが、その辺の実績がそういうところにあるということなのではないでしょうか。低く抑える理由はどういうところにあるのか、教えていただきたい。Puを消費するのには一つは高燃焼にしていくというのが非常に有効になりますが、将来



MOX はどの辺まで高燃焼を考えておられるのか。もう一つは MOX 以外で、例えばまだ燃料として未熟なところがありますが Inert Matrix 等でやりますと非常に Pu をよく燃焼できるという研究が行われています。そういうものに対するお考えを伺いたい。

A : PWR につきましては大体现行の 48000(MWd/t)のウラン燃料と同じローカル燃焼度は確保しています。さらにウランについては次の集合体最高で 55000(MWd/t)というのは考えておりますけれども、そこまでの MOX 燃料の設計はまだない。BWR につきましては確かに一世代前の核設計・機械設計になっているのですけれども、結局昔のデータで FP ガス放出率でもそれを無視するわけにはいかないので、設計上も割と保守的な FP ガス放出率を仮定せざるを得ないということで、燃料棒内圧評価ですとか、その辺の制約でなかなか燃焼度を上げられない。経済的にはこういう燃焼度では損なのはわかっているのですけれども、MOX のいいデータがまだないということで、最近の混合のいい MOX のデータを蓄積して、設計コードの保守性の排除ができればこの燃焼度を上げることは可能だと思います。まず日本の MOX を燃やして、その PIE により FP ガス放出率等いろいろなデータをとって、設計コードにフィードバックするというプロセスが必要なんじゃないかなと思います。

Q (高野/原研) : 高燃焼は将来どの辺まで考えていますか。さきほどの低減速とはまた別の話ですが。

A : 設計がどこまで出来るかということで、電力ではせめてウラン並みの燃焼度まではと希望しています。ウランが高燃焼度化をどんどんしていきますので、MOX についてもそれと同じだけの燃焼度としての経済性を確保したいと思っておりますけれども、やはりなかなか難しいようです。

Q (高野/原研) : 100000(MWd/t)とかそういうところまでは考えておられるのですか。

A : ウランは検討として 70000 とか 75000(MWd/t)とか、そういう規模で研究はしていますけれども、まだウランでそういう話をしている段階で、MOX で 70000 とか 100000(MWd/t)とかいうのはまだ電力としては検討しないのではないかと思います。

Q (高野/原研) : InertMatrix 燃料というのは？ご存知かどうかわかりませんが。

A : よく知りません。(笑)

C (大久保/原研) : さきほどの高燃焼度化は実は私どものところでも低減速ではなく高減速としてやっております。



## 2. 3 FBR サイクルの実用化戦略調査研究について Feasibility Studies on Commercialized Fast Breeder Reactor Cycle System

此村 守  
Mamoru Konomura

核燃料サイクル開発機構  
Japan Nuclear Cycle Development Institute

### 1. 経緯

平成9年12月の原子力委員会高速増殖炉懇談会の報告で、高速増殖炉を将来の非化石エネルギー源の一つの有力な選択肢と位置付け、柔軟な計画の下に研究開発を進めることが妥当であるとされた。

これを受け、核燃料サイクル開発機構（以下、「サイクル機構」という。）は、平成11年3月に策定した中長期事業計画において、高速増殖炉及びこれに関連する核燃料サイクル（以下「FBR サイクル」という。）について、これまでの研究開発により得られた知見を踏まえ、更に幅広い技術選択肢の評価を行い、革新的技術を取り入れ、競争力のある実用化候補概念の構築とその研究開発計画等の検討・策定を行う実用化戦略調査研究を国内外の研究者、技術者を結集して実施することを決定した。

一方、高速増殖実証炉の研究開発を進めている電気事業者（電力9社、電源開発（株）及び日本原子力発電（株））もFBRサイクルの実用化見通しを早期に立てることが重要と認識しており、サイクル機構と電気事業者が協議した結果、開発に必要な人、資金などの資源を有効活用し、効率的に研究開発を進めるという観点から、両者が一致協力して本研究を進めることとなった。

本研究を進めるに当たっては、サイクル機構がFBRサイクルの開発及びこれに必要な研究開発で蓄積した知見と、電気事業者が軽水炉等の建設、運転や高速増殖実証炉の研究開発で蓄積した知見の活用が必要不可欠である。このため、サイクル機構へ電気事業者の技術者を派遣し、双方が一致協力して本研究を推進することとした。

### 2. 研究の目的

中長期事業計画に基づき、21世紀における多様なニーズに応えるFBRサイクルの候補概念とその開発戦略を構築、提案することが本研究の目的である。図2.3.1に実用化戦略調査研究の研究目的を着眼点とともに示す。

### 3. 達成目標

基本的な目標は、FBR、再処理施設及び燃料製造施設からなるFBRサイクルシステムの複数の実用化候補概念の抽出と技術開発計画等の実用化シナリオの提示である。

実用化候補概念の抽出のために、安全性を前提とし、①経済性、②資源有効利用、③環境負荷、④核不拡散性の観点を加えた総合評価指標を策定した。

これらの各種の評価の観点の中で、安全性は無論であるが、経済性の追求に力点をおいてプラント概念の研究を進めている。この抽出に当たっての判断のめやすの一つとして、FBRサイクル全体の経済性を指標とし、実用化時期の軽水炉システムに比肩する発電コストとして発生電力1kWh当たりの費用

(例えば、6円程度)とすることが考えられる。

サイクル全体の経済性を検討する前段として、サイクル要素個別の評価指標を設定して有望な技術をスクリーニングする。これらの指標のめやすとして実用化時期の経済性をとり、例えば、FBRについては軽水炉とほぼ同等の建設費(例えば20万円/kWe)、燃料サイクル費については燃料加工費及び再処理費を合わせて軽水炉とほぼ同等の燃料費とする。

FBR、再処理及び燃料製造各プラントの評価指標(めやす)と調査研究の要点をそれぞれ図2.3.2、図2.3.3及び図2.3.4に示す。安全性については、例えば、代表的な炉心損傷事象に対しては、急激なエネルギー放出の原因を排除できる設計(再臨界排除)とすること、経済性については、例えば、燃焼度15万MWd/Tを目標とすること、資源有効利用については、例えば、増殖比1.2程度を目標とすること、環境負荷については、例えば、マイナーアクチノイドを混入した燃料を燃焼できること、核不拡散性については、例えば、低除染燃料を使用できること等の評価目標を定めている。

#### 4. 実施内容及びスケジュール

フェーズ1(平成11年度～平成12年度)では、これまでの国内外の研究開発の蓄積を活用して幅広く技術選択肢の評価を行い、評価指標に照らし有望な技術を抽出する。FBR、再処理及び燃料製造の各サイクル要素毎の評価検討作業を1年半、FBRサイクルとしての統合・評価に半年の期間を割り当て、2年間の計画としている。

フェーズ1終了時にチェックアンドレビューを受け、その結果を踏まえてフェーズ2(5年間)に進むものとする。

フェーズ1の目的に照らし、研究開発を3つの階層、すなわち各サイクル要素(FBR、再処理及び燃料製造)についてそれぞれ技術選択肢の検討を行なう「システム技術開発」、このシステム技術開発へ技術情報を供給する「実用化要素技術開発」、並びにFBRサイクルとしての技術の整合性、最適化を図り実用化候補概念を抽出する「システム技術統合・評価」とで進めている。

FBRの研究開発の要点は、発電コストの8割程度を占めるFBRプラントの建設費の低減をどのように実現するかにある。炉心・燃料、冷却材、プラントのコンパクト化等幅広いシステム概念を抽出し、成立性、経済性等を比較・検討し、有望な概念を選定する。

再処理と燃料製造については、これまで行われてきた先進リサイクル研究の成果を利用し、海外の研究成果や技術情報を取り入れて技術的選択肢を抽出し、工学的な規模で経済的に成立し得る概念であるかどうかについて基礎実験やプロセス実験のデータを取得して確認することが要点である。

現状の有望概念の具体化を図る前に、魅力のある概念を追求するために、新しいアイデアの募集やメーカー間の競争意識を引き出すコンペ方式の発注も本研究に取り入れている。

技術選択肢の抽出に当たって、目標達成度を評価するための方法(指標の設定等)についての検討も重要である。また、各サイクル要素の評価だけでは不十分であり、FBRサイクル全体としての総合的評価を行うことがもう一つの要点である。

実用化戦略調査研究フェーズ1の進め方を図2.3.5に示す。

#### 4.1 システム技術開発

##### FBR システム技術開発

ナトリウム、重金属、ガス、水等の冷却材、中小型モジュール炉、並びに MOX、金属及び窒化物の燃料からなる技術選択肢に係るプラント概念を研究している。

ナトリウム冷却炉については、原子炉容器側部流入配管方式と機器合体の組み合わせ、EFR<sup>(注1)</sup>タイプのコンパクトタンク方式、二次系削除方式が経済性目標を達成し得る有望な概念として抽出されている。機器合体方式では製作性と電磁ポンプの実現性が、二次系削除方式では伝熱管ギロチン破断時の安全論理が技術課題として挙げられる。現状の有望概念の具体化を図る前に、新しいアイデアの募集等によって、物量削減・簡素化、コンパクト化、安全系の極限化、規格・基準の合理化などの抜本的な見直しを行い、より魅力のある概念を追求する。新しいアイデアを含めて、経済性の目標を達成し得る有望な概念を取り入れたプラント像の具体化に重点的に投資し、大型 MOX 炉心のナトリウム冷却炉に関する実用化プラント像を提案する。

重金属冷却炉については、鉛冷却及び鉛・ビスマス冷却を考え、実用化のための技術課題（構造材腐食、耐震設計、高融点冷却材の予熱方法、炉心・燃料設計等）を重点的に検討している。検討内容については、BREST シリーズ<sup>(注2)</sup>の設計概念を有し、現状、技術的に最も進んでいるロシア（RDIPE<sup>(注3)</sup>）にコンサルタントを依頼する。炉心・燃料設計については、ロシアが提案している窒化物燃料だけでなく、MOX 燃料についても検討している。

ガス冷却炉については、大型化によるスケールメリットと、熱交換器のコンパクト化を追求することにより、軽水炉並みの建設費の実現可能性を検討している。また、システムが単純で保守が比較的容易であると考えられるため、運転コスト面に及ぼす経済性について検討する。冷却材流出事故時の炉心冷却性、燃料被覆管の腐食や高燃焼度照射データの不足等の技術課題について検討する。冷却材の候補としては炭酸ガスとヘリウムガスがあるが、冷却材流出事故時の炉心冷却性の観点からは炭酸ガスが有望である。しかし、幅広く検討する観点から、ヘリウム冷却炉についても新しい概念を検討している。また、炉心・燃料について検討を実施し、技術的成立性並びに経済性の評価を行う予定である。

水・蒸気冷却炉については、RBWR 等の軽水冷却増殖炉と超臨界圧軽水冷却増殖炉（SCFBR）の炉心特性及び燃料サイクルとの整合性について検討し、導入シナリオの中での位置づけを検討している。

中・小型モジュール炉については、GE 社のスーパー-PRISM<sup>(注4)</sup>が発電コスト 6 円/kWe を達成できる概念として提案されている。これについては、サイト条件や許認可体制を考慮して、我が国に導入した場合のコスト評価を行う。小型モジュール炉については、FBR サイクル導入戦略の一つとして、プラント出力規模・形態・機能を整理し、導入戦略に適合するプラント概念を提示するとともに、その開発に要する期間、コスト及び課題を整理する。

その他の FBR 概念については、熔融塩 FBR 概念の検討や TRU 専焼炉概念の検討を行い、それらの技術課題、成立性等を評価する。なお、検討対象については抜け落ちがないように適宜見直すこととしている。

炉心・燃料技術開発、機器構造技術開発、免震技術開発、熱流動技術開発、安全技術開発、プラント技術評価という FBR に共通する技術開発項目については、各種の炉型、システムに横断的な研究を行ない、プラント概念の具体化に反映する。

これらの結果を踏まえて、各技術的選択肢について目標達成度の比較検討を行い、FBR サイクルの最適化に反映する予定である。

#### 再処理システム技術開発

従来の湿式 PUREX 工程を経済性向上の観点から抜本的に見直し、低除染製品生産の許容を前提とした簡素化 PUREX 工程／燃料製造一体化のプラント概念を具体化し、プラント規模、TRU 回収、窒化物燃料対応性等、経済性に影響を及ぼす因子を定量的に評価する。また、プロセス及びプラント設計・評価手法に関する整備を進める。

乾式再処理については、高温電気化学法をベースとする改良 RIAR 法及び改良 ANL 法、さらにフッ化物揮発法の 3 方式について、それぞれのプラント概念を構築し、主として経済性の観点から評価を行う。また、前述の湿式法のプラントと合わせて、経済的な競争力について比較・評価を行う。

金属燃料を対象とする乾式再処理技術については、(財)電力中央研究所の知見を活用して、プラントレベルの工学的成立性、安全性及び経済性を検討する。

これらの結果を踏まえて、各技術的選択肢について目標達成度の比較検討を行い、FBR サイクルの最適化に反映する予定である。

#### 燃料製造システム技術開発

酸化燃料を対象とするペレット製造技術に関し、粉末流動特性の改良、ペレット直接成型法、粉末輸送法等の枢要技術について、工学的成立性を評価し、それらの枢要技術の組み合わせによる、簡素化製造工程によるコスト低減見通しを得る。TRU (アメリシウム、ネプツニウム) 燃料や窒化物燃料の製造法に関する情報を整理し、成立性や経済性の観点から評価する。

振動充填燃料製造技術については、工学レベルにおける技術的成立性を確認するため、小粒子製造法、充填条件、ゲル化条件等の枢要技術を評価するとともに、燃料設計コードを用いて振動充填燃料及びスフェアパック燃料の性能を評価する。また、射出成型法による金属燃料の製造法を調査し、製造工程の成立性や経済性の検討・評価を行う。

これらの結果を踏まえて、各技術的選択肢について目標達成度の比較検討を行い、FBR サイクルの最適化に反映する予定である。

#### FBR サイクルの最適化

FBR サイクル導入条件の調査、エネルギー需給の将来動向の調査、代替エネルギーの開発・普及動向の調査等を行い、FBR サイクルの実用化シナリオの検討に反映する。

環境負荷低減 (MA 燃焼、FP 核変換) に係るシナリオ検討では、システムとしての環境負荷低減効果の評価を行う。

経済性、環境負荷低減、資源の有効利用、核不拡散に係る目標達成度を評価するための指標を開発する。

サイクル要素技術（FBR、再処理及び燃料製造）間のトレードオフ、整合性を検討し、各サイクルシステム概念についてサイクル諸量評価を行い、サイクル全体として最適化を図る。

#### 4.2 実用化要素技術開発

主としてシステム概念の成立性や経済性に影響を及ぼす重要な要素技術を開発し、システム技術開発へ反映する。

##### FBR 要素技術開発

高燃焼度・高温出口温度を達成し得る ODS 鋼の製造コスト低減に関する技術評価を行なう。また、高燃焼度燃料被覆管の代替材料に関して、海外燃料被覆管材の調査を行ない、その性能、適用性及び経済性について国産材料との比較・評価を行なう。有望代替材料である PE16 については、英国から技術情報を購入するとともに、被覆管材を購入し、引張強度等の炉外評価を行う。

##### 再処理要素技術開発

簡素化 PUREX プラント成立のための枢要技術である、低除染 PUREX プロセスに関し、プロセス設計に不可欠な主要核分裂生成物の除染挙動を評価する。また、マイナーアクチニドのうち PUREX 工程で制御可能なネプツニウムについては、プルトニウム/ウラン/ネプツニウム混合抽出回収技術の成立性を検討する。これらのプルトニウムの低除染化及びウランとネプツニウムの混合は核拡散抵抗性の強化に寄与する。

PUREX 工程の物量削減に有効であるウラン晶析技術については、高濃度アクチニド溶解及び析出データ、晶析ウランからの FP 分離挙動等の基本的データを取得する。

環境負荷低減のため、放射性廃棄物についてはその質及び量の両面から検討することが有効である。高レベル廃液中の長半減期 MA（アメリシウム、キュリウム及びネプツニウム）分離のために、中性の有機リン抽出剤 CMPD を用いる TRUEX 技術の改良を図るとともに、FBR での消滅効率の改善を目指し、MA/ランタニド分離技術を開発する。また、テクネチウム-99 やヨウ素-129 などの長半減期 FP の分離技術を開発する。

大幅な水相廃液低減が期待できるソルトフリー技術を開発し、それを PUREX 工程に適用することにより放射性廃棄物の低減を図る。また、溶媒抽出工程から発生する放射性有機廃棄物の低減に向け、減容・無機化を可能とする技術の開発を行う。

乾式再処理については、金属及び酸化物の電解試験を実施し、プロセスの成立性に関するデータを取得する。また、廃棄物低減の観点から、塩リサイクルや材料腐食の検討を行う。改良 ANL 法の適用性については、リチウムによる酸化物燃料の還元試験を実施するとともに、東海事業所の CPF でのプルトニウム試験の実施に向け設備の整備を進める。

改良 RIAR 法については、廃棄物低減のための塩素ガスリサイクル試験を進める。また、乾式再処理に固有の脱被覆、熔融塩電解槽、抽出器等の機器、耐食材料、遠隔操作技術、分析技術の開発

を進める。ロシアとの共同研究では、塩のリサイクルやFPの除染技術に関する試験を進める。

#### 燃料製造要素技術開発

MOX燃料製造工程の簡素化に資するPu富化度調整法、ペレット直接成型技術、粉末流動性改良技術を開発する。また、粉末輸送システムについてはシステム設計及び試作を行い、システムの成立性評価の見通しを得る。TRU（アメリシウム及びネプツニウム）MOX燃料製造法に関し、燃料物性、分析技術及び製造技術情報をまとめる。

振動充填燃料製造技術に関し、粒子製造については小粒子製造法、顆粒製造技術、ゲル化条件等の設計データを取得する。振動充填に関しては、製造条件の最適化を検討する。また、海外（PSI）との共同研究により、内部ゲル化法による振動充填燃料製造の技術開発を進める。BNFLからは外部ゲル化法による製造技術や製造施設などプラント設計に関連する情報を入手し評価する。燃料設計に関しては、燃料（TRU、振動充填法）設計コードの開発や低除染燃料設計の検討を行う。

気相吸着法による<sup>15</sup>N同位体濃縮技術の基礎実験を行い、分離効率データを取得して、窒化物燃料実用化のためのボトルネックとなる同位体濃縮コスト低減に対する技術的見通しを得る。

#### 4.3 システム技術統合・評価

経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性、核不拡散性を評価の視点として、FBR、再処理及び燃料製造からなるFBRサイクルの実用化候補概念の抽出・評価を行うとともに、実用化に向けた技術開発計画等のシナリオを作成する。

#### 研究開発の企画・調整

研究開発計画の見直しを含めた企画・立案、工程の管理・調整を行うとともに、エネルギー市場の動向、代替エネルギーの開発動向等のFBRをめぐる境界条件に配慮したFBRサイクルの実用化シナリオの検討を行ない、FBRサイクルが順調に導入される実用化シナリオ（サクセスシナリオ）を提言する。

#### FBRサイクル統合・評価

FBRサイクル実用化の開発計画を検討・策定し、実用化シナリオとの統合化を図る。また、実用化候補として検討されるFBRサイクルについて総合的な目標達成度の評価を行い実用化候補概念を抽出する。

#### 5. まとめ

以上述べたような研究の枠組みに基づいて、現在、平成11年度（フェーズ1初年度）の成果を取りまとめているところである。

また、原子力長期計画の改定作業が実施されており、本研究の成果が国の長期計画へ適切に反映されるよう、長計改定第3分科会等での検討の進捗を見ながら、適宜、本研究の内容を紹介していきたいと考えている。

(本稿は、平成11年8月に、核燃料サイクル開発機構・研究開発課題評価委員会(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)が作成した「平成11年度研究開発課題評価(事前評価)報告書」を基にして、著者が一部修正を加えたものである。)

編者注

(注1) EFR: European Fast Reactor

(注2) BREST シリーズ: ロシアが開発している鉛冷却高速炉

(注3) RDIPE: モスクワ動力工学開発研究所

(注4) PRISM: Power Reactor Innovative Small Module



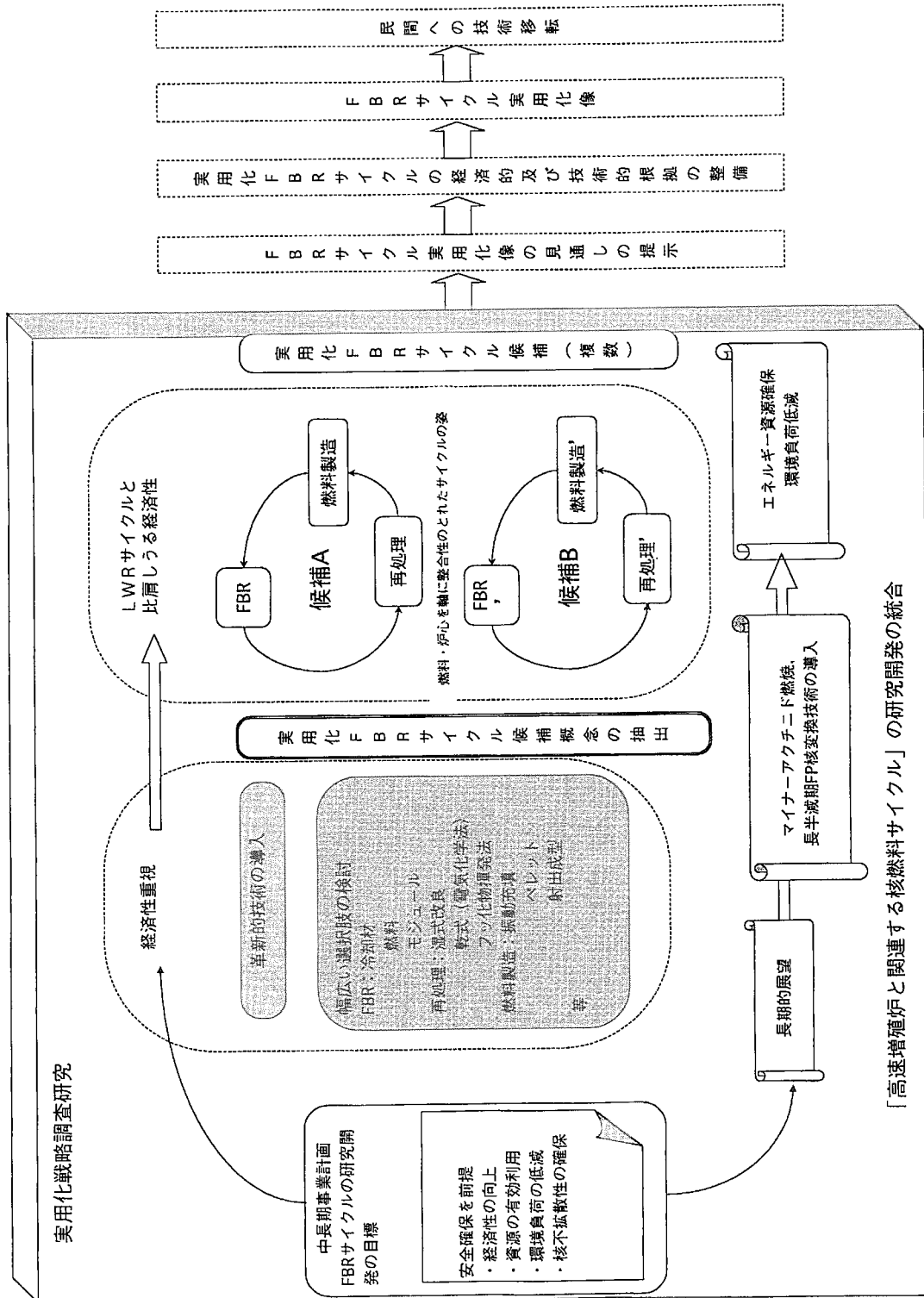


図2.3.1 実用化戦略調査研究の目的と着眼点

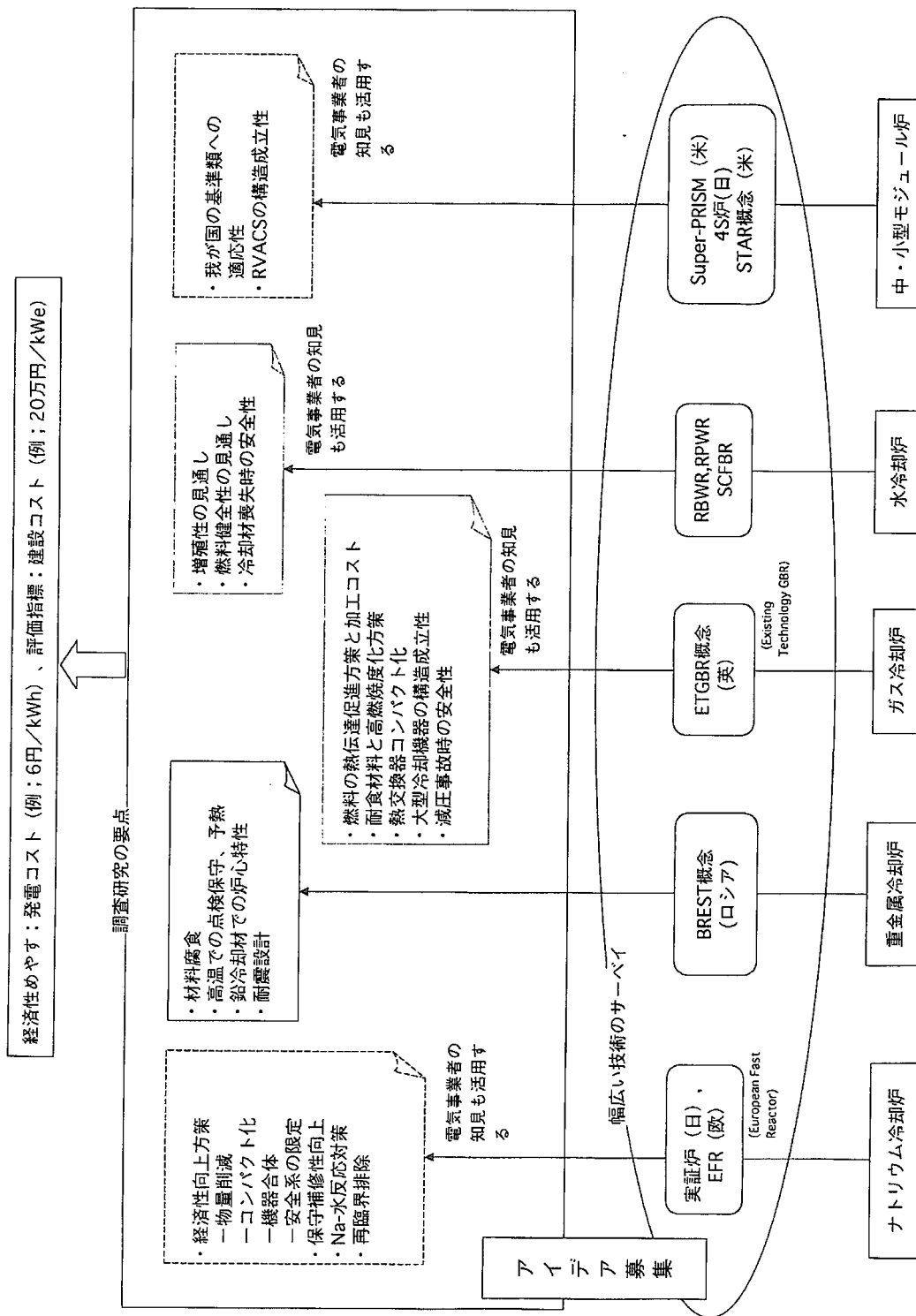


図2.3.2 高速増殖炉プラントの達成目標と調査研究の要点

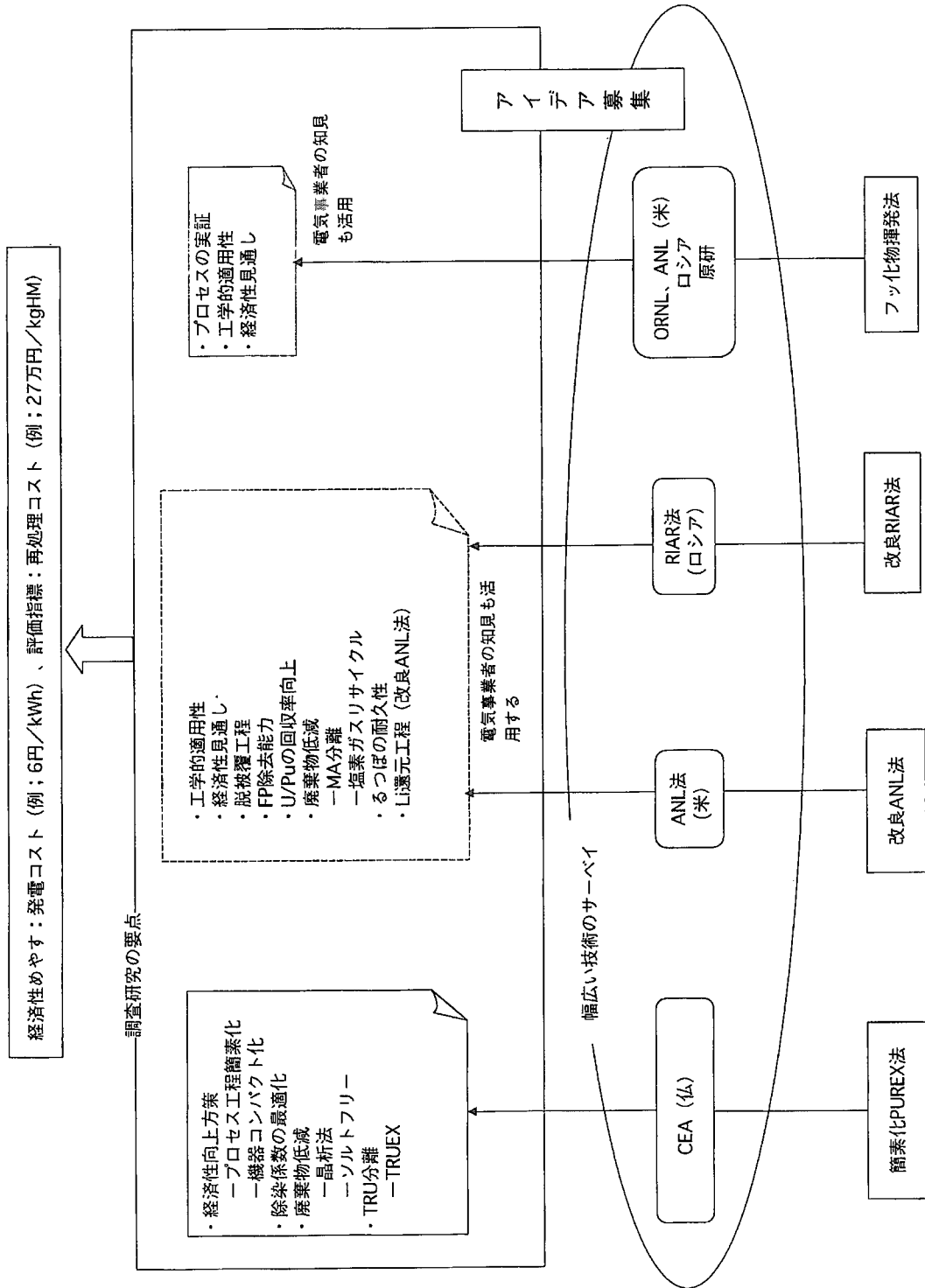


図2.3.3 再処理プラントの達成目標と調査研究の要点

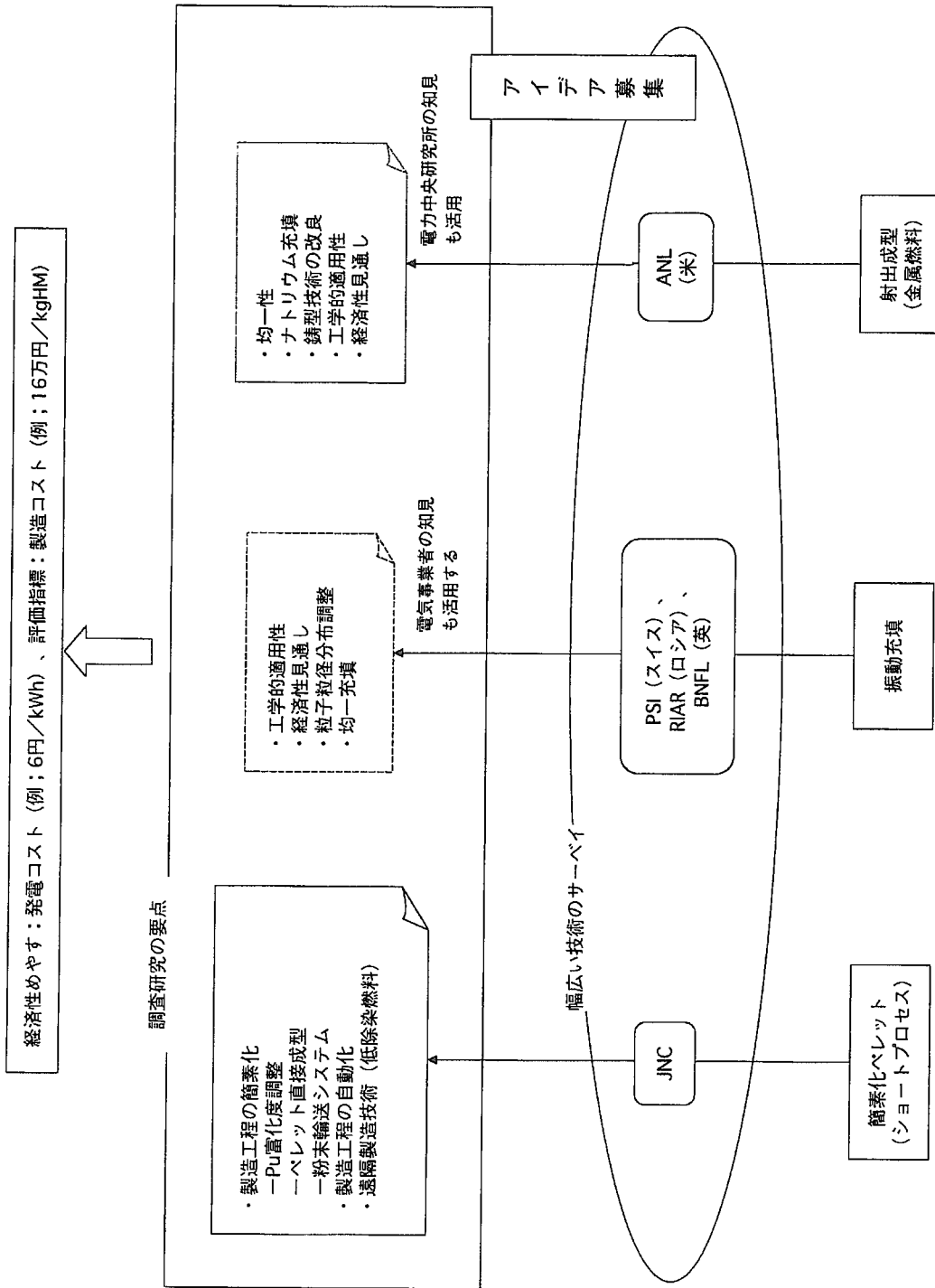


図2.3.4 燃料製造プラントの達成目標と調査研究の要点

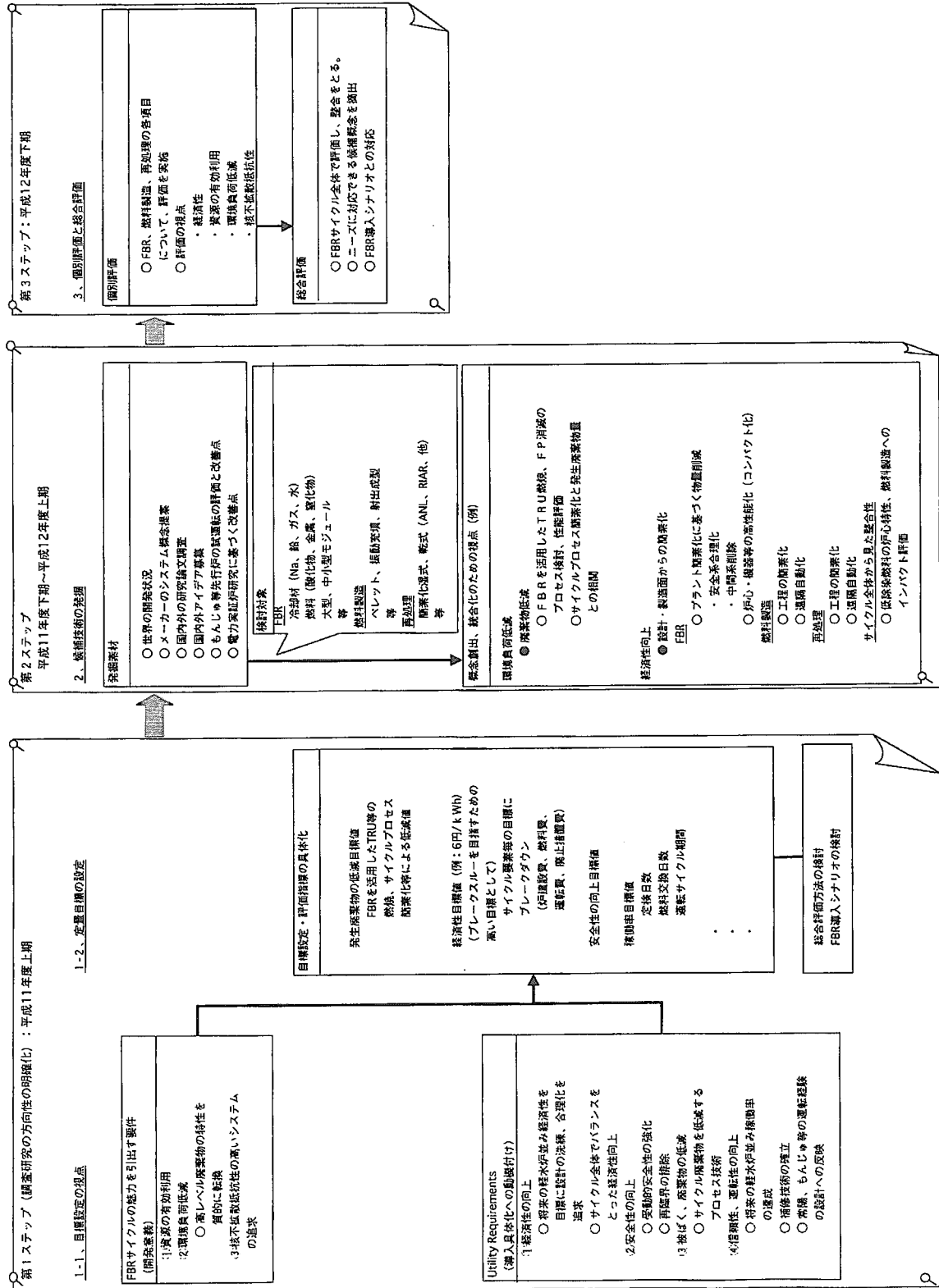


図2.3.5 実用化戦略調査研究(フェーズ1)の進め方

## コメント・質疑応答内容

Q (牧原/三菱) : 大きく言いますと2点あります。研究の位置付けがよくわからないところがあります。高速炉については過去40年間に非常にたくさんの技術実績があると思うのですけれども、それとこの研究がどういう関係にあるのかなということと、あと日本国内だけでなく海外でも色々なタイプの高速炉をやっていると思うのですが、そうするとかなり経験もあるはずのところをまたゼロから始めるような感じがしてよくわからない。もう一つは、建設費のことを非常に気にしてなんとか建設費を安くしようとやっておられるのですが、普通システムを作るときには機能があってそれに対応する設備というのは決まってくるので、それを簡素化しようとしても機能そのものがいないということになれば別ですけれども、機能が残っている限りは簡素化など出来っこないというのが普通だと思います。やはり最後は発電コストだと思うのですが、そこで何が効いてくるかというところ、建設費でいえば標準化とか、それから発電コストで言えば高性能化ですね、熱効率を上げるとか、出口温度を上げるとかあるいは稼働率を上げるとか、さらに効いてくるのは金利、建設期間、そういうのが効いてくると思いますが、あまりにも簡素化という方向ばかり議論が向いている気がします。この2点お願いします。

A : どちらも非常に難しい話で、私が答えてよいものかわかりませんが、基本的にまず最初の問い、ナトリウムに関して既に多くの情報があるのになぜもう1度訳のわからんものをやらなきゃいかんのかという簡単なところからいきますと、(簡単じゃないですね)、ナトリウムに関して経済性を高めるということは確かに出来るのですが、冷却材、あるいはプラントのシステムとして、ナトリウムだけで本当によいのかということがありました。例えば重金属とかあるいはガスについて我々が持っている知見というのはナトリウムに比べれば非常に少ないし、さきほど申しましたように R&D 要素はいっぱいある訳ですけれども、例えば重金属に関して言えば、スペクトルが硬くできるとか、反射体効果が使えそうとか、そういうメリットがある訳です。ただし、今度は腐食の話とかあるんですけれども、それを例えばこのフェイズ1とかフェイズ2の間に解決するのは多分難しいだろう。だけど、重金属のメリットを最大限生かしたらそれを本当に満たすものが出来るのかを確かめるフェージビリティスタディの段階にいますので、これでもし可能性が出てくれば例えば鉛を使う場合の共通課題である腐食のための R&D を立ち上げる。で、それが全然世の中になんかということであると、絵に描いたもちになってしまうんですが、例えばロシアで既に使用実績がありそうだという情報があるので、そうすると必ずしも腐食でもってその炉ができないというのではない。だけど、低腐食性を持っているかということと実はそうではないのですけれども。ただ世の中にそういう可能性がある以上それを捨てるわけにはいけません。とりあえずフェイズ1では例えば鉛を使った場合これをどこまで生かせるのかというペーパースタディをして、その結果いいものが出来そうであれば、それを今度はつめていくという目的に R&D を移していく。より良いものを2030年に間に合うように選択しようとい

う位置付けです。

2つ目は確かに非常に難しいのですが、実証炉からのコストダウンを考えていく過程でいろいろなアイデアが盛り込まれてその結果がこれ（30万円/kWe）だったわけですが、それもそれをさらに我々は下げなければいけない。そのときに一体どうすればよいのかが非常に大きな悩みの種です。ここで「革新技术」という一つのキーワードを使っていますけれども、その中身というのは実際にみますと、どうやって物量を減らせるか、機器を小さくできるかという話とか、先ほど言われましたように例えば出口温度をもっと上げられないのかとか、それからナトリウムの大きな問題になっておりますナトリウム・水反応をどうやって排除するか、等です。この場合これをやったがために機器が大きくなってしまっただけでは意味がないのですけれども、できるだけそういう影響を与えずにこういうものを実現できるような仕組みが作れないかということに今このスタディはあります。

Q（大杉／原研）：目標のところまで5つ並べてあってまんべんなく全部みるという話でしたけれども、資源の有効利用というのは高速炉でもあるし、安全性もこれも議論の余地なく、残るは経済性だけではないかと。環境負荷低減とか核不拡散性とまんべんなく見ていって炉型とこういうものがどういう関係にあるのか。それを実際にはどう比較するのか。もう一つ安全性の中で確か崩壊熱除去系を自然循環による除熱と説明されたと思うのですが、これは動的機器を一切なくして成立するような概念ですか。崩壊熱ですから通常運転・停止時とそれから事故時に関しても最終的にはある時間経った後は動的機器一切なしという条件なのですか。

A：簡単なほうからいきますと、一つは事故が発生してから完全に自然循環でとれる炉心ができないか、これはある意味で小型炉みたいになると思うのですが、出力の小さい炉心、それから出力が大きくなってくると基本的に最初に強制循環か何かしない限りは熱がとれないので、強制循環と自然循環をどう組み合わせていくかというスタディを大きな炉についてはやっていく。例えばこれについては大きなほうで言うと、制御棒が落ちた後パワーが下がってきますけど、最初の下がりの部分で自然循環を期待するかどうかですが、それは多分難しいだろう。そうするとそここのところでは強制循環を行ってその後例えばさきほど言いましたSGのほうで自然循環による除熱を期待できないか。ある意味で大型炉に対してはこれは付加価値という位置付けです。

Q（大杉／原研）：条件ではないと？

A：条件ではない。だから最初から自然循環でとれるようにという条件設定はしていない。

Q（大杉／原研）：直後に何か動的機器を使うというのはかえって難しい。直後は人間の手を介さないで、ある程度時間が経てば何らかの方法がとれるだろうから、その時には少しは動的機器を使うのがよいのでは。

A：ちょっと説明がまずかったのですが、パワーが下がってくるとき、被覆管最高温度を650C以下の範囲内にしたい。強制循環を期待しない場合、被覆管温度が上がって行って、あるところから下がってくる。そのときにこの温度が自然循環だけでクリアできればそれ

を使えることになるのですけれども、問題はこれがオーバーしたときに全くだめとってしまいか、それともここに言ってあります基準類をもう少しいろいろ考えることで凌げないか。あるいはまた他のシステム、さきほど言ったように強制循環の話をいれるとか、そういうことをここでは考えているということで、最初からとにかくこれでなくてはだめということではありません。

Q (大杉/原研) : 目標については?

A : それは、アイデアがあればぜひ教えていただきたいと思っています。要するにこれだけの目標を設定して、例えばあるプラントを作ったときにこれがそれぞれ定量的に出てくるわけですが、ひとつのプラントの中でそれを最適化するのは簡単なのですが、例えば、冷却材の違うもの同士を比較するときはどうやってそれを比較するかという話だと思のです。それは今一生懸命考えなくてははいけない。まだアイデアは説明できるほど煮詰まってない。ただ我々がやりたいのは、とにかくこの5つの指標を総合的に評価して何か一つ、5、4、3、2とかいう指標を作れないかなど。ただ何せこのスタディを始めてまだ実質半年ぐらいなので、そこまでまだいっていません。そのうちぜひ説明できるようになりたいという感じです。

Q (平岡/電中研) : さきほどのお話の中の、増倍時間は炉心増倍時間ですか?

A : サイクル期間ですか? そうです。炉心だけです。

Q (平岡/電中研) : プラント、再処理部分は入っていないわけですね?

A : 入ってないです。

Q (平岡/電中研) : 今日の低減速スペクトル炉関連ですと、同じ酸化物燃料でも何をとりかか多分プラント増倍時間はずいぶん変わってくると思うのです。前の実証炉だと80年とか90年とかいう話でしたけれども、そうすると例えば2100年ぐらいを考えても1回ぐらいしかいかないわけですね。1増倍時間分ぐらいしかいらないわけですね。そうすると需要に対する多様性というのですか、柔軟性というのですか、そういうのは乏しいのではないかという気がします。多分途中では急な増殖を要求されて、ある程度いくともう増殖はいらぬよというふうになってくると思うのですが、その真中の部分への対応というか、プラント増倍時間を考えたときに相当酸化物というのはつらいのではないかという気がしているのですが。

A : そこはよくわかりません。というのは、金属燃料を乾式再処理すると燃料サイクル側での滞留時間が短く出来る。これ(ピューレックス法)でやると、水を使いますからどうしても。

Q (平岡/電中研) : 酸化物でも乾式でやれば似たようなところになる。

A : ですから、今日説明しなかったのですけれども、実は私どもではなくて、再処理の方で乾式でこういう酸化物の乾式ができないかということを考えていまして、フェーズ1の来年度ですけれど、この炉と再処理と燃料と合体させて全体のことを考えていく。ただ、私はそこにタッチしていないのでこれ以上は説明できません。



C (平岡/電中研) : 多分今日のメインテーマの低減速スペクトル炉も同じような問題を抱えるでしょう。

Q (白川/原研) : さきほどのプルサーマルですと取り出し平均燃焼度が 30000(MWd/t) だったのですが、これですと表 3-1 (講演 OHP 資料集) の酸化物の中に 150000(MWd/t) とありますから単純に再処理費は 1/5 と考えていいのでしょうか。

A : 単純に考えればそうです。

Q (白川/原研) : というのは、増殖比が 1.2 ということはブランケットもあるはずですよ。そうするとブランケット込みだと大体どのくらいの燃焼度になるわけですか。

A : ブランケット込みだとこれよりもちょっと下がると思うのですけれども。

Q (白川/原研) : 半分くらいですか。

A : いや、そこまで下がらないと思います。多分 100000(MWd/t) 程度じゃないかなと思います。

Q (白川/原研) : ブランケット込みでも？

A : 込みでもです。もし必要でしたら調べて連絡いたします。



## 2.4 低減速スペクトル炉の設計研究の進展 Progress in Design Study on Reduced-Moderation Water Reactors

大久保 努, 久語 輝彦, 嶋田 昭一郎, 白川 利久  
竹田 練三<sup>\*2</sup>, 横山 次男<sup>\*3</sup>, 日比 宏基<sup>\*4</sup>, 岩村 公道, 和田 茂行<sup>\*1</sup>  
Tsutomu Okubo, Teruhiko Kugo, Shoichiro Shimada, Toshihisa Shirakawa  
Renzo Takeda<sup>\*2</sup>, Tsugio Yokoyama<sup>\*3</sup>, Koki Hibi<sup>\*4</sup>, Takamichi Iwamura and Shegeyuki Wada<sup>\*1</sup>

日本原子力研究所, 日本原子力発電<sup>\*1</sup>, 日立製作所<sup>\*2</sup>, 東芝<sup>\*3</sup>, 三菱重工業<sup>\*4</sup>  
Japan Atomic Energy Research Institute, The Japan Atomic Power Company<sup>\*1</sup>, Hitachi Ltd.<sup>\*2</sup>  
Toshiba Coporation<sup>\*3</sup>, Mitubishi Heavy Industries Ltd.<sup>\*4</sup>

### 要 旨

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年度から研究を開始し、平成10年度からはその規模を拡大して日本原子力発電(株)と共同で研究を進めるとともに、概念検討に関しては国内原子炉メーカー3社からの技術的な協力も得て実施している。

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、安全性の観点から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。これまでに、高ボイド率超扁平炉心により転換比を高めたBWR型炉心、高燃焼度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、炉心概念検討の詳細化を進めてきた。

本報告は、低減速スペクトル炉に関する設計研究の最近の進展についてまとめたものである。

## Abstract

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 (JAPC) in 1998, under technical cooperation with three Japanese reactor vendors.

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 type core with high void fraction and super-flat core, a long operation cycle BWR type core using void tube assembly, a high conversion BWR type core without blankets, a high conversion PWR type core using heavy water as a coolant, and a PWR type core for plutonium multi-recycle using seed-blanket type fuel assemblies. Detailed feasibility studies for the RMWR have been continued on core design study.

The present report summarizes the recent progress in the design study for the RMWR.

## 1. はじめに

低減速スペクトル炉[1]は、中性子のエネルギーを現行軽水炉における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、図2.4.1に示すように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、将来型軽水炉の概念検討の一つとして、平成9年度から研究を開始し、平成10年度からはその規模を拡大して日本原子力発電(株)と共同で研究を進めるとともに(平成12年度からフェーズ2)、概念検討に関しては国内原子炉メーカー3社からの技術的な協力も得て実施している。また、本年より、核燃料サイクル開発機構とも協力を開始し、同機構が進める「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」に関する水冷却増殖炉の可能性の検討を進めている。

低減速スペクトル炉の設計研究としては、本報告で述べる炉心概念の検討のほか、本炉の導入が核燃料サイクルに与える効果である導入効果の検討、熱水力的課題の実験及び解析的検討、臨界実験等による核的性能の検証の検討を現在それぞれ進めている。炉心概念の検討においては、炉心設計上、中性子のエネルギーを高くするとともに、安全性の観点からボイド反応度係数を負とすることが求められている。これらは相互に相反するトレードオフの関係にある特性であり、それら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バランス良く適切に組み合わせる必要がある。これまでに、高ボイド率超扁平炉心により転換比を高めた高転換比BWR型炉、高燃焼度長期サイクル運転を目指して特殊なボイド管集合体を採用した長期サイクル運転BWR型炉、ブランケット無しのBWR型炉、冷却材に重水を用いて転換比を向上させた高転換比PWR型炉、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プルトニウム多重リサイクルPWR型炉の5種類の炉心概念を創出し、炉心概念検討の詳細化を進めてきた。

本報告では、以下に低減速スペクトル炉に関する設計研究の最近の進展について順に述べる。

## 2. 炉心設計目標

本設計研究を進めるに当たり、設計目標は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、それらを全て同時に満足できる設計が望まれるが、現実にはその様な設計を得ることは技術的に容易ではない。そのため、各々の目標を単独に目指した概念の構築を目指すこととしている。それら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ていれ

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、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、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もなると考えられる。従って、本設計研究においても、予め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数値を与える以前に、その様な概念自体が技術的に成立しうるか否か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を十分に上回る高転換比の達成を目指した研究をしておけば、将来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、この目標を第1の設定とすること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。同様の概念検討は別途三菱重工でも行われている[2] (RPWR)。また、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型炉より低い稠密度で高転換比の達成が可能であり、既に転換比がほぼ1の設計が日立[3] (RBWR)及び東芝[4] (BBWR)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) 現行の燃料集合体をベースとしたブ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、数%程度の核燃料サイクル中のロスや設計精度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。

また、(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等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、両立可能な範囲として考えられる2年程度の期間を当面の設計目標とした。さらに、(3)に関しては、上記(1)および(2)の設計目標を持つ炉心が、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しまうバックエンドへ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45GWd/t、1年、1,000MWe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の感もあるが、上記2つの主要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、しかも相反する方向性を持つ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可能性も存在する。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、研究の進展にともない結果を見ながら判断して行くこととした。

### 3. 設計研究の現状

#### 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進めている。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。

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。燃料棒間隔を1.3mmとした設計(炉心I)に加え、間隔を1.0mmとした設計(炉心II)も行っている。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2.4.1に示す。また、燃料集合体の具体的な構成を図2.4.2に示す。炉心は、図2.4.2に示すような六角型の燃料集合体と炉心の下方から挿入されるフォロー付き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とすると、燃料棒は同図に示す様に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。一方、今後の開発要素は多少あるものの、燃料棒間隔を1.0mmとすると燃料棒外径は11mmとなり、炉心の外接半径は3.04mとかなり低減可能であるとともに、プルトニウムインベントリの低減にも寄与する。

ボイド反応度係数を負とする対策として、表2.4.1に示した様に炉心を20cm程度と著しく扁平化した2領域とし、その間に劣化ウランのブランケットを配置して短尺な炉心を構成している。さらに、炉心の上部及び下部に各々約30及び20cmのブランケットを設けている。その結果、ボイド反応度係数は負の値となって $-1 \times 10^{-4} \Delta k/k/\%$ ボイドである。平衡サイクル中期の転換比は1.1であるが、プルトニウム残存比としては1.06である。

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キングが1.05以下になるようにした。炉心の径方向出力ピーキングも1.2程度で平坦化が図られている。炉心流量は、炉心I及びIIに対して、各々ABWRの約1/4又は1/3で、炉心の平均ボイド率は各々70%及び66%と著しく高い値となっているが、修正CISE相関式による最小限界出力比(MCPR:Minimum Critical Power Ratio)は1.3と評価されている。炉心Iにおいて最大線出力密度は17 kW/ftであるが、かつて用いられた同径の7×7型集合体燃料の制限値である18.5 kW/ft以下になっている。

本検討においては、設計上のプルトニウム組成として、BWR炉心から排出される組成の一つ(核分裂性プルトニウム割合57.5%)を採用していた。しかし、将来実際に使用する時点でのプルトニウム組成に関してはこの値に確定している訳ではなくある程度の変動範囲を持っていると想定される。一方では、プルトニウム組成は設計結果に対する影響が大きいとも予想されるためその効果に関して検討した。表2.4.2に示す様に、PWR炉心から排出される燃料組成の典型的な値[5]として使用されているもの(表中Ia, IIa組成)が核分裂性プルトニウム割合で67.5%であり、上記の値と10%異なるものであることから、この組成に対して検討することにより将来に於けるプルトニウム組成の変動範囲を適切に考慮できると考え、この組成を採用することとした。

本組成の特徴は、Pu-240及び241の相対的な割合が低いことであり、このことから、実効増倍率及び転換比を低くし、一方ボイド係数を低くする傾向を有することが予想される。評価結果によれば、MOX部を数cm及び上下ブランケット部を20cm程度長くすることにより、これまでと同じ炉心概念で同等の炉心特性を得られることが明らかになった。

本炉に対するシステム設計はまだ行っていないものの、ABWRシステムをベースとしたものを想定していることから、それに基づいて圧力容器の寸法、炉心流量等を設定して、再循環ポンプの故障等の主要な過渡変化(6事象)及び再循環ポンプ全台

トリップ等の主要な事故（3事象）の解析を実施して安全性の評価を実施した。本炉の特徴として、ボイド係数の絶対値が小さいことから、炉心流量の低下する事象が厳しい傾向を有すると予想されるが、表2.4.3及び4に示す様に、過渡事象では、ABWRの場合に最も厳しかった給水加熱喪失事象に代わって再循環ポンプの故障が最も厳しくなっているものの、厳しさの程度としては同程度であることが明らかとなった。一方、事故時の燃料被覆管表面最高温度は、ABWRの場合に比べて150℃程度高くなっているものの、制限値である1,200℃に比べると十分な余裕のあることが分かる。

さらに、炉心のチャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性の評価・検討を行い、問題のないことを確認した。

### 3.2 長期サイクル運転BWR型炉

1.0を越える高転換比を達成しつつ、使用済燃料の発生や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・取出燃焼度60Gwd/tが可能な炉心を目指して、負のボイド反応度係数を有する現行大型BWR（1350MWe、炉心最大直径約6m）をベースとした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が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ことから、ボイド反応度係数を負にするため、特殊なボイド管集合体を炉心に導入した。

ボイド管集合体の断面図と動作原理を図2.4.3に示す。ボイド管集合体の下部にはハフニウム製の発熱体が配されボイドを発生させる。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二相流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。ボイドの増加する事象が生ずると、二相流中の水の量も減少することから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し、結果としてボイド係数を負にする。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、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すむため燃焼反応度等の炉心性能が向上する。また、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。

ボイド管集合体を配置した炉心の構成を図2.4.4に、主要諸元及び炉心特性を表2.



4.5に示す。ボイド管集合体における発熱を増加させて過渡応答性を向上させるため、下部ブランケットを長くするとともにその全長に亘って発熱体を設置する設計とした。また、同様の観点から、ボイド管集合体内の流路幅と流量を決定した。

一方、同図に示す様に、炉心の径方向出力分布を平坦化させるため、炉心外周部の集合体の富化度を上げた2領域化設計とし、径方向ピーキングを1.15程度にするとともに、燃料集合体内においても4種類のスミア密度を設定して局所ピーキングを1.3程度にする設計とした。

表2.4.5に示された炉心性能値から、炉心高さ1.6mの短尺炉心とボイド管集合体の採用により、設計目標を満足する評価値が得られていることが分かる。炉心出口クオリティは33.4%でABWRの2倍程度に上昇しているが、MCP Rは1.35と評価されている。

核設計の詳細化とともに、上述のボイド管の仕様の詳細化に加え、関連する過渡特性等の挙動に対する検討も進めている。ボイド管の過渡応答特性が緩やかであることから、設定点の変更等においては変更速度を緩やかにすることにより対応が可能であること、また、大半の異常な過渡変化時においても、問題とならない炉心過渡特性が得られる見通し等が得られている。

さらなる高燃焼度・長期サイクル運転化に対しても検討を進め、燃焼度、運転サイクル長、バッチ数、転換比、燃焼反応度等の関係を明らかにした。この結果の一例を表2.4.6に示す。燃焼度60GWd/tに対して、2バッチ方式により1程度の転換比を保ちつつ運転サイクル長を4年にできる可能性があること、また、80GWd/tに対しては、4バッチ方式により1程度の転換比を保ちつつ運転サイクル長を3年弱にできる可能性があることが示されている。しかし、一般に燃焼度或いは運転サイクル長を大幅に増加させようとする、転換比の減少を余儀なくされるとともに燃焼反応度も増加する結果となることが示された。

### 3.3 ブランケット無しBWR型炉

上記の設計では、燃料集合体の形状の変更やブランケットの使用により、現行炉（1350MWe級ABWR）の燃料集合体とはかなり異なった複雑化したものとなるため、早期導入のし易さや再処理の簡素化等を考慮して、現行燃料集合体とできるだけ互換性を保つ（燃料集合体セル寸法は現行と同寸法の15.49cm×15.49cm）とともにブランケットを使用しない単純な炉心を目指した設計を進めている。ブランケットが無いことにより、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に劣化ウランを混合調節することで燃料製造が可能であると見込まれる。

表2.4.7に主要諸元及び炉心特性値に対する前設計と現設計との比較を示す。前設計においては、1.1程度の高転換比は得られたものの、燃焼度及び出力の点で見劣りのする状況であった。また、水排除用の中空ロッドを採用して現行集合体と異なる

点もあった。その後、本概念の改良を進めた結果、転換比は1程度となったものの、燃焼度は2倍程度で出力は現行炉と同等の設計が得られた。本設計では、先ず炉心の高さを増加させて出力の増加を図った。同時にこれにより、中性子の漏洩割合を減少させることができ、プルトニウム富化度を高めることなく燃焼度を向上させることが可能となった。一方、炉心長の増加によりボイド係数は悪化する傾向となるが、この対策として本設計では前設計より低富化度のプルトニウムを用いた領域を利用することとした。即ち、本概念では、軸方向に2つの異なるプルトニウム富化度を有する領域を組み合わせた設計としており、前設計では核分裂性プルトニウムの富化度として7.1及び6.1%の2つの値を持つ領域を2つずつ交互に組み合わせた軸方向分布を使用していたが、本設計では、図2.4.5に示すように核分裂性プルトニウムの富化度として8.1及び5.4%の2つの値を持つ領域を3つずつ交互に組み合わせた軸方向分布を使用することとした。このうち、プルトニウム富化度を5.4%に下げた領域がボイド係数を低化させる対策として有効に働いている。

本設計における燃料集合体断面を図2.4.6に示す。太径の燃料棒及びフォロー付の制御棒を使用する点を除いては、現行BWRの9×9型の集合体と類似のものとなっていることが分かる。前設計で使用していた水排除用の中空ロッドを採用していないため、稠密度が多少低下することとなり、転換比の点では低下した設計となっている。

表2.4.7にあるように、最大線出力密度は、サイクル初期(BOC:Beginning of cycle)で649kW/mと大きな値となっているが、15.2mmと云う太径の燃料棒であることとサイクル末期(EOC:End of cycle)では484kW/mと値が低下することから、BOCにおいて余剰反応度を抑えるための制御棒挿入位置を工夫することにより、このBOCにおける最大値を抑えることが現実的には可能と考えている。

本設計の稠密度をさらに下げて、11.8mmの細径化した11×11型燃料集合体を採用した炉心も検討し、その主要諸元及び炉心特性値を表2.4.8に現設計と比較して示す。転換比は0.92程度まで低下するものの、燃焼度は現行炉並で炉出力が現行炉の1.2倍の設計が得られた。この様な炉心は、本炉心概念を早期に実用化する上での橋渡しの設計として現実的に導入する観点からは意味を持つものと考えられる。

### 3.4 高転換比PWR型炉

1を越える転換比を達成可能な高転換比PWR型炉として、これまでにシード集合体とブランケット集合体を多重リング状に配置した重水を使用する炉心概念を検討したが、ボイド係数対策として中性子の漏洩を大きくするために、出力分布が外周のシード領域に著しく偏った炉心構成となり、径方向ピーキングの低減が重要な課題となっていた[1]。また、この様なブランケット集合体をリング状に配置した大型炉心におけるディカップリング性に関して懸念する意見も出されていた。ディカップリング

性に関しては、それに対する検討を行い、制御棒配置、核計装の設置等により克服可能と判断されたが、出力分布の平坦化の観点からも、その低減が望ましいと考えられた。そこで、ブランケット集合体の多重リング状配置を改め、シード部内に島状に配置する方向で検討を進めた。その結果、図 2.4.7 に示す様なブランケット集合体をチェッカーボード状に配置した炉心構成により、出力分布の平坦が図られるとともに設計目標を達成できる炉心概念が得られた。

シード集合体は、図 2.4.8 に示す様に 55cm 長の MOX 部を 50cm の中間ブランケットを介して 2 段重ねた扁平 2 重炉心構成であるが、軸方向のカップリングを向上させるために、図 2.4.7 に示す様に 20% 程度のシード集合体には中間ブランケット部を設けない設計とした。

ブランケット集合体は、図 2.4.8 に示す様にシード集合体より上下に 22.5cm 短い設計となっている。これは、ボイド係数対策の一つであり、炉心のボイド時にこの部分からの中性子の漏洩を大きくしてボイド係数を低下させる役割を果たしている。

本炉心の主要諸元と炉心特性値を表 2.4.9 にまとめた。出力 1,000MWe の炉心で、転換比は 1.06 であり、負のボイド反応度係数を有する設計が得られている。燃焼度は、53Gwd/t であり、運転サイクル長は 15ヶ月である。最大線出力密度が 38kW/m と多少低目であることから、燃料棒の太径化によりさらに転換比を向上させる可能性もあると考えられる。

プルトニウム組成の影響についても検討を行った。その結果を、表 2.4.10 に示す。本検討はこれまで、表 2.4.2 に示した核分裂性割合の高い組成（PWR 取出ベース）に基づいて実施してきたが、核分裂性割合の低い組成（BWR 取出ベース）を用いた評価を行うと、転換比が大き目になるためプルトニウムの富化度を若干下げた設計が可能となり、それによりさらに転換比が 1.1 程度にまで増加する結果となった。一方、ボイド係数は正の方向に移行する傾向を有するため、ブランケット集合体の有効長を若干短くして中性子の漏洩効果を大きくする対策が必要であった。しかしながら、同表に見られる様に同一の炉心概念のままで多少の調整を行う範囲内で、同等の特性を得ることができるとの結果が得られた。

### 3.5 プルトニウム多重リサイクル PWR 型炉

これまでの検討から、減速材として軽水を使用した場合、比較的単純な炉心構成では 1 以上の転換比を達成することは容易ではないとの結果が得られていた。そこで、転換比が 1 を越えなくても、ほぼ 1 程度の転換比でプルトニウムのマルチリサイクルが可能な炉心の構築を目指すこととし検討を進めた。しかしながら、検討の過程で、ブランケットの使用方法を工夫し、より複雑なブランケット配置体系に対して検討をすることにより、1 以上の転換比を達成できる炉心の可能性が得られるところとなった。この様な炉心概念として、図 2.4.9 に示す様なシード燃料集合体のすぐ外側を

ブランケット燃料棒が取り囲むシード・ブランケット集合体の概念が有望と考えられた。即ち、シード部で発生した中性子をその外周部のブランケット部で効果的に吸収することによって転換比の向上を図るとともに、炉心でボイドが発生したときにはより多くの中性をブランケット部で吸収することによってボイド係数を負にする対策とする考えである。その効果を増加させるため、ブランケット部には水素化ジルコニウム ( $ZrH_{1.7}$ ) 棒を配置して、炉心ボイド時の中性子の減速効果によるボイド係数対策への寄与とした。

この様な基本的な集合体概念に対して、シード対ブランケット体積比、集合体の大きさ、シード燃料富化度、 $ZrH_{1.7}$ 棒本数、炉心高さ等をパラメータとしたサーベイを実施して、ボイド係数の観点から最も有利な図 2.4.9 に示した集合体構成を選択した。尚、軸方向には、1 m長の炉心を50cmの中間ブランケットを介して2段重ねた扁平2重炉心構造とした。ブランケット部では、太径のロッドを使用して転換比の向上を図った。

原研のモンテカルロ燃焼計算コードMVP-BURNにより、集合体燃焼計算を実施し、燃焼特性を評価した。結果を図 2.4.10 に示す。本無限配列集合体計算と全炉心計算との反応度の差を2%程度と見積もると、3バッチ燃料取替方式により、1サイクル18ヶ月運転が可能である。また、ボイド係数は、燃料寿命中の初期と末期で正であるものの、3バッチ燃料取替方式を採用すれば運転サイクル期間中は負になると考えられる。転換比は、0.98程度であり、径方向ブランケットの設置により1以上の転換比を達成できる可能性が高い。本炉心の主要諸元と炉心特性値を表 2.4.11 にまとめた。尚、ボイド係数に関しては、別途炉心計算を実施して得られた値を記載してある。

本シード・ブランケット集合体の概念をベースに、図 2.4.11 に示す様にブランケット部を著しく減少させて、結果として必要とするプルトニウムの富化度を著しく低下させ、その効果によって転換比及びボイド係数の大幅な改善を目指した炉心概念も検討した。本設計では、核分裂性プルトニウムの富化度を8wt%に低下させ、軽水冷却で1.1程度の高転換比と負のボイド係数を達成できるものの、燃焼度も15GWd/t程度と著しく低いためさらなる検討が必要である。

#### 4. まとめと今後の課題

上述の様に各炉心概念に対して、平衡炉心の核特性に関しては着実に検討が進んでいると考えられる。今後さらに、初装荷炉心からの燃焼特性、マルチリサイクル性、将来において想定されている低除染再処理プロセスに対応した炉心特性等の検討が必要と考えられる。また、臨界実験等により、これら計算で得られる核特性の検証が必要である。さらに、熱水力的な観点から、稠密格子体系での限界熱流束、事故時の冷却特性等に関して、実験データ取得を含めた研究が必要であると考えられる。

参考文献

1. 岩村公道、他：“低減速スペクトル炉の研究”，JAERI-Research 99-058 (1999).
2. 石田 睦美、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).
3. 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)－R B W Rの主要諸元とエネルギー長期安定供給シナリオ－”，日本原子力学会「1994年秋の大会」G2 (1994).
4. 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).
5. Yamate, K.、他：“Design of Gadolinia Bearing Mixed-oxide Fuel Assembly for Pressurized Water Reactors”，Nucl. Eng. Des., 170, 35 (1997).

