

JAERI-Review

2005-029



JP0550616



革新的水冷却炉研究会（第8回）に関する研究会報告書
2005年2月10日、航空会館、東京都港区

2005年9月

(編) 小林 登・大久保 努・内川 貞夫

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

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

革新的水冷却炉研究会（第8回）に関する研究会報告書
2005年2月10日、航空会館、東京都港区

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）小林 登・大久保 努・内川 貞夫

（2005年7月11日受理）

「革新的水冷却炉研究会」は、軽水炉によるプルトニウムリサイクルを目指して日本原子力研究所（原研）が研究開発を進めている革新的水冷却炉（FLWR）に関して、大学、電力会社、原子力メーカー及び研究機関等の研究者と情報交換を行って今後の研究の進展に資することを目的に実施しているものである。本研究会は、平成10年3月に開催された第1回会議以来、毎年開催されており、第8回となる今回は、平成17年2月10日に航空会館で行われ、日本原子力学会北関東支部ならびに関東・甲越支部の共催を得て、電力会社、大学、研究機関、メーカー等から75名の参加があった。

まず、原研における革新的水冷却炉の全体構想と研究開発状況とともに、軽水炉プルトニウム利用の高度化に係る燃料サイクル長期シナリオに関する発表が行なわれ、要素技術開発の現状として稠密炉心の熱流動特性試験および大阪大学から稠密炉心の核特性予測精度評価技術の開発に関して報告された。続いて次世代軽水炉を巡る動向として「高経済性低減速スペクトルBWRの技術開発」、「スーパー軽水炉（超臨界圧軽水炉）の設計と解析」と題して、それぞれ東芝と東京大学からの発表があった。

本報告書では、各発表内容の要旨に加え、研究会当日に発表者が使用したOHP資料、講演に対する質疑応答を掲載するとともに、研究会プログラムおよび参加者リストを掲載した。

Report on the 8th Workshop on the Innovative Water Reactor for Flexible Fuel Cycle:
February 10, 2005, Koku-kaikan, Minato-ku, Tokyo

(Eds.) Noboru KOBAYASHI, Tsutomu OKUBO and Sadao UCHIKAWA

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

(Received July 11, 2005)

The research on Innovative Water Reactor for Flexible fuel cycle (FLWR) has been performed in JAERI for the development of future innovative reactors. The workshop on the FLWRs has been held every year since 1998 aiming at information exchange between JAERI and other organizations such as universities, laboratories, utilities and vendors. The 8th workshop was held on February 10, 2005 under the joint auspices of JAERI and North Kanto and Kanto-Koetsu branches of Atomic Energy Society of Japan with 75 participants.

The workshop began with 3 presentations on status of research and development on FLWRs by JAERI entitled “Framework and Status of Research and Development on FLWRs”, “Long-Term Fuel Cycle Scenarios for Advanced Utilization of Plutonium from LWRs”, and “Experiments on Characteristics on Hydrodynamics in Tight-Lattice Core”. Then three lectures followed: “Development of Evaluation Method for Accuracy in Predicting Neutronics Characteristics of Tight-Lattice Core” by Osaka University, “Development of Cost-Reduced Low-Moderation Spectrum Boiling Water Reactor” by Toshiba Corporation and “Design and Analysis on Super-Critical Water Cooled Power Reactors” by Tokyo University.

This report summarizes outline of each presentation together with handouts presented and questions and answers at the workshop, as well as the meeting program and the list of participants as an appendix.

Keywords: Innovative Water Reactor for Flexible Fuel Cycle, FLWR, Core Design, Critical Heat Flux, Tight-lattice Core, Bias Method, Streaming Channel, Fast Breeder Reactor, Super-critical Water Cooled Power Reactor

目 次

1. まえがき	1
2. 講演概要および質疑応答	4
2.1 革新的水冷却炉 (FLWR) の全体構想と研究開発状況 (原研 内川貞夫)	4
2.2 軽水炉プルトニウム利用の高度化に係る燃料サイクル長期シナリオ (原研 佐藤治 他)	22
2.3 稠密炉心の熱流動特性試験 (原研 大貫晃)	35
2.4 稠密炉心の核特性予測精度評価技術の開発 (阪大 北田孝典)	49
2.5 高経済性低減速スペクトルBWRの技術開発 (東芝 師岡慎一)	61
2.6 スーパー軽水炉 (超臨界圧軽水炉) の設計と解析 (東大 石渡祐樹)	87
2.7 まとめ (原研 岩村公道)	112
3. あとがき	115
謝辞	115
参考文献	116
付録 参加者リスト	117

Contents

1. Preface	1
2. Summary of Presentation and Discussion	4
2.1 Framework and Status of Research and Development on FLWRs (S. Uchikawa)	4
2.2 Long-term Fuel Cycle Scenarios for Advanced Utilization of Plutonium from LWRs (O. Sato et al.)	22
2.3 Experiments on Thermal-hydrodynamic Characteristics in Tight-lattice Core (A. Onuki)	35
2.4 Development of Evaluation Method for Accuracy in Predicting Neutronics Characteristics of Tight-lattice Core (T. Kitada)	49
2.5 Development of Cost-reduced Low-moderation Boiling Water Reactor (S. Morooka)	61
2.6 Design and Analysis on Super-critical Water Cooled Power Reactors (Y. Ishiwatari)	87
2.7 Summary of Workshop(T. Iwamura)	112
3. Concluding Remarks	115
 Acknowledgements	 115
References	116
Appendix List of Participants	117

1. まえがき

わが国においてはウラン資源の有効利用の観点から、使用済燃料を再処理し回収したプルトニウムを高速増殖炉により再利用するリサイクル路線が推進されてきた。しかし、その本命として期待されて来た Na 冷却高速増殖炉開発計画は当初の予定より大幅な遅れをきたしており、利用目的のない余剰プルトニウムを持たないという国際公約のもと、今後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。しかし、既存軽水炉における利用ではリサイクルの度に回収プルトニウムの同位体組成が高次化していくため、多数回のリサイクルは困難であり、ウラン資源の利用効率を高めることは不可能である。

日本原子力研究所（原研）では、軽水炉技術高度化研究の一環として、低減速炉心を活用した革新的水冷却炉（FLWR）の研究を進めている。既に豊富な実績のある軽水炉技術に立脚しつつ、ウラン資源の有効利用、放射性廃棄物発生量の低減及びプルトニウム多重リサイクル利用等の、既存軽水炉では実現できない特性を実現し、広範囲なニーズに対応できる次世代型軽水炉として、FLWR が今後ともエネルギーシステム研究の中核になるものと位置づけて研究開発を進めている。

このような状況下で、最新の研究成果を報告するとともに、大学、外部研究機関、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、平成 9 年度より低減速スペクトル炉に関する研究会（平成 13 年度より「低減速軽水炉に関する研究会」に名称変更）を毎年開催してきた。これまでの研究会の内容は、いずれも報告書^{1）}として公刊されている。

今回の第 8 回研究会は、名称を「低減速軽水炉」から「革新的水冷却炉」に変更し、平成 17 年 2 月 10 日に航空会館（東京都港区）にて開催された。日本原子力学会北関東支部および関東・甲越支部との共催により、所内外あわせて 75 名の参加があった。

まず、最近の研究成果として、原研から「革新的水冷却炉（FLWR）の全体構想と研究開発状況」、「軽水炉プルトニウム利用の高度化と燃料サイクル上の効果」、「稠密炉心の熱流動特性試験」の 3 件の発表があった。続いて所外の研究として、「稠密炉心の核特性予測精度評価技術の開発」に関する発表、「高経済性低減速スペクトル BWR の技術開発」および「スーパー軽水炉（超臨界圧軽水炉）の設計と解析」の 3 件の発表があった。以下に各発表の概要を示す。

- (1) 「革新的水冷却炉（FLWR）の全体構想と研究開発状況」では、FLWR の基本的な考え方として、短中期的にはプルトニウムの集中的な有効利用を目的とした高転換型の全 MOX 型燃料集合体を、長期的には持続的なプルトニウム多重リサイクルを実現するための増殖型燃料集合体を、同一の炉心構成で利用可能とすることにより、将来の核燃料サイクルを巡る環境の変化に柔軟に対応するという全体構想、ならびに革新的水冷却炉実現に向けた要素技術開発の概要が示された。

- (2) 「軽水炉プルトニウム利用の高度化と燃料サイクル上の効果」では、FLWR を導入し燃料サイクルの環境変化に対して柔軟に利用することにより、使用済燃料貯蔵量の抑制が可能となり、かつ、FBR と FLWR が共存することで電力供給の安定性が向上することが示された。
- (3) 「稠密炉心の熱流動特性試験」では、FLWR の特徴である燃料棒の稠密配置と二重炉心構造を模擬した 7 本および 37 本バンドル試験体を用いた熱流動特性試験ならびに二相流解析技術を駆使することにより 30%以上の熱的余裕があることを示すとともに、ギャップ幅 1.0mm となっても除熱能力は低下しないこと、ならびに運転時の異常な過渡変化に対し、沸騰遷移は生じないことが確認できたと報告された。
- (4) 「稠密炉心の核特性予測精度評価技術の開発」では、パイアス法を用いた実機核特性予測評価技術により、臨界実験の実機模擬性や感度係数などが定量的に予測可能となり、核特性予測精度の向上に活用できることが報告された。
- (5) 「高経済性低減速スペクトルBWRに関する技術開発」では、BWR 互換型の低減速スペクトル炉心の開発に関して、稠密格子の冷却性能の確認、正になり易いボイド係数を回避する方策についてのストリーミングチャンネル試験による核設計コードの検証、熱流動特性基礎試験や CCFL 試験などの熱水力性能の予測などの基礎技術開発、ならびに炉心 3 次元設計評価や過渡事故特性評価などの総合評価を通じてこの炉型の成立性を確認したことが報告された。
- (6) 「スーパー軽水炉（超臨界圧軽水炉）の設計と解析」では、プラント概念、伝熱・流動、材料の 3 つのサブテーマに関する研究成果ならびに炉心設計、安全設計等における超臨界圧炉特有の考え方とともに、この炉の概念の成立性に関する最新の研究成果が報告された。

なお、次頁に本研究会のプログラムを掲載する。

革新的水冷却炉研究会（第8回） プログラム

主 催： 日本原子力研究所
共 催： 日本原子力学会 北関東支部、関東・甲越支部

開催日時： 平成17年2月10日（木）13:30～17:30

開催場所： 航空会館 201会議室

- 13:30-13:40 開会の挨拶 鈴木 康文（原研）
- (1) 革新的水冷却炉の概要と役割
- 13:40-14:20 革新的水冷却炉（FLWR）の全体構想と研究開発状況 内川 貞夫（原研）
- 14:20-14:50 軽水炉プルトニウム利用の高度化に係る燃料サイクル
長期シナリオ 佐藤 治（原研）
- (2) 革新的水冷却炉の研究開発の進展
- 14:50-15:15 稠密炉心の熱流動特性試験 大貫 晃（原研）
- 15:15-15:40 稠密炉心の核特性予測精度評価技術の開発 北田 孝典（阪大）
- 15:40-16:00 休 憩
- (3) 水冷却炉の新たな展開に向けて
- 16:00-16:40 高経済性低減速スペクトルBWRの技術開発 師岡 慎一（東芝）
- 16:40-17:20 スーパー軽水炉（超臨界圧軽水炉）の設計と解析 石渡 祐樹（東大）
- 17:20-17:30 まとめ 岩村 公道（原研）



2. 講演概要および質疑応答

2. 1 革新的水冷却炉 (FLWR) の全体構想と研究開発状況 Framework and Status of Research and Development on FLWRs

内川 貞夫

Sadao UCHIKAWA

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

2. 1. 1 軽水炉によるプルトニウム利用の高度化

現在から 2010 年ごろまでの間に日本が直面する核燃料サイクルに係る課題として、六ヶ所村再処理工場の稼働ならびに海外からの返還により国内に蓄積するプルトニウムをどのように利用・処分していくのかということがある。これに対しては、現行軽水炉によるプルサーマルで対応していくことになっている。一方、2010 年以降に予想される課題としては、経済性の改善、持続可能な核燃料サイクル技術の早期実現といったものがある。この課題に対する対策として、再処理費等を大幅に低減できる技術を開発・実証し、軽水炉および高速炉を用いたプルトニウム利用の高度化、すなわち、プルトニウムのマルチリサイクルを可能とする核燃料サイクル産業基盤の形成をしていく必要がある(OHP2)。軽水炉技術を基軸としたプルトニウムのマルチリサイクルを考えた場合、核分裂性の低いウラン 238 から核分裂性の高いプルトニウム 239 への核変化の割合(転換比)が小さい熱中性子炉心では、Pu の不足および Pu 組成の劣化を濃縮ウランなどで補う必要があり、資源節約効果は期待できない。一方、炉内の中性子エネルギーを高めた低減速炉心は、Pu の組成劣化の問題が小さく、さらに、1 を超える転換比が実現可能となれば、持続的なマルチリサイクルへの移行が可能となる(OHP3)。

軽水炉によるプルトニウム利用の高度化シナリオとして、①プルサーマル利用により軽水炉核燃料サイクル技術を確立、②軽水炉高度化技術およびプルサーマル技術をもとに、低減速炉心によるプルトニウム利用を開始、③MOX 燃料再処理技術の実用化に対応して、プルトニウムのマルチリサイクル利用へ移行、④持続可能なプルトニウム増殖サイクル利用へ移行、という4つの段階を経て、FBR を含めた持続可能な核燃料サイクル技術を実現していくことを考えている(OHP4)。再処理工場や MOX 加工工場などのインフラの整備状況および燃料サイクルに関わる環境の変化に合わせて柔軟に運転できる炉として、日本原子力研究所(原研)では、革新的水冷却炉(FLWR)を提案している(OHP5-6)。

2. 1. 2 革新的水冷却炉 (FLWR) の基本構想

上述のように、軽水炉におけるプルトニウム利用技術を将来的に一層高度化することが重要な課題となっている。原研では、平成 9 年から、軽水炉技術を活用しながら、高速増殖炉と同じようにプルトニウムを繰り返しリサイクル利用することができ、将来的には増殖への発展をも可能とする革新的水冷却炉 (FLWR) の研究開発を産業界、大学と協力して進めている。すなわち、将来の核燃料サイクルを巡る環境の変化に柔軟に対応できるよう、同一の炉心構成ながら、高転換型燃料集合体からブランケットを有する増殖用燃料集合体へ入れ替えて運転することにより、中期的にはプルトニウムの有効利用、長期的には持続的なプルトニウムのマルチリサイクル利用の実現を目指している。革新的水冷却炉では、炉心 (燃料と制御棒機構) 以外は、基本的に経験豊富な現行軽水炉技術を利用可能であるため、現行軽水炉の優れた運転・保守性を維持することができ、かつ、早期に低コストで開発可能である(OHP8)。