表 2.4.1 高転換比 BWR 型炉心の主要諸元と炉心特性値

項 目		炉心 I	炉心 II	ABWR
電気出力	MWe	1100	1100	1356
原子炉圧力	MPa	7.2	7.2	7.2
炉心外接半径	m	3.60	3.04	2.69
燃料集合体数		924	720	872
取出燃焼度	GWd/t	45	45	38
炉心部高さ	m	0.68 <sup>1</sup>	0.69 <sup>2</sup>	3.71
炉心流量	10 <sup>4</sup> t/h	1.3	1.7	5.2
出口クオリティ	%	55	43	14.5
平均ボイド率	%	70	66	38
炉心圧損	MPa	0.03	0.08	0.17
炉心部平均 Pu 富化度 %		10.2	10.2	3.6 <sup>+</sup>
Pu 残存比		1.06	1.06	...
瞬時転換比		1.10	1.10	...
最大線出力密度	kW/ft	17	14	12.5
MCPR		1.3	1.3	1.30
ボイド係数	$\frac{10^{-4} \Delta k/k}{\%void}$	-1	-1	-7
炉心部高さ方向 Pu 富化度分布	wt% cm	18   18.5	18   19.0	
	DU cm	DU   29.5	DU   30.0	
	wt% cm	18   20.0	18   20.0	

Pu:核分裂Pu量 +:ウラン濃縮度  
 1:上下ブランケット 33.0, 20.0cm 付設  
 2:上下ブランケット 36.0, 17.0cm 付設

表 2.4.2 プルトニウム組成

項 目		炉心 I , II 組成	炉心 I a, II a 組成
同位体 重量比率 (wt%)	Pu-238	2.7	1.9
	Pu-239	47.9	57.5
	Pu-240	30.3	23.3
	Pu-241	9.6	10.0
	Pu-242	8.5	5.4
	Am-241	1.0	1.9
Puf (wt%)		57.5	67.5

表 2.4.3 異常な過渡変化時の  $\Delta M C P R$  評価結果

過渡事象	炉心 I	炉心 II	ABWR
再循環ポンプの故障	0.12	0.12	0.08
給水加熱喪失	0.04	0.05	0.15
負荷の喪失	0.01	0.00	0.11
圧力制御装置の故障	0.08	0.03	0.00
給水制御系の故障	0.01	0.01	0.07
全給水流量の喪失	0.00	0.00	0.00

表 2.4.4 主要な事故事象時の燃料被覆管表面最高温度評価結果

項 目	炉心 I	炉心 II	ABWR
再循環ポンプ 全台トリップ 事故	690°C	685°C	539°C
HPCF 配管破断事故	662°C	653°C	555°C
主蒸気管破断事故	678°C	674°C	509°C

表 2.4.5 長期サイクル運転 BWR 型炉心の主要諸元と炉心特性値

転換比	1.01
Pu 残存比	1.00
熱出力 (MWt)	3,926
実効炉心高さ (cm)	160
被覆管直径 (mm)	11.9
Pu 富化度：内側/周辺 (wt%)	9.5/11.0
出口クオリティ (%)	33.4
炉心流量 (kg/s)	7,540
M C P R	1.35
取出燃焼度 (GWd/t)	61
サイクル長 (年)	2
ボイド反応度係数 ( $10^{-4} \Delta k/k/\%void$ )	-1.4
最大線出力密度 (W/cm) : BOC/EOC	406 / 400

表 2.4.4.6 高燃焼度・長期サイクル運転化炉心の燃焼特性

燃焼度目安	60GWd/t相当			80GWd/t相当			100GWd/t相当			
	年	4	8	2.67	5.33	10.67	3.33	6.67	13.3	
運転サイクル期間	年	2	4	8	2.67	5.33	10.67	3.33	6.67	13.3
バッチ数	-	4	2	1	4	2	1	4	2	1
取出し平均燃焼度	GWd/t	61	61	60	81	80	79	100	100	97
Pu富化度 (内側/外側)	%	14.5/	15.0/	16.2/	15.3/	16.1/	17.9/	16.2/	16.6/	19.7/
		16.7	17.1	18.3	17.7	18.7	20.1	18.7	22.6	22.1
転換比	-	1.01	0.99	0.94	0.98	0.95	0.89	0.95	0.92	0.85
燃焼反応度 変化	%Δk/k	2.8	5.3	10.5	3.4	6.7	14.1	4.1	9.2	14.1



表 2.4.7 ブランケット無し BWR 型炉心の主要諸元と炉心特性値

炉心中期転換比	~1.02	~1.1(前設計)
取出燃料残存比	~1.0	~1.02
実効炉心高さ (cm)	260	156
燃料格子	9 X 9 正方格子	同左
被覆管直径 (mm)	15.2	同左
平均 $Pu_f$ 富化度 : 高/低 (wt%)	6.9 : 8.1/5.4	6.8 : 7.1/6.1
熱出力 (MWt)	3,926	3,926 × 0.6
取出燃焼度 (GWd/t)	25.6	13.5
サイクル日数 (日)	382	328
ボイド反応度係数 : BOC/EOC ( $10^{-4} \Delta k/k/\%void$ )	-1.4 / 0.0	-1.8 / 0.0
最大線出力密度 (w/cm) : BOC/EOC	649 / 484	610 / 543

表 2.4.8 出力増加炉心の主要諸元と炉心特性値

炉心中期転換比	~1.02	~0.92
取出燃料残存比	~1.0	~0.93
実効炉心高さ (cm)	260	同左
燃料格子	9 X 9 正方格子	11X11 正方格子
被覆管直径 (mm)	15.2	11.8
平均 $Pu_f$ 富化度 (wt%)	6.9	7.0
熱出力 (MWt)	3,926	3,926 × 1.2
取出燃焼度 (GWd/t)	25.6	34.0
サイクル日数 (日)	382	390
ボイド反応度係数 : BOC/EOC ( $10^{-4} \Delta k/k/\%void$ )	-1.4 / 0.0	-6.0 / -4.0
最大線出力密度 (w/cm) : BOC/EOC	649 / 484	362 / 279

表 2.4.9 高転換比 PWR 型炉心の主要諸元と炉心特性値

項 目	設 計 値
電気出力	1000MWe
原子炉熱出力	2900MWt
燃料ピン間ギャップ	1.0mm
燃料ピン外径	9.5mm
炉心等価直径	約4.7m
炉心外接直径	4.9m
運転サイクル長	15ヶ月
Pu組成	PWR取出Pu
燃料有効高さ	230cm
シード燃料有効高さ	55cm × 2
内部ブランケット厚さ	50cm
軸ブランケット有効高さ	上下とも35cm
径ブランケット有効高さ	105cm
Puf富化度	17 / 14wt%
制御棒フォロワ	無
平衡炉心平均転換比	1.06
最大線出力	38kW/m
取出平均燃焼度	約53GWd/t
平衡炉心末期ボイド係数	-0.4% Δρ / 全void

表 2.4.10 高転換比 PWR 型炉心へのプルトニウム組成の影響

項 目	PWR取出Pu	BWR取出Pu
Puf富化度	17wt% / 14wt%	16wt% / 13wt%
シード燃料ピン外径	9.5mm	←
シード燃料長	55cm × 2	←
内部ブランケット燃料長	50cm	←
上部 / 下部軸ブランケット燃料長	各35cm	←
径ブランケット燃料長	105cm	100cm
転換比 (BOEC/EOEC)	1.05 / 1.07	1.11 / 1.12
燃焼欠損反応度	2.9 % Δρ	2.6 % Δρ
全炉心ボイド反応度 (EOEC)	-0.4 % Δρ	-1.0 % Δρ
最大線出力	38 kW/m	36 kW/m
取出平均燃焼度	53GWd/t	←

表 2.4.11 プルトニウム多重リサイクルPWR型炉心の主要諸元と炉心特性値

項 目	設 計 値
電気出力	1135MWe
原子炉熱出力	3337MWt
燃料ピン間ギャップ	1.0mm
燃料ピン外径	9.5mm/14.4mm
炉心等価直径	約 5m
運転サイクル長	18ヶ月
燃料有効高さ	250cm
シード燃料有効高さ	100cm×2
内部ブラケット厚さ	50cm
Puf富化度	18wt%
平衡炉心平均転換比	0.98
取出平均燃焼度	45GWd/t
平衡炉心末期ボイド係数	-1% $\Delta\rho$ /全void

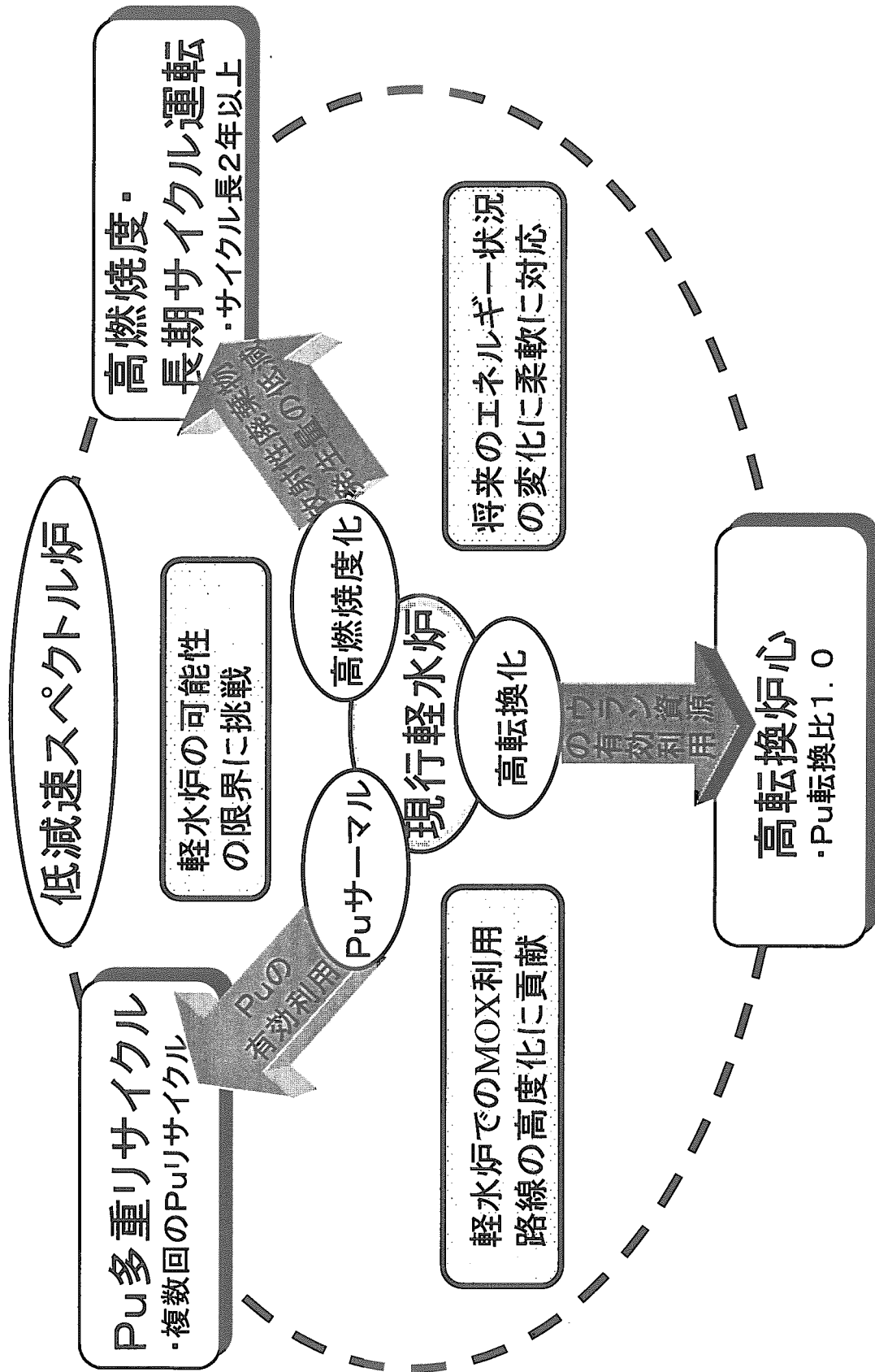


図 2.4.1 低減速スペクトル炉の特長

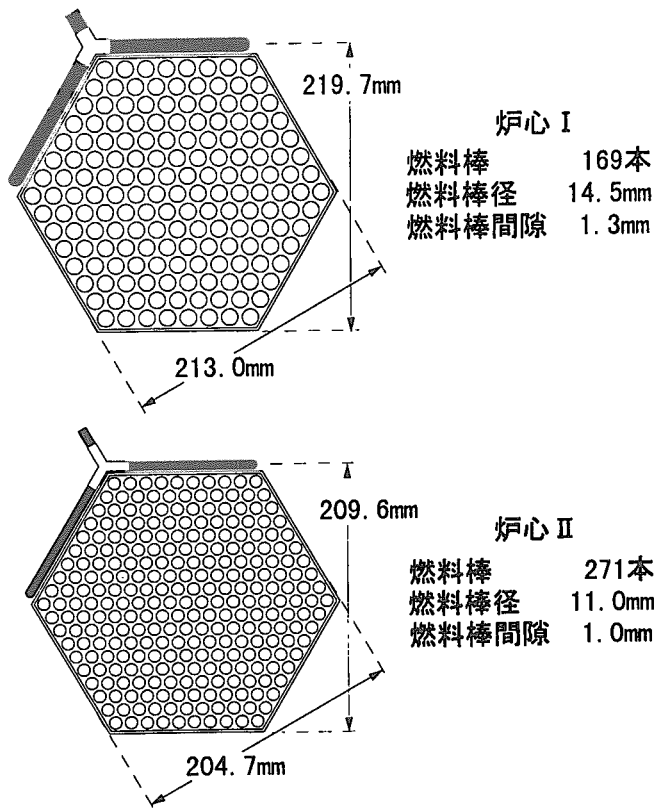


図 2.4.2 高転換比 BWR 型炉心の燃料集合体構成

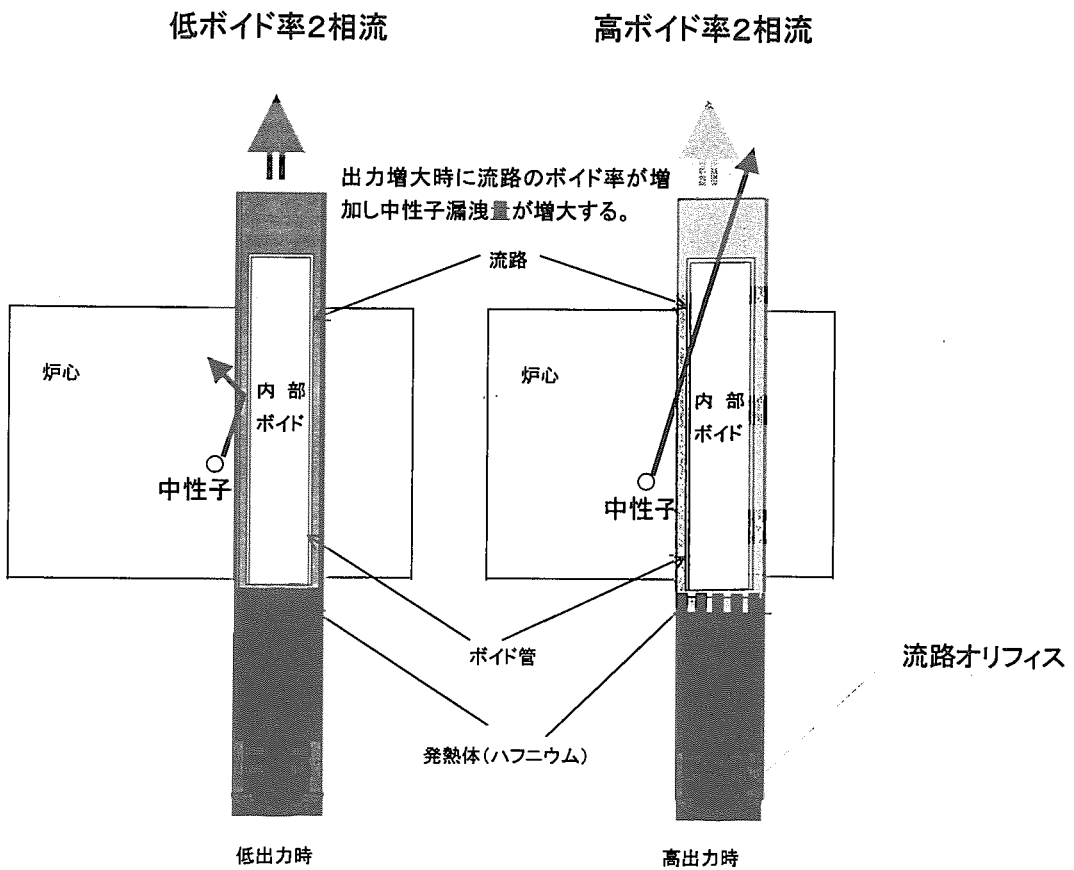


図 2.4.3 ボイド管集合体の動作概念

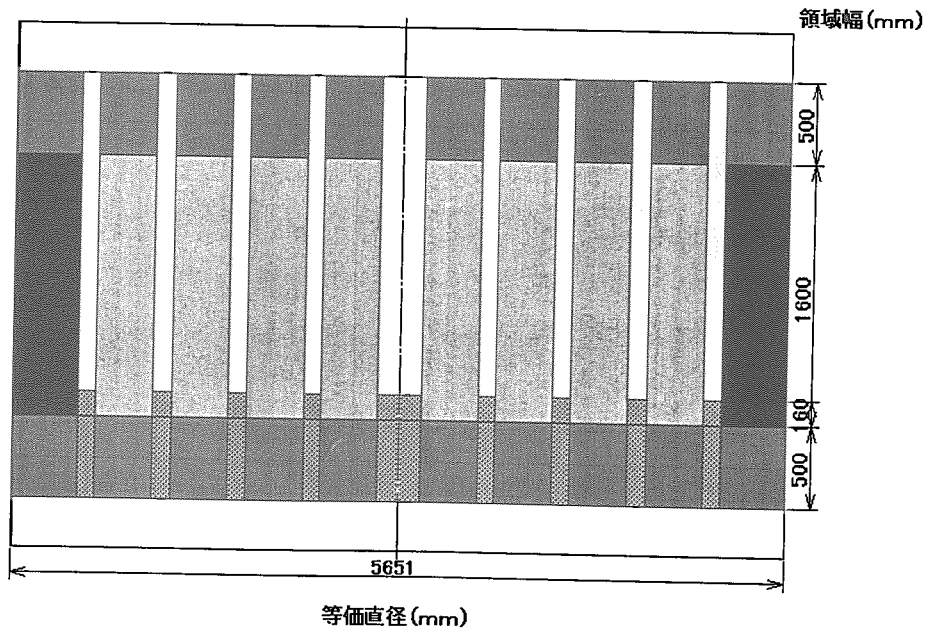
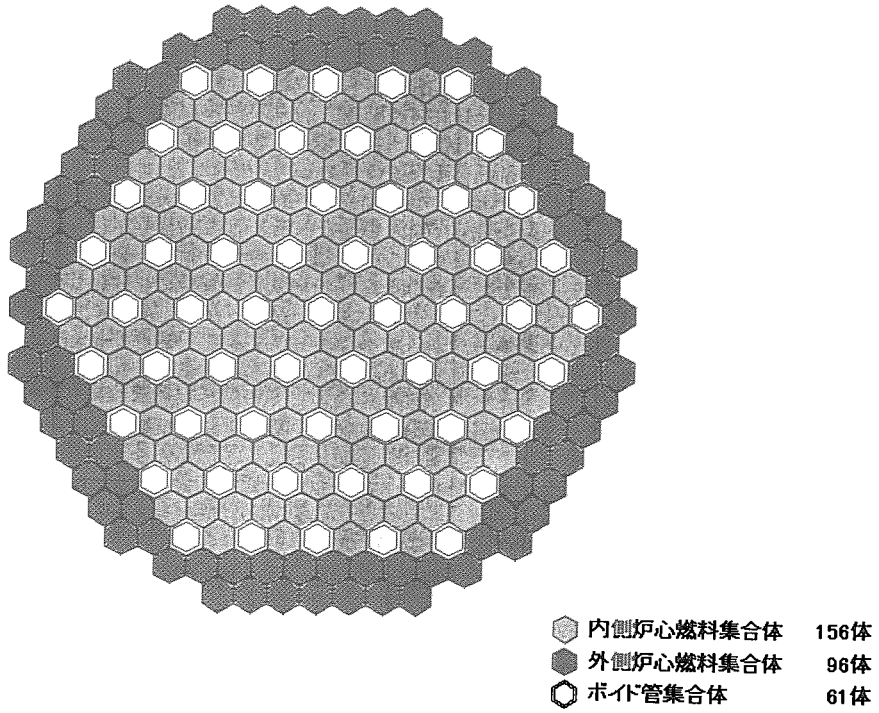


図 2.4.4 ボイド管集合体配置炉心概念図

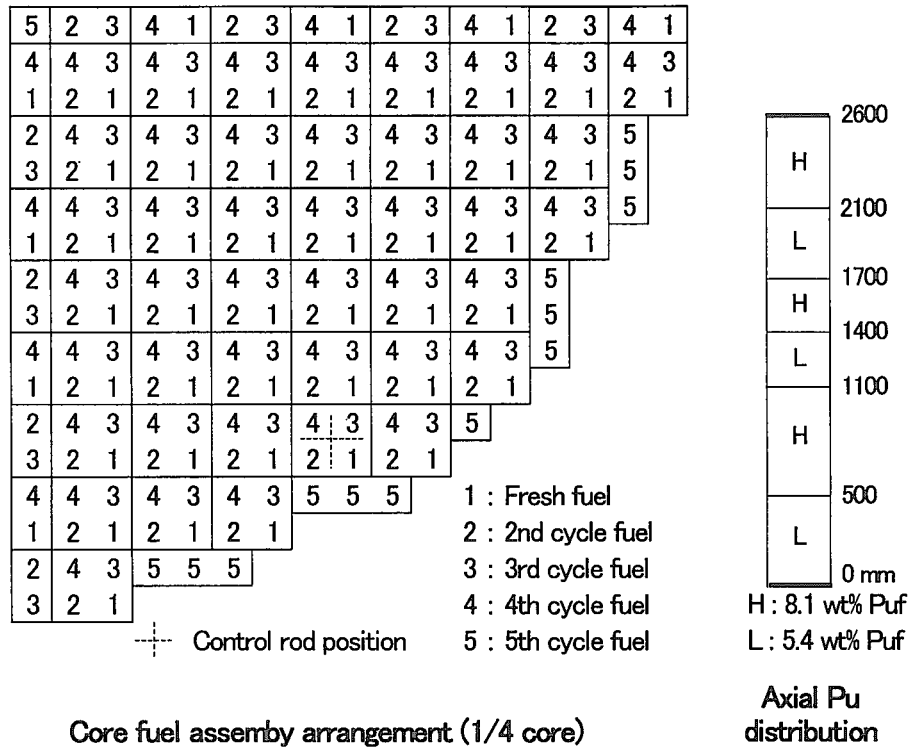


図 2.4.5 ブランケット無し BWR 型炉心の燃料集合体配置 及び軸方向プルトニウム分布

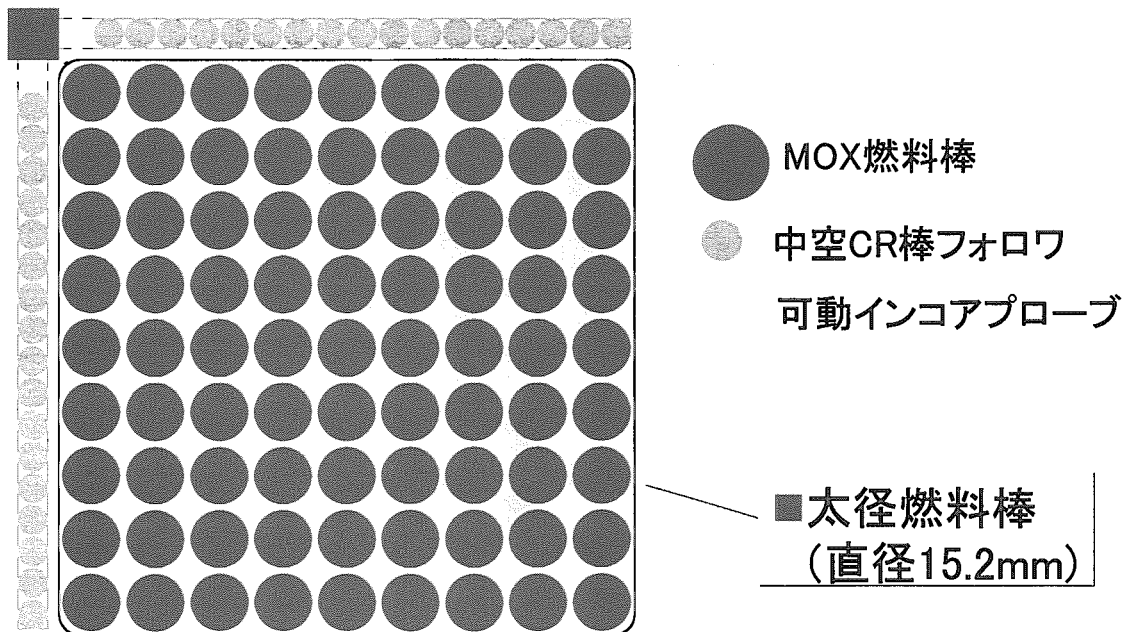


図 2.4.6 ブランケット無し BWR 型炉心の燃料集合体構成

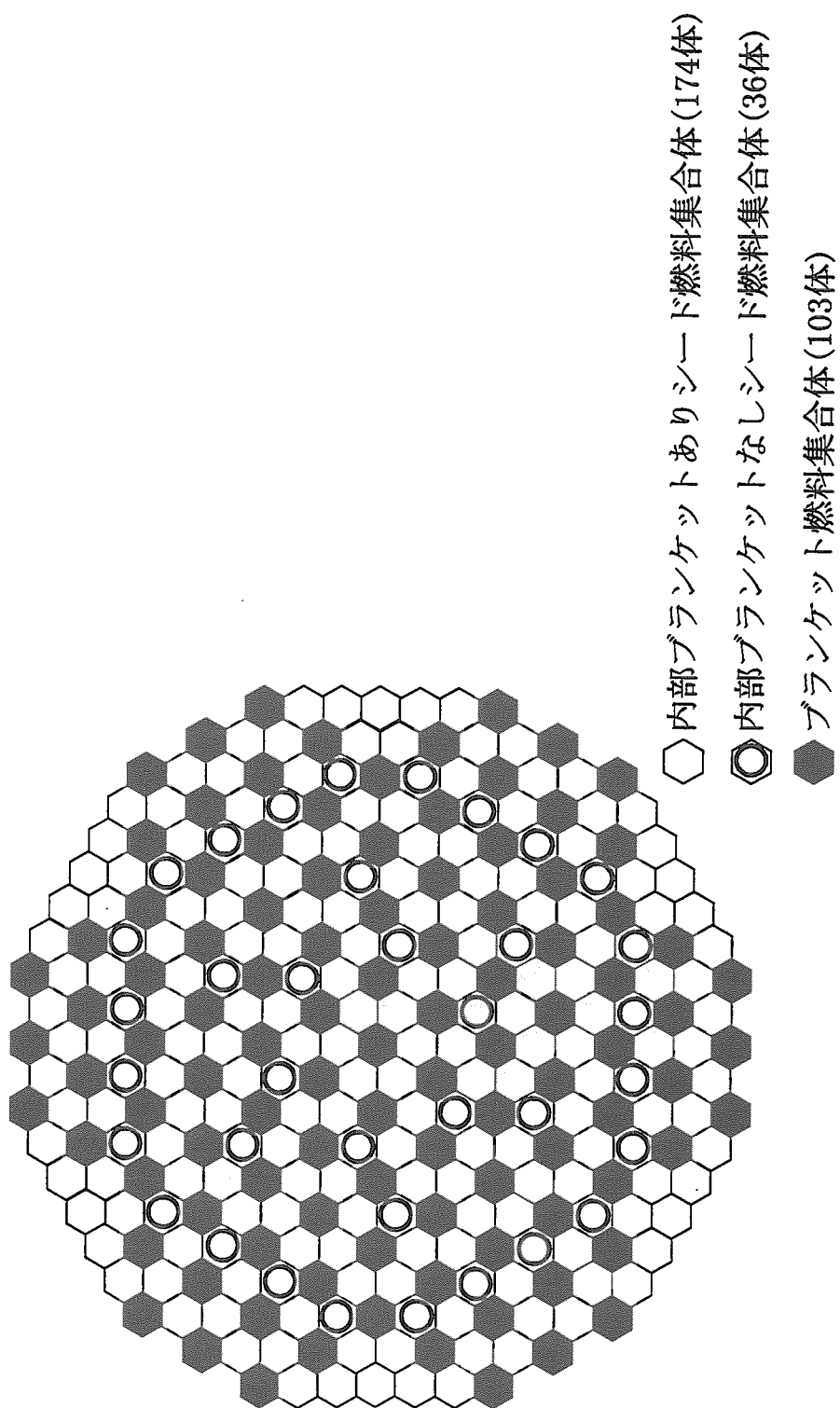
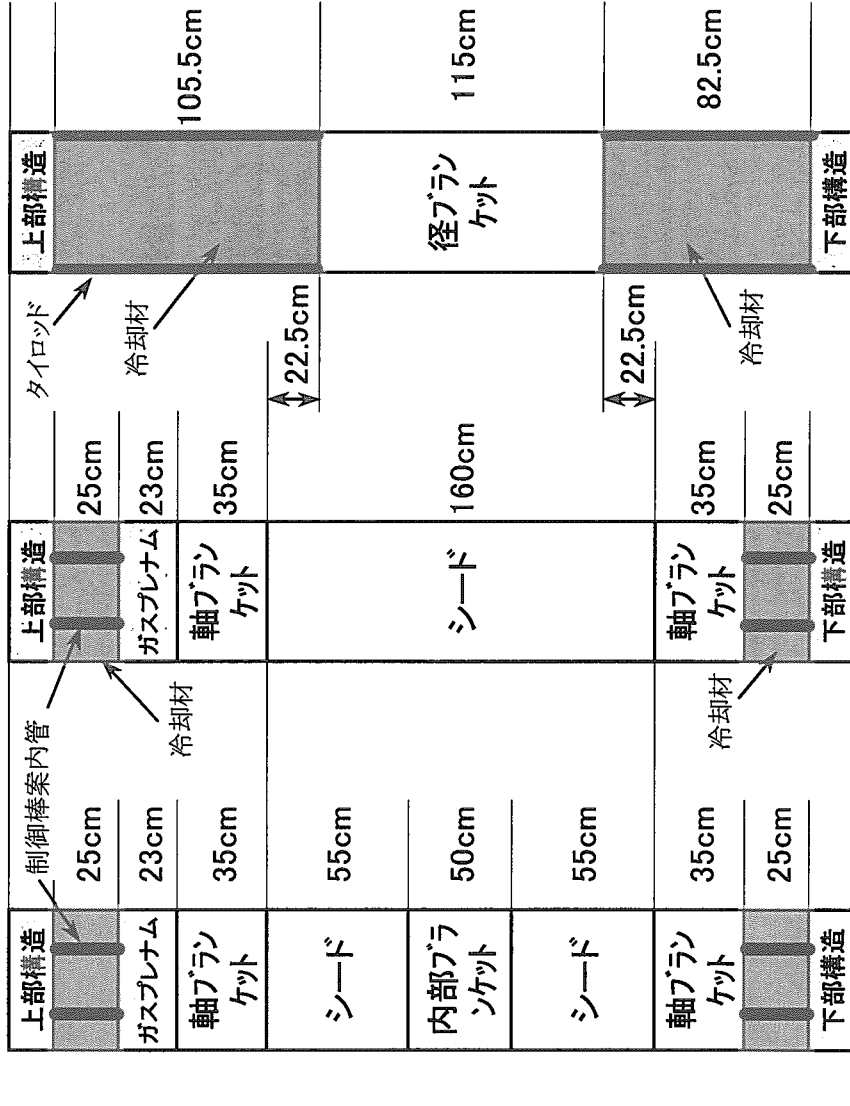


図 2.4.7 高転換比 PWR 型炉心の炉心構成





(a) 内部ブランケットあり  
シード燃料集合体

(b) 内部ブランケットなし  
シード燃料集合体

(c) ブランケット燃料集合体

図 2.4.4.8 高転換比 PWR 型炉心の燃料集合体立面図

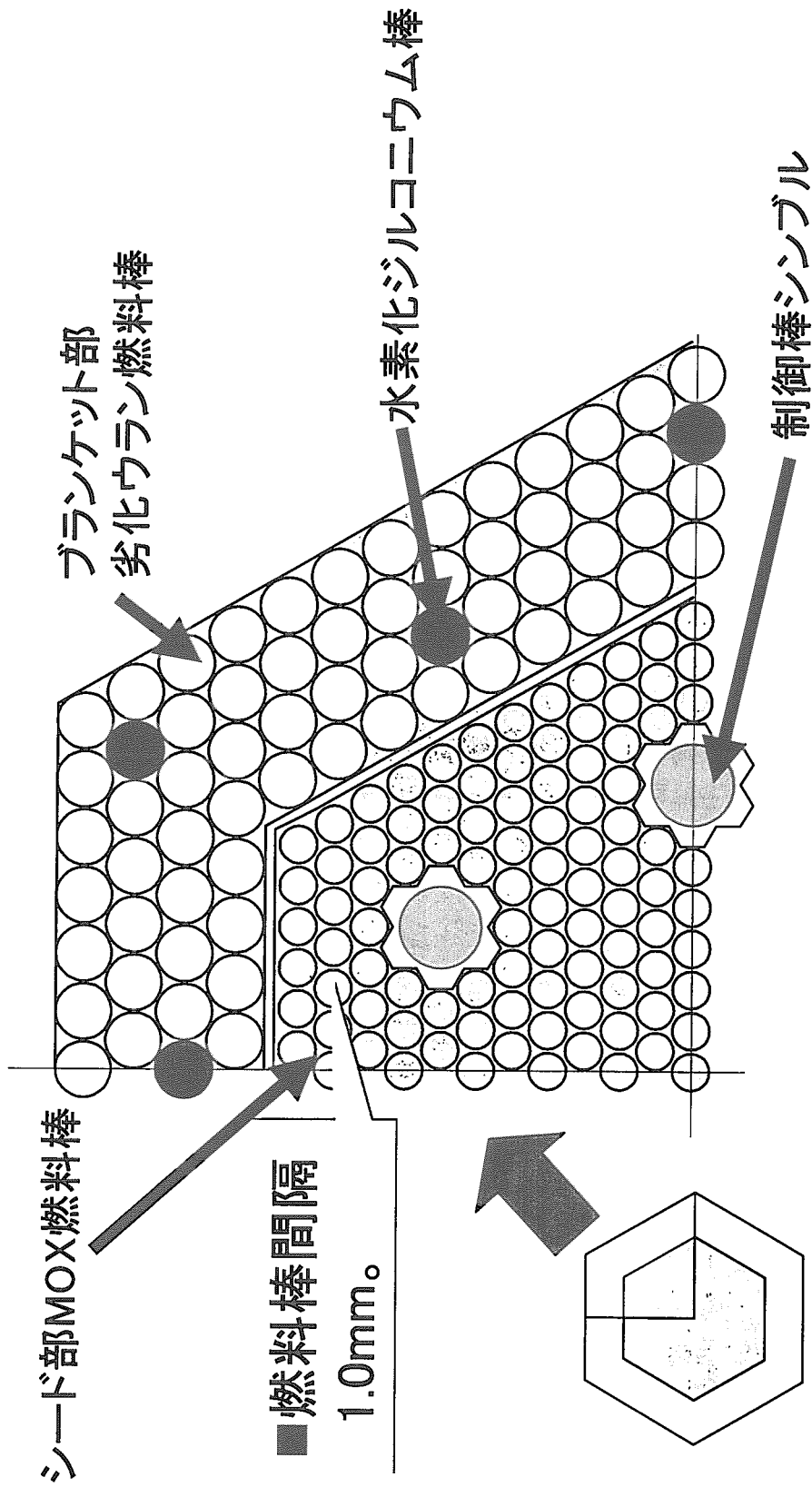


図 2.4.9 プルトニウム多重リサイクルPWR型炉心の燃料集合体構成

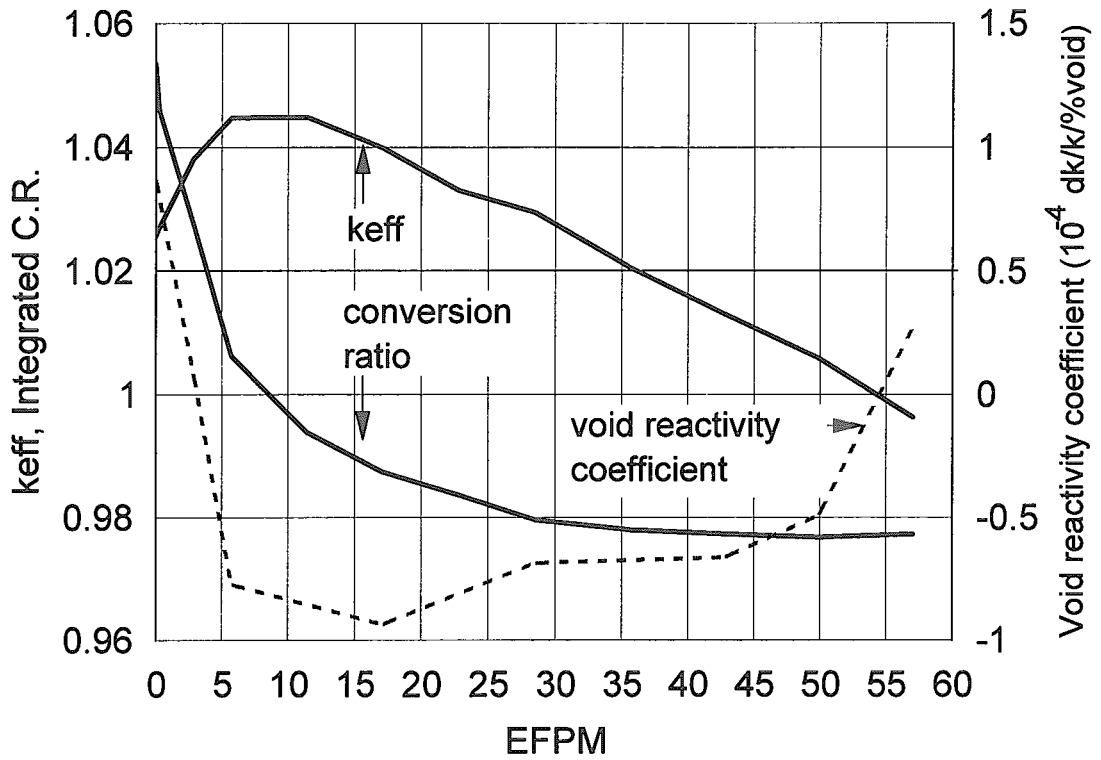


図 2.4.10 集合体燃焼計算結果

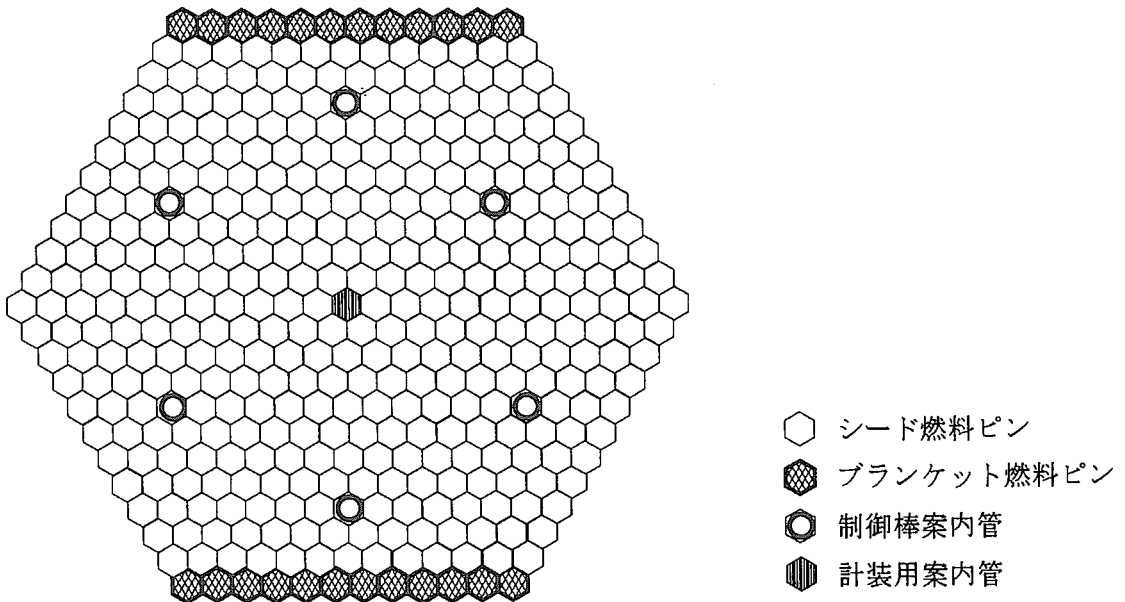


図 2.4.11 高転換比達成の燃料集合体概念

## コメント・質疑応答内容

Q (栃原/三菱) : BWR 側の検討について一つ教えていただきたいと思うことがあります。多分こういう低減速スペクトル炉で炉心が稠密になりますと、PWR もそうですが、ものすごく圧損が大きくなるわけです。差圧が大きくなることで、今 BWR のほうではいわゆるインスタビリティという、ボイドが出てつぶれて、ボイドが出てつぶれてということで振動が出てくる問題が現行の BWR にもあるわけですが、それがおそらく構造的には厳しくなる。ただしボイド係数が非常に小さいということでいい方向もあると思いますので、その辺はどういう検討状況か簡単にご紹介いただければと思います。

A : 今回ちょっと時間の関係でご紹介しなかったのですが、最初に説明しました高転換比 BWR 型炉に対してそういう安定性の検討も進めております。基本的にはチャンネル安定性の検討をしております。あと炉心安定性とか領域安定性はさきほど言われましたようにボイド係数が非常に小さいことで、それはエンジニアリング的にほぼ問題ないだろうと考えておりますが、そういった検討で今のところではかなり小さい減幅比で収まる。高転換比の BWR 型炉というのは全長が 1.2m ぐらいで圧損の観点からは非常に有利な炉心になっています。ギャップ 1.3mm の炉ですと、圧損が逆に通常の軽水炉の 3 割ぐらいの低い値になってしまい、そういう点でもメリットがありますが、他のもう少し長い炉心ではどうかということも当然ありますので、それは順次検討を進めていきたいと思っています。

Q (平岡/電中研) : PWR のほうでデカップリングの話が出ましたけれども、BWR の方も何かあるのじゃないかと思うのですが、大丈夫でしょうか。

A : 軽水炉そのものが一つはもともとデカップリングが非常に強い炉心の体系になっておりますので、デカップリングに対しては軽水炉側からのアプローチでいけるのではないかと考えていたのですが、さきほどご紹介したリング状のものは、昔 ZPPR でまさにああいう炉心をやって非常にデカップリングが厳しいという検討結果が得られていたので、これだけ特に取り上げて大丈夫か検討しています。他のパターンについてはさきほど申しましたように径方向のデカップリングがないような状況で設計していますので、いけるのではないかと判断をしているわけです。

Q (平岡/電中研) : デカップリングという言葉は悪いかもしれないけれども、扁平 2 重炉心で炉心直径が 7m というそういう空間の炉心安定性は確認しているのでしょうか。

A : 確かにそういう大きな炉心になってくると局所局所が皆独立したような臨界性の特徴を持っているわけです。一応それは制御棒がいっぱい入っていますので、制御棒パターン等そういったものを利用していけばなんとかなるのではないかと考えています。

Q (平岡/電中研) : 相当ハードスペクトラムだからあまり気にしなくてもいいのかもしれないですけど、何回か回していったときに、ある平衡状態になったら、Pu などは見ておられると思うのですが、FP などは特に再処理がらみで除染係数がどのくらい必要か、そういう検討はされているのでしょうか。

A：それはまだやっておりません。今やっているのはさきほど申しましたように軽水炉から出てきた組成だけ、しかも平衡炉心からです。そういう多重リサイクル性とか、あるいは初期炉心から立ち上げていったときに、デカップリングの話みたいなものも関連するかもしれませんが、うまく平衡までもっていけるかということもあると思いますので、その辺の検討は順次進めていくつもりです。

Q（平岡／電中研）：平衡までいければしめたものだけれども、その前に何回か回すと今の軽水炉並よりは多分除染係数が高くなくてもいいのだろうと思いますが、その勘定はどうですか。高速炉並まで行くのですか。

A：特性上としてはかなりそれに近いものです。私たちのところではないのですが、三菱さんとか東芝さん独自の検討というのも別途ありまして MA の度合いがどれぐらいかという検討もありますので、そういうのを横目でみながらの判断です。来年度以降はそういうものも進めていきたいと思っているのですが、今の時点ではまだ平衡サイクルまでが手一杯で進んでいないという状況です。

Q（竹田／日立）：炉心がたくさんあってちょっとどれがどれか頭を整理するのが大変なのですけど。

C（平岡／電中研）：一つにまとまらなければ、やるにはね。

Q（竹田／日立）：此村さんの話もちょうとついていけなかったのですが、負けず劣らずこちらのほうも。今の話題で、此村さんの話で FP の混在率が 2% という数字が出ていましたですね。何か核不拡散の問題から世界的に合意されている量があるのでしょうか。

A（此村／サイクル機構）：私が答えるのですよね。（笑）それは私あんまりよく知りませんが、聞いているところによると、再処理工程の方で Pu 単独で抽出しないために例えば段数を減らしますよね。

Q（竹田／日立）：コストとの関係で決まると？

A（此村／サイクル機構）：コストというか、プュア Pu を保持しないという原則があるので、混ぜながらやってくるとどうしても段数を 1 段減らしたときに FP が取り除けない。その最小量が今のところ多分 2% ぐらいではないかという程度のお話です。

Q（竹田／日立）：2% 混ざったら爆弾は絶対出来ないというそういう話ではないのですね？

A（此村／サイクル機構）：今の燃料だったらできません。

Q（竹田／日立）：だからその量から 2% は入ってないとまずいというふうに決まったわけではないと？

A（此村／サイクル機構）：そうではない。

Q（此村／サイクル機構）：当たったついでに問題 1 つだけお聞きしたいのですけど。（笑）Burnup と転換比との関係、あるいはボイド係数との関係です。今設計上、燃焼度を 40000 とか 50000(MWd/t) とか、我々の目から見ると小さいところを狙っておられますが、これを例えば 100000(MWd/t) とかそのぐらいを狙ったときに転換比が 1 を超え、かつボイド反応度を負にできるという設計は可能なのでしょうか。

A: それに多少お答えできる話をさきほどお見せしたと思いますが、一般的にはそういう領域まで延ばしていくというのは難しいです。そう簡単じゃない。燃焼度を 45000 とか 50000(MWd/t)とかに抑えている実の理由は、そこが当面の設計上の限度としては一杯だからという事情があります。それはさらにどんどん設計を進めていけば多少はよくなる可能性もあると思うのですが。例えば 100GWd/t で 13 年というのもありますけれども転換比は大分下がってしまう。転換比を 0.95 あたりでなんとかバランスをとってもう少し工夫ができれば今言われたようなことが可能になると思います。この長期サイクルの炉心はボイド管集合体というのを使っていて、あれの一つの特徴はボイド係数が足らなくなったらボイド管を増やしていけばいいわけです。もちろん、それは限度があるわけですが、ある程度までは増やせるわけです。そういう厳しいところの設計をやって、ボイド係数はボイド管の数を増やしてバランスをとるということでもう少しはいけるとは思いますが、高速炉で言われているところまでいけるかどうかというのはなかなか容易ではないという状況だと思います。

Q (此村/サイクル機構): こう言ったらよろしいのでしょうか。つまり、Na にしても水にしても今のケースはスペクトルはものすごく硬いですから、スペクトルからみたらほぼ同じ性質をもっているはずであると。Na の場合は外側にブランケットがついていますからその部分である程度補っている。だからこの炉についても外側にもしブランケットをつけたら場合によってはもっと高い転換比が出る可能性はあると。

A: そうです。

Q (此村/サイクル機構): だけど、そのときにやはりボイド係数としては同じ問題が発生するだろうと。

A: 一つの大きな違いは、Na の場合はボイド係数負というわけではないので、その辺はやはりちょっと違うかなと思います。軽水でもボイド係数正の領域といいですか、トータル出力係数で負にもっていくのもよいという理解が得られれば、それで一つのブレークスルーになるかとは思いますが。現在は軽水炉の例を尊重してボイド係数は負にすることを大前提でやっておりますので、そこは一つの大きな限界になっていると思います。Na の場合はブランケットの量も炉心の 2 倍くらい入っていますよね。それは大分違うと思います。似たような設計をすれば本来スペクトル的には近いところまでいける可能性はあるとは思いますが。

Q (牧原/三菱): さきほど此村さんの話で再臨界の排除が設計の中にありましたけれども、ここではそういうチェックはされているのでしょうか。

A: まだ我々のところではそこまで進んでおりません。当然そこも含めていきたいと思うのですが、今のところはまだです。



## 2. 5 発電炉・燃料サイクルの長期シナリオと 低減速スペクトル炉の導入効果

### Long-Term Scenarios of Power Reactors and Fuel Cycle Development and the Role of Reduced Moderation Water Reactors

佐藤 治・立松研二・田中洋司

Osamu Sato, Kenji Tatematsu, Yoji Tanaka

日本原子力研究所 システム評価研究グループ

Japan Atomic Energy Research Institute, Research Group for Energy System Assessment

#### 1. はじめに

気候変動問題に対応しながら、発展途上諸国の今後の経済発展を保証していくために、21世紀には非化石エネルギーの大規模な開発利用が必要とされている。とりわけ、技術的、経済的に実証され、既に世界の電力生産の約18%を賄っている原子力は、非化石エネルギー源の中でも最も有望な選択肢と考えられる。しかし、原子力を将来の中核的エネルギー源と位置づけ、超長期にわたって利用するためには、燃料資源を確保する必要がある。

原子力の超長期的利用を保証するための選択肢として、高速増殖炉（FBR）の実用化と海水ウランの回収利用がある。しかし、FBRの開発は技術的、経済的に予想外に困難であることが判明し、多くの国が開発から撤退するとともに、わが国でも「もんじゅ」の事故以来先行きが不透明な状況にある。海水ウランの回収技術は実用化の兆しがみえてきたが、現在はまだ小規模実験の段階にあり、長期戦略の選択肢として考慮する段階には達していない。したがって、原子力の超長期的利用を可能とするための燃料資源の確保には、現在のところ目処が立っていない。

こうした中で、日本原子力研究所では既に商業技術として成熟してきた軽水炉技術を活用した低減速スペクトル炉（RMWR）の研究開発が進められている。RMWRは、短期的には高転換比、高燃焼度化、プルトニウム多重リサイクルの実現などで軽水炉におけるプルトニウム利用を改善、高度化するものであり、長期的には1.0以上の転換比を実現してFBRを代替することをも狙った戦略的技術である。1.0を十分超える転換比の実現に目処が立てば、わが国の原子力開発戦略の重要な選択肢になるものと期待されている。

そこで、当研究グループでは今後100年以上の超長期を展望してわが国の発電炉・燃料サイクルの展開に関する幾つかのシナリオを描き、ウラン所要量低減の観点からRMWRの役割を検討した。併せて、RMWRの炉心特性、特に転換比とプルトニウム所要量はその導入効果に与える影響を検討した。なお、検討に用いた炉心特性は、平成10年末時点の設計事例に基づくものであり、その後さらに炉心設計が進められつつあることを注記する。

## 2. 発電炉・燃料サイクル長期シナリオ

発電炉・燃料サイクルシステムの中で、とりわけバックエンドに関しては、将来に向けて多様な技術オプションの開発が進められている。図2.5.1は、主要な技術オプションを考慮した場合の、将来における発電炉・燃料サイクルシステムの概念をまとめたものである。

この中で、長期戦略に大きな影響を及ぼす可能性のあるのが、FBR、海水ウラン、及びFBRの代替としてのRMWRである。そこで、この検討では増殖炉技術なしの場合（海水ウラン回収技術実用化の成否に応じて原子力利用継続又は終了）、FBRが実用化される場合（2050年又は2030年）、RMWRが実用化される場合の3種類のシナリオを考えた。

以下に、これらのシナリオを定量的に表現するために仮定した前提条件をまとめるとともに、各シナリオの概要、及び各シナリオの下での天然ウラン消費量の比較を行う。

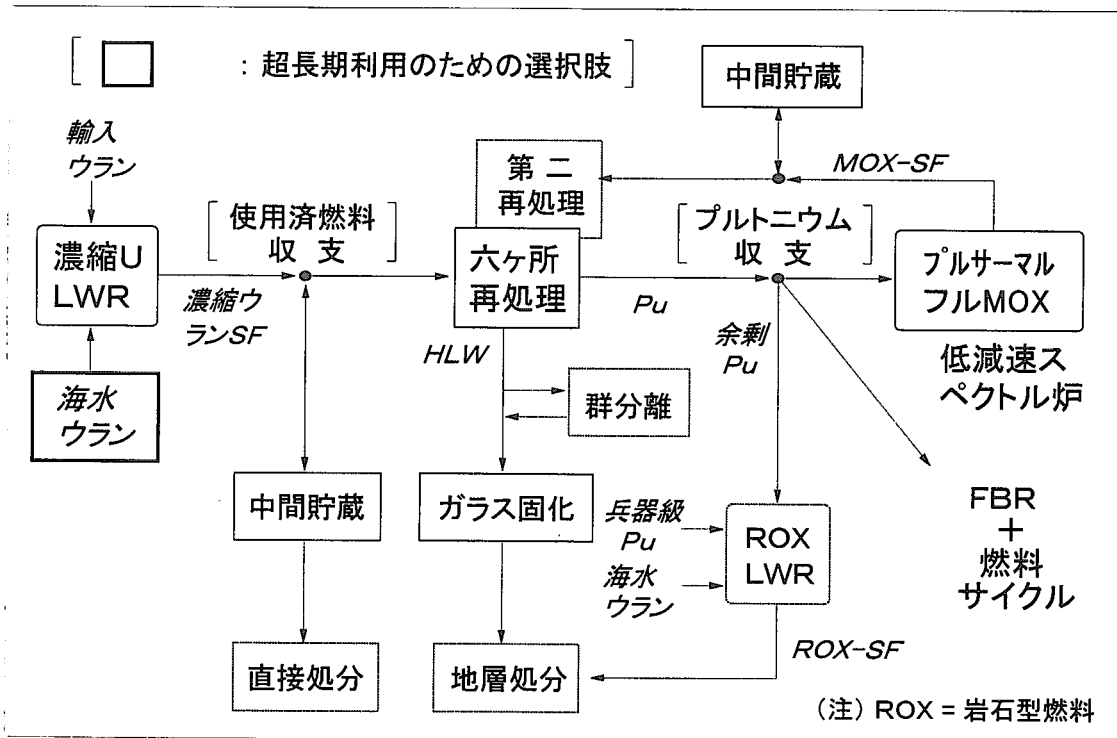


図2.5.1 発電炉・燃料サイクルシステムの概念

### 2.1 長期シナリオの前提条件

長期シナリオを構築するうえで重要な前提条件としては、原子力発電規模、導入炉型の特性、及び核燃料サイクルシステムの特性が挙げられる。ここではこれらの前提条件について、それぞれ表2.5.1、表2.5.2、及び図2.5.2に示すとおり想定を行った。



将来の原子力発電規模に関しては、高位、低位の2ケースを設定した。高位ケースは、今後立地問題に目処が付き、気候変動問題への対応のために大規模に原子力発電が導入される場合である。総設備容量は2030年に1億kWe、2050年に1億2000万kWeに達し、その後伸びが鈍化して、2100年以降は1億4000万kWeで推移するものと想定した。一方、低位ケースは、原子力の利用拡大に社会的な合意は得られているものの、立地候補地点での合意形成が困難なため、立地が大幅に制約された場合である。総設備容量は2050年以降8000万kWeの水準で横這いになると想定した。

表2.5.1 原子力発電総設備容量

(単位:GWe)

ケース	2005年	2010年	2030年	2050年	2075年	2100年～
高 位	50 (4.0)	70 (1.5)	100 (1.0)	120 (0.56)	134 (0.24)	140
低 位	50 (2.0)	60 (0.75)	75 (0.25)	80	80	80

注：2004年までは実績及び計画値を使用  
( )内は年平均の設備増加量を表す。

導入炉型は、大別して軽水炉、RMWR、FBRの3種類である。各炉型の設備利用率は80%程度、耐用年数は40年とした。軽水炉に関しては、現行の濃縮ウラン炉の将来的な高燃焼度化、及びプルサーマルとフルMOX炉の導入を考慮した。プルサーマルは、2000年以降既設の濃縮ウラン炉約1200万kWeで実施されるものとした。フルMOX炉に関しては、大間以降の導入の見通しは定かではないため、大間1基に留める場合と、濃縮ウラン使用済み燃料を再処理して回収されるプルトニウムを最大限利用する場合を考えた。

RMWRに関しては、PWR型とBWR型それぞれ各種の設計例があるが、ここではBWR型で燃焼度45GWd/t、転換比1.01の炉心特性を使用した。本格利用は2020年から可能であり、各年の投入規模はプルトニウム需給収支に従って決定するものとした。

FBRとしては、燃焼度150GWd/t、増殖比1.2の大型、MOX燃料利用のFBRの炉心特性データを使用した。本格利用開始は2050年又は2030年とし、初期15年間は年間1GWe、さらにその後10年間（発電規模高位ケース及び2030年導入開始のケース）又は6年間（発電規模低位ケース）は年間2GWeのペースで建設されるものとした。

燃料サイクルシステムの特性としては、核燃料物質のロス率を濃縮工程、成型加工工程、及び再処理工程でそれぞれ1%、0.5%、0.5%とした。また、燃料サイクルサービスのリードタイムとラグタイムも図2.5.2に示すように設定した。これらの設定から、プルトニウム

表2.5.2 炉型の特性と導入条件

a) 軽水炉

炉型	建設期間	燃料特性
濃縮ウラン炉 ・ 現行 LWR	～2004年	～1992年 : 35000 MWd/t 1993年～ : 41000 MWd/t
・ 高燃焼 LWR	2005年～	～2029年 : 45000 MWd/t 2030年～ : 63000 MWd/t *
プルトニウム利用炉 ・ プルサーマル	1982～93年に 建設されたLWR 12.1GWeで実施	～1999年 : 濃縮ウラン燃料 2000年～ : MOX燃料
・ フルMOX炉	2010年～	A-BWR全炉心にMOX装荷

\* 低減速スペクトル炉導入ケースでは用いない。

b) 低減速スペクトル炉 (RMWR)

- ・ 炉特性 : BWR型、燃焼度 45GWd/t、増殖比 = 1.01
- ・ 本格利用開始 : 2020年(原型炉、実証炉は考慮しない)
- ・ 設備導入制約 : 特になし(プルトニウム収支等に従う)

c) 高速増殖炉 (FBR)

- ・ 炉特性 : 燃焼度 15万MWd/t、増殖比 = 1.2
- ・ 本格利用開始 : 2050年又は2030年
- ・ 初期新設容量 : 下表(これ以降の新設はすべてFBR)

新設容量	期 間
1 GWe/年	初期15年間(発電規模高位、低位とも)
2 GWe/年	次の10年間(発電規模高位、2030年導入) 次の 6年間(発電規模低位)

のリサイクルを行う場合には、サイクル全体のロス率が1%、サイクル所要時間(原子炉取り出しから再装荷まで)が3年となる。

再処理に関しては、六ヶ所工場が2005年から操業開始し、年間800トン規模で処理を行うものとした。第二工場は2020年以降プルトニウム需要に応じた規模で建設され、軽水炉MOX燃料の処理も可能と想定した。六ヶ所、第二工場ともに30年程度の操業を想定するとともに、第二工場の操業開始後、プルトニウムの需要が高まればそれに応じた規模で第三工場も建設するものとした。なお、プルトニウムの需給収支に関係する重要な因子として、Pu-241の崩壊による炉外貯蔵プルトニウムの減少があるが、Pu-241の崩壊を考慮した場合には計算がきわめて複雑になるために、この検討では考慮しないこととした。

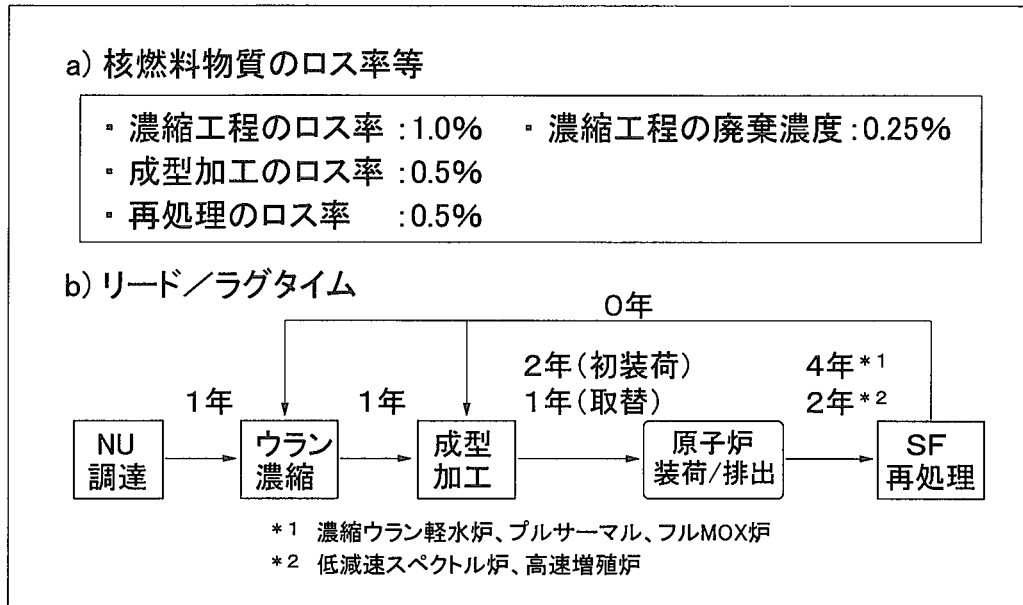


図2.5.2 核燃料サイクルシステムの特徴

## 2.2 長期シナリオの概要

上記のように、長期シナリオとして増殖炉なしの場合、FBRが実用化される場合、及びRMWRが実用化される場合を考えたが、具体的には表2.5.3に示すように炉型構成の異なる7種類のシナリオを用意した。以下に主要シナリオの概要をまとめる。

表2.5.3 長期シナリオの炉型構成

シナリオ	LWR		プルサーマル	フルMOX炉	RMWR	FBR
	~45GWd/t	60GWd/t				
増殖炉なし						
D1	○	○	○	大間のみ		
D2	○	○	○	○		
FBR導入						
B1	○	○	○	大間のみ		○(2050年)
B2	○	○	○	○		○(2050年)
B3	○	○	○	大間のみ		○(2030年)
RMWR導入						
A	○		○	大間のみ	○	○(2050年)
C	○		○	大間のみ	○	

増殖炉なしの場合

増殖炉が実現しなかった場合には、発電炉・燃料サイクルのシステムはどのようなものになるのだろうか？濃縮ウラン軽水炉は燃料の有効利用、及び使用済み燃料の発生量を低減するために極力高燃焼度化することとなろう。このとき、使用済み燃料を直接処分する場合（D1）と、これを再処理して回収プルトニウムをフルMOX炉で利用する（フルMOX炉の使用済み燃料は直接処分する）場合（D2）があり得る。しかし、程度の差はあれ、天然ウランの所要量は限りなく増大するので、海水ウラン回収技術の実用化がこれらシナリオの成立条件となる。

シナリオD1（高位ケース）における発電設備の炉型構成、及び $UO_2$ 使用済み燃料の貯蔵量等をそれぞれ図2.5.3、及び図2.5.4に示した。このシナリオでは、図2.5.4のように現在8000トン（重金属量、以下同じ）程度の $UO_2$ 使用済み燃料貯蔵量が2050年には5万トンを超え、その後さらに増大を続けるので、大量の使用済み燃料を直接処分する必要がある。また、プルスーマル及びフルMOX炉1基（大間）からのMOX使用済み燃料（累計約5000トン）も直接処分の対象となる。システム全体のプルトニウム（分裂性核種）蓄積量を図2.5.5に示した。使用済み燃料中に含まれるプルトニウム量は急速に増大し、2050年には500トン近くに達する。なお、高レベル廃棄物発生量は六ヶ所工場からのガラス固化体累計約4万本に留まる。

フルMOX炉を最大限投入するシナリオD2では、第二再処理工場を2020年に建設し、フルMOX炉のプルトニウム需要を賄うために年間1100トン規模で操業する必要がある。 $UO_2$ 使用済み燃料の貯蔵規模は低減し、ピーク時でも15000トン以下のレベルとなる。一方、MOX使用済み燃料（直接処分の対象）の蓄積量は時間とともに増大し、2050年には1万トン、2070年頃には2万トンを超える。また、 $UO_2$ 使用済み燃料の再処理に伴って、大量の高レベル廃棄物が発生する。ガラス固化体の累積発生量は2050年には10万本を超え、2075年には20万本程度に達する。

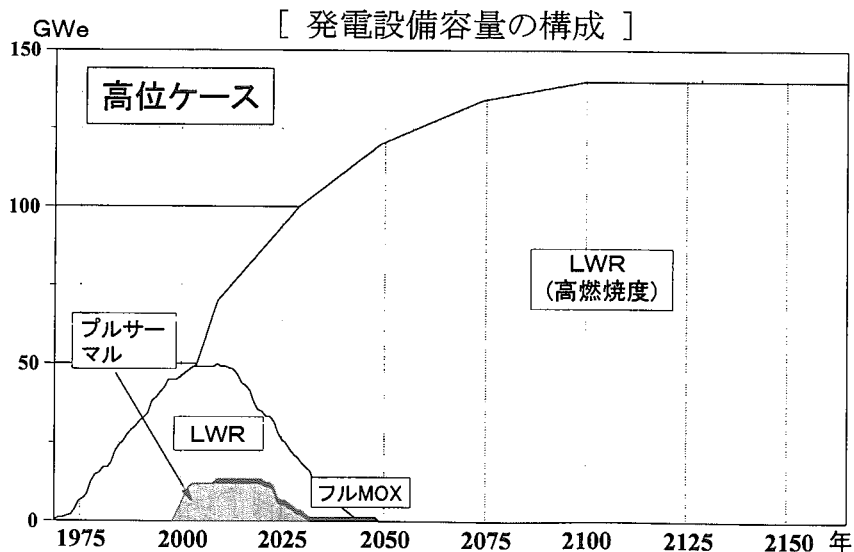


図2.5.3 増殖炉を利用しないシナリオ（D1）

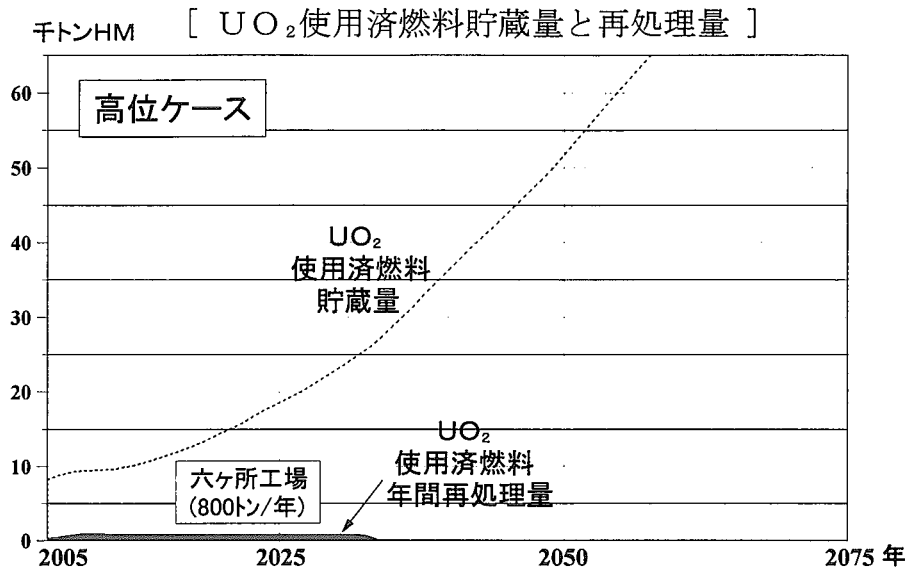


図2.5.4 増殖炉を利用しないシナリオ (D1)

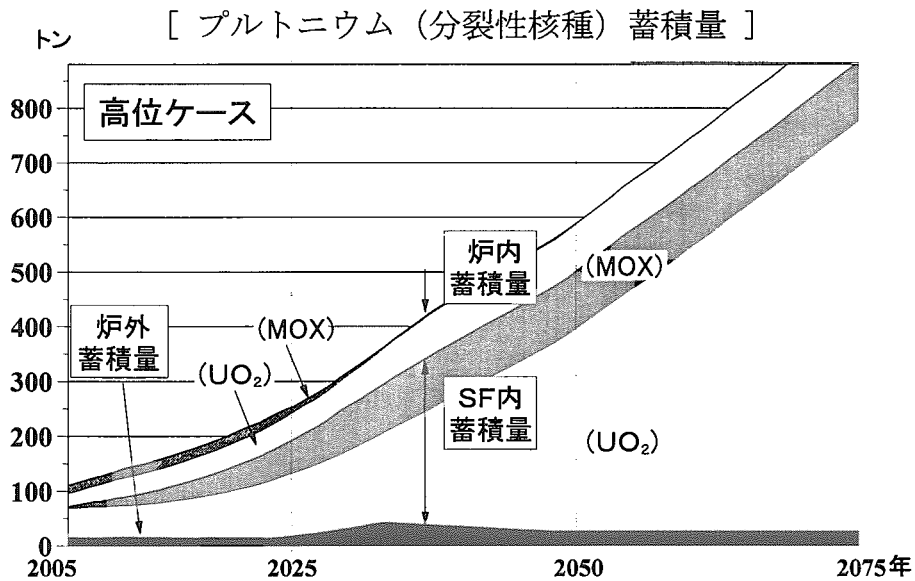


図2.5.5 増殖炉を利用しないシナリオ (D1)

シナリオD1で原子力発電規模の伸びが小さい場合（低位ケース）について、設備構成及びシステム内のプルトニウム（分裂性核種）蓄積量を、それぞれ図2.5.6及び図2.5.7に示した。低位ケースでは特に2030年以降の設備規模が高位ケースに比べて大幅に小さいため、使用済み燃料の蓄積量の増加はかなり緩和され、使用済み燃料中のプルトニウムの量は、2050年時点で350トン程度である。しかし、速度の差はあるものの、天然ウラン消費量や

使用済み燃料蓄積量が時間とともに限りなく増大する点では高位ケースと違いはない。

また、フルMOX炉を最大限投入した場合には、第二再処理工場（2020年運開）は800トン規模が必要となり、 $UO_2$ 使用済み燃料の貯蔵量はピーク時で13000トン以下に抑制される。高レベル廃棄物の発生量も高位ケースに比べて緩和し、2075年までのガラス固化体累積発生量は15万本をやや下回る規模である。

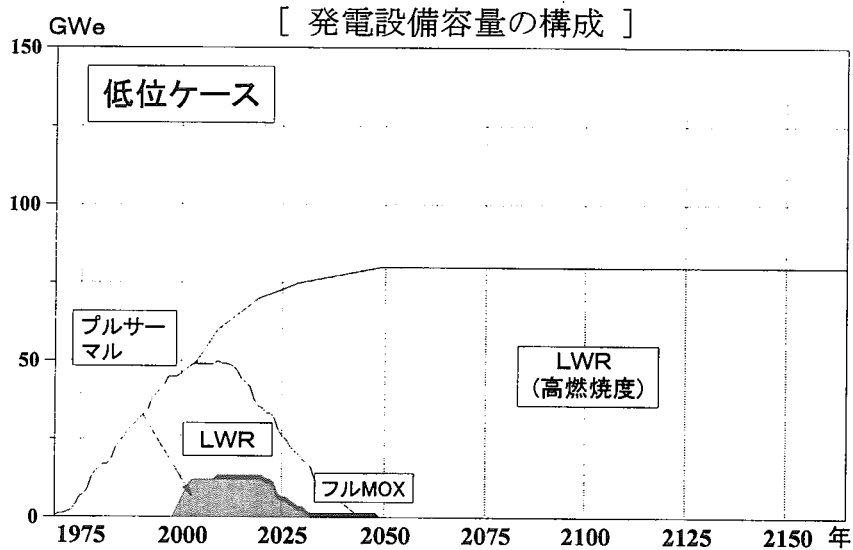


図2.5.6 増殖炉を利用しないシナリオ (D1)

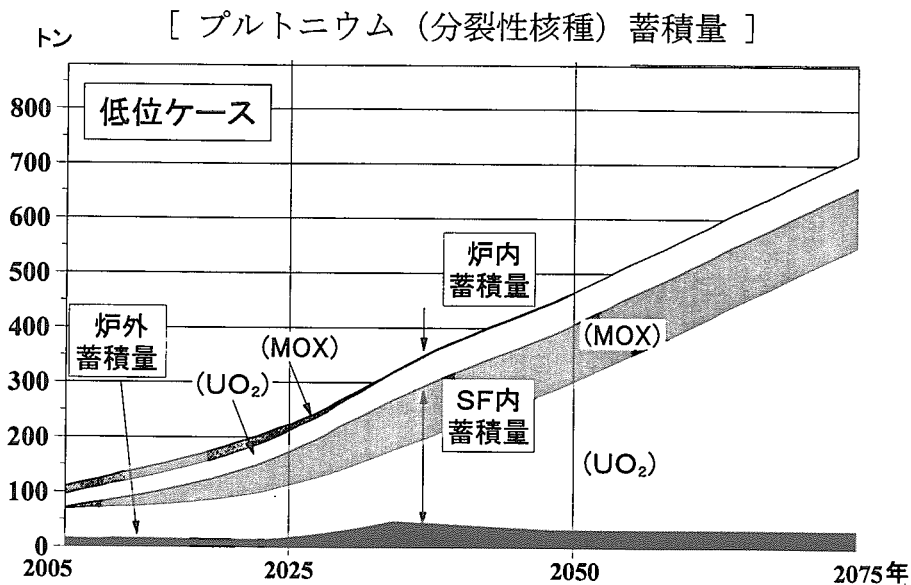


図2.5.7 増殖炉を利用しないシナリオ (D1)

FBR導入シナリオ

増殖比1.2程度のFBRが実用化されれば、一定期間後には濃縮ウラン炉を完全に代替し、天然ウラン消費量のある有限な規模に抑制することができる。2050年実用化を想定したシナリオB1（高位ケース）では、図2.5.8に示すように2115年頃に濃縮ウラン炉の利用が終了する。FBRの立ち上げに必要なプルトニウムを供給するため、図2.5.9に示すように第二再処理工場は2050年以降 $UO_2$ 燃料600トン/年、MOX燃料120トン/年の処理規模で操業する必要がある。なお、このシナリオでは最終的に $UO_2$ 使用済み燃料約9万トンが余剰とな

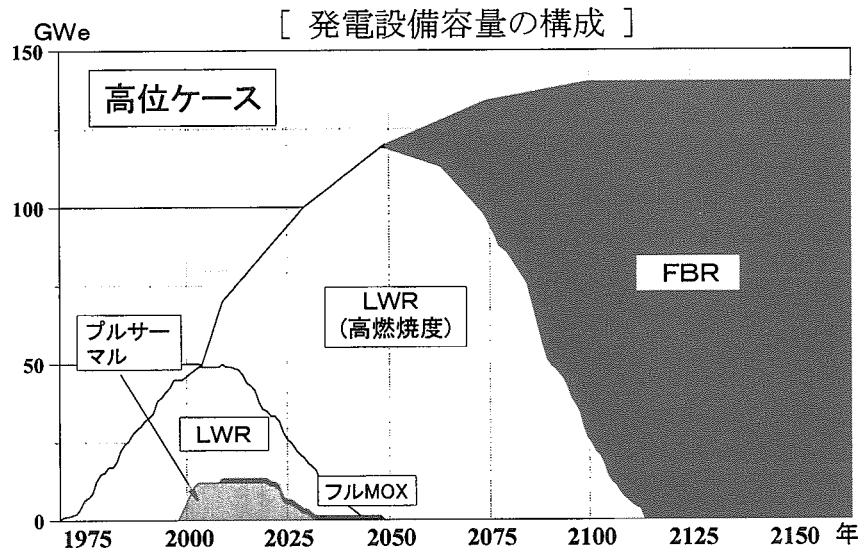


図2.5.8 FBRシナリオ (B1) -FBR 2050年

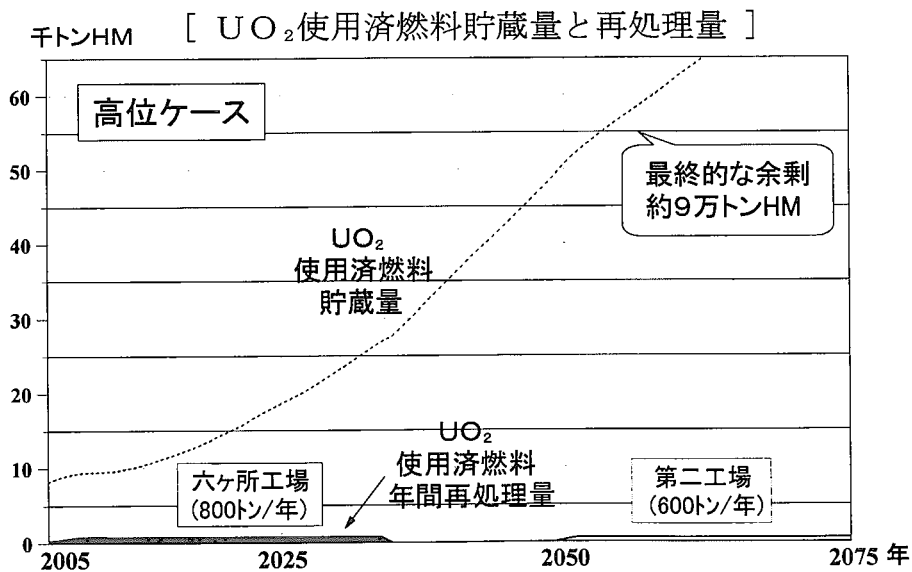


図2.5.9 FBRシナリオ (B1) -FBR 2050年

り、直接処分を行うか、又は再処理を行う必要がある。再処理の場合には、回収プルトニウムをフルMOX炉または非増殖型のFBRで燃焼する必要がある。

FBRの投入を妨げない範囲で、 $UO_2$ 使用済み燃料を早期から積極的に再処理し、回収プルトニウムをフルMOX炉で使用するシナリオがB2である。この場合の設備構成と、 $UO_2$ 使用済み燃料貯蔵量等を、それぞれ図2.5.10と図2.5.11に示した。フルMOX炉は135万kWe級のものが22基程度導入される。第二再処理工場は2020年に運開し、 $UO_2$ 燃料1200トン/年、MOX燃料200トン/年の処理を行う。後述するように、フルMOX炉の導入によってウラン資源の消費量は若干低減する。

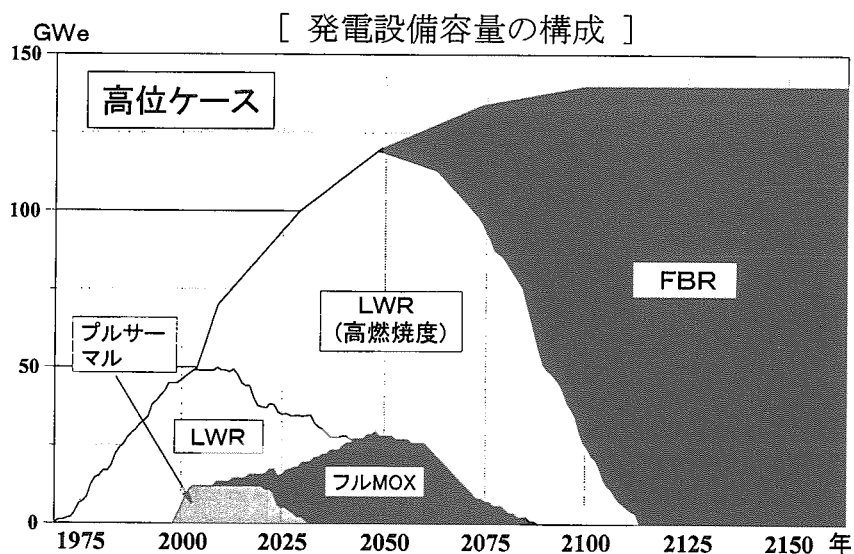


図2.5.10 FBRシナリオ (B2) -FBR 2050年+フルMOX

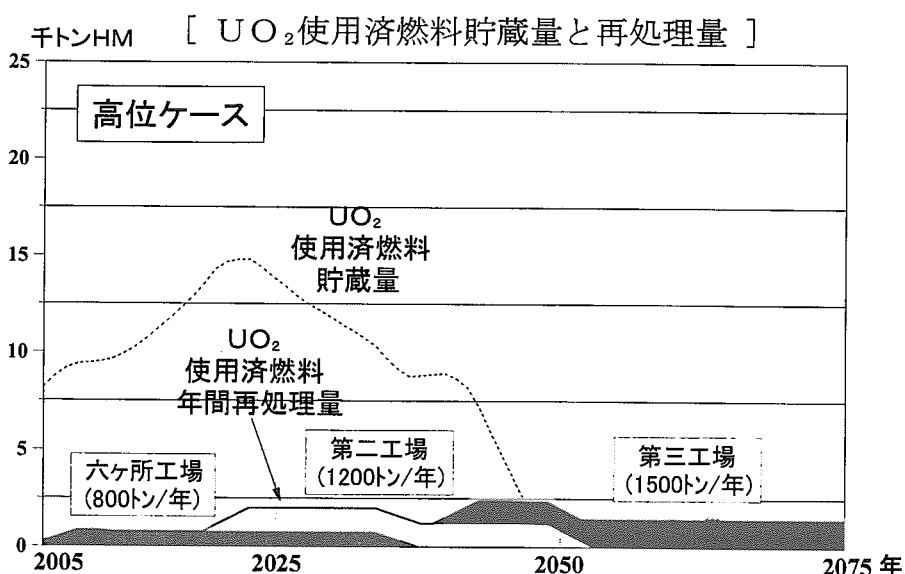


図2.5.11 FBRシナリオ (B2) -FBR 2050年+フルMOX



FBRが2030年から実用化できる場合には、より早期に濃縮ウラン炉の利用を終了し、天然ウランの消費量を低い水準に抑制することが可能となる。

シナリオB3（高位ケース）の設備構成と $UO_2$ 使用済み燃料貯蔵量等を図2.5.12と図2.5.13に示した。濃縮ウラン炉の利用は2100年以前に終了する。FBRの早期導入に合わせて、第二再処理工場は2032年に運開し、 $UO_2$ 燃料900トン/年の規模で操業する。しかし、このシナリオでも $UO_2$ 使用済み燃料は約3万トン余剰となり、直接処分、又は再処理して回収プルトニウムの燃焼が必要となる。