FLWR の炉心概念としては、燃料棒を従来の軽水炉よりも稠密に配置することにより、水による中性子の減速をできる限り抑え、熱中性子を活用する現行軽水炉に比べて遙かに高いエネルギーの中性子を利用するため、稠密三角格子に適した六角集合体を採用する(OHP9)。炉心の除熱低下時に核反応を自然抑制するため、扁平型炉心を採用することで負のポイド反応度係数を確保する。転換比を 0.8~0.9 の高転換型炉心とする場合には、燃料棒間隔を 3mm 程度とし、フル MOX 炉心で運転する。燃料サイクルの状況に応じて、転換比を 1.0 より大きくする増殖型炉心とする場合には、燃料集合体の基本的なサイズは高転換型と同じものとした上で、燃料棒径を若干太くし、また、燃料棒間隔を 1~1.3mm 程度に狭めた稠密配置とし、上下二重扁平の MOX 燃料部を上中下の 3 つのブランケットで挟み込んだ炉心を採用する(OHP10)。

2. 1. 3 研究開発の状況

FLWR のプラント技術は従来の軽水炉技術をそのまま活用できることから、研究開発課題は、炉心および燃料に係るものに限定される。具体的には、炉心概念の成立性評価、稠密炉心熱流動特性 (主として除熱特性)、燃料照射特性 (主として被覆管照射特性)、稠密格子炉心核特性などである(OHP12)。

炉心概念の確立と性能評価に関しては、①負のポイド反応度係数を確保して 1 を越える転換比を実現する稠密格子・扁平型炉心概念を確立、②ABWR をベースとした大型炉システムを構築、③受動安全性を具備した小型炉システムを構築、④炉心の詳細性能評価・制御棒計画・起動シーケンス・Puマルチリサイクル特性・MA 燃焼特性等の検討を終了、⑤安全性評価解析・コスト評価等を実施、⑥FBR サイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡにおいて、水冷却高速増殖炉としての評価をサイクル機構と一体で実施、などの成果があがっている(OHP13-16)。

除熱性能については、稠密炉心 (ギャップ幅 1mm 程度) の除熱特性を 37 本の模擬燃料

棒を用いた熱特性試験により把握し、また、除熱限界予測手法の評価・改良により現行 BWR 用解析手法の評価精度と同程度の評価精度で稠密炉心の除熱限界が予測できることを検証できるレベルにまで達した(OHP17-18)。

燃料要素・材料技術の開発には、ボイド率が高く、中性子エネルギースペクトルが硬いという革新的水冷却炉の燃料設計上の特徴を踏まえた上で、ジルカロイや改良 Zr 合金の適用性検討、ステンレス鋼製被覆管材料の開発試験などを実施し、燃料・被覆管の高速中性子照射試験も計画中である(OHP19)。

また、高速臨界実験装置 FCA を用いた核特性予測に関する実験データを取得しつつ、このデータを基にして実機の核特性を予測する技術の開発を大阪大学の協力の下で進めている(OHP20-21)。

2. 1. 4 今後の展開

FLWR の実用化に向けた基本的な考え方としては、現行軽水炉技術とプルサーマル利用で確立される燃料技術をもとに、FLWR 先行導入炉の役割をもつプラントを構築し、高転換型炉心での運転を継続して高ボイド率・高エネルギースペクトル条件下での燃料および被覆管材料の特性に関するデータを収集することにより増殖型炉心用材料の健全性を検証し、増殖型炉心へ移行する(OHP23)。

高転換型 FLWR 炉システムの概念検討としては、原子炉設備・プラント設備は現行軽水炉を利用し、軽水炉での実績データにもとづく炉心・燃料設計を採用した高転換型炉心について、将来的に同一の炉心構成で増殖を伴うマルチリサイクル利用への移行が可能な構成について検討する(OHP24-25)。

また、研究開発の進め方としては、産業界、大学、及び国内外の研究機関との連携、例えば、文部科学省公募研究・経済産業省公募研究・FBR サイクル実用化戦略調査研究・米国との研究協力(BNL)・革新的水冷却炉の研究開発に係る検討会、などによる研究の効率的進展を図っていく。同時に、産業界で進めている軽水炉技術高度化研究成果(燃料の開発・照射実績、燃料の高燃焼度化技術開発)も積極的に活用していきたい(OHP26)。

[Q&A]

- Q. 高速中性子のフルエンスが従来のものより4倍ぐらい高いという話があったが、圧力容器を含めた材料への技術検討はどのように考えているか。
- A. 特に圧力容器の照射量がどのくらいになるかということが、健全性の面で重要であるが、それについては評価をしており、40年間フルパワーで運転したときの圧力容器内面の照射量が現在の ABWR の設計基準以内に収まるということを解析で確認している。
- Q. 米国 (BNL) との研究協力体制について、基本的な考え方はどうなっているか。
- A. 今回の研究協力は、設計というよりは核特性や熱特性の解析手法についてのものであり、ベンチマーク問題を設定して BNL と原研のそれぞれで所有する解析手法で計算し、両者がどの程度一致するのか、ということが主題である。後で話があるが、稠密格子の熱流動実験等のデータを原研が持っているので、そういうものをつき合わせて、設計手法として米国 BNL の所有している技術と原研の所有している技術ではどういう関係になるかを検討しようという目的で、今回の協力の協定を結んだ。
- A. もともと米国で、数年前の NERI 計画で、稠密の BWR についての研究が行われていた。その目的としては核拡散抵抗性を高めることを主としており、Pu 燃料というよりはむしろトリウム燃料を用いたものであるが、形状からいえば原研で考えている BWR 型低減速軽水炉と全く同じものである。従って、研究過程で得られた核特性・熱特性の設計手法について、両者の手法で同じ体系について計算して問題点を明らかにして、稠密炉心について知識を共有しようというものである。米国は主として核拡散抵抗性のある軽水炉、原研はむしろ持続可能なエネルギー源ということで、多少、両者のベクトルは違うが、技術的には共通するものがあると考えている。

革新的水冷却炉研究会(平成17年2月10日)

革新的水冷却炉(FLWR)の 全体構想と研究開発状況

FLWR: Innovative Water Reactor for Flexible fuel cycle

日本原子力研究所
エネルギーシステム研究部
内川 貞夫

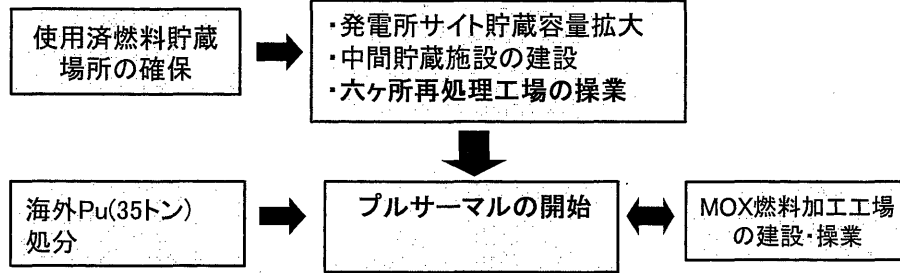
1

1. 軽水炉によるプルトニウム利用の高度化

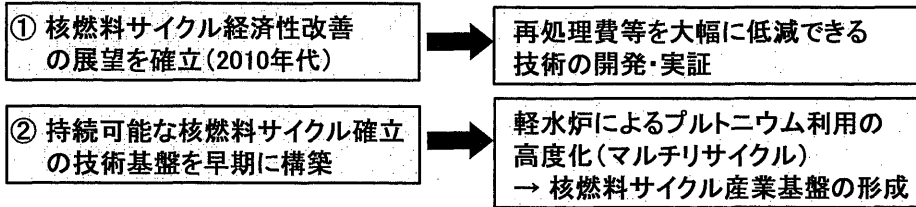
- ・核燃料サイクルに係る短中期的な課題と対応
- ・軽水炉でのPuリサイクル利用概念の比較
- ・プルトニウム利用高度化のシナリオ
- ・プルトニウム利用高度化の意義

核燃料サイクルに係る短中期的な課題と対応 2

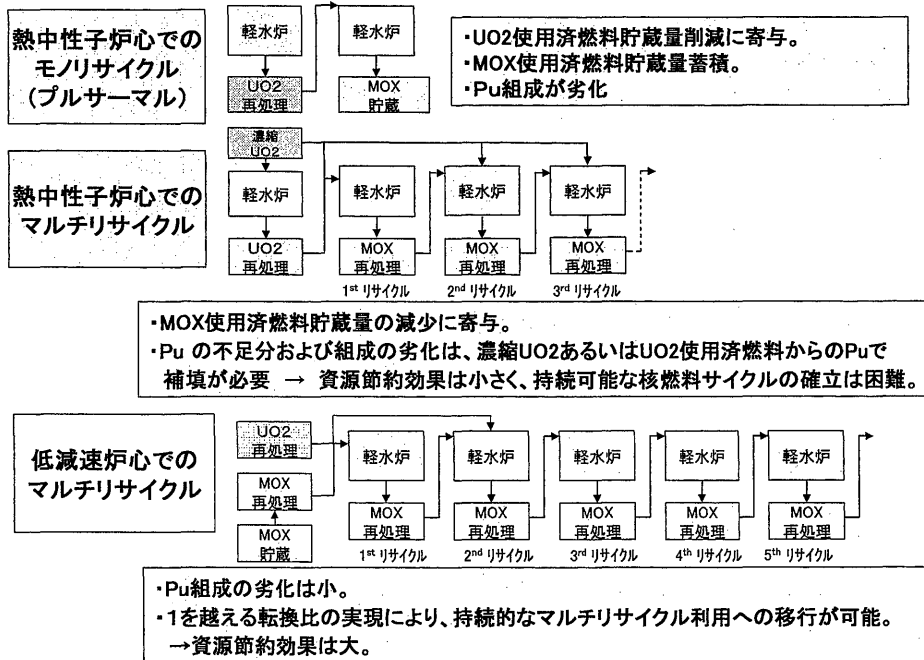
●直面している課題 (2010年頃まで)



●その先の課題と対応

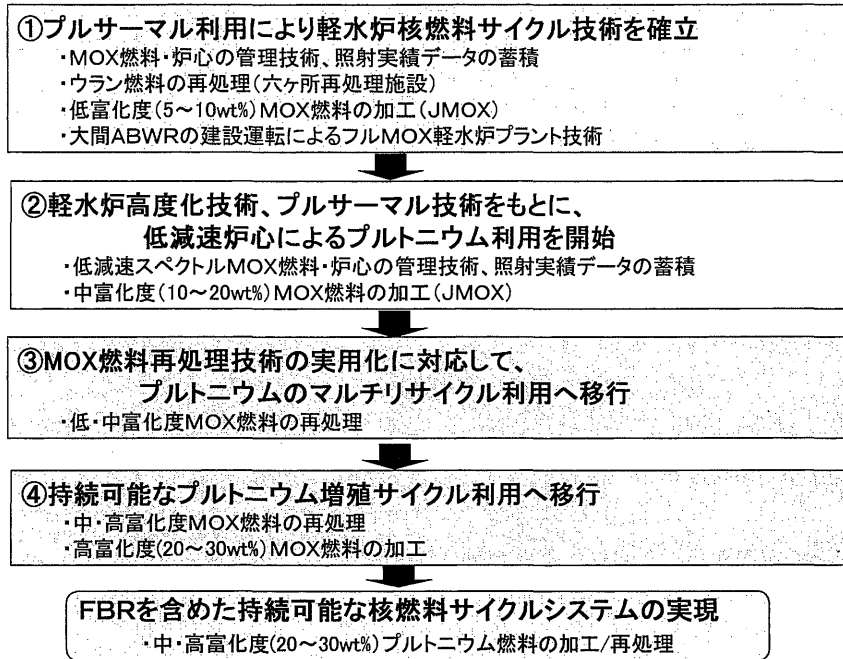


軽水炉でのPuリサイクル利用概念の比較 3

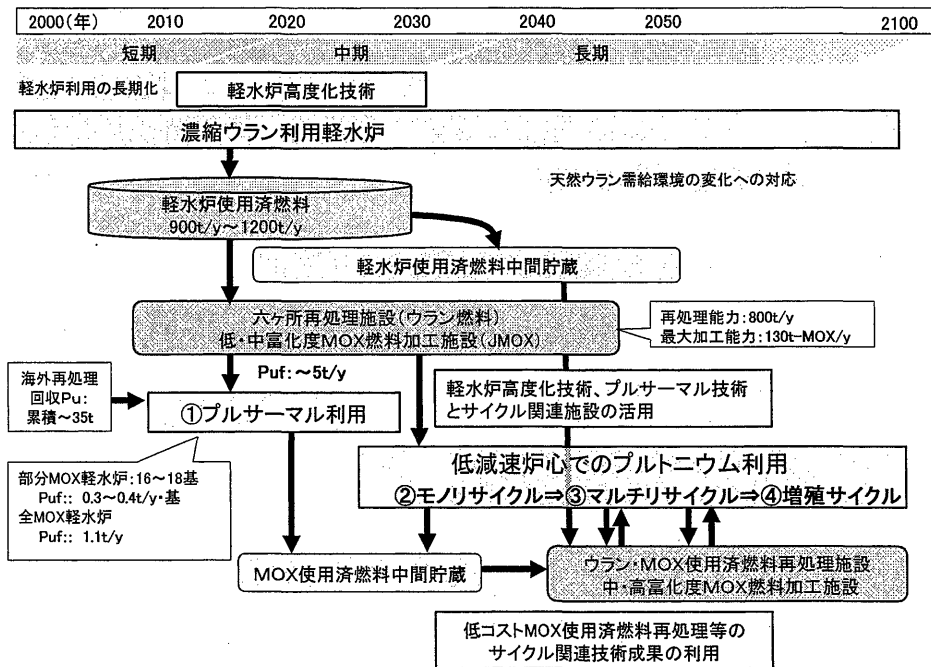


軽水炉によるプルトニウム利用の高度化シナリオ

4



軽水炉プルトニウム利用高度化と核燃料サイクル産業基盤の確立5



軽水炉によるプルトニウム利用高度化の意義

6

- ・プルサーマル利用の産業基盤をさらに発展させ、持続可能な核燃料サイクルへの円滑な移行を実現することができる。
- ・プラント技術は、現行の軽水炉プラント技術と同一であり、現行軽水炉と同等の運転・保守性を維持することができる。
- ・炉心・燃料技術については、現行軽水炉での技術の延長上にあり、現行軽水炉等での技術蓄積や開発成果**が活用できるとともに、軽水炉技術全般の高度化にも寄与できる。

**・ウラン燃料の高燃焼度化技術

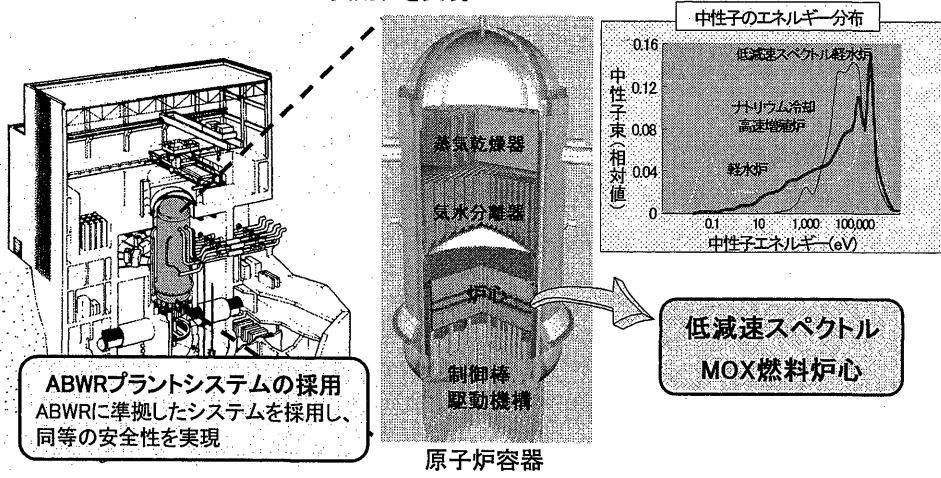
- ・プルサーマル技術と関連施設稼働実績
- ・「ふげん」運転で蓄積されたMOX燃料使用実績と技術
- ・高転換軽水炉、低減速スペクトル軽水炉に関する研究開発成果