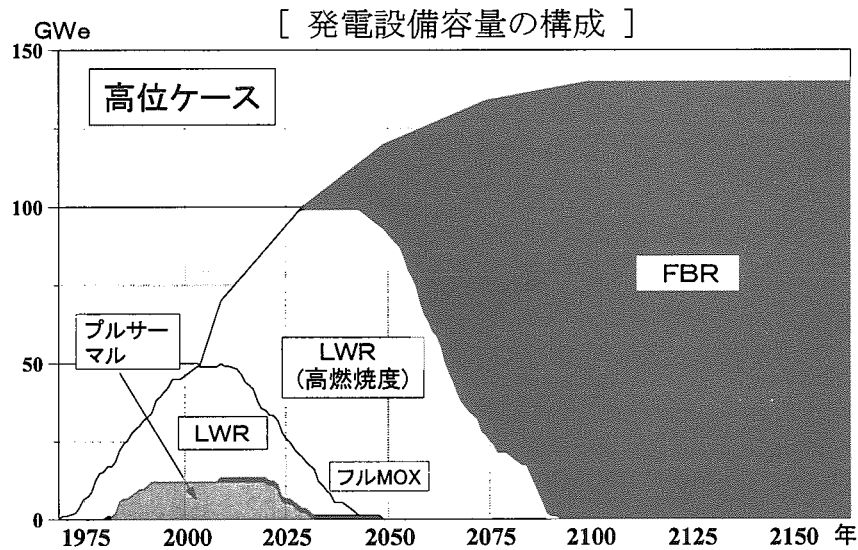


図2.5.12 FBRシナリオ (B3) - FBR 2030年

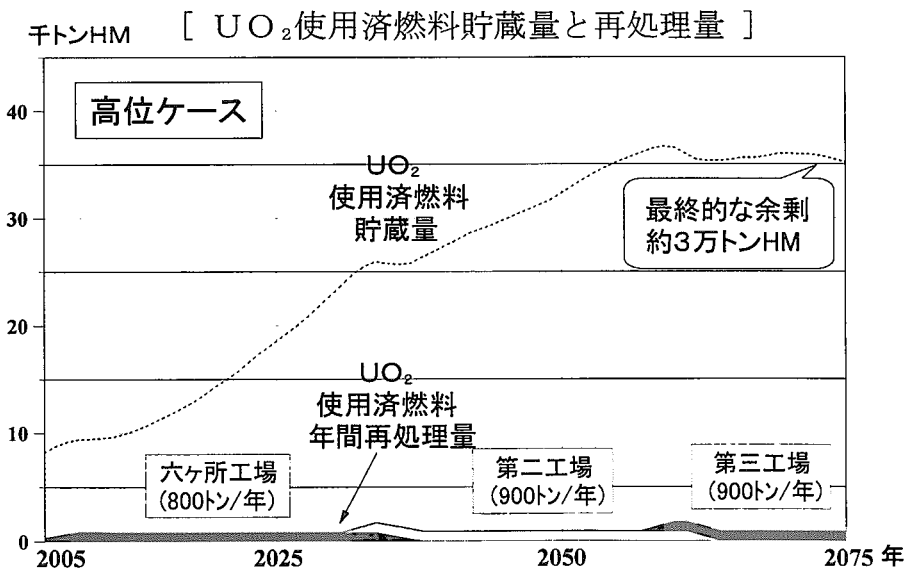
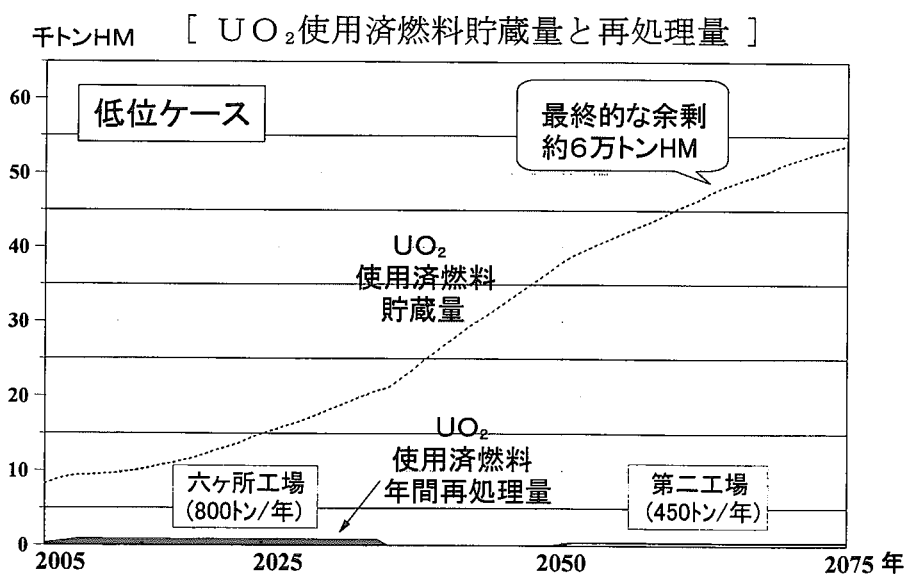
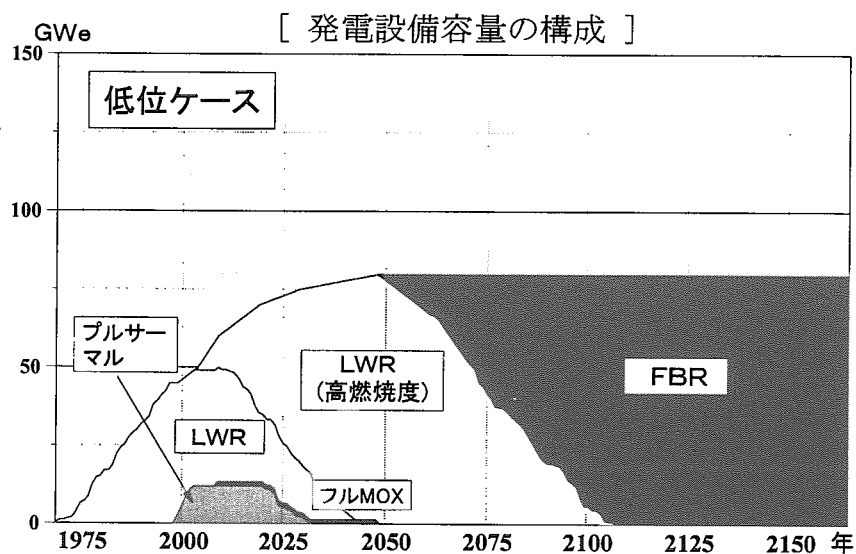


図2.5.13 FBRシナリオ (B3) - FBR 2030年

発電規模が低位ケースの場合には、特に2050年以降の規模が高位ケースに比べて小さいために、濃縮ウラン炉の投入規模に比べてFBRの投入規模が相対的に縮小する。したがって、 $UO_2$ 使用済み燃料発生量の減少に比べて、FBRに必要なプルトニウム量の減少規模が大きく、 $UO_2$ 使用済み燃料の余剰量は発電規模の割には下がらない結果となる。シナリオB1における設備構成と $UO_2$ 使用済み燃料貯蔵量等はそれぞれ図2.5.14と図2.5.15に示すとおりである。 $UO_2$ 使用済み燃料の余剰は、6万トン強（高位ケースで9万トン）である。したがって、このケースでもフルMOX炉の投入余地が大きく、シナリオB2では135万kWe級17基が投入される。



FBRが2030年に実用化されるシナリオB3で、発電規模が低位ケースの場合の設備構成と $UO_2$ 使用済み燃料貯蔵量等を、それぞれ図2.5.16と図2.5.17に示した。濃縮ウラン炉の利用は終了する時期は高位ケースとあまり変わらないが、濃縮ウラン炉の設備は2075年以降にはきわめて小さくなる。第二再処理工場は2030年に運開し、 $UO_2$ 燃料400トン/年、MOX燃料100トン/年の規模で操業する。 $UO_2$ 使用済み燃料の余剰は約3万トンであり、高位ケースとほぼ同量である。

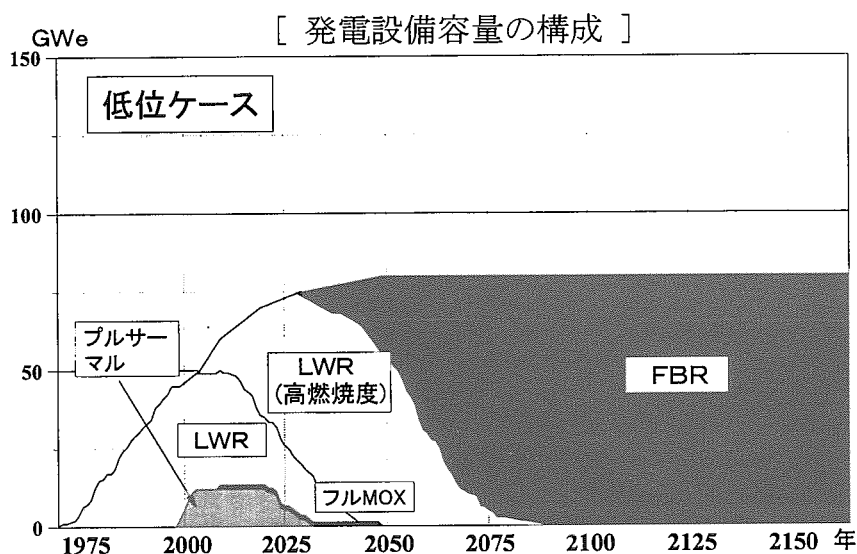


図2.5.16 FBRシナリオ (B3) -FBR 2030年

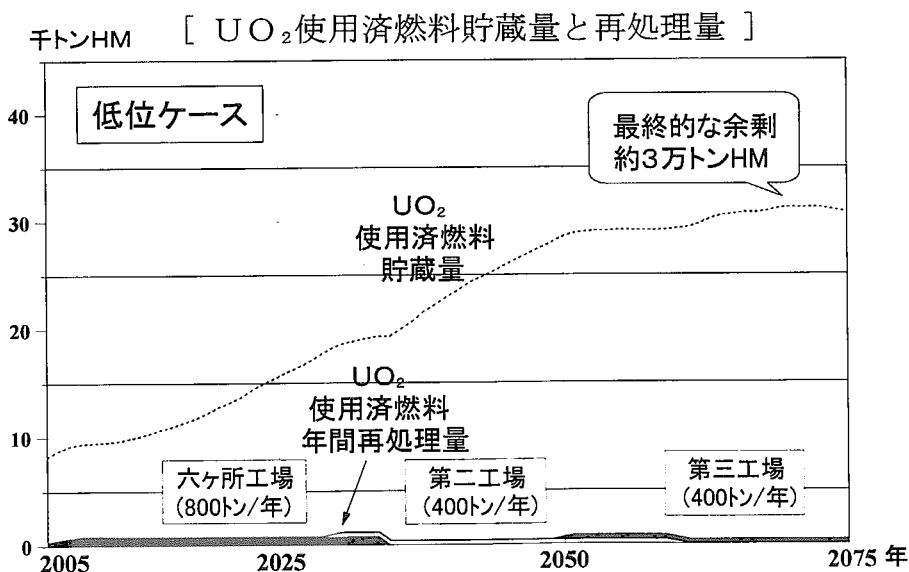


図2.5.17 FBRシナリオ (B3) -FBR 2030年

RMWR導入シナリオ

FBRの実用化を2050年としたシナリオでは、上記のようにかなり大量のプルトニウムが余剰となるため、これをフルMOX炉よりも転換比の高い炉で効率的に利用することを狙ったのが、RMWRを導入するシナリオAである。シナリオA（高位ケース）の設備構成と $UO_2$ 使用済み燃料貯蔵量等をそれぞれ図2.5.18と図2.5.19に示した。RMWRはピーク設備規模4700万kWeの規模で導入される。第二再処理工場は2020年に運開し、 $UO_2$ 燃料1400トン/年、MOX燃料500トン/年の処理を行う。

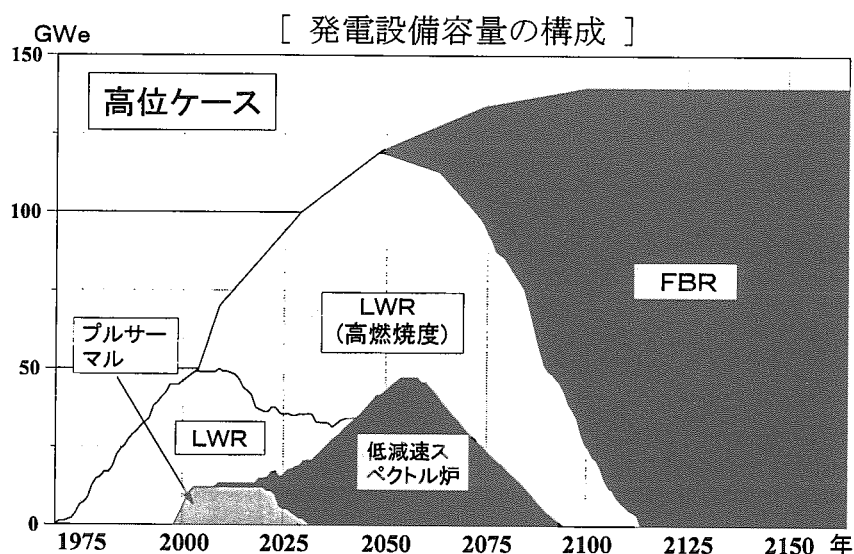


図2.5.18 RMWRシナリオ (A) -RMWR+FBR 2050年

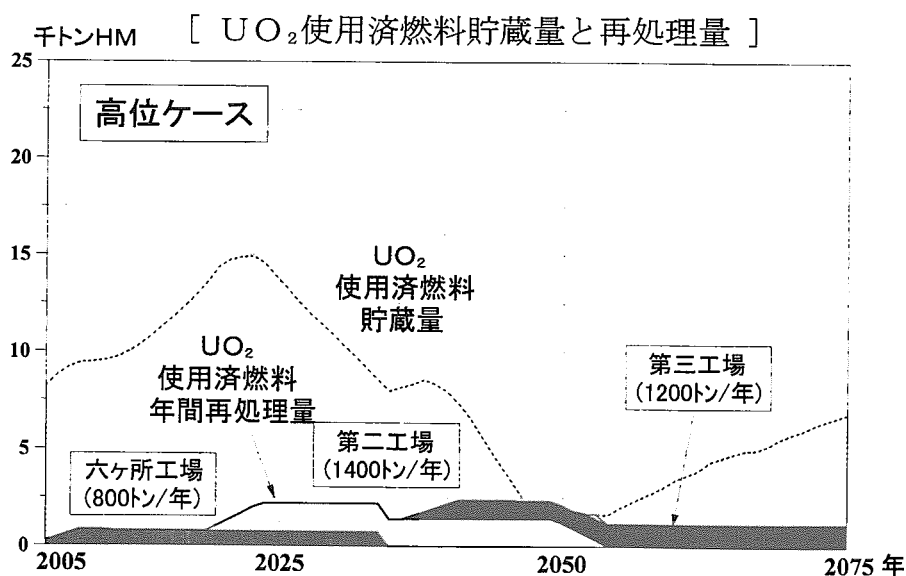


図2.5.19 RMWRシナリオ (A) -RMWR+FBR 2050年

シナリオAで、発電規模低位ケースの場合の設備構成と $UO_2$ 使用済み燃料貯蔵量等を、それぞれ図2.5.20と図2.5.21に示した。上記のとおり、低位ケースでも $UO_2$ 使用済み燃料の余剰量はあまり大きく減少しないため、RMWRはピーク時の設備規模3500万kWeと大きな投入余地がある。第二再処理工場の規模は2020年に運転開始が必要であるが、その規模は $UO_2$ 燃料が年間1200トン、MOX燃料が年間400トンと、高位ケースに比べてやや小さくなる。

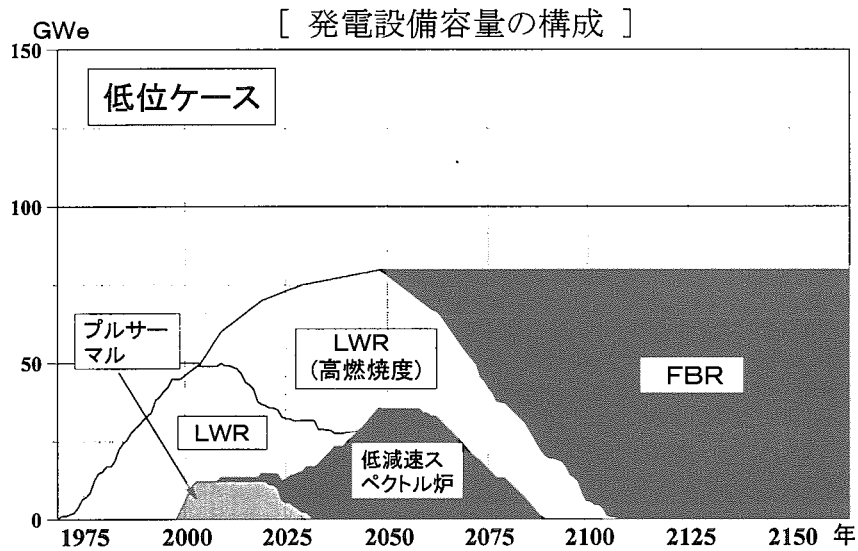


図2.5.20 RMWRシナリオ (A) -RMWR+FBR 2050年

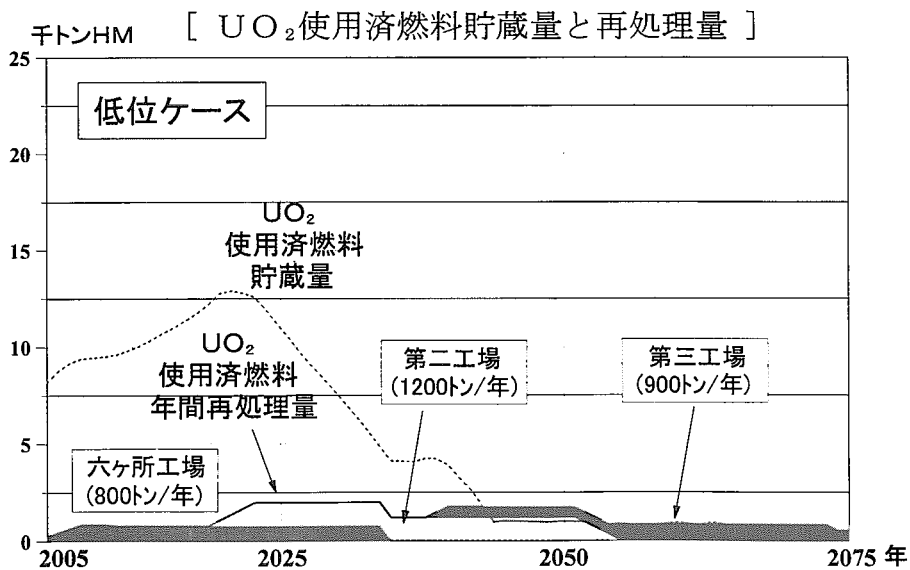


図2.5.21 RMWRシナリオ (A) -RMWR+FBR 2050年

転換比が1.01（サイクルロスを考慮した正味転換比1.0）のRMWRでも、将来設備規模がある一定水準に落ち着く場合には、濃縮ウラン炉からのプルトニウムを利用してその設備規模を拡大し、長期的には自立に至ることができる。RMWRをFBRの代替として利用するシナリオC（高位ケース）における設備構成と $UO_2$ 使用済み燃料貯蔵量等を、それぞれ図2.5.22と図2.5.23に示した。図2.5.22に明らかなように、濃縮ウラン炉の利用が終了するのは2150年過ぎであり、RMWRの自立にはきわめて長い期間が必要である。したがって、図2.5.23に示すように $UO_2$ 使用済み燃料を超長期にわたって貯蔵し、徐々に再処理していく必要がある。

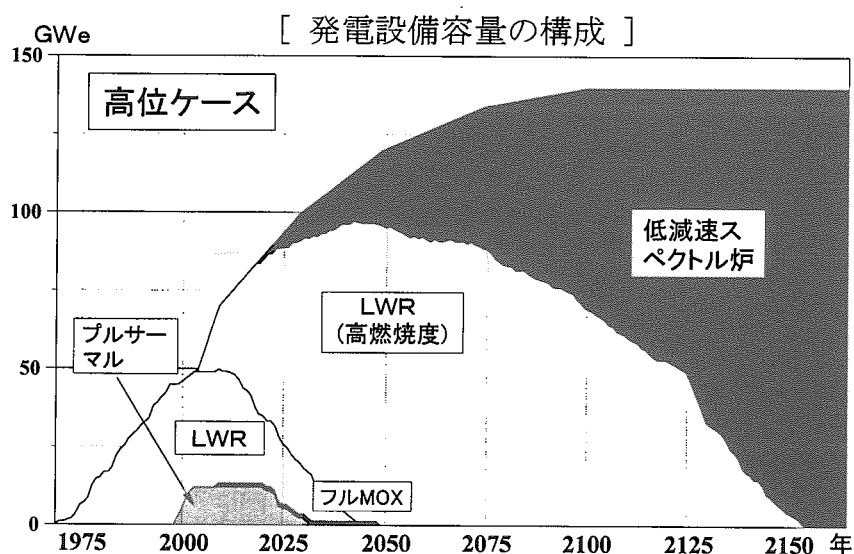


図2.5.22 RMWRシナリオ (C) -FBR代替

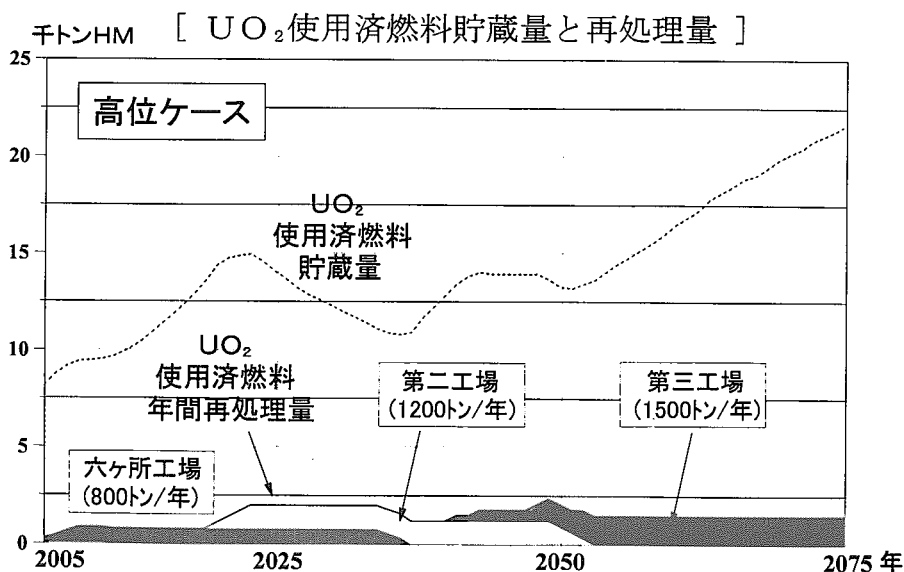


図2.5.23 RMWRシナリオ (C) -FBR代替

将来発電規模が小さい場合には、既に述べたとおり使用済み燃料の余剰量が相対的に大きくなるために、プルトニウムの需給収支が改善し、濃縮ウラン炉の利用終了時点が2150年以前に早くなる。この場合の設備構成と $UO_2$ 使用済み燃料貯蔵量等を、それぞれ図2.5.24と図2.5.25に示した。高位ケースに比べて、再処理施設の必要規模、 $UO_2$ 使用済み燃料の貯蔵量ともに小さくなっている。

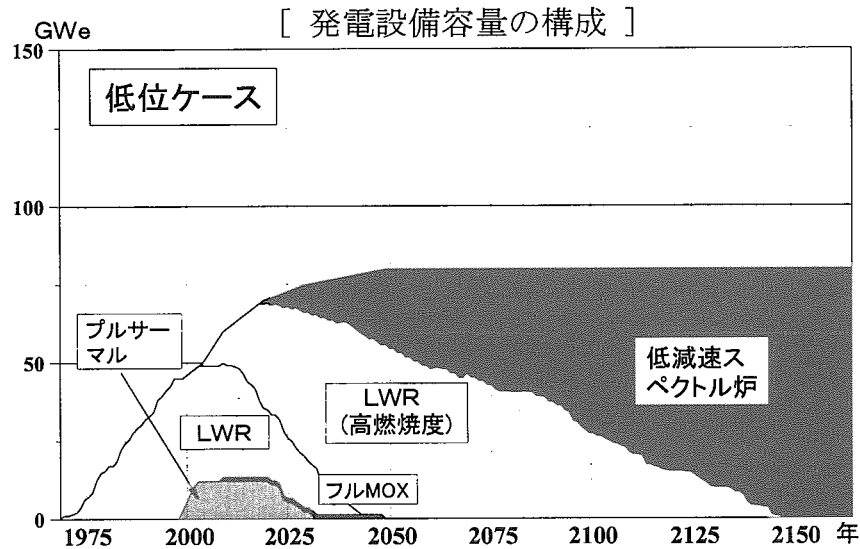


図2.5.24 RMWRシナリオ (C) -FBR代替

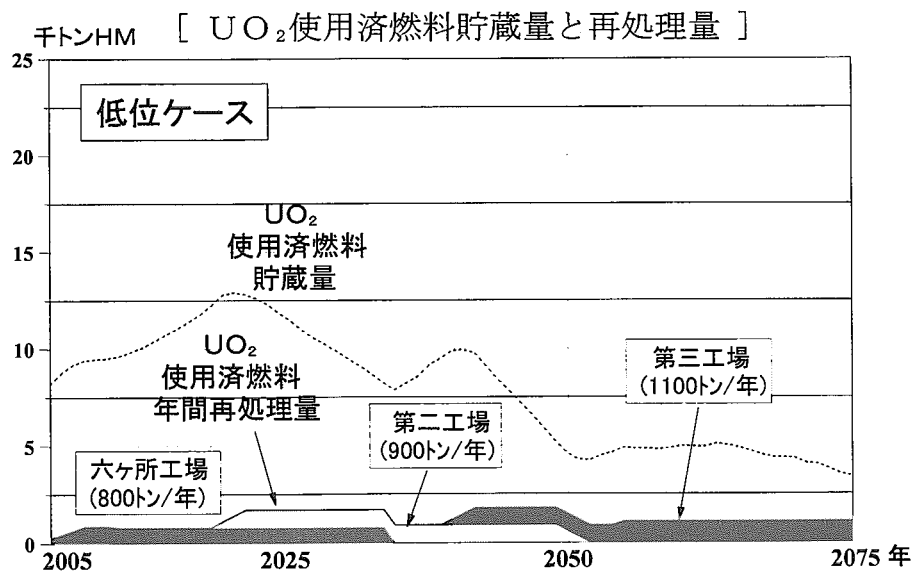


図2.5.25 RMWRシナリオ (C) -FBR代替

### 2.3 天然ウランの積算消費量

上記の各シナリオの高位ケースにおける天然ウラン積算消費量を比較したのが図2.5.26である。なお、使用済み燃料を再処理して回収されるウランのうち、U-235濃度が天然濃度以上のものは再利用されることを仮定している。

増殖炉を利用しないシナリオD1とD2では、当然のことながら天然ウラン消費量は時間とともに限りなく増大する。もし、地層中のウラン資源量（期待資源も含めて1500万トン程度とされる）の10%をわが国が利用可能と仮定すると、わが国は150万トン程度のウランを利用できることになる。しかし、シナリオD1では2075年頃に、フルMOX炉を最大限に投入するD2でも2090年頃にはこの量を超え、海水ウランの回収利用を実施しない限り、これらのシナリオは成立しないことが明らかである。

FBRが2050年から実用化されるシナリオB1では、天然ウラン消費量は153万トンである。また、ここでフルMOXを導入したシナリオB2では123万トンに低減し、約30万トンの節約となる。FBRが2030年から実用化されるシナリオB3では天然ウラン消費量は大幅に低減し、約99万トンの水準に抑制される。

RMWRをFBRの補完炉として利用するシナリオAでは、天然ウラン消費量は110万トンであり、フルMOX炉を補完炉とするシナリオB2よりも消費量をさらに13万トン低減することができる。一方、RMWRをFBRの代替として利用するシナリオCでは、天然ウラン消費量が156万トンとなり、FBRが2050年に実用化されるシナリオB1よりも若干大きくなる。また、フルMOX炉で余剰プルトニウムを利用するシナリオB2よりは33万トン大きい。

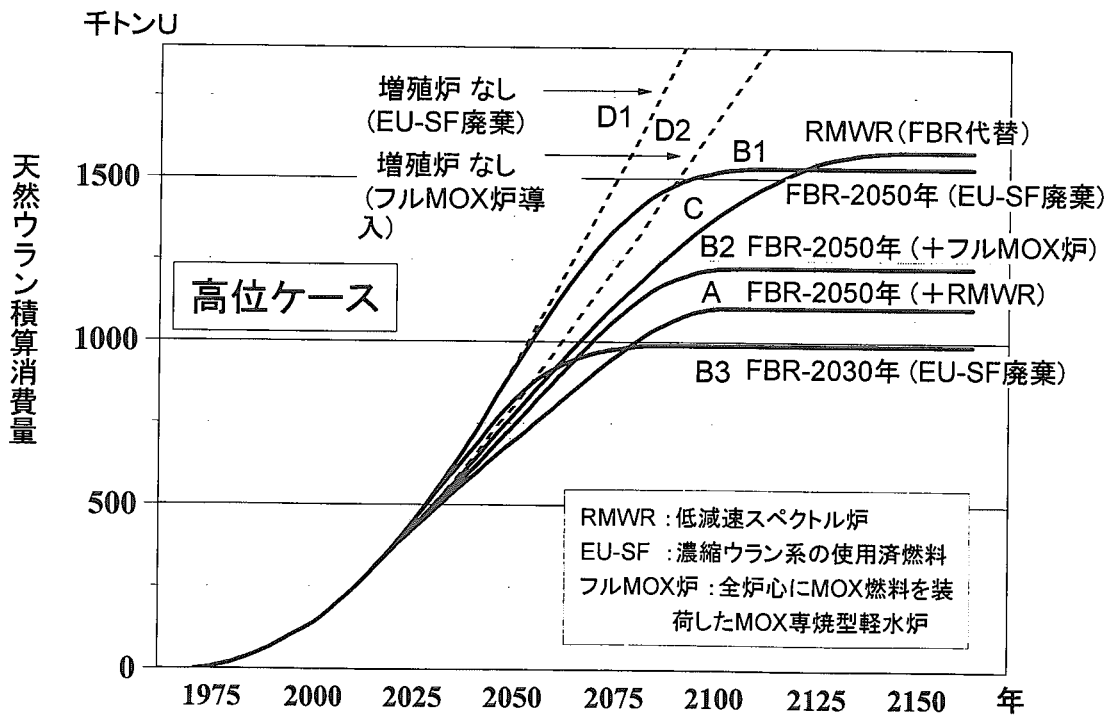


図2.5.26 天然ウランの積算消費量—高位ケース



発電規模が低位ケースの場合の天然ウラン積算消費量を図2.5.27に示した。高位ケースと比べてどのシナリオでも消費量は大幅に低減している。増殖炉を利用しないシナリオD1とD2でも、積算消費量が150万トンを超える時期が高位ケースの場合よりも遅くなり、2100年以降となるが、消費量が時間とともに増大を続け、海水ウランの利用が必要であることに変わりはない。

FBRを導入するシナリオでは、実用化が2050年のシナリオB1でも天然ウラン消費量は101万トン、さらにフルMOXを利用したシナリオB2では79万トン、実用化を2030年としたシナリオB3では69万トンの低い水準に抑制される。

低位ケースではプルトニウムの需給収支が緩和されるために、FBRと比べたRMWRの導入効果は高位ケースの場合よりも改善される。RMWRをFBRの補完炉としたシナリオAでは消費量が70万トンとなり、FBRの2030年実用化を想定したシナリオB3に匹敵する水準に抑制される。また、RMWRをFBRの代替として用いるシナリオCでも、消費量が92万トンに留まり、FBRを2050年から導入するシナリオB1よりもむしろ小さくなる。

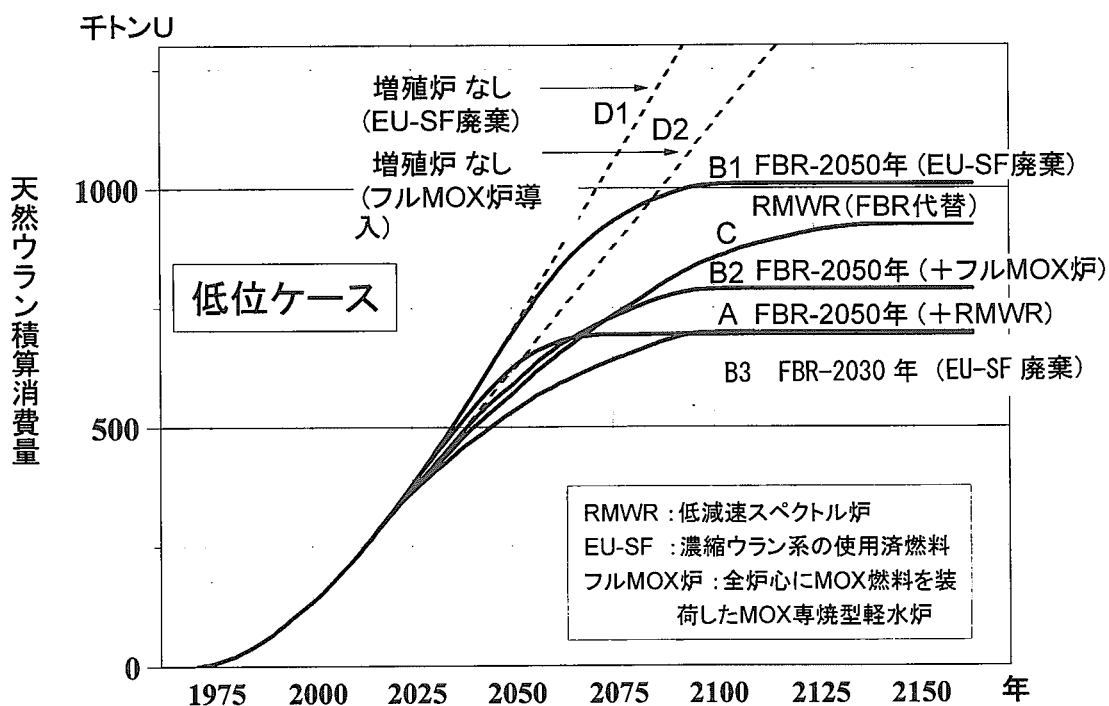


図2.5.27 天然ウランの積算消費量—低位ケース

## 2.4 分析結果のまとめ

以上の分析結果は次のようにまとめられる。

- (1) 増殖炉なしで原子力発電を行う場合には、海水ウランを利用しない限り、今後100年程度で原子力利用は終了する。

- (2)増殖比1.2程度のFBRの導入が2050年頃までに可能であれば、天然ウラン消費量は十分に低い水準に抑制できる。
- (3)FBRが2050年頃から導入される場合には濃縮ウラン炉からのプルトニウムがかなり余剰となる。そこで、RMWRを補完的に導入して、さらに天然ウラン消費量を低減する可能性もあり得る。
- (4)今後の原子力発電規模の伸びが小さい場合には、プルトニウム需給バランスが比較的容易となるために、控えめな転換比のRMWRでも、天然ウラン消費量を低い水準に抑制できる可能性がある。
- (5)多様な将来条件の下で、RMWRをFBRの本格的な代替技術とするためには、炉心特性の一層の改善が必要である。

### 3. RMWRの炉心特性と導入効果

前章では転換比が1.01のRMWRの炉心特性を使用して天然ウラン消費量の低減効果を検討したが、ここではRMWRの炉心特性がこの低減効果にどの程度影響するかを検討する。検討結果の説明に入る前に、まずこの問題の枠組みを整理する。

一般に原子力発電の将来規模が一定水準で推移し、それを最終的にすべてRMWRとするためには、ある一定量のプルトニウムが必要である。すなわち、図2.5.28に示すように将来発電規模がP (GWe) で推移するとき、これをすべてRMWRとするためには、

$$F(t) = C(t/\text{GWe}) * P(\text{GWe})$$

のプルトニウム (Cは1GWeのRMWRの導入に対して外部から補給すべきプルトニウム量) が必要となる。

一方、濃縮ウラン炉のプルトニウム生産率をD (t/GWe年) とすると、濃縮ウラン炉が上記プルトニウム量を生産するためには、

$$D(t/\text{GWe年}) * Q(\text{GWe年}) = F(t)$$

を満足する発電Qを行う必要がある。

発電量当たりの天然ウラン所要量をN (t/GWe年) とすれば、天然ウラン所要量はN\*Qで与えられる。単純化のためにNを一定と考えれば、天然ウラン消費量はQに比例するので、結局Qをいかに小さくするかがポイントになる。

ここで、まず転換比が1.0の場合を考えると、RMWRの導入のために濃縮ウラン炉が供給すべきプルトニウム量はC\*Pであり、 $Q = C*P/D$ の下でQを小さくするためには、Cを小さくする必要がある。例えば、Cを10%小さくすれば、天然ウラン消費量は10%低減する。

また、転換比が1.0を超える場合には、図2.5.28に示すようにRMWRが余剰に生産したプルトニウムをその後新設されるRMWRに使用でき、濃縮ウラン炉によるプルトニウム生産の必要量が軽減される。RMWRが濃縮ウラン炉を代替する過程でFbのプルトニウムを余分に生産できれば、濃縮ウラン炉の必要発電規模は $Q = (F - F_b)/D = (1 - F_b/F) * F/D$ となり、結局天然ウラン消費量を  $F_b/F$  の割合だけ小さくすることができる。Fbは転換比とともに大きくなるので、転換比が大きいほど天然ウランの消費量は低減する。しかし、

RMWRは現実には設備の増加分、又は濃縮ウラン炉が廃炉となったときのリプレースとして導入されるので、その導入ペースには制約があり、転換比を向上していった場合の天然ウランの低減効果は次第に小さくなる。

以上の考察に基づき、RMWRの炉心特性の中で転換比とプルトニウム所要量（外部から補給すべきプルトニウム量）が天然ウラン消費量に与える影響を分析した。なお、この分析は手法的には最適化計算コードを使用し、計算の枠組みや前提条件について上記の検討とは細部で若干異なる部分があるが、分析の趣旨が炉心特性の影響による相対的な変動をみることにあるため、特に前提条件の違いについては記述しない。詳細な前提条件及び結果については、別途報告書を作成中である。

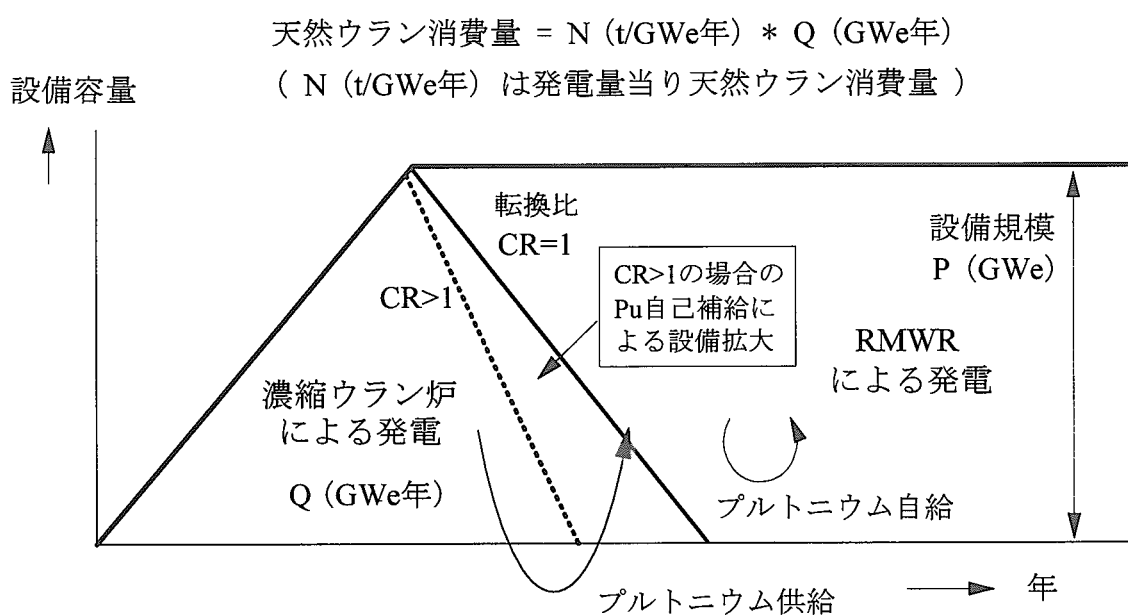


図2.5.28 転換比1.0又はそれ以上のRMWRの導入によるウラン消費の抑制

### 3.1 転換比の効果

#### 大幅改善の効果

転換比が大幅に異なる3種類のPWR型炉を対象として検討を行った。各炉型の主要特性は表2.5.4に示すとおりであり、転換比は0.98、1.03、及び1.13である。なお、プルトニウムの装荷量が炉型ごとに異なっているため、転換比の違いだけに関する厳密な比較とはならないが、ここでは影響を大雑把にみることを目的としており、これらの条件の違いは無視することとした。(表2.5.4の特性では、転換比が向上するほど、プルトニウム装荷量が小さくなるが、一方導入開始年は遅く設定しており、天然ウラン消費量に対する効果としては両者が相殺する関係にある。)

これらの炉型を投入した場合の天然ウラン消費量を図2.5.29に比較した。転換比が0.98の場合には消費量が2150年を過ぎてもほぼ直線的に増大するのに対して、1.03の場合には2100年以降増加速度が緩やかになり、2200年頃には横這いに近くなる。また、1.13の場合には2100年過ぎに横這いとなり、FBRを2050年から導入するケースと大差ない水準に留まる。このように、転換比の向上は天然ウランの消費に著しい影響を及ぼすが、特に0.98から1.03への変化、つまり1.0近傍での変化の影響が顕著である。

表2.5.4 比較炉型

	P-1	P-2	P-3
転換比	<u>0.98</u>	<u>1.03</u>	<u>1.13</u>
Pu-f (t/GWe)			
装荷量	10.8	10.2	9.0
年間装荷	2.69	2.54	2.26
年間排出	2.64	2.62	2.55
導入開始	2015年	2020年	2030年

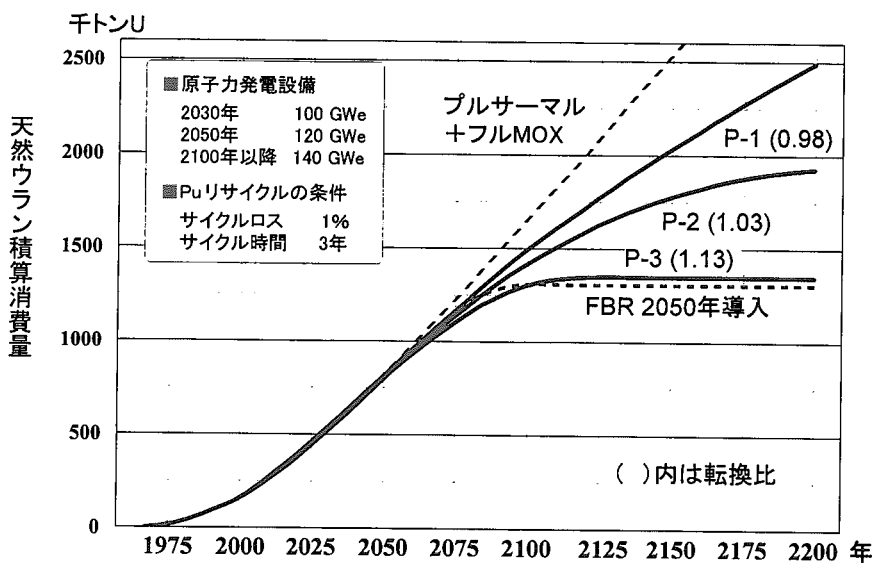


図2.5.29 転換比改善による天然ウラン消費量低減

転換比1.0近傍での改善効果

そこで、サイクルロス考慮した正味転換比が1.0の近傍でわずかに変化した場合の影響を検討した。比較ケースは表2.5.5に示すとおりであり、RMWRとしては転換比1.01のBWR型炉型を使用した。ケースAはサイクルロスを2%として正味転換比を0.99とした場

合、ケースBはサイクルロスを1%として同1.00とした場合、またケースCは上記RMWRの炉特性をわずかに変更し、正味転換比を1.005とした場合である。なお、サイクルロスを2%（再処理のロスを1%）としたケースAでは、濃縮ウラン炉によるプルトニウム生産量にもこのロスが適用されるために、天然ウラン消費量が若干大きめに出ることを注記する。

これらのケースの天然ウラン消費量を図2.5.30に比較した。上記のようにケースAでは天然ウラン消費量がやや大きめに出るため、ケースAとBの差のすべてが転換比によるものではないが、ケースBを中心として転換比が0.01低下した場合、逆に0.005上昇した場合にかなり大きな天然ウラン消費量への影響があることが示されている。

表2.5.5 比較ケース

	A	B	C
RMWR転換比	1.01	1.01	1.015
サイクルロス	2%	1%	1%
正味転換比	0.99	1.00	1.005

RMWR: BWR型炉 (Pu装荷量4.4t/GWe, 燃焼度45GWd/t)

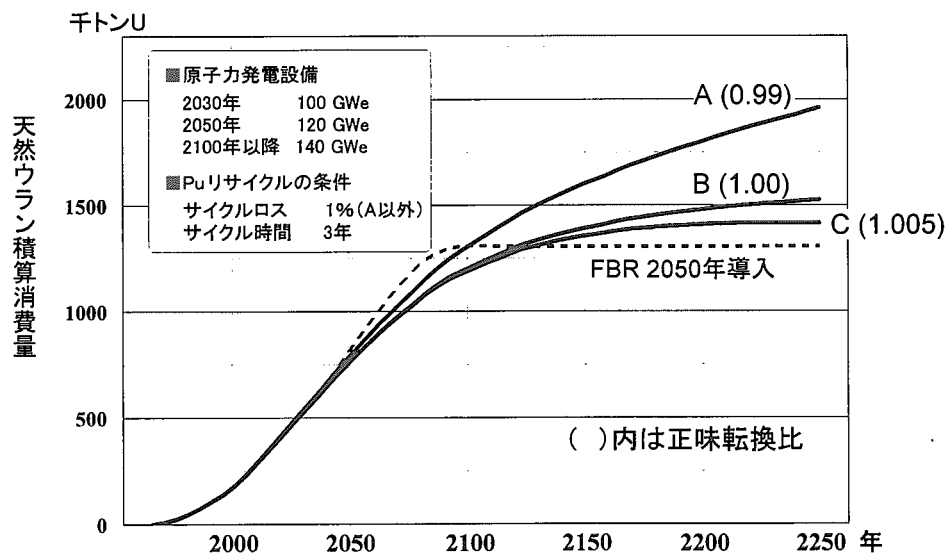


図2.5.30 転換比改善による天然ウラン消費量低減

段階的改善の効果

1.0を超える転換比の実現がすぐには難しい場合、まず控えめな転換比のRMWRを早期に実用化し、その後の技術革新によって長期的に転換比を徐々に向上させていく戦略を取

ることも考えられる。そこで、表2.5.6に示すように転換比が0.98、1.03、及び1.13のPWR型のRMWRがそれぞれ2015年、2030年、及び2050年に実現される場合（ケースA）、また1.03と1.13のRMWRがこれよりやや遅れて実用化される場合（ケースB）を考え、このような段階的改善がないケースC（1.03のRMWRが2020年から実用化）、及びケースD（1.13のRMWRが2030年から実用化）と比較した。なお段階的改善ケースでは、高転換比の炉が利用可能となった後も、過去に建設された低転換比の炉はそのまま運転を続けるものと仮定した。

これらのケースの天然ウラン消費量を図2.5.31に比較した。段階的に転換比が改善し、最終的に1.13まで上昇すると想定したケースAとBでは、2150年以前に天然ウランの利用はなくなる。特に、2050年に1.13に到達するケースAでは、2030年から1.13のRMWRが実用化されると想定したケースDと同程度の消費量に抑制されることが示されている。

表2.5.6 比較ケース

[ 各種転換比の低減速スペクトル炉の導入開始可能年 ]

	A	B	C	D
PWR-1(0.98)	2015年	2015年	—	—
PWR-2(1.03)	2030年	2040年	2020年	—
PWR-3(1.13)	2050年	2070年	—	2030年

ケースA、Bでは長期的技術進歩による転換比の向上を想定

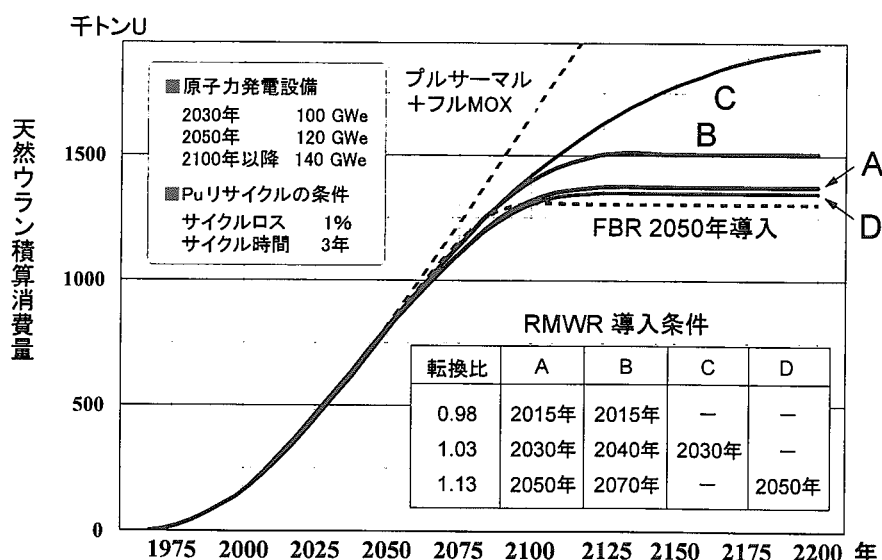


図2.5.31 転換比改善による天然ウラン消費量低減

### 3.2 プルトニウム所要量の効果

#### PWR型炉とBWR型炉の設計例の比較

RMWRの導入に必要なプルトニウム量の違いがウラン資源の消費量にどの程度の影響を与えるかをみるために、プルトニウム装荷量が大きく異なるPWR型とBWR型の設計例を用いて比較を行った。対象炉型の主要特性は表2.5.7に示すとおりであり、PWR型のP-2は転換比1.03でプルトニウム装荷量（炉内インベントリ）10.2トン、BWR型のB-1はそれぞれ1.01、4.4トンである。導入開始はいずれも2020年とした。

これら2種類の炉を投入したときの天然ウラン消費量を図2.5.32に比較した。P-2の方が転換比は0.02も高く、上記の転換比改善の効果を考慮すればかなり有利である。しかし、P-2はプルトニウム装荷量がきわめて大きいため、天然ウラン消費量は逆にB-1を投入したケースよりもはるかに大きくなることが、図2.5.32に示されている。

表2.5.7 比較炉型

	P-2	B-1
転換比	1.03	1.01
Pu-f (t/GWe)		
装荷量	10.2	4.4
年間装荷	2.54	1.69
年間排出	2.62	1.71
導入開始	2020年	2020年

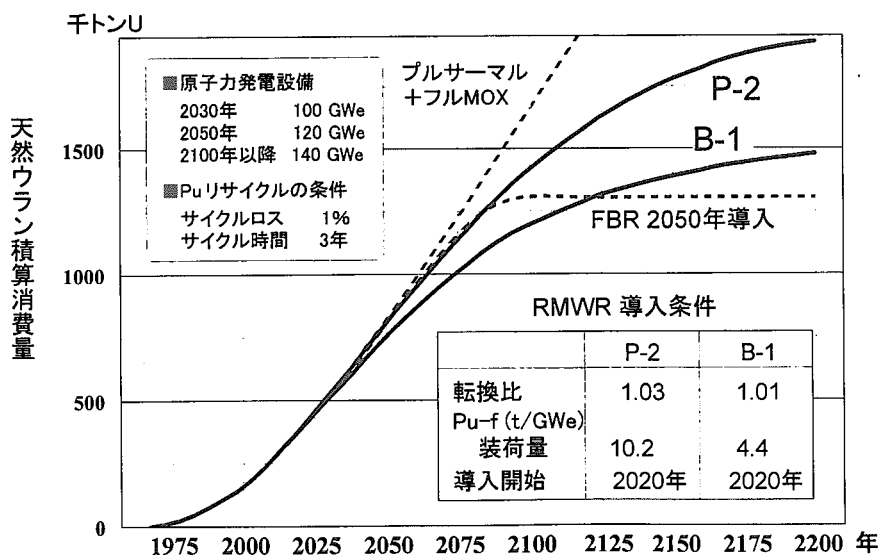


図2.5.32 Pu所要量による天然ウラン消費量の変化

同一転換比での比較

この節の最初に述べたように、厳密に言えば、自己リサイクルが始まる以前に外部から供給すべきプルトニウムの量が、天然ウラン消費量に影響する。そこで、同一転換比の2種類のBWR型炉を対象として、より詳しくプルトニウム所要量の影響を検討した。表2.5.8に示すように、B-1は初期装荷量4.4トン、年間装荷量1.69トンであり、リサイクルの時間遅れを考慮すると、初期装荷量+3年分の年間装荷量を外部から供給する必要があるために、結局1GWeのB-1を投入するとき濃縮ウラン炉から供給すべきプルトニウム量は9.47トンとなる。一方、B-2では同様に9.01トンのプルトニウム供給が必要である。

この両炉型を投入した場合の天然ウラン消費量を図2.5.33に示した。B-1は、初期インベントリはB-2の5.8トンよりもかなり小さいが、燃焼度が低いために年間の所要量が大きく、上記のように濃縮ウラン炉が供給すべきプルトニウム量は約5%大きい。その結果、この図に示すように、B-1投入ケースでは天然ウランの消費量が若干大きくなる。

表2.5.8 比較炉型

	B-1	B-2
転換比	1.01	1.01
Pu-f (t/GWe)		
装荷量	4.4	5.8
年間装荷	1.69	1.07
初期所要量*	9.47	9.01

\* Puの回収-再装荷が始まるまでの全所要量

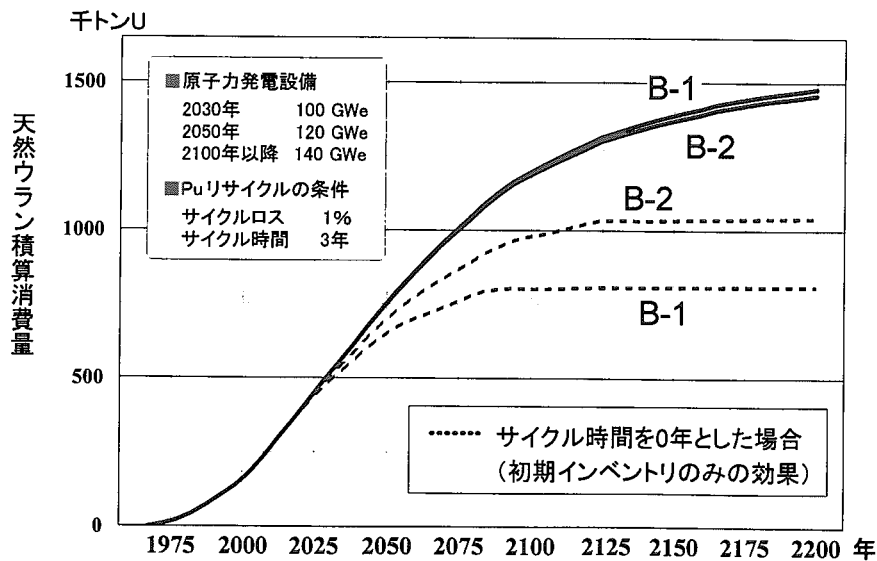


図2.5.33 Pu所要量による天然ウラン消費量の変化



なお、図2.5.33に示すようにサイクル時間を0としたときの天然ウラン所要量も比較した。この場合には、運転開始後直ちにRMWRの自己リサイクルが始まるために、初装荷分のプルトニウムのみを濃縮ウラン炉から供給する必要がある。その結果、初装荷量の小さいB-1を導入したケースの方が天然ウラン所要量は小さくなる。B-1の初装荷量はB-2の76%相当であり、一方、B-1投入ケースの天然ウラン所要量はB-2投入ケースの77%相当となった。すなわち、ほぼプルトニウム初装荷量の比率に応じて天然ウラン所要量が低減することが確認された。

### 3.3 分析結果のまとめ

上記の分析結果は次のようにまとめられる。

- (1) 転換比とプルトニウム所要量は、ともに天然ウラン消費量に大きく影響する。本検討時点での設計例では特に、
  - －PWR型炉では単位出力当りのプルトニウム所要量を小さくすること
  - －BWR型炉では転換比を向上させること
 が必要である。
- (2) 燃料サイクルロスを考慮した正味転換比が1.0の近傍では、転換比のわずかな向上でも天然ウラン消費量を著しく低減できる。したがって、プルトニウム所要量を大きく増加させない範囲で、転換比を若干向上させるような設計が必要とされる。
- (3) 低減速スペクトル炉は軽水炉技術に立脚しているので、早期に控えめな性能の技術を実用化し、その後利用経験を積み重ねながら徐々に性能を向上させてFBRの代替技術となり得る性能を実現する戦略をとることも可能である。

## 4. おわりに

低減速スペクトル炉の炉心特性の在り方は、原子力長期戦略の中でこの炉をどのように位置づけるかに応じてかなり異なったものとなる。ここでは、FBR代替の可能性を追求する視点から、資源論に立脚して現行設計の低減速スペクトル炉の導入効果、及び炉心特性の改良課題について検討した。この視点からの検討としては、今後さらに前提条件が変化した場合の影響について検討を深める必要がある。

一方、低減速スペクトル炉は、多重リサイクル、高燃焼度化を実現することによって、FBR補完炉としても優れた効果を発揮する可能性がある。したがって、経済性の評価を含め、この側面に焦点を当てた分析も今後必要とされている。

## コメント・質疑応答内容

Q (日比/三菱) : 導入の仕方についてちょっと教えていただきたい。転換比を変える場合は炉心はそのままで燃料だけが順次変わっていくのですか。廃炉をしないという前提なのですか。例えば転換比が 1.0 の炉心であれば、それが廃炉になるまで 1.1 の炉心が入らないということですか。

A : 転換比が段階的に向上する場合の方法だと思うのですが、今回の分析では廃炉になるまで古い転換比のものはそのまま、新しいものだけが新しい性能をもつという想定でやっております。ですから古いものも改修して変えていけるのでしたら効果は当然大きくなると思います。そういった検討は今後の課題です。

Q (佐々木/サイクル機構) : 転換比 1.01、炉外ロス率 1%ということはまさにバランスしているわけですね。ということは、最終的に低減速スペクトル炉が自立できる時代がありますという説明をされたのですが、それはあくまでも Pu の Decay 効果を多分無視されていて、そういう条件のもとに自立できますということで、実態としては最終的には自立出来てないのですね。

A : いえ、それは言い切れないと思います。今おっしゃったように、また私もさきほど申しましたが、Pu241 の Decay は確かに考慮しておりません。その理由は、考慮すると非常に計算が複雑になるからです。ただし、Pu241 の Decay の効果を受けやすいシナリオだと考慮しなくていいとは言えないのですが、使用済み燃料の貯蔵期間が比較的短くてすむようなシナリオをえがけば、効果はあまり出てこないのです。ですから今のこの結果に致命的にそのことが影響しているとは思いません。ただいずれにしても非常に重要なファクターですから、今後の検討には何らかの形で考慮していきたいと考えています。

Q (黒田/原電) : Full-MOX 炉が割と低減速スペクトル炉に近い性格で、特に FBR の代替にしない場合に使うやり方ではあまり低減速スペクトル炉の特徴が出ていないような感じがするのですが、Full-MOX に対して低減速の優位性という観点ではどういうことなのでしょう。

A : 私の今回の検討はあくまで資源論的な検討で、天然ウランの消費量が最終的な評価指標でして、その観点からは Full-MOX 炉よりはかなり天然ウラン消費量を下げられる。理由は少し途中で触れましたけれども、転換比が高い、Pu を自分に入れられること、マルチサイクルということ。やはり Full-MOX の場合は FBR の導入時期により中期的には Pu バランスが厳しくなる。そういったメリットを考慮して、低減速スペクトル炉は補完的な役割でも Full-MOX をさらに発展させたものというふうにとらえることが資源論的な観点からできる。

Q (平岡/電中研) : さきの大久保さんの発表にはなかったのですが、BWR の場合プルトニウム装荷量が 4.4 t とこんなに小さいのですか。

A : そういう設計例を使っています。

C (大久保/原研) : これは竹田さんの RBWR です。(笑)



## 2.6 熱流動実験・解析研究

(Experimental and analytical study on thermal hydraulics in reduced-moderation water reactors)

秋本 肇・新谷文将・大貫 晃・吉田啓之・呉田昌俊  
Hajime AKIMOTO, Fumimasa ARAYA, Akira OHNUKI, Hiroyuki YOSHIDA, Masatoshi KURETA

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

### 1. はじめに

原研では、将来型炉のオプションとして、低減速スペクトルの研究開発を進めている。低減速スペクトル炉とは、減速材の割合を減らし中性子の減速を抑制することで中性子エネルギーの高い領域を利用する水冷却炉のことである。低減速スペクトル炉では、転換比が高速炉のように1を越える可能性がある。また、燃料の燃焼に伴って核分裂物質が生産されるため、高燃焼度・長期サイクル運転を実現できる可能性がある。このような特徴を持つ低減速スペクトル炉に対して、ウラン資源の有効利用、プルトニウムの有効利用、設備利用率の向上、定期検査費用の低減、放射性廃棄物発生量の低減などの効果が期待されている。

低減速スペクトル炉心では、燃料に対しての減速材の割合を小さくする必要がある。現行軽水炉では燃料棒間ギャップが3mm程度の燃料集合体を用いているのに対して、低減速スペクトル炉では燃料棒間ギャップが1mm程度の稠密な燃料集合体を用いる必要がある。このため、炉心部での圧力損失が大きくなる、あるいは冷却材の体積割合が小さくなるなど、熱的にはかなり厳しい条件になる。また、長期サイクル運転やブランケット領域のために炉心内の出力分布が現行炉に比べてかなり複雑であり、局所出力ピーキング係数も大きくなることが予想されている。そこで、低減速スペクトル炉心の熱的成立性を検証することを目的として、実験及び解析を進めている。

本報告では、低減速スペクトル炉心の熱的成立性評価の現状についてまとめる。

### 2. PWR 炉心の熱的成立性評価

PWR 炉心については、重水冷却型 PWR 炉心を対象として、

- (1) 稠密格子に対する限界熱流束実験
- (2) 定格運転時冷却限界の評価、及び
- (3) 大破断 LOCA 再冠水時の冷却挙動について検討した。

#### 2. 1 稠密格子に対する限界熱流束実験

低減速スペクトル炉は燃料棒間ギャップ幅 1mm 程度である。これまでの限界熱流束実験ではギャップ幅 1mm 程度の公開データがなかった。そこで、稠密格子体系での限界熱流束実験を行い、低減速スペクトル PWR 炉の熱的成立性評価のための基礎データを取得した。

実験は、既設の限界熱流束実験装置を用いて行った。主な試験条件を表 2.6.1 に示す。7本の模擬燃料棒の中心ピン発熱量を周辺の模擬燃料棒よりも 17% 高くして試験を行い、中心ピンで限界熱流束が発生するようにした。

実験で得られた結果を炉心設計で使用しているサブチャンネル解析コード COBRA-IV-I を用いて解析した。解析には、熱設計と同様に、KfK 限界熱流束相関式を用いた。図 2.6.1 に、解析で得られた限界熱流束の実験値に対する比 (ECHF) を示す。ギャップ幅  $g$  が 1.5mm のケースでは、ECHF は 0.6 ないし 0.9 であった。また、ギャップ幅  $g$  が 1.0mm のケースでは、0.4 ないし 0.6 であった。この結果から、炉心熱設計解析で使用している COBRA-IV-I コードと KfK 限界熱流束相関式により、十分余裕のある限界熱流束評価がなされていることが確認できた。

表 2.6.1 限界熱流束試験の試験条件

項目	条件
圧力	15.5 MPa
入口温度	240~320 °C
質量流束	1000~4400 kg/m <sup>2</sup> s
模擬燃料棒径	9.5 mm
燃料棒間ギャップ幅	1.0, 1.5 mm
燃料棒配列	三角配列
燃料棒本数	7本
発熱分布	ピーキング係数 1.35 チョップドコサイン分布

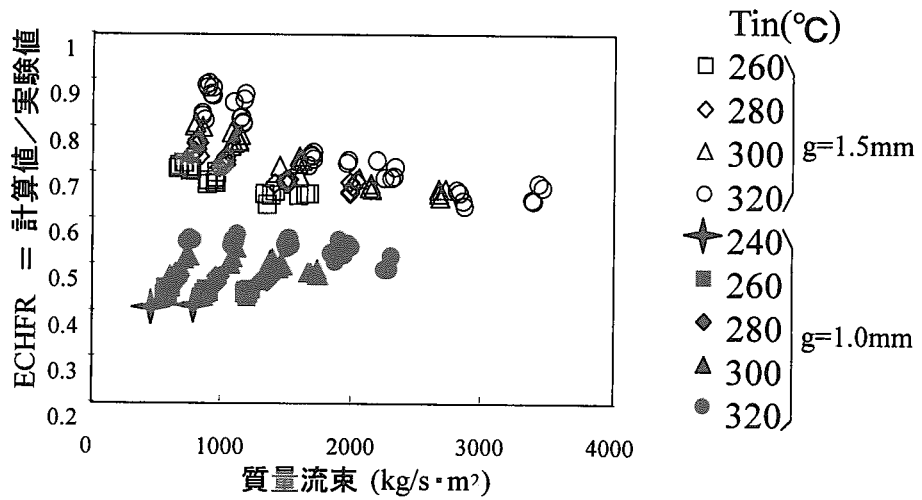


図 2.6.1 稠密格子による限界熱流束実験 (KfK 限界熱流束相関式との比較)

2. 2 定格運転時冷却限界の評価

図 2.6.2 に重水冷却型 PWR 炉の炉心構成を示す。炉心は六角形の集合体 313 体で構成される。そのうち 103 体は（核分裂性物質の割合が小さい）ブランケット部分のみで構成される集合体である。この集合体を「ブランケット集合体」と呼ぶことにする。残りの 210 体の集合体は、軸方向に 2 段の（核分裂性物質の割合が大きい）シード部分を持ち、上下部及び中間部にブランケット部分を有する。このような集合体を「シード集合体」と呼ぶ。シード集合体には上下部及び中間部にブランケットを有するもの（図 2.6.2 の A）と上下部にのみブランケットを有するもの（図 2.6.2 の B）の 2 種類がある。それぞれを「内部ブランケットありシード集合体」、「内部ブランケットなしシード集合体」と呼ぶことにする。

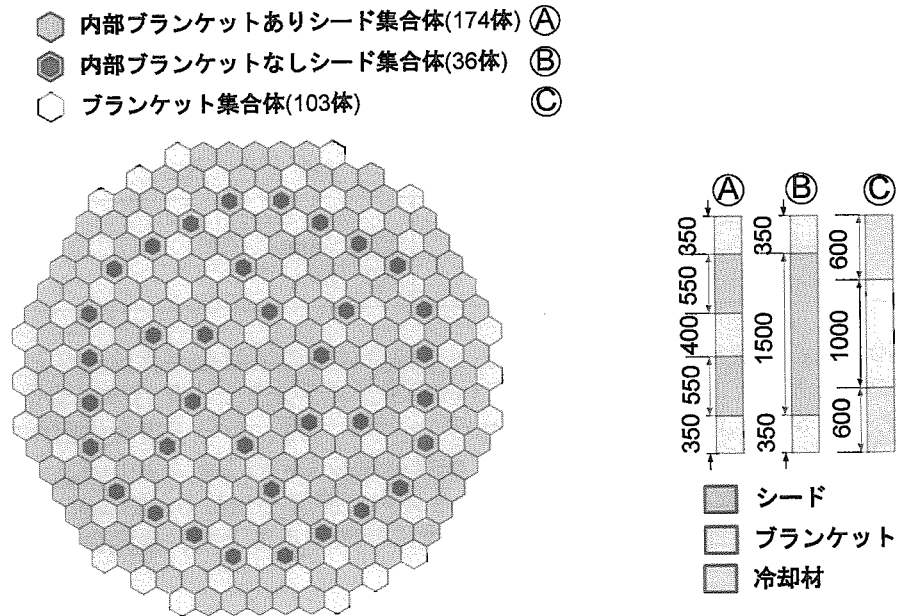


図 2.6.2 重水冷却型 PWR 炉の炉心構成

シード集合体とブランケット集合体の発熱量を比較すると、シード集合体の発熱量は、ブランケット集合体の発熱量の 10 倍以上である。熱設計に先立って、既存 PWR と同様に均一に冷却材を流入させるとシード集合体において沸騰が起こるため何らかの対策が必要であることがわかった。そこで、以下の方針に基づき熱設計を行い、定格運転時の冷却限界を評価することとした。

- (1) 各集合体にチャンネルボックスを設け、冷却材の横方向の流動を抑止する。
- (2) ブランケット集合体の下部（あるいは上部）に流動抵抗を設置し、シード集合体及びブランケット集合体で冷却材流量を調節する。

解析には、サブチャンネル解析コード COBRA-IV-I と KfK 限界熱流束相関式を用い、乱流混合係数は 0.003 とした。解析は、集合体単位で行い、3 種類の集合体の中で出力最大のものを対象とした。また、シード集合体内での局所ピーキング係数としては 1.1 を仮定し、保守的な評価となるように流路が狭い制御棒周辺に高出力棒を配置した。解析には、平成 11 年 12 月時点で得られていた核設計結果を反映させた、軸方向出力分布・燃料棒径等の炉心形状を与えた。表 2.6.2 に主な解析条件を示す。

表 2.6.2 PWR 型炉心熱設計の解析条件

項目	条件
炉心熱出力	2,900 MWt
一次冷却材圧力	15.4 MPa
一次冷却材流量	82,560m <sup>3</sup> /h (改良型 PWR の 80%)
一次冷却材温度	290 °C (炉心入口)
集合体出力ピーキング係数	
内部ブランケットありシード集合体	1.649 (BOC) 1.598 (EOC)
内部ブランケットなしシード集合体	1.768 (BOC) 1.722 (EOC)
ブランケット集合体	0.162 (BOC) 0.224 (EOC)
シード集合体内局所出力ピーキング係数	1.1
シード集合体	
燃料棒径	9.5 mm
燃料棒間ギャップ幅	1.0 mm
ブランケット集合体	
燃料棒径	17.7 mm
燃料棒間ギャップ幅	1.0 mm

全炉心の冷却材流量を一定とし、ブランケット集合体への流量をパラメータとして解析した。集合体出口での最大ボイド率の結果を図 2.6.3 に示す。ブランケット集合体流量を 100%としたケース（すなわち、炉心入口で均一に流入させたケース）では、シード集合体出口での最大ボイド率が 0.2 ないし 0.4 であり、シード集合体内で沸騰を生じていることがわかる。一方、ブランケット集合体流量を小さくすると、ブランケット集合体内で沸騰を生じる。図 2.6.3 より、ブランケット集合体流量をシード集合体への流量の 45%程度に制限することで、全集合体で沸騰を生じないことがわかる。

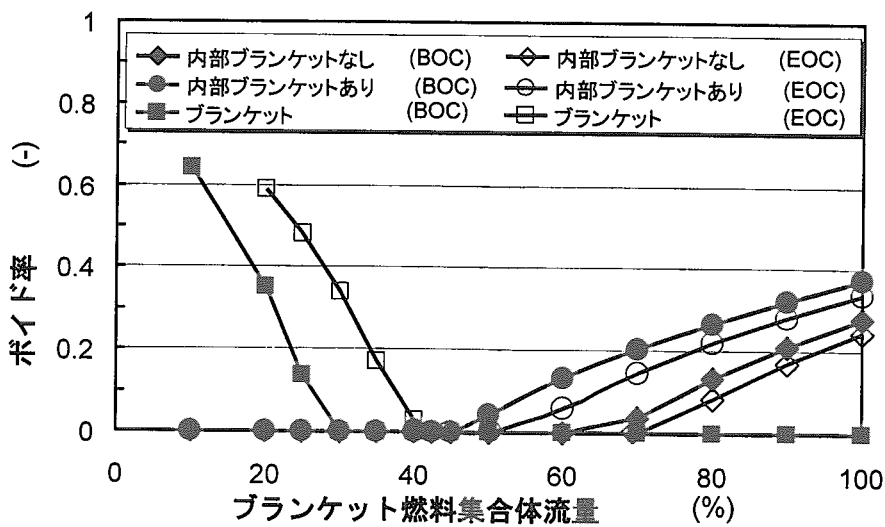


図 2.6.3 重水冷却型 PWR の集合体出口での最大ボイド率

図 2.6.4 にブランケット集合体流量をシード集合体流量の 45%程度に制限した場合の DNBR 評価結果を示す。この場合の最小 DNBR は 1.35 であった。従来の PWR 解析では、最小 DNBR が 1.3 以上であることが、一つの目安とされている。また、2.1 節で述べた稠密格子に対する限界熱流束実験からは COBRA-IV-I コードと KfK 限界熱流束相関式により、十分余裕のある限界熱流束評価がなされていることが確認されている。これらのことから、定格運転時には十分な熱的余裕を有することが確認できた。

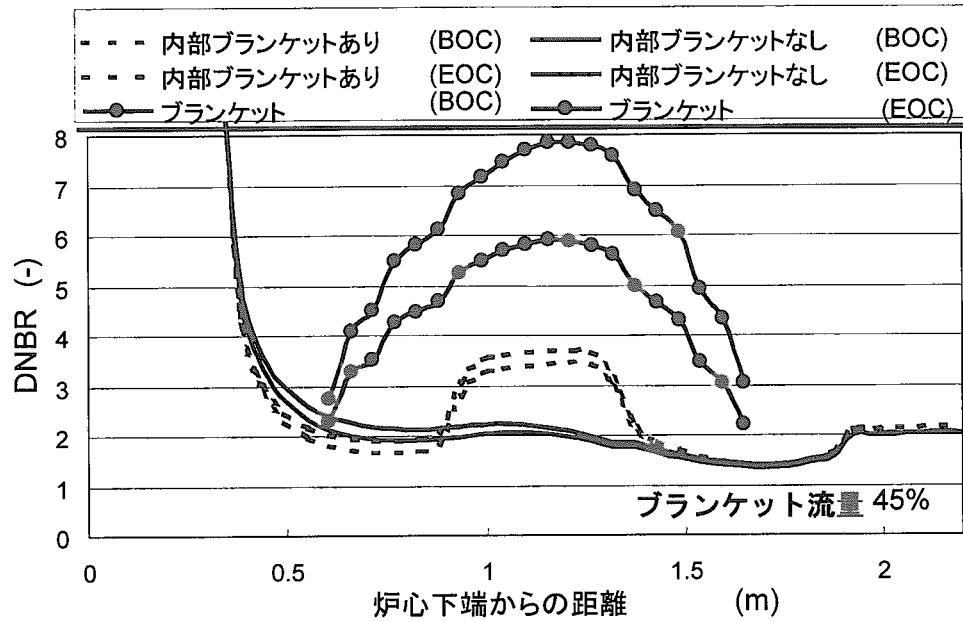


図 2.6.4 重水冷却 PWR 炉に対する DNBR 評価結果

以上の解析から、各集合体にチャンネルボックスを設け、ブランケット集合体の流量をシード集合体流量の 45%程度に制限することで、定格運転時には十分な熱的余裕を持つ設計が可能であることがわかった。

### 2. 3 大破断 LOCA 再冠水時の冷却挙動

現行 PWR の熱設計において、炉心出力の上限値は大破断 LOCA 再冠水時の冷却により制限されている。低減速スペクトル PWR 炉では、現行 PWR に比べて炉心部圧力損失が大きくなるため、再冠水時の冠水速度が小さくなることが予想される。また、冷却材の体積割合が小さいため、炉心上部で蒸気単相冷却となり冷却が悪くなることが懸念される。このような条件を考慮して、大破断 LOCA 再冠水時の炉心冷却挙動について検討した。

図 2.6.5 に解析体系の概要を示す。解析では平成 11 年 3 月時点での低減速 PWR 炉の設計案を対象とした。炉心では MOX 燃料集合体とブランケット集合体がそれぞれリング状に配置されている。この体系の半径方向を切り出した 2 次元モデルを解析対象とした。(領域 1 が炉心中心領域に相当する。) 検討の第一段階として、炉心部分のみを対象とし、ECC 水は下部プレナムまたは上部プレナムに直接注入した。

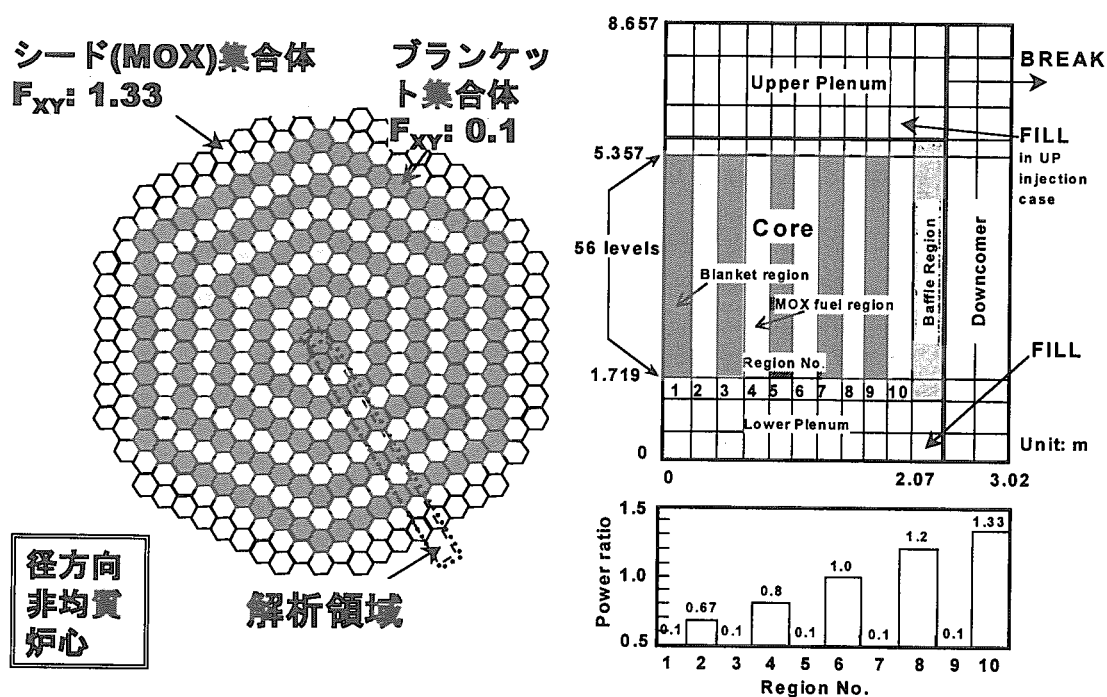


図 2.6.5 重水冷却 PWR 型炉再冠水解析の解析体系

表 2.6.3 に主な解析条件を示す。上部プレナム圧力を 0.2MPa とした。再冠水開始時の被覆管最高温度、初期ピーク線出力及び崩壊熱曲線は現行 PWR の安全評価で用いられている条件を用いた。これらの条件は低減速スペクトル PWR 炉に対してはかなり保守的な条件と思われるが、特性が不明確であったため、そのまま使用することとした。下部プレナムへの ECC 水注入流量と炉心入口水温は既存炉の安全評価条件を参考にして与えた。また、上部プレナムへの注入条件は水温を 343K で一定とし、流量を解析パラメータとした。