7

2. 革新的水冷却炉(FLWR)の基本構想

革新的水冷却炉 (FLWR) の炉システム基本概念 8

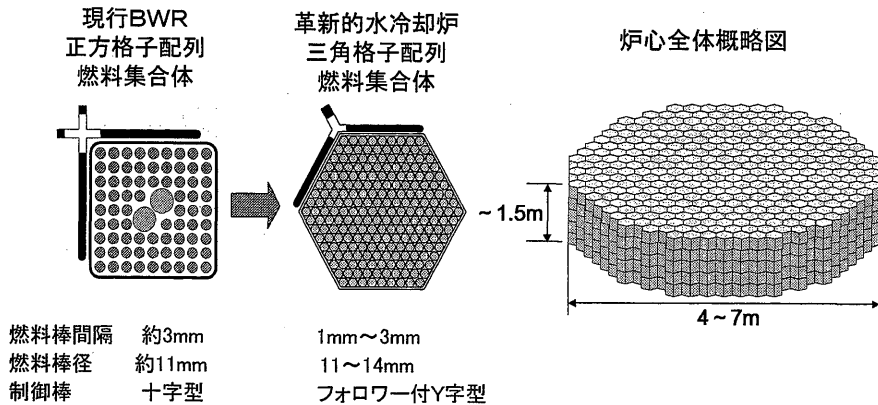
- 将来の核燃料サイクルを巡る環境の変化に柔軟に対応できるよう、同一の炉心構成で燃料集合体を入れ替えることにより、中期的にはプルトニウムの有効利用、長期的には持続的なプルトニウムのマルチサイクル利用を実現。
- 実績のある軽水炉技術に立脚し、現行軽水炉の優れた運転・保守性を維持するとともに、早期にかつ低開発コストでの実用化を実現



FLWR: Innovative Water Reactor for Flexible fuel cycle

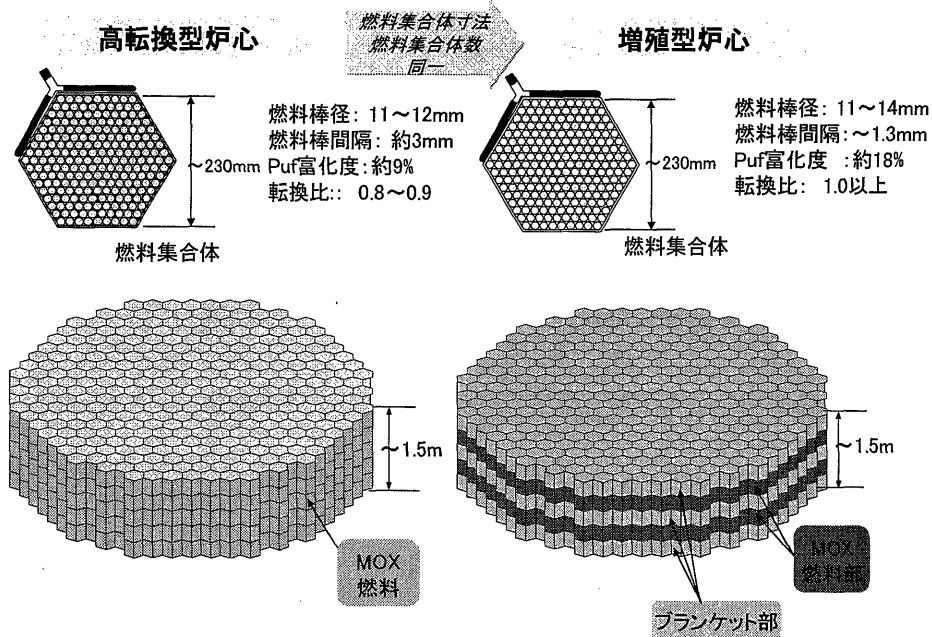
革新的水冷却炉の炉心概念(1) 9

<p>低減速中性子スペクトルの実現 水による中性子の減速を抑制するため、 稠密三角格子、六角集合体を採用</p>	<p>負のボイド反応度係数の確保 炉心の除熱低下時に核反応を自然抑制するため、 扁平型炉心を採用</p>
---	---



革新的水冷却炉の炉心概念(2)

10



11

3. 研究開発の状況

- ・主要研究開発課題
- ・炉心概念の確立と性能評価
- ・稠密格子炉心の除熱性能検証
- ・燃料要素・材料技術
- ・稠密炉心模擬臨界実験

革新的水冷却炉の主要研究開発課題

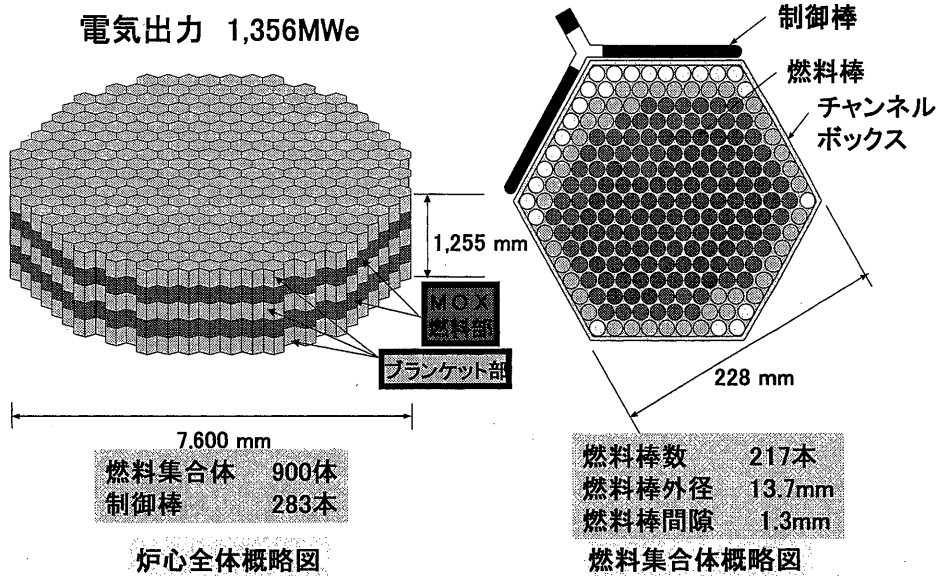
プラント技術は従来の軽水炉技術をそのまま活用できることから、研究開発課題は、炉心および燃料に係るものに限定される。

- ・ 炉心概念の成立性評価
- ・ 稠密炉心熱流動特性(主として除熱特性)
- ・ 燃料照射特性(主として被覆管照射特性)
- ・ 稠密格子炉心核特性

炉心概念の確立と性能評価

- 負のボイド反応度係数を確保し、1を越える転換比を実現する稠密格子・扁平型炉心概念を確立
- ABWRをベースとした大型炉システムを構築
- 受動安全性を具備した小型炉システムを構築
- 炉心の詳細性能評価、制御棒計画、起動シーケンス、Puマルチリサイクル特性、MA燃焼特性等の検討を終了
- 安全性評価解析、コスト評価等を実施
- FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡにおいて、水冷却高速増殖炉としての評価をサイクル機構と一体で実施

革新的水冷却炉(増殖型)の炉心・燃料構成例



革新的水冷却炉の主要諸元と炉心性能

項目	単位	FLWR	ABWR
電気出力	MWe	1356	1356
原子炉圧力	MPa	7.2	7.2
炉心外接半径	m	3.80	2.7
燃料集合体数	—	900	872
炉心部平均取出燃焼度	GWd/t	65	45
炉心取出燃焼度*1	GWd/t	50	45
炉心部高さ	m	0.855*2	3.71
炉心流量	10 ⁴ t/h	1.8	5.2
炉心出口クオリティ	%	51	14.5
炉心部平均ボイド率	%	70	43
炉心圧損	MPa	0.043	0.18
炉心部平均Puf富化度	%	9.6	3.8 ⁺
炉心部Puf装荷量	t	16.1	...
増殖比(Pu残存比)	—	1.04	...
最大線出力密度	kW/ft	16	12
最小限界出力比	—	1.3	1.3
ボイド反応度係数	10 ⁻⁴ Δk/k/%void	-0.5	-8
連続運転期間	月	15	13

炉心部: MOX+中間ブランケット(上下ブランケットを除く) Pu f: 核分裂プルトニウム +: ウラン濃縮度
 *1: 上下ブランケットを含めた取出燃焼度 *2: 上下ブランケット22, 18cm付設

超ウラン元素 (TRU) のマルチリサイクル特性 16

種々の再処理条件下での炉心検討を実施

- ・ 簡素化PUREX法(原研)
- ・ 低除染乾式法(酸化物電解法:RIAR)
- ・ 低除染湿式法(NEXT法:JNC)

低除染再処理法では、FPの低除染リサイクルとMAの全量リサイクルを想定

マルチリサイクル時のTRU組成

TRU核種	低除染湿式再処理組成	低除染乾式再処理組成	簡素化PUREX再処理組成
²³⁷ Np	0.5	0.4	0.0
²³⁸ Pu	2.6	2.7	0.9
²³⁹ Pu	48.4	47.0	52.5
²⁴⁰ Pu	34.5	35.7	37.8
²⁴¹ Pu	4.3	4.3	5.0
²⁴² Pu	4.0	4.1	3.5
²⁴¹ Am	3.6	3.7	0.3
^{242m} Am	0.2	0.2	0.0
²⁴³ Am	1.0	1.0	0.0
²⁴⁴ Cm	0.7	0.7	0.0
²⁴⁵ Cm	0.2	0.2	0.0
合計	100.0	100.0	100.0
MA/TRU	6.2	6.2	0.3
Pu/TRU	52.7	51.3	57.5

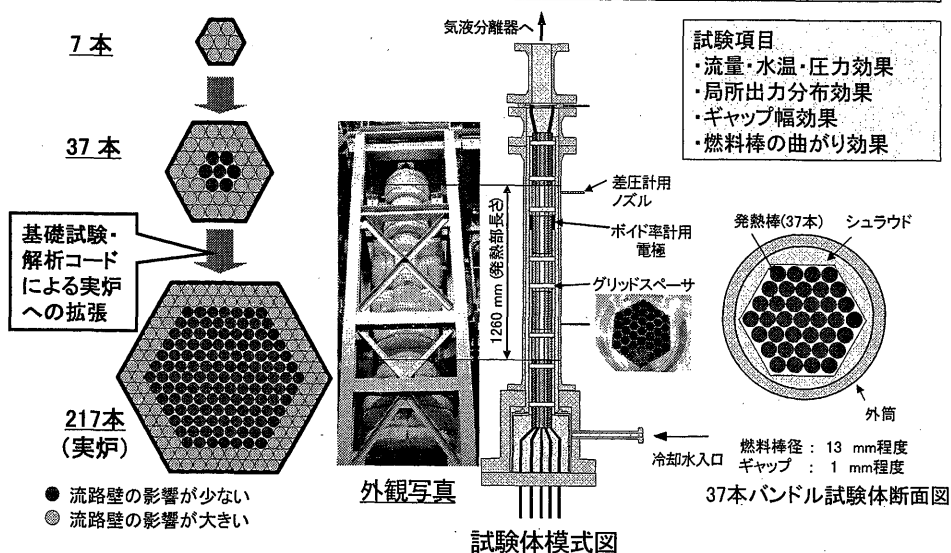
マルチリサイクル時の主要炉心特性と構成

項目	再処理方式 低除染湿式法	低除染乾式法	簡素化PUREX法
Pu残存比	1.03	1.01	1.04
炉心部燃焼度 (Gwd/t)	54	55	65
連続運転期間 (月)	18	19	15
炉心部高さ (m)	0.845	0.855	0.855
上下ブランケット高さ (m)	0.15/0.15	0.08/0.14	0.22/0.18
MOX中のMA量 (wt%)	2.1	2.2	0.3
MOX中のFP量 (wt%)	0.04	1.3	0.0

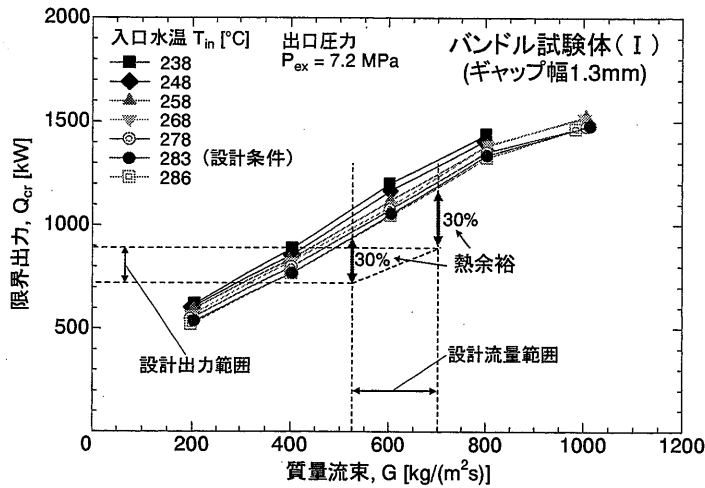
自らの使用済燃料に含まれるMAを全量リサイクル可能

稠密格子炉心の除熱性能の検証 17

- 稠密炉心(ギャップ幅1mm程度)の除熱特性を37本の模擬燃料棒を用いた熱特性試験により把握
- 除熱限界予測手法の評価・改良を行い、現行BWR用解析手法の評価精度と同程度の評価精度で稠密炉心の除熱限界が予測できることを検証



稠密格子炉心熱特性試験 限界出力特性



出力想定範囲に対し30%以上の余裕があり、熱工学的な成立性を確認

燃料要素・材料技術の開発

1. 革新的水冷却炉照射条件下での高富化度MOX燃料の照射挙動解析と燃料仕様の最適化
2. 高燃焼度対応燃料被覆管
 - ・ジルカロイ及び改良Zr合金の適用性検討
 - ・改良ステンレス鋼被覆管材料の開発試験
3. 燃料・被覆管の高速中性子照射試験計画
4. 燃料要素・燃料集合体構造の機械的健全性評価

■ 革新的水冷却炉(増殖型)の燃料設計上の特徴

1. 燃料構造
稠密格子、MOX/ UO_2 ブランケット積層構造
2. MOX燃料プルトニウム富化度
革新的水冷却炉 全Pu: ~30% 核分裂Pu: ~18%
(Puサーマル炉 全Pu: 9~11% 核分裂Pu: 6~7%)
3. 燃焼度
MOX燃料部の燃焼度が軽水炉ウラン燃料の約2倍(約100GWd/t)
4. 高速中性子束
 $E > 1$ MeV以上の中性子束がABWRの約4倍($1.5 \times 10^{14} n/cm^2s$)
5. 冷却材(出口)温度および圧力
革新的水冷却炉 287°C/7MPa 高ボイド率
(Na冷却高速炉(もんじゅ) 529°C/0.8MPa)

稠密炉心核特性予測技術開発

20

■臨界実験結果による実機核特性予測精度の評価

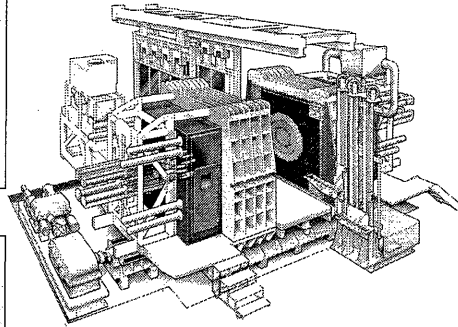
FCA臨界実験

- ・高富化度、稠密格子炉心を模擬した体系での実験データの取得
- ・主要核特性(転換比、反応度係数等)の実験的検証

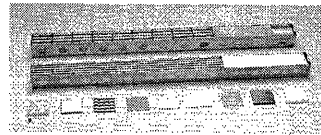
核特性予測技術の開発

実験的制約(ex. 板状燃料等)から完全な実機模擬は困難

- ➡ 実機予測精度評価手法の確立
- ・実機模擬性評価手法の確立
 - ・臨界実験の実機模擬性評価



高速炉臨界実験装置(FCA)

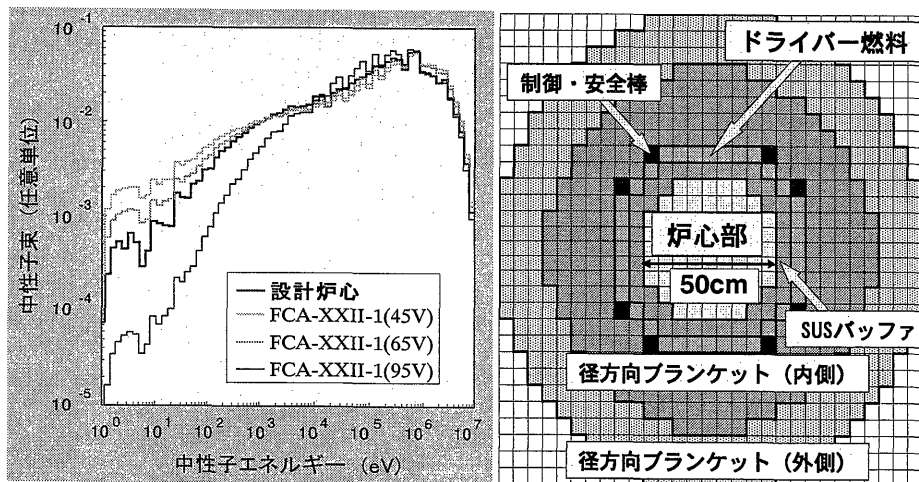


燃料板 & 模擬物質板で炉心を模擬

FCAによる高富化度MOX高稠密格子模擬実験

21

高富化度MOX稠密格子炉心スペクトルを模擬した体系での異なるボイド率(45%、65%、95%)に対する核特性データを取得



FCA-XXII-1シリーズ炉心の中性子スペクトルと炉心中心断面図

4. 今後の展開

- ・実用化に向けての基本的考え方
- ・高転換型FLWRの炉システム概念検討
- ・研究開発の進め方

実用化に向けての基本的考え方

項目	2005	2010	2015	2020	2025	2030～
炉システム開発	炉システム 概念検討	C&R 基本 設計	設置許可申請 安審準備 実証試験	連開 詳細 設計 建設 / 試運転	運転/照射試験	
	現行軽水炉技術とプルサーマル 利用で確立される燃料技術をもとに FLWR先行導入炉の役割をもつ プラントを構築				高転換型炉の 総合技術実証	高転換型炉の 実用運転
要素技術開発	MOX燃料・被覆管照射特性評価 材料特性試験・解析コード開発検証・改良 高燃焼度対応MOX燃料・被覆管照射試験				先行使用燃料体の照射を継続的に実施し、 増殖型炉の高速中性子照射・熱水力水環境 での燃料被覆管材料の健全性を実証。	
①燃料要素 技術						
②稠密炉心 熱流動特性	燃料集合体 炉心構造検討					
③稠密炉心 核特性評価 技術	限界出力実験 予測手法開発					
③稠密炉心 核特性評価 技術	特性評価技術 設計精度評価					

高転換型FLWRの炉システム概念検討

目標

現行軽水炉燃料サイクル技術の活用を前提に、六ヶ所再処理施設から回収されるプルトニウムを、資源としての価値を保ちつつ有効利用できる高転換型FLWR炉システムを構築

- 原子炉設備、プラント設備は現行軽水炉を利用
- 軽水炉での実績データにもとづく炉心・燃料設計の採用
 - ・燃焼度はジルカロイ被覆管燃料での実績値相当
目標燃焼度 45GWd/t
 - ・プルトニウム富化度は、日本原燃で計画中のMOX燃料加工施設での製造を想定して設定
- 将来的に、同一の炉心構成で増殖を伴うマルチリサイクル利用への移行が可能な構成

燃料集合体設計検討例

項目	高転換型炉心燃料集合体	増殖型炉心燃料集合体												
燃料棒本数	217	217												
燃料棒径(mm)	11.2	13.7												
燃料棒間隔(mm)	3.8	1.3												
被覆管材料	ジルカロイ-2	ジルカロイ-2/改良SUS												
燃料有効長(mm)	1500	1255												
燃料高さ 方向分布	<table border="1" style="margin: auto;"> <tr> <td style="width: 50px; height: 100px; vertical-align: middle;">9% (注2)</td> <td style="width: 50px; height: 100px; vertical-align: middle;">1500</td> </tr> </table>	9% (注2)	1500	<table border="1" style="margin: auto;"> <tr> <td style="width: 50px; height: 20px;">劣化ウラン</td> <td style="width: 50px; height: 20px;">220</td> </tr> <tr> <td style="width: 50px; height: 20px;">18%</td> <td style="width: 50px; height: 20px;">225</td> </tr> <tr> <td style="width: 50px; height: 20px;">劣化ウラン</td> <td style="width: 50px; height: 20px;">400</td> </tr> <tr> <td style="width: 50px; height: 20px;">18%</td> <td style="width: 50px; height: 20px;">230</td> </tr> <tr> <td style="width: 50px; height: 20px;">劣化ウラン</td> <td style="width: 50px; height: 20px;">180</td> </tr> </table>	劣化ウラン	220	18%	225	劣化ウラン	400	18%	230	劣化ウラン	180
9% (注2)	1500													
劣化ウラン	220													
18%	225													
劣化ウラン	400													
18%	230													
劣化ウラン	180													
MOX部のMA・FP含有率(重量%)	0.1/0.0	0.1/0.0												
炉心部平均燃焼度(GWd/t)	45	65												
全炉心平均燃焼度(GWd/t)(注1)	45	50												
Pu残存比	~0.9	1.04												

炉心部: MOX+中間ブランケット(上下ブランケットを除く) Pu f: 核分裂プルトニウム
 注1: 上下ブランケットを含めた取出燃焼度 注2: JMOX燃料加工施設での製造を想定して設定

研究開発の進め方

- 産業界、大学、及び国内外の研究機関との連携による研究の効率的進展
 - ・文部科学省公募研究、経済産業省公募研究
 - ・FBRサイクル実用化戦略調査研究
 - ・米国との研究協力(BNL)
 - ・革新的水冷却炉の研究開発に係る検討会
(東芝、日立、三菱、原電)
- 産業界で進めている軽水炉技術高度化研究成果の積極的活用
 - ・ウラン燃料やプルサーマル用MOX燃料の開発・照射実績
 - ・ウラン・MOX燃料の高燃焼度化技術開発



2. 2 軽水炉プルトニウム利用の高度化に係る燃料サイクル長期シナリオ Long-Term Fuel Cycle Scenarios for Advanced Utilization of Plutonium from LWRs

佐藤 治 立松 研二
Osamu SATO Kenji TATEMATSU

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

2. 2. 1 基本的考え方

原子力発電は超長期にわたり我が国の基幹電源として不可欠であり、軽水炉が今後半世紀以上にわたりその中核技術となる見込みである。そこで、軽水炉を利用して「柔軟」かつ「持続可能」な燃料サイクルシステムの構築が必要となる。現在のところ、プルサーマル事業の実施を目指して準備が進められており、これは核燃料技術および産業基盤の開発整備に不可欠である。また、R&Dとして、高速炉を開発して将来的な原子力システムを目指した取り組みがなされており、燃料増殖によるウラン資源消費量の低減を図ろうというものである。この状況下で軽水炉を最大限活用してプルトニウム利用シナリオをどのように描けるのかについて検討することが、本研究の目的である(OHP1)。

2. 2. 2 前提条件とシナリオの定義

計算の対象とする期間は、長計の新計画策定会議におけるシナリオ検討と同程度の2150年までとする。設備容量については2030年以降は総設備容量約5800万kWeで一定とし、2012年と2030年の間の設備容量は直線内挿で決定する。炉型の特性としては、濃縮ウラン軽水炉は段階的に高燃焼度化し、2020年以降の燃焼度を60GWd/t、プルサーマル(全MOX炉)は大間以降の追加投入分は燃焼度60GWd/tと仮定する。革新的水冷却炉(FLWR)は2020年ごろより、Puバランスに応じて新設プラントとして導入することを考え、高転換型FLWRの転換比は0.89で、平均燃焼度は45GWd/tとし、増殖型FLWRの転換比は1.04、平均燃焼度を50GWd/tと設定した。高速増殖炉(FBR)については、Na冷却炉を想定し、高増殖型では増殖比=1.16、平均燃焼度=63GWd/t、低増殖型では増殖比=1.04、平均燃焼度=110GWd/tとした(OHP2)。

また、燃料サイクルの各工程における物質のロス率ならびにリード・ラグタイムも考慮した。FBRのデータについては策定会議における検討結果と同じ値とし、FLWRのロス率についてはプルサーマルMOXの値を、リード・ラグタイムについてはFBRサイクルと同じ値を用いた(OHP3)。

シナリオは①プルサーマル長期継続シナリオ(①-1 使用済MOX燃料長期貯蔵ケース、①-2 使用済MOX燃料1回再処理ケース)、②革新的水冷却炉(FLWR)導入シナリオ

(②-1 2050年本格導入ケース、②-2 2030年本格導入ケース)、③高速増殖炉(FBR)移行シナリオ(③-1 FBRへの全面移行ケース、③-2 Pu利用軽水炉との共存ケース)の3シナリオ(6ケース)を考えた(OHP4)。

2. 2. 3 核燃料サイクルの長期シナリオ

上記3つのシナリオ(6ケース)について、発電設備容量・再処理量・使用済燃料貯蔵量(発電炉サイトのものも含む)に関して、2150年までの推移を計算した。

MOX使用済燃料を再処理しないケース①-1では、その貯蔵量は際限なく増大することが明らかで、2150年時点で15,000トンを超える量になった。一方、使用済MOX燃料を1回再処理(ケース①-2)すると、その貯蔵量は再処理をしない場合の半分以下(5,000トン程度)に抑制できるが、際限なく増大していくことは同じである(OHP6-7)。

革新的水冷却炉(FLWR)を2050年に本格導入するケース②-1では、2050年までは高転換型で、それ以降は増殖型で運転するものとして計算すると、使用済MOX燃料の貯蔵量はMOX燃料加工に必要な在庫水準に抑制される。2030年に本格導入するケース②-2では、第2再処理工場がほぼ同時期に稼動することを仮定するため、サイトのものを含めても、2万トン以下の水準に使用済燃料貯蔵量を抑制できる(OHP8-9)。

高速炉を全面的に導入した場合では、2100年過ぎにはすべての濃縮ウラン軽水炉がFBRに置き換わると想定されるため、ウラン資源は利用されなくなる。高増殖型FBRだけではPuが生産されすぎるため、2100年頃から低増殖型に切替える必要がある。結果として、前述のFLWRを2030年に本格導入するシナリオと比較して使用済燃料貯蔵量がわずかに大きくなる(OHP10)。

高増殖型高速炉が実用化される場合、すべての発電炉をNa冷却型炉にするのではなく、Pu利用型の水冷却炉と共存させるシナリオが採用される場合も十分考えられ、ケース③-2として検討した。濃縮ウラン軽水炉を順次FBRとFLWRで置き換えることで、2150年頃には濃縮ウラン軽水炉は不要となる。このシナリオは、不確定な部分もあり、より詳細な検討が必要ではあるものの、炉型の多様化の観点で、原子力発電システム全体全体の信頼性向上に対する重要な選択肢の一つであると考えられる(OHP11)。

次に、ウラン資源消費量についてFLWRの導入効果を比較した。2060年を過ぎるとFLWRを導入することにより、年あたりのウラン資源の消費量が低減される(OHP12)。これを累積したもので比較すると、プルサーマル長期継続シナリオではウラン消費量が増大し続けるのに対し、FBRのみの場合は有限値でウラン資源消費量を抑制できる。FLWRを導入した場合は、FBRのみの場合ほどではないが、ウラン資源消費量の増加傾向が鈍化し、将来的にはある有限値でウラン資源消費量を抑制できる。とくに、③-2のFBRとFLWRが共存するシナリオでは、FBRのみとしたもの比べてウラン消費量は1割程度の増加で済むため、この観点からも成立するシナリオであることがわかる(OHP13)。

2. 2. 4 長期シナリオ検討のまとめ

軽水炉を最大限活用したプルトニウム利用シナリオについて、発電設備容量・再処理量・使用済燃料貯蔵量およびウラン資源利用量の観点に立って検討した。

プルサーマルは、Pu リサイクルに係る技術、制度、産業基盤整備に不可欠であるものの、ウラン資源消費量および使用済 MOX 燃料貯蔵量が増大することが課題である。

FLWR により軽水炉 Pu 利用の高度化を図れば、Pu 多重リサイクルにより使用済 MOX 燃料貯蔵量の際限ない増大を抑制できるだけでなく、Na 冷却等 FBR の実用化が大幅に遅れる場合には、増殖型への移行によりウラン資源消費量の際限ない増大を抑制できる。また、Na 冷却等の高増殖型 FBR の実用化以降においても、Pu 利用軽水炉を適切な規模で共存させ発電炉型を多様化することにより、供給安定性の向上を図ることも可能であると考えられる(OHP14)。

[Q&A]

- Q. 一番最後のケースで、FBRの高増殖とFLWRは両方とも増殖するので、Puが余分にでき過ぎないか。
- A. 両方が完全にバランスした状態ではおっしゃる通りPuが余分になる。ただし、今回示した2150年までの範囲ではまだ過渡期なので、Puについては別に余剰になっているわけではない。将来的なPuストックとランニングストック、SFのストックをうまくコントロールしつつ、FBRとFLWRの両炉型の発電規模のバランスをとって平衡状態までもっていければと考えている。しかし、まだテクニカルにそこまでつめ切れていない状況である。
- C. 共存のシナリオというのは、原研内部では以前から考えていたが、今回こういう形で初めて出させていただいた。我々水炉の方からも、高性能のNa冷却炉とFLWRの二者択一という形ではなくて、共存するというのも非常に現実的な方法ではないかと思っている。
- Q. FLWRに対して明るい面を拾って並べて説明いただいたが、同時に発生しているネガティブな面の説明を、失礼な言い方をさせていただくと意図的に落とされたきらいがあったと思う。結局のところ総合判断として、どのシナリオがいいのかというのは、今回の発表内容だけではなんともいえないという感想を持った。まず、Puサーマル長期継続シナリオで、(1)と(2)のケースのいずれも使用済燃料蓄積量が際限なく単調増大していくとの指摘は確かにその通りであるが、私の立場から見れば、(2)の数千トン程度の使用済燃料蓄積量であれば少なくともこの時間範囲であればコントロールできているとみなせる。(1)のケースのように、使用済燃料の蓄積量が数万トンオーダーになるのは問題であろうが、(2)では、2150年まで1万トンで収まっている、あるいは増加率が大変小さいという意味では、問題ではないと感じる。しかも、いつまでも軽水炉で続けようとするため蓄積し続けるのであって、2050年でも2100年でも2120年でもFBRに切り替えた瞬間にこの増大は止まるわけであり、この点は問題ではないと申し述べたい。