表 2.6.3 PWR 型炉心再冠水解析の主要条件

項目	条件	備考
圧力	0.2 MPa	* 1
再冠水開始時の被覆管最高温度	1070 K	* 1
再冠水開始時の最高線出力密度	1.58 kW/m	* 1
崩壊熱曲線	(ANS+Actinides)x1.02 (スクラム後 40 秒)	* 1
下部プレナム注入条件 冠水速度 水温	10 cm/s~2 cm/s 383 K	* 2
上部プレナム注入条件 注入流量 水温	下部プレナム注入流量の 10 倍 343 K	

- \*1) 既存 4 ループ PWR の安全評価解析条件に準拠
- \*2) 既存 4 ループ PWR の炉心冠水条件を下部プレナム注入により模擬

図 2.6.6 に各時刻における被覆管温度の最高値を示す。被覆管温度の最高値は出力最大の領域 10 でみられた。下部からの冠水 (①) だけでは被覆管最高温度は 2000K 以上であり、何らかの冠水速度の増大策が必要であることがわかった。上部プレナムへの注水を同時に行った場合 (①+②または①+③) には、炉心中央 (領域 1 側) のブランケット集合体から落水した ECC 水が領域 10 の高出力部分に回りこんで炉心冷却が達成されている。このことから、再冠水時の炉心冷却を達成するためには現行炉に比べて炉心冠水速度を増大させる何らかの方策が必要であること及び上部プレナム注入の併用が炉心冠水速度の増大策として有望であることがわかった。

今後、核設計及びシステム設計の詳細化に対応させて、より詳細な解析条件で検討を行い、設計の最適化に役立てる予定である。

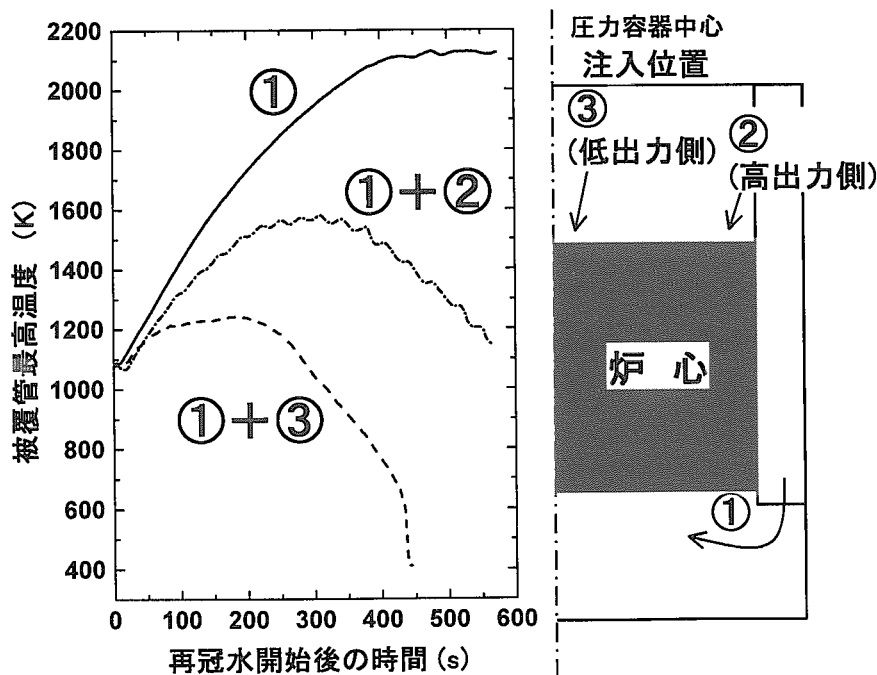


図 2.6.6 重水冷却 PWR 型炉に対する再冠水解析結果 (被覆管温度の最高値)

### 3. BWR 炉心の熱的成立性評価

BWR 炉心については、設計オプションとして検討されている以下の3炉型を対象として定格運転時の冷却限界を評価した。

- (1) ブランケットなし BWR 型炉
- (2) 長期サイクル運転 BWR 型炉
- (3) 高転換比 BWR 型炉

#### 3.1 ブランケットなし BWR 型炉の定格運転時冷却限界の評価

ブランケットなし BWR 型炉は、高転換比を達成しつつ、ABWR の燃料集合体と互換性の高い正方集合体を用いることを設計目標とした炉である。これまでに核設計で検討された集合体内の燃料棒配列は図 2.6.7 に示すように高転換比型と高出力型の2種類がある。高転換比型では、太径燃料棒（外形 15.17mm）を正方に配列し、流路内に水排除用に中空ロッド（外径 7.6mm）を設置して炉心内の減速材（水）の割合を小さくしている。高転換比型は、転換比 1.1 が達成できるもののボイド反応度係数を負にするために燃焼度及び炉心出力を高くできない（炉心出力は ABWR の 60%）という問題がある。高出力型は、ABWR と同程度の炉心出力を目指した設計であり、高転換比型で用いられた水排除棒をなくした構成になっている。高出力型では、プルトニウム富化度の高い部分（H 部）と低い部分（L 部）を軸方向に交互に配置することで高転換比を達成している。

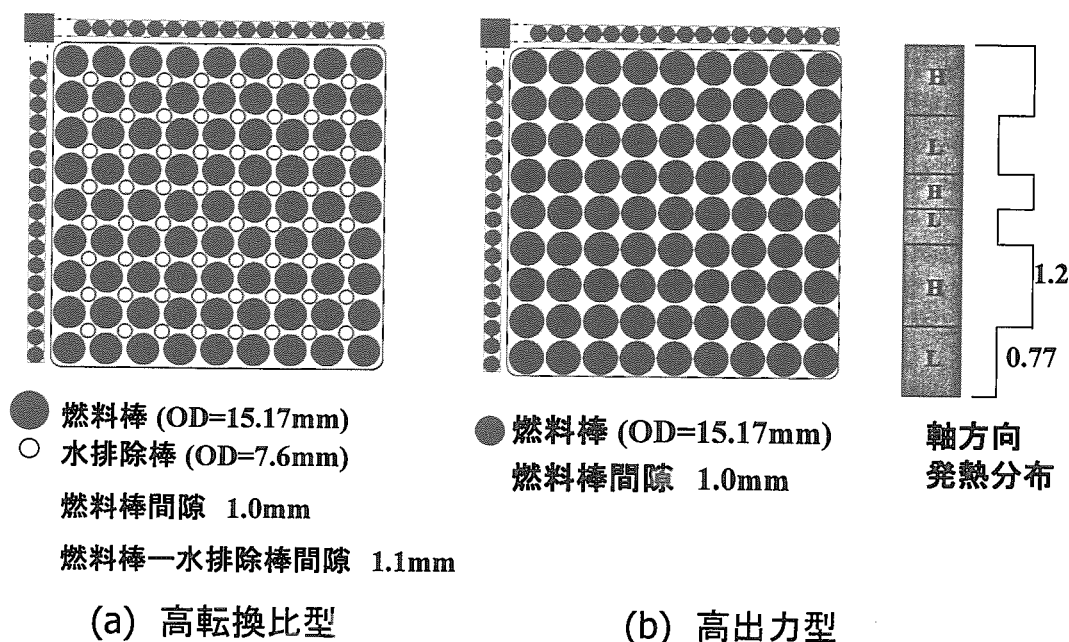


図 2.6.7 ブランケットなし BWR 型炉の燃料棒構成

上述のブランケットなし BWR 型炉を対象として、定格運転時の冷却限界を評価した。解析は、TRAC-BF1 コードを用い、炉心部は単一の CHAN コンポーネントモデルを用いて最大出力燃料集合体をモデル化した。限界熱流束は、稠密炉用に新井らにより修正された修正 Biasi 式を用いて評価した。定格運転条件相当の炉心流量、入口サブクール度及び炉心出口圧力を境界条件として与え、最小限界出力比 (MCPR) と炉心部圧力損失を求めた。

表 2.6.4 に解析条件と結果を示す。解析により得られた MCPR 値は高転換比型では 1.46、高出力型では 1.38 であった。また、圧力損失はそれぞれ 0.12MPa、0.16MPa であった。このことから、ブランケットなし BWR 型炉の定格運転条件は熱的には十分成立することがわかる。今後、圧力損失の低減等の設計最適化を進める必要がある。

表 2.6.4 ブランケットなし BWR 型炉に対する評価結果

## (a) 解析条件

項 目	条 件	
	高転換比型	高出力型
炉心出力	2356 MWt (ABWR の 60%)	3926 MWt (ABWR と同一)
炉心流量	8670 kg/s (ABWR の 60%)	14500 kg/s (ABWR と同一)
炉心高さ	1.56 m	2.60 m
炉心出口圧力	7.3 MPa	7.3 MPa
炉心入口サブクール度	10 K	10 K
径方向出力ピーキング係数	1.4	1.9
軸方向出力ピーキング係数	1.4	1.2
集合体内局所出力ピーキング係数	1.0	1.0

## (b) 解析結果

項 目	条 件	
	高転換比型	高出力型
最小限界出力比 (MCPR)	1.46	1.38
炉心燃料部圧力損失	0.12 MPa	0.16 MPa

3. 2 長期サイクル運転型 BWR 炉の定格運転時冷却限界の評価

長期サイクル運転 BWR 型炉は、1.0 程度の高転換比を達成しつつ、2 年以上の長期サイクル運転を実現することを設計目標とした炉である。図 2.6.8 に長期サイクル運転 BWR 型炉の炉心構成を示す。燃料棒（外径 11.9mm）を燃料棒間ギャップ幅 1.3mm の稠密な三角格子に配列するとともに炉心平均ボイド率を 60%まで高めることで高転換比を達成している。また、炉心長さを 1.6m 程度まで短くすること及び中性子の漏洩を促進するためのボイド管集合体を設置することで負のボイド反応度係数を実現している。

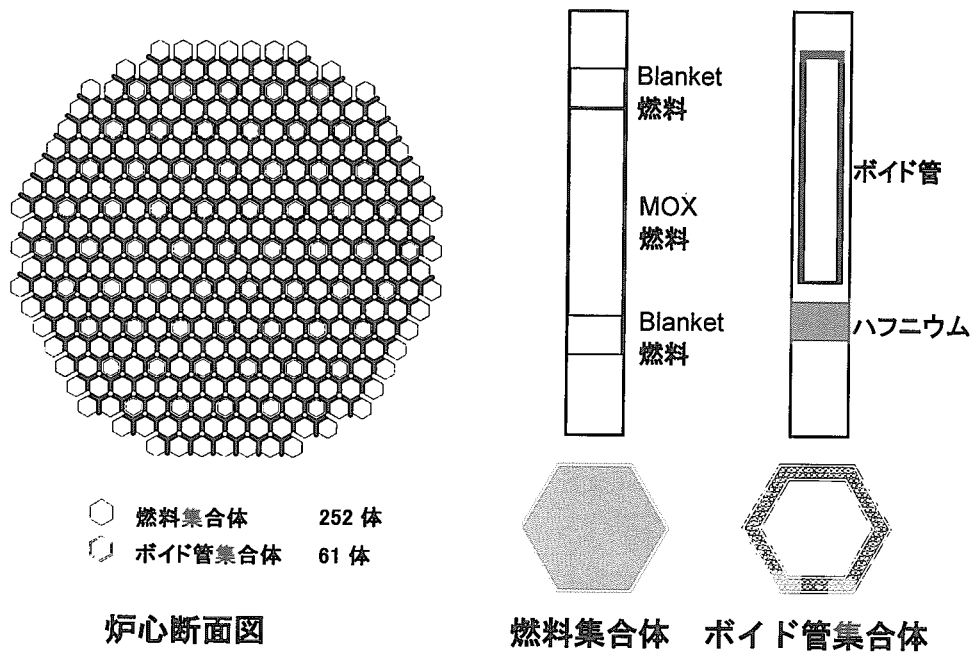


図 2.6.8 長期サイクル運転 BWR 型炉の炉心構成

長期サイクル運転 BWR 型炉の熱的成立性評価の第一ステップとして、定格運転時の冷却限界を評価した。解析には TRAC-BF1 コードを用いた。また、限界熱流束相関式は、新井らの修正 Biasi 式を用いた。炉心部の燃料集合体は出力の異なる 10 個の CHAN コンポーネントモデルを用いてモデル化した。入口オリフィス部の圧力損失係数を調節して、各 CHAN コンポーネントモデルの出口ボイド率が等しくなるように各集合体への流量配分を調節した。表 2.6.5 に主要な解析条件を示す。

表 2.6.5 長期サイクル運転 BWR 型炉の定格運転時冷却限界評価で用いた主要な解析条件

項目	条件
炉心出力	3926 MWt
炉心流量	14500 kg/s
炉心圧力	7.2 MPa
冷却材温度（炉心入口）	550.4 K
径方向ピーキング係数	1.203
軸方向ピーキング係数	1.34

図 2.6.9 に最高出力燃料棒に対する被覆管温度を示す。炉心各部で 580K 以下であり、沸騰遷移を生じていないことがわかる。すなわち、現在の設計条件により、定格運転時の炉心冷却が達成されている。

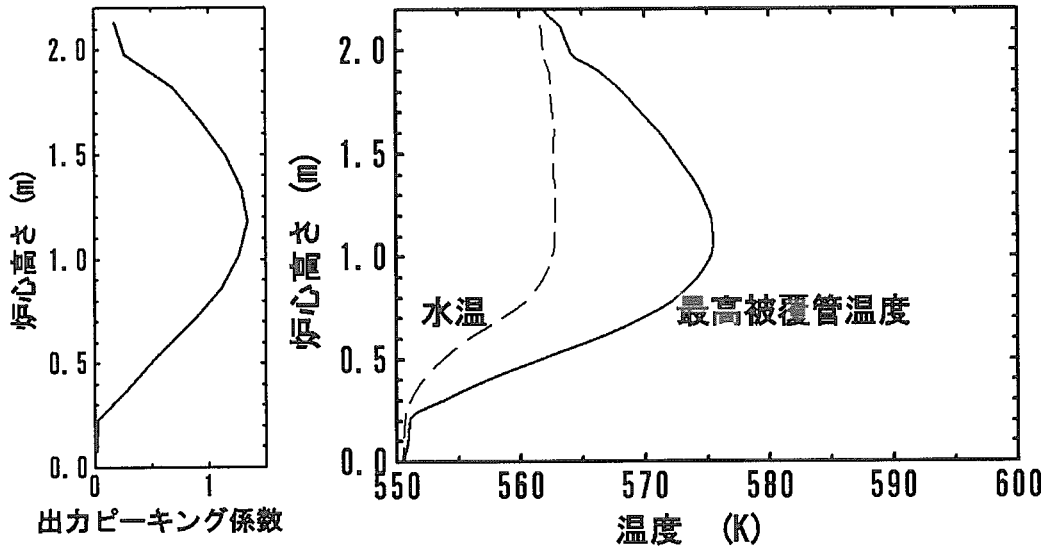


図 2.6.9 長期サイクル運転 BWR 型炉の被覆管温度分布 (定格運転時)

これまで実施した解析では、ボイド管集合体の効果を考慮していない。今後、ボイド管集合体が過渡時あるいは事故時の炉心冷却挙動に与える影響について検討を行う予定である。

### 3. 3 高転換比 BWR 型炉の熱的成立性評価

高転換比 BWR 型炉は、1.1 程度の高転換比を設計目標とした炉である。図 2.6.10 に高転換比 BWR 型炉の炉心構成を示す。高転換比 BWR 型炉では、太径燃料棒(外径 14.5mm)を燃料棒間ギャップ幅 1.3mm ないし 1.0mm の稠密な三角格子に配列するとともに炉心平均ボイド率を 70%まで高めることで 1.1 の高転換比を達成している。また、20cm 程度まで扁平化した炉心に中間ブランケットをはさんだ扁平二重炉心構造をとることで、負のボイド反応度係数を実現している。

高転換比 BWR 型炉の熱的成立性評価の第一ステップとして、定格運転時の冷却限界を評価した。解析には TRAC-BF1 コードを用いた。図 2.6.11 に解析で用いた入力モデルの概要を示す。炉心を構成する燃料集合体をそのタイプ (タイプ 1 からタイプ 4 まで) と半径方向位置により 25 グループに分類し、それぞれのグループを CHAN コンポーネントモデルによりモデル化した。

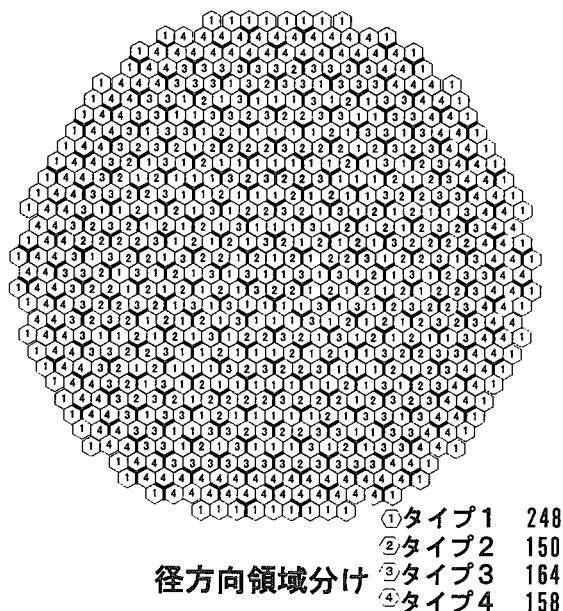


図 2.6.10 高転換比 BWR 型炉の炉心構成

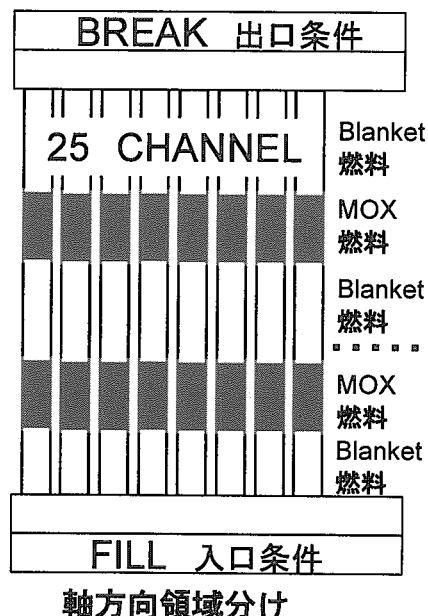


図 2.6.11 高転換比 BWR 型炉入力モデル

表 2.6.6 に解析で用いた主要条件を示す。炉心入口側では FILL コンポーネントモデルを用いて流量境界条件を、出口側では BREAK コンポーネントモデルを用いて圧力境界条件を与えた。各燃料集合体への流量配分は、燃料入口部の流動抵抗を調節することで設定した。本解析では、最外周の燃料集合体の流動抵抗係数を 600 に、その他の燃料集合体の流動抵抗係数を 25 に設定した。

表 2.6.6 高転換比 BWR 型炉の定格運転時冷却限界評価で用いた主要解析条件

項 目	条 件
炉心出力	2454 MWt (ABWR の 63%)
炉心流量	3056 kg/s (ABWR の 21%)
炉心圧力	7.31 MPa
冷却材温度 (入口)	550.4 K
径方向ピーキング係数	1.20
軸方向ピーキング係数	2.35

表 2.6.7 に計算で得られた流量配分を示す。最外周の燃料集合体 (No.25) ではその他の燃料集合体の約 1/3 に流量が制限されている。この時の炉心圧力損失は約 20kPa であり、ABWR よりも低い圧力損失が得られた。圧力損失が小さいのは、炉心長さが短いこと及び炉心流量が小さいことによる。この時の最高出力燃料集合体における被覆管温度を図 2.6.12 に示す。炉心内では沸騰遷移は生じておらず、定格運転時の炉心冷却が達成されていることがわかる。

表 2.6.7 定格運転時の燃料集合体間流量配分 (定格運転時)

No	集合体タイプ	チャンネル体数	径方向相対出力	集合体一体あたりの流量
1	1	3	1.15	4.443 (kg/s)
2	1	9	1.15	4.444 (kg/s)
3	2	5	1.20	4.318 (kg/s)
4	3	4	1.10	4.535 (kg/s)
5	1	13	1.15	4.444 (kg/s)
6	2	10	1.20	4.318 (kg/s)
7	3	10	1.10	4.534 (kg/s)
8	1	20	1.15	4.444 (kg/s)
9	2	19	1.19	4.341 (kg/s)
10	3	9	1.10	4.533 (kg/s)
11	1	44	1.14	4.468 (kg/s)
12	2	20	1.20	4.318 (kg/s)
13	3	8	1.10	4.534 (kg/s)
14	1	34	1.14	4.468 (kg/s)
15	2	44	1.20	4.318 (kg/s)
16	3	12	1.10	4.534 (kg/s)
17	1	34	1.13	4.444 (kg/s)
18	2	36	1.18	4.364 (kg/s)
19	3	38	1.10	4.534 (kg/s)
20	1	20	1.14	4.444 (kg/s)
21	2	16	1.19	4.341 (kg/s)
22	3	83	1.12	4.502 (kg/s)
23	4	79	1.01	4.670 (kg/s)
24	4	79	0.76	4.941 (kg/s)
25	1	71	0.30	1.654 (kg/s)

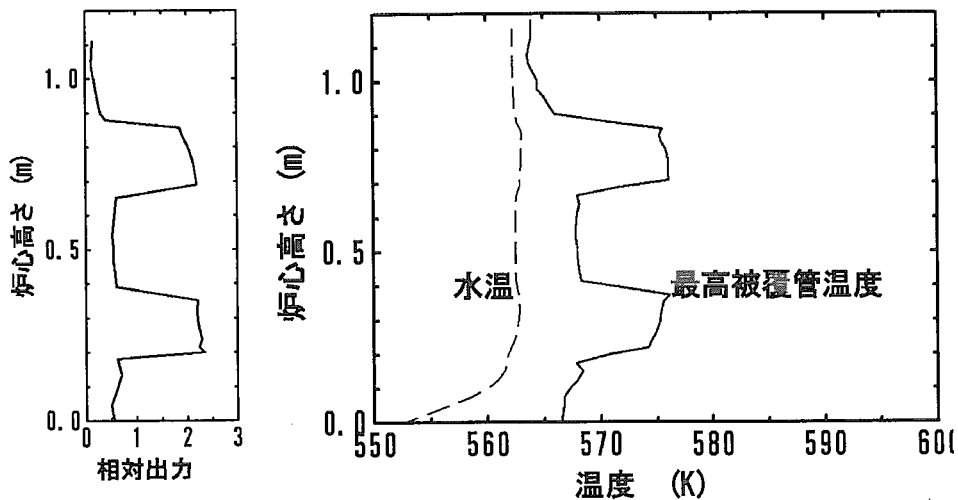


図 2.6.12 高転換比 BWR 型炉の被覆管温度分布 (定格運転時)

高転換比 BWR 型炉熱的成立性評価の次のステップとして、過渡時及び事故時に対する解析を行った。安全評価解析コードによる解析で最も厳しい条件であった再循環ポンプトリップによる流量低下事故を対象として検討した。安全評価解析で得られた流量変化量を入力データとして与えた。図 2.6.13 に再循環ポンプ 1 台故障時の被覆管温度を示す。最高被覆管温度はほぼ 600K で一定しており、沸騰遷移は生じていない。再循環ポンプ全台トリップ事故相当の流量変化量を与えた時の計算結果を図 2.6.14 に示す。最高被覆管温度は 567°C であり、安全設計基準で定められた上限値 1200°C よりも十分に低い温度であった。これらの結果は、高転換比 BWR 型炉の設計が過渡時及び事故時にも十分に対応可能であることを示している。

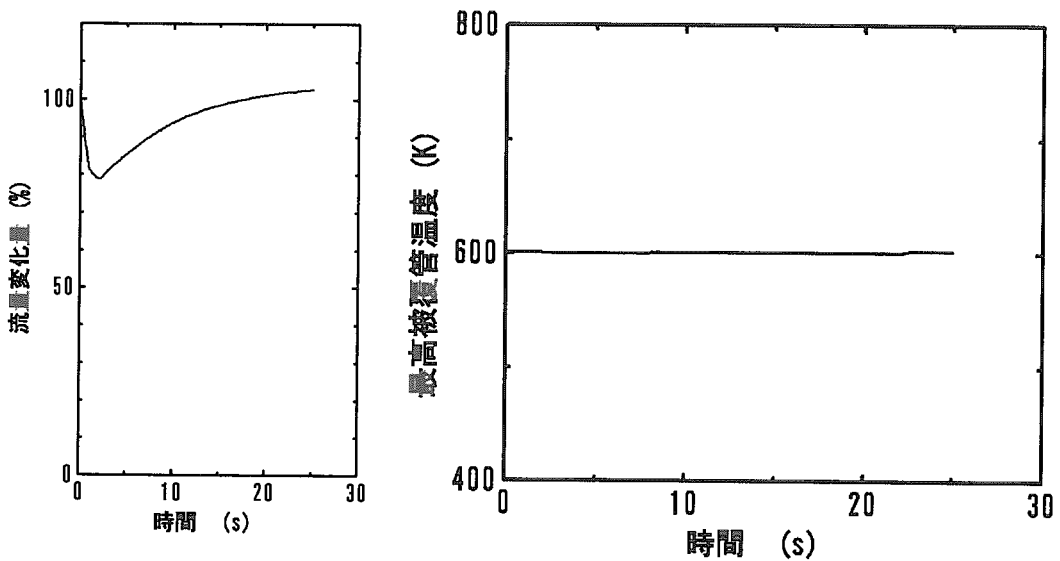


図 2.6.13 高転換比 BWR 型炉再循環ポンプ 1 台トリップ時の最高被覆管温度

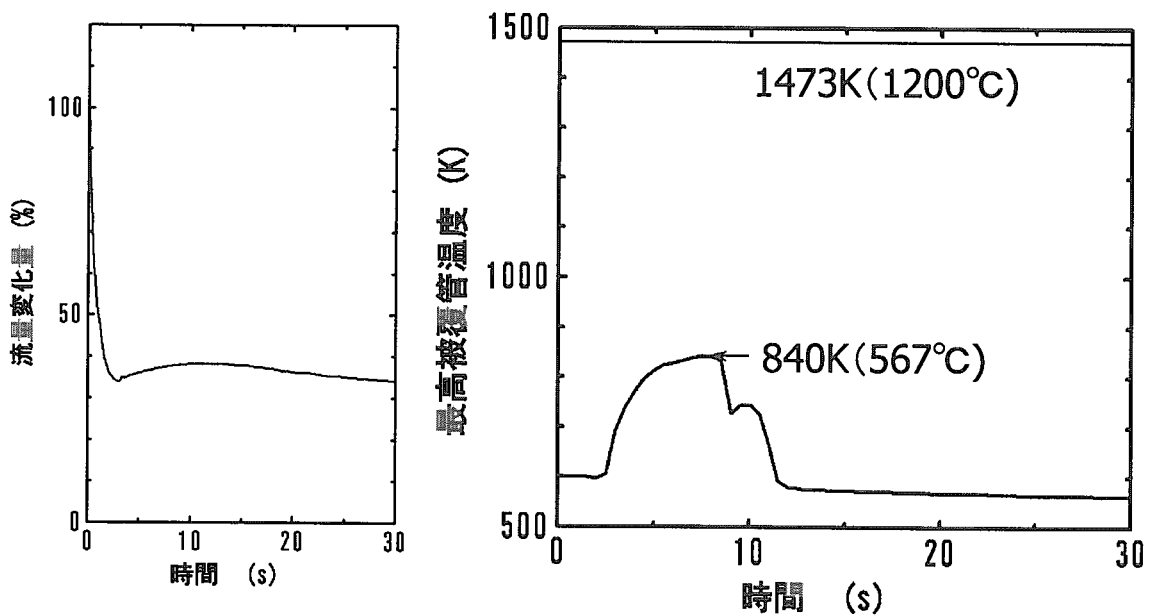


図 2.6.14 高転換比 BWR 型炉再循環ポンプ全台トリップ事故時の最高被覆管温度



#### 4. まとめ

低減速スペクトル炉心の熱的成立性を評価するための実験及び解析の現状をまとめた。

PWR 型炉に対しては、重水冷却型 PWR を対象として、

- (1) 稠密格子に対する限界熱流束実験
- (2) 定格運転時冷却限界の評価、及び
- (3) 大破断 LOCA 再冠水時の冷却挙動

について検討した。また、BWR 型炉については

- (1) ブランケットなし BWR 型炉
- (2) 長期サイクル運転 BWR 型炉、及び
- (3) 高転換比 BWR 型炉

を対象として定格運転時の冷却限界について検討した。

これまでの検討で得られた主な結果を以下に列記する。

- (1) PWR 型炉の炉心設計解析で使用している COBRA-IV-I コードと KfK 限界熱流束相関式により、十分余裕のある限界熱流束評価ができることを稠密格子に対する限界熱流束実験で確認した。
- (2) PWR 型炉に対する定格運転時冷却限界の評価により、各集合体にチャンネルボックスを設け、ブランケット集合体流量をシード集合体流量の 45%程度に制限することで、定格運転時には十分な熱的余裕を持つ設計が可能であることがわかった。
- (3) PWR 型炉に対する大破断 LOCA 再冠水時の冷却挙動解析から、再冠水時の炉心冷却を達成するためには現行炉に比べて炉心冠水速度を増大させる何らかの方策が必要であること及び上部プレナム注入の併用が炉心冠水速度の増大策として有望であることがわかった。
- (4) ブランケットなし BWR 型炉、長期サイクル運転 BWR 型炉、及び高転換比 BWR 型炉を対象とした定格運転時冷却限界の評価から、いずれの炉型も定格運転時熱的に十分成立する設計であるが確認できた。

これまでの検討により定格運転時の熱的成立性に関して見通しが得られた。今後、異常な過渡時及び事故時の熱的成立性についてさらに検討する予定である。なお、これまでの検討でも核設計と平行して熱設計を進めてきており、上述の結果を得る過程でも熱設計結果に基づいていくつかの要望事項を提出して核設計変更を実施している。今後も核設計担当者と連携しつつ、実験及び解析を実施し、低減速スペクトル炉設計の最適化を進める予定である。

## コメント・質疑応答内容

C (日比/三菱) : 三菱のほうから PWR 型の再冠水ということで補足させていただきたい。関電さんと三菱との共同研究で、再冠水試験を三菱高砂研究所のほうで実施しております。さきほどの解析では再冠水速度が 2 cm/sec だと冷却できないという解析でしたが、実験結果から見れば十分 2 cm でも冷却可能だという結果が得られております。これは先日原研さんと関電さんを交えて行った情報交換会で必要な情報は原研さんにお出しして、こういった研究にあててもらおうということになっております。今の発表はその結果が出てくる前の評価でしたので、そういう結果になったと思っております。一応今のところは大丈夫だという見通しがあるということです。あと、ブランケット集合体の流量ですけれども、最終的な平成 11 年度の成果として得られた出力を使いますと、例えばブランケットは 45% 流すのではなくて 20% ぐらいでもいいように炉心を見直していますので、状況が変わってきているところを見ていただければよろしいかなと思います。

Q (白川/原研) : 資料 (付録 1-6 の p 243) で 3 次元核熱解析コードとありますが、これは熱の方は TRAC であろうと思っておりますが、TRAC の元の部分が全部入っているのですか。TRAC ですと LOCA 解析までできますが、それも核熱カップリングしてできるというのですか。

A : そうです。

Q (白川/原研) : 稠密格子限界熱流束の図ですと 1mm のところに低減速スペクトル炉心で想定される領域というマルがあるのですが、この領域のどの辺に入のでしょうか。実験等で大体の見当がついたのでしょうか。

A : 真中あたりです。間隙 1~1.3mm、流路等価直径 4mm あたりです。

Q (平岡/電中研) : さきほどの大久保さんのお話だと、ブランケット無しの BWR で BOC の時の線出力密度が 650W/cm ぐらいでしたが、そのような条件でも十分除熱ができるということですか。高速炉を凌ぐぐらいの線出力密度ですが。

A : はい。そのような条件であっても定格運転条件の冷却は十分可能ということですが。ただ冷却といってもいろいろな事故の条件とか、制御棒が入ったりとかいうことで出力分布が変わってきたりとか、もっと厳しい条件があるかもしれません。現在検討を進めているところですので、少なくとも今やった範囲のところでは冷却はできるということですが。

Q (亀山/電中研) : 解析されている圧力条件が実機の PWR、BWR に近いのですが、この圧力を変更されるという検討はされないのですか。

A : この設計が既存の軽水炉技術に対して大きな変更をしないで出来る炉を目指そうということから始まったという経緯がございます。そういうことがございますので、BWR に対しては約 7MPa、PWR に対しては約 15MPa ということで今は検討を進めております。例えば BWR ですと、圧力を少し下げたときの方が限界熱流束が高くなるとか、そのようなこともあるということは聞いておりますので、もっと詳細な設計を進める段階になったならば、必要があればそういうことも含めて検討したいと思っております。

Q (亀山/電中研) : 材料とかは？

A : 材料側としては、圧力を上げていくという方向の検討は、腐食とかいろいろなことを考えるとかなり難しいかなと思います。下げる方向に関しては温度的には楽な方向にいきますのでその辺はなんとかなると思っております。

Q (此村/サイクル機構) : 二つ教えていただきたい。一つは8ページの熱設計のところ、大久保さんのところで解析されているPWRはチャンネルボックスがついているということですか。二つ目は、7ページのKfK 相関式の評価結果というところなのですが、例えば0.5ぐらいずれているときに、解析の手法かもしくは実験で何か取り入れてないファクターがあって、それでこれだけずれているのではないかなと思うのですが。そのときにそれを保守的だからということでも他のものにも適用してしまってもいい根拠があるのですか。一つは、この計算というのは基本的に周辺の混合を考慮してないというか、非常に混合効果を小さくみているから、本来だったら1mmになれば上がってもいいのじゃないかなと思ったのですが、逆に細いギャップにした時に下がっているということは何か別のファクターがあるのじゃないかなという気がするのですが。

A : まず、チャンネルボックスを使ってという話ですけども、今の計算の上ではシードの側もブランケットの側もチャンネルボックスをつけるというかたちで評価をしています。少なくともブランケットの方だけはチャンネルボックスをつけなければならないだろうと思っています。シードについてはそれほど出力差があるわけではありませんので、シードの部分にはチャンネルボックスがなくてももしかすると大丈夫かなという考えもあります。ただ今やった計算はそこにチャンネルボックスがあるという条件でしているということです。それから相関式については相関式自体がギャップの影響で狭くなった効果に非常に敏感といいますか、落ちていく程度を過大にみているという見方も可能かと思えます。実験データの見直しを進めてよりいい相関式はどのようなものかを検討している最中です。



## 2. 7 炉物理実験計画 (Reactor physics experiment plan using TCA)

嶋田昭一郎  
(Shoichiro Shimada)

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

[要約] TCA を改造して MOX 燃料を用いた臨界実験を計画している。解析手法の精度評価のために基礎臨界実験計画、低減速スペクトル炉として検討中の炉心を対象とした臨界実験計画の現状を示している。

### 1. 緒言

原研では軽水炉技術高度化研究の一環として、ウラン資源の有効利用、プルトニウムの多重サイクル、及び高燃焼度・長期サイクル運転等の広範囲なニーズに柔軟に対応できる将来型軽水炉である低減速スペクトル炉の研究<sup>(1)</sup>を、今後のエネルギーシステムの中核と位置づけて研究開発を進めている。低減速スペクトル炉は現在、概念の創造段階にあるが、今後は創造した概念について成立性を確認する必要がある。その一つとして、TCA を用いた MOX 燃料臨界実験を計画した。TCA はタンク型の軽水臨界実験装置である。

### 2.1 MOX 臨界実験の現状

MOX 燃料を用いた臨界実験はこれまで高転換軽水炉 (HCLWR) のために多くの機関で行なわれているが、低減速スペクトル炉に有用な水対燃料体積比の実験データは非公開で有り<sup>(2)</sup>、且つ低減速スペクトル炉に対応した水対燃料低体積比で且つ高富化度燃料を用いた実験はない。

以下個別に実験の現状をレビューし、各々の実験に於ける測定項目とその実験結果が核設計上、核断面積の精度向上および核設計手法の改良にどの様に関連するかを示す事とする。

#### 2.1.1 ERASME 実験

フランスに於いては、稠密格子スペクトラルシフト型原子炉 RCVS および PWR による Pu リサイクルのための臨界実験が、CEA および EDF により FRAMATOME の協力の下に 1984 年より行なわれている。これは Cadarache の Greroble 研究所で実施されており、減速材対燃料体積比 ( $V_m/V_f$ ) が 0.5~2.1 と稠密格子から現在の PWR と同等な中性子ス

ペクトルを与える巾広い実験となっている。これらは ERASME, MORGANE, ICARE 計画と呼ばれ、 $V_m/V_f$  が 0.5, 0.9, 2.1 のセルに対応してそれぞれ S, R, L と区別されている<sup>2)</sup>。しかしながらこれらの実験データは非公開である。

Cadarashe の EOLE 臨界集合体による ERASME/S, ERASME/R 実験に於いて

- ① Buckling ( $B^2$ ) を測定するための反応率分布
- ② Foil による転換比 ( $\sigma_{c238U}/\sigma_{f239Pu}$ )
- ③ 核分裂率 ( $U^{235}$ ,  $U^{238}$ ,  $Pu^{239}$ ,  $Pu^{240}$ ,  $Pu^{241}$ ,  $Pu^{242}$ )
- ④ 吸収材価値および制御棒クラスタの形状 (SUS, Natural & Enriched  $B^{10}$  を使用した  $B_4C$ , Hf, Ag-In-Cd,  $Eu_2O_3$ ,  $Gd_2O_3$ , Zr rod を使用)
- ⑤ Guide-thimble, Fertile rod 等に基づく非均質効果による摂動
- ⑥ Void 効果
- ⑦ ボロンの効果が測定された。

### 2.1.2 MORGANE 実験

Cadarashe の MINERVE 炉による MORGANE/S, MORGANE/R 実験に於いて、PWR で照射された燃料サンプルを用いて、オッシレーション法により核分裂生成物の全吸収量が測定された。

HCLWR では Pu を燃料として使用するために余剰反応度が小さく、燃焼による核分裂生成物の吸収量の評価が炉心の寿命に大きな影響を与える。この評価の確認に本実験が用いられ、他に例がない重要な実験である。

### 2.1.3 ICARE 実験

Grenoble の 8.5MWt の MELUSIN 炉による ICARE/S, ICARE/R 実験に於いて、主要な重核種、核分裂生成物および可燃性毒物を少量含む  $UO_2$  ペレットを照射し、各核種の捕獲率が測定された。

本実験では着目した主要な核種の捕獲断面積が測定され、断面積の評価に使用される。

### 2.1.4 PROTEUS 実験<sup>(3),(4),(5),(6)</sup>

高転換炉心のためにスイスにおいて PROTEUS 実験が行なわれた。PHASE 1 は高富化度の MOX 燃料と劣化ウラン棒を組み合わせ、当時考えられた高転換炉心で予想される富化度でポイド係数等が測定された。このデータは公開であった為、こぞって各機関が解析した。しかしながら、2種の異なる燃料棒配列 (図 2.7.1) を正確に扱う点で問題がある。Phase I 実験は 15%  $PuO_2/UO_2$  と Depl.  $UO_2$  pin の非均質格子体系であり、稠密格子の効果のみならず、非均質のために生ずる共鳴断面積の取扱手法の誤差が問題となる。また平均富化度が全 Pu で 7%、分裂性 Pu で 6% と低く且つプルトニウム組成が非常に

新しいものである。Phase II 実験は富化度 7.5% の一種類の MOX 燃料棒から構成され、プルトニウム組成は軽水炉から取り出されるプルトニウム組成に近くなっているが、データは非公開である。

#### 2.1.5 FCA 実験<sup>(7)</sup>

FCA は第一 Phase としてウラン炉心、第 2 Phase としてプルトニウムを用いた綿密な実験を行っている。第二 Phase では、

- ・第 2 Phase テスト領域：50cm×50cm×90cm
- ・燃料形式：金属板状燃料
- ・減速材はポリエスチン板：ボイド率の異なる 5 種類
- ・分裂性プルトニウム富化度：8.11wt%
- ・水対燃料体積比：0.6

を用いた実験を行っている。日本では原研 FCA の他に京大 KUCA の実験があるがウラン燃料であり、両者は板状臨界集合体であり、減速材として水に代わってポリスチレン板を用いている。FCA 第二フェーズ炉心のテスト領域は 50cm×50cm×90cm で、十分な大きさがある。FCA のデータは非常に有益であるが、HCLWR のベンチマークという意味では丸棒燃料を使用した ERASME 実験が最適である。

#### 2.1.6 従来の実験結果の MOX 燃料炉心核設計への適用

これらの実験結果の核設計への適用は以下の様なものである。

- (i)  $B^2$  の測定によりセルの無限増倍率  $k_{\infty}$  が得られる。この  $k_{\infty}$  はセル計数コードより得られた値と比較する事により、使用した断面積ライブラリーの妥当性検証、共鳴計算の妥当性の検証に用いる事が出来る。 $k_{\infty}$  の計算精度は、炉心の余剰反応度、燃焼度評価に影響を与え、Pu 富化度の決定とそれに伴う転換比にも影響を与えるため実験により十分確認しておく必要がある。
- (ii) 転換比、核分裂率については PROTEUS 実験 Phase I があるが、上記と同様に非均質のためベンチマークとして不向きである。この意味で一種類の燃料から成る ERASME 実験は転換比のベンチマークとして最適である。転換比、核分裂率はセル計算より求められた値と比較され、各断面積の妥当性の確認、中性子スペクトルの確認に用いられ、特に  $U^{238}$  の捕獲断面積の評価に重要である。転換比の評価は各設計コード、断面積ライブラリー間で未だ十分な一致を見ておらず、実験で確認する事が必要である。また炉心設計上は転換比を上げる事により天然ウラン利用率を上昇させる事が出来て、省ウランにつながる。
- (iii) 吸収材反応度評価および制御棒クラスタ形状の実験は、炉心の制御材の選択および制御棒評価、従って制御棒本数を決定する際に必要である。制御棒クラスタ形状を模擬した実験は特に制御材同志の干渉効果が問題になる制御棒クラスタの設計の確

認に必要である。

- (iv) 集合体内非均質効果の実験は、炉心出力性能上問題となる出力ピーキングの計算精度の検証に必要であり、集合体内出力分布を測定する事により確認される。特にブランケット燃料棒が挿入された場合は、集合体内非均質効果による共鳴実効断面積の取り扱い手法により、集合体内出力分布およびブランケット燃料棒内での転換率に差が生じるため、その手法の確認にも本データが使用出来る。
- (v) Void 実験では HCLWR が模擬された水密性タンクの水を抜く事により  $k_{\infty}$  が測定され、冠水状態の  $k_{\infty}$  との差により Void 反応度および反応度係数が求められる。Pu 燃料は高エネルギーで核分裂断面積が大きいため、Void が生じた場合 Void 係数が正になる可能性がある。炉心設計上は、LOCA 事象を考えると Void 係数を負にする事が望ましい。Void 反応度係数は各種断面積ライブラリー間で未だ大きな差があり実験による確認が必要である。
- (vi) ボロン反応度効果は上記と同様に水密性タンク内にボロン水を注入して反応度効果を測定する事により得られる。稠密格子では中性子スペクトルが LWR よりハードであるため制御材としてのボロンの反応度値が減少する。この事は炉心設計上停止ボロン濃度の増加を招く事になり、系統設計に影響を与える事になる。また事故時は、ボロンを注入して炉心の未臨界を維持するため、安全解析からもボロン価値を確認しておく事は必要である。

## 2.2 TCA での MOX 燃料臨界実験の必要性

以上に臨界実験測定項目が炉心設計に関連しているかについて述べた。フランス、スイスで行われた臨界実験データには低減速スペクトル炉の設計に有益なデータある。しかしながら、これらのデータは今のところ非公開である。従ってこれらに代わるデータが必要である。例え上記のデータが公開になったとしても、われわれが研究開発中の炉心はこれら実験と比べて H/HM の点で小さく（特に BWR）、また富化度は高い。ボイド係数については、1つの炉心体系について測定されているだけである。低減速スペクトル炉の最大の課題である負のボイド係数達成のために種々の方策が考えられているが、これらの方策について実験的確認データが必要である。よって、TCA での実験はこれまでに得られていない領域のデータを提供することになる。表 2.7.1 に低減速スペクトル炉の設計に有用な臨界実験について燃料及びテスト炉心の仕様を比較している。

## 3. TCA 臨界実験の基本条件

TCA を用いた臨界実験を計画するにあたり、基本的炉心に関して予備解析を実施した。その結果を参照して以下の様に計画した。

### 3.1 燃料棒の仕様

実験の為に用意すべき燃料棒他は、低減速スペクトル炉に多様な案が示されている段階であるので、燃料棒仕様は幅がある。これらを総括して、分裂性プルトニウムの富化度は15%を基準として、その上下に20%、10%の燃料棒を用意して富化度の変更に備える。被覆管の材質についてはステンレススチールとジルカロイが考えられているが、問題としている中性子エネルギー領域では核的影響が小さいので、熱中性子領域の試験も可能な様にジルカロイとする<sup>(8),(13)</sup>。燃料棒の直径の核的影響は比較的小さいので表2.7.2に示すような値に統一した。ブランケット燃料棒及びドライバーク燃料はMOX燃料棒仕様と同じにした。ドライバーク燃料の濃縮度は高いほど臨界調整能力が高く、PWRの55GWD/Tの高燃焼度に対応する4.8%と燃料製造上の現在の制限である5.0%を考慮して4.9%とした。テスト領域とドライバーク領域も中性子エネルギーが大幅に異なるため、ドライバーク領域のスペクトルの影響を排除する必要があるが、このためバッファ領域を境界に設ける必要がある。ここに必要な燃料として、ブランケット燃料と同じ仕様の劣化ウランを用いる(表2.7.3)。

### 3.2 二重タンクの設定

TCAはタンク型の直径約1.8mの臨界実験装置である。低減速スペクトル炉はそれ自身ではボイド係数が正であるため、安全上テスト領域の外周部に $UO_2$ 燃料のドライバーク領域を設け、この領域で臨界調整を行なう必要がある。そのためにTCAタンクの中に内部タンクを設けて、テスト領域はこの中に作り、且つこの領域だけでは臨界にならないようにする。

### 3.3 測定項目

臨界実験で測定する項目は一般的な臨界実験で行なわれる項目と大差がないが、低減速スペクトル炉に関してはボイド係数と転換比が最重要項目である。

TCAでの臨界試験で測定される項目は次の内容である。実験体系によって測定量は異なる。

- (1) 臨界量
- (2) Buckling を測定するための反応率分布(軸方向核分裂率分布)
- (3) 転換比<sup>(11)</sup>
- (4) 核分裂率(U-235,U-238,Pu-239,Pu-240,Pu-241,Pu-242)<sup>(11)</sup>
- (5) 吸収材および制御棒価値(SUS,濃縮 $B_4C$ ,Hf,Ag-In-Cd, $Eu_2O_3$ , $Gd_2O_3$ ,Er,Zr等)
- (6) Guide-Thimble, Follower Rod, Water Hole等による非均質効果
- (7) Void 係数
- (8) ボロン効果
- (9) 温度係数
- (10) 実効遅発中性子割合
- (11) 出力分布



#### 4. MOX 燃料体系での基礎実験

MOX 燃料、バッファー、ドライバー燃料を同心円上に配置した単純な炉心につき以下のようなデータを取得する。

- ・核分裂プルトニウム富化度に対する解析精度評価実験
- ・バッファー領域効果実験
- ・ボイド効果評価実験
- ・六角形状 MOX 燃料炉心に対する模擬実験
- ・径方向ブランケット燃料装荷炉心に対する模擬実験
- ・径方向非均質炉心に対する模擬実験
- ・制御棒反応度値測定実験

##### 4.1 Puf 富化度に対する解析精度評価試験

3 種類の Puf 富化度 (10%, 15%, 20%) 及び 3 種類程度の異なる水対燃料体積比 (H/HM) (0.6, 1.0, 1.5) の MOX 燃料棒による MOX 炉心模擬体系の臨界試験を行い炉心核特性データを取得し、Puf 富化度及び稠密度に対する解析精度への影響を確認する。

表 2.7.4 は予測計算の結果の 1 例である。

##### 4.2 バッファー領域効果試験

MOX 燃料の外周部にバッファー燃料を配置して、その厚さによって MOX 部のスペクトルがドライバー領域の影響を受けない事を確認する。<sup>(12)</sup>

バッファーの厚さを変えて、15wt% の MOX 燃料について水対燃料体積比 (H/HM) 0.6, 1.0, 1.5 の 3 種類について試験を行なう。

##### 4.3 六角形状 MOX 燃料炉心に対する工学的模擬試験

本模擬試験における燃料棒の配置は六角格子配列である。

検討に際しては、MOX 燃料は 61 本/集合体を基準とした。劣化 U ブランケット燃料については、MOX 燃料の集合体ピッチと適宜一致させるものとし、61 ないしは 91 本/集合体を採用するものとした。但し、必ずしも六角形状にする必要はなく同面積の円形形状に燃料を配列してもよい。図 2.7.2、図 2.7.3 に炉心体系列を示す。

##### 4.4 安全性の概略評価

4.1 及び 4.2 の実験より MOX 燃料領域が最大となるケースにつき 50% 及び完全ボイド状態の実験を行なう。

- ・全領域ボイド
- ・テスト領域のみボイド

- ・ドライバー領域のみボイド

50%程度のボイドを模擬するために、発泡ポリスチレンを用意して同様に実験する。

#### 4.5 径ブランケット燃料装荷炉心に対する模擬試験

図 2.7.2 の MOX 燃料-径ブランケット炉心模擬体系の臨界試験を行い炉心核特性データを取得し、径ブランケット燃料配置に対する解析精度への影響を確認する。

#### 4.6 径方向非均質炉心に対する模擬試験

図 2.7.3 に示すように、MOX 燃料内にブランケットを配置した非均質炉心模擬体系の臨界実験を行う。

#### 4.7 制御棒反応度値測定試験

上記の 4.1~4.4 で提案した各炉心に対し、全ての MOX 燃料バンドル中心 7 本の燃料棒を制御棒案内管に置換え、種々の B-10 濃縮度を有する B<sub>4</sub>C 棒を用い、反応度値を測定し、制御棒値評価に対する解析精度への影響を確認する。

主な試験パラメータは

- ・ B-10 濃縮度：20%(天然)、60%、90% (パラメータ)
- ・ 吸収材棒外径：約 21.5mm φ
- ・ 制御棒案内管内径：約 22.5mm φ
- ・ 挿入される吸収体有効長さ：燃料有効長さに同じ (全挿入状態模擬用)  
燃料有効長さの 1/2 (半挿入状態模擬用)
- ・ 吸収材棒本数：各有効長さの吸収材棒に対し最大 25 本
- ・ 制御棒挿入パターン：バンク全挿入状態、バンク半挿入状態、全引抜き状態
- ・ 測定位置：炉内対象位置 MOX 燃料バンドル (各炉心 4ヶ所)

### 5. 低減速スペクトル炉模擬試験

#### 5.1 軸方向の燃料非均質配置に対する模擬試験

MOX 燃料棒を四角格子配列により装荷した直方体形状炉心を構成し、試験炉心の X-Y-Z 方向を模擬した炉心形状の Z-Y-X 方向に見なした模擬試験を行うものである。

いずれの炉心についても試験燃料領域のみでは臨界にならないようにして、試験領域外側に臨界維持のためのドライバー燃料棒を装荷して臨界達成を行なう。

##### 5.1.1 軸方向模擬試験に対する予備試験 (単純形状)

Puf 富化度 15wt% の MOX 燃料棒に対し、図 2.7.4 のような矩形配列で装荷した燃料棒の中心列の核分裂率分布を水平方向に測定することで軸方向の核分裂率分布が測定できることを確認する。

### 5.1.2 軸方向模擬試験に対する予備試験（吸収棒の効果）

Puf 富化度 15wt%の棒に対し、図 2.7.5 のように吸収材棒が Y 方向中心列に 1 列装荷された矩形炉心の中心近傍列の核分裂率分布を水平方向に測定することで軸方向の核分裂率分布が測定できることを確認する。

### 5.1.3 軸ブランケット燃料装荷に対する模擬試験

Puf 富化度 15wt%の棒に対し、図 2.7.6 のような矩形配列で装荷した炉心で中央ブランケットのみの炉心について燃料棒の中心列の核分裂率分布を水平方向に測定し、軸ブランケット装荷に対する解析精度を確認する。

### 5.1.4 軸非均質炉心に対する模擬試験

Puf 富化度 15wt%の棒に対し、図 2.7.6 のような矩形配列で装荷した炉心で中央ブランケットがなく、両端にブランケットがある炉心について燃料棒の中心列の核分裂率分布を水平方向に測定し、軸非均質炉心に対する解析精度を確認する。

### 5.1.5 軸ブランケットを有する軸非均質炉心に対する模擬試験

Puf 富化度 15wt%の燃料棒に対し、図 2.7.6 のような矩形配列で装荷した燃料棒の中心列の核分裂率分布を水平方向に測定し、軸ブランケットを有する軸非均質炉心に対する解析精度を確認する。

## 5.2 BWR 型低減速スペクトル炉心の模擬試験

### 5.2.1 偏平 2 重炉心（日立）

この炉の特徴は非常に炉心を偏平にして中性子の漏れを増加させ、ボイド係数を負に保った事である。偏平化及び軸方向ブランケットの効果は、図 2.7.7 に示したように考えると、5.1 節に示した軸方向実験で代用できる。唯一両者に差が出ると考えられるのは MOX 燃料とブランケット燃料の境界での出力分布である。更に 20wt%の燃料を用いて富化度の影響を調べる。なお念のためにブランケットが中心部及び両端に存在する特殊燃料少数本を製作して上記実験の補足実験を行う。径方向に関しては 15%および 20%MOX 燃料を用い集合体中の富化度分布の妥当性を確認するために出力分布を測定する。

### 5.2.2 ボイド管型炉心（東芝）

ボイド管は単品デバイスであるため、あらゆる炉心に適用出来ると考えられる。ボイド管存在によるボイド係数、転換比等の影響を調べる。

試験体系は図 2.7.8 である。

### 5.2.3 正方格子型（原研）

現行4角燃料棒配列の体格の位置に中空管を配列し、制御棒引き抜き時の水ギャップにはホロワーを設けて水を排除することによる転換比の増加、炉心ボイド係数が負になることを検証する。

設計仕様形状を図 2.7.9 に示す。テスト領域は 9×9 燃料集合体 4 個を正形状に配置し、集合体間に制御棒用の間隙を設ける。中空のホロワーを用意する。

次の諸量を測定する。

- ・ フォロワー有り無しでの臨界水位、転換比
- ・ 中空管有り無しでの臨界水位、転換比
- ・ フォロワー、中空管共にない場合の臨界水位、転換比

## 5.3 PWR 型低減速スペクトル炉心の模擬試験

### 5.3.1 重水冷却 PWR 型低減速スペクトル炉心の模擬試験

Puf 富化度 15wt% の棒に対し、図 2.7.10 に示す現行の重水冷却 PWR 型低減速スペクトル炉心の燃料集合体（制御棒案内管 6 本含む）を基本にして制御棒サイズ、位置の効果、制御棒反応度価値、ブランケットの効果測定する。軸方向については 5.2.1 と同様である。

### 5.3.2 軽水冷却シードブランケット燃料使用 PWR 型炉心

シードブランケット燃料集合体を図 2.7.11 に示す。中心部には MOX 燃料棒、外周部にはブランケット燃料を配置する。この炉形で特徴的な核特性は、

(a) MOX 燃料とブランケットの境界に出力ピークが生じる恐れがある事。

この検討のために境界の MOX 燃料棒を低富化度の MOX 燃料に置き換えた炉心の出力分布を測定する。

(b) ボイド係数対策として有効かどうか。

図 2.7.3 の炉心（実際には中心の集合体 1 体）及びブランケットの割合を変えた炉心に対するボイド係数の測定と、図 2.7.3 と同じ炉心で MOX 燃料とブランケット燃料を均一に配列した炉心のボイド係数を測定して比較する。又 ZrH<sub>2</sub> 棒を 12 本程度挿入してボイド係数への影響を測定する。

## 6. まとめ

以上の結果を要約して、基本的実験炉心体系、必要な燃料棒数、内部タンクの寸法をまとめると以下ようになる。

- 炉心体系は（1）同心円状の炉心、（2）板状（矩形）炉心、（3）六角炉心 に分類され、内部タンクは（1）、（3）用の円筒型（直径約 60cm）と（2）用の矩形型（約 30cm×約 100cm）を作成する。内部タンクを安全上から出来る限り小さくするために、バッファ燃料を内部タンクの外に及び一部内部タンクの外周部

に配置する。六角炉心の場合は炉心と内部タンクの間を埋めるために必ず一部内部タンク内に配置する。

●燃料棒数は次の値を推奨する。

MOX 燃料			ブランケット/バッファー用燃料	ドライバー燃料	
10%	15%	20%	劣化ウラン	4.9wt%UO <sub>2</sub>	5%MOX 燃料
1000	1500*	500	4000	3000	1000

\* 特殊目的の燃料棒を含む。

実験の自由度を大きくするためドライバーUO<sub>2</sub>燃料の1部を5%MOX燃料にする。TCAでの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。

今後安全審査、設備改造、燃料製造と進んで行くが、臨界実験計画は固定されたものではなく、関係者の意見を取り入れながら改善して行く予定である。

#### 参考文献

- (1) 岩村公道、他：低減速スペクトル炉の研究、JEARI-Research 99-058 (1999)
- (2) J.I.Nigon, J.Mondot : "Experimental Support to Tight Lattice and Plutonium Core Studies." Technical Committee on Technical and Economic Aspects of High Converters, Nuremberg, FRG, 26-30 March (1990)
- (3) R. Chawra, K. Gmur, H. Hager, and R. Seiler : "Reactivity and Reaction Rate Ratio Changes with Moderator Voidage in a Light Water High Converter Reactor Lattice" Nuclear Technology Vol. 67 (1984)
- (4) R. Chawra, R. Seiler, and K. Gmur : "Effects of Fuel Enrichment on the Physics Characteristics of Plutonium-Fueled Light Water High Converter Reactors" Nuclear Technology Vol. 73 (1986)
- (5) R. Seiler, R. Chawra, K. Gmur, H. Hager : "Investigation of the Void Coefficient and Other Integral Parameters in the PROTEUS-LWHCR Phase II Program" Nuclear Technology Vol. 80 (1988)
- (6) R. Chawra, et al. : "Analysis of PROTEUS Phase II Experiments in Support of Light Water High Conversion Reactor Design" Kerntechnik 57, No.1 (1992)
- (7) 大杉俊隆 : "高転換軽水炉の炉物理と FCA 実験" 第 30 回炉物理夏季セミナー '98 (1998)
- (8) 山本徹 : "プルトニウム有効炉心及び MOX 炉物理試験" 第 30 回炉物理夏季セミナー '98 (1998)
- (9) T.Yamamoto et al. : "Core Physics Experiment of 100% MOX : MISTRAL" Global97 (1997)

- (10) K.Nakajima, et al. : "Measurements and Analyses of the Ratio of  $^{238}\text{U}$  captures to  $^{235}\text{U}$  Fission in Low-Enriched  $\text{UO}_2$  Tight Lattices" J. of Nuclear Science and Technology, 31[11],pp.1160-1170 (1994)
- (11) K.Nakajima and M.Akai : "Modified Conversion Ratio Measurement in Light Water-Moderated  $\text{UO}_2$  Lattices" Nuclear Technology Vol.113 (1996).
- (12) 高速-熱結合系による高速炉系の実験の可能性の検討、未公開資料.
- (13) 久語輝彦、他 : "高燃焼度フル MOXPWR 炉心の核的検討" JAERI-Research 98-059 (1998).

表 2.7.1 低減速 MOX 燃料臨界実験

Facility	MORGANE-S,R	ERASME-S,R	PROTEUS 1	PROTEUS 2	FCA フェーズ 2	TCA 計画
燃料仕様						
燃料	MOX 燃料棒	MOX 棒	MOX 燃料棒	MOX 燃料棒	板 (金属)	MOX 棒
ペレット直径			6.7	8.46		9.5
被覆管材料			SUS	SUS	(Al)	Zry
被覆管外形			8.22	9.57		11.0
被覆管厚さ						0.66mm
燃料実効長				83(140)cm	90cm	100cm
富化度 wt%/ 燃料棒本数*		11%	15%MOX Depleted UO <sub>2</sub>	7.5%/1900	8.11	15%/1500 10%/1000 20%/500
Pu38/39/40/4 1/42 分裂性 Pu%			-/80/18/2/0 82	1/64/23/8/4 72	Pufis.92% 「81,75」	3/52/27/9.5/7/1 .5 63
テスト領域						
燃料棒ピッチ				1.12,1.26cm		1.125~1.58cm
水対燃料体積 比	0.5-0.9	0.5-0.9	0.5	0.5-1.0	0.6	0.3-1.4
平均富化度*		11%	6	7.5	8.11%	15wt%
減速材	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O/D <sub>2</sub> O
燃料棒数	720-500	1500-1240	2100	1900		3000
内部容器寸法		~55cm	50cm	50cm	50/50cm	60cm
ドライバー燃料	90%UAl	5%UO <sub>2</sub>	5%UO <sub>2</sub>		20%濃縮 ウラン	4.9wt%UO <sub>2</sub>
バッファー	3.5wt%UO <sub>2</sub>	3.5%UO <sub>2</sub>	天然ウラン 金属		SUS	劣化 UO <sub>2</sub>

\*富化度はフランスの実験では全プルトニウム、それ以外は分裂性プルトニウム (表 A2.1 も同様)

表 2.7.2 テスト領域燃料仕様

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> )		10.0, 15.0, 20.0 wt%
燃料有効長		1 m
プルトニウム組成 (%)	Pu-238	3.0 (1.9)
	Pu-239	52.0 (57.5)
	Pu-240	27.0 (23.3)
	Pu-241	9.5 (10.0)
	Pu-242	7.0 (5.4)
	Am-241	1.5 (1.9)

(注) ( ) 内は設計研究で使用している値。

表 2.7.3 ドライバー/バッファ領域燃料仕様

	ドライバー	バッファ
減速材対燃料原子数比 (H/HM)	約 4.0	0.6
燃料棒ピッチ (mm)	約 14.0	11.25
燃料棒直径 (mm)	11.0	11.0
被覆管材料	ジルカロイ	ジルカロイ
被覆管厚み (mm)	0.66	0.66
燃料	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
ペレット直径 (mm)	9.6	9.6
濃縮度	4.9wt%	0.2wt%

表 2.7.4 予備解析結果

富化度	10wt%			15wt%			20wt%		
	H/HM	直径 (cm)	燃料棒本数	H/HM	直径 (cm)	燃料棒本数	H/HM	直径 (cm)	燃料棒本数
0.6	71.2	3630	0.6	46.6	1552	0.6	36.8	970	
1.0	70.6	3567	1.0	46.6	1557	1.0	37.0	977	
1.5	69.0	3407	1.5	46.8	1575	1.5	37.6	1012	

(注) 直径、燃料棒本数は臨界点での予測値である。



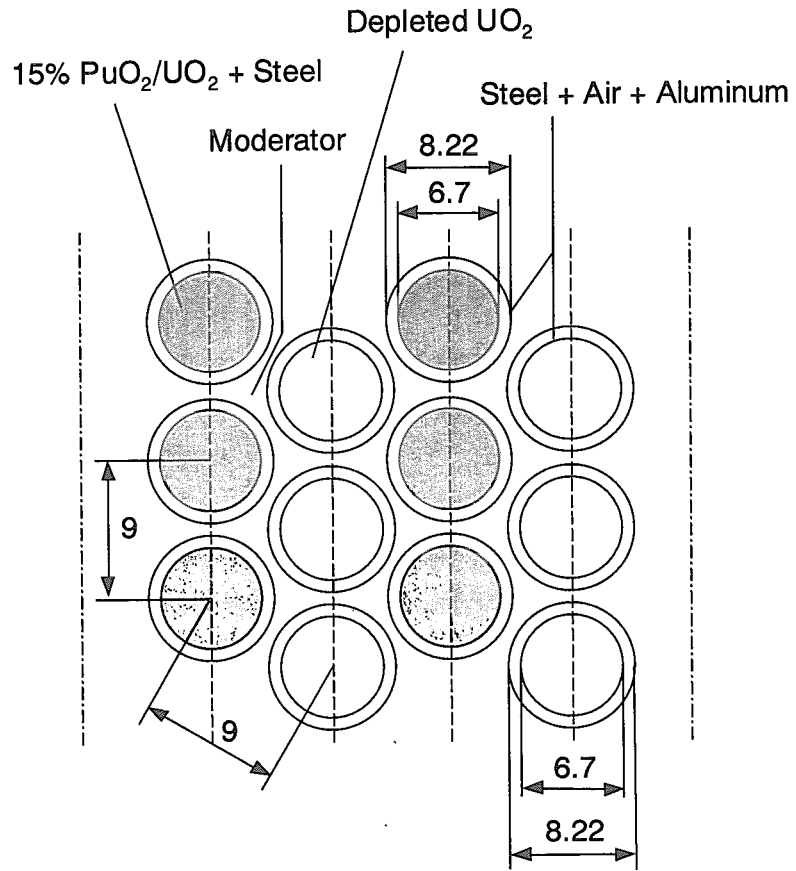


図 2.7.1 PROTEUS1 の燃料格子 (炉心 1, 2)

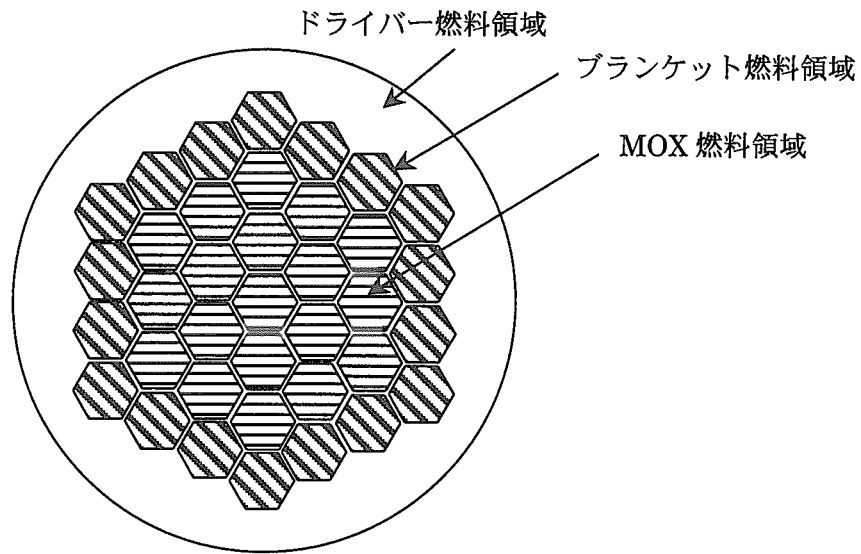


図 2.7.2 径方向ブランケット燃料装荷炉心体系

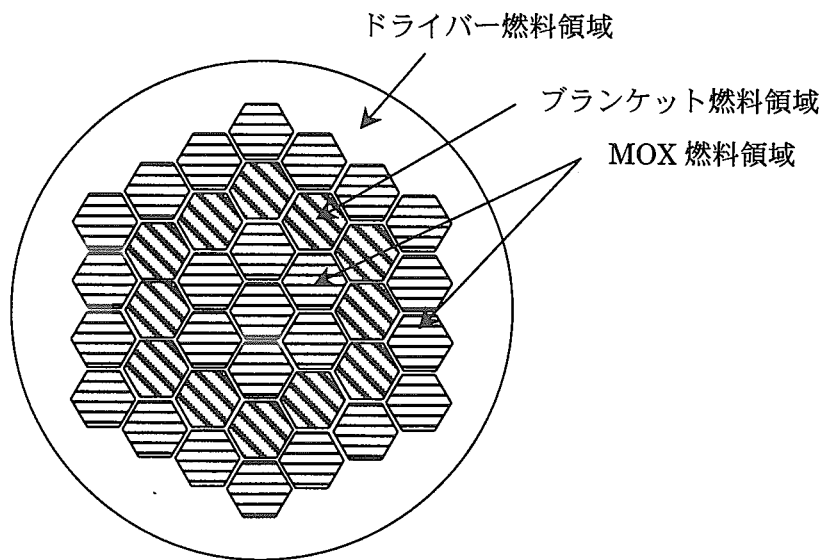


図 2.7.3 径方向非均質炉心体系

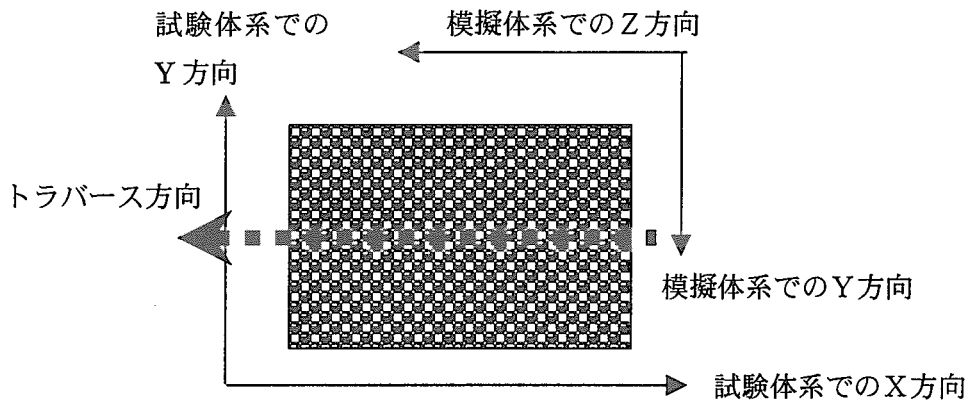


図 2.7.4 軸方向の体系を横方向の体系で模擬するための予備実験

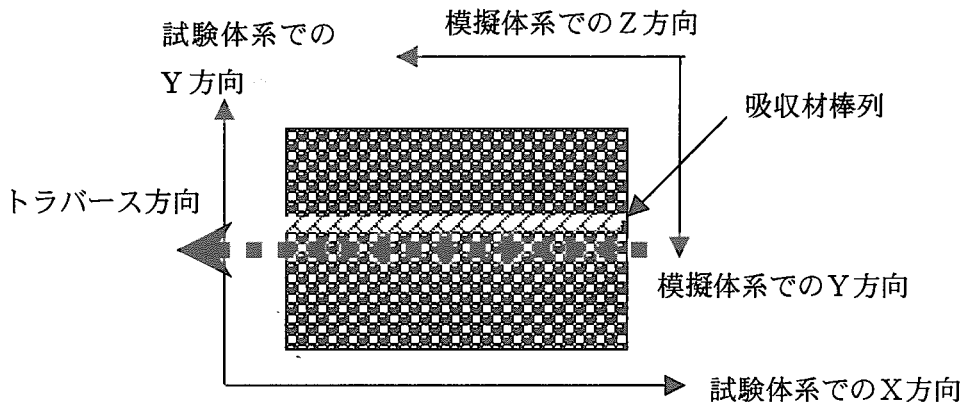


図 2.7.5 軸方向に挿入された吸収材棒の効果をも横方向の体系で模擬するための予備実験

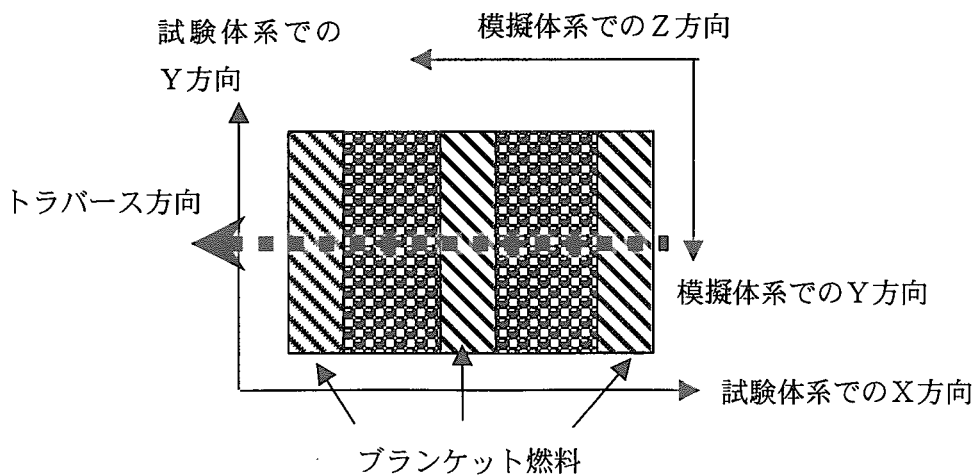


図 2.7.6 軸方向二重炉心体系を横方向体系で模擬する試験体系

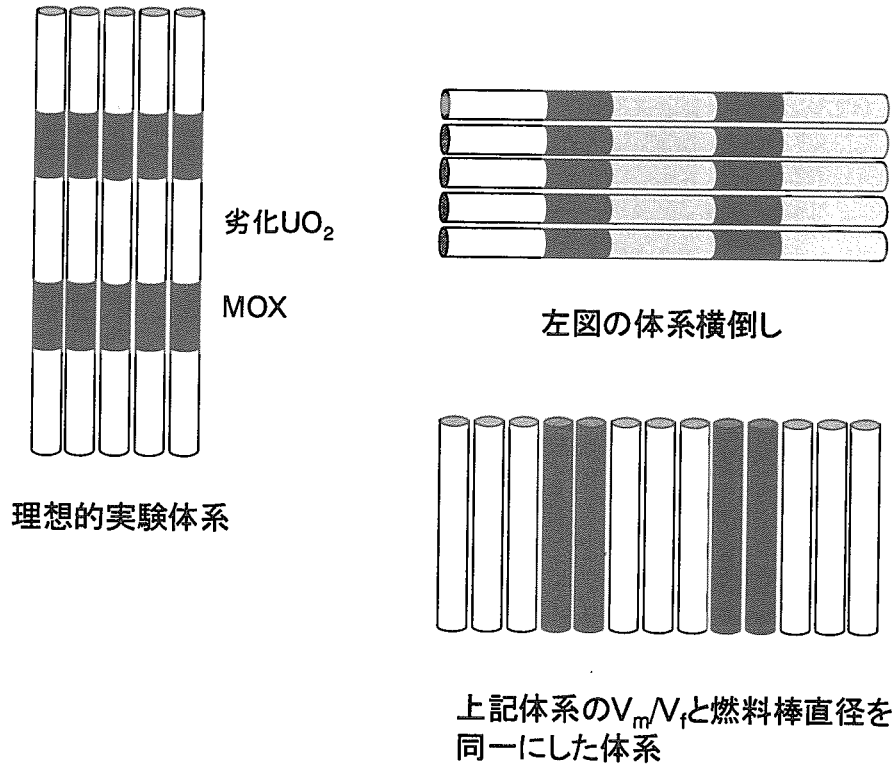


図 2.7.7 軸方向二重炉心の理想的実験体系から代用実験体系への変換

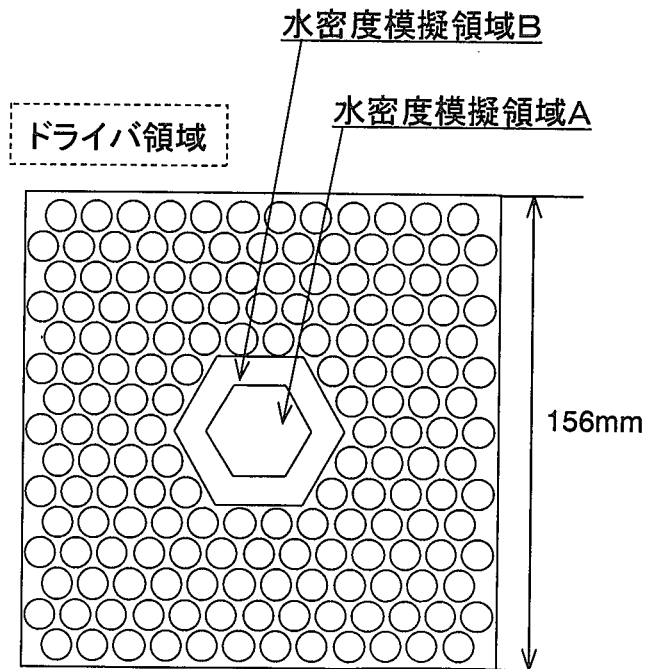


図 2.7.8 ボイド管の効果を調べる実験体系

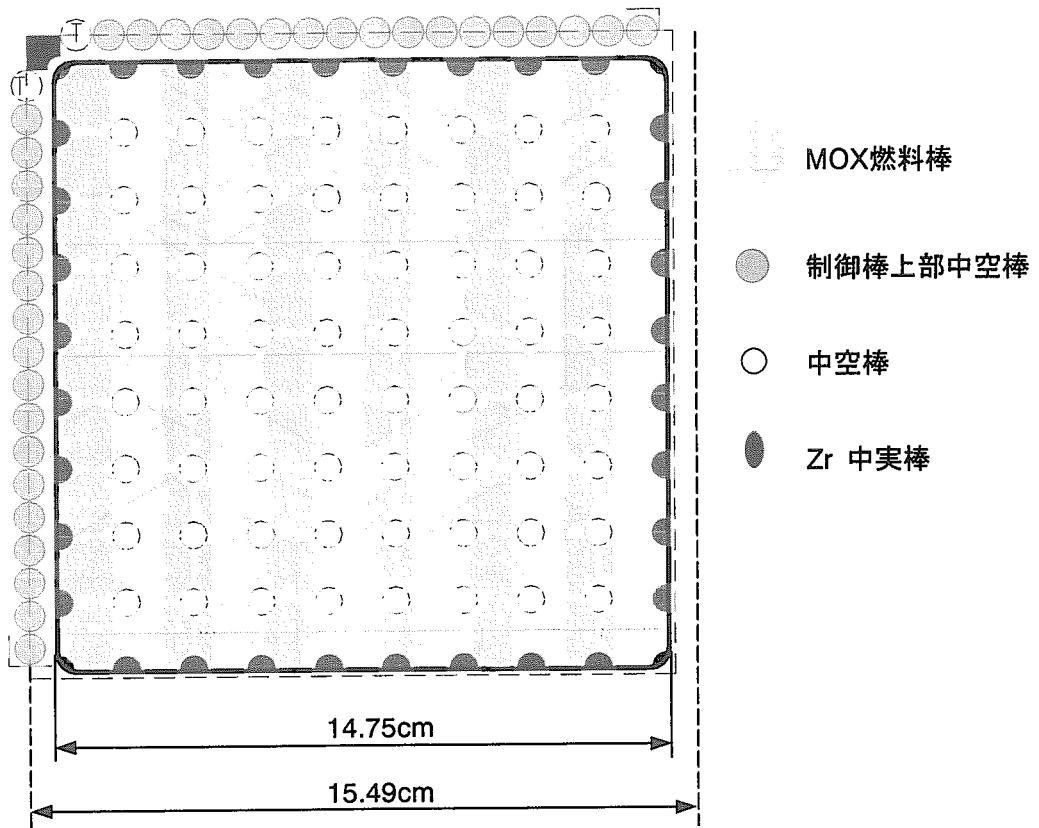


図 2.7.9 燃料集合体断面 [現行炉互換型 BWR]