また、一言もおっしゃらなかったが、肝心のFLWRは実は燃焼度を軽水炉よりも低く抑えているので、使用済燃料の再処理量がFLWR導入シナリオの方が他のどのシナリオよりも大きくなっている。使用済燃料の再処理費がどの種別であってもトン当たり同額と仮定すると、再処理費は量で効くので、経済性の面ではFLWRを使うシナリオが一番不利である可能性が高いことを指摘させていただきたい。従って、優劣は判断できないといいながらも、直感的には、3.1(2)の「Puサーマル長期化使用済MOX燃料1回再処理ケース」でつないでにおいて、FLWRに拠らずにどこかでFBRに移行を始めるのが、余計なことをしなくてよいという意味で現実的かつ適切ではないかと感じる。

- A. FLWR のネガティブな面の説明を意図的に落としたということは一切ない。使用済燃料の貯蔵量について「この程度であれば大丈夫」という量的な問題ではなく、将来が不透明でいくらでも溜まり続けるところに問題がある。ウラン資源もそうであるが、何トンまでなら大丈夫という関は一体誰が保証できるのか。いくらでも要ることが問題であり、それを有限量に抑える歯止めが必要である。その歯止めをかけることが、今、できるだけ早い時期に必要である。後は可能性の問題である。私の感想を申し上げますと、より現実的なシナリオとして、FLWR 導入シナリオのほうが可能性は高いと考えている。技術的には色々な見方があり得ると思うが。

再処理については、確かに量は多くなる。FLWR は平均燃焼度が低いのでその分再処理量は増えるが、ただし極端に多くなるわけではない。高燃焼度化を目指して、平均燃焼度が炉全体で 5 万 MWd/t ぐらいのレベルを目指している。将来的な軽水炉の 6 万 MWd/t という値も保証されている値ではなくて、このぐらいを目標としているという話であるから、FLWR で再処理量が極端に増えるわけではないと考えている。であるので、もし FLWR の 5 万 MWd/t が実現するのであれば、再処理量が将来そう問題になるわけではないであろう。私の見方からすると、多少細かいところにひっかかっておられるような気がする。むしろ燃料サイクルを長期的なスパンで見た場合に、どう持続性を確保するのか、どう柔軟性を確保するのか、そういう観点から我々自身が頭を柔軟にしていろいろな選択肢を考える必要があるのではないかというのが今のコメントに対する私の感想である。

- Q. 今のシナリオで、間に高転換炉というものはさんでいる。内川氏の発表では照射ベッドで低減速場の燃料照射をするという意図もあるとのこと、必要とみなして今のシナリオがあると思うが、燃料サイクル上あるいは技術的な開発上、高転換炉の時代を 20~30 年入れるメリットはどこにあるのか。
- A. 高転換炉を入れた理由としてはいくつかある。一つは、燃料サイクルのインフラの問題を考えている。例えば、MOX の再処理技術ができればそのままサイクルすればよいと思う。それから、JMOX での MOX 燃料製造等を考えた場合、我々が狙っているかなり高富加度の MOX 燃料の加工がそのままできれば高転換炉というステップを必ずしも炉型戦略的な意味で入れる必要はないと思う。高転換炉を含めたのは、いろいろな核燃料サイクルの環境に対応するという、たとえば FLWR のインベントリが多いということは、さきほどは言わなかったがかなり少数の高転換炉で効率よく Pu が利用できるというメリットが出てくる。その辺や、技術開発戦略も含め、今回のシナリオを作った。したがって、高転換炉がそこに必ず必要であるというシナリオはないと思う。
- A. 増殖が最初からできるのであれば、当然それでよいわけであり、あえて高転換という概念で増殖を抑えたものを先にはさみこむ考え方はシナリオ上は特に必要ない。

軽水炉プルトニウム利用の高度化に係る 燃料サイクル長期シナリオ

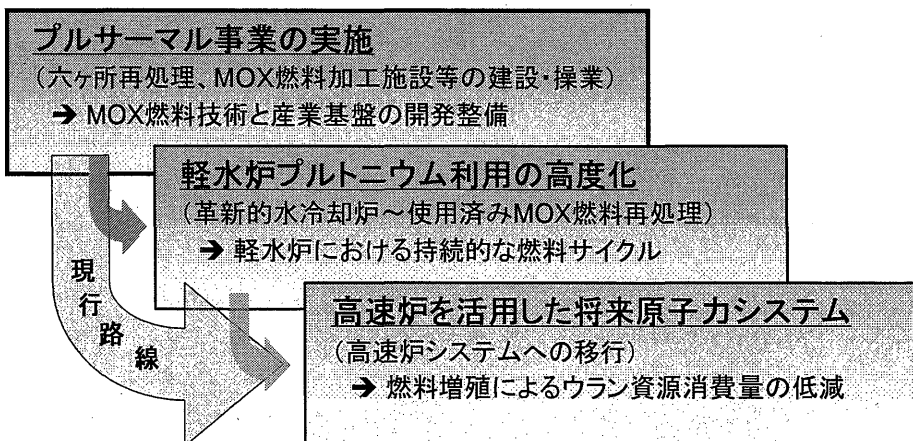
平成17年2月10日

日本原子力研究所
エネルギーシステム研究部
佐藤 治・立松研二

1. 基本的考え方

1

- ◆原子力発電は超長期にわたり我が国の基幹電源として不可欠
- ◆軽水炉が今後半世紀以上にわたりその中核技術となる見込み
- ◆「柔軟」かつ「持続可能」な燃料サイクルシステムの構築が必要



2. 前提条件とシナリオの定義

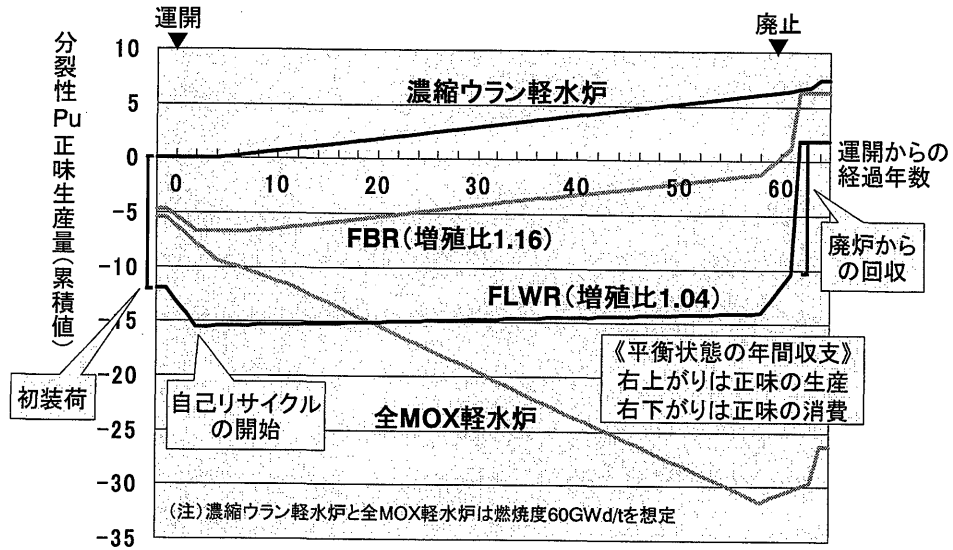
2.1 前提条件

1) 原子力発電設備容量
<ul style="list-style-type: none"> ・現在建設中3基+大間(全MOX炉)が予定どおり運転開始 ・2030年以降は総設備容量約5800万kW_eで一定とし、2012年と2030年の間の設備容量は直線内挿で決定
2) 炉型特性等
<ul style="list-style-type: none"> ・濃縮ウラン軽水炉 段階的に高燃焼度化し、2020年以降の燃焼度60GWd/t ・プルサーマル(全MOX炉) 大間以降の追加投入分は燃焼度60GWd/t ・革新的水冷却炉(FLWR) 2025年頃からPuバランスに応じて新設プラントとして導入 特性 { 高転換型: 転換比=0.89, 平均燃焼度= 45GWd/t 増殖型 : 転換比=1.04, 平均燃焼度= 50GWd/t ・高速増殖炉(FBR、Na冷却炉を想定) 特性 { 高増殖型: 増殖比=1.16, 平均燃焼度= 63GWd/t 低増殖型: 増殖比=1.04, 平均燃焼度=110GWd/t

3) 燃料サイクルの条件				
各工程の物質ロス率(%)				
	濃縮ウラン 燃料	プルサーマル MOX燃料	革新的水冷却炉 (FLWR)燃料	高速増殖炉 (FBR)燃料
ウラン濃縮	1.0	—	—	—
成型加工	0.5	0.1	0.1	0.1
再処理	1.0	0.5	0.5	0.1
リード・ラグタイム(年)				
		濃縮ウラン軽水炉 プルサーマル	革新的水冷却炉 (FLWR)及びFBR	
ウラン調達→濃縮		1	—	
濃縮→成型加工		1	—	
成型加工→装荷	初装荷	2	2	
	平衡装荷	1	1	
原子炉取出→再処理		4	2	
再処理→成型加工		0	0	
(注)革新的水冷却炉(FLWR)の平衡サイクルにおけるPu炉外滞在時間は3年				

各炉型のプルトニウム生産・消費に係る特性

- ◆100万kWeの炉を第0年に運転開始し、60年後に廃止することを想定
- ◆各炉型所定のリード・ラグタイム及びロスを考慮してPuを自己リサイクル
- ◆この時の各年の正味Pu(分裂性)生産量を積算 → 下図参照



2.2 シナリオの定義

シナリオ	プルサーマル		革新的水冷却炉の特性		高速増殖炉の新設		第2再処理
	部分MOX	全MOX炉	2049年まで	2050年以降	高増殖炉	低増殖炉	
◆プルサーマル長期継続シナリオ							
使用済MOX燃料長期貯蔵ケース	耐用期間中Pu利用	大間+追加投入	-	-	-	-	六ヶ所閉鎖後(1200トン)
使用済MOX燃料1回再処理ケース	耐用期間中Pu利用	大間+追加投入	-	-	-	-	六ヶ所閉鎖後(1200トン)
◆革新的水冷却炉(FLWR)導入シナリオ							
2050年本格導入ケース	2025年以降濃縮ウランに切り替え	大間のみ	高転換型	増殖型	-	-	六ヶ所閉鎖後(1200トン)
2030年本格導入ケース			高転換型	増殖型	-	-	2030年から(400トン)
◆高速増殖炉(FBR)移行シナリオ							
FBRへの全面移行ケース	2025年以降濃縮ウランに切り替え	大間のみ	高転換型	高転換型(新設なし)	2050年以降	Pu収支に対応	六ヶ所閉鎖後(1200トン)
Pu利用軽水炉との共存ケース			高転換型	増殖型	2050年以降	-	

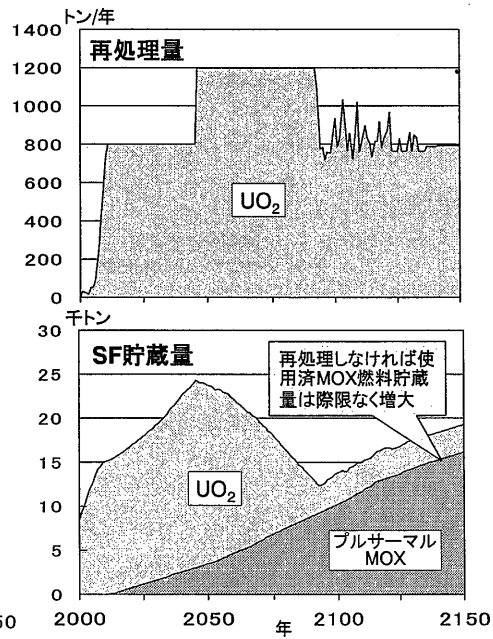
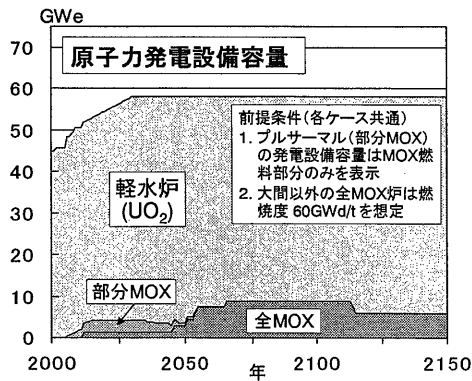
3. 核燃料サイクルの長期シナリオ

- 3.1 プルサーマル長期継続シナリオ
 - (1) 使用済MOX燃料長期貯蔵ケース
 - (2) 使用済MOX燃料1回再処理ケース
- 3.2 革新的水冷却炉(FLWR)導入シナリオ
 - (1) 2050年本格導入ケース
 - (2) 2030年本格導入ケース
- 3.3 高速増殖炉(FBR)移行シナリオ
 - (1) FBRへの全面移行ケース
 - (2) Pu利用軽水炉との共存ケース
- 3.4 ウラン資源消費量
 - (1) 軽水炉Pu利用シナリオの比較
 - (2) FBR移行シナリオを含めた検討

3.1 プルサーマル長期継続シナリオ

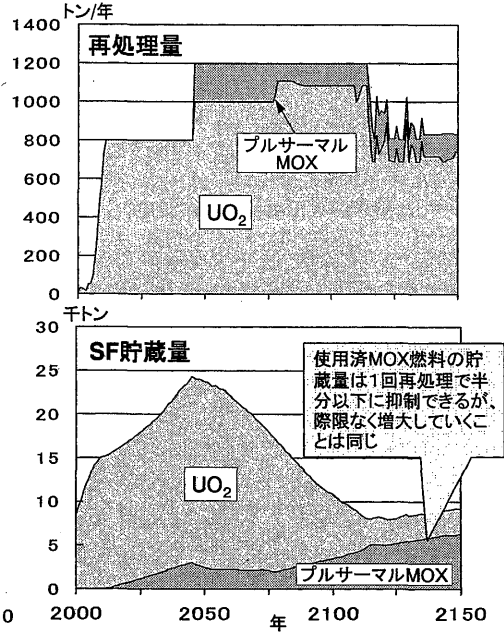
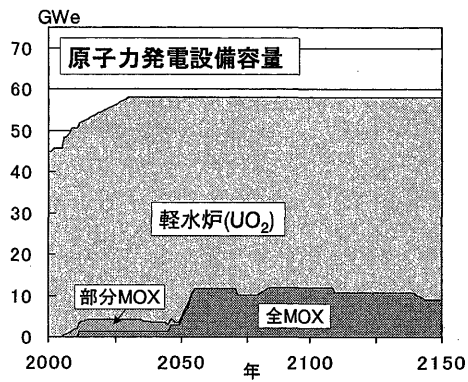
(1) 使用済MOX燃料 長期貯蔵ケース

- ◆第2再処理:六ヶ所工場閉鎖後
- ◆プルサーマル:最大限利用
(全MOX炉を新設)
- ◆使用済MOX燃料:再処理せず貯蔵



(2) 使用済MOX燃料
1回再処理ケース

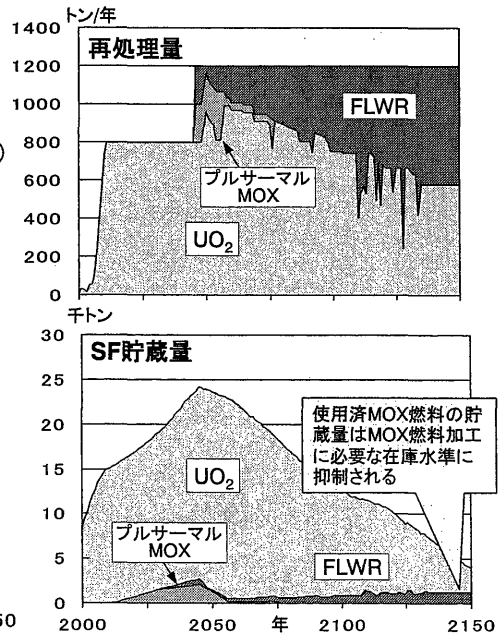
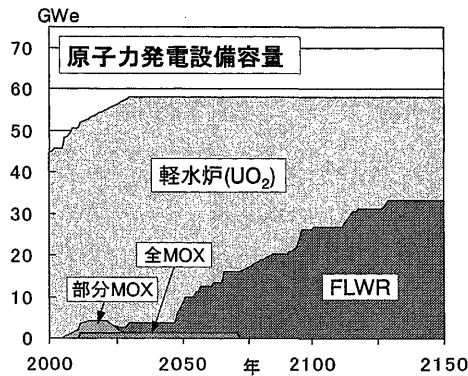
- ◆ 第2再処理: 六ヶ所工場閉鎖後
- ◆ プルサーマル: 最大限利用 (全MOX炉を新設)
- ◆ 使用済MOX燃料: 1回だけ再処理



3.2 革新的水冷却炉(FLWR)導入シナリオ

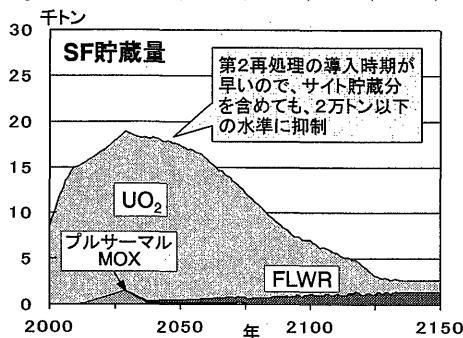
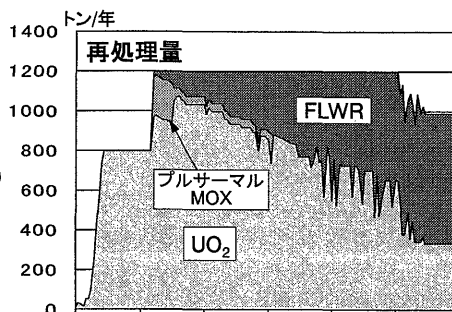
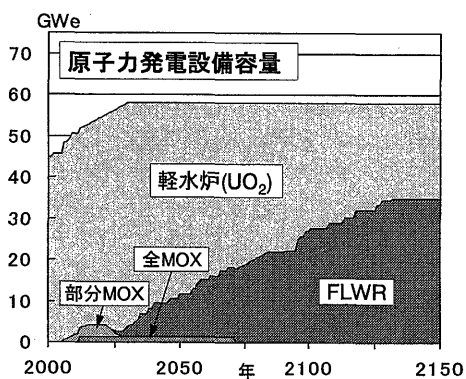
(1) 2050年本格導入
ケース

- ◆ 第2再処理: 六ヶ所工場閉鎖後
- ◆ 部分MOX炉からFLWRに移行(2025年)
- ◆ FLWR転換比:
0.89 → 1.04 (2050年以降)



(2) 2030年本格導入 ケース

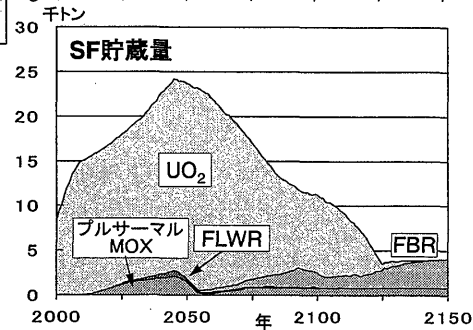
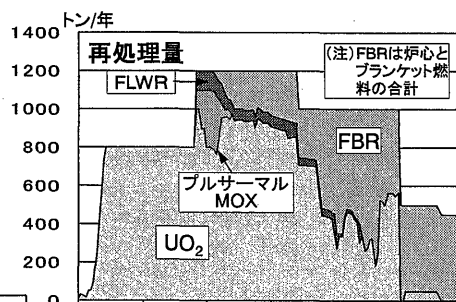
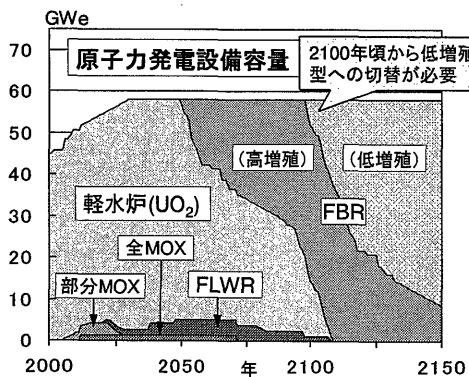
- ◆ 第2再処理: 2030年操業開始
- ◆ 部分MOX炉からFLWRに移行(2025年)
- ◆ FLWR転換比:
0.89 → 1.04 (2050年以降)



3.3 高速増殖炉(FBR)移行シナリオ

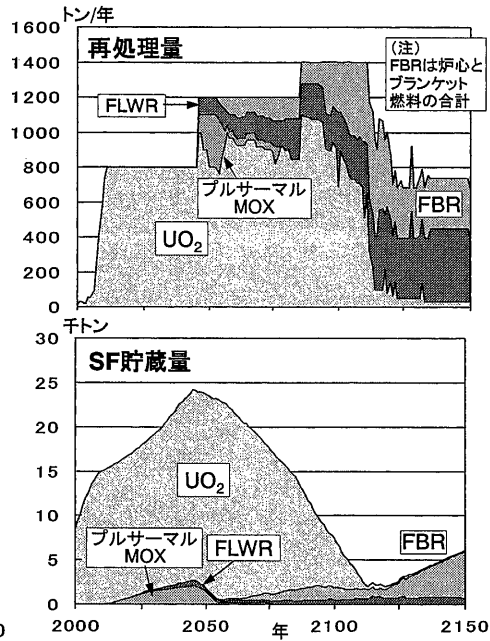
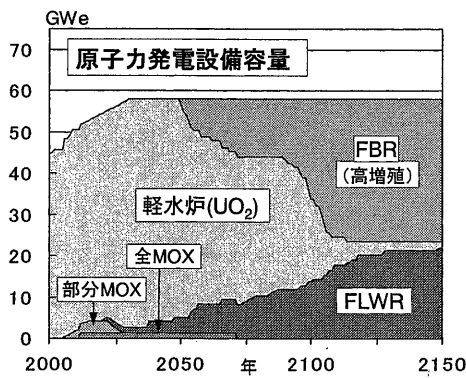
(1) FBRへの全面移行 ケース

- ◆ 第2再処理: 六ヶ所工場閉鎖後
- ◆ 部分MOX炉からFLWRに移行(2025年)
- ◆ FLWRからFBRに移行(2050年)
- ◆ FBR増殖比: 1.16から1.04へ移行



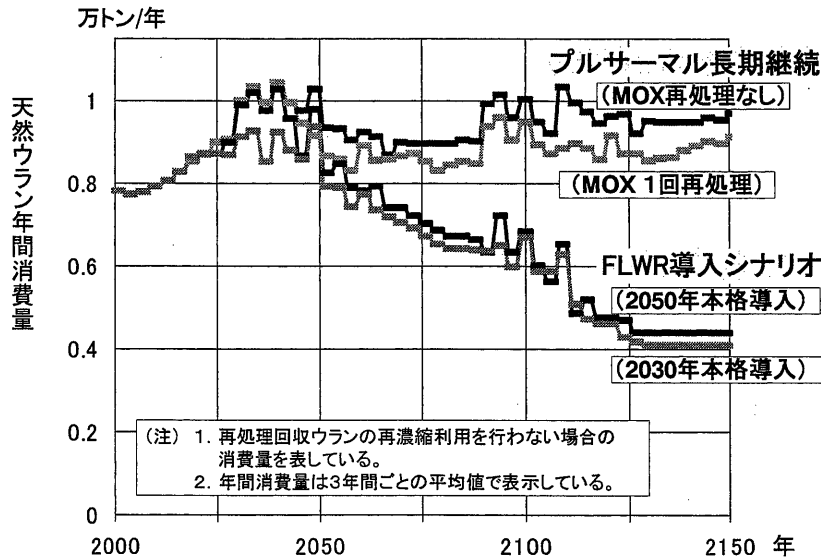
(2) Pu利用軽水炉との共存ケース

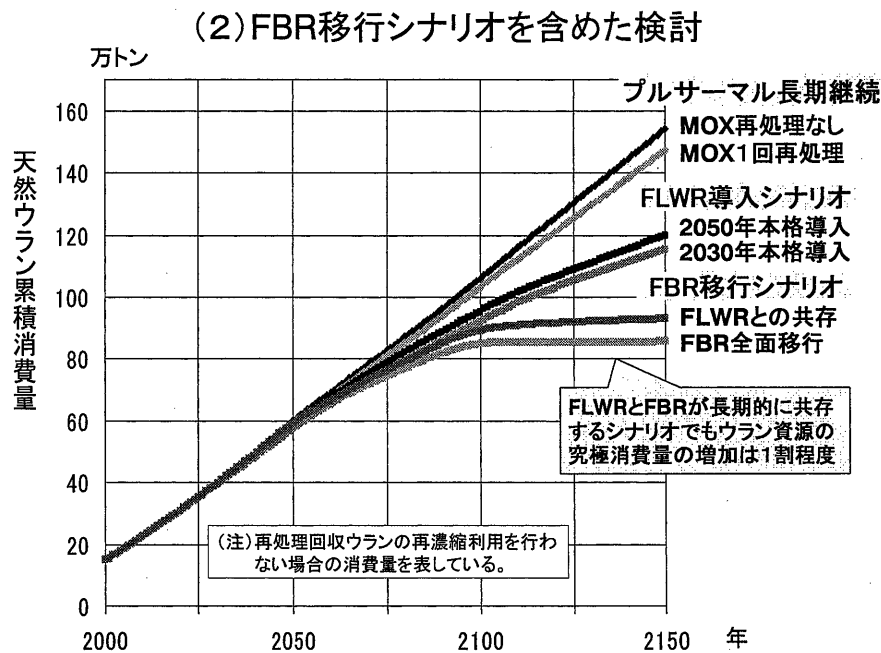
- ◆ 第2再処理: 六ヶ所工場閉鎖後
- ◆ 部分MOX炉からFLWRに移行(2025年)
- ◆ FLWR転換比:
0.89 → 1.04 (2050年以降)
- ◆ 高増殖型FBRの導入(2050年)



3.4 ウラン資源消費量

(1) 軽水炉Pu利用シナリオの比較





4. 長期シナリオ検討のまとめ

プルサーマルの意義と課題

- ◆ Puリサイクルに係る技術、制度、産業基盤整備に不可欠
- ◆ ウラン資源消費量、使用済MOX燃料貯蔵量の増大が課題

革新的水冷却炉による軽水炉Pu利用の高度化の役割

- ◆ Pu多重リサイクルにより使用済MOX燃料貯蔵量の際限ない増大を抑制
- ◆ Na冷却等FBRの実用化が大幅に遅れる場合には、増殖型への移行によりウラン資源消費量の際限ない増大を抑制
- ◆ Na冷却等の高増殖型FBRの実用化以降においても、Pu利用軽水炉を適切な規模で共存させ発電炉型を多様化することにより、供給安定性の向上を図ることも可能



2. 3 稠密炉心の熱流動特性試験

Experiments on Thermal-Hydrodynamic Characteristics in Tight-Lattice Core

大貫 晃

Akira ONUKI

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

2. 3. 1 革新的水冷却炉熱流動設計の課題

革新的水冷却炉は転換比1を超える性能を視野に入れた炉である。そのため、減速材である水の体積割合を少なくする設計とし、かつ、負のボイド反応度係数を維持するという特徴がある。水の体積割合の低減については、燃料棒を三角配列として燃料棒間のギャップ幅を1mm程度にするとともに炉心入口流量を減らすことで高ボイド率を達成する。負のボイド反応度係数については炉心の高さを現行軽水炉の1/3程度にして達成する。このような稠密炉心体系における除熱性能を確認することが課題となっている(OHP2)。

2. 3. 2 大型熱流動特性試験の目標と全体計画

原研では、これまでに稠密炉心体系の除熱性能について、7本の模擬燃料を用いた小規模の体系で基本的な除熱特性を把握し、成立性を検討してきたが、流路壁の影響が懸念されてきた。その後の実験および解析的な検討から、流路壁に近い2列程度は壁の影響を受けることが確認された。そこで、①流路壁の影響を受けない領域をもつ37本の模擬燃料からなるバンドルを用いた実験データの取得および基本的な課題の明確化、②37本体系から217本の実機レベルの体系でも除熱性能を予測可能とする解析技術の開発、の2点に着目して研究開発を進めている。実験では燃料棒間のギャップ幅の効果および燃料棒の曲がりの効果を明らかにする。解析技術では、形状効果やスケール効果を評価可能とすることを目標としている(OHP3)。

大型熱流動特性試験は2002年度より開始した。実験的には、燃料棒ギャップ幅1.3mmの基準試験部を製作し、昨年度までに試験を完了した。また、ギャップ幅1.0mmのギャップ幅効果試験部を用いた試験は今年度で完了した。曲がり効果試験部については、来年度試験実施予定ある。3次元二相流解析技術としては環状噴霧流・バンドル内の流体混合・グリッドスペーサ影響などを個別に評価できる補完試験を行ない、それを活用した解析手法の開発を進めている。3次元二相流解析の基本的な形は完成しており、実験データによる検証を進めている。2006年度までには稠密体系の除熱に関する基本的な課題について結論を出す見込みである(OHP4)。

2. 3. 3 高稠密格子炉心熱特性試験

高稠密炉心熱特性試験体は、燃料棒径 13mm、発熱長 1.26m の発熱棒 37 本をハニカム状のグリッドスペーサで束ねた集合体をステンレス鋼製シュラウドに格納したものを BWR の定常および過渡条件を模擬できる高圧高温ループに接続して試験を実施した。燃料棒間のギャップ幅は 1.3mm の基準試験体、狭い 1.0mm のギャップ試験体、中心の燃料棒の一部分を曲げた曲がり試験体の 3 体を製作した(OHP5)。