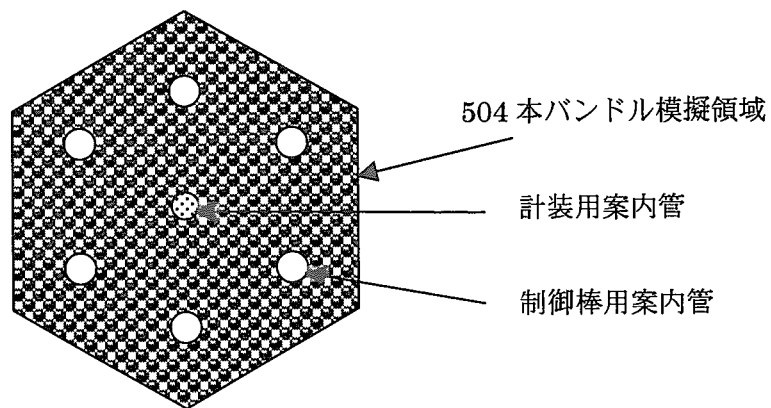


図 2.7.10 高転換比 PWR 型炉心の実験体系

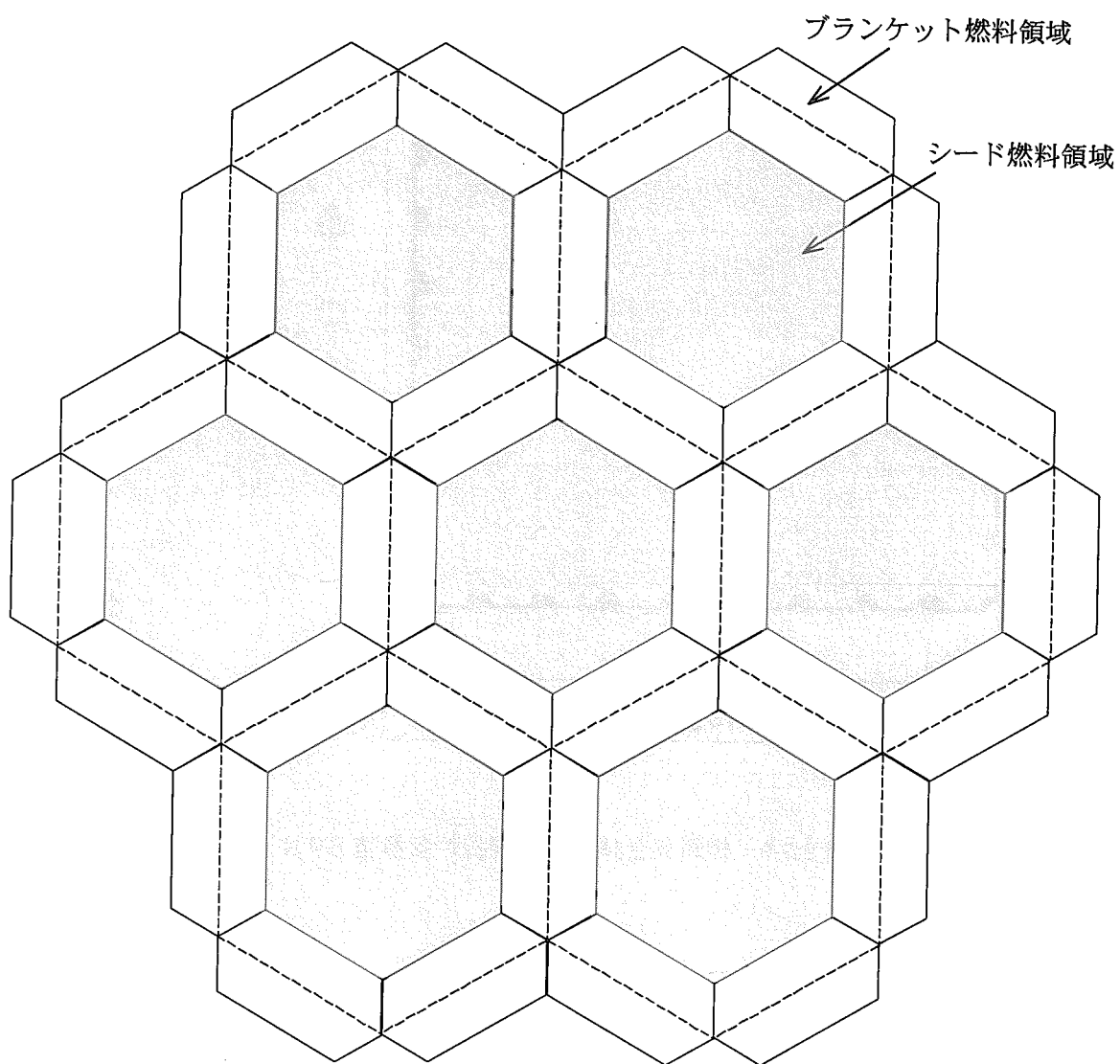


図 2.7.11 シードブランケット炉心

## コメント・質疑応答内容

Q (佐々木/サイクル機構) : 二つあります。実験が TCA みたいな小さな熱炉用の試験装置で組んだ場合、ブランケット燃料の中のスペクトラムというのは再現できてるかという問題。それにかからんで、この計画は基礎実験としてはいいと思うのですが、今まで Na 高速炉をやるときも FCA では実証炉基礎実験をやって、モックアップ・模擬実験はわざわざ米国の ZPPR という大型の装置を用いてやらざるを得なかったということがあります。そういうことを考えた場合、TCA の実験でやるだけで十分なのか、そうではなくて、それ以外にやらなくてはいけないことを整理してお持ちでしたら教えていただきたい。

A : 大型炉心に対して完全な意味での実験をすることはまず不可能だと思います。「むつ」の試験は TCA でやったのですが、あれは完全に径方向はそのままの試験でした。ですが、これはそうではなくて大型炉心を目指しているわけですから、ある程度部分的な試験で解析をつないでやるより他になく、それ以上のことは考えていません。

Q (佐々木/サイクル機構) : スペクトルの再現性についてはどうですか? Breeding の話になると非常に大事になりますよね。

A : スペクトルとは境界上のことをいっておられるのですか。

Q (佐々木/サイクル機構) : 境界上ではなくてブランケットの中のことです。

A : それは厚さとして 10 cm くらいとれば中心の領域でのスペクトラムはかなりブランケットに似ていると思います。境界のところではシードの影響が入ってきます。

Q (佐々木/サイクル機構) : ブランケットの外側にすぐドライバー燃料がきているわけですか。

A : ブランケットの後にバッファーを入れてドライバーです。

Q (佐々木/サイクル機構) : バッファーというか、バッファー、イコール、ブランケットと同じ燃料で、その外側にドライバー燃料がある。

Q (栃原/三菱) : これはブランケットが中についているのですか。

A : そうです。今はなくなっているかもしれませんが、設計オプションです。体系を大きくすると実際にタンクにいれたときにドライバーまで入れないといけないこともあります。PROTEUS は重水ですから、当然 2 重タンクになっています。フランスの臨界実験装置 ERASME でもそうで、原研の実験でも須崎さんは絶対そうしないといけないとおっしゃっています。

Q (佐々木/サイクル機構) : 私が質問したのはネガティブな方向ではなく、TCA の実験、これも実現するのが非常に難しいという話だと思うし、私もそう思っているのですが、それだけではなくて日本としてこれを前に進めていこうとしたらやはりもう少し大型な、原研さんでも昔からいろいろ計画を立てられているところがあると思うのですけれども、そういうものも必要であると、ニーズが絶対あると、そういうものも実現に向かって検討していかななくてはいけないという前向きな方向でのお答え・議論が欲しかったのですけれども。

C (栃原/三菱)：それはあとの総合討論で岩村さんにふっていただくことといたしまして。  
(笑)

Q (亀山/電中研)：扁平炉心を横倒しにするという話がありましたけれども、モンテカルロで計算されたとおっしゃいましたが、どういう項目を比較されたのでしょうか。

A：出力分布だけです。

Q (亀山/電中研)：そうすると隙間に水があるのですけれども、それでも出力分布がうまく合うと？

A：そうです。

Q (亀山/電中研)：モンテカルロというのは分布をとるとある程度ばたばたすると思うのですけれども。

A：出力分布についてはヒストリ数を上げないと精度がでないということもありますが、その誤差の範囲であっています。

Q (亀山/電中研)：軽水冷却シードブランケット燃料 PWR 型炉心で ZrH<sub>2</sub> 棒 12 本とあるのですけれども。

A：ボイド係数を負にするためにブランケットに ZrH<sub>2</sub> を入れておきますと、ボイドが出来たときに水素が残るわけです。

Q (亀山/電中研)：ブランケット部分にだけ入れるということですか？

A：そう配置するとボイド係数を負側にできるということが設計側でありましたので、そのように考えております。

Q (平岡/電中研)：私の記憶だと TCA というのは水のレベルで臨界を調節するのだと思うのですが、たまたま臨界水位があるレベルで落ち着いたときに横にするとそれがどこでおこるかで上の空間へ出るギャップの状況が変わってくるということはないですか。そこで不確かな要素が入ってきていちいちそれを解析しなければならなくなっていて、横にするのはスマートのように見えてスマートではないような気がします。縦だと状況は変わりませんよね。横だとどこに水位がくるかで変わってくるのではないですか。細かい話ですが。

A (大久保/原研)：棒自体は全て縦です。横倒しにした状況を縦の棒で模擬しようということですが。

Q (平岡/電中研)：了解しました。

Q (石島/原研)：さきほどドライバー燃料を作るときに、燃料製造上の制限で 5% と書いてあるのですが、これは確かに商業用発電所で使うときはそうかもしれませんが、特殊目的であれば 20% 以下は簡単に手に入りますし、現に作っておりますので。

A：これは低減速の試験ですけれども、プルサーマルとか高燃焼度とかそういうことにも使うのではないかとということが頭にあるものですから 4.9%、という値にいたしました。

Q (石島/原研)：要するに UO<sub>2</sub> も将来商業用のものを模擬したいのでこのぐらいでということですか。

A：本音はそういうところです。(笑)



### 3. 総合討論

本章は、総合討論の内容を取り纏めたものである。総合討論では、特に議題は設けず、低減速スペクトル炉の研究開発の全般に関する意見、質問を会場から受ける形で進められた。3. 1節は、討論内容をトピック毎に整理してその概要をまとめたものである。3. 2に討論の全容を記載する。

#### 3. 1 概要

##### ・軽水炉の優位性について

実用化戦略調査研究についての発表で、軽水炉の長所として開発コストが安いということが挙げられていたが、運転保守性に優れているという点も挙げて頂きたいと思う。それは、昔アメリカが原子力潜水艦用の原子炉を開発したときに、液体金属冷却のものと軽水のもの両方を作り比較した結果、保守性の観点から軽水を選択した経緯があることから明らかである。このコメントに対して、大きな懸念として、ピッチがせまくなった場合に水質管理がうまくできるかということが運転上の問題としてあるので、諸手を挙げて保守性の主張はできないとの回答があった。

##### ・使用済み燃料貯蔵量の抑制の観点からの低減速スペクトル炉の意義付け

使用済み燃料貯蔵量を減少させるためには、低減速スペクトル炉かフルMOXを途中に入れるという中間的な位置付けの議論が出てくるように思える。このあたりを貯蔵量の観点からの評価をして頂ければと思っている。これに対する回答として、このような考え方は中期的にみれば必然的に出てくるストーリーと思われること。さらにその先を考えたとき、FBRの補完炉とするのか、あるいはFBR代替炉の役割まで担わせるのかどうかという点には不確さはあるものの、使用済み燃料については大きな問題であるので、バックエンドでの再処理廃棄物の処分オプションまでも模索することが必要になるであろうという回答があった。

##### ・炉心圧損、冷却に関する設計の考え方

稠密炉心の場合、炉心流量がABWRと同程度の場合、炉心での圧損が増えると思うが、どの程度増えるのか。この質問に対して、現時点では炉心入口のオリフィス形状が確定できていないため正確な計算はまだであるが、燃料棒の部分だけについてみると50%増から2倍程度になる、との回答があった。さらに、高転換比型BWRについては、転換比向上のために燃料棒を太くしているので、圧損はABWRの5分の1程度と自然循環が可能な値になる、とのコメントがあった。

##### ・炉型の絞込みをどうするか

原子力長計の策定に関連して、原研として低減速スペクトル炉の炉型絞込みをどうする

のかということ、さらに、電力にもプロポーズできる概念を提案する必要性が指摘された。これに対して、現在は低減速スペクトル炉の可能性検討の段階にあるが、いずれ、良い特性をもつ一定の概念に集約する必要がある、との回答があった。また、資源論の点からの回答として、低減速スペクトル炉の意義を主張するためには FBR の代替としての位置付けが必要であることが述べられた。

・低減速スペクトル炉の多様性とその可能性

エネルギー状況の変貌や FBR 開発の不透明性を勘案して、柔軟性があり、かつ開発コストやリスクの少ない炉の候補として低減速スペクトル炉を提案している。多様性のある低減速スペクトル炉の概念のもとでいろいろなことができると考えている。確かにコンセプトを絞り込むことは大切だが、現在、転換比の絞込みまで必要であるとは考えない。勿論、開発項目が多種にわたるようなオプションは整理していかなければならない。以上のようなコメントがあった。

また、同様なコメントとして、低減速スペクトル炉の研究開発では今後数十年の世界展開まで含めて考えることが必要だろうということ。さらに、多様性に関しては、稠密炉心では MOX だけでなく、ウランを詰めて高出力を実現できる可能性があるという、研究開発における可能性が指摘された。

・炉型の絞込みの際には、是非とも経済性の考慮を

FBR においても電力会社が問題として考えているのは経済性である。低減速スペクトル炉の炉型を絞り込む段階がきたときには、経済性を是非とも念頭において頂きたい。このコメントに対して、経済性は重要な検討項目と考えており、炉を構成する要素という意味での狭義の経済性だけでなく、燃料サイクルあるいは再処理などを含めた上で検討していきたいと考えている、との回答があった。

・低減速スペクトル炉研究開発のスケジュール、予算など

低減速スペクトル炉研究で臨界実験を行うための TCA 改造や試験スケジュールについて教えてほしい。この質問に対して、燃料製造の目処をつけなければいけないというハードルはあるものの予算を獲得して、できれば平成 16 年度には臨界実験に入りたいと考えている旨の回答があった。また、必要な予算の概算額が述べられた。

・再臨界をどう考えるか

炉心が溶融して起こる再臨界事象について、FBR での検討状況、および軽水型における考え方についてコメント頂きたい、との質問があった。これに対して、FBR において再臨界検討の必要性が生じた背景、再臨界検討のために行われた試験の概要が説明された。低減速スペクトル炉においても、プルトニウム富化度が高いため再臨界検討の必要性が生じる

であろうこと、また冷却材が軽水の場合の再臨界シナリオ検討の必要性などが指摘された。

### 3. 2 総合討論の内容

(岩村/原研)：時間の関係でパネルの部分を省略して討論という形で進めたいと思います。これまでの発表または進め方等について何かございましたらお願い致します。

#### 「軽水炉の優位性」

(落合/原研)：本日の実用化調査研究についてのご報告は大変有意義であり、ありがたく思っております。こうした増殖型の炉を評価する物差しとしまして、低除染の再処理であるとか、再臨界の可能性が重要であるというご指摘を十分に受けまして今後の設計に役立てて参りたいと思います。ひとつご注文であります、軽水炉の長所として開発コストが安いということも挙げて下さった訳ですが、運転保守性に優れているという点も取り上げて頂きたいと思います。といいますのは、昔アメリカが原子力潜水艦用の原子炉としまして、液体金属冷却のものと軽水のもの両方を作りまして比較した結果、軽水を選択したということが御座います。それは保守性の点からでした。このような点も考慮頂きたいと思えます。

(此村/サイクル機構)：おっしゃる趣旨はよくわかりますので考慮させて頂きたいと思えます。ただ、運転性に関しては我々のなかにも電力出身のかたがおられて、いろいろと議論しているのでありますが、ひとつ大きな懸念は、ピッチがせまくなった場合の水質管理の問題がうまくできるかということが運転上の問題としてあります。その意味で運転保守性について諸手を挙げて大丈夫ですとは言いきれない面があります。

落合：このようにご指摘頂ければ設計の方でも検討したいと思えます。

#### 「使用済み燃料貯蔵量の抑制の観点からの低減速スペクトル炉の意義付け」

(岩村/原研)：それでは他にどなたか。

(和田/原電)：今後、低減速スペクトル炉は実験も始まり、電力の方でもその位置付けが重要になると思えます。佐藤さんに御伺いしたいのですが、ご発表で資源論に関するところが御座いましたが、使用済み燃料貯蔵量の抑制の意味からみますと、フル MOX か低減速スペクトル炉を途中に入れないと使用済み燃料の貯蔵量がかなり増えてしまい、消費できなくなってしまっているように見えるのですが、そうした場合、低減速スペクトル炉かフル MOX を途中に入れるという中間的な位置付けの議論が出てくるように思えるのですが、このへんの貯蔵量の観点からの解析評価をして頂ければと思っています。

(佐藤/原研)：使用済み燃料の貯蔵量は、いずれ FBR が実用化されると考えるとき、一定

期間かなりの量を貯蔵しなければならないので、法改正もなされまして、使用済み燃料の中間貯蔵がスタートしようとしています。やはり、長期的に見てかなり問題になってくる可能性は十分にあり、これを避けるためには再処理をする必要があります。再処理をすればプルトニウムをどうするかという課題があります。だから、フル MOX かさらに進化した炉を考えるという必要があります。そのようなことは中期的にみれば必然的に出てくるストーリーではないかと思います。ただ、その先をどうするかということでして、FBR につなげるための補完炉としての中間層となるのか、あるいは FBR の実現に何らかの困難があった場合の FBR 代替炉までもっていかなければならないのか、その先にはこのような不確さはあるのですが、いずれにいたしましても、今おっしゃられました使用済み燃料については大きな問題になると思います。勿論、使用済み燃料を再処理すれば高レベル廃棄物が出てきますから、その地層処分についても考える必要があります。いずれにしましても、バックエンドは最終的に地層処分までもっていくか、あるいは使用済み燃料の直接廃棄というオプションをいずれ模索することになるでしょう。このへんは政策的な判断が必要となりますが。

これで答えになったかどうかわかりませんが。

「炉心圧損、冷却に関する設計の考え方」

(岩村/原研)：他の質問があればどうぞ。

(石田/原研)：秋本さんに質問です。炉心流量が ABWR と同程度の場合、炉心での圧損が増えると思いますが、どの程度増えるのでしょうか。

(秋本/原研)：現時点では正確な計算はできていません。というのは、BWR の場合は入口のオリフィスがありますが、そのへんをどういう形にするかということがありますので、最終的な値をどの程度にするかはまだ決まっています。燃料棒の部分だけについてみると 50%増から 2 倍程度になります。炉心長が短くなっていることを考慮すれば、そこそこの値に抑えられているのではないかと思います。

(竹田/日立)：圧損と冷却の質問はいつも出てくるのですが、BWR にもいろいろな設計がございます。基本的な設計の考え方といたしましては、現在の ABWR の燃料をだいたい 4 つに分けて下に集める、原則として燃料棒のトータルの長さは変えない。ですから平均線出力密度は同じです。そうしますと、長さが 4 倍あるものには、周りに水が 4 倍なければいけないのですが、いま上の 4 分の 1 を冷やすために下から水を送っている訳です。長さが 4 分の 1 になればギャップは 4 分の 1 でよいのです。だから単位出力を冷やすに必要な水としては同じ量だけ流しているのです。したがって、圧損も ABWR と同じ程度に保たれている。高転換比型 BWR につきましては、転換比を高めるために燃料棒を太くしておりますので、ABWR の圧損の 5 分の 1 程度になりまして、自然循環が可能なくらいの圧損になっています。定性的にも、圧損と冷却については特に問題ないような設計フィロソフィーをとっているということです。

「炉型の絞込みはいかに」

(平岡／電中研)：違う質問ですが。いろいろと話を伺いましたが、低減速スペクトル炉として原研はこれでいくんだ、という炉心はいつ頃出てくるのでしょうか。いろんなタイプがいっぱいありますが。

(岩村／原研)：これは非常に難しい質問だと思うのですが、今我々は低減速スペクトル炉の可能性を探るフィージビリティスタディを行っているところです。しかし、いつまでもいろいろな炉を並行してやるよりは、なるべく良い特性を持った炉を一定の概念に集約したいと考えています。

(平岡／電中研)：そういう意地の悪い質問をしたというのはですね、ちょうど第3分科会で議論があるんです。低減速スペクトル炉を第3部会の対象として考えるのか否か、議論する場合に、第2でやってもらった方がよいのではないかと、また炉概念をはっきりと固めていくという意味では第4で議論したほうがよいのではないかと、という様々な考え方がありますが、要は原研がこれなら電力に対してもプロポーズできるコンセプトがいつ頃出てくるかでほとんど決まってしまうような気が致します。

(岩村／原研)：そういう質問はよく受けるのですが、基本的に低減速スペクトル炉は今の軽水炉技術の延長線上にあります。したがって、いまの段階ではPWRとBWRの2つの体系の技術があるので、PWR、BWRについてそれぞれ検討を進めているわけです。あと2、3年のうちに、例えば日本原電との共同研究等のなかで、概念の絞込みを進めていくことになるかと思えます。

(佐藤／原研)：それに関連しましては、原研のなかでもいろいろな意見があります。低減速スペクトル炉をどのように位置付けるかということに大きく関係していると思えます。補完炉として、つまり過渡的なものとして考えるのか、FBRの代替として位置付けるのかということです。私はFBRの代替として位置付けなければ低減速スペクトル炉の意義が大きくないように思えます。そうしますと、難しいところを狙わざるを得なくなってきました。FBRの代替としてのフィージビリティがあるのかどうかについてはいろいろと疑問もあるかと思えます。先ほど私は資源論の観点から説明したのですが、あの計算は本当に大丈夫なのかと疑問を持たれる方もあるかと思えます。将来の発電設備規模が一定水準で推移すると想定しますと正味転換比が1.0の低減速スペクトル炉でおきかえるためのプルトニウム所要量はある有限な量になります。いいかえれば、ある有限な天然ウラン量を使えば必要規模の設備を維持できます。将来、天然ウランが無限に要するというにはなりません。そのときに、いかに天然ウラン消費量を小さくしたらよいか、が課題となるわけです。そのためには、初期の低減速スペクトル炉を立ち上げるために必要なプルトニウム量を小さくする。あるいは、転換比を1以上にして、得られたプルトニウムの一部を低減速スペクトル炉自身でまかなうという戦略が必要になってきます。ですから、そのような方向の検討を今後されるとよいのではないかと思えます。

(平岡／電中研)：さっき佐藤さんがおっしゃったような奇抜なガイディングプリンスプルを出すのであれば、よいと思います。先ほど私が炉型をどうするのかと聞いたのはまさにそのことです。何をねらうのかということです。原研からこの話が出たときに、私は FBR との関係はどうなのかと質問したのですが、そのときの中川さんのお答えは補完的な役割ですということでした。必ずしも代替であるということではなかったと思います。ですから、今すぐにあいくちをつきつけてどうなのかというのは無理があると思いますが、ガイディングプリンスプルをはっきりさせたらよいでしょう。

「低減速スペクトル炉の多様性とその可能性」

(岩村／原研)：では、中川部長からどうぞ。

(中川／原研)：エネルギーの状況は変わり得るし FBR の開発も不透明である。つまり完全に成功する確率もあるし、完全にゼロになるという確率もあるだろうと思います。それを考えに入れてフレキシビリティがあり、かつ開発コストやリスクの少ないというもののひとつの候補として我々は提案しています。だから、その意味では、岩村さんも話されているように、どれかに絞り込めという話もあるのですが、ある意味では多様性のあることを低減速スペクトル炉の概念のもとでできると考えています。つまり、それは時代のニーズによって選択できればよいのではないかと思います。所詮、エネルギーというものは 20,30 年周期でいろいろと局面が変わってきますから、プルトニウムが余る時代もある訳です。また、エネルギー需要も、佐藤さんの解析で高い設定と低い設定では倍くらい違います。必要な資源量も違ってきます。そういう状況に十分に柔軟に対応でき、少々高い原子力のエネルギー需要を考えても FBR 並みのことでウラン量を抑えられるポテンシャルがあるという意味でのフレキシビリティが重要なのです。確かにコンセプトを絞り込むことは大切なのですが、それはターゲットとして例えば転換比を絞り込む必要は今のところあるとは考えていません。あまりにも開発項目が多種にわたるようなオプションは整理していかなければならないと思いますが、ひとつの路線上で、例えば NERI でやっている小型炉から商用の大型炉まで一貫して同じコンセプトで作れるのであれば、フレキシビリティのある炉概念に低減速スペクトル炉はなり得るのではないかと。まさに長期サイクルと高転換比と同時に実現するというように資源論の問題を解決するためのフレキシビリティをもっているといえます。そういう意味で今までの FBR 開発においては増殖率をいくりにするとかいうのを決めてから開発することが多かったのですが、私はそのようなことでない方がよいのではという気がしています。

(栃原／三菱)：炉型の選び方とか、絞り込みに関しては、私も意見があるのですが、やたらと炉型が多く目障りだから絞るといった類の意見が強かったように思うのですが、私はむしろ逆で、中川部長が言われたように、まだ FBR の代替なのか、軽水炉の延長上での短期のオプションなのか、合わせて再処理との絡みもありますので、状況は非常に不透明であると思います。だからペーパースタディをやっても世の中の状況は変わりますのでリス

クがあります。私どもは、PWRをやっていますが、本心はと申しますとFBRは国を中心に一生懸命やっている、BWRも35年の経験がありますので、それをモディファイしてどんなことができるのかなということです。PWRは世界に270基、BWRは120基くらいありますので、世界展開まで含めてそれぞれどんなことが今後何十年の間にできるのかという手のぼし方です。そういう意味で多様性を多く含んでいるといえます。稠密炉というのはウランでも使えるわけです。今はMOXだけについてやっているのですが、ウランを詰めて高出力にもっていくこともできますので、幅広い研究ができる可能性があります。設計に直接4,5年かかわった本当の気持ちを申しますと、一部の人が思っているほどそんなにすぐできる場所にはまだないということです。設計の先端にいる人は非常に苦労していて、明日作ると言ったらちょっと待ってくれという状況があります。あまり性急にやるとしぼんでしまいますので、今はみんなで色々な弾をつなぎながら仲良く一緒に盛り上げていく段階のように思います。最近のムードは性急すぎるなという危惧をもっています。こういう場で本心をちょっと言わせて頂きました。

(岩村/原研)：その問題にはいろいろと難しいことがあります。例えば先ほど嶋田さんや秋本さんが発表された炉物理や熱流動、といったところで原研としましては将来、低減速スペクトル炉を立ち上げるための基本的なデータベースあるいは解析手法をねらった仕事に中心を置くということです。炉型選択をいま原研が行なうというのはちょっとまだ早いような気がいたします。長計の議論とは、ずれているかもしれませんが。

「炉型の絞り込みの際には、是非とも経済性の考慮を」

(黒田/原電)：低減速につきましては、原電も共同研究としてさせて頂いておりまして期待しているところであります。FBRのところで5つの基準目標ということで、安全性、経済性とかがありました。FBRにおいても電力として問題として考えておりますのは経済性です。したがって、低減速の中でも色々な炉があって、勿論まだ研究の段階ですので、今どれかというのは難しいですが、絞り込む段階がやってきたときに、経済性ということも是非念頭において頂きたいと思えます。

(岩村/原研)：勿論、経済性は重要な検討項目と考えています。我々は炉を構成する要素という意味での狭義の経済性だけでなく、燃料サイクルあるいは再処理など全て含めた上でこれから考えていきたいと思っております。

「低減速スペクトル炉研究開発のスケジュール、予算など」

(日比/三菱)：TCAの改造や試験のスケジュールについては今回お話がなかったのですが、どのようにお考えなのでしょうか。

(岩村/原研)：我々は国の予算でやっておりますので、先ず国の予算をとることが第一の難関です。今は予備検討の段階でして、TCAの改造費はもちろんのこと改造に着手するための安全審査の予算もまだいただいておりません。希望といたしましては、今、予

備検討をしまして、13年度以降にTCAの改造を考えています。その前に燃料の製造の目処をつけなければならないという大きな問題があります。燃料製造に関してはJNCで行なってくればありがたいのですが、その場合も製造設備の改造は必要だろうということで、色々なハードルはあります。このようなハードルを考慮しても低減速スペクトル炉についてはある程度の目処を5年以内につけたいと思っていますので、できれば平成16年度には臨界実験に入れるように希望しており、それを前提にした計画を立てております。

(牧原/三菱)：熱流動もまだ小規模のものしかやられていないのですが、実用化までにはどのくらいの開発費がかかるのか、大体、臨界実験にどのくらい、熱流動実験にどのくらいという目処はつけられているのでしょうか。

(岩村/原研)：非常に粗い目処なのですが、臨界実験については先ず、燃料を手配しなければならないということです。燃料をどこからどのように手配するかというのが大きな不確定要素ですが、仮にJNCの方で作って頂くとすれば燃料製造設備の改造費やTCA改造費、安全審査対応の費用なども含めて50億円くらいはかかるだろうと考えています。

秋本さん熱流動試験に関してはどのくらいだったでしょうか。

(秋本/原研)：大型の限界熱流束試験を3つくらいやることを考えていまして、15億から20億円くらいです。

(岩村/原研)：これは数年内に必要なだろうということです。低減速スペクトル炉を実用化するためには、これからも議論はあるかと思いますが、試験炉を作って試めさないといけないわけです。今の炉とは核的にも熱的にも異なりますので、それにいくらかかるかということについてはいろいろと意見があるところですが、試験炉、臨界実験、熱流動実験など全て含めまして、HTTRでかかった850億円くらい出すのは仕方ないかなと思っています。これは私の個人的な意見ですが、1000億以上ということはありません。

#### 「再臨界をどう考えるか」

(栃原/三菱)：JNCさんへの御質問です。炉心が溶けて起こる再臨界事象ですが、FBRでの検討状況を御紹介頂いて、軽水型についてのお考え、御指示などあればコメント頂きたいと思います。

(比村/サイクル機構)：先ずFBRで、今の「もんじゅ」や実証炉を含めてですが、なぜ再臨界を考えるのかということは皆さんご存じのことと思います。指針の中に技術的には起こるとは考えられない事象という、5項事象と言われているものがあります。それはどこからきているのかといいますと、アメリカがClinch Riverをやっていたときに、炉心には臨界量以上の燃料が入っているので、炉心が崩れて集まれば臨界になるだろうということを規制当局から指摘されたのがそもその発端でした。日本の方では「もんじゅ」を始めた頃に検討をはじめました。いろいろな炉内試験がフランスのCABRI等で行われてきた訳です。その集大成が「もんじゅ」とか実証炉の安全性の話なのです。ただ最近炉心がどん



どん大きくなりまして、なお且つ原子炉容器の方は変わっていないので、再臨界を排除しなければいけないということです。そのために、今の設計では集合体のまん中に穴を開けるといことがナトリウムの方では出ています。それで本当に穴を開けて炉心の外に燃料が出ていくかということを実験しなければいけません。ロシアに IGR という試験炉があるのですが、そこで実際に UO<sub>2</sub> を溶かして、壁が壊れるかどうかという試験をいま行なっています。ナトリウムに関しては、このようにいろいろと情報を集めているのですが、問題は低減速スペクトル炉の方でこのようなことが要るか要らないのかということです。それを設計されている方々の中で議論された方がよいと思います。そのとき、ひとつ考えておいて頂きたいことは、ナトリウム炉でも DBE の範囲内では、このようなことは絶対に起こらないのです。なぜこのようなことをやらされたかということ、これは実績が少ないからやりなさいということ、再臨界が物理的に起きるような reactor を作ったとすると、公衆に対する線量を評価するときに、公衆に対するリスクが大きく上がるのは困まるという当時の安全委員会の指針が背景にあります。具体的に言いますと、軽水炉の場合に、再臨界状態になったときに格納容器が吹き飛んでしまうという話になると、きっとだめですということになると思います。だからこれだけプルトニウム富化度を上げてやると再臨界になるかどうかという議論をさせられて、もしなければハッピーなのですが、もしなる場合には格納系が大丈夫かということが問われると思います。ですから、そのへんを裏付ける実験データを取っていかれるようにしないとまずいのではないかと思います。

(栃原/三菱)：ロシアのデータというのは軽水炉にも転用できるものですか。

(比村/サイクル機構)：さあどうでしょうかね。要するに難しいのはですね、ナトリウムの場合はスタートしてから再臨界になるまでのシナリオをそれなりに書けるのですが、水炉の場合にはどうなるかというのが分からないということです。というのは、スタートのときの温度がナトリウムに比べて低いのですね、1000 度とか 1200 度ですから。それが溶けるまでどのように上がって行って、そのときに水がどのような状態にあるか、ということを実験していかねければならないので、今この場でどのようなシナリオになるか言えといわれても困まるのですが。専門の方々が原研さんの中にもたくさんおられると思いますので、そういう方々と議論されてシナリオをつめていくプロセスが必要になると思います。

「最後に」

(岩村/原研)：まだ時間がありますので他にありましたらどうぞ。

(平岡/電中研)：5 月中くらいの長計の分科会の方では、原研の主張をはっきりさせておかなければいけないと思います。中川さんのような考えでいくのであればそういうことで。発言の度に揺れるのではなくて、こういう考えでいくのだということを実験された方がよいと思います。

(岩村/原研)：原研の立場については、齋藤理事の方から統一的な見解がなされると思います。その内容は、中川部長が言われたような線に沿ったものです。

(中川／原研)：長計には半ページも書いてもらえる訳ではないのですが、位置付けははっきりと提案していかなければならないと思っております。

(岩村／原研)：高速炉の代替としての低減速スペクトル炉という、佐藤さんの方からの積極的な意見もあったのですが、今は栃原さんがおっしゃられたように、低減速スペクトル炉が高速炉の代わりになるということを主張できる段階ではない。勿論、可能性の追求はしないといけないと思うのですが。そういうことで、原研としては取り組みたいということです。

時間ですが、もう1人くらいどうぞ。

(平岡／電中研)：願わくは High Conversion の轍を踏まないようにして頂きたいと思います。あれは、0.95 から始まってどんどん落ちていってしまいましたので。

(岩村／原研)：過去の反省に立った上で研究を進めて参りたいと思っております。どうもありがとうございました。

#### 4. あとがき

第3回低減速スペクトル炉に関する研究会には、所内外から77名が参加し、7件の報告と総合討論を通じて、低減速スペクトル炉の研究開発に関する活発な議論がなされた。本研究会での主な指摘事項は以下の通りである。

##### (1) エネルギー戦略上の問題

- ・高速増殖炉の代替か補完かの位置づけを明確にすること
- ・ナトリウム冷却炉との関係で軽水炉の優位性を主張すること
- ・使用済燃料貯蔵量抑制への貢献面を評価すること
- ・核燃料サイクル技術との整合性、特に乾式再処理技術の適用性を検討すること
- ・プルトニウム多重リサイクルを実現するための燃焼特性評価を行うこと

##### (2) 研究開発の進め方

- ・研究開発スケジュールと予算見通しについて
- ・炉型の絞り込みの必要性の指摘と多様性の確保とのバランスを考慮すること
- ・炉型選択の際には燃料サイクルを含めた経済性の観点を重視すること

##### (3) 技術的側面からの指摘事項

- ・高燃焼度の限界について技術的に明らかにすること
- ・BWR型扁平稠密炉心の圧力損失、核熱不安定性の問題に対処すること
- ・導入シナリオにおいてはPu-241の崩壊効果も考慮すること
- ・再臨界事故への対応方針を明確化すること
- ・限界熱流束相関式の精度向上を図ること
- ・TCA実験の限界とその克服方法について考慮すること

原研としては、本研究会での指摘事項を研究開発計画に反映させるとともに、今後とも大学、研究機関、電気事業者、原子力メーカー等との情報交換を継続して実施し、低減速スペクトル炉の実用化に向けて産・官・学の協力体制確立に努めることとする。

This is a blank page.

付録 1-1

講演 OHP 資料集

「低減速スペクトル炉を巡る最近の情勢」

岩村 公道 （日本原子力研究所）

This is a blank page.

## 低減速スペクトル炉を巡る最近の情勢

- (1) 原子力長計における議論
- (2) NERI計画等米国を中心とした動き
- (3) 外部機関との連携・協力
- (4) 成果の公開

日本原子力研究所

岩村公道

## 「原子力長計」での低減速スペクトル炉の議論

### 第二分科会（エネルギーとしての原子力利用）

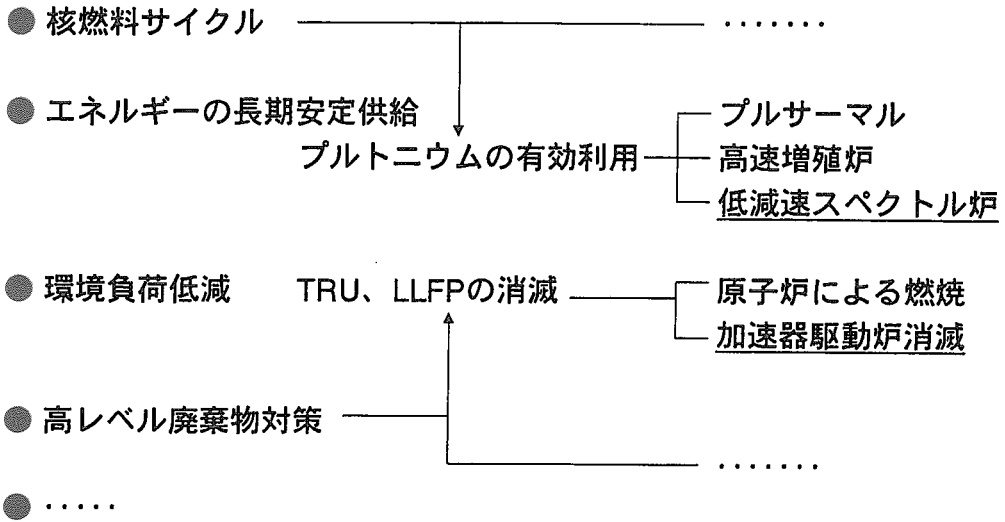
○軽水炉技術の高度化として位置づけ

### 第三分科会（高速増殖炉関連技術の将来展開）

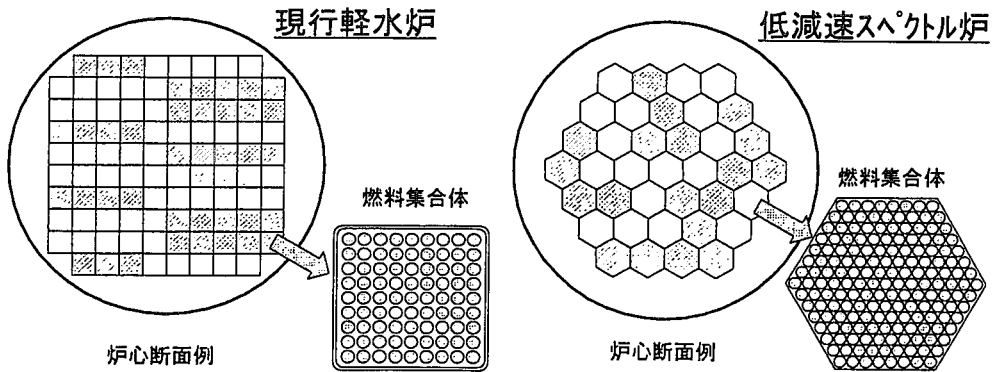
○ウラン資源有効利用等将来の選択肢として位置づけ

- ・第3回分科会（H11.11.11）で原研から「日本原子力研究所における高速増殖炉関連技術分野の研究」の一部として報告
- ・第4回分科会（H11.12.20）で原研から「高速増殖炉・分離変換技術関連研究の方向性」として研究開発計画を報告
- ・第5回分科会（H12.1.17）でJNCから「実用化戦略調査研究の現状」として水冷却炉の検討状況を報告

## 原子力開発における長期的課題



## 低減速スペクトル炉の特徴



### 低減速スペクトル炉の特長

- ・ プルトニウム多重リサイクルが可能
- ・ ウラン資源を有効利用
- ・ 高燃焼度・長期サイクル運転が可能

- ・ 稠密格子燃料棒配列
- ・ 短尺化および扁平化
- ・ MOX燃料棒使用

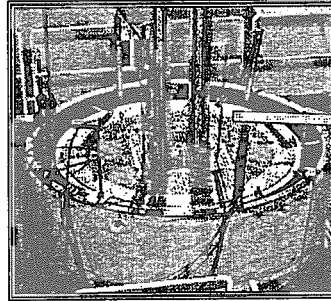


### 低減速スペクトル炉の主要R&D項目

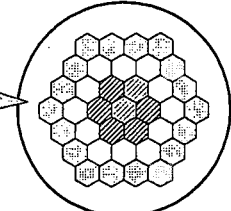
#### 核特性確認実験

#### 低減速スペクトル炉臨界実験

- 稠密格子配列
- MOX燃料棒



軽水臨界実験装置 (TCA)



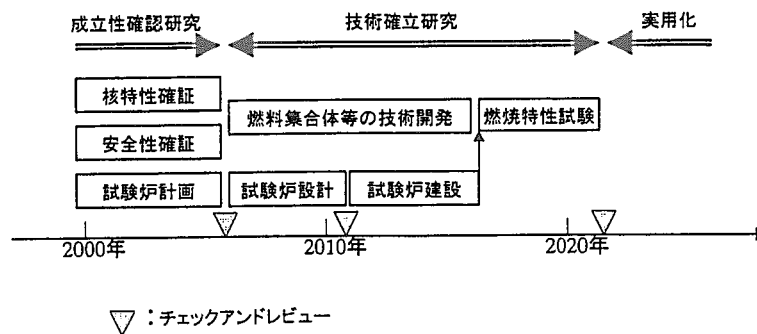
- ◐ MOX燃料棒
- バッファー用UO<sub>2</sub>燃料棒
- ◑ ドライバー用UO<sub>2</sub>燃料棒

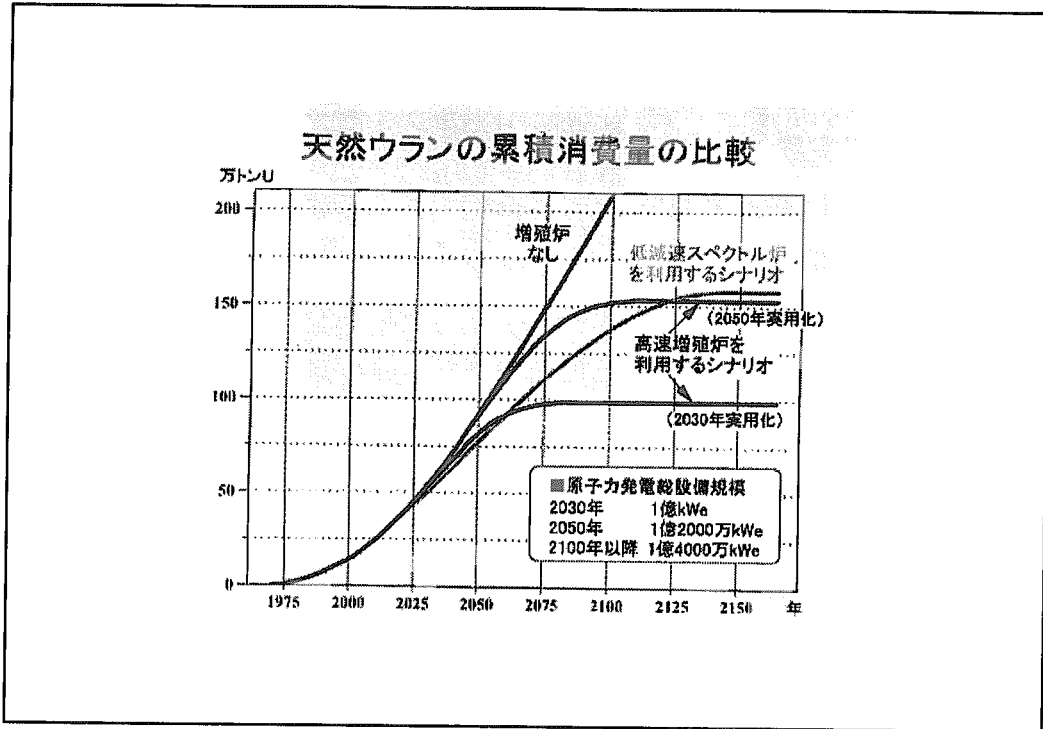
#### 安全性確認実験

#### 稠密格子炉心における除熱特性実験

- 限界熱流束特性
- 冷却材喪失事故時の炉心冷却特性

### 低減速スペクトル炉の実用化スケジュール





**第三分科会での低減速スペクトル炉に関する主な論議  
 — 議事録より抜粋 —**

- 開発分担について (吉岡委員)
  - ・低減速スペクトル炉については、軽水炉技術に立脚し、メーカーが持っているノウハウが重要であり、メーカー、電気事業者の協力が必要。とても原研だけでは開発できない。(中川説明員)
- 低減速スペクトル炉の位置付けについて(FBRとの関係) (平岡委員)
  - ・FBRが完全に実用化するまでには不透明性がある。もう少し違った選択肢も今後の経済、エネルギー需給によっては成立するのではないか。もう少し安いコストで開発できるものがないかという発想である。FBRは必要かという問題ではなく、今後情勢が変わることもあるので選択肢を持っておくことは非常に重要と考えている。(中川説明員)
- 大規模プロジェクト間のバランスについて (粟屋委員)
  - ・低減速スペクトル炉はフィジビリティ・スタディの段階であり、電力にとって魅力的でアクセプタブルなものになれば試験炉まで持って行ければ良いと考えている。(齋藤委員)
- 研究開発計画について
  - ・高速増殖炉は開発から約40年たっているが、未だ実用化の域に達していない。軽水炉技術の延長線上の低減速スペクトル炉を高速増殖炉までの中継ぎとして考えることもあり得る。過大な開発費も要せず、有望な炉型として開発に取り組む価値がある。しかるべき時期に実用化することが必要。(齋藤委員)
- 低減速スペクトルは、第2分科会で検討したらどうか。(吉岡委員)

## 米国DOE-NERI計画の動向

'99年度NERI計画で採択された低減速スペクトル炉関連研究：

- The Secure Transportable Autonomous Light Water Reactor STAR-LW  
(WH、カリフォルニア大学バークレー校、MIT、ミラノ工芸大学)
  - ・高転換、稠密三角格子型PWR（低減速スペクトル炉）
  - ・小型可搬式自然循環炉（50～150MWeのモジュラー炉）
  - ・燃料取り替えなしで15年間の長サイクル運転が可能
  - ・新型燃料、圧力容器内部設置型制御・停止系等の革新技術の採用
  - ・IRISと改称して、日本を含む国際協力を計画中（次期NERI）
  
- A Proliferation Resistant Hexagonal Tight Lattice BWR Fuel Core Design for Increased Burnup and Reduced Fuel Storage Requirement  
(BNL、パデュ大学、日立製作所)
  - ・高転換、稠密三角格子型BWR（低減速スペクトル炉）
  - ・プルトニウム/トリウム混合燃料（核拡散抵抗性）
  - ・高燃焼度の達成

## 今後のNERI及び第4世代炉計画と 低減速スペクトル炉

- 第4世代炉の特徴
  - ・核拡散抵抗性（現場で燃料交換不要）
  - ・高い経済性（天然ガスと同等）
  - ・密閉可搬式の小型炉（100MWe程度）
  - ・自動運転、受動安全性等による高い安全性
  
- NERI計画で第4世代炉の推進
  - ・IRIS (International Reactor Innovative and Secure)
  - ・LMR-AMTEC (Liquid Metal Reactor – Alkali Metal Thermal Electric Conversion)
  - ・ENHS (Encapsulated Nuclear Heat Source)、等
  
- 国際NERI計画構想
  - ・2001年度から開始予定（外国との共同研究）
  
- 低減速スペクトル炉との関連
  - ・稠密格子高転換水冷却炉として炉心設計上の共通点
  - ・BWRについてはトリウム利用の可能性追求
  - ・PWRについては低減速スペクトル炉の小型炉バージョン

## 外部機関との連携・協力

### (1) 日本原子力発電(株)との共同研究(平成10年度～)

—以下の研究分野での共同研究—

- ・低減速スペクトル炉心の設計研究
- ・MOX臨界実験検討(予定)
- ・核設計、熱水力設計手法の研究
- ・熱水力実験(予定)

### (2) 実用化戦略調査研究についてJNCとの協力(平成11年度～)

—水冷却炉について炉心性能と安全性検討を共同で実施—

- ・炉心設計の評価(増殖性能等)
- ・設計想定事故の評価(事故解析等)
- ・想定を超える事故の評価(再臨界問題等)
- ・導入シナリオの検討

## 研究成果の公開

○研究成果については、解説記事、投稿論文、報告書等として速やかに公開

### 解説的な資料、講演等

- ・平成11年度原研成果報告会(H11.11.11)
- ・サイエンスチャンネル放映(H11.12.11)
- ・原子力eye 2000年1月号特集記事
- ・東大新型炉研究会で講演(H12.1.19)
- ・電気新聞平成12年2月9日号の特集記事

### 研究報告書

- ・JAERI-Research 99-058 「低減速スペクトル炉の研究」

### 研究会報告書

- ・JAERI-Conf 98-013 「低減速スペクトル炉に関する研究会報告書」
- ・JAERI-Conf 99-014 「水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会報告書」

### 学会・国際会議での発表

- ・原子力学会春の大会でのシリーズ発表10件(3月予定)
- ・ICONE-8でBWR型炉及びPWR型炉についてそれぞれ発表(4月予定)

付録 1-2

講演 OHP 資料集

「プルサーマル計画について」

劔田 裕史 (日本原子力発電)

This is a blank page.

# プルサーマル計画について

日本原子力発電(株) 発電技術部  
剣田裕史

1

- ・ 総合エネルギー調査会原子力部会中間報告

(平成9年1月20日)

- プルサーマルは発電設備への追加投資をほとんど伴うことなく、数割程度ウランの利用効率を高めることが可能
- プルサーマルがプルトニウム利用の柱である時代は今後数十年にわたり続く

- ・ 原子力委員会決定

(平成9年1月31日、閣議了解 平成9年2月4日)

- 2010年頃までに原子力発電所を持つ全電気事業者がプルサーマルを行う必要がある

- ・ 電事連 プルサーマル計画公表(平成9年2月24日)

2

電力のプルサーマル計画

(平成9年2月公表)

	2000年まで	2000年代初頭	2010年まで
東京電力	1999年1基 [累計1基]	2001年1基 1基 [累計3基]	0~1基 [累計3~4基]
関西電力	1999年1基 2000年1基 [累計2基]	[累計2基]	1~2基 [累計3~4基]
中部電力		1基 [累計1基]	[累計1基]
九州電力		1基 [累計1基]	[累計1基]
日本原電		2基 [累計2基]	[累計2基]
北海道電力			1基 [累計1基]
東北電力			1基 [累計1基]
北陸電力			1基 [累計1基]
中国電力			1基 [累計1基]
四国電力			1基 [累計1基]
電源開発			1基 [累計1基]
合計	3基 [累計3基]	6基 [累計9基]	7~9基 [累計16~18基]

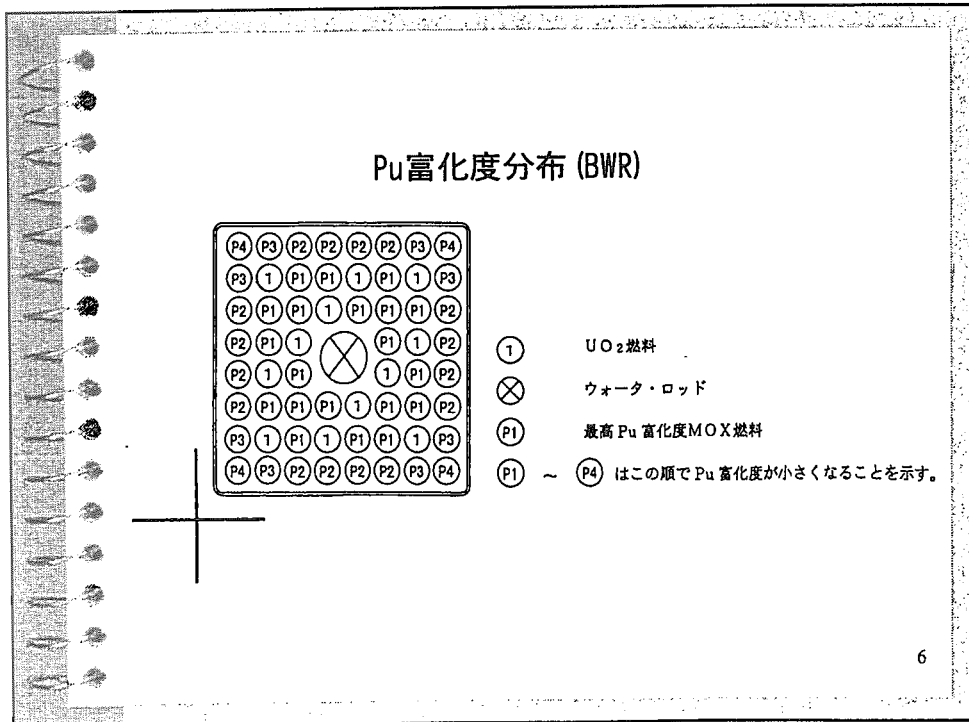
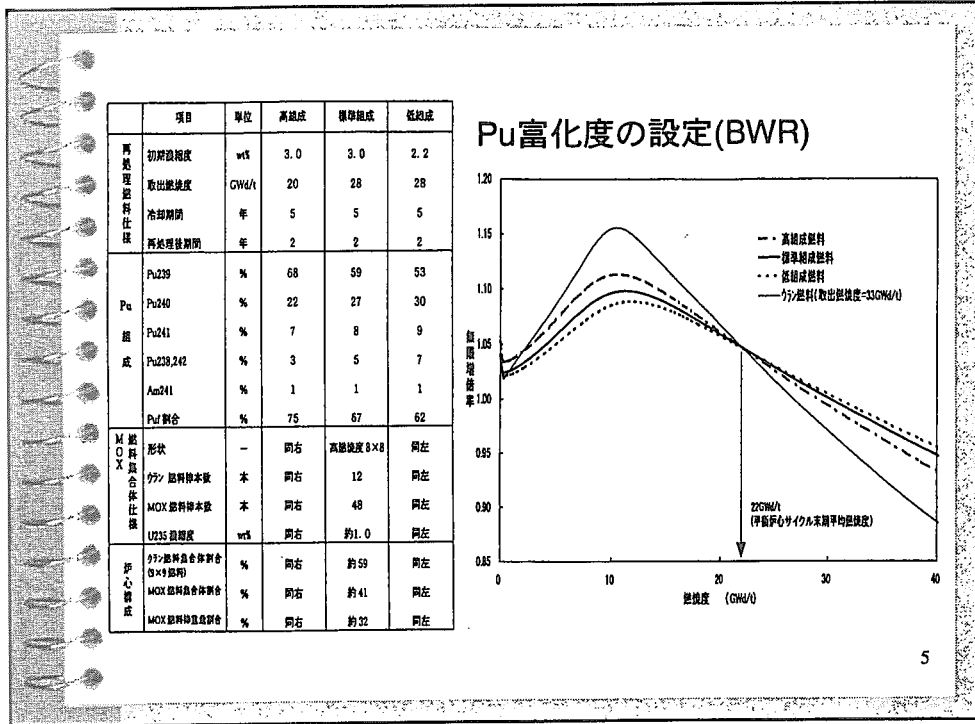
3

MOX燃料集合体の基本仕様

項目	BWR		PWR	
	ウラン燃料	MOX燃料	ウラン燃料	MOX燃料
燃料集合体				
配列	8×8	8×8	17×17	17×17
燃料棒有効長	約3.71m	約3.71m (UO <sub>2</sub> ) 約3.55m (MOX)	約3.66m	約3.66m
燃料棒本数	60本	60本 MOX 48本 ウ 12本	264本	264本
Pu富化度	—	約2.9~5.8% (U-235:3.0%相当)	—	約11%以下 (U-235:4.1%相当)
U235濃縮度(濃度)	約3.6%	約1.0~1.2%	約4.1%	約0.2~0.4%
最高燃焼度	5.0GWd/t	4.0GWd/t	4.8GWd/t	4.5GWd/t
燃料棒				
ベレット直径	10.4mm	10.4mm	8.19又は8.05mm	8.19又は8.05mm
被覆管外径	12.3mm	12.3mm	9.5mm	9.5mm
被覆管厚さ	0.86mm	0.86mm	0.57又は0.64mm	0.57又は0.64mm
被覆管材質	ジルコイ-2(5付管)	ジルコイ-2(5付管)	ジルコイ-4	ジルコイ-4

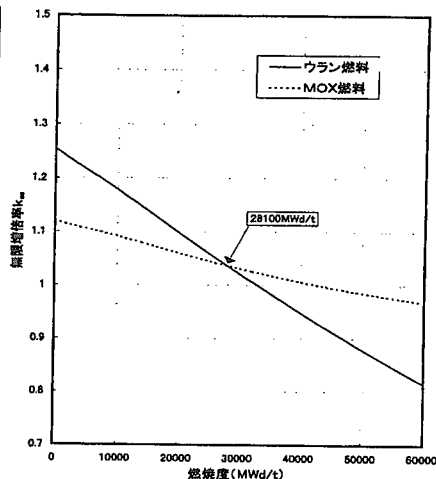
4



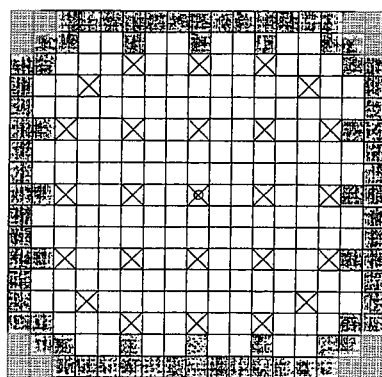


### Pu富化度の設定(PWR)

項目	単位	低富化度	代表富化度	高富化度	
再処理期間	年	3.7	3.1~4.1	0.7	
再処理期間	年	4.3	3.1~4.4	3	
再処理期間	年	5	3~5	3	
再処理期間	年	5	2~5	2	
燃料燃焼	PWR	PWR	PWR	75%/31	
Pu組成	<sup>239</sup> Pu	wt%	55	58	79
	<sup>240</sup> Pu	wt%	26	23	18
	<sup>241</sup> Pu	wt%	9	10	2
	<sup>242</sup> Pu, <sup>243</sup> Pu	wt%	8	7	1
	<sup>244</sup> Am	wt%	3	2	0
Pu割合	wt%	64	68	82	
MOX割合	燃料燃焼	-	17×17	同左	同左
	Pu富化度	wt%	6.9	6.1	4.6
	<sup>241</sup> Pu富化度	wt%	0.2	0.2	0.2
炉心組成	燃料燃焼	%	約75	同左	同左
	MOX燃料燃焼	%	約25	同左	同左



### Pu富化度分布 (PWR)



- 高プルトニウム富化度燃料棒 176本
- 中プルトニウム富化度燃料棒 76本
- 低プルトニウム富化度燃料棒 12本
- 制御棒案内シンプル
- 炉内計装用案内シンプル

付録 1-3

講演 OHP 資料集

「FBR サイクルの実用化戦略調査研究について」

此村 守 (核燃料サイクル開発機構)

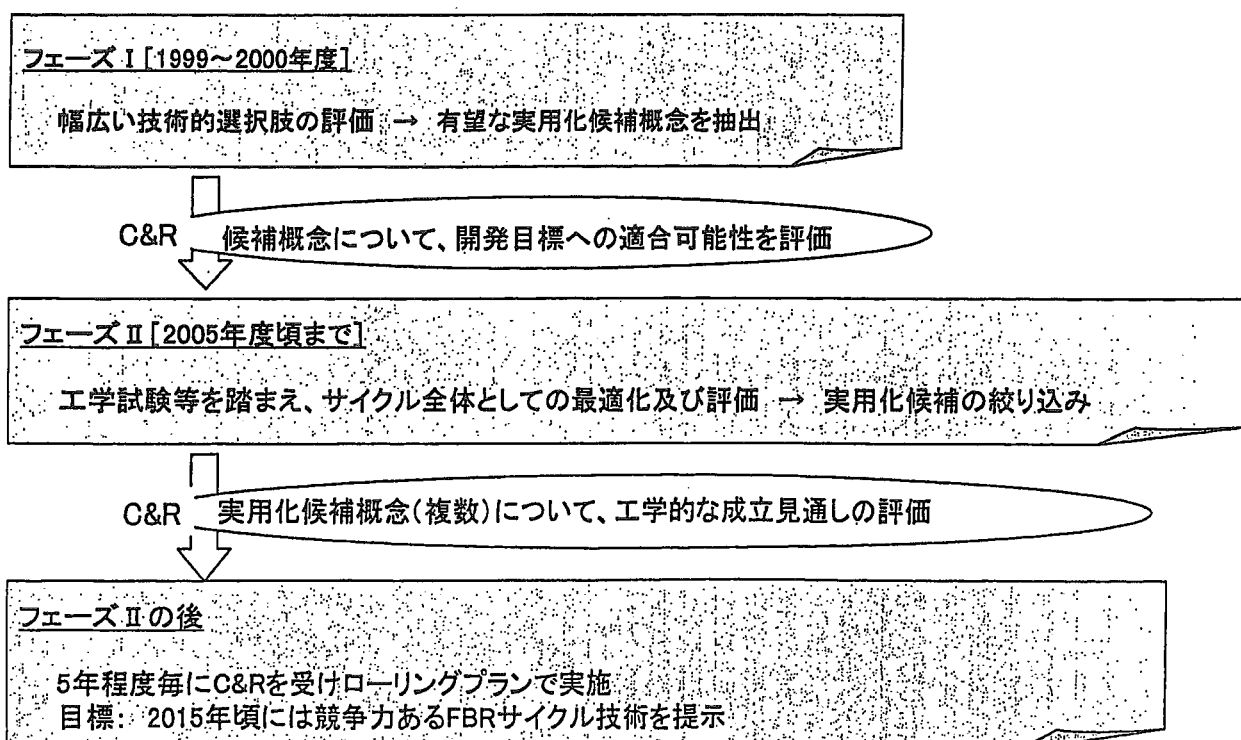
This is a blank page.

## FBRサイクルの実用化戦略調査研究について

平成12年3月3日

核燃料サイクル開発機構  
大洗工学センター  
此村 守

### 実用化戦略調査研究の進め方



**安全性**

- 炉 ○ 炉心損傷に至る恐れのある事象の発生を防止するとともに、その発生を仮定しても問題が生じず自然に終息
- 燃料サイクル ○ 臨界安全、閉じ込め機能に十分な対策を施す
- 取扱物質の特性(化学的活性度、毒性等)やプロセス条件(運転温度等)を踏まえた安全対策

**経済性**

- 将来の軽水炉に比肩する経済性の達成
- コスト目標
  - ・ 炉の建設費: 20万円/kWe
  - ・ 再処理費: 27万円/kgHM
  - ・ 燃料製造費: 16万円/kgHM

**資源の有効利用**

- 高増殖から、低増殖、TRU燃焼まで柔軟に対応
- 高増殖としては、増殖比1.2程度を目標

**環境負荷低減**

- TRU燃焼及び長半減期FPの核変換により、放射性廃棄物量を低減
- 施設の運転・保守及び廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物量の低減

**核不拡散性**

- FBRサイクルの中で純粋なプルトニウムが単独で存在しないこと
- 核物質防護性及び保障措置性の対応が良好な設計

図3-1 FBRサイクルの開発目標

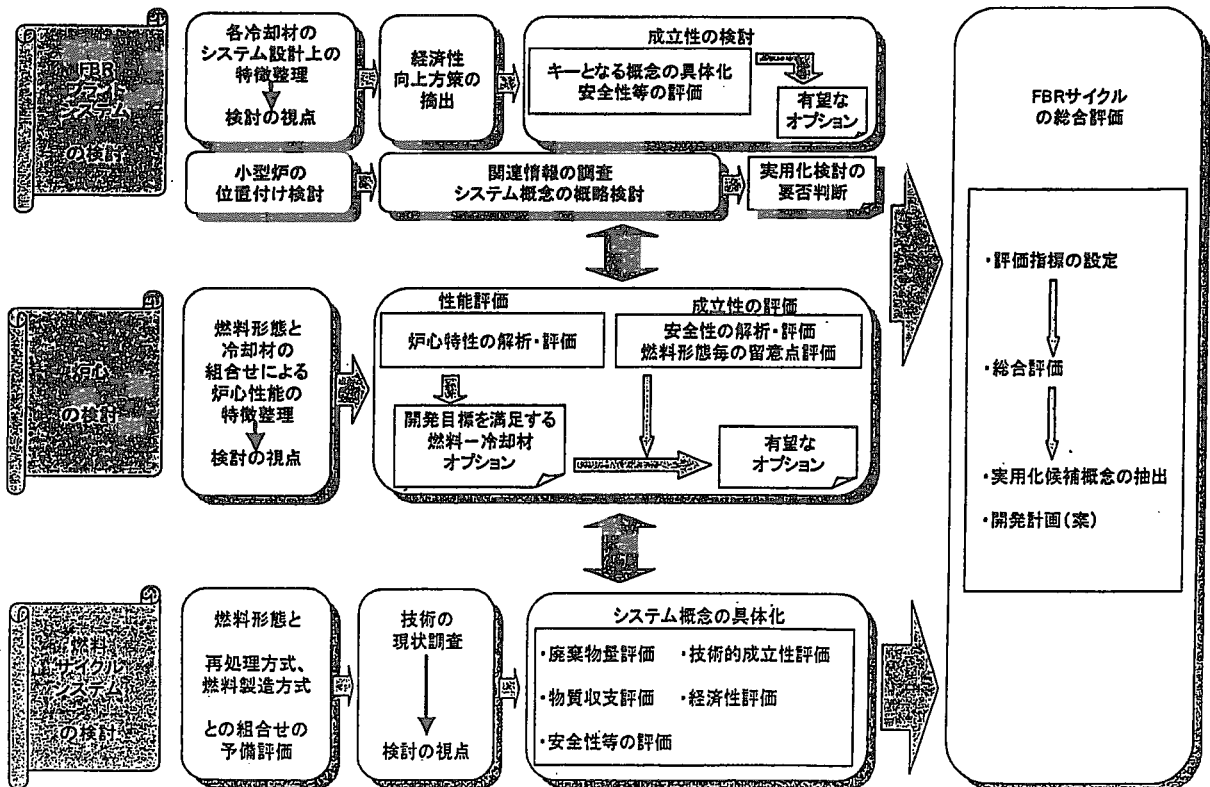


図3-2 フェーズIの検討フロー

## FBR の燃料形態およびプラントシステム概念

国内外の FBR のこれまでの開発経験及び新たな概念等を広範に調査  
 既往文献の調査、社内提案、メーカ提案、アイデア公募、国内研究協力、国際研究協力等



検討対象の分析と抽出

冷却材	燃料形態
<p>ナトリウム:                      重金属 : 鉛、鉛ビスマス合金                      ガス : 炭酸ガス、ヘリウムガス                      水 : 沸騰水、加圧水、超臨界圧水                      溶融塩 : 塩化物</p>	<p>被覆管燃料 : 酸化物、金属、窒化物                      被覆粒子燃料 : 酸化物、窒化物                      (ヘリウムガス冷却の場合)</p>



冷却材と燃料形態との組合せの検討

### 安全性確保

- 軽水炉と同等以上の安全性確保
  - IAEA の基本安全原則の適用
  - 現行の軽水炉に適用される基準、指針類の準用
  - FBR の安全基準類の適用
- 信頼性確保
  - システムの簡素化等によるヒューマンエラーの防止
- 原子炉停止系
  - 受動的な原理で原子炉を停止する機能
- 崩壊熱除去系
  - 自然循環による除熱
- 仮想的炉心損傷事象
  - 大きな機械的エネルギー放出を伴わずに事象終息する炉心概念  
 (酸化物燃料炉心に対し、この要求を満たす概念を構築  
 現在、その有効性と炉心性能への影響について検討中)
- ナトリウム漏洩対策
  - 化学反応の影響緩和に有効な設備対策

表3-1 炉心の検討状況 (ナトリウム冷却炉の例)

	検討項目	これまでの成果	今後の検討内容
酸化物燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>○大型炉心の経済性 (長期運転期間、高燃焼度、低除染燃料の適用性)</li> <li>○資源の有効利用 (Pu需給への柔軟な対応能力、TRU燃焼能力)</li> <li>○環境負荷低減 (長半減期FP核種の変換)</li> <li>○安全性 (仮想的な炉心損傷時に、機械的エネルギー放出を伴わずに事象終息する特性、再臨界を排除する炉心概念)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低除染燃料(2wt%/HMのFP混入)を用い、連続運転期間18ヶ月、燃焼度15MWd/tの炉心概念が成立する見通し</li> <li>・高燃焼度化を達成するための被覆管材料として分散強化型フェライト鋼(ODS)を選定</li> <li>・増殖比1.2、倍増時間30年が達成可能</li> <li>・TRU燃焼能力(燃焼率/生成率:~5%/1%)が達成可能</li> <li>・(長半減期FP核種の変換方策、炉心概念を検討中)</li> <li>・再臨界を排除した炉心概念の具体化</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心性能の向上(増殖能力、等)</li> <li>・効率的なFP核変換方策</li> <li>・許認可に必要なODS被覆管の照射データ、高燃焼度燃料の安全性試験データの取得計画、等</li> </ul>
窒化物燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>○大型炉心の経済性 (N-15と天然窒素(N-14)を用いた場合の炉心特性)(注)</li> <li>○資源の有効利用</li> <li>○環境負荷低減</li> <li>○安全性 (炉心損傷時の窒素解離の問題)(注)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・(低除染燃料(2wt%/HMのFP混入)を用い、連続運転期間18ヶ月、燃焼度15MWd/tの炉心概念を検討中)</li> <li>・(N-15とN-14を用いた場合の炉心特性を評価中)</li> <li>・(高燃焼度化を達成する被覆管材料を検討中)</li> <li>・増殖比1.3、倍増時間20年が達成可能</li> <li>・TRU燃焼能力(燃焼率/生成率:~5%/1%)が達成可能</li> <li>・(長半減期FP核種の変換方策、炉心概念を検討中)</li> <li>・(再臨界を排除した炉心概念の具体化を検討中)</li> <li>・(窒素解離を考慮した炉心損傷事象推移について解析評価中)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心概念の検討継続</li> <li>・N-15濃縮の経済性評価</li> <li>・炉心性能の向上(増殖能力、等)</li> <li>・効率的なFP核変換方策</li> <li>・再臨界排除の炉心概念の成立性</li> <li>・炉心損傷時の窒素解離の問題</li> <li>・許認可に必要な燃料要素及び被覆管材料の照射データ、燃料挙動解析手法の開発、新燃料~高燃焼度燃料の安全性試験データの取得計画、等</li> </ul>
金属燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>○大型炉心の経済性 (炉心出口温度の高温化方策)(注)</li> <li>○資源の有効利用</li> <li>○環境負荷低減</li> <li>○安全性</li> </ul> <p>(注)それぞれの燃料の個別課題として酸化物と同様な課題に加えて検討</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・(低除染燃料(2wt%/HMのFP混入)を用い、連続運転期間18ヶ月、燃焼度15MWd/tの炉心概念を検討中)</li> <li>・(炉心出口温度の高温化方策を検討中)</li> <li>・(高燃焼度化を達成する被覆管材料を検討中)</li> <li>・増殖比1.3、倍増時間20年が達成可能</li> <li>・TRU燃焼能力(燃焼率/生成率:~5%/1%)が達成可能</li> <li>・(長半減期FP核種の変換方策、炉心概念を検討中)</li> <li>・(再臨界を排除した炉心概念の具体化を検討中)</li> <li>・(炉心損傷事象推移について解析評価中)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心概念の検討継続</li> <li>・炉心性能の向上(増殖能力、等)</li> <li>・効率的なFP核変換方策</li> <li>・再臨界排除の炉心概念の成立性</li> <li>・許認可に必要な燃料要素及び被覆管材料の照射データ、燃料挙動解析手法の開発、新燃料~高燃焼度燃料の安全性試験データの取得計画、等</li> </ul>