まず、限界出力の炉心入口流量の依存性について、炉心入口温度をパラメータとして実験的に調べた。炉心入口流量の増加、または入口水温の低下に伴い、限界出力は単調に増加すること、出力想定範囲に対して 30%以上の余裕があることが示され、熱工学的な成立性を確認した。また、今回の実験データと過去に行なった 7 本燃料棒の試験体を用いたものを比較し、集合体サイズが大きくなると限界クオリティが増大する傾向があり、除熱性能向上することを明らかにした(OHP6-8)。

次に、燃料棒間ギャップを狭くしたギャップ試験体で同様の試験を実施し、基準試験体のデータと比較したところ、質量速度に関する限界クオリティ特性はほぼ同一であることから、2つの試験体間で除熱能力はほぼ同等であることがわかった(OHP9)。

これらのデータから、新しい限界出力相関式を開発した。ここでのポイントは、相関式のベースとしているメカニズムについて、炉心入口流量によって異なる相関式を選択するようにしたことである。高流量領域では局所限界熱流束と限界クオリティの相関式を適用し、低流量領域では限界環状流長と限界クオリティの相関式を用いることで、稠密体系での従来のデータを含めて、6%程度の標準偏差で全データを予測できるようにした(OHP10)。

また、径方向出力分布の影響について検討した結果、周辺出力の高いピーキングほど限界出力が増加することがわかった。これは、除熱の観点では集合体内の Pu 富加度分布に神経を遣わなくても良い可能性を示している(OHP11)。

運転時の異常な過渡変化に対し、沸騰遷移が生じないことを流量低下事象について過渡限界出力試験で確認した。また、過渡的に沸騰遷移を起こさせた場合も定常で求めた相関式が適用可能であることがわかった(OHP12)。

設計炉心の定格運転条件での流動損失を実験で調べた。設計条件での流動損失が 30kPa 程度であり自然循環方式による運転が可能であること、流動損失のうち摩擦損失が 7 割程度と支配的であるため、ロッド間のギャップ保持のためにスペーサを増やしても流動損失上の問題はないことがわかった。また、この手法で全データを 10%程度の誤差で予測できることを確認した(OHP13)。

2. 3. 4 3次元二相流解析技術の開発

稠密炉心内部の流動を詳細に解析するため、沸騰遷移に関連する支配因子であるクロスフローによる気液各相の流量再配分、スペーサなどの影響、液膜ドライアウトを含む環状噴霧流の挙動について、個別に詳細に解析できる手法（改良二流体コード、界面追跡法コー

ド、粒子法コード)を開発し、サブチャンネル解析コード NASCA を改良した。この改良 NASCA コードは、形状効果の解析的評価に利用できるだけでなく、システム解析コードに含まれる実験相関式の検定にも利用できる(OHP14)。

改良 NASCA コードを用いた 3 次元二相流解析手法の検証のため、中性子トモグラフィ技術による 3 次元ポイド分布測定を実施した。ポイド率の流路内水平断面分布について、実験結果と改良 NASCA コードによる解析結果とを比較したところ、燃料棒外周が薄い液膜で覆われ、三角配置された燃料棒で囲まれた領域の中心部を蒸気が上昇する傾向、及び燃料棒が近接する最も狭いすき間でのポイド率が低くなる傾向を良好に予測できた。この解析は 6000 万個の格子分割を用いたため、地球シミュレータで計算した。このことから、大規模解析を妥当に実施できる見通しを得た(OHP16-18)。

また、限界出力に対する集合体サイズの影響について、改良 NASCA コードを用いて評価した。集合体サイズの増大により限界出力が増加する傾向が予測され、217 本の燃料棒からなる実機レベルの燃料集合体の限界出力は 37 本試験体より 5%ほど大きくなることが定量的に示された(OHP19)。

2. 3. 5 まとめと今後の課題

高稠密格子炉心熱特性試験を行ない、除熱限界に関する基本的課題(高稠密体系での除熱限界、並びに燃料棒間ギャップ幅の効果)を明らかにした。具体的には、除熱限界については、30%以上の熱的余裕を確認し、ギャップ幅効果については、ギャップ幅 1.0mm となっても除熱能力は低下しないことを確認した。また、運転時の異常な過渡変化に対し、沸騰遷移は生じないことも明らかになった。今後、限界出力相関式および流動損失予測手法の開発に関して、燃料棒曲がりの影響を明らかにするとともに、高稠密体系での除熱限界を総合的に評価することが重要である。

3次元二相流解析技術の開発については、モデル実験の結果等を活用した予測精度の検証を進め、燃料集合体形状効果(燃料棒間ギャップ幅、スパーサ形状、燃料棒本数などの効果)の解析的評価の実現に見通しを得た。今後、検証を完了させ、燃料集合体形状効果の解析的評価を行う予定である。また、稠密格子炉心熱特性試験での沸騰遷移に対する予測性能を確認する(OHP20)。

[Q&A]

- Q. 通常、BWR 燃料の熱的設計をする場合には実規模バンドルの試験をするのだが、今回は実規模バンドルは非常に大きく、難しいと思う。最終的な燃料の設計は、部分バンドル試験と先ほどの解析で設計される予定であるか。
- A. サブチャンネルコードの検証を経て、実際の炉設計をしていきたいと考えている。
- Q. 試験とシミュレーションとを混合させて最終的な設計までもっていくということか。
- A. ただし、設置許可などの過程の中でスケール効果についてもう少し大規模なものが必要かどうかという観点で、もう少し大きな体系で試験をする可能性はあるが、基本的に成立性があるかどうかという観点では、今回のもので十分と考えている。実際の設置許可にあたって、必要であればもう一つ大きな体系の試験も考えるが、フルスケールのものは必要ないと考えている。
- C. する必要があるか、ないかについては今の大貫氏のご意見のとおりであろう。やろうと思えばできるかという点では、この設計での集合体バンドルパワーそのものは現在の ABWR とほとんど同じであるので、電力設備等についてはフルバンドルの実験は可能である。設計する側としては、そうしていただきたいと思う。
- Q. 熱的裕度が 30% とあるが、通常、設計する場合には、MCPR=1.3 で設計しているが、この 1.3 という値に対してさらに過渡状態も考えて 30% の余裕があるという意味か、それとも、MCPR=1.3 というのが 30% の熱的な余裕という意味なのか、確認したい。
- A. 限界として 30% という意味である。
- Q. 現在の設計値がほぼ妥当であるという意見か。
- A. そうである。

革新的水冷却炉研究会(平成17年2月10日)航空会館

革新的水冷却炉の研究開発の進展

稠密炉心の熱流動特性試験

日本原子力研究所
エネルギーシステム研究部
大貫 晃

目 次

1. 革新的水冷却炉熱流動設計の課題
2. 大型熱流動特性試験の目標と全体計画
3. これまでに得られた成果
 - 熱流動特性(限界出力、流動損失、等)の把握と安全裕度の確認
 - 設計相関式/手法の開発/検証
 - 3次元二相流解析技術開発の進展
4. まとめと今後の計画

本発表の一部は、文部科学省からの受託研究「超高燃焼水冷却増殖炉用燃料集合体に関する技術開発」による成果である。

革新的水冷却炉熱流動設計の課題

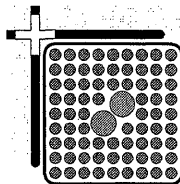
軽水炉技術をベースとし、プルトニウムの有効利用を図るため、
転換比1を超える性能を視野に入れた水冷却炉の可能性を追求

●減速材体積割合の低減 ← 低流量、高ボイド率

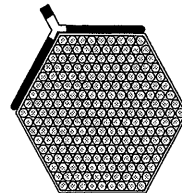
●負のボイド反応度係数の維持 ■炉心高さ低減:出力密度大

除熱性能の
確認必要

軽水炉
(BWR)
燃料棒間
ギャップ幅
約3mm

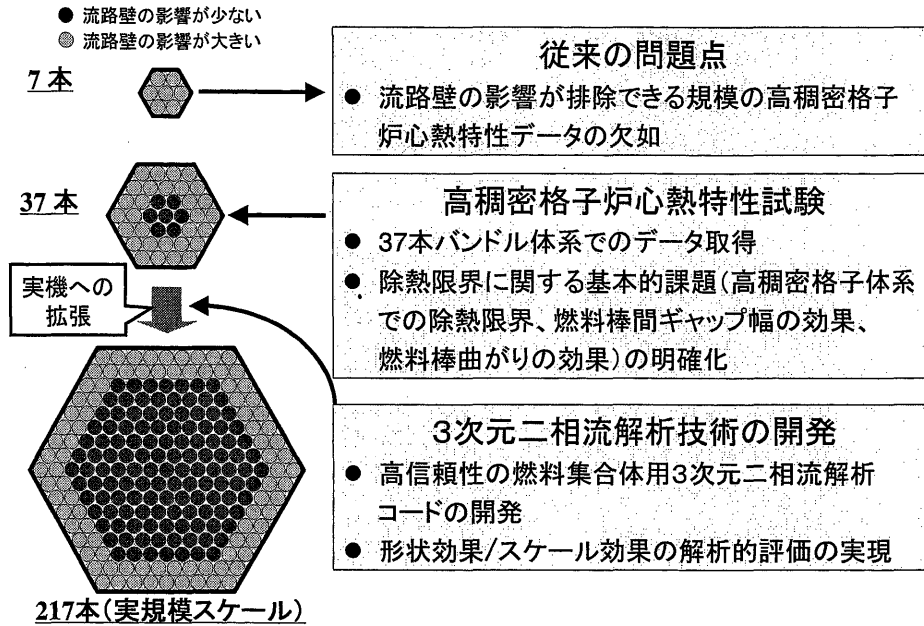


革新的
水冷却炉
燃料棒間
ギャップ幅
1.3mm



熱出力(MWt)	3926	3926
冷却材流量(t/h)	52×10^3	17×10^3 (BWRの約1/3)
最大線出力(kW/m)	44	52
炉心平均ボイド率(%)	42	70

熱流動特性試験の目標



3

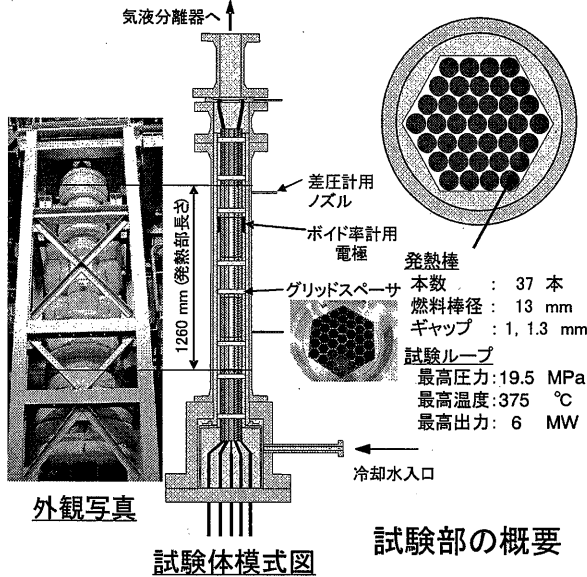
大型熱流動特性試験の全体計画

- 37本大型バンドル熱特性試験により、除熱限界とパラメータ効果(流動条件、形状効果(燃料棒間ギャップ幅、燃料棒曲がり)、等)の解明
- 形状効果の解析的評価を目指した先進的3次元二相流解析技術の開発

技術開発項目	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年
(1)高稠密格子炉心熱特性試験			↓		
試験部製作	基準試験部	ギャップ幅効果試験部	曲がり効果試験部		
試験の実施、解析	予備解析	基準試験	ギャップ幅効果試験	曲がり効果試験	総合評価
(2)3次元二相流解析技術の開発					
補完試験・モデル開発	環状噴霧流/流体混合/スパーサ効果				
解析コード開発・検証	3次元二相流コード開発/評価			総合評価	

4

高稠密格子炉心熱特性試験 試験の概要

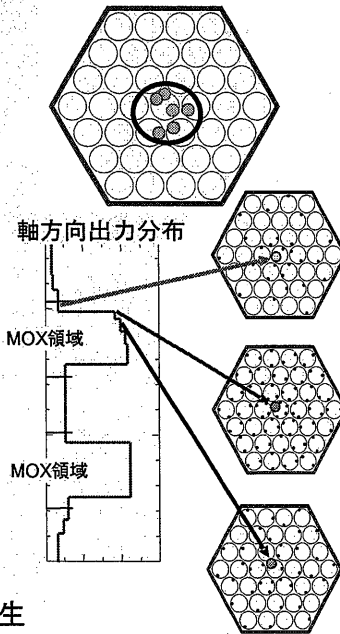
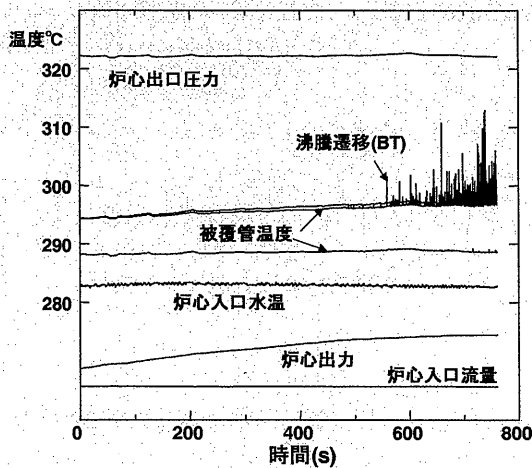


- 実施内容:**
- 稠密炉心に対する世界初の
大規模試験
流路壁の影響が少ない
条件
 - 除熱特性データの取得
 - ・ギャップ幅効果
 - ・燃料棒曲がり効果