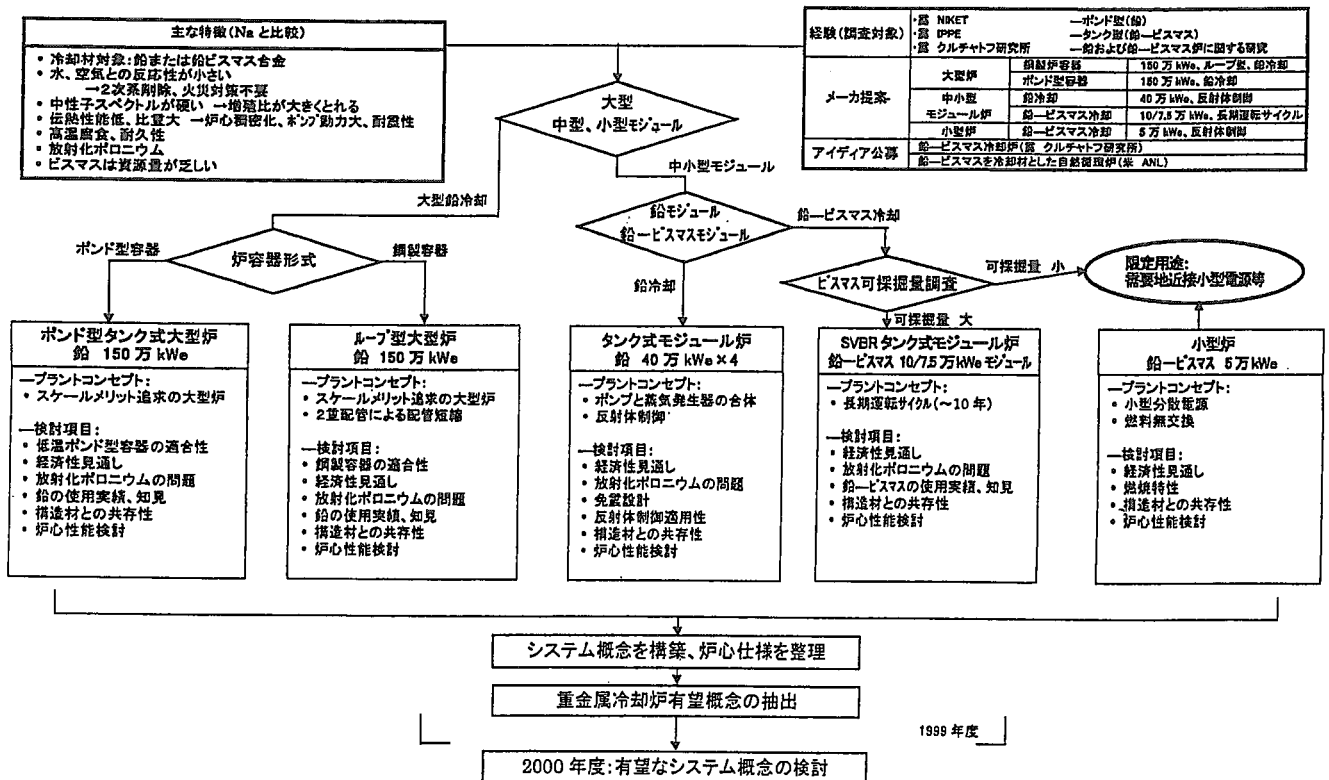


図3-8 重金属冷却炉の候補と検討の進め方



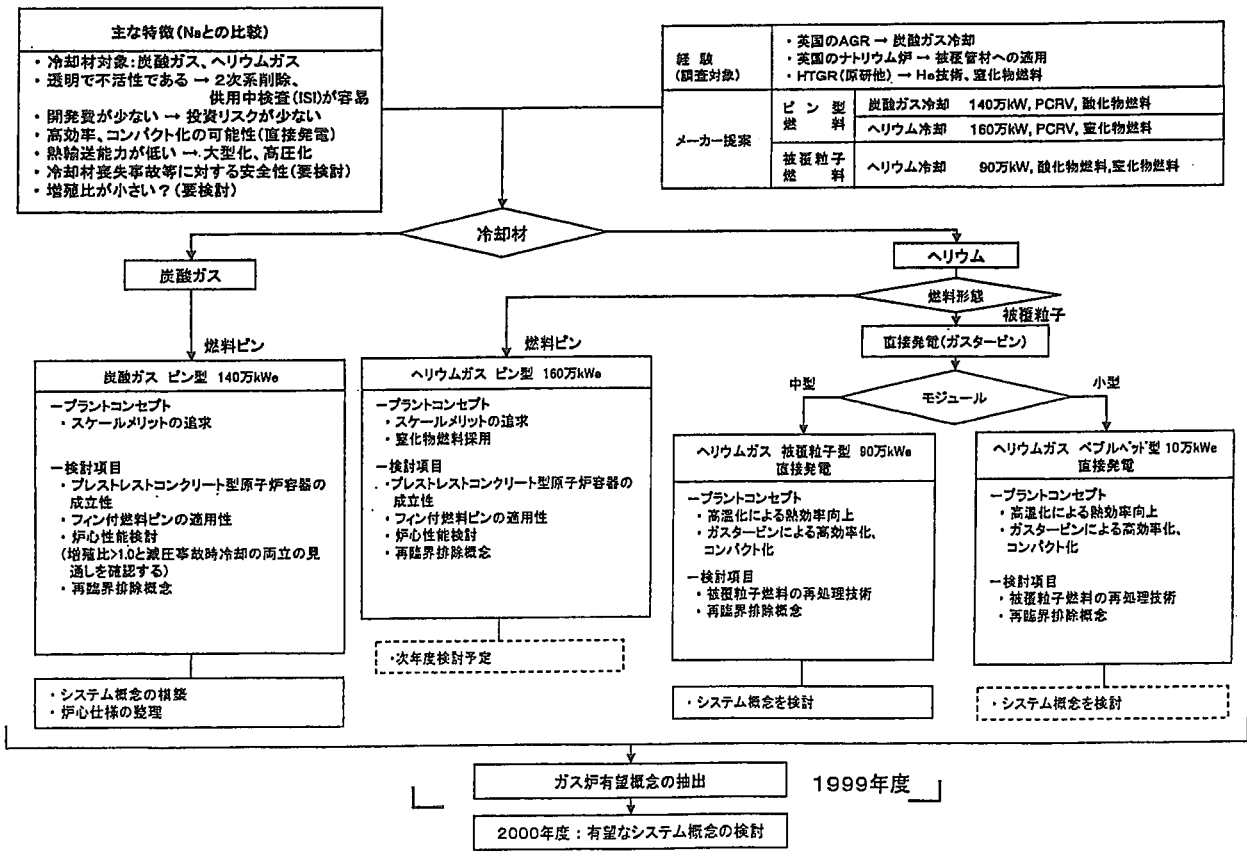
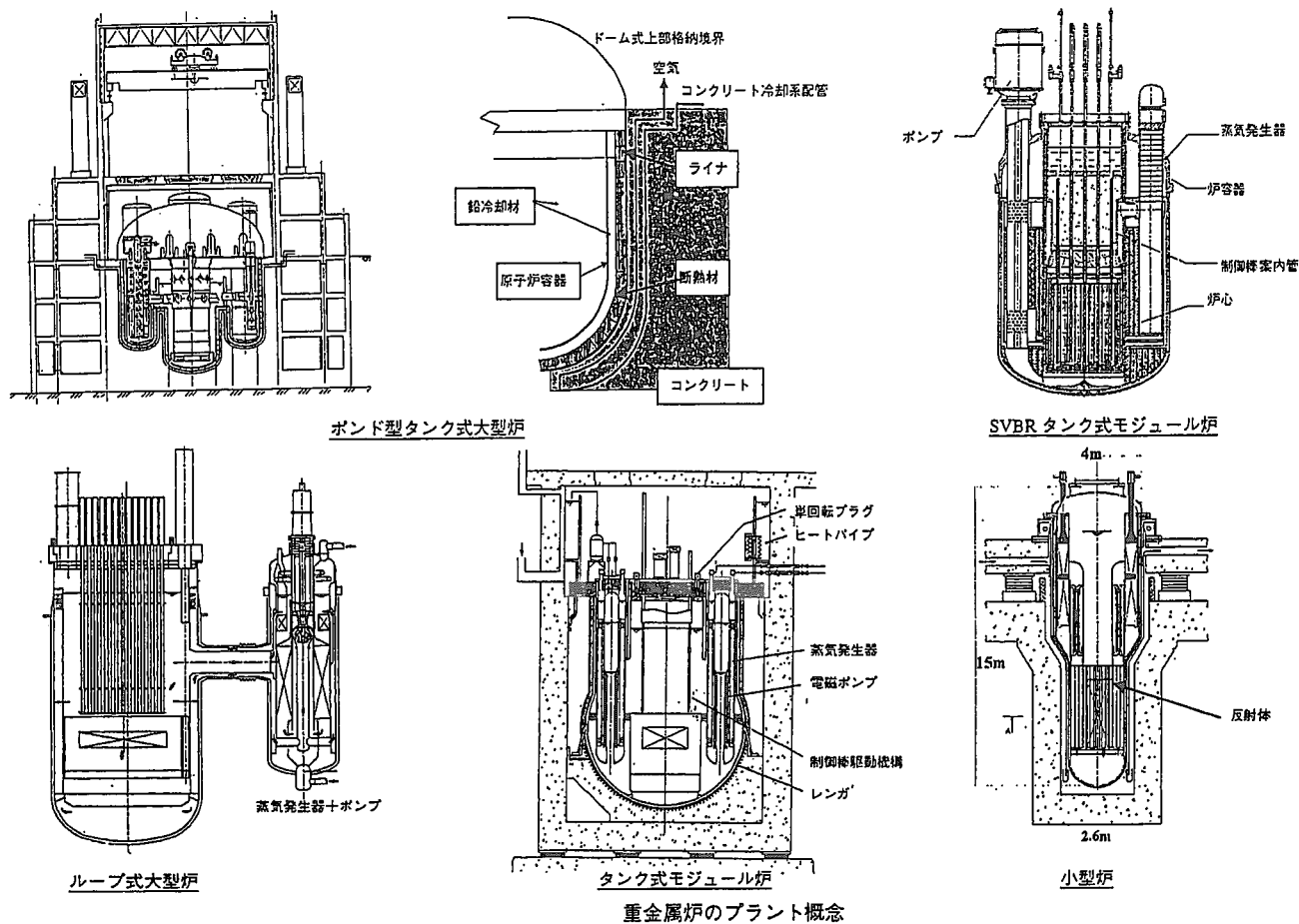


図3-10 ガス冷却炉の候補と検討の進め方

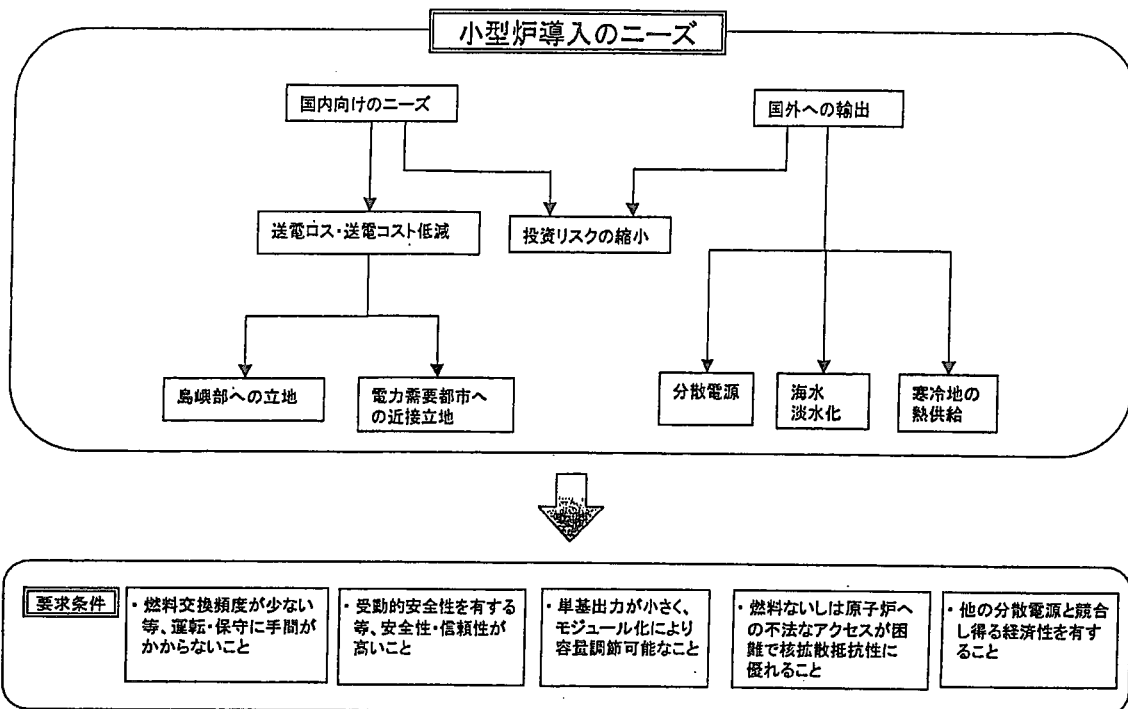


図3-12 小型炉のニーズと要求条件

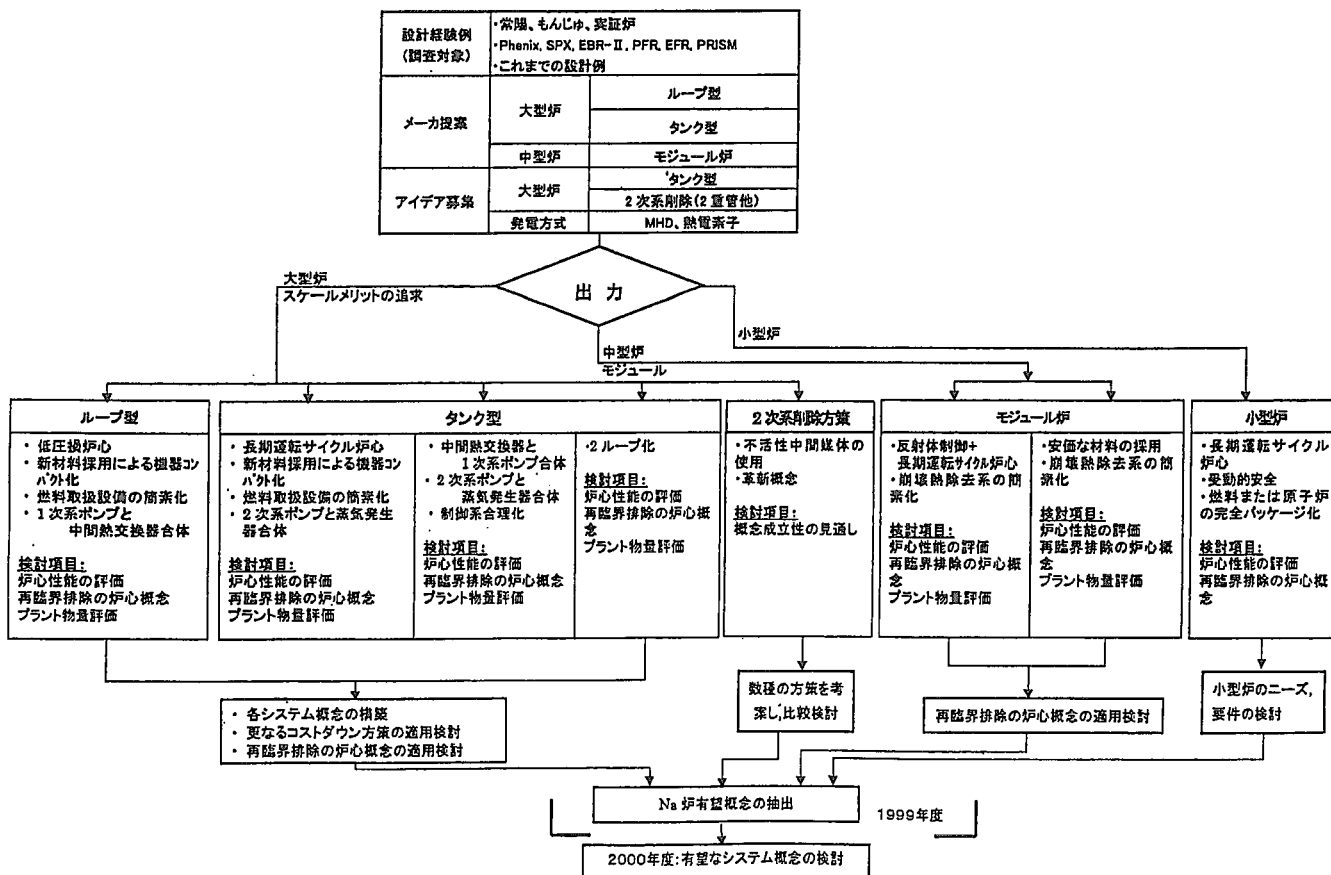
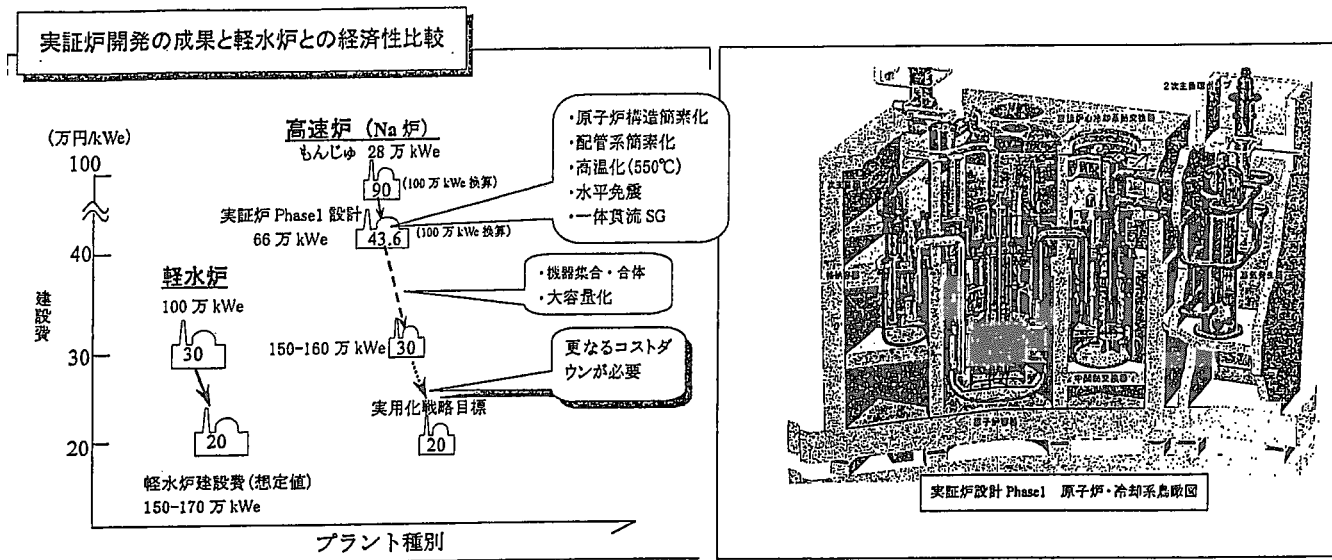


図3-6 Na 冷却炉の候補と検討の進め方



- ### 実用化プラント構築の着眼点
- 実証炉開発を含めたこれまでの実用化の為の革新技術の開発成果の活用
  - 原子炉構造、1次冷却系、2次冷却系、燃料取扱系及び電気計装系の原子炉設備全般にわたる更なるコストダウンが必要

図3-4 軽水炉に比肩する経済性を目指す Na 炉の建設費低減

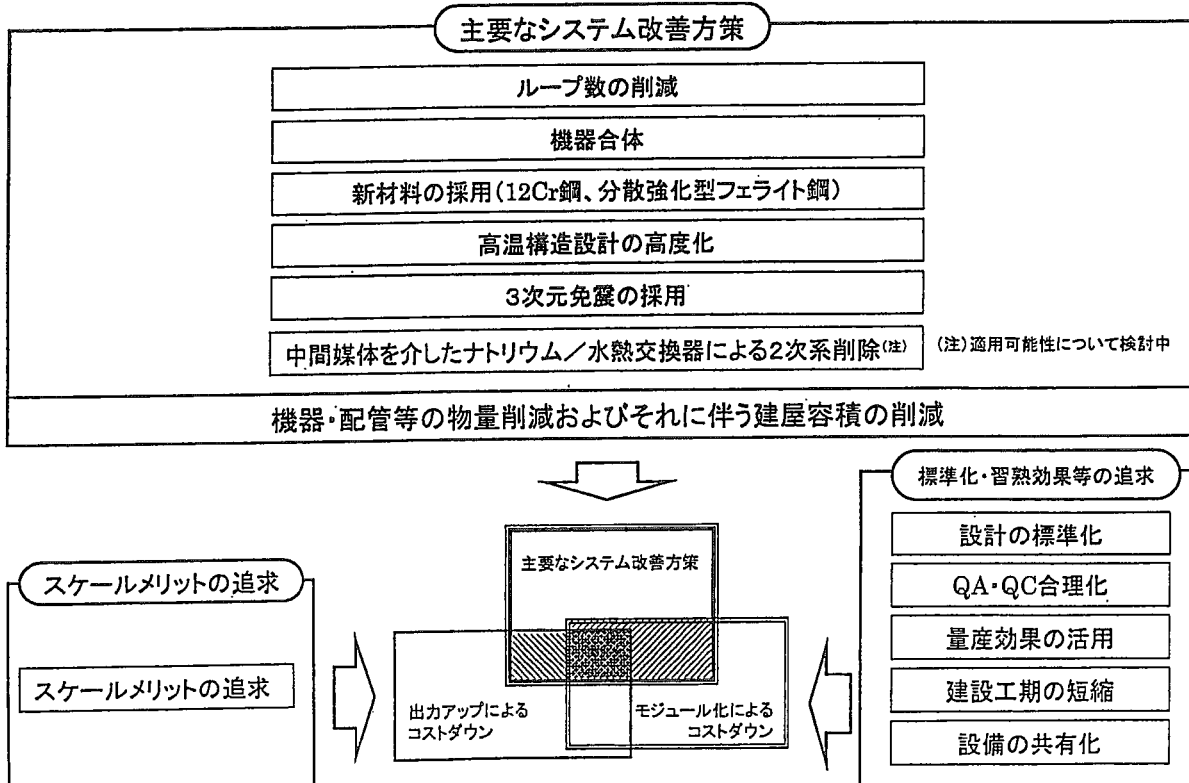


図3-5 建設費20万円/kWeにむけてのコストダウン方策

表3-2 ナトリウム冷却炉における炉心並びにシステムの改善方策

設計要求(課題)	解決方針	課題解決方策
炉心燃料全体体の縮小	炉心燃料体のみならず、その周囲を含めたコンパクト化	高性能燃焼体(鉛/NaCl)による燃焼削減 後方向アーク燃焼(内照燃焼比の向上)による炉心のコンパクト化
炉心の圧力の低減	燃料/バンドルの流動抵抗の削減	燃料要素のコンパクト化 コンパクト化による圧力損失の削減
再臨界燃焼による炉心温度低下の緩和(集合体内下部に内部ダクトを設置)	炉心燃料体深部の冷却	内部ダクト内の風通化、内部ダクト及び炉心燃料体深部の冷却 炉心温度に影響が少ない他の冷却媒体の導入 重原子密度の高い新燃焼体(鉛、重化鉛)の採用
燃焼度の向上	炉心材料のスエリング特性改善	耐スエリング特性のよいODS鋼の採用(平均15万MPa/400℃達成可能) 高濃中性子フルエンス平準化炉心の検討
運転サイクル期間の長期化	燃料体深部の増加による燃焼反応度の抑制	燃料要素のコンパクト化 燃料要素の大型化(炉心温度向上のサイクル期間達成可能) 燃料要素の深部の冷却 燃料要素の深部の冷却
炉心出口温度の高温化	炉心材料の高温特性改善	高温領域に優れた材料(ODS鋼)の採用(炉心出口温度550℃達成可能) 高七化分布をつけ、炉心内トランスポートファクターを低減
新燃焼体の長寿命化	長寿命制御の簡便	Naポンプ型新燃焼体の採用 燃料要素のコンパクト化
柔軟な増殖性能	燃料体深部及びバンドル深部での増殖	燃料要素の大型化 燃料要素の深部の冷却 燃料要素の深部の冷却
TRUの受け入れ能力	炉心反応度特性の改善	炉心温度の最適化による増殖 燃料要素の大型化 燃料要素の深部の冷却
長寿命FP各種の改良	FP燃焼度の最適化	効率的な燃料要素配置、ターゲッド燃料要素の最適化 燃料要素の大型化 燃料要素の深部の冷却
核燃焼抵抗性の確保	核物質への接近阻害性	燃料要素の大型化 燃料要素の深部の冷却
配管引出しの簡素化、短尺化	燃焼体の少ない新材料の配管への適用	燃料要素の大型化 燃料要素の深部の冷却
ループ数の削減	冷却系機器及び配管の風量、圧力の増大、炉心圧力の低減による炉心冷却性能の向上	冷却系機器のコンパクト化 炉心圧力の低減による炉心冷却性能の向上 炉心冷却性能の向上
建物の量の削減	格納容器のコンパクト化と合理的な配置	格納容器のコンパクト化 合理的な配置
構造設計負担の拡大	格納容器のコンパクト化と合理的な配置	格納容器のコンパクト化 合理的な配置
原子炉容積の縮小	炉容積の縮小	炉容積の縮小
燃料取扱設備の簡素化	燃料取扱方法の改善と設備の簡素化	燃料取扱方法の改善 燃料取扱設備の簡素化
圧熱機器、容器の縮小	圧熱性に優れた新材料による機器コンパクト化	圧熱性に優れた新材料による機器コンパクト化
地産重量の低減	免震の採用による設備・配管の簡素化	免震の採用による設備・配管の簡素化
安全性の向上	安全的な炉停止、崩壊熱除去機能の付与	安全な炉停止 崩壊熱除去機能の付与
ナトリウム-水反応対策の向上	ナトリウム-水反応の発生可能性の低減	ナトリウム-水反応の発生可能性の低減
メンテナンス性の向上	IS技術の高度化	IS技術の高度化
その他	燃料の燃焼化による操作性の向上、リトリート燃焼の遠隔によるメンテナンス性の向上	燃料の燃焼化による操作性の向上 リトリート燃焼の遠隔によるメンテナンス性の向上

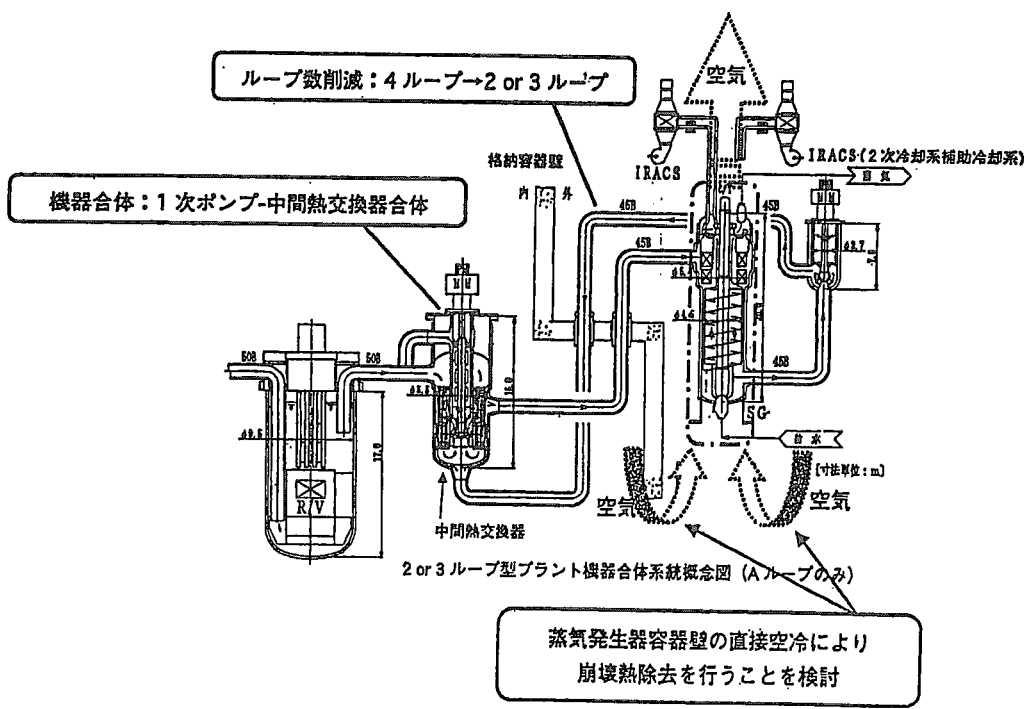


図3-7 ナトリウム大型炉の主なプラント概念図  
ループ型炉-ループ数削減+機器合体

表3-3 冷却材ごとの炉システムの検討状況と今後の課題

炉種別	検討状況	今後の主な課題						
ナトリウム冷却炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>○実証炉と軽水炉のコスト比較と、欧米のナトリウム冷却概念の調査分析を踏まえ、コストダウン方案を立案</li> <li>○各種概念の構築                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・大型炉:コストダウン方案を取り入れたループ型炉、タンク型炉概念を立案</li> <li>・モジュール炉:コストダウン方案とともに、再臨界排除炉心の適合性を検討中</li> <li>・2次系削除:有望な方案(案)を抽出</li> </ul> </li> </ul>	<table border="1"> <tr> <td>大型炉</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ループ数削除の具体化</li> <li>・ 免震システムの具体化</li> <li>・ 機器合体、新材料による機器、配管コンパクト化</li> <li>・ 高温構造設計の高度化</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>中型モジュール炉</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 機器合体による機器、配管のコンパクト化</li> <li>・ 低温化による安価材料の利用効果</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>2次系削除型炉</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中間媒体を介したナトリウム/水熱交換器の具体化</li> <li>・ 直接発電システム概念の有効性評価</li> </ul> </td> </tr> </table>	大型炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ループ数削除の具体化</li> <li>・ 免震システムの具体化</li> <li>・ 機器合体、新材料による機器、配管コンパクト化</li> <li>・ 高温構造設計の高度化</li> </ul>	中型モジュール炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 機器合体による機器、配管のコンパクト化</li> <li>・ 低温化による安価材料の利用効果</li> </ul>	2次系削除型炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中間媒体を介したナトリウム/水熱交換器の具体化</li> <li>・ 直接発電システム概念の有効性評価</li> </ul>
大型炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ループ数削除の具体化</li> <li>・ 免震システムの具体化</li> <li>・ 機器合体、新材料による機器、配管コンパクト化</li> <li>・ 高温構造設計の高度化</li> </ul>							
中型モジュール炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 機器合体による機器、配管のコンパクト化</li> <li>・ 低温化による安価材料の利用効果</li> </ul>							
2次系削除型炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中間媒体を介したナトリウム/水熱交換器の具体化</li> <li>・ 直接発電システム概念の有効性評価</li> </ul>							
重金属冷却炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>○大型鉛炉:ポンド方式及びループ式大型鉛炉のプラント設計条件を設定し、耐震/免震成立性を評価中</li> <li>○モジュール型鉛炉:タンク式モジュール炉の設計条件を設定</li> <li>○モジュール型鉛-ビスマス炉:タンク式モジュール炉の設計条件を設定</li> <li>○構造材の腐食:防食技術の予備調査を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 構造材料に対する腐食対策</li> <li>・ 予熱設備による所内負荷率の低減化</li> <li>・ 供用期間中検査方法の開発</li> <li>・ 放射化ポロニウム対策</li> </ul>						
ガス冷却炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>○CO<sub>2</sub>炉:                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 英国商用ガス冷却熱中性子炉(AGR)のシステムを調査し、システム概念を検討中</li> <li>・ 炉心性能と事故時炉心安全性を検討中</li> </ul> </li> <li>○He炉:                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 被覆粒子燃料                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 欧州のガス冷却高速炉GBR-4のシステムを調査中</li> <li>・ 被覆粒子燃料の仕様と再処理方法を検討中</li> <li>・ ガスタービンを活用したシステム概念を検討中</li> <li>・ ピン型燃料については炉心性能を中心に検討中</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱交換器等の機器の大型化による物量増加対策</li> <li>・ 大型PCRVの成立性</li> <li>・ 事故時の炉心冷却性</li> <li>・ 仮想的炉心損傷時の影響緩和方策の具体化</li> </ul>						
水冷却炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>○軽水炉(BWR)をもとにした稠密化炉心:                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心性能評価により増殖比1.05を達成可能</li> <li>・ 事故時安全性評価(LOCA等)を実施中</li> <li>・ 仮想的炉心損傷事故時の再臨界排除可能性を検討中</li> </ul> </li> <li>○超臨界圧水冷却炉:大出力化による経済性向上方案を検討中</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ PWRをもとにした重水冷却稠密化炉心の安全性評価</li> <li>・ 事故時の炉心冷却性</li> <li>・ 仮想的炉心損傷時の影響緩和方策の具体化</li> <li>・ 燃料被覆管及び構造材料の腐食対策(超臨界圧水炉)</li> </ul>						
小型炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ナトリウム、鉛-ビスマス及びガス冷却小型炉について、多目的分散型電源として開発目標と要求条件を整理し、炉心、システム概念を検討中</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料交換頻度の少ない長期運転サイクル炉心構築</li> <li>・ 受動的安全性、核拡散抵抗性に優れるシステムの具体化</li> </ul>						
溶融塩炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>○塩化物溶融塩炉を中心に、プラント基本概念の調査を実施中</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ウラン-プルトニウムサイクルに適合するシステムの具体化</li> </ul>						

まとめ

現在

幅広い技術選択肢を調査し、有望な候補技術を抽出した。  
炉心、FBRプラント、燃料サイクルプラントの概念の具体化を検討中。

2000年度

FBRサイクル全体の整合をとりつつ、有望な実用化候補概念を抽出。

留意点

- 外部の有識者からの多面的なコメント
- 関係機関のコンセンサス
- 国内外の学会等の場への報告
- 第三者による外部評価
- 進捗状況等はインターネットに適宜掲載

「もんじゅ」で得られる発電システムとしての知見・経験は実用化研究にとって不可欠であり、早期の運転再開が望まれる。

This is a blank page.

付録 1-4

講演 OHP 資料集

「低減速スペクトル炉の設計研究の進展」

大久保 努 (日本原子力研究所)

This is a blank page.



## 低減速スペクトル炉の 設計研究の進展

原 研

大久保 努

第3回 低減速スペクトル炉に関する研究会

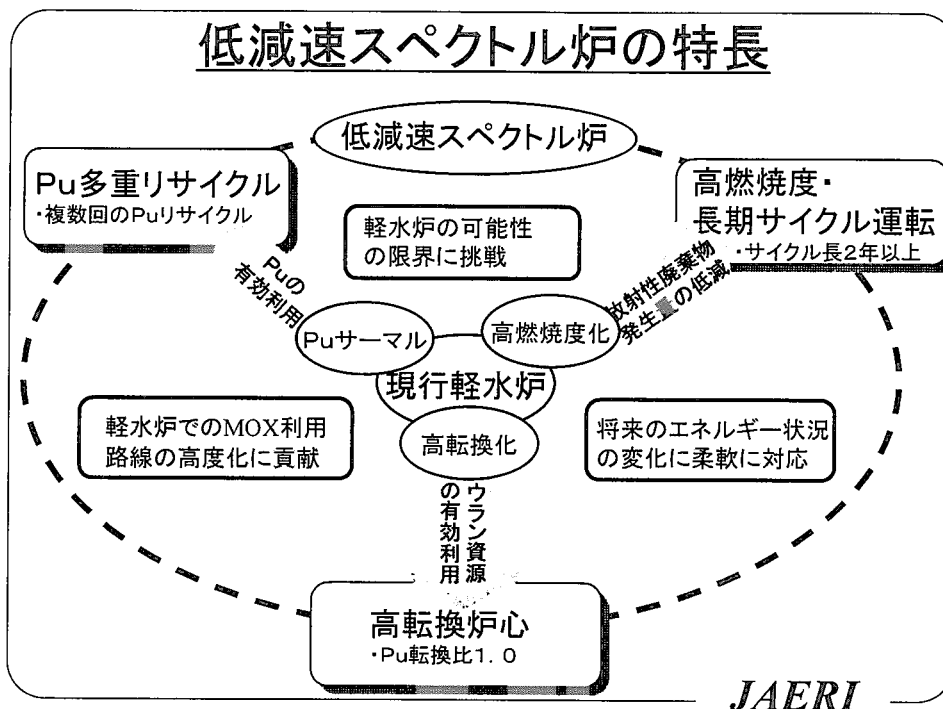
平成12年3月3日, 原研 東海研究所

JAERI

### 低減速スペクトル炉の設計研究

- ・H9年: PWR型炉の設計研究開始
- ・H10年: BWR型炉の設計研究開始  
原電との共同研究(*Phase 1*)の開始
- ・H11年: サイクル機構との研究協力の開始
- ・H12年: 原電との共同研究(*Phase 2*)の実施(予定)

JAERI



### 低減速スペクトル炉設計研究の内容

1. 炉心概念の検討
  - ・ BWR型炉
    - － 高転換比炉心, 長期サイクル炉心, ブランケット無し炉心
  - ・ PWR型炉
  - ・ 共通の課題は、高転換比と負のボイド係数の両立
2. 導入効果の検討
3. 熱水力的課題の検討
4. 核的性能の検証

JAERI

### 概念設計の基本アイデア

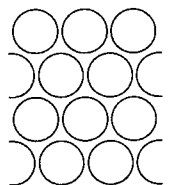
- 低減速化 (中性子のエネルギーを高く)
  - 中性子を減速する減速材(水)の割合を減らす。
    - 稠密炉心
    - 水の排除
    - 高ボイド率化
  
- ボイド反応度係数対策
  - 中性子のもれを大きくする。
    - 扁平炉心
    - ブランケット効果
    - ストリーミング効果

JAERI

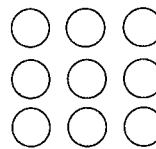
### 水の割合を減らす

#### 稠密化

- ✓ 燃料棒の間隔を小さく
- ✓ 燃料棒を太く
- ✓ 三角配列

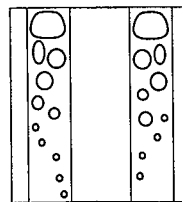
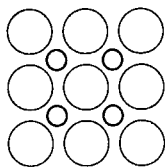


#### 現行炉

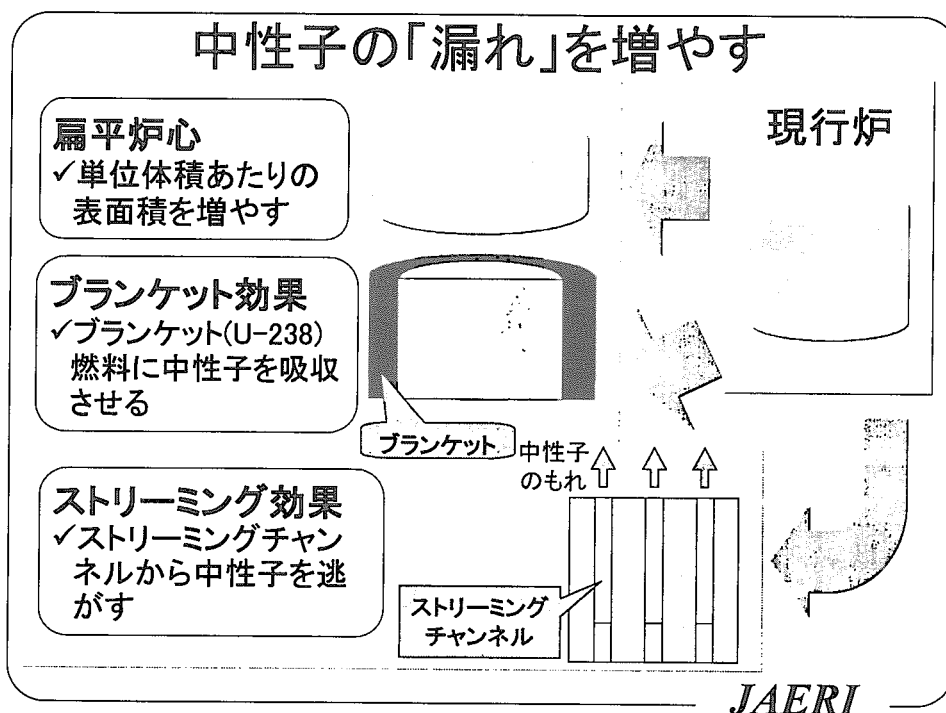


#### 水を排除する

- ✓ 水排除棒
- ✓ ボイド(気泡)を増やす



JAERI



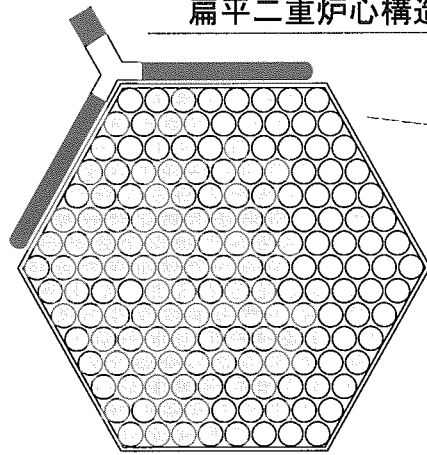
### BWR型炉心概念の検討

1. 高転換比(1.1程度)追求炉心
  - プルトニウム組成の影響
  - 安全性解析
2. 長期サイクル運転(2年以上)追求炉心
  - 出力分布平坦化/プルトニウム組成の影響
  - ボイド管集合体の特性
  - 長期サイクル運転化
3. ブランケット無し単純炉心
  - 燃焼度/炉出力の増加

**JAERI**

# 1. 高転換比BWR型炉(1/6)

ウラン資源の有効利用を目指したBWR型炉心  
扁平二重炉心構造を採用



燃料集合体断面図

- 太径燃料棒(直径14.5mm)
- 1.3mm間隔で三角格子状に配列した稠密炉心
- 平均ボイド率70%

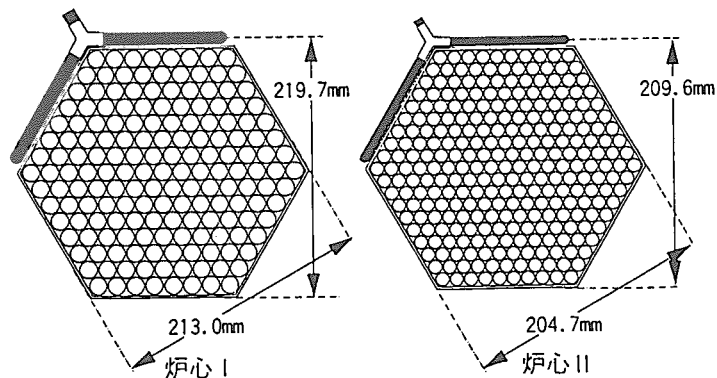
上部ブランケット	120cm
上部炉心	
中間ブランケット	20cm
下部炉心	
下部ブランケット	

炉心立面図

JAERI

# 1. 高転換比BWR型炉(2/6)

太径燃料棒(14.5mm)の炉心Ⅰ(燃料棒間ギャップ1.3mm)  
細径燃料棒(11.0mm)の炉心Ⅱ(燃料棒間ギャップ1.0mm)



燃料集合体構成

JAERI

## 1. 高転換比BWR型炉(3/6)

主要諸元と炉心特性

項 目		炉心 I	炉心 II	ABWR
電気出力	MWe	1100	1100	1350
原子炉圧力	MPa	7.2	7.2	7.2
炉心外接半径	m	3.60	3.04	2.69
燃料集合体数		924	720	872
燃料集合体構成		図 左	図 右	
取出燃焼度	GWd/t	45	45	38
炉心部高さ	m	0.68	0.69	3.71
炉心流量	$10^4$ t/h	1.3	1.7	5.2
出口クオリティ	%	56	43	14.5
平均ボイド率	%	70	66	38
炉心平均Pu富化度	%	10.2	10.2	3.6 <sup>+</sup>
Pu残存比		1.06	1.06	
最大線出力密度	kW/ft	17	14	12.5
MCPR		1.3	1.3	1.3
ボイド係数 $10^{-4} \frac{\Delta k/k}{\%void}$		-1	-1	-7

Pu:核分裂Pu量 +:ウラン濃縮度

JAERI

## 1. 高転換比BWR型炉(4/6)

### プルトニウム組成の影響の検討

- 組成a: Pu-239, Pu-241 : 47.9, 9.6 wt%
  - 組成b: Pu-239, Pu-241 : 57.5, 10.0 wt%
- 組成bの方が、 $k_{eff}$ 及び転換比を低くし、ボイド係数を低くする傾向

MOX部を数cm, 上下ブランケット部を20cm程度長くすることにより、同等の転換比を達成可能

JAERI

## 1. 高転換比BWR型炉(5/6)

主要な過渡解析(ABWRのシステムをベース)

ΔMCP R評価結果

過渡事象	炉心 I	炉心 II	ABWR*
再循環ポンプの故障	0.12	0.12	0.08
給水加熱喪失	0.04	0.05	0.15
負荷の喪失	0.01	0.00	0.11
圧力制御装置の故障	0.08	0.03	0.00
給水制御系の故障	0.01	0.01	0.07
全給水流量の喪失	0.00	0.00	0.00

JAERI

## 1. 高転換比BWR型炉(6/6)

主要な事故解析(ABWRのシステムをベース)

燃料被覆管表面最高温度評価結果

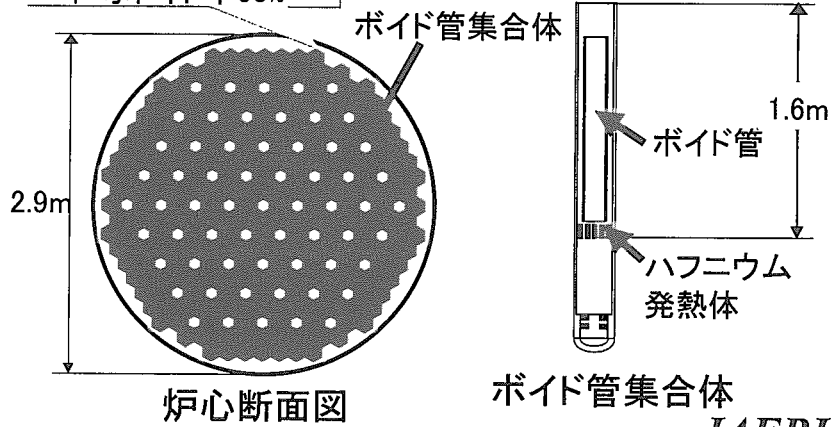
項 目	炉心 I	炉心 II	ABWR*
再循環ポンプ全台トリップ事故	690 °C	685 °C	539 °C
HPCF 配管破断事故	662 °C	653 °C	555 °C
主蒸気管破断事故	678 °C	674 °C	509 °C

JAERI

## 2. 長期サイクル運転BWR型炉(1/7)

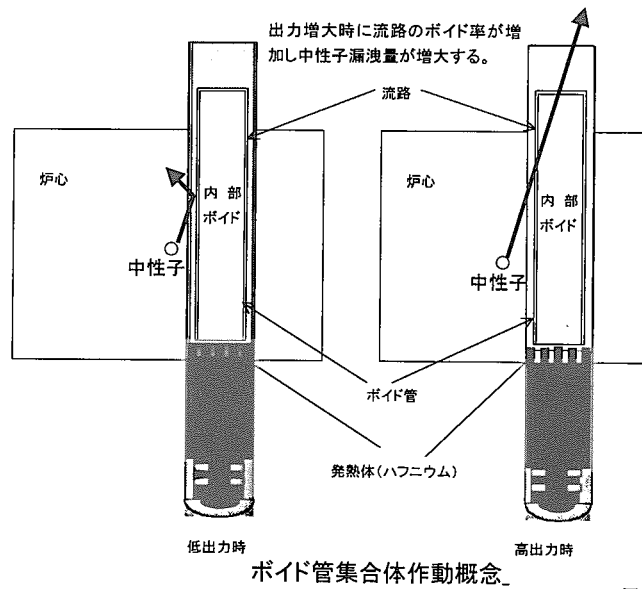
2年程度の長期サイクルを目指したBWR炉心  
ボイド管集合体を採用

- 燃料棒間隔:1.3mm
- 平均ボイド率60%



JAERI

## 2. 長期サイクル運転BWR型炉(2/7)



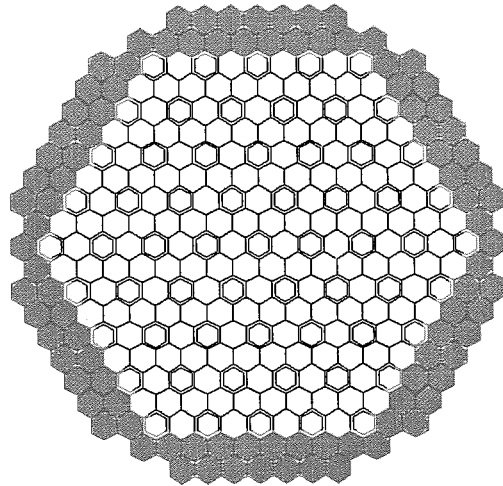
ボイド管集合体作動概念

JAERI



## 2. 長期サイクル運転BWR型炉(3/7)

径方向出力分布の平坦化(富化度の2領域化)

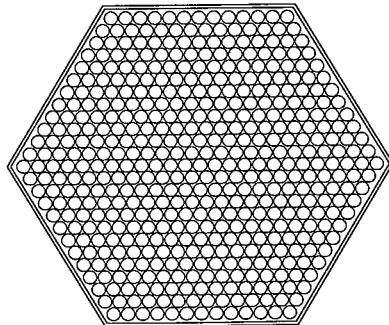


- 内側炉心燃料集合体 156体
- 外側炉心燃料集合体 96体
- VOID管集合体 61体

JAERI

## 2. 長期サイクル運転BWR型炉(4/7)

大型六角燃料集合体  
集合体内局所出力分布の平坦化(スミア密度分布)



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
基準燃料スミア密度	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

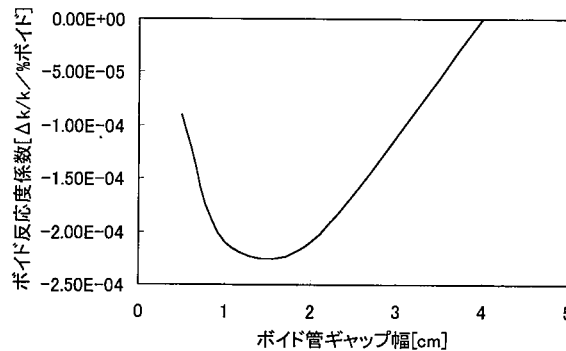
燃料集合体断面図

JAERI

## 2. 長期サイクル運転BWR型炉(5/7)

ボイド管集合体特性の検討  
ボイド管集合体炉心過渡特性の検討

- ・ 発熱部長さの検討
- ・ ボイド管流量及びギャップ幅の検討



JAERI

## 2. 長期サイクル運転BWR型炉(6/7)

主要諸元と炉心特性

転換比	1.01
Pu 残存比	1.00
熱出力 (MWt)	3,926
実効炉心高さ (cm)	160
被覆管直径 (mm)	11.9
Pu 富化度: 内側/周辺 (wt%)	9.5/11.0
出口クオリティ (%)	33.4
炉心流量 (kg/s)	7,540
M C P R	1.35
取出燃焼度 (GWd/t)	61
サイクル長 (年)	2
ボイド反応度係数 ( $10^{-4} \Delta k/k/\% \text{void}$ )	-1.4
最大線出力密度 (W/cm) : BOC/EOC	406 / 400

JAERI

## 2. 長期サイクル運転BWR型炉(7/7)

### 長期サイクル運転化の検討

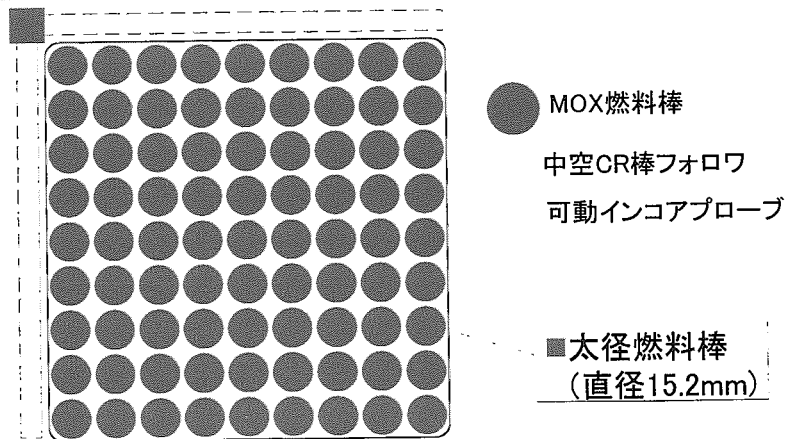
#### 高燃焼度・長期サイクル化炉心の燃焼特性

燃焼度目安		60GWd/t相当			80GWd/t相当			100GWd/t相当		
		年	2	4	8	2.67	5.33	10.67	3.33	6.67
運転サイクル期間	年	2	4	8	2.67	5.33	10.67	3.33	6.67	13.3
バッチ数	-	4	2	1	4	2	1	4	2	1
取出し平均燃焼度	GWd/t	61	61	60	81	80	79	100	100	97
Pu富化度 (内側/外側)	%	14.5/ 16.7	15.0/ 17.1	16.2/ 18.3	15.3/ 17.7	16.1/ 18.7	17.9/ 20.1	16.2/ 18.7	16.6/ 22.6	19.7/ 22.1
転換比	-	1.01	0.99	0.94	0.98	0.95	0.89	0.95	0.92	0.85
燃焼反応度 変化	%Δk/k	2.8	5.3	10.5	3.4	6.7	14.1	4.1	9.2	14.1

JAERI

## 3. ブランケット無しBWR型炉(1/5)

### ABWR燃料集合体ベースのブランケット無し単純炉心 導入のし易さと再処理の簡素化



燃料集合体断面図

JAERI

### 3. ブランケット無しBWR型炉(2/5)

#### 主要緒元と炉心特性

炉心中期転換比	~1.02	~1.1(前設計)
取出燃料残存比	~1.0	~1.02
実効炉心高さ (cm)	260	156
燃料格子	9 X 9 正方格子	同左
被覆管直径 (mm)	15.2	同左
平均 Pu 富化度 : 高/低 (wt%)	6.9 : 8.1/5.4	6.8 : 7.1/6.1
熱出力 (Mwt)	3,926	3,926 × 0.6
取出燃焼度 (Gwd/t)	25.6	13.5
サイクル日数 (日)	382	328
ボイド反応度係数 : BOC/EOC ( $10^{-4} \Delta k/k/\% \text{void}$ )	-1.4 / 0.0	-1.8 / 0.0
最大線出力密度 (w/cm) : BOC/EOC	649 / 484	610 / 543

JAERI

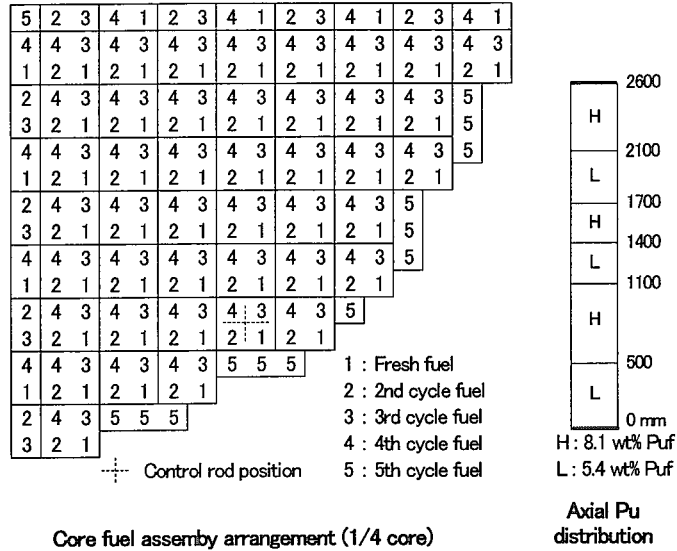
### 3. ブランケット無しBWR型炉(3/5)

#### 燃焼度・炉出力増加の方策

- ・ 炉心高さを増加
  - 炉出力の増加
  - Pu富化度を増加させずに燃焼度の増加
- ・ ボイド係数対策
  - 低富化度(5.4wt%Pu) MOXの使用

JAERI

### 3. ブランケット無しBWR型炉(4/5)



JAERI

### 3. ブランケット無しBWR型炉(5/5)

#### 出力増加炉心の主要緒元と炉心特性

炉心中期転換比	~1.02	~0.92
取出燃料残存比	~1.0	~0.93
実効炉心高さ (cm)	260	同左
燃料格子	9 X 9 正方格子	11X11 正方格子
被覆管直径 (mm)	15.2	11.8
平均 Pu <sub>f</sub> 富化度 (wt%)	6.9	7.0
熱出力 (MWt)	3,926	3,926 × 1.2
取出燃焼度 (GWd/t)	25.6	34.0
サイクル日数 (日)	382	390
ボイド反応度係数 : BOC/EOC (10 <sup>-4</sup> Δk/k/%void)	-1.4 / 0.0	-6.0 / -4.0
最大線出力密度 (w/cm) : BOC/EOC	649 / 484	362 / 279

JAERI

## PWR型炉心概念の検討

### 4. 高転換比(1以上)炉心

- 出力分布平坦化／プルトニウム組成の影響

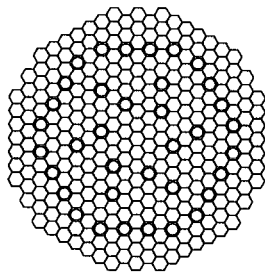
### 5. Pu多重リサイクル炉心

- 軽水冷却PWR型炉心の概念構築
- 炉心性能の向上

JAERI

## 4. 高転換比PWR型炉(1/5)

ウラン資源の有効利用を目指した高転換比  
(転換比1以上) PWR型炉心

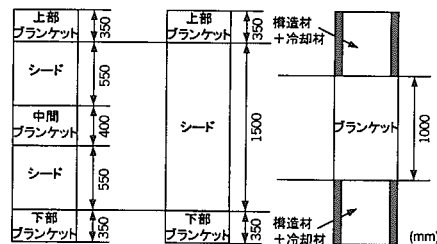


- 中間ブランケットありシード燃料集合体(174体)
- 中間ブランケットなしシード燃料集合体(36体)
- ブランケット燃料集合体(103体)

炉心断面図

特徴

- ・冷却材に重水使用
- ・中間ブランケットがある燃料集合体とない集合体を併用
- ・高転換比の達成

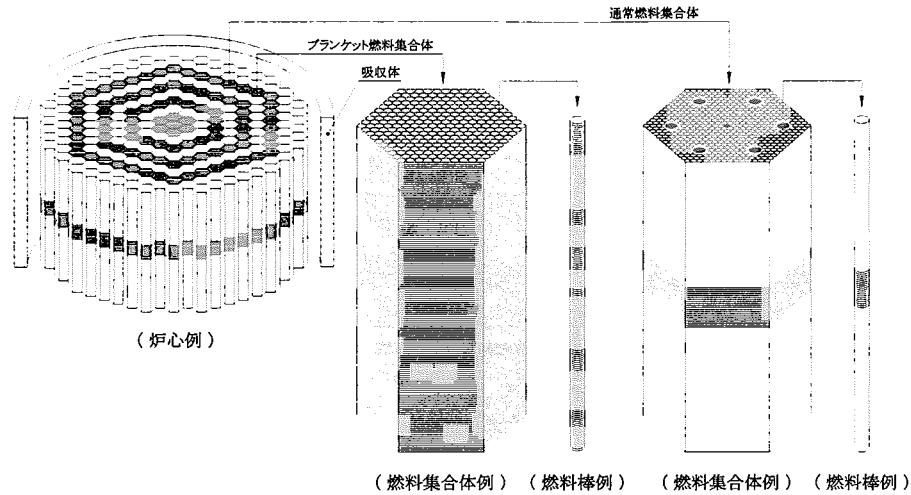


- (a) 中間ブランケットありシード燃料集合体    (b) 中間ブランケットなしシード燃料集合体    (c) ブランケット燃料集合体

炉心立面図

JAERI

## 4. 高転換比PWR型炉(2/5)



昨年度設計炉心

JAERI

## 4. 高転換比PWR型炉(3/5)

径方向出力分布の平坦化  
デカップリング性の軽減

- ・ 大型炉心のデカップリング性に関しては、制御棒配置、核計装の設置等により克服可能と判断されるが、出力分布の平坦化の観点からも、軽減が望ましい。
- ブランケットの多重リング状配置を島状配置に変更  
軸方向中間ブランケット無しの集合体を一部導入

JAERI

## 4. 高転換比PWR型炉(4/5)

### 主要諸元と炉心性能

項 目	設 計 値
電気出力	1000MWe
原子炉熱出力	2900MWt
燃料ピン間ギャップ	1.0mm
燃料ピン外径	9.5mm
炉心等価直径	約4.7m
炉心外接直径	4.9m
運転サイクル長	15ヶ月
Pu組成	PWR取出Pu
燃料有効高さ	230cm
シード燃料有効高さ	55cm × 2
内部ブランケット厚さ	50cm
軸ブランケット有効高さ	上下とも35cm
径ブランケット有効高さ	105cm
Pu富化度	17 / 14wt%
制御棒フォロワ	無
平衡炉心平均転換比	1.06
最大線出力	38kW/m
取出平均燃焼度	約53GWd/t
平衡炉心末期ボイド係数	-0.4% Δρ / 全void

JAERI

## 4. 高転換比PWR型炉(5/5)

### Pu組成の影響

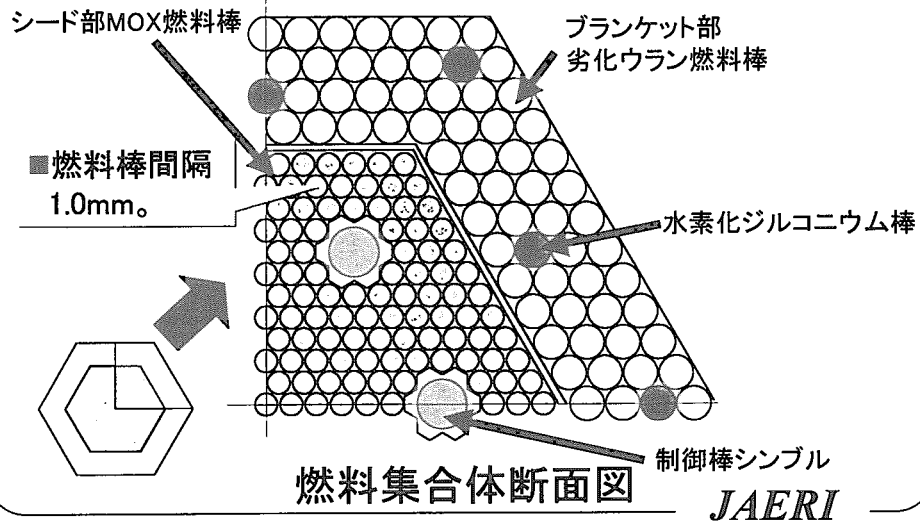
項 目	PWR取出Pu	BWR取出Pu
Pu富化度	17wt% / 14wt%	16wt% / 13wt%
シード燃料ピン外径	9.5mm	←
シード燃料長	55cm × 2	←
内部ブランケット燃料長	50cm	←
上部 / 下部軸ブランケット燃料長	各35cm	←
径ブランケット燃料長	105cm	100cm
転換比 (BOEC/EOEC)	1.05 / 1.07	1.11 / 1.12
燃焼欠損反応度	2.9 % Δρ	2.6 % Δρ
全炉心ボイド反応度 (EOEC)	-0.4 % Δρ	-1.0 % Δρ
最大線出力	38 kW/m	36 kW/m
取出平均燃焼度	53GWd/t	←

JAERI



## 5. Pu多重リサイクルPWR型炉(1/4)

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



## 5. Pu多重リサイクルPWR型炉(2/4)

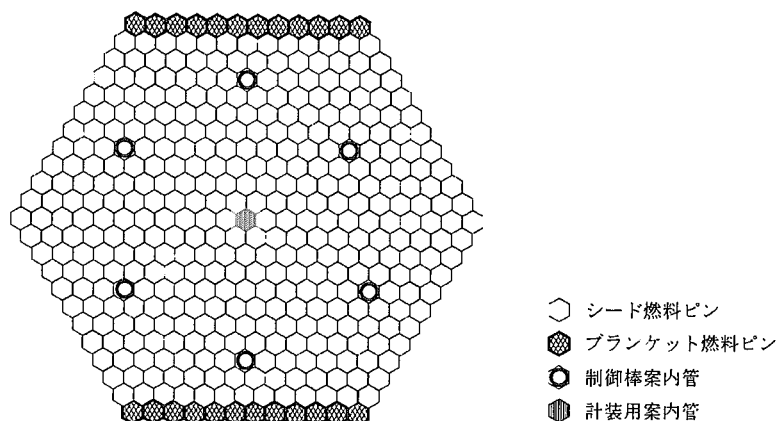
主要諸元と炉心性能

項目	設計値
電気出力	1135MWe
原子炉熱出力	3337MWt
燃料ピン間ギャップ	1.0mm
燃料ピン外径	9.5mm/14.4mm
炉心等価直径	約 5m
運転サイクル長	18ヶ月
燃料有効高さ	250cm
シード燃料有効高さ	100cm×2
内部ブランケット厚さ	50cm
Pu富化度	18wt%
平衡炉心平均転換比	0.98
取出平均燃焼度	45GWd/t
平衡炉心末期ボイド係数	-1% Δρ/全void

JAERI

## 5. Pu多重リサイクルPWR型炉(3/4)

高転換比達成の可能性



燃料集合体断面図

JAERI

## 5. Pu多重リサイクルPWR型炉(4/4)

高転換比軽水炉心の主要諸元と炉心性能

項 目	設 計 値
Pu <sub>f</sub> 富化度	8wt%
シード燃料ピン外径	15.0mm
シード燃料長	100cm × 2
内部ブランケット燃料長	40cm
上部/下部軸ブランケット燃料長	各35cm
径ブランケット燃料長	310cm
運転サイクル長	15EFPM
燃料交換バッチ数	3バッチ
転換比 (BOEC/EOEC)	1.09 / 1.10
燃焼欠損反応度	1.8 %Δρ
全炉心ボイド反応度 (EOEC)	-0.1 %Δρ
最大線出力	
計算ノミナル値	32kW/m
ローカルピーキング考慮	38kW/m
取出平均燃焼度	15GWd/t

JAERI

Microsoft Internet Explorer  
ファイル(F) 編集(E) 表示(V) お気に入り(A) ツール(T) ヘルプ(H)  
戻る 進む 中止 更新 ホーム 検索 お気に入り 履歴 メール サイズ 印刷 編集 記録  
アドレス(A) http://www.warsg.tokaijaeri.go.jp/index.html

Last modified: 99/11/16 09:44:39

# 未来型軽水炉研究 Homepage

こちらは日本原子力研究所(原研)エネルギーシステム研究部による未来型軽水炉研究のページです。

あなたは **0000438** 人目のお客様です。(since 99.11.10)

今日はこれまで **0000** 人が訪れました。昨日は **077** 人が訪れました。

このホームページは、画面を"最大"にし、表示のフォントサイズを"中"程度にして御覧頂くのがおすすめです！

[English page](#) English page is here.

新着情報

- ホームページを再開設しました。(99.11.10)

お知らせ

談しました。どうぞごゆっくりご覧下さい。

インターネット

Microsoft Internet Explorer  
ファイル(F) 編集(E) 表示(V) お気に入り(A) ツール(T) ヘルプ(H)  
戻る 進む 中止 更新 ホーム 検索 お気に入り 履歴 メール サイズ 印刷 編集 記録  
アドレス(A) http://www.warsg.tokaijaeri.go.jp/Rmwr/rmwr.htm

Last modified: 99/11/10 15:42:34

# 低減速スペクトル炉

未来型炉研究グループ

[English page](#) English page is here.

あなたは **0000114** 人目のお客様です。(since 99.11.10)

今日はこれまで **002** 人が訪れました。昨日は **016** 人が訪れました。

[目次](#)

- 研究の目的
- 低減速スペクトル炉とは?
- 低減速スペクトル炉の原理方法
- 低減速スペクトル炉の稼動に必要な関連する研究
- ニュース(研究会のご案内、報告書、研究発表会のお知らせ)

[研究の目的](#)

低減速スペクトル炉は、これまで培われてきた軽水炉の技術をベースにして以下の目標の達成をめざしています。

ページが表示されました

インターネット

## 研究会のご案内

### <これまでの研究会>

- 2000年3月3日 「第3回低減速スペクトル炉に関する研究会」(日本原子力研究所東海研究所)
- 1999年3月2日 「水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会」(東京富国生命ビル第2会議室)
- 1998年3月4～5日 「低減速スペクトル炉に関する研究会」(日本原子力研究所東海研究所)

## 報告書・研究発表等

### <論文・報告書等>

1. 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 1998年3月4-5日、東海研究所、東海村", JAERI-Conf 98-013 (1998)
2. 中島 伸也, 落合 政昭(編): "水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会報告書 平成11年3月2日、東京開催", JAERI-Conf 99-014 (1999)
3. 大貫 晃, 他: "A Feasibility Study on Core Cooling of Pressurized Heavy Water Moderated Reactor with Tight Lattice Core", *Proc. ICONE-7*, ICONE-7026 (1999)
4. 岩村 公道, 他: "低減速スペクトル炉の研究", JAERI-Research 99-058 (1999)
5. 大久保 努, 他: "Conceptual Designing of Reduced-Moderation Water Reactors (1) -Design for BWR-Type Reactors-", *Proc. ICONE-8*, ICONE-8422 (2000)
6. 日比 宏基, 他: "Conceptual Designing of Reduced-Moderation Water Reactors (2) -Design for PWR-Type Reactors-", *Proc. ICONE-8*, ICONE-8423 (2000)

### <研究発表等>

1. 落合 政昭, 他: "将来型軽水炉の概念検討(2) -検討の概要-", 日本原子力学会「1998春の年会」, F47 (1998)
2. 嶋田昭一郎, 他: "将来型軽水炉の概念検討(6) -加圧重水型稠密炉心-", 日本原子力学会「1998春の年会」, F51 (1998)
3. 大久保 努, 他: "将来型軽水炉の概念検討(11) -高転換水冷却炉の研究概要-", 日本原子力学会「1999春の年会」, F34 (1999)
4. 白川 利久, 他: "将来型軽水炉の概念検討(12) -高転換BWR炉心の検討(1)-", 日本原子力学会「1999春の年会」, F35 (1999)
5. 竹田 練三, 他: "将来型軽水炉の概念検討(13) -高転換BWR炉心の検討(2)-", 日本原子力学会「1999春の年会」, F36 (1999)
6. 横山 次男, 他: "将来型軽水炉の概念検討(14) -高転換BWR炉心の検討(3)-", 日本原子力学会「1999春の年会」, F37 (1999)
7. 石田 睦美, 他: "将来型軽水炉の概念検討(15) -高転換PWR炉心の検討-", 日本原子力学会「1999春の年会」, F38 (1999)
8. 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春の年会」, F39 (1999)
9. 大貫 晃, 他: "将来型軽水炉の概念検討(17) -高転換PWR炉心の再冠水挙動の検討-", 日本原子力学会「1999春の年会」, F40 (1999)
10. 大久保 努, 他: "将来型水冷却炉の概念検討", 日本機械学会「1999年度年次大会」, 1912 (1999)
11. 岩村 公道, 他: "低減速スペクトル炉の研究(1) -研究概要と将来計画-", 日本原子力学会「2000春の年会」, O1 (2000)
12. 竹田 練三, 他: "低減速スペクトル炉の研究(2) -高転換比BWR型炉心の設計-", 日本原子力学会「2000春の年会」, O2 (2000)
13. 横山 次男, 他: "低減速スペクトル炉の研究(3) -長期サイクルBWR型炉心の設計-", 日本原子力学会「2000春の年会」, O3 (2000)
14. 白川 利久, 他: "低減速スペクトル炉の研究(4) -ブランケット無しBWR型炉心の設計-", 日本原子力学会「2000春の年会」, O4 (2000)
15. 日比 宏基, 他: "低減速スペクトル炉の研究(5) -高転換比PWR型炉心の設計-", 日本原子力学会「2000春の年会」, O5 (2000)
16. 久語 輝彦, 他: "低減速スペクトル炉の研究(6) -プルトニウム多重リサイクルPWR型炉心の設計-", 日本原子力学会「2000春の年会」, O6 (2000)
17. 中塚 亨, 他: "低減速スペクトル炉の研究(7) -導入効果の検討-", 日本原子力学会「2000春の年会」, O7 (2000)
18. 嶋田昭一郎, 他: "低減速スペクトル炉の研究(8) -MOX炉物理実験の検討-", 日本原子力学会「2000春の年会」, O8 (2000)
19. 新谷 文將, 他: "低減速スペクトル炉の研究(9) -稠密格子体系の限界熱流束実験-", 日本原子力学会「2000春の年会」, O9 (2000)
20. 吉田 啓之, 他: "低減速スペクトル炉の研究(10) -PWR型炉心の熱設計解析-", 日本原子力学会「2000春の年会」, O10 (2000)

付録 1-5

講演 OHP 資料集

「発電炉・燃料サイクルの長期シナリオと低減速スペ  
クトル炉の導入効果」

佐藤 治 (日本原子力研究所)

This is a blank page.

## 発電炉・燃料サイクルの長期シナリオ と低減速スペクトル炉の導入効果

平成12年3月3日

日本原子力研究所  
エネルギーシステム研究部  
システム評価研究グループ

佐藤 治・立松研二・田中洋司

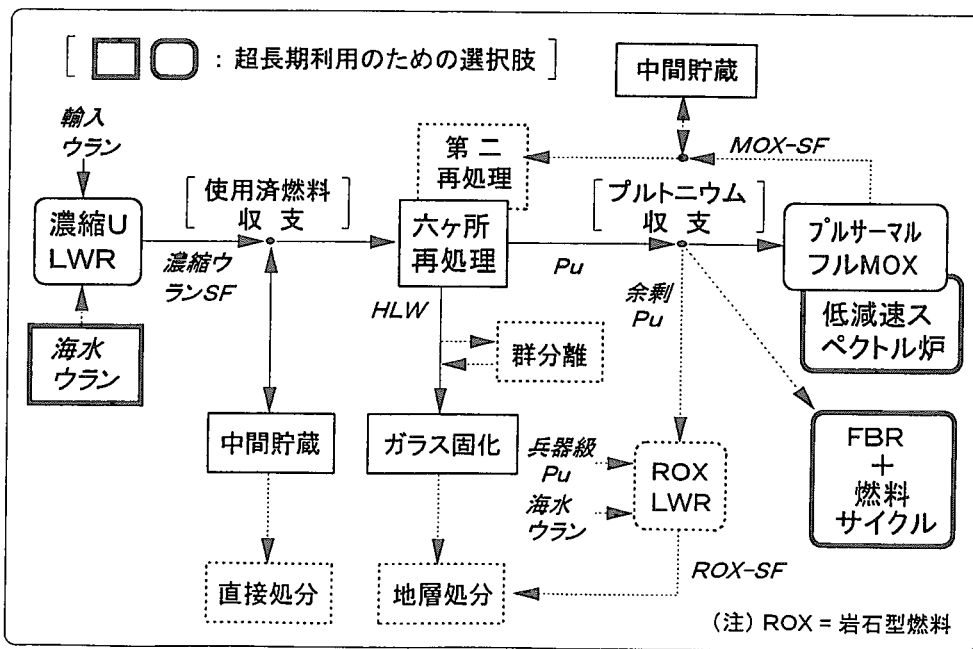
### 検 討 内 容

1. 発電炉・燃料サイクルの長期シナリオにおける天然ウラン消費量の比較
2. 低減速スペクトル炉の炉心特性と天然ウラン消費量の低減効果

# 1. 発電炉・燃料サイクルの長期シナリオにおける天然ウラン消費量の比較

- (1) 長期シナリオの前提条件
  - A. 原子力発電総設備容量
  - B. 炉型の特性と導入条件
  - C. 核燃料サイクルシステムの特性
- (2) 長期シナリオの概要
  - A. 増殖炉なし
  - B. FBR導入シナリオ
  - C. 低減速スペクトル炉導入シナリオ
- (3) 天然ウランの積算消費量

## 発電炉・燃料サイクルシステムの概念





## (1) 長期シナリオの前提条件

### A. 原子力発電総設備容量

(単位: GWe)

ケース	2005年	2010年	2030年	2050年	2075年	2100年～
高 位	50 (4.0)	70 (1.5)	100 (1.0)	120 (0.56)	134 (0.24)	140
低 位	50 (2.0)	60 (0.75)	75 (0.25)	80	80	80

注：2004年までは実績及び計画値を使用  
 ( )内は年平均の設備増加量を表す。

### B. 炉型の特性と導入条件

#### a) 軽水炉

炉 型	建設期間	燃料特性
濃縮ウラン炉 ・ 現行 LWR	～2004年	～1992年 : 35000 MWd/t 1993年～ : 41000 MWd/t
・ 高燃焼 LWR	2005年～	～2029年 : 45000 MWd/t 2030年～ : 63000 MWd/t *
プルトニウム利用炉 ・ プルサーマル	1982～93年に 建設されたLWR 12.1GWeで実施	～1999年 : 濃縮ウラン燃料 2000年～ : MOX燃料
・ フルMOX炉	2010年～	A-BWR全炉心にMOX装荷

\* 低減速スペクトル炉導入ケースでは用いない。

b) 低減速スペクトル炉(RMWR)

- 炉特性 : BWR型、燃焼度 45GWd/t、増殖比 = 1.01
- 本格利用開始 : 2020年(原型炉、実証炉は考慮しない)
- 設備導入制約 : 特になし(プルトニウム収支等に従う)

c) 高速増殖炉(FBR)

- 炉特性 : 燃焼度 15万MWd/t、増殖比 = 1.2
- 本格利用開始 : 2050年又は2030年
- 初期新設容量 : 下表(これ以降の新設はすべてFBR)

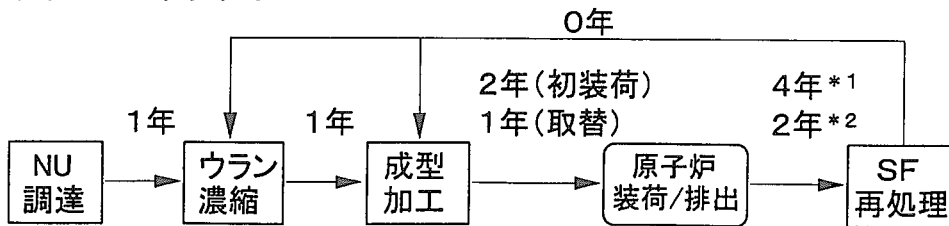
新設容量	期 間
1 GWe/年	初期15年間(発電規模高位、低位とも)
2 GWe/年	次の10年間(発電規模高位、2030年導入) 次の 6年間(発電規模低位)

C. 核燃料サイクルシステムの特徴

a) 核燃料物質のロス率等

- |                   |                     |
|-------------------|---------------------|
| ▪ 濃縮工程のロス率 : 1.0% | ▪ 濃縮工程の廃棄濃度 : 0.25% |
| ▪ 成型加工のロス率 : 0.5% |                     |
| ▪ 再処理のロス率 : 0.5%  |                     |

b) リード/ラグタイム



\*1 濃縮ウラン軽水炉、プルサーマル、フルMOX炉  
\*2 低減速スペクトル炉、高速増殖炉

## (2) 長期シナリオの概要

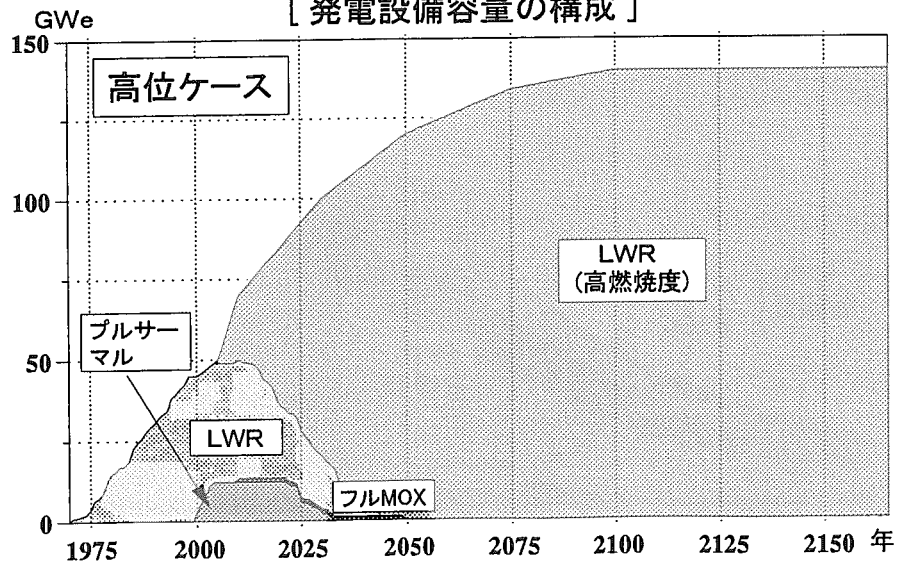
### 長期シナリオの炉型構成

シナリオ	LWR		プルサーマル	フルMOX炉	RMWR	FBR
	~45GWd	60GWd				
増殖炉なし						
D1	○	○	○	大間のみ		
D2	○	○	○	○		
FBR導入						
B1	○	○	○	大間のみ		○(2050年)
B2	○	○	○	○		○(2050年)
B3	○	○	○	大間のみ		○(2030年)
RMWR導入						
A	○		○	大間のみ	○	○(2050年)
C	○		○	大間のみ	○	

### A. 増殖炉なし

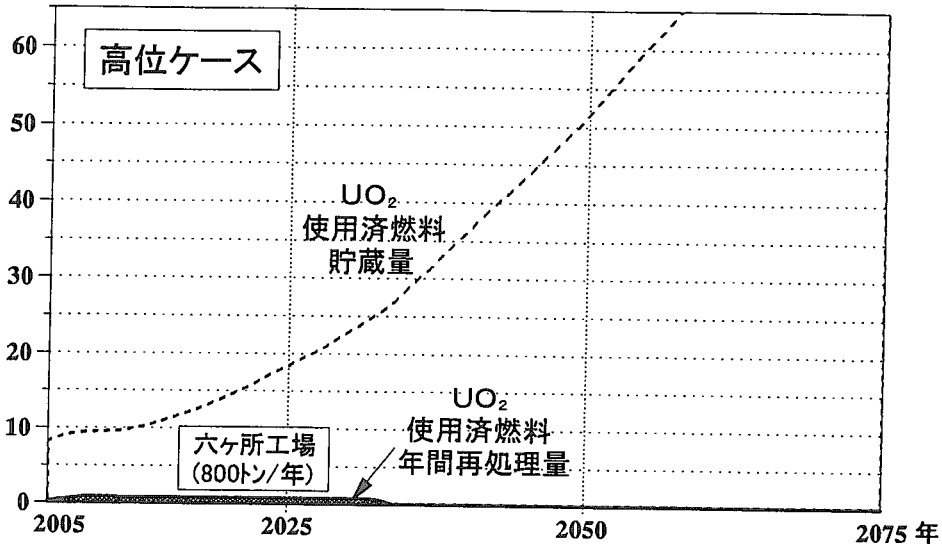
#### 増殖炉を利用しないシナリオ(D1)

[ 発電設備容量の構成 ]



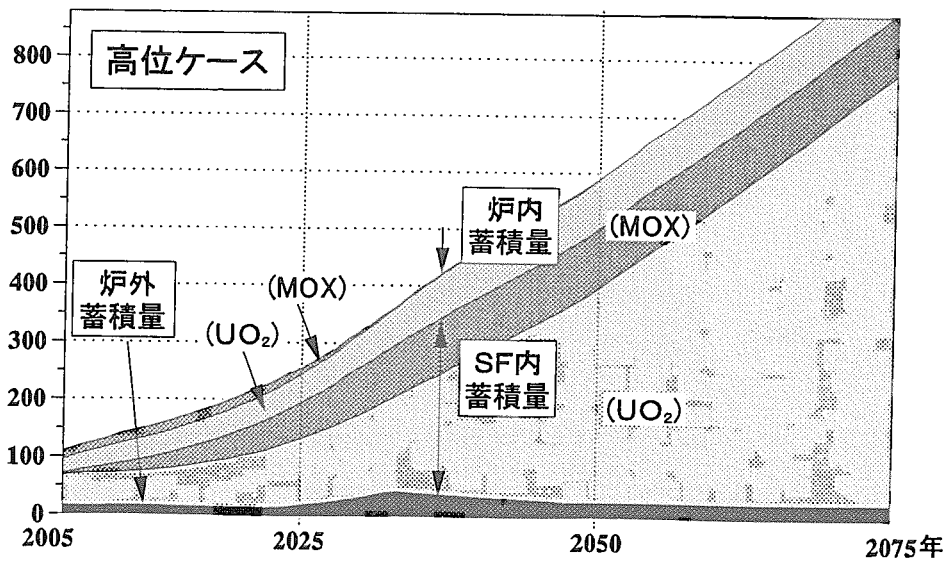
増殖炉を利用しないシナリオ(D1)

千トンHM [UO<sub>2</sub>使用済燃料貯蔵量と再処理量]

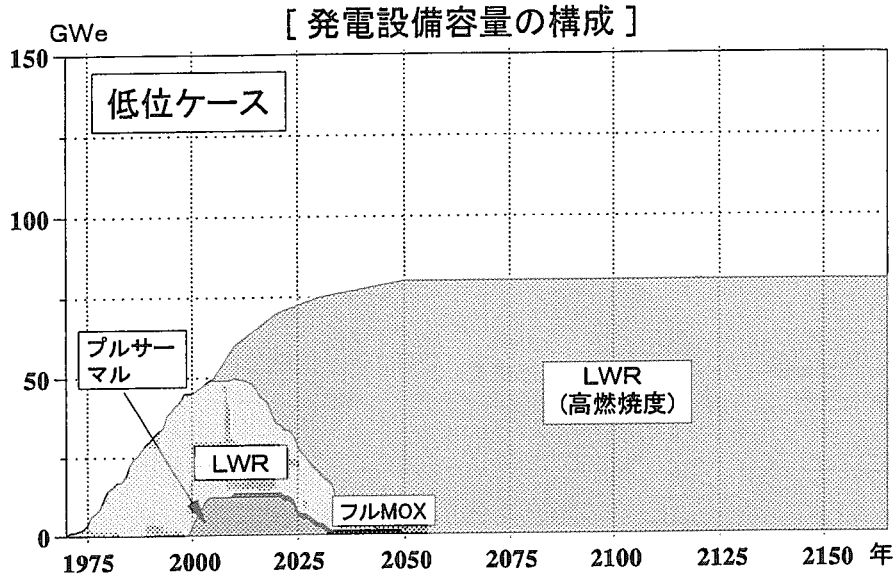


増殖炉を利用しないシナリオ(D1)

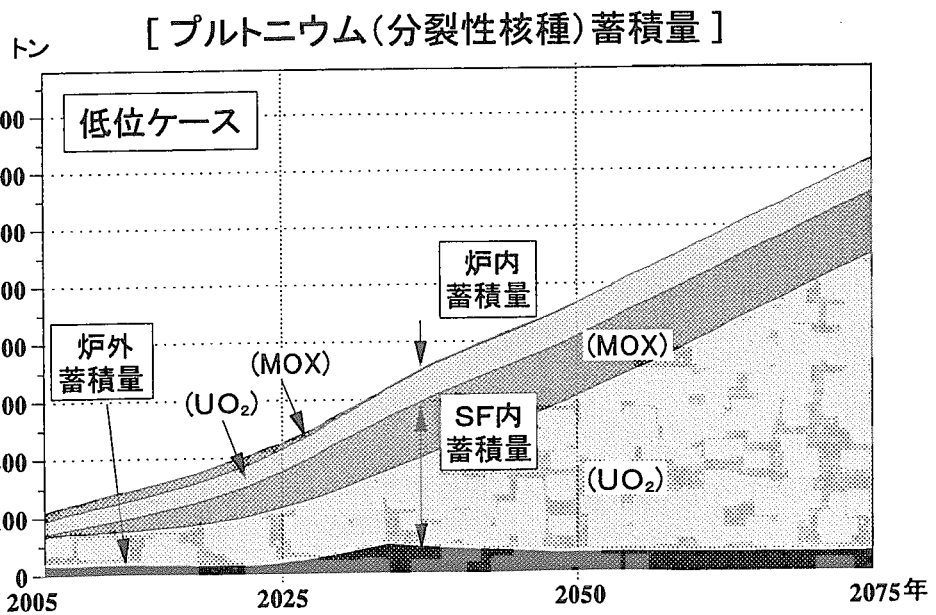
トン [プルトニウム(分裂性核種)蓄積量]



増殖炉を利用しないシナリオ(D1)



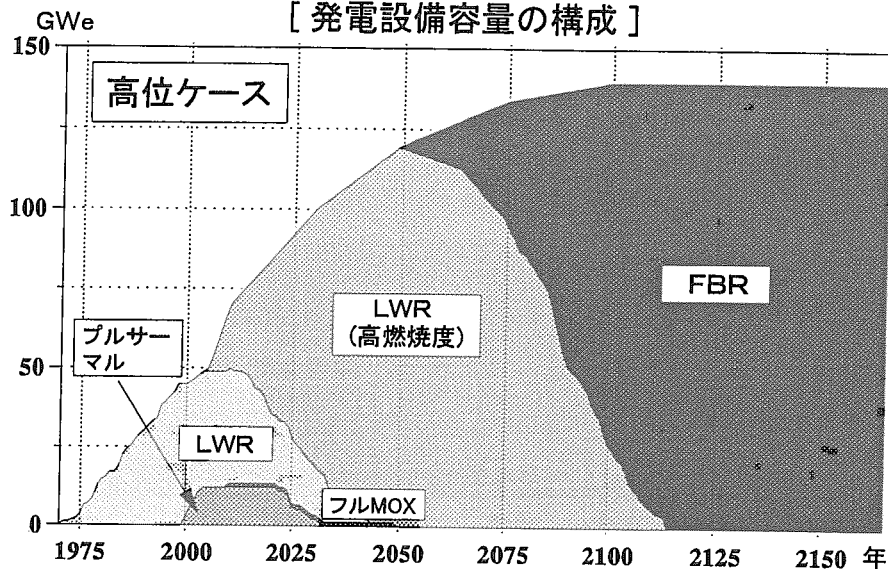
増殖炉を利用しないシナリオ(D1)



### B. FBR導入シナリオ

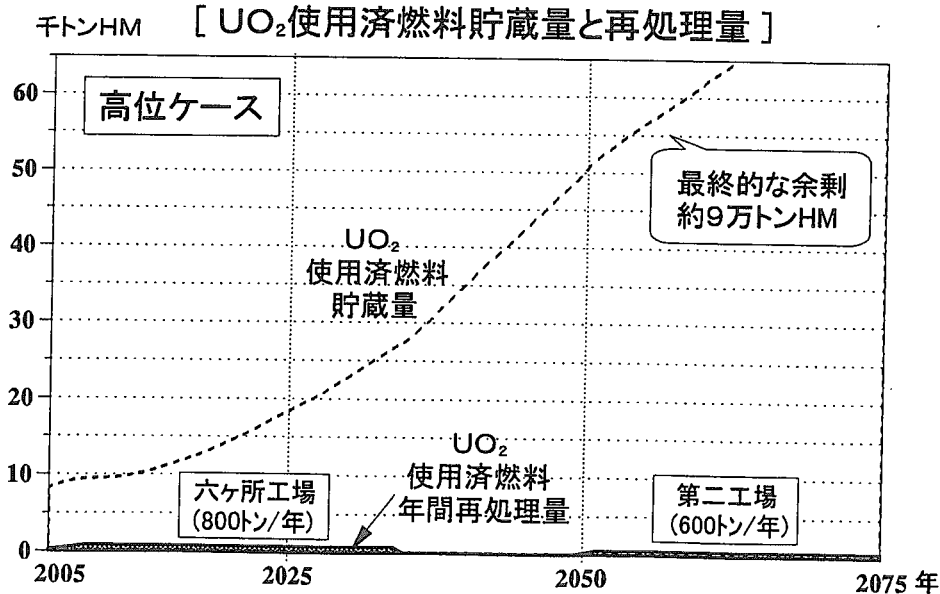
#### FBRシナリオ(B1) - FBR 2050年

[ 発電設備容量の構成 ]



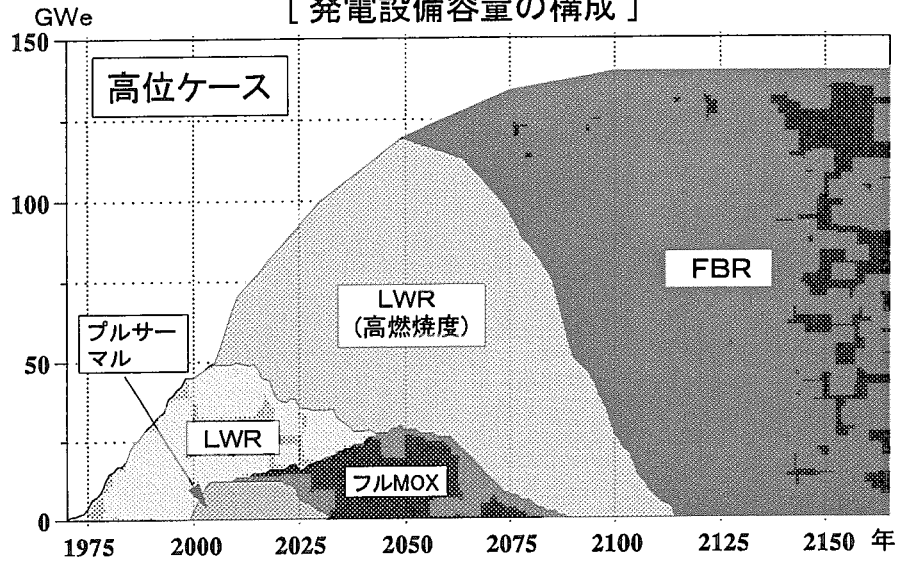
#### FBRシナリオ(B1) - FBR 2050年

[  $UO_2$  使用済燃料貯蔵量と再処理量 ]



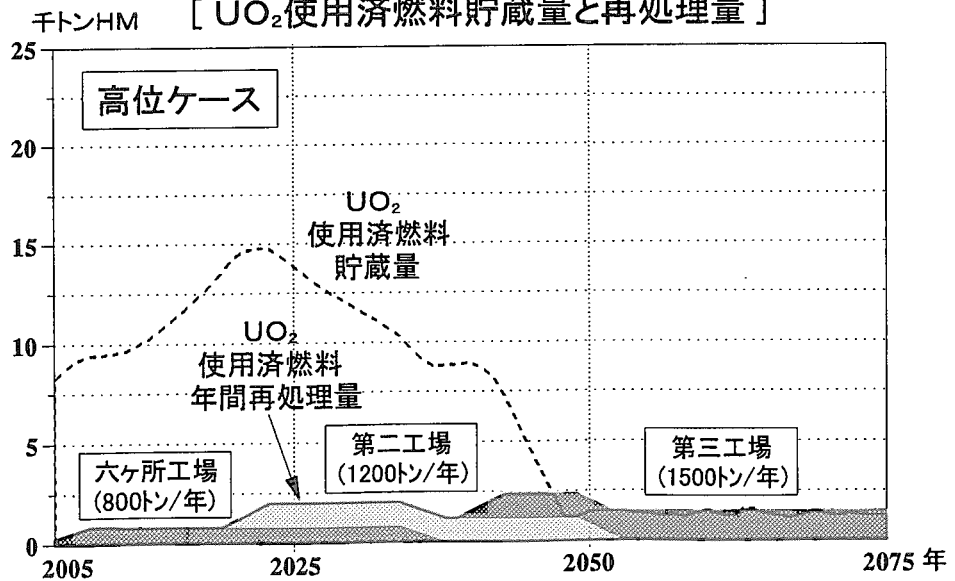
### FBRシナリオ(B2) - FBR 2050年 + フルMOX

[ 発電設備容量の構成 ]

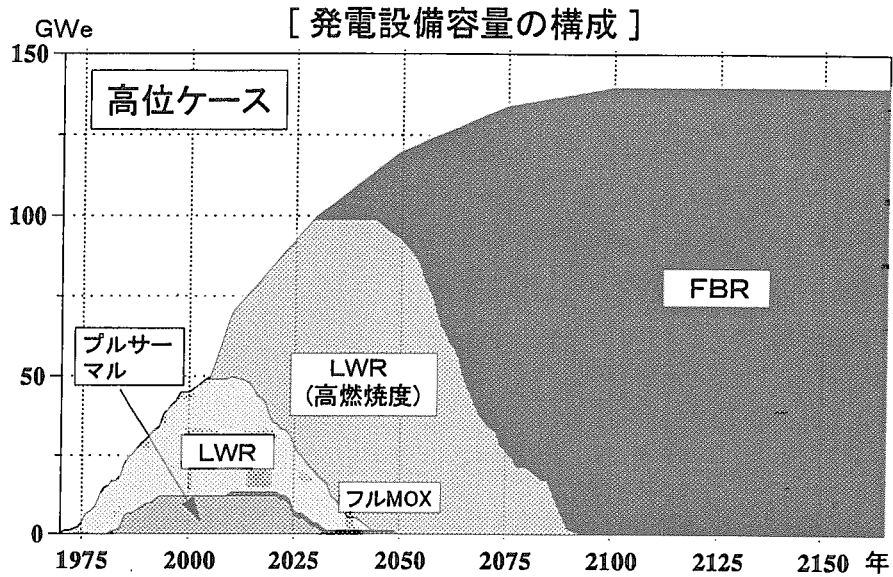


### FBRシナリオ(B2) - FBR 2050年 + フルMOX

[  $UO_2$  使用済燃料貯蔵量と再処理量 ]

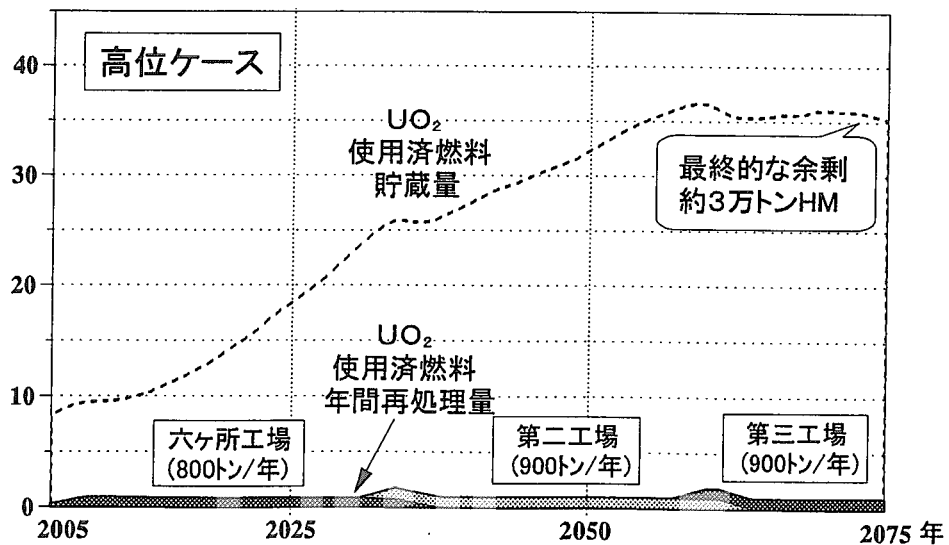


### FBRシナリオ(B3) - FBR 2030年



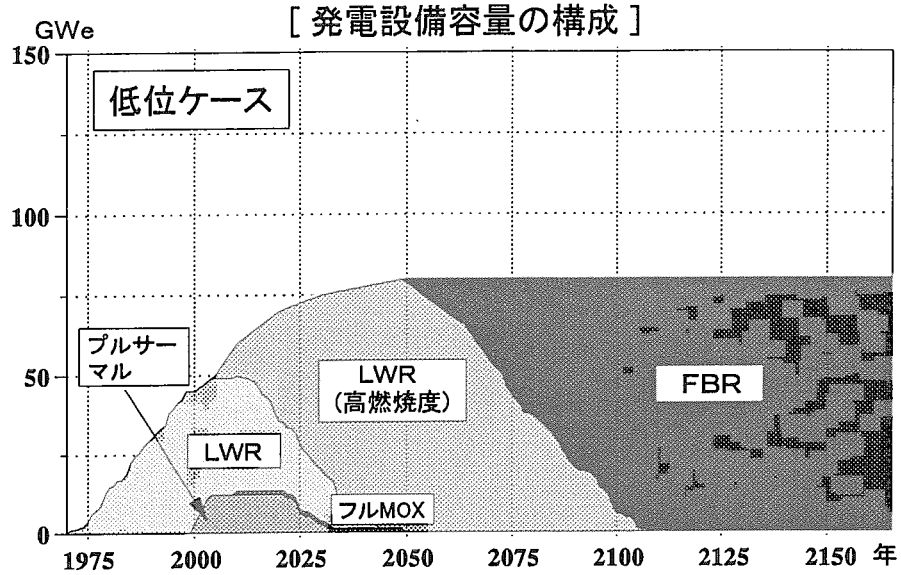
### FBRシナリオ(B3) - FBR 2030年

[  $UO_2$  使用済燃料貯蔵量と再処理量 ]

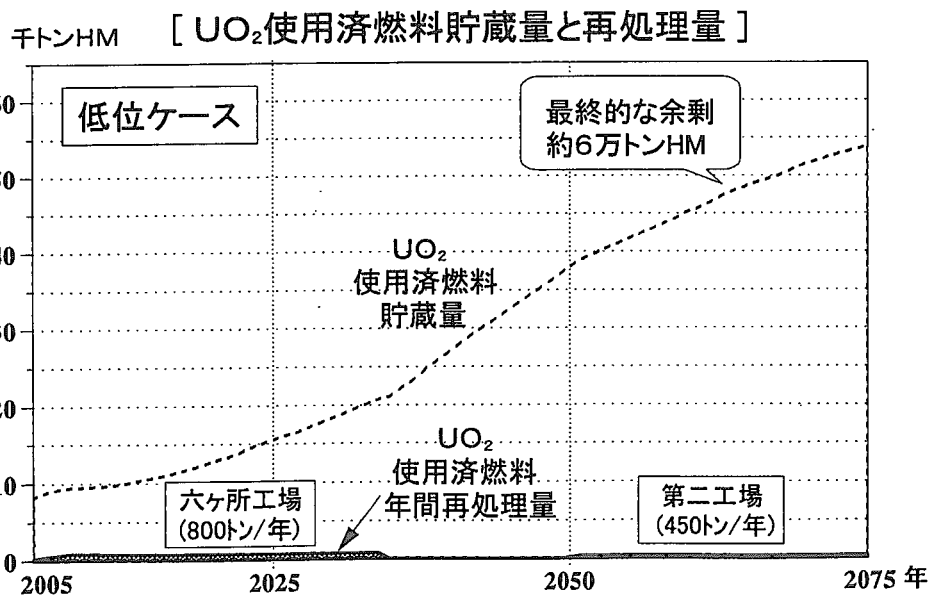




### FBRシナリオ(B1) - FBR 2050年

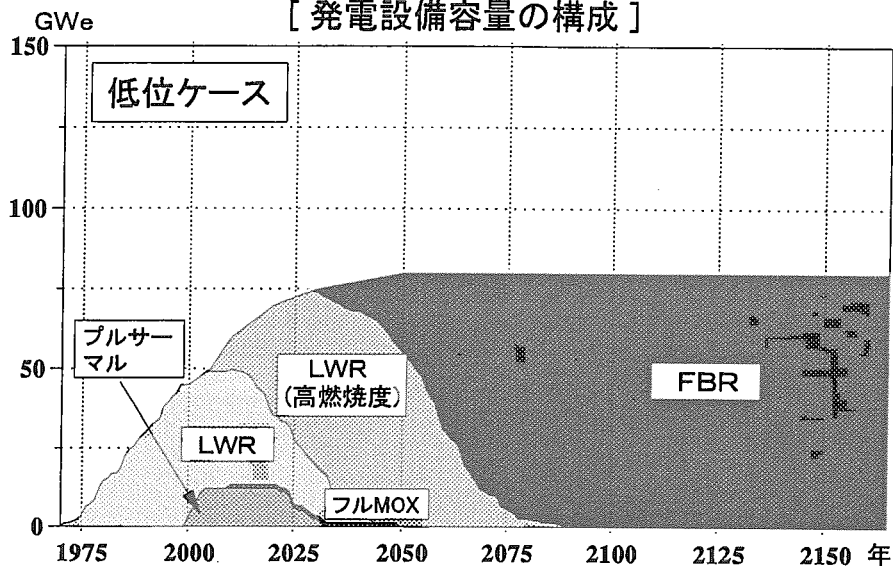


### FBRシナリオ(B1) - FBR 2050年



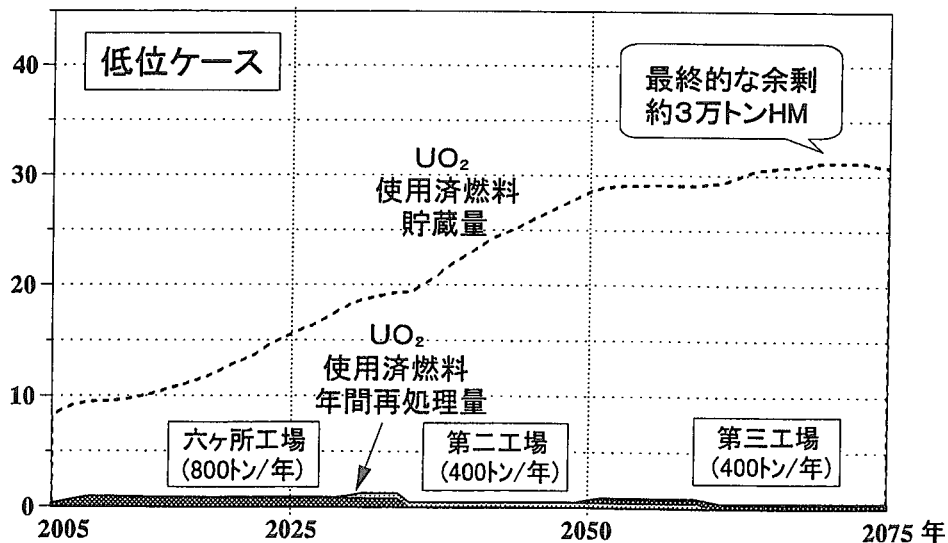
### FBRシナリオ(B3) - FBR 2030年

[ 発電設備容量の構成 ]



### FBRシナリオ(B3) - FBR 2030年

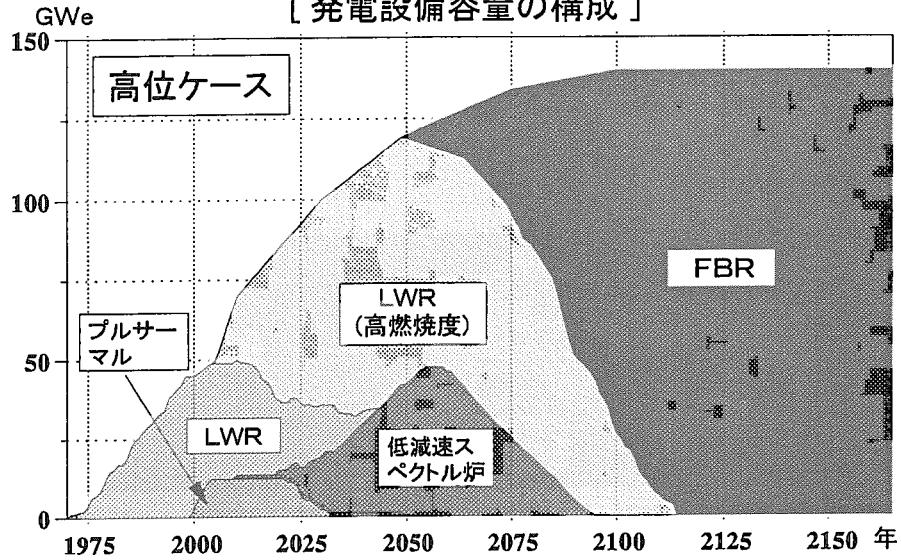
[  $UO_2$  使用済燃料貯蔵量と再処理量 ]



### C. 低減速スペクトル炉導入シナリオ

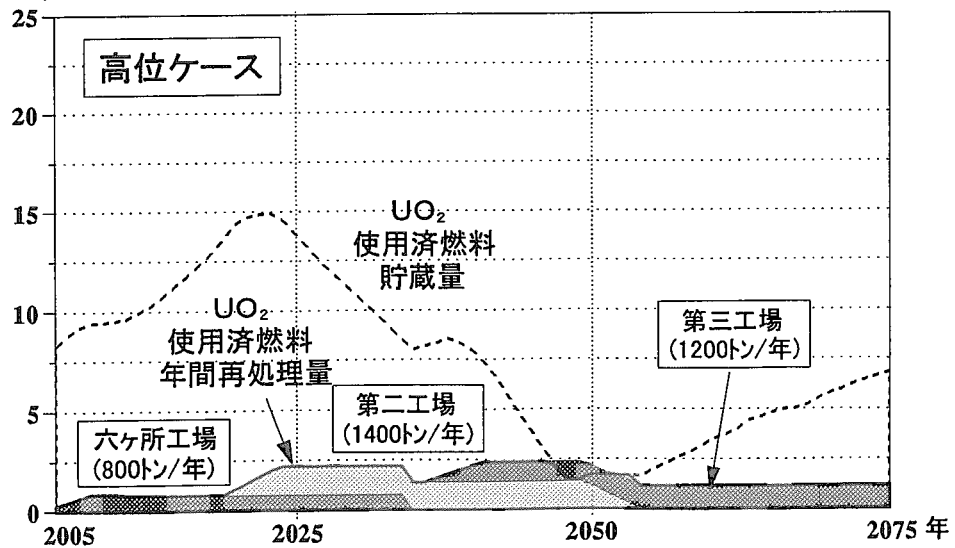
RMWRシナリオ(A) - RMWR + FBR 2050年

[ 発電設備容量の構成 ]

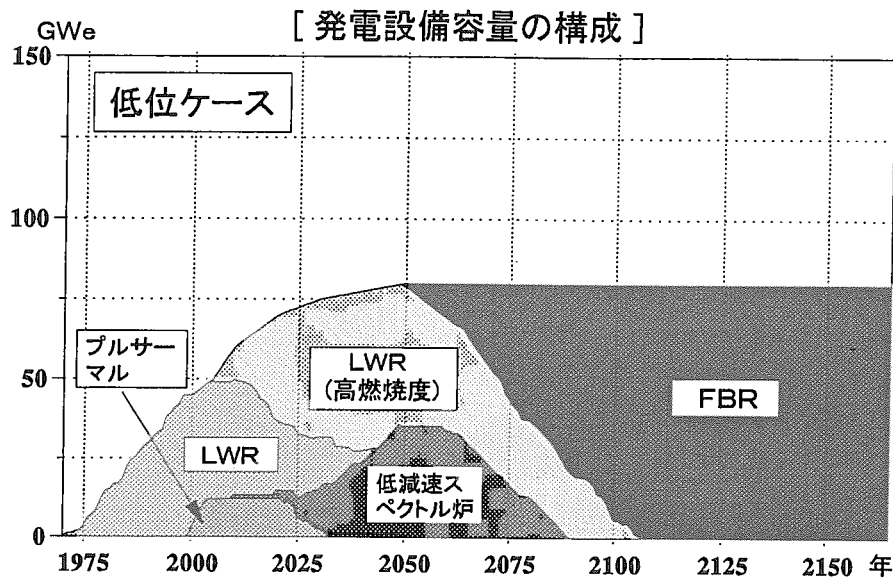


RMWRシナリオ(A) - RMWR + FBR 2050年

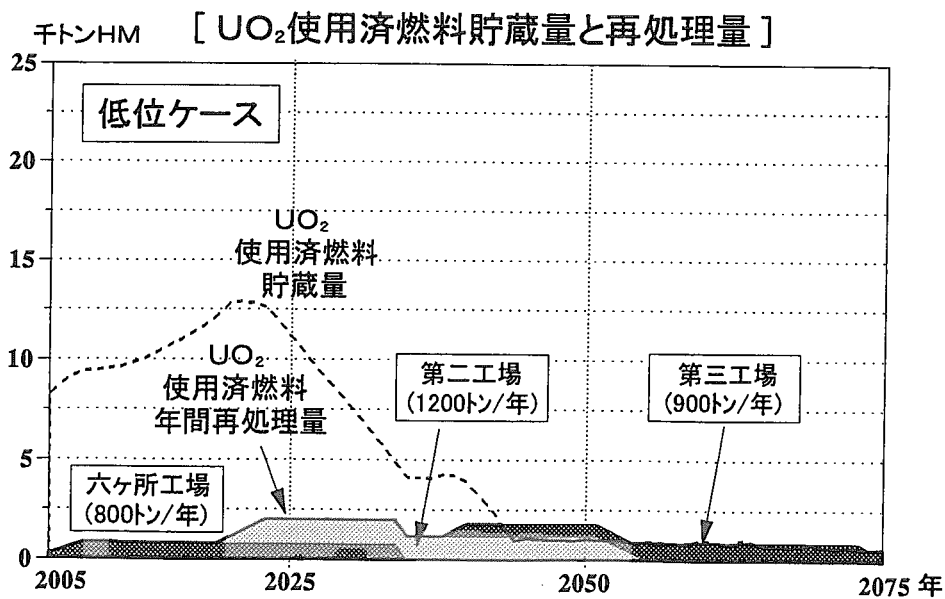
千トンHM [ UO<sub>2</sub>使用済燃料貯蔵量と再処理量 ]

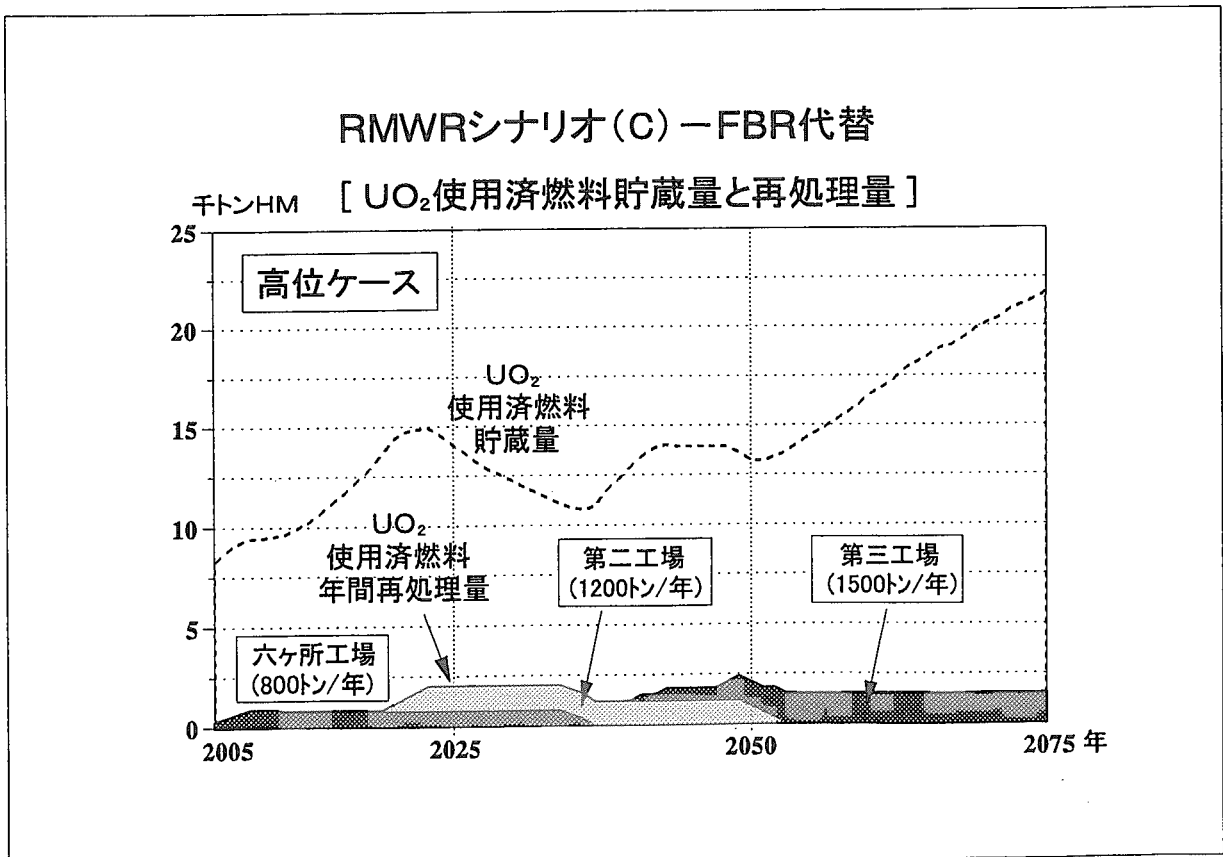
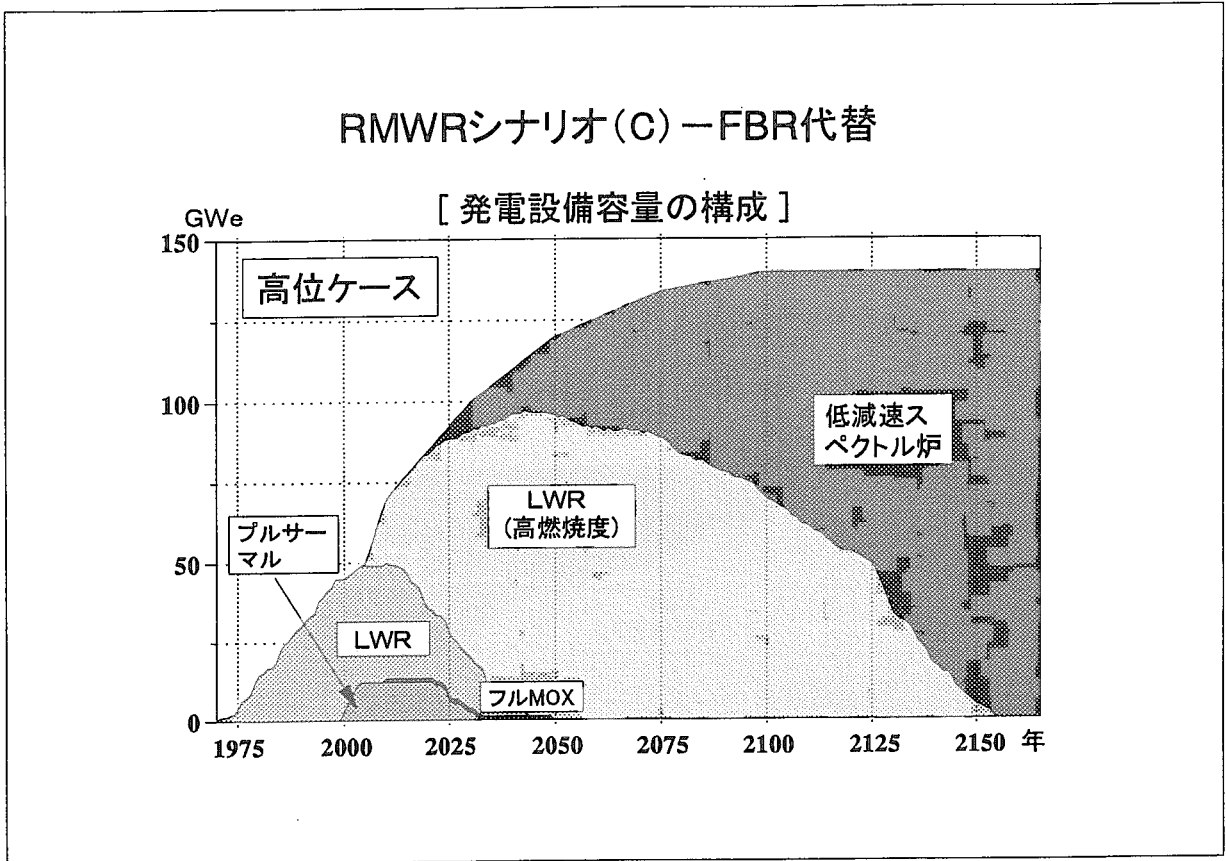


### RMWRシナリオ(A) - RMWR + FBR 2050年

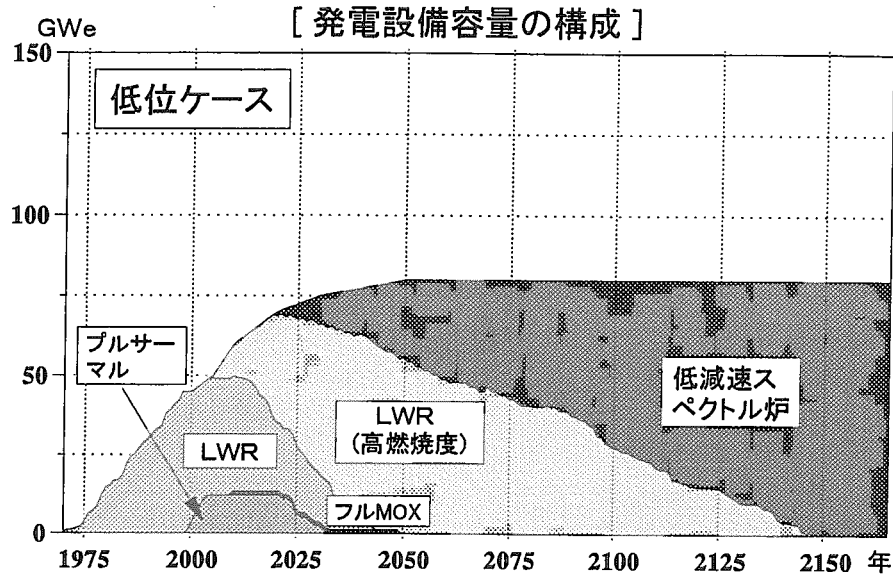


### RMWRシナリオ(A) - RMWR + FBR 2050年

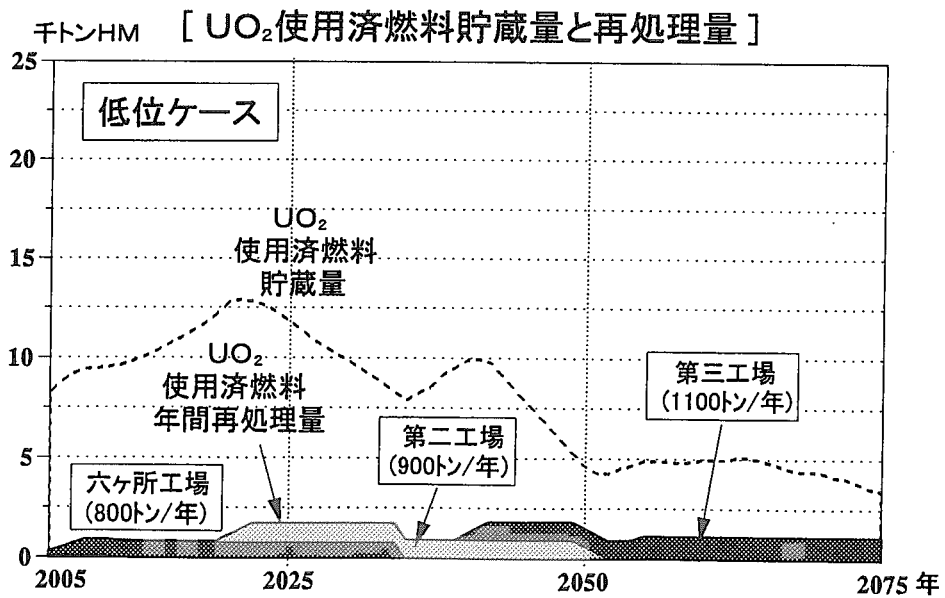




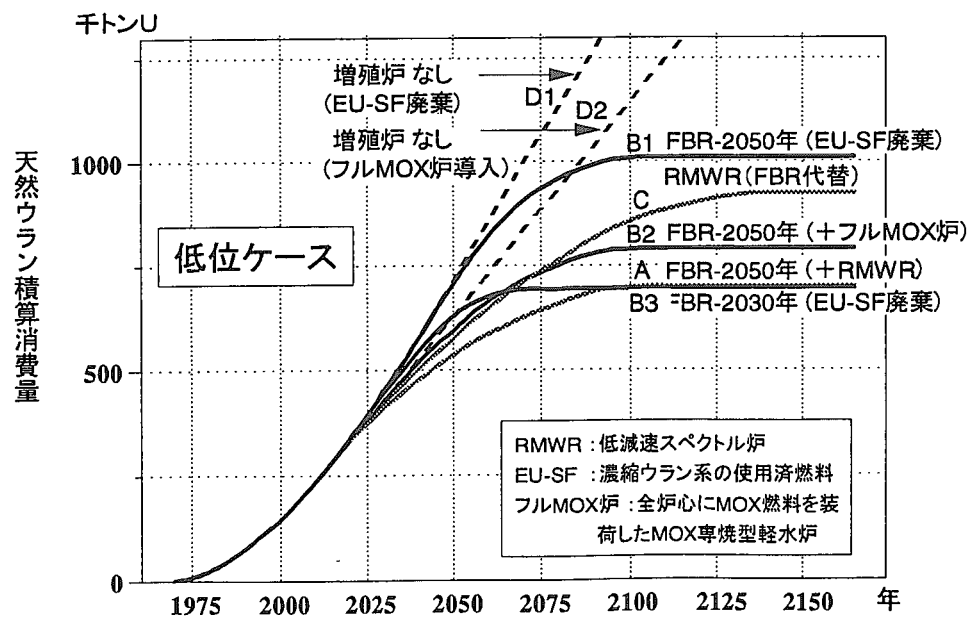
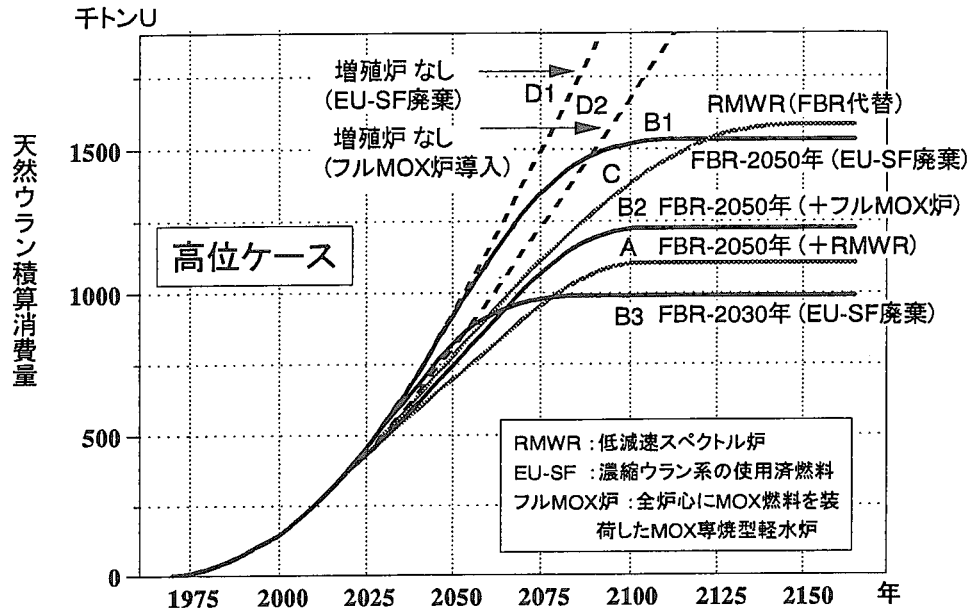
### RMWRシナリオ(C) - FBR代替



### RMWRシナリオ(C) - FBR代替



### (3)天然ウランの積算消費量



## 分析結果のまとめ

- (1) 増殖炉なしで原子力発電を行う場合には、海水ウランを利用しない限り、今後100年程度で原子力利用は終了する。
- (2) 増殖比1.2程度のFBRの導入が2050年頃までに可能であれば、NU消費量は十分低い水準に抑制できる。
- (3) FBRが2050年頃から導入される場合には濃縮ウラン炉からのPuがかなり余剰となる。そこで、RMWRを補完的に導入して、さらに天然ウラン消費量を低減する可能性もあり得る。
- (4) 今後の原子力発電規模の伸びが小さい場合には、Pu需給バランスが比較的容易となるために、控えめな転換比のRMWRでも、NU消費量を低い水準に抑制できる可能性がある。
- (5) 多様な将来条件の下で、RMWRをFBRの本格的な代替技術とするためには、炉心特性の一層の改善が必要である。



## 2. 低減速スペクトル炉の炉心特性と天然ウラン消費量の低減効果

### (1) 転換比の効果

- A. 大幅改善の影響
- B. 転換比1.0近傍での改善効果
- C. 転換比の段階的改善の効果

### (2) プルトニウム所要量の効果

- A. PWR型炉とBWR型炉設計例の比較
- B. 同一転換比での比較

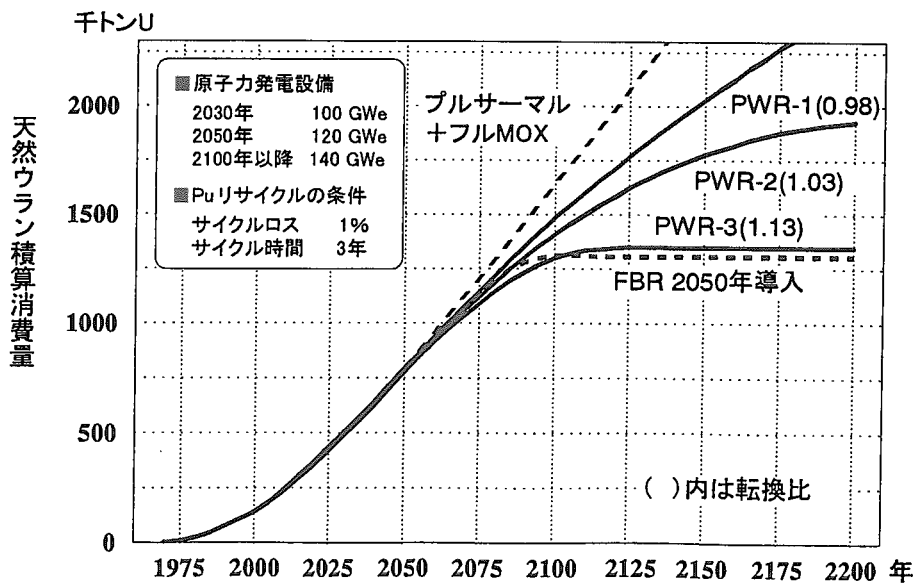
(1) 転換比の効果

A. 大幅改善の影響

比較炉型

	PWR-1	PWR-2	PWR-3
転換比	<u>0.98</u>	<u>1.03</u>	<u>1.13</u>
Pu-f (t/GWe)			
装荷量	10.8	10.2	9.0
年間装荷	2.69	2.54	2.26
年間排出	2.64	2.62	2.55
導入開始	2015年	2020年	2030年

転換比改善による天然ウラン消費量低減



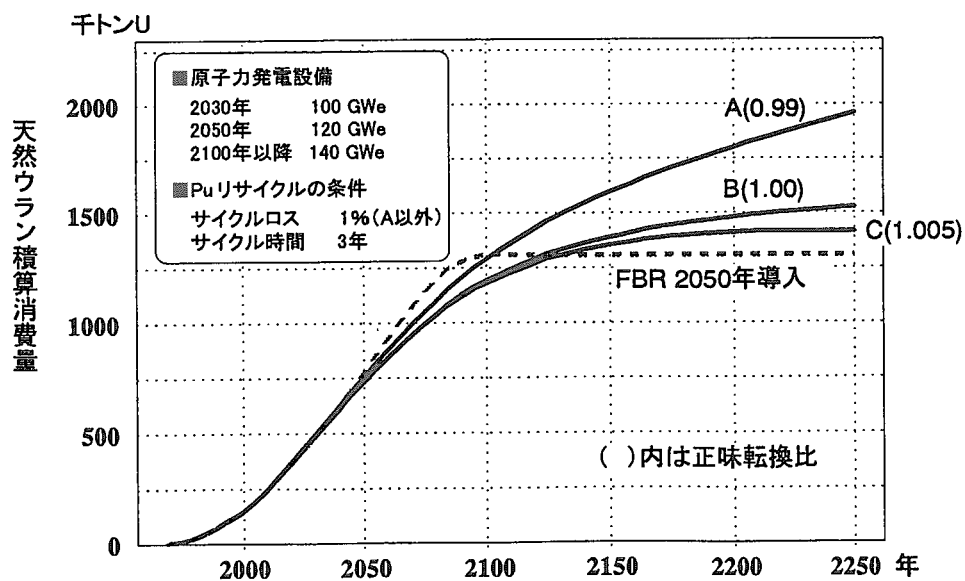
### B. 転換比1.0近傍での改善効果

#### 比較ケース

	A	B	C
RMWR転換比	1.01	1.01	1.015
サイクルロス	2%	1%	1%
正味転換比	0.99	1.00	1.005

RMWR: BWR型炉 (Pu装荷量4.4t/GWe, 燃焼度45GWd/t)

### 転換比改善による天然ウラン消費量低減



### C. 転換比の段階的改善の効果

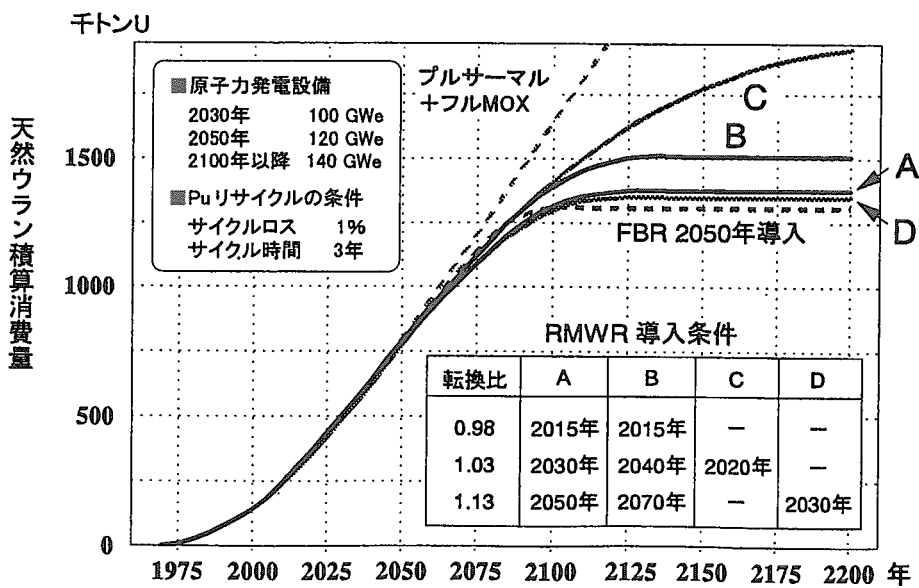
#### 比較ケース

[ 各種転換比の低減速スペクトル炉の導入開始可能年 ]

	A	B	C	D
PWR-1 (0.98)	2015年	2015年	—	—
PWR-2 (1.03)	2030年	2040年	2020年	—
PWR-3 (1.13)	2050年	2070年	—	2030年

ケースA、Bでは長期的技術進歩による転換比の向上を想定

### 転換比改善による天然ウラン消費量低減



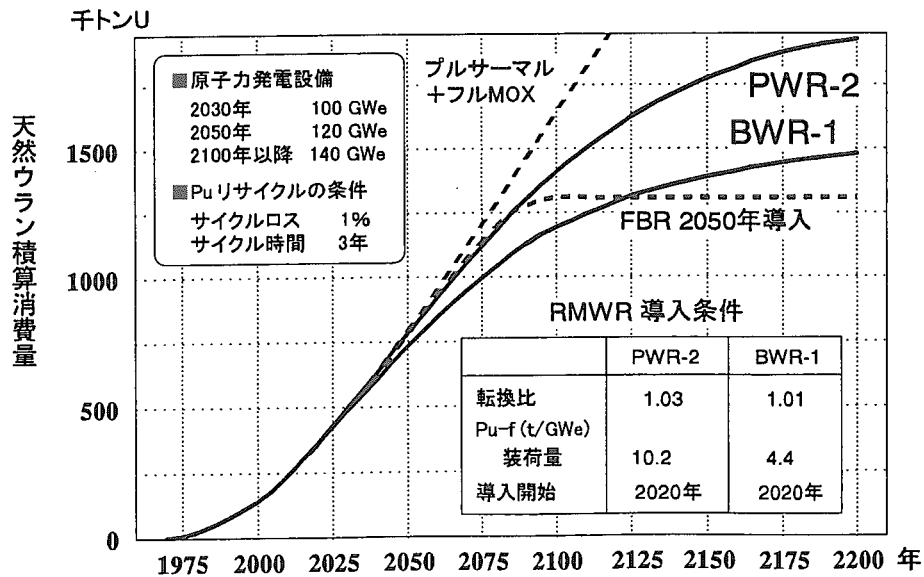
## (2) プルトニウム所要量の効果

### A. PWR型炉とBWR型炉設計例の比較

#### 比較炉型

	PWR-2	BWR-1
転換比	<u>1.03</u>	<u>1.01</u>
Pu-f (t/GWe)		
装荷量	<u>10.2</u>	<u>4.4</u>
年間装荷	2.54	1.69
年間排出	2.62	1.71
導入開始	2020年	2020年

### Pu所要量による天然ウラン消費量の変化



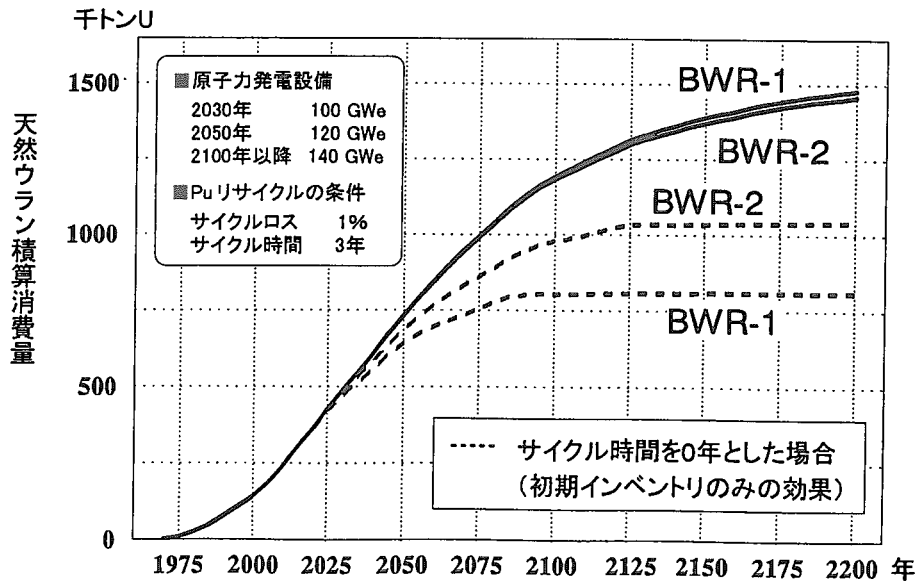
B. 同一転換比での比較

比較炉型

	BWR-1	BWR-2
転換比	1.01	1.01
Pu-f (t/GWe)		
装荷量	<u>4.4</u>	<u>5.8</u>
年間装荷	1.69	1.07
初期所要量*	<u>9.47</u>	<u>9.01</u>

\* Puの回収-再装荷が始まるまでの全所要量

Pu所要量による天然ウラン消費量の変化



## 分析結果のまとめ

- (1) Pu所要量と転換比は、ともに天然ウラン消費量に大きく影響する。本検討時点での設計例では、PWR型炉では単位出力当りのPu所要量を小さくすること、BWR型炉では転換比を向上させること、が必要。
- (2) 燃料サイクルロスを考慮した正味転換比が1.0の近傍では、転換比のわずかな向上でもNU消費量を著しく低減できるため、Pu所要量を大きく増加させない範囲で、転換比を若干向上させるような設計が必要とされる。
- (3) 低減速スペクトル炉は軽水炉技術に立脚しているため、早期に控えめな性能の技術を実用化し、その後利用経験を積み重ねながら徐々に性能を向上させてFBRの代替技術となり得る性能を実現する戦略をとることも可能である。

This is a blank page.



付録 1-6

講演 OHP 資料集

「熱流動実験・解析研究」

秋本 肇 （日本原子力研究所）

This is a blank page.

# 熱流動実験・解析研究

エネルギーシステム研究部

熱流体研究グループ

秋本 肇・新谷文將・大貫 晃  
吉田啓之・呉田昌俊

第3回低減速スペクトル炉に関する研究会  
平成12年3月3日

## 内容

- 目的
- 低減速スペクトル炉の熱的成立性評価
  - 定格運転時の除熱限界
  - 異常時の冷却挙動解析
- 解析手法の開発
- 今後の計画

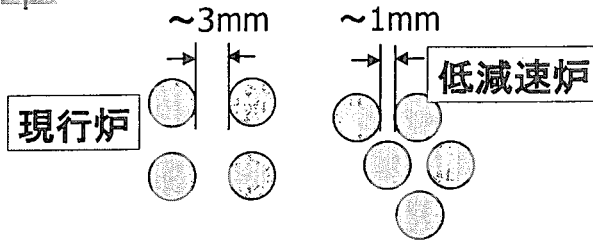
## 目的

- 低減速スペクトル炉心の熱的成立性を検証する。
- 熱設計を最適化する。

## 熱的成立性評価の対象炉心

- PWR炉心
  - 重水冷却型PWR
- BWR炉心
  - ブランケット無しBWR
  - 長期サイクルBWR
  - 高転換BWR

## 低減速スペクトル炉の熱的成立性評価



### 1. 稠密炉心

- 圧力損失が大きい
- 冷却材の体積割合が小さい

### 2. 長期サイクル運転

### 3. シードとブランケットの混在

} 局所出力ピーク  
が大きい

## PWR炉心の熱的成立性評価

- 稠密格子に対する限界熱流束実験
  - 設計式の稠密炉心体系への適用性評価
  - 7本バンドル・圧力15.5MPa
- 定格運転時冷却限界の評価
  - シード集合体とブランケット集合体の冷却材流量配分
- 大破断LOCA再冠水時の冷却挙動
  - 非常用炉心冷却水注水方式の検討

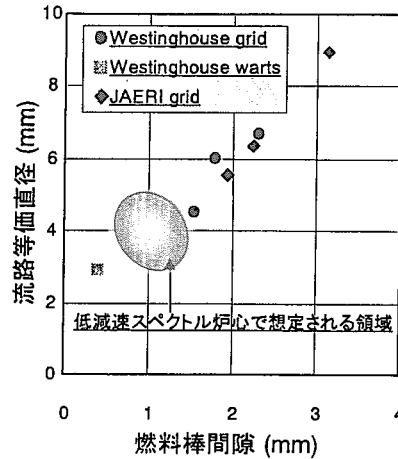
## 稠密格子限界熱流束(CHF)実験

### 目的

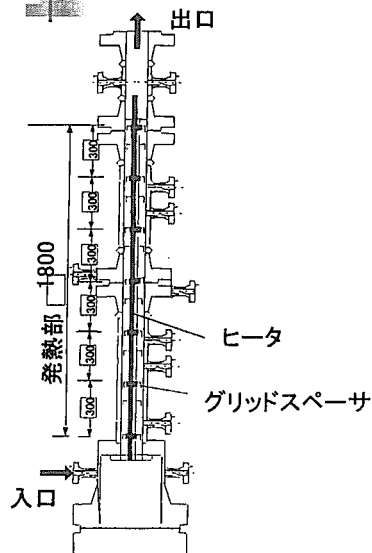
低減速スペクトル炉の  
熱的成立性評価のための  
基礎データの取得

低減速スペクトル炉心  
燃料棒間隙：1mm程度

従来の稠密炉心CHFデータベース



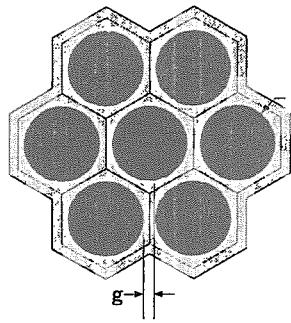
## 実験装置の主要諸元及び実験条件



### 実験条件

- 圧力：  
15.5MPa
- テスト部入口温度：  
260～320°C (g=1.5mm)  
240～320°C (g=1.0mm)
- ギャップ幅：1.5mm, 1.0mm
- 質量流束：  
1100～4400kg/s・m<sup>2</sup> (g=1.5mm)  
1000～3000kg/s・m<sup>2</sup> (g=1.0mm)

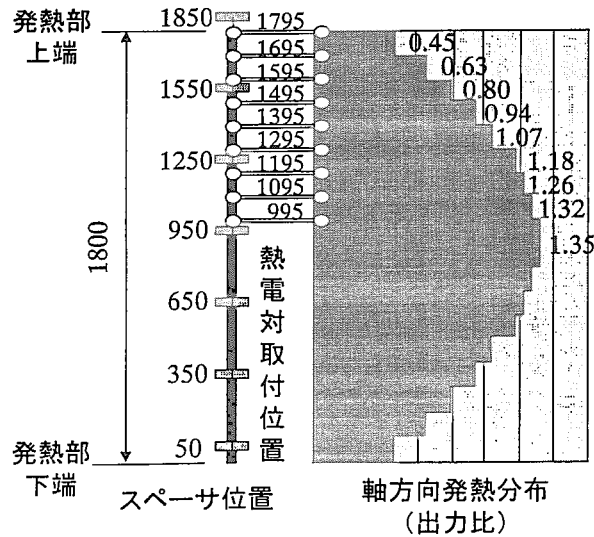
## 試験部断面



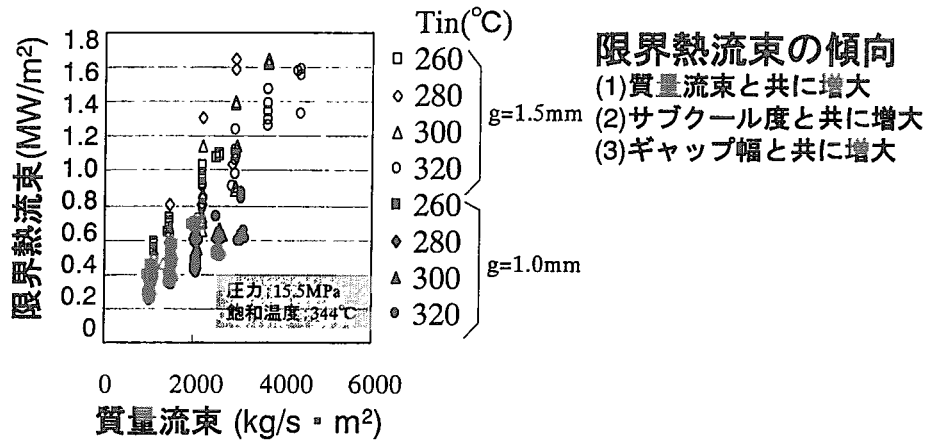
### 燃料棒

- 本数： 7本
- 配列： 三角
- 外径： 9.5mm
- ギャップ幅g： 1.5mm, 1.0mm
- 中心ピン発熱量： 周辺ピンの1.2倍

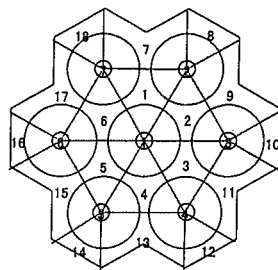
## 軸方向発熱分布



## 実験結果



## KfK相関式の評価

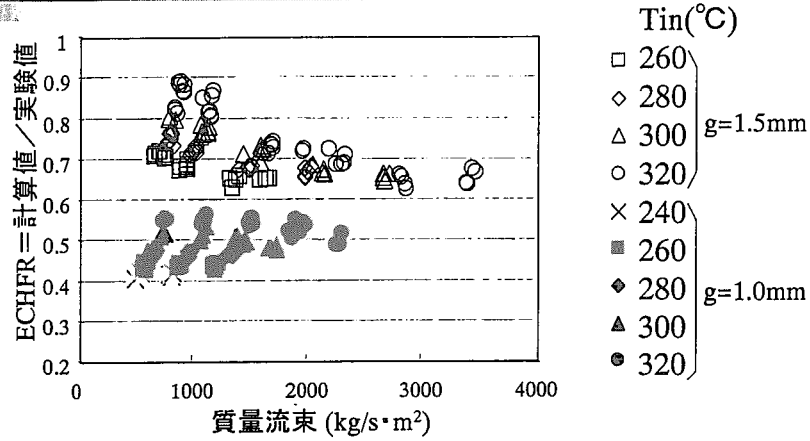


### 評価方法

サブチャンネル解析コード：  
**COBRA-IV-I**  
 サブチャンネル数： 18  
 軸方向分割数： 36  
 乱流混合係数： 0.003



## KfK相関式の評価結果

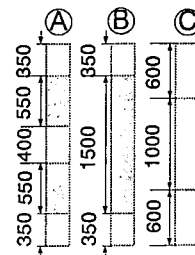
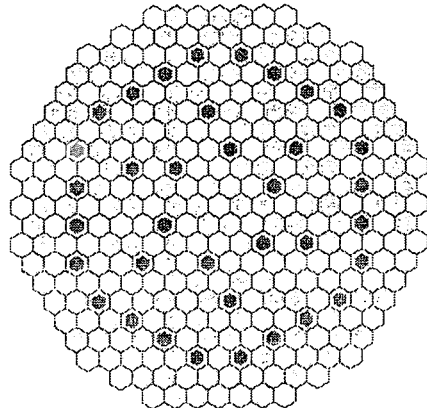


KfK相関式はギャップ幅が1.0から1.5mmの条件に対して、十分余裕のある限界熱流束を予測した。

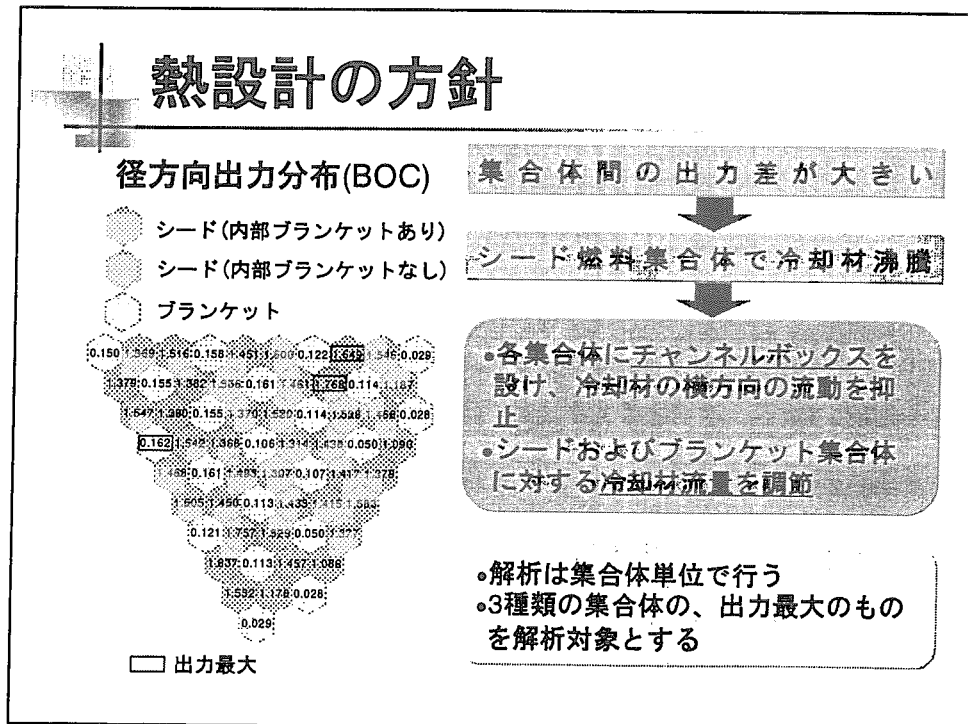
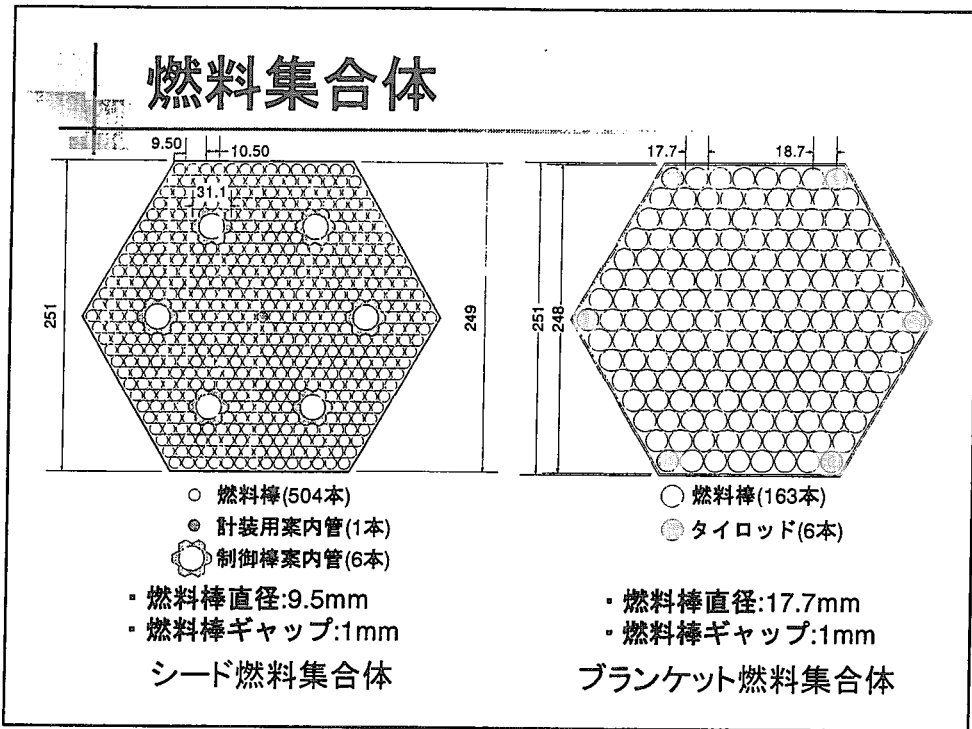
## 重水冷却PWR型炉の炉心構成

- 内部ブランケットありシード集合体(174体) (A)
- 内部ブランケットなしシード集合体(36体) (B)
- ブランケット集合体(103体) (C)

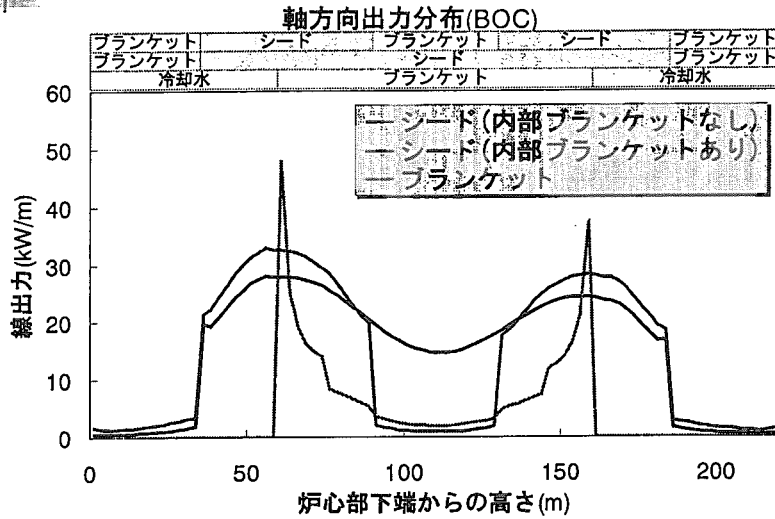
出力	2900MWt/1000MWe
一次冷却材	流量 82560m³/h
	圧力 15.4MPa
	温度 290(入口)/ 325(出口)°C



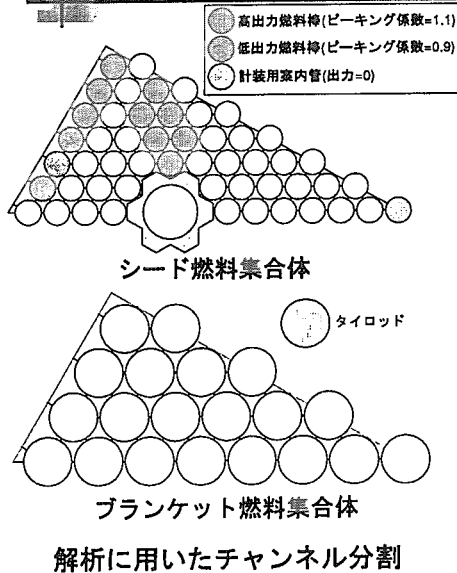
- シード
- ブランケット
- 冷却材



# 軸方向出力分布



# 解析の概要

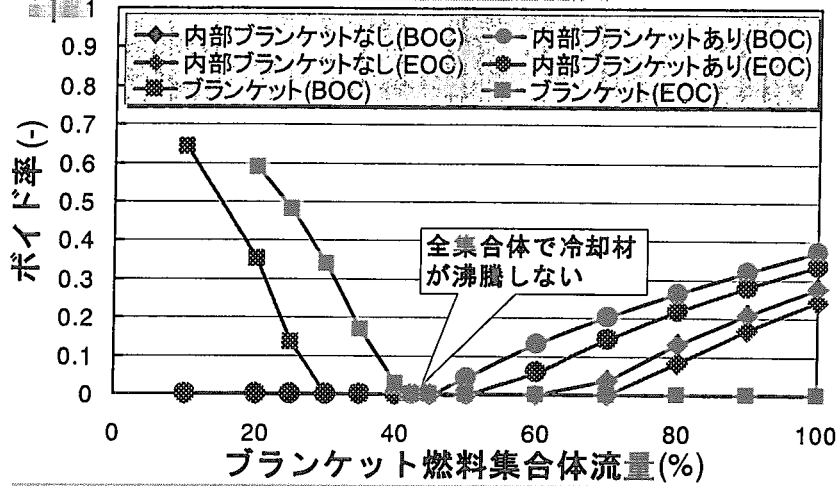


使用コード: COBRA-IV-I  
主な解析パラメータ

グリッドスペーサ	等間隔7段	
スペーサ損失係数	1.0	
乱流 混合係数	单相	0.003
	二相	0.003
CHF相関式	KfK相関式	

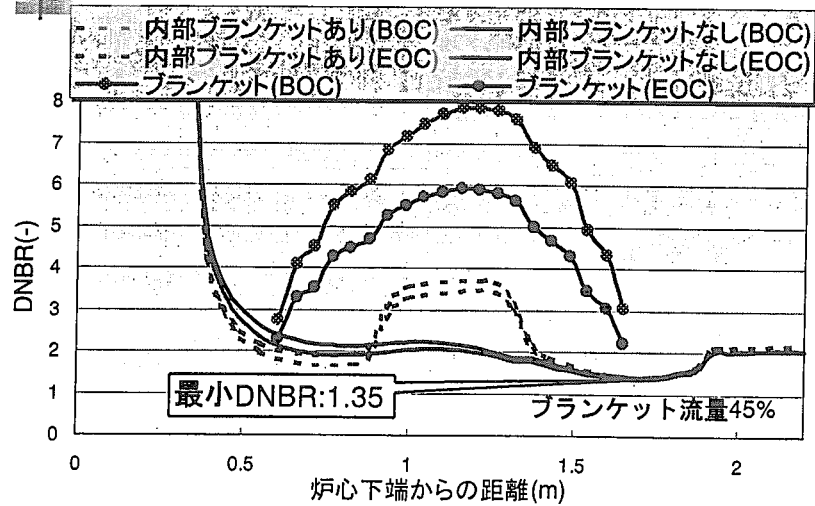
- シード燃料集合体ローカルピーキング係数: 1.1
- 保守的な評価となるように、流路が狭い制御棒周辺に高出力棒を、広い集合体周辺部に低出力棒を配置

## 炉心出口での最大ボイド率



ブランケット燃料集合体に対する流量を平均の45%程度にすると、全炉心で沸騰が起こらない。

## 最小DNBRの変化



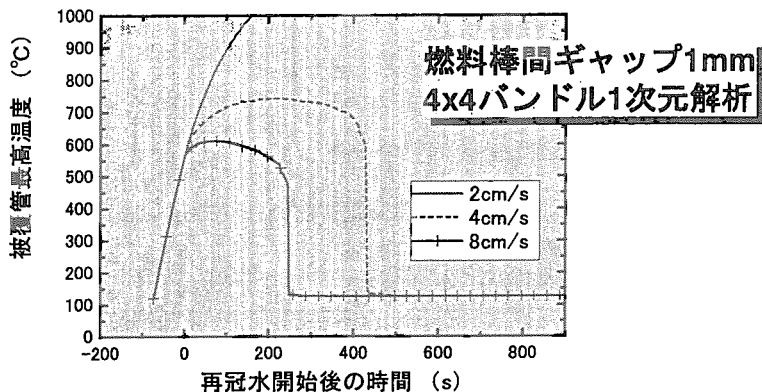
DNBRは炉心下端から約1.8mの位置で最低(1.35)となる

## 大破断LOCA再冠水時の冷却挙動

### 稠密炉心

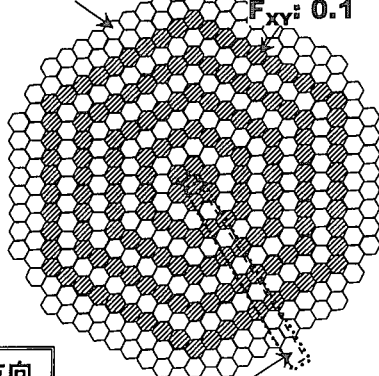
- 圧力損失が大きい
- 冷却材の体積割合が小さい

冠水速度が低下  
炉心上部で蒸気単相  
冷却の悪化?

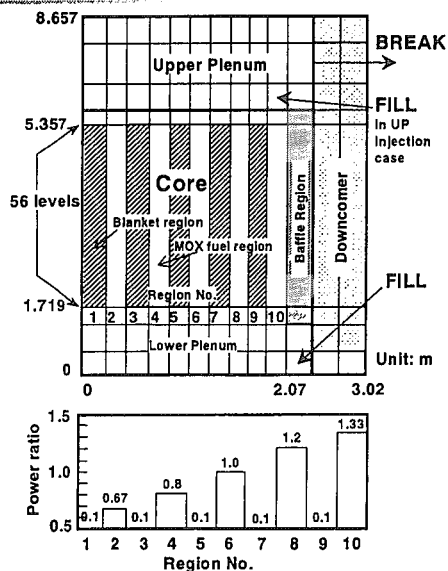


## 解析体系

シード(MOX)集合体  $F_{xy}: 1.33$   
ブランケット集合体  $F_{xy}: 0.1$



径方向  
非均質  
炉心

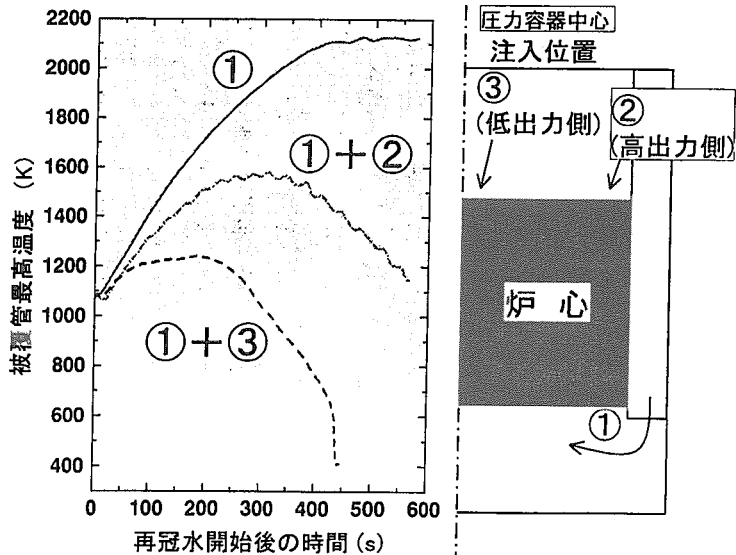


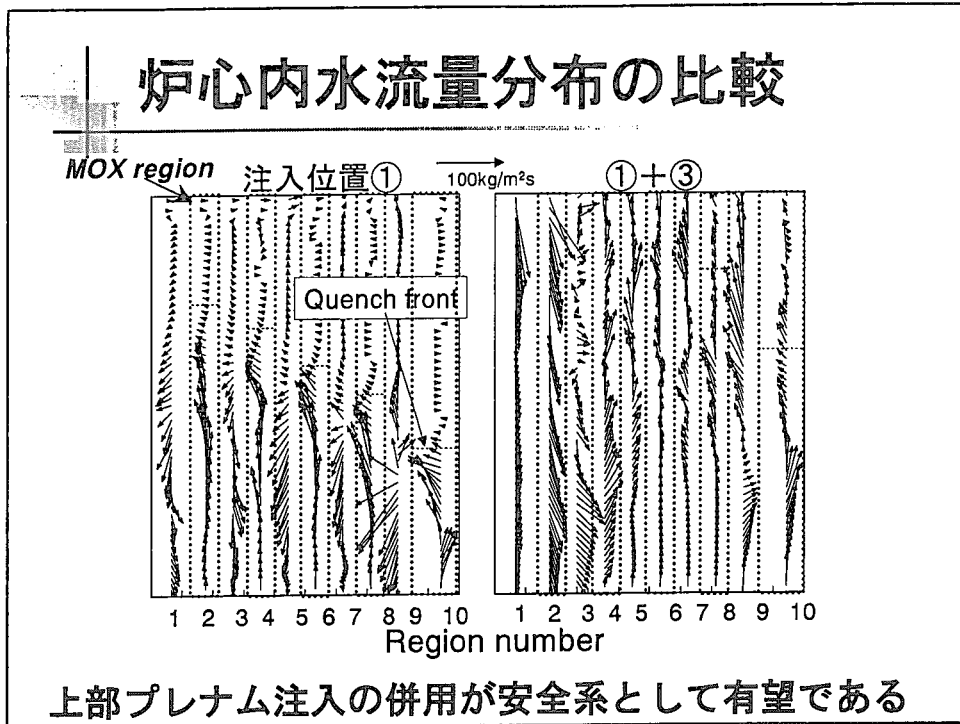
## 非常用炉心冷却水注入方式の検討

### ■ 解析条件

圧力	0.2 MPa		既存炉 EM 条件	
初期被覆管最高温度	1070 K			
炉心出力	初期ピーク線出力	1.58 kW/m		
	崩壊カーブ	(ANS+Actinides)x1.02 from 40 s after scram		
ECC 水注入位置	下部プレナム注入 or 複合注入(下部プレナム + 上部プレナム)		下部プレナム注入: コールドレグ注入模擬	
ECC 水注入条件	下部プレナム注入	冠水速度	10 cm/s ~ 2 cm/s	既存炉 EM 条件
		炉心入口水温	383 K	
	上部プレナム注入	流量	下部プレナム注入流量の 10 倍	解析パラメータ
		水温	343 K	

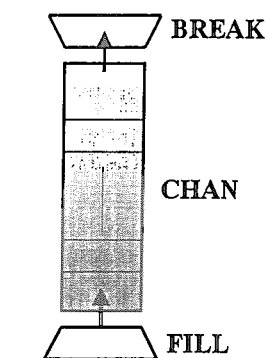
## 上部プレナム注入の効果





- ### BWR炉心の熱的成立性評価
- ブランケット無しBWR
    - 定格運転時冷却限界の評価
  - 長期サイクルBWR
    - 定格運転時冷却限界の評価
  - 高転換BWR
    - 定格運転時冷却限界の評価
    - 流量低下事象時の冷却挙動

## ブランケット無しBWR炉心の熱的成立性評価



ノーディング図

### 解析モデル

- ・ TRAC-BF1コード
- ・ 1チャンネルモデル (入口流量、出口圧力境界)

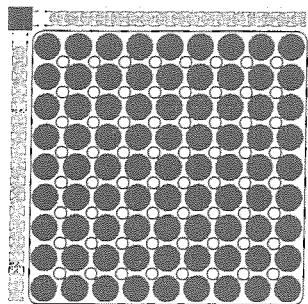
### 解析条件

- ・ 出口圧力境界=7.3MPa
- ・ 入口サブクール度=10K
- ・ 入口流量=定格流量

### 評価方法

- ・ バンドル出力を変更し、BT発生点を求める
- ・ 修正Biasi-BT評価式 (新井他、IAEA-TECDOC-638)

## ブランケット無しBWR炉心の評価結果(1) (高転換比型, 水排除棒付き)



- 燃料棒 (OD=15.17mm)
- 水排除棒 (OD=7.6mm)
- 燃料棒間隙 1.0mm
- 燃料棒-水排除棒間隙 1.1mm

### 計算条件

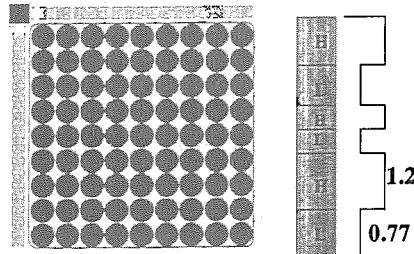
- 炉心出力 2356MW (ABWRの60%)
- 炉心流量  $31.2 \times 10^3 \text{t/h}$  (ABWRの60%)
- 炉心高さ 1.56m
- 出口圧力 7.3MPa
- 入口サブクール度 10K
- 軸方向発熱分布 コサイン

### 評価結果

- M CPR = 1.46
- (ピーキング係数として  $Fr=1.4$ ,  $Fz=1.4$ ,  $F| = 1.0$ を仮定)
- 燃料部圧損 = 0.12 MPa (ABWRの約2倍)



## ブランケット無しBWRの評価結果(2) (高出力型, 水排除棒無し)



● 燃料棒 (OD=15.17mm) 軸方向  
燃料棒間隙 1.0mm 発熱分布

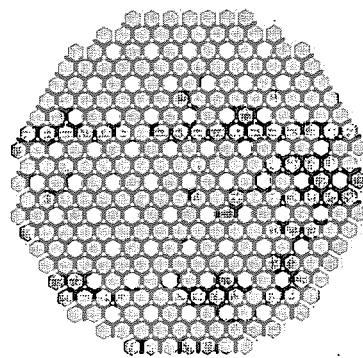
### 解析条件

炉心総出力 3926MWt (ABWRと同一)  
炉心流量  $52 \times 10^3 \text{t/h}$  (ABWRと同一)  
出口圧力 7.27MPa  
入口サブクール度10K  
炉心高さ 2.6m

### 評価結果

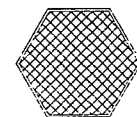
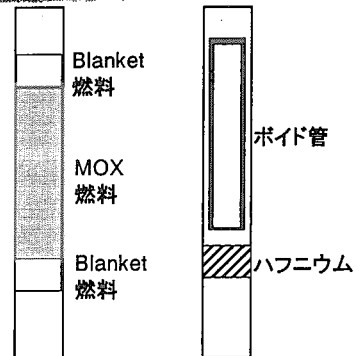
MCPR = 1.38  
(ピーキング係数としてFr=1.9, Fz=1.2,  
FI=1.0を仮定)  
燃料部圧損 = 0.16 MPa (ABWRの約3倍)

## 長期サイクルBWR型炉の概要

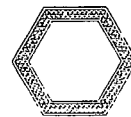


● 燃料集合体 252 体  
○ ボイド管集合体 61 体

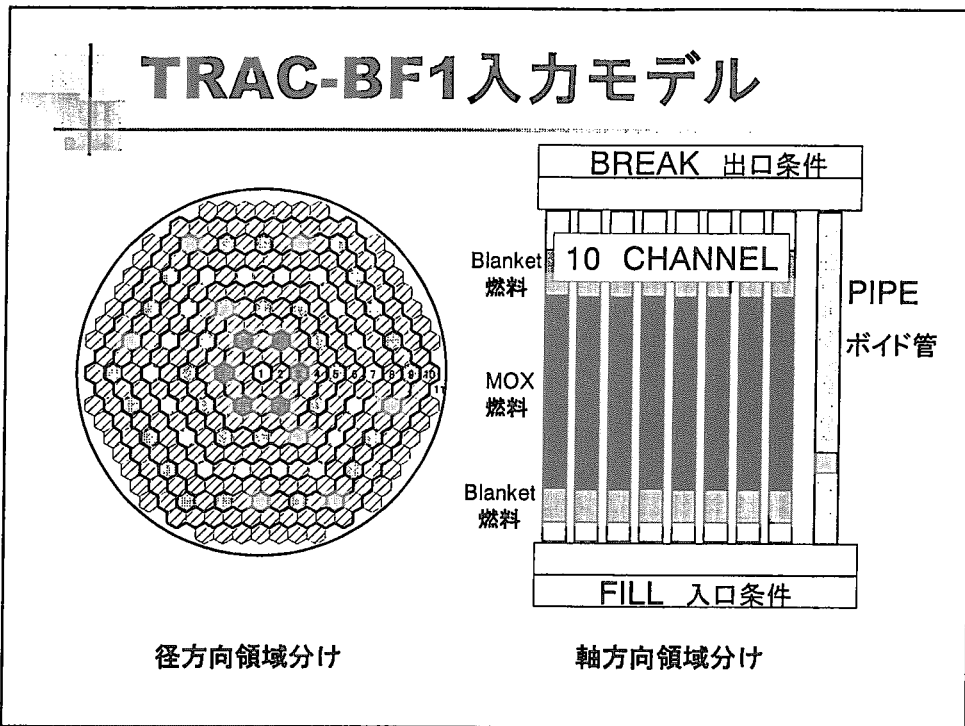
炉心断面図



燃料集合体



ボイド管集合体



## 解析条件(1)

表 主要条件

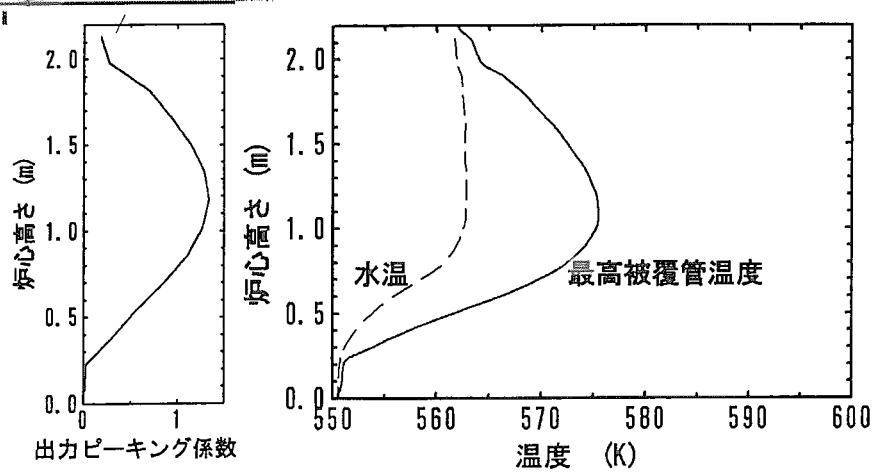
原子炉熱出力		<b>3926 MWt</b> (135万 kWe相当)
冷却材	流量	<b>14500 kg/s</b>
	圧力	<b>7.2 MPa</b>
	温度	<b>550.4 K (入口)</b>

## 解析条件(2)

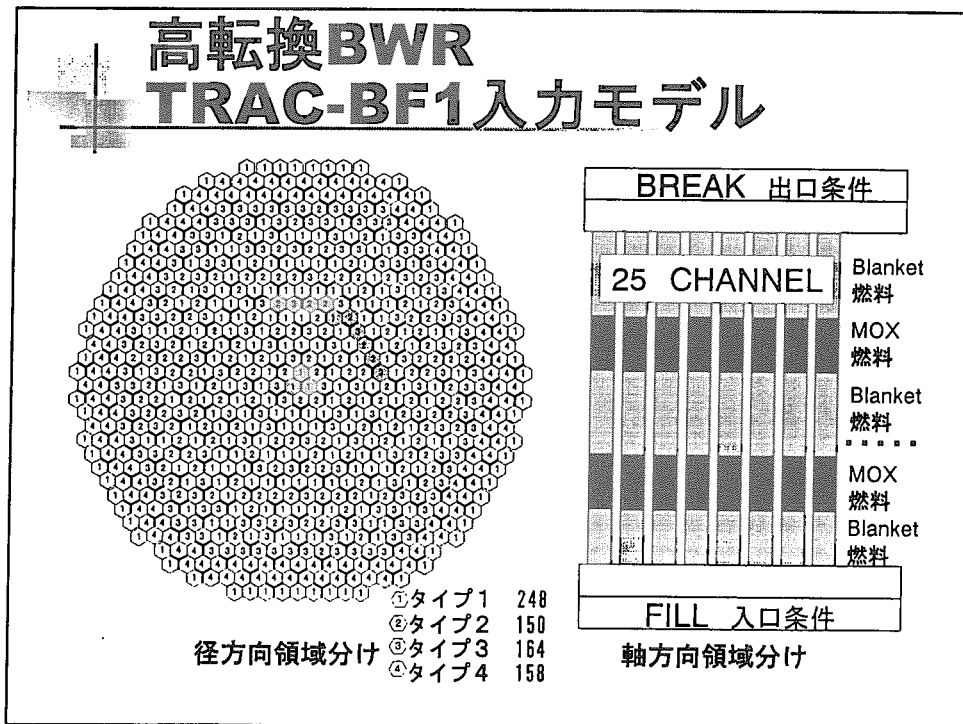
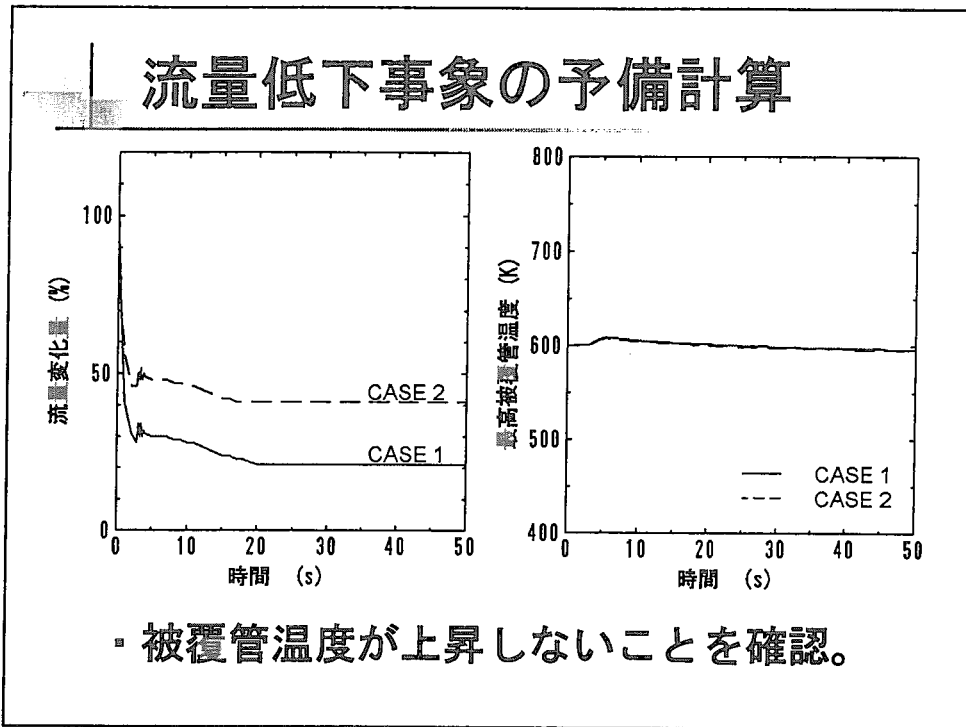
表 チャンネル部条件

チャンネル番号	径方向出力係数	チャンネル体数	入口オリフィスKファクタ	炉心出口ポイド率(-)
1	0.941	6	20	0.767
2	0.906	6	23	0.764
3	0.936	18	20	0.765
4	1.033	12	11	0.765
5	1.017	30	12	0.764
6	1.057	18	9	0.764
7	1.067	42	8	0.763
8	1.092	24	6	0.761
9	1.203	54	0	0.761
10	0.797	42	40	0.767
合計		252		

## 被覆管温度の計算結果(定格運転条件)



- 沸騰遷移 (BT) が生じないことを確認。



## 解析条件(1)

表 主要条件

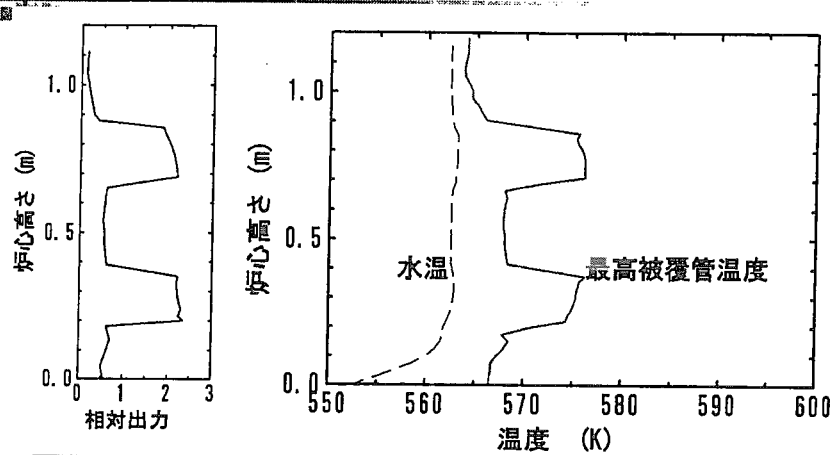
原子炉熱出力		<b>2454 MWt</b> <b>(85万 kWe相当)</b>
冷却材	流量	<b>3055.6 kg/s</b>
	圧力	<b>7.31 MPa</b>
	温度	<b>550.4 K (入口)</b>

## 解析条件(2)

表 チャンネル部条件

No.	集合体 タイプ	チャンネル 体数	径方向 相対出力	集合体一体あ たりの流量	No.	集合体 タイプ	チャンネル 体数	径方向 相対出力	集合体一体あ たりの流量
1	1	3	1.15	4.443 (kg/s)	14	1	34	1.14	4.468 (kg/s)
2	1	9	1.15	4.444 (kg/s)	15	2	44	1.20	4.318 (kg/s)
3	2	5	1.20	4.318 (kg/s)	16	3	12	1.10	4.534 (kg/s)
4	3	4	1.10	4.535 (kg/s)	17	1	34	1.13	4.444 (kg/s)
5	1	13	1.15	4.444 (kg/s)	18	2	36	1.18	4.364 (kg/s)
6	2	10	1.20	4.318 (kg/s)	19	3	38	1.10	4.534 (kg/s)
7	3	10	1.10	4.534 (kg/s)	20	1	20	1.14	4.444 (kg/s)
8	1	20	1.15	4.444 (kg/s)	21	2	16	1.19	4.341 (kg/s)
9	2	19	1.19	4.341 (kg/s)	22	3	83	1.12	4.502 (kg/s)
10	3	9	1.10	4.533 (kg/s)	23	4	79	1.01	4.670 (kg/s)
11	1	44	1.14	4.468 (kg/s)	24	4	79	0.76	4.941 (kg/s)
12	2	20	1.20	4.318 (kg/s)	25	1	71	0.30	1.654 (kg/s)
13	3	8	1.10	4.534 (kg/s)					

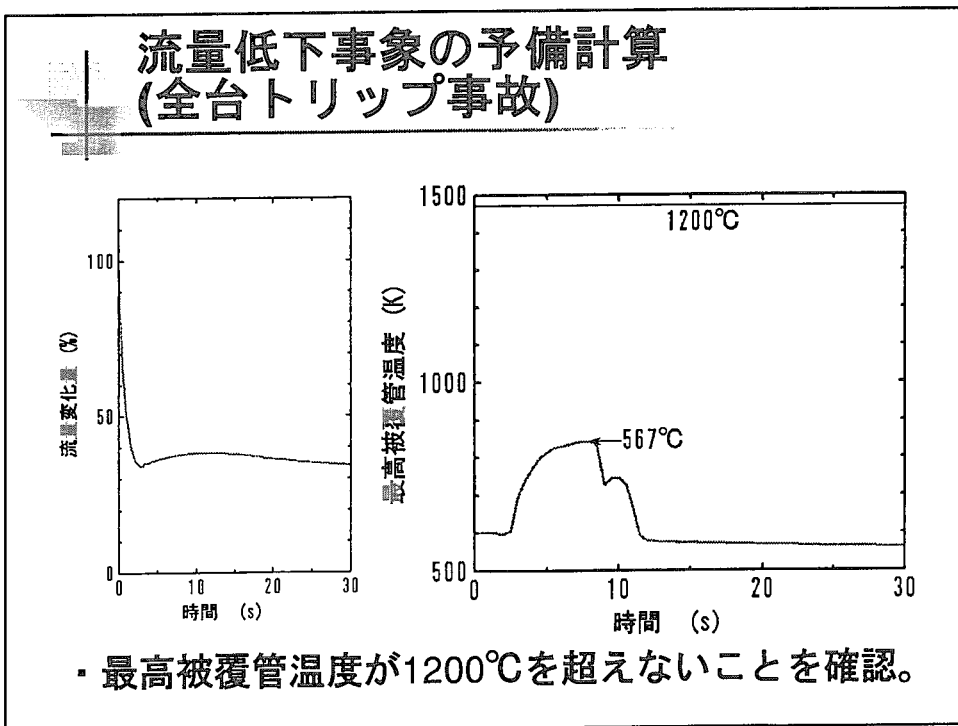
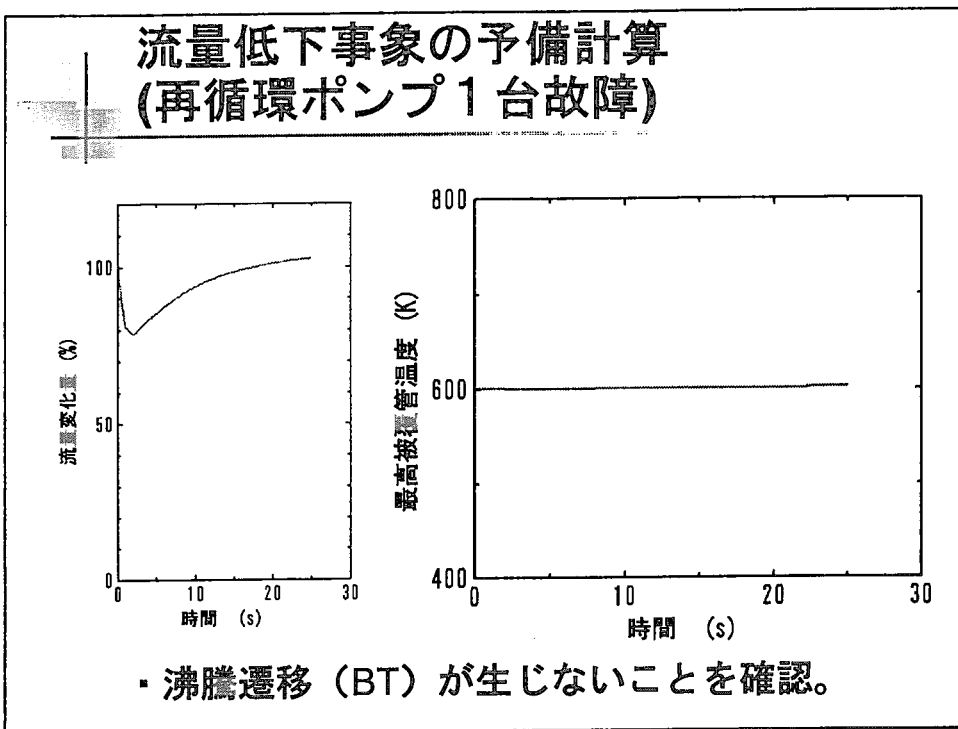
## 被覆管温度の計算結果(定格運転条件)



- 沸騰遷移(BT)は生じなかった。
- 最高出力集合体において、出口ボイド率は0.92、出口クオリティは0.59、燃料最高温度は2298Kであった。

## 流量低下事象の予備計算条件

- **CASE 1**  
-再循環ポンプ1台故障相当
- **CASE 2**  
-再循環ポンプ全台(4台)  
トリップ事故相当



## 簡易モデル

チャンネル数	分類基準		径方向出力 ピーキング係数	集合体数
	番号	径方向出力 ピーキング係数		
5	1	1.20	1.200	79
	2	1.18, 1.19	1.185	71
	3	1.12~1.15	1.134	260
	4	0.76~1.1	0.958	239
	5	0.30	0.300	71
3	1	1.20	1.200	79
	2	0.76~1.19	1.067	570
	3	0.30	0.300	71
2	1	1.20	1.200	79
	2	1.20未満	0.982	641

## 詳細モデルと簡易モデルの比較 (全台トリップ事故)

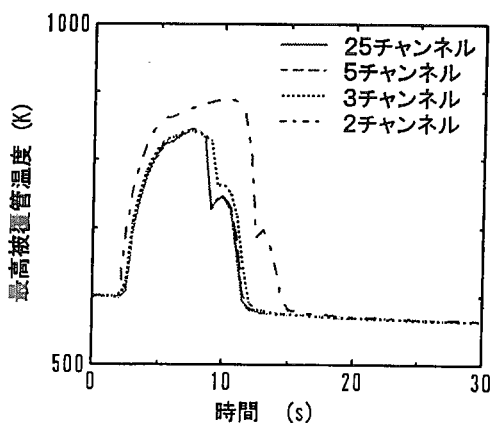


表 計算時間の比較

チャンネル数	計算時間 (s)
25	2939 (100%)
5	610 (21%)
3	381 (13%)
2	285 (10%)

- 最大・平均・最小出力集合体を個別にモデル化した簡易モデルで詳細モデルと同等な結果が得られた。



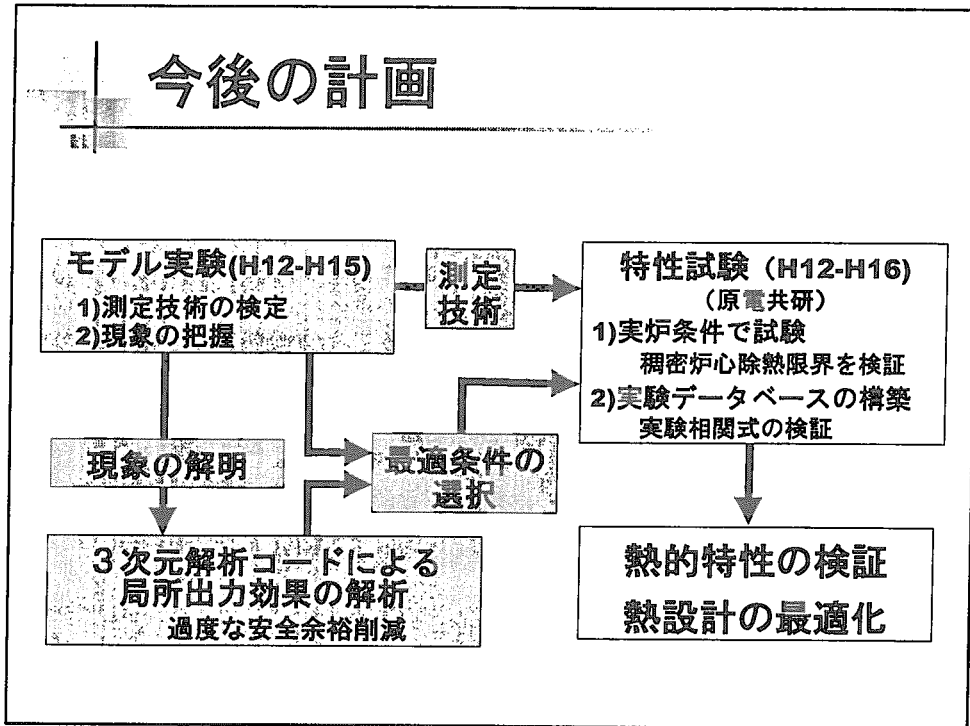
## 解析手法の開発

- 3次元核熱結合解析コード（システム解析）
  - ベンチマーク問題による精度評価
  - 核設計コード用核断面積ライブラリー作成ツール
- 巨視的多次元二相流解析コード（機器内解析）
  - 大容器内自然循環二相流解析機能を検証
  - 相関式検定用（形状効果など）として利用予定
- 微視的多次元二相流解析コード（局所解析）
  - CIP法による環状二相流解析手法を開発中

## 今後の計画

- 実験研究
  - モデル実験
  - 特性実験
    - 稠密BWR炉心限界熱流束実験
    - 低圧熱流動実験（ボイド管・核熱結合・再冠水）
- 解析研究
  - 核熱結合動特性解析コードによる詳細解析
  - 詳細解析コードの開発（実験式の検定）

# 今後の計画



付録 1-7

講演 OHP 資料集

「炉物理実験計画」

嶋田 昭一郎 (日本原子力研究所)

This is a blank page.

# 炉物理実験計画

原研

嶋田昭一郎

第3回低減速スペクトル炉に関する研究会

平成12年3月3日、原研，東海

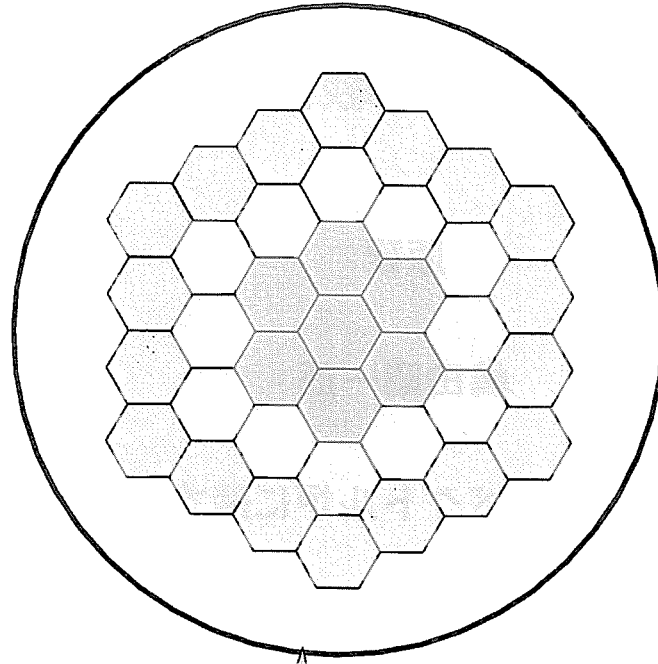
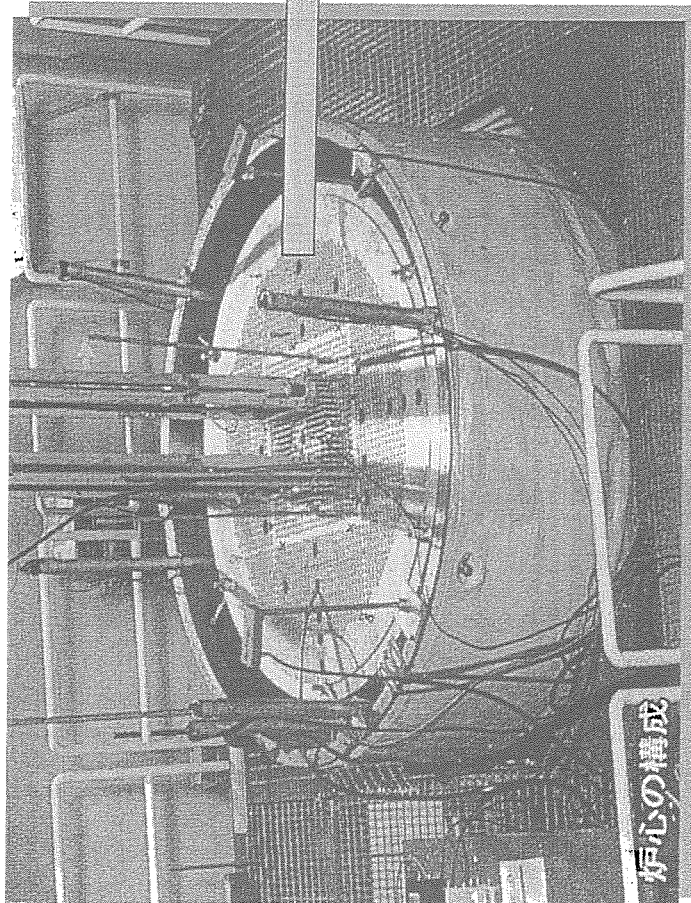
## 「はじめに」





- 原研では、ウラン資源の有効利用、プルトニウムの多重サイクル、及び高燃焼度・長期サイクル運転等の広範囲なニーズ柔軟に対応できる将来型軽水炉である低減速スペクトル炉の研究<sup>(1)</sup>を進めている。
- 低減速スペクトル炉は現在、概念の創造段階にあるが、今後は創造した概念について成立性を確認する必要がある。
- その一つとして、TCAを用いたMOX燃料臨界実験を計画した。TCAはタンク型の軽水臨界実験装置である。

### 参考文献

- (1) 岩村公道、他：低減速スペクトル炉の研究、JEARI-Research 99-058 (1999)

# Critical experiment at TCA



-  MOX Fuel rod
-  Blanket / buffer
-  UO<sub>2</sub> fuel rod
-  Driver UO<sub>2</sub> fuel rod  
RMWR core

Tank type Critical Assembly (TCA)

Critical experiment configuration

## 「MOX臨界実験の現状」

MOX燃料を用いた臨界実験はこれまで多くの機関で行なわれているが、低減速スペクトル炉に有用な水対燃料体積比の実験データは非公開である。

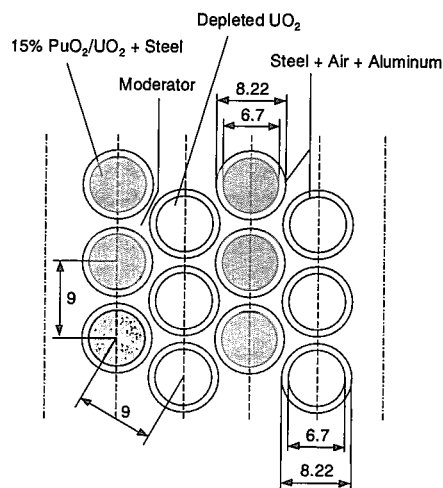
以下個別に実験の現状をレビューし、HLWR炉に関する各々の実験に於ける測定項目とその実験結果が核設計上、核断面積の精度向上および核設計手法の改良にどの様に関連するかを示す事とする。

表 2.1 低減速 MOX 燃料臨界実験

Facility	MORGANE-S,R	ERASME-S,R	PROTEUS 1	PROTEUS 2	FCA	TCA 計画
燃料仕様						
燃料	MOX 燃料棒	MOX 棒	MOX 燃料棒	MOX 燃料棒	板	MOX 棒
ペレット直径			6.7	8.46		9.5
被覆管材料			SUS	SUS		Zry
被覆管外形			8.22	9.57		11.0
被覆管厚さ						0.66mm
燃料実効長				83(140)cm	90cm	100cm
富化度 wt%/ 燃料棒本数*		11%	15%MOX Depleted UO2	7.5%/1900	8.11	15%/1500 10%/1000 20%/500
Pu38/39/40/41/42 分裂性 Pu%			-/80/18/2/0 82	1/64/23/8/4 72	Pu fis.92% 「81,75」	3/52/27/9.5/7/1.5 63
テスト領域						
燃料棒ピッチ				1.12,1.26cm		1.125~1.58cm
水対燃料体積比	0.5-0.9	0.5-0.9	0.5	0.5-1.0	0.6	0.3-1.4
平均富化度*		11%	6	7.5		15wt%
減速材	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O/D2O
燃料棒数	720-500	1500-1240	2100	1900		3000
内部容器寸法			50cm	50cm	50/50cm	60cm
ドライバー燃料	90%UAI	5%UO2	5%UO2		11	4.9wt%UO2
バッファー	3.5wt%UO2	3.5%UO2	天然ウラン金属			劣化 UO2

\*富化度はフランスの実験では全プルトニウム、それ以外は分裂性プルトニウム (表 A4.1 も同様)

図2.1 PROTEUS1の燃料格子（炉心1,2）



### 「TCAでのMOX燃料臨界実験の必要性」

- フランス、スイスで行われた臨界実験データには低減速スペクトル炉の設計に有益なデータがあるが、これらのデータは今のところ非公開である。
- 例え上記のデータが公開になったとしても、われわれが研究開発中の炉心はこれら実験と比べてH/HMの点で小さく、また富化度は高い。低減速スペクトル炉の最大の課題である負のボイド係数達成のために種々の方策が考えられているが、これらの方策について実験的確認データが必要である。
- 「表2.1」に低減速スペクトル炉の臨界実験について燃料及びテスト炉心の仕様を比較している。



## 「TCA臨界実験の基本条件」

### 燃料棒の仕様

- 実験の為に用意すべき燃料棒他は、低減速スペクトル炉に多様な案が示されている段階であるので、燃料棒仕様は幅がある。これらを総括して、分裂性プルトニウムの富化度は15%を基準として、その上下に20%、10%の燃料棒を用意して富化度の変更に備える。
- 被覆管の材質についてはステンレススチールとジルカロイが考えられているが、問題としている中性子エネルギー領域では核的影響が小さいので、熱中性子領域の試験も可能な様にジルカロイとする。
- 燃料棒の直径の核的影響は比較的小さいので「表3.1」に示すような値に統一した。

表3.1 テスト領域燃料仕様

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>fis</sup> .)	10.0, 15.0, 20.0 wt%	
燃料有効長		1 m
プルトニウム組成 (%)	Pu-238	3.0 (1.9)
	Pu-239	52.0 (57.5)
	Pu-240	27.0 (23.3)
	Pu-241	9.5 (10.0)
	Pu-242	7.0 (5.4)
	Am-241	1.5 (1.9)

(注) ( ) 内は設計研究で使用している値。

## ブランケット・ドライバー燃料仕様

- ブランケット燃料棒及びドライバー用燃料は濃縮度以外、MOX燃料棒仕様と同じにした。
- ドライバー燃料の濃縮度は高いほど臨界調整能力が高いので、燃料製造上の現在の制限である5.0%を考慮して4.9%とした。
- テスト領域の中性子エネルギースペクトルに、ドライバー領域のスペクトルの影響を排除する必要がある。このためバッファ領域を境界に設ける必要がある。ここに必要な燃料として、ブランケット燃料と同じ仕様の劣化ウランを用いる。

「表3.2」

表3.2 ドライバー／バッファ領域燃料仕様

	ドライバー	バッファ
減速材対燃料原子数比 (H/HM)	約4.0	0.6
燃料棒ピッチ (mm)	約14.0	11.25
燃料棒直径 (mm)	11.0	11.0
被覆管材料	ジルカロイ	ジルカロイ
被覆管厚み (mm)	0.66	0.66
燃料	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
ペレット直径 (mm)	9.6	9.6
濃縮度	4.9 wt%	0.2 wt%

### 「二重タンクの設定」

- T C Aはタンク型の直径約1.8 mの臨界実験装置である。低減速スペクトル炉はそれ自身ではポイド係数が正であるため、安全上テスト領域の外周部にUO<sub>2</sub>燃料のドライバー領域を設け、この領域で臨界調整を行なう。
- T C Aタンクの中に内部タンクを設けて、テスト領域はこの中に作り、且つこの領域だけでは臨界にならないようにする。内部タンクには軽水充填、重水充填、ポイド状態とすることができる様にする。
- 試験槽の寸法は、これまでの予備計算の結果、約50cmφから70cmφが必要である。今後最適な寸法、及びもし複数個の製作が可能であればその寸法を決定する。矩形の場合は100cm×(20-45)が必要である。

表 4.1 予備解析結果

富化度	10wt%			15wt%			20wt%		
	0.6	1.0	1.5	0.6	1.0	1.5	0.6	1.0	1.5
H/HM	0.6	1.0	1.5	0.6	1.0	1.5	0.6	1.0	1.5
直径 (cm)	71.2	70.6	69.0	46.6	46.6	46.8	36.8	37.0	37.6
燃料棒本数	3630	3567	3407	1552	1557	1575	970	977	1012

(注) 直径、燃料棒本数は臨界点での予測値である。

### 「MOX燃料体系での基礎実験」

MOX燃料、バッファ、ドライバー燃料を同心円上に配置した単純な炉心につき以下のようなデータを取得する。

- 核分裂プルトニウム富化度に対する解析精度評価実験
- バッファ領域効果実験
- ボイド効果評価実験
- 臨界実験体系の諸量の検討
- 六角形状MOX燃料炉心に対する模擬実験
- 径方向ブランケット燃料装荷炉心に対する模擬実験
- 径方向非均質炉心に対する模擬実験
- 制御棒反応度値測定実験

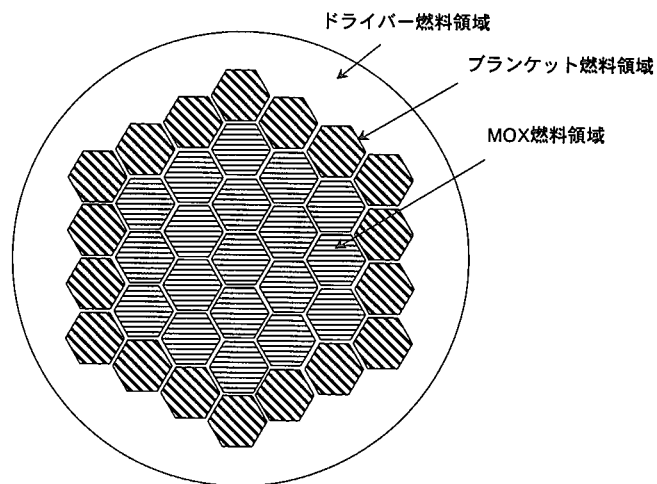
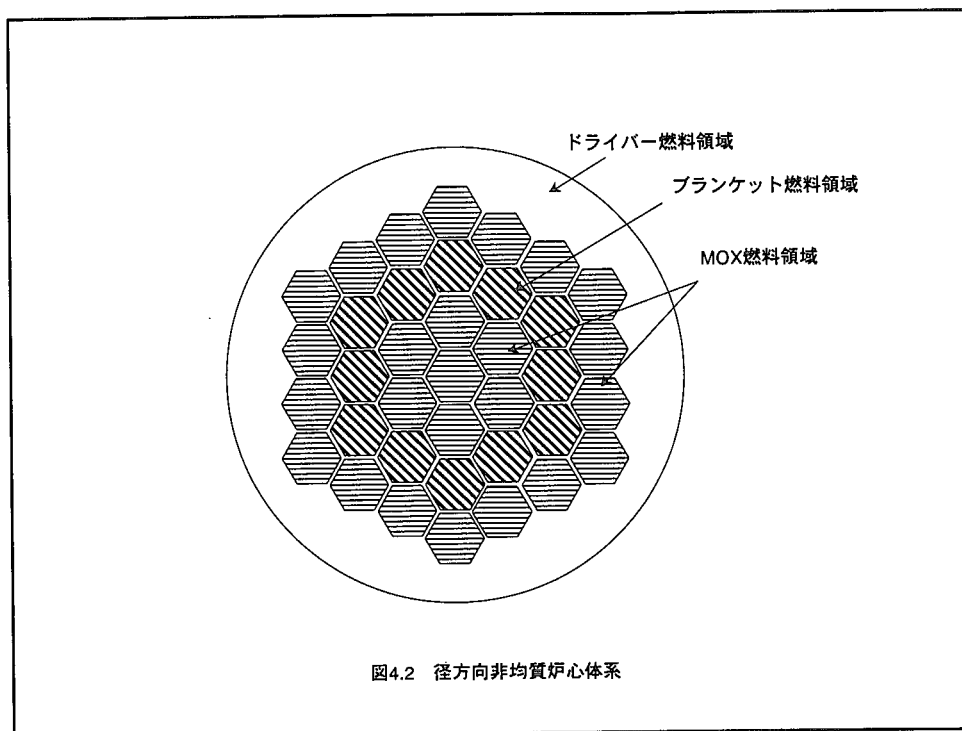


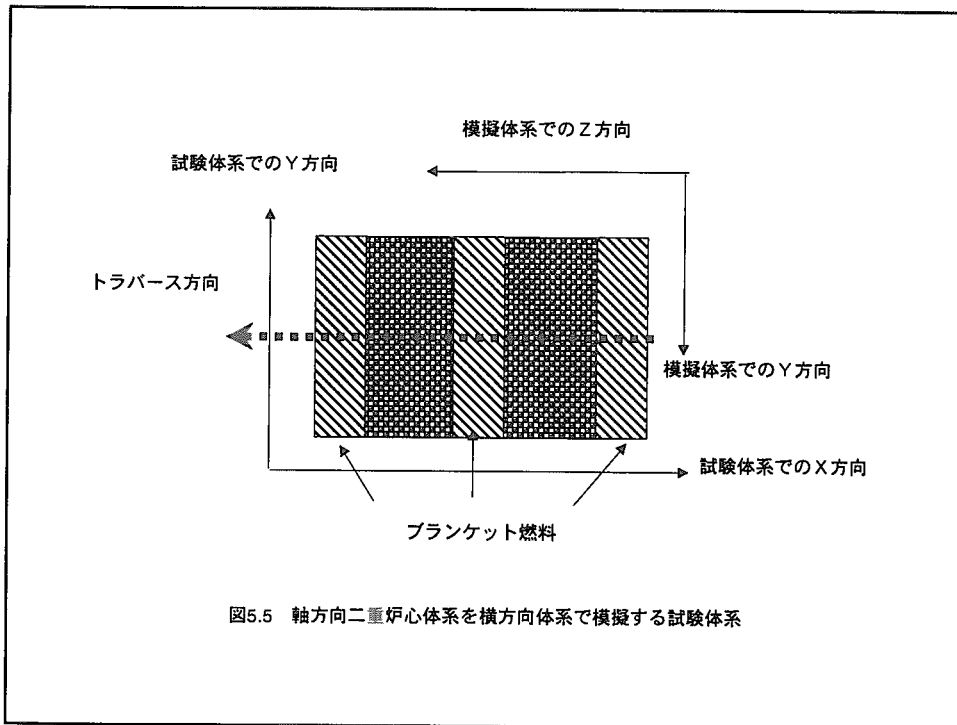
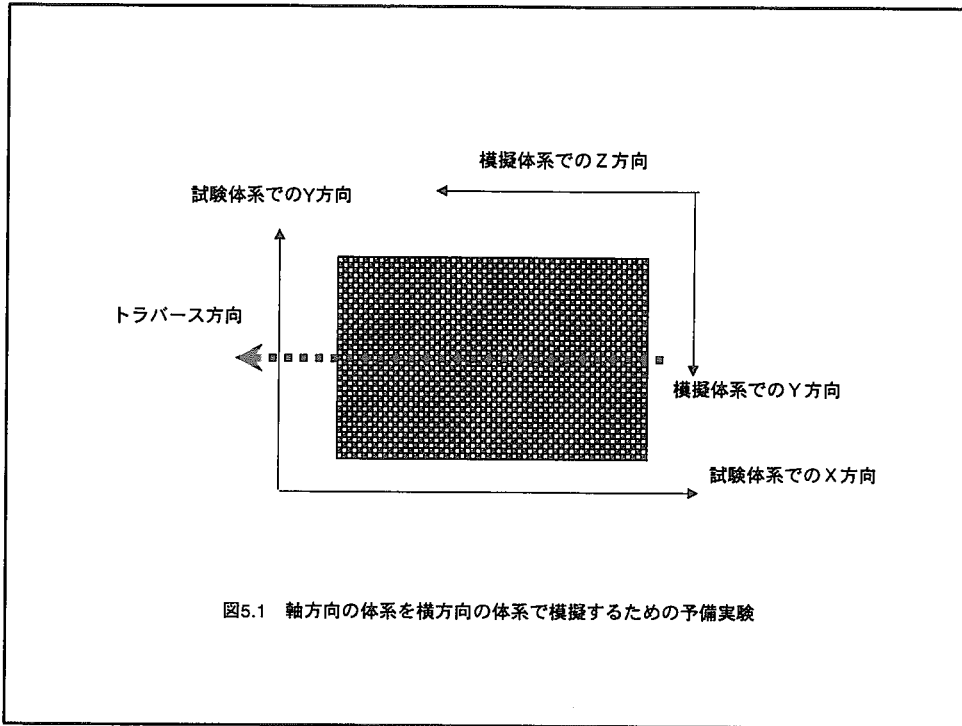
図4.1 径方向ブランケット燃料装荷炉心体系



## 「低減速スペクトル炉模擬試験」

### 軸方向の燃料非均質配置に対する模擬試験

- 軸方向模擬試験に対する予備試験
- 軸ブランケット燃料装荷に対する模擬試験
- 軸方向非均質炉心に対する模擬試験
- 軸ブランケットを有する軸非均質炉心に対する模擬試験  
(図5.2～図5.4省略)

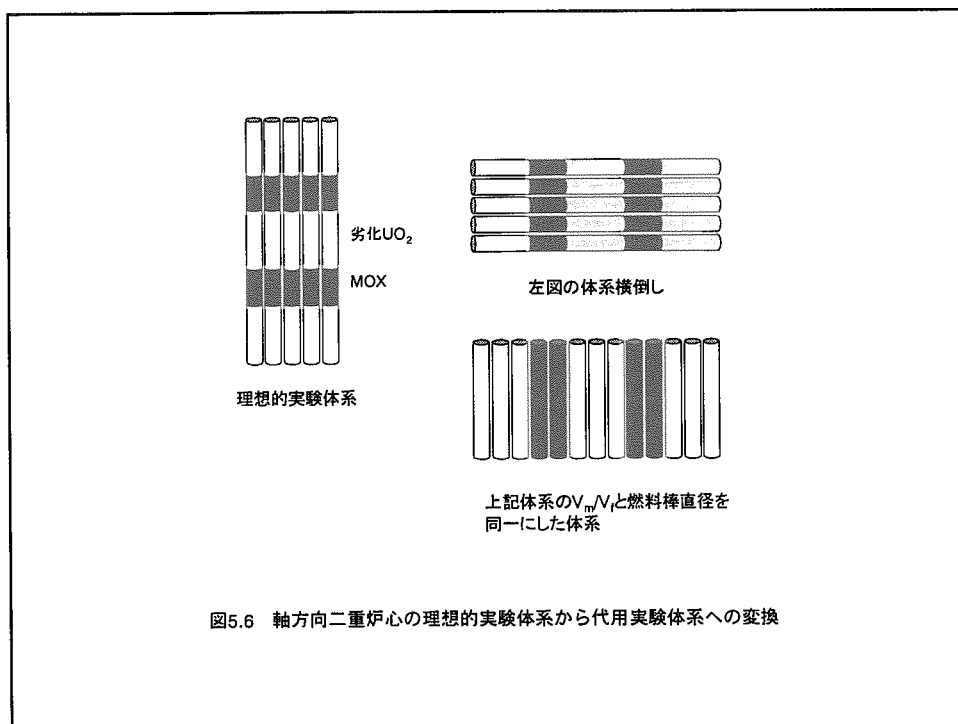


「BWR型低減速スペクトル炉心の模擬試験」

1. 偏平2重炉心（日立）

この炉の特徴は非常に炉心を偏平にして中性子の漏れを増加させ、ボイド係数を負に保った事である。偏平化及び軸方向ブランケットの効果は、図5.6に示したように考えると、先に示した軸方向実験で代用できる。更に20wt%の燃料を用いて富化度の影響を調べる。

但し、ブランケットが中心部及び両端に存在する特殊燃料を少数本製作してその効果を確認する。



## 2. ボイド管型炉心（東芝）

ボイド管は単品デバイスであるため、あらゆる炉心に適用出来ると考えられる。ボイド管存在によるボイド係数、転換比等の影響を調べる。試験体系「図5.7」

## 3. 正方格子型（原研）

現行の燃料棒正方配列格子の間の位置に中空管を配列し、制御棒引き抜き時の水ギャップにはホロワーを設けて水を排除することによる転換比の増加、炉心ボイド係数が負になることを検証する。テスト領域は $9 \times 9$ 燃料集合体4個を正形状に配置し、集合体間に制御棒用の間隙を設ける。中空のホロワーを用意する。「図5.8」

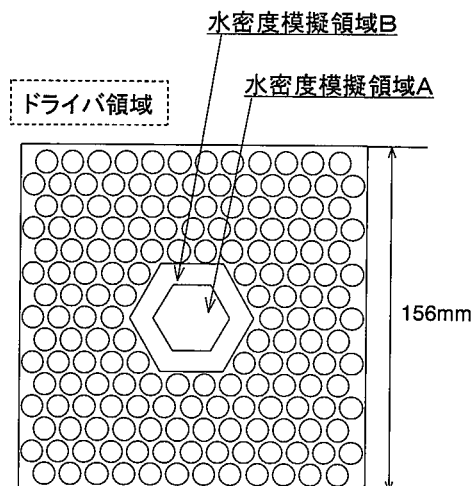
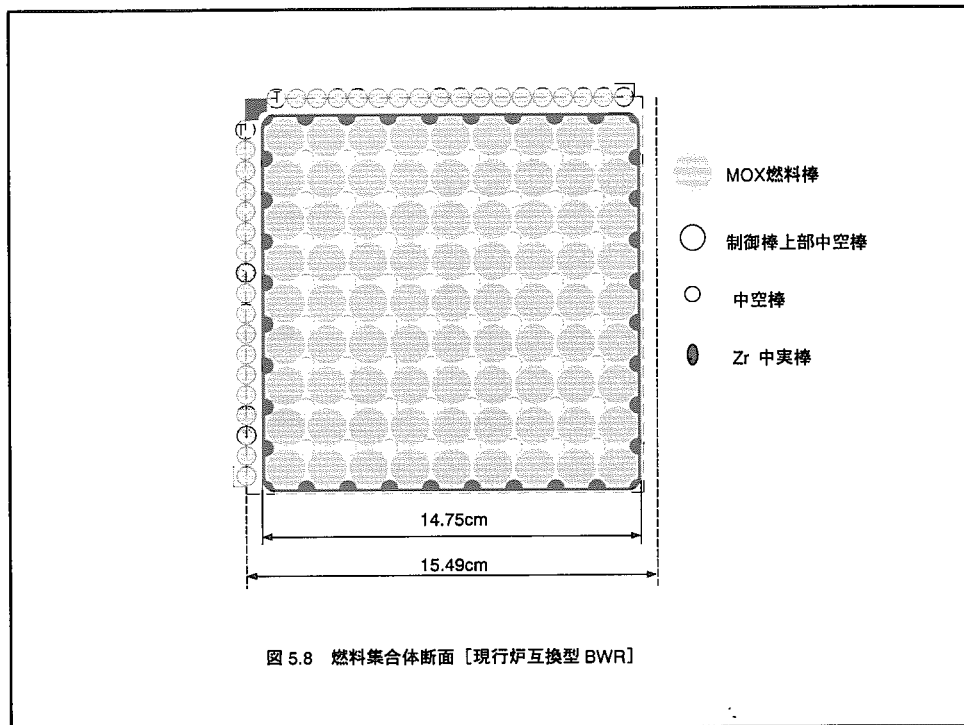


図5.7 ボイド管の効果調べる実験体系

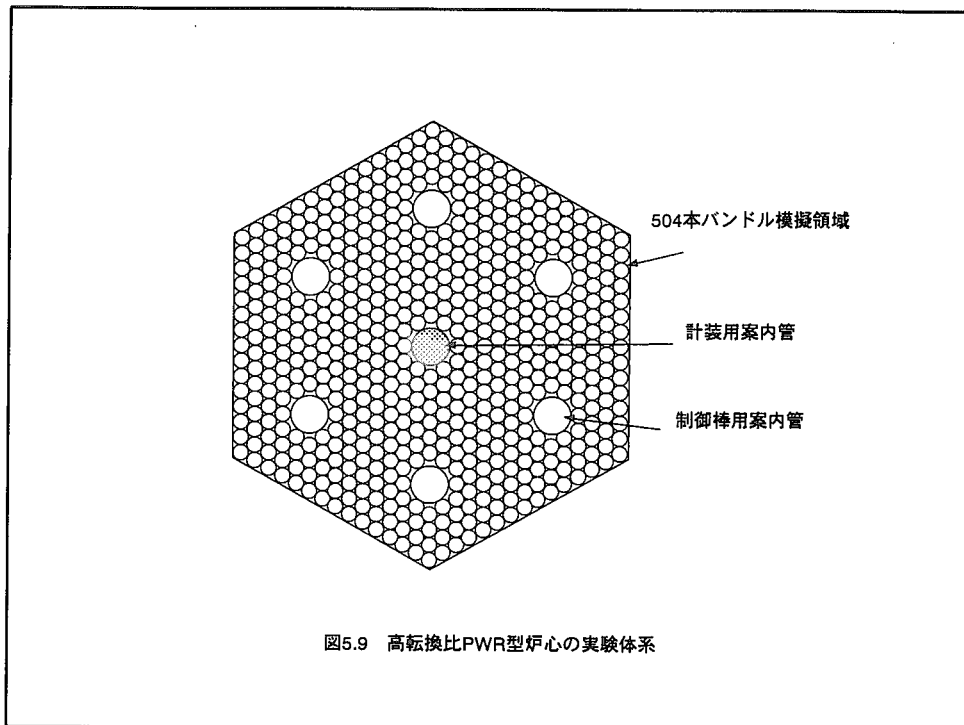




## 「PWR型低減速スペクトル炉心の模擬試験」

### 1. 重水冷却PWR型低減速スペクトル炉心の模擬試験

Pu<sub>f</sub>富化度15wt%の棒に対し、現行の重水冷却PWR型低減速スペクトル炉心の504本バンドル集合体（制御棒案内管6本含む「図5.9」）につき制御棒案内管の位置依存性等を測定する。

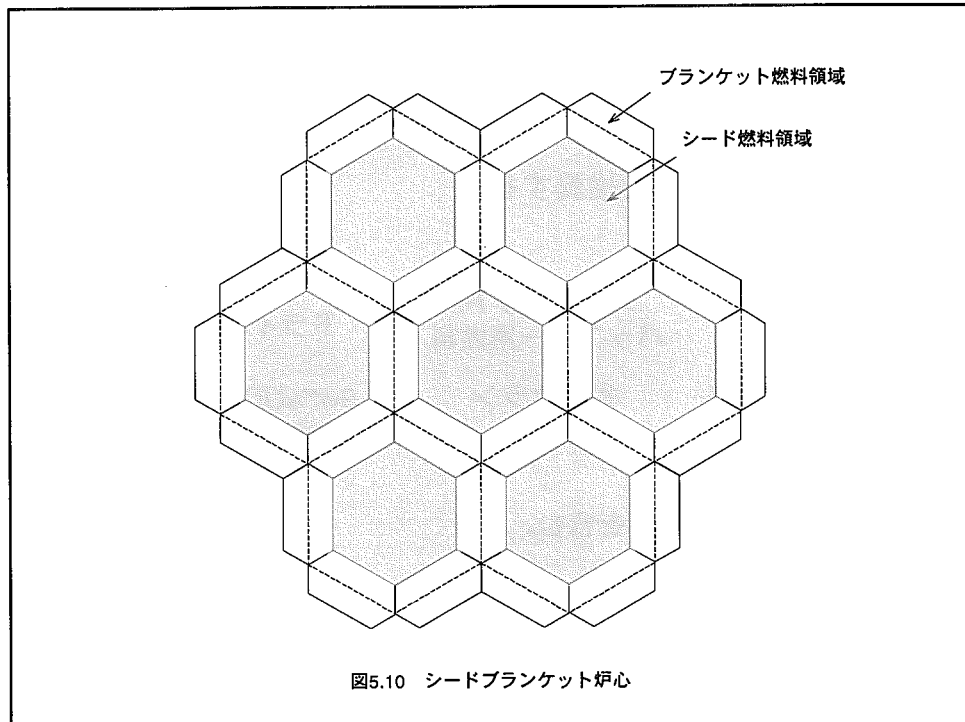


## 2. 軽水冷却シードブランケット燃料使用PWR型炉心

シードブランケット燃料集合体は中心部にMOX燃料棒、外周部にはブランケット燃料を配置する。

(a)MOX燃料とブランケット境界の出力ピークを検討するために境界のMOX燃料棒を低富化度のMOX燃料に置き換えた炉心の出力分布を測定する。

(b)ボイド係数対策として有効かどうかの検討をするために上記炉心でボイド係数の測定と、同じ炉心でMOX燃料とブランケット燃料を均一に配列した炉心のボイド係数を測定して比較する。又ZrH<sub>2</sub>棒を12本程度挿入してボイド係数への影響を測定する



## 「まとめ」

### 基本的実験炉心体系

- 炉心体系は（１）同心円状の炉心、（２）板状（矩形）炉心、（３）六角炉心 に分類され、内部タンクは（１）、（３）用の円筒型（直径約60cm）と（２）用の矩形型（30cm×100cm）を作成する。内部タンクを安全上から出来る限り小さくするために、バッファ燃料を内部タンクの外に及び一部内部タンクの外周部に配置する。六角炉心の場合は炉心と内部タンクの間を埋めるために必ず一部内部タンク内に配置する。

燃料棒の種類と本数

○燃料棒数は次の値を推奨する。

MOX燃料			ブランケット/ バッファー用燃料	ドライバー燃料	
10%	15%	20%	劣化ウラン	4.9wt%UO <sub>2</sub>	5%MOX燃料
1000	1500*	500	4000	3000	1000

\* 特殊目的の燃料棒を含む。

「今後の予定」

- TCA での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。
- 今後安全審査、設備改造、燃料製造と進んで行くが、臨界実験計画は固定されたものではなく、関係者の意見を取り入れながら改善して行く予定である。

## 付録 2

### 研究会プログラムと参加者リスト

This is a blank page.

### 第3回低減速スペクトル炉に関する研究会プログラム

日時：平成12年3月3日（金） 10:00-17:30  
場所：日本原子力研究所 東海研究所 第5会議室（研究1棟1階）

#### プログラム

(1) 10:00-10:05 開会の挨拶 中川 正幸（原研）

座長：大久保 努（原研）

(2) 10:05-10:20 低減速スペクトル炉を巡る最近の情勢 岩村 公道（原研）

(3) 10:20-11:05 プルサーマル計画について 劔田 祐史（原電）

(4) 11:05-11:50 実用化戦略調査研究について 此村 守（JNC）

11:50-13:10 昼食

座長：竹田 練三（日立）

(5) 13:10-14:10 低減速スペクトル炉の設計研究の進展 大久保 努（原研）

(6) 14:10-14:55 発電炉・燃料サイクルの長期シナリオと  
低減速スペクトル炉の導入効果 佐藤 治（原研）

14:55-15:10 休憩

座長：梶原 洋（三菱）

(7) 15:10-15:55 熱流動実験・解析研究 秋本 肇（原研）

(8) 15:55-16:40 炉物理実験計画 嶋田昭一郎（原研）

座長：岩村 公道（原研）

(9) 16:40-17:20 総合討論

(10) 17:20-17:30 閉会の挨拶 落合 政昭（原研）

## 第3回低減速スペクトル炉に関する研究会 参加者(所外)

	氏名	所 属
1	向原 民	東京大学工学部附属原子力工学研究施設
2	宇根崎 博信	京都大学原子炉実験所
3	劔田 裕史	日本原子力発電(株)発電技術部 炉心グループ
4	和田 茂行	日本原子力発電(株)研究開発部
5	黒田 雄二	日本原子力発電(株)研究開発部
6	山田 清文	東京電力(株)原子力技術部 炉心・燃料Gr
7	竹田 練三	(株)日立製作所 電力電機開発研究所
8	青山 肇男	(株)日立製作所 電力電機開発研究所 炉心システムグループ
9	石井 佳彦	(株)日立製作所 電力電機開発研究所
10	山下 淳一	(株)日立製作所 原子力事業部
11	富永 研司	(株)日立製作所 原子力事業部 原子力本部
12	持田 貴顕	(株)日立製作所 原子力事業部 原子力計画部
13	横山 次男	(株)東芝 原子力開発設計部
14	安藤 良平	(株)東芝 原子力技術研究所 炉心燃料担当
15	山岡 光明	(株)東芝 原子力技術研究所 炉心グループ
16	山本 泰	(株)東芝 原子力技術研究所
17	牧原 義明	三菱重工(株)軽水炉プラント技術部
18	柄原 洋	三菱重工(株)原子炉安全技術部
19	日比 宏基	三菱重工(株)原子炉技術課
20	和田 諭	ニュークリア・デベロップメント(株)研究部材技室
21	畑 弘道	エンジニアリング開発(株)
22	白木 貴子	新型炉技術開発(株)
23	山本 徹	原子力発電技術機構システム安全部
24	平岡 徹	電力中央研究所
25	亀山 高範	電力中央研究所 狛江研究所原子力システム部
26	前田 誠一郎	核燃料サイクル開発機構プルトニウム燃料センター 設計評価Gr
27	一宮 正和	核燃料サイクル開発機構システム技術開発部 FBRシステムGr
28	此村 守	核燃料サイクル開発機構システム技術開発部 FBRシステムGr
29	神山 健司	核燃料サイクル開発機構システム技術開発部 FBRシステムGr
30	佐々木 誠	核燃料サイクル開発機構システム技術開発部 炉燃Gr
31	黒澤 典史	核燃料サイクル開発機構システム技術開発部 炉燃Gr
32	楠野 貞夫	エネルギー総合工学研究所プロジェクト試験研究部



## 第3回低減速スペクトル炉に関する研究会 参加者(所内)

	氏名	所属
1	松浦 祥次郎	原研 理事長
2	数土 幸夫	原研 企画室
3	南波 秀樹	原研 企画室
4	東稔 達三	原研 特別研究員
5	秋濃 藤義	原研 東海研修センター
6	加賀美 哲哉	原研 総務部 秘書課
7	高野 秀機	原研 中性子科学研究センター
8	松鶴 秀夫	原研 安全性試験研究センター 計画調査室
9	桜井 淳	原研 安全性試験研究センター
10	石島 清見	原研 原子炉安全工学部
11	安濃田 良成	原研 原子炉安全工学部 熱水力安全研究室
12	中川 正幸	原研 エネルギーシステム研究部
13	落合 政昭	原研 エネルギーシステム研究部
14	角田 恒巳	原研 エネルギーシステム研究部
15	藤崎 伸吾	原研 エネルギーシステム研究部 炉工学施設管理室
16	渡辺 博典	原研 エネルギーシステム研究部 炉工学施設管理室
17	星 良雄	原研 エネルギーシステム研究部 炉工学施設管理室
18	佐藤 隆	原研 エネルギーシステム研究部 炉工学施設管理室
19	佐藤 治	原研 エネルギーシステム研究部 システム評価研究グループ
20	山口 雅教	原研 エネルギーシステム研究部 システム評価研究グループ
21	田中 洋司	原研 エネルギーシステム研究部 システム評価研究グループ
22	立松 研二	原研 エネルギーシステム研究部 システム評価研究グループ
23	岩村 公道	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究グループ
24	大久保 努	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究グループ
25	嶋田 昭一郎	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究グループ
26	白川 利久	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究グループ
27	鈴木 知明	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究グループ
28	鍋島 邦彦	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究グループ
29	石川 信行	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究グループ
30	中塚 亨	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究グループ
31	大杉 俊隆	原研 エネルギーシステム研究部 炉物理研究グループ
32	森 貴正	原研 エネルギーシステム研究部 炉物理研究グループ
33	山根 剛	原研 エネルギーシステム研究部 炉物理研究グループ
34	秋本 肇	原研 エネルギーシステム研究部 熱流体研究グループ
35	大貫 晃	原研 エネルギーシステム研究部 熱流体研究グループ
36	新谷 文将	原研 エネルギーシステム研究部 熱流体研究グループ
37	吉田 啓之	原研 エネルギーシステム研究部 熱流体研究グループ
38	呉田 昌俊	原研 エネルギーシステム研究部 熱流体研究グループ
39	三輪 幸夫	原研 エネルギーシステム研究部 複合環境材料研究グループ
40	井岡 郁夫	原研 エネルギーシステム研究部 耐食材料研究グループ
41	西 宏	原研 エネルギーシステム研究部 耐食材料研究グループ
42	碓井 修二	原研 エネルギーシステム研究部 原子力船研究開発室
43	石田 紀久	原研 エネルギーシステム研究部 船用炉設計研究室
44	小田野 直光	原研 エネルギーシステム研究部 船用炉設計研究室
45	島崎 潤也	原研 エネルギーシステム研究部 原子力船システム研究室

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
物質質量	モル	mol
光度	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	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

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	$\text{s}^{-1}$
力	ニュートン	N	$\text{m}\cdot\text{kg}/\text{s}^2$
圧力, 応力	パスカル	Pa	$\text{N}/\text{m}^2$
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	$\text{N}\cdot\text{m}$
工率, 放射束	ワット	W	$\text{J}/\text{s}$
電気量, 電荷	クーロン	C	$\text{A}\cdot\text{s}$
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	$\text{W}/\text{A}$
静電容量	ファラド	F	$\text{C}/\text{V}$
電気抵抗	オーム	$\Omega$	$\text{V}/\text{A}$
コンダクタンス	ジーメン	S	$\text{A}/\text{V}$
磁束	ウェーバ	Wb	$\text{V}\cdot\text{s}$
磁束密度	テスラ	T	$\text{Wb}/\text{m}^2$
インダクタンス	ヘンリー	H	$\text{Wb}/\text{A}$
セルシウス温度	セルシウス度	$^{\circ}\text{C}$	
光束	ルーメン	lm	$\text{cd}\cdot\text{sr}$
照射度	ルクス	lx	$\text{lm}/\text{m}^2$
放射能	ベクレル	Bq	$\text{s}^{-1}$
吸収線量	グレイ	Gy	$\text{J}/\text{kg}$
線量当量	シーベルト	Sv	$\text{J}/\text{kg}$

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	$\text{\AA}$
バ	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$1 \text{ \AA} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$   
 $1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$   
 $1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$   
 $1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm}/\text{s}^2 = 10^{-2} \text{ m}/\text{s}^2$   
 $1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$   
 $1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C}/\text{kg}$   
 $1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$   
 $1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$

(注)

- 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, 1 eV および 1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 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。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリに入れていない。

## 換算表

力	N(=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

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

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

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	$7.50062 \times 10^3$	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 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	$2.77778 \times 10^{-7}$	0.238889	$9.47813 \times 10^{-4}$	0.737562	$6.24150 \times 10^{18}$
	9.80665	1	$2.72407 \times 10^{-6}$	2.34270	$9.29487 \times 10^{-3}$	7.23301	$6.12082 \times 10^{19}$
	$3.6 \times 10^6$	$3.67098 \times 10^5$	1	$8.59999 \times 10^5$	3412.13	$2.65522 \times 10^6$	$2.24694 \times 10^{25}$
	4.18605	0.426858	$1.16279 \times 10^{-6}$	1	$3.96759 \times 10^{-3}$	3.08747	$2.61272 \times 10^{19}$
	1055.06	107.586	$2.93072 \times 10^{-4}$	252.042	1	778.172	$6.58515 \times 10^{21}$
	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

$1 \text{ cal} = 4.18605 \text{ J}(\text{計量法})$   
 $= 4.184 \text{ J}(\text{熱化学})$   
 $= 4.1855 \text{ J}(15^{\circ}\text{C})$   
 $= 4.1868 \text{ J}(\text{国際蒸気表})$   
 仕事率 1 PS(仏馬力)  
 $= 75 \text{ kgf}\cdot\text{m}/\text{s}$   
 $= 735.499 \text{ W}$

放射能	Bq	Ci
	1	$2.70270 \times 10^{-11}$
	$3.7 \times 10^{10}$	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	$2.58 \times 10^{-4}$	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