- 期待される成果**
- 高稠密格子炉心の
熱工学的成立性の確認

5

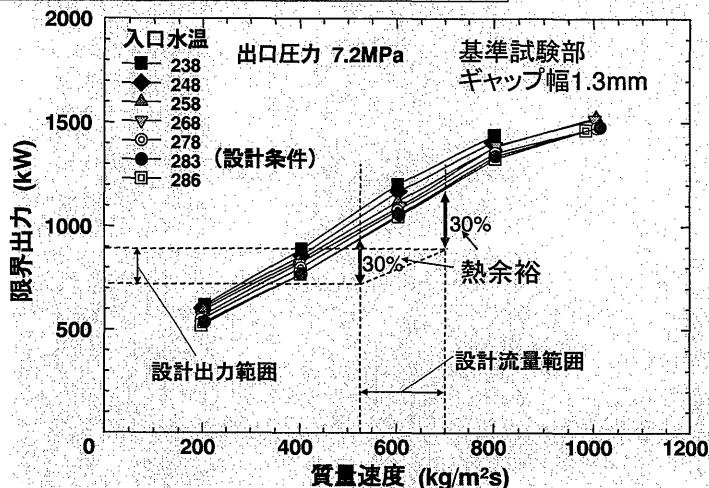
計測値の時間的な推移と沸騰遷移発生位置



- 被覆管のドライアウト・リウェットの検知(BT)
→ 局所的な液膜ドライアウト現象が支配:
BWRと類似
- 上部MOX領域上端、中央7本領域で主に発生

6

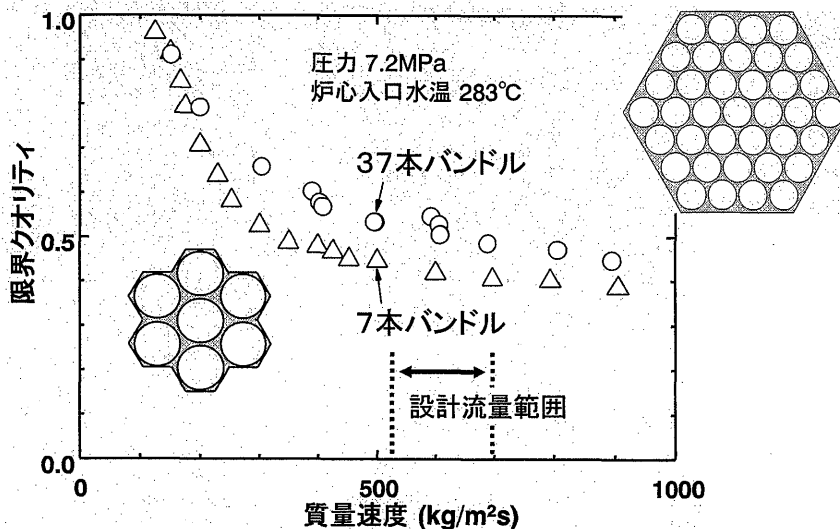
除熱限界の特性と安全裕度の確認



- 炉心入口流量(G)の増加、または入口水温の低下に伴い、限界出力は単調に増加
- 出力想定範囲に対し30%以上の余裕があり、熱工学的な成立性を確認

7

集合体サイズの効果

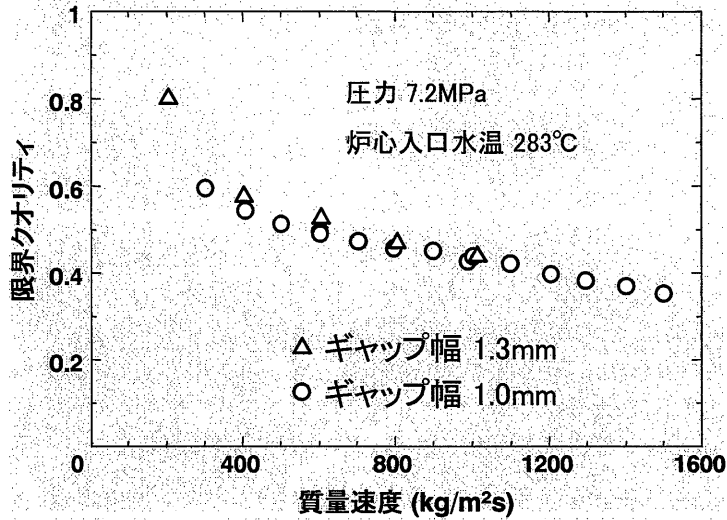


- 集合体サイズが大: 限界クオリティ増大 → 除熱性能向上

クオリティ(蒸気流量/全流量): 除熱量と等価

8

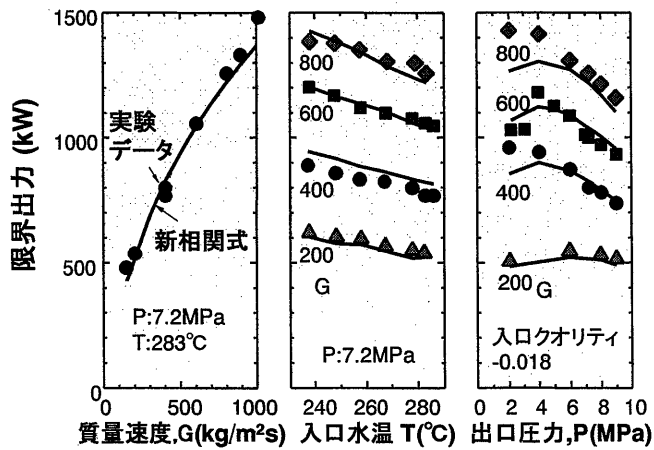
燃料棒間ギャップ幅の効果



- 質量速度 vs. 限界クオリティ特性はほぼ同一
→ 除熱能力はほぼ同等

9

限界出力相関式の開発

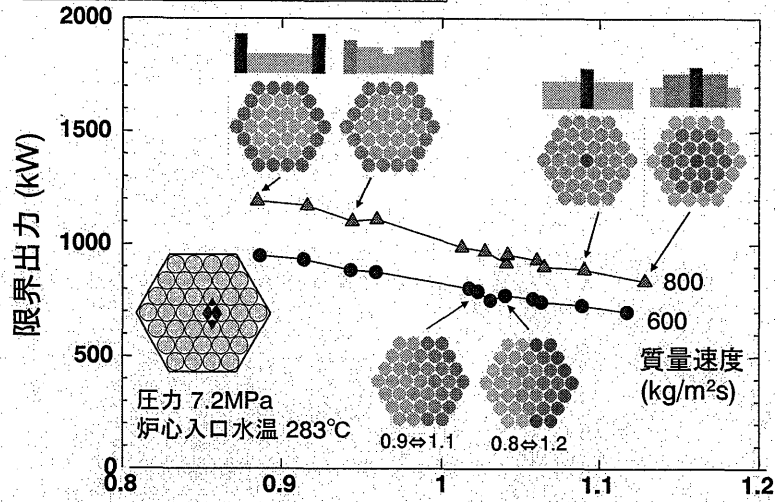


新しい限界出力相関式を開発

- 高流量領域： 局所限界熱流束と限界クオリティの相関式
- 低流量領域： 限界環状流長と限界クオリティの相関式

10

径方向出力分布の影響

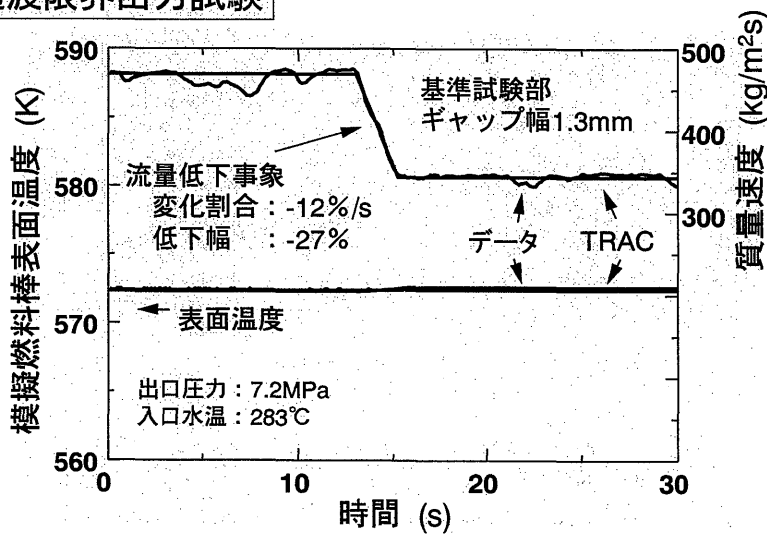


中心サブチャンネルの局所ピーキング係数

- 周辺ピーク(横軸左側) → 限界出力増加
- 中心ピーク(右側) → 低下

11

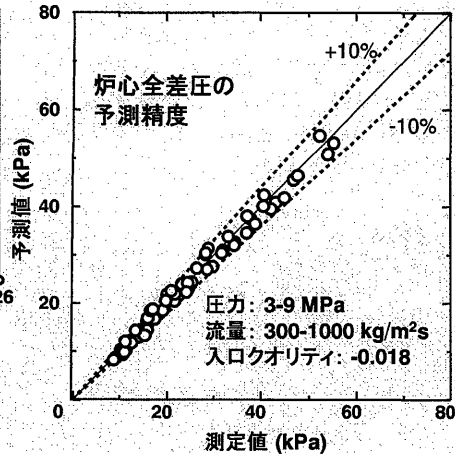
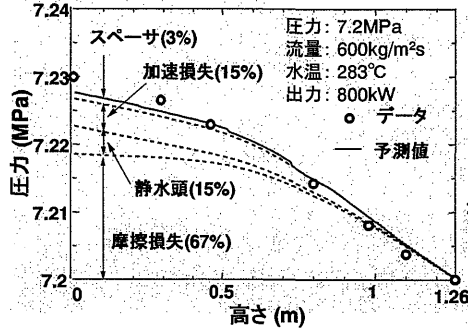
過渡限界出力試験



- 運転時の異常な過渡変化に対し、沸騰遷移は生じない(CPR=1.3の条件)
- 過渡的に沸騰遷移を起こさせた場合も定常で求めた相関式適用可能

12

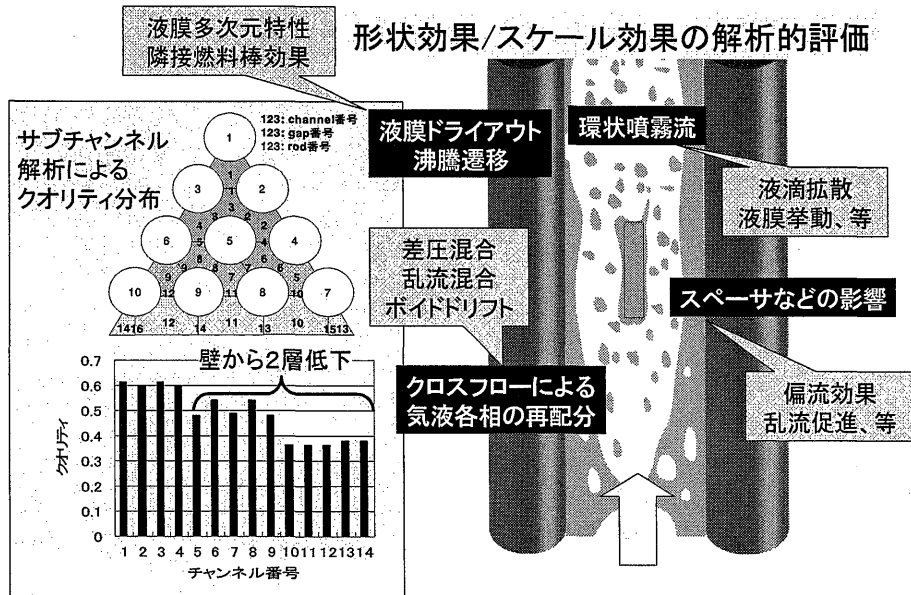
流動損失の特性と予測手法の検証



- 設計条件での流動損失30kPa程度: 自然循環方式による運転可能
- 摩擦損失が支配的でスペーサによる寄与が少ない
- Martinelli-Nelsonによる二相増倍係数を組み込んだTRACコードにより予測可能

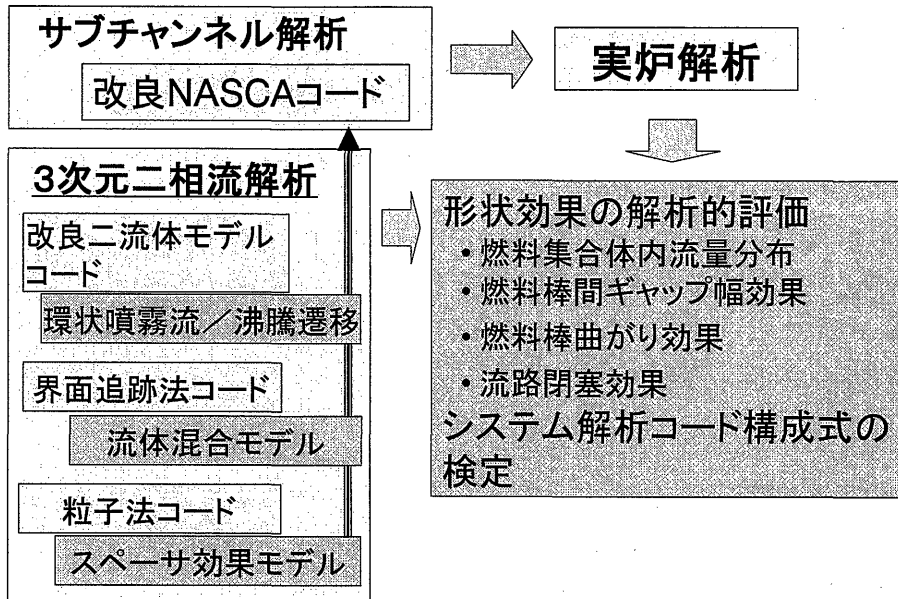
13

**3次元二相流解析技術の開発
沸騰遷移に関連する支配因子**



14

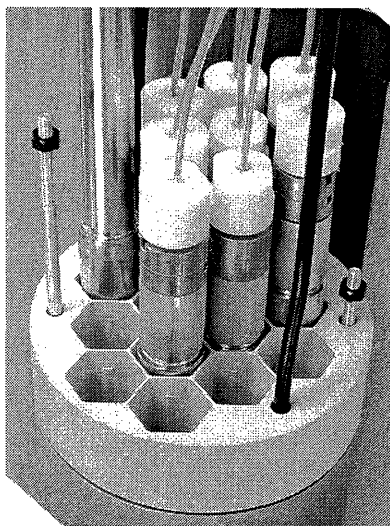
解析システムの構成



15

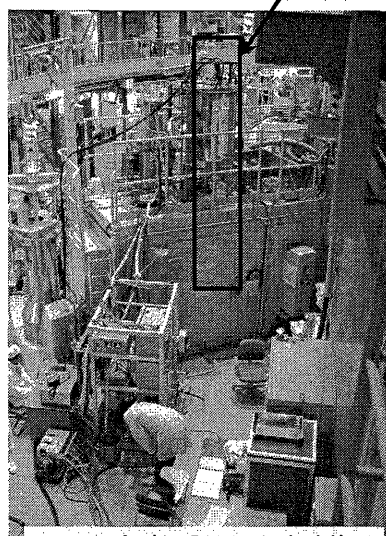
中性子トモグラフィ技術による3次元ボイド分布測定

JRR-3Mでの実験状況



ジルカロイ発熱管による14本試験部

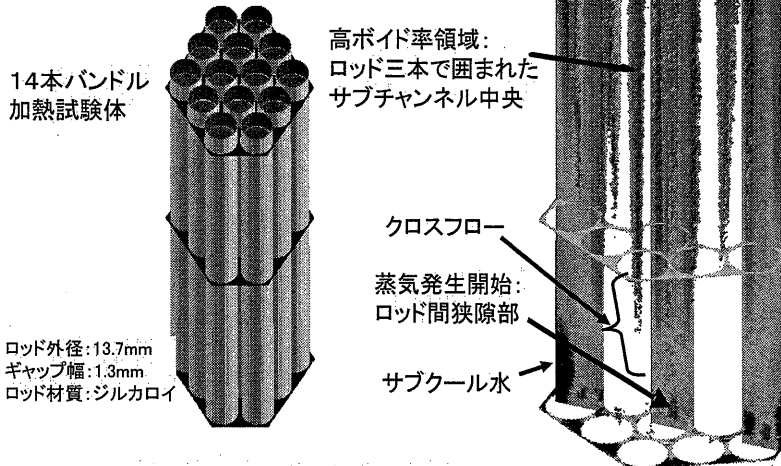
試験部



JRR-3M炉室に設置した実験装置

16

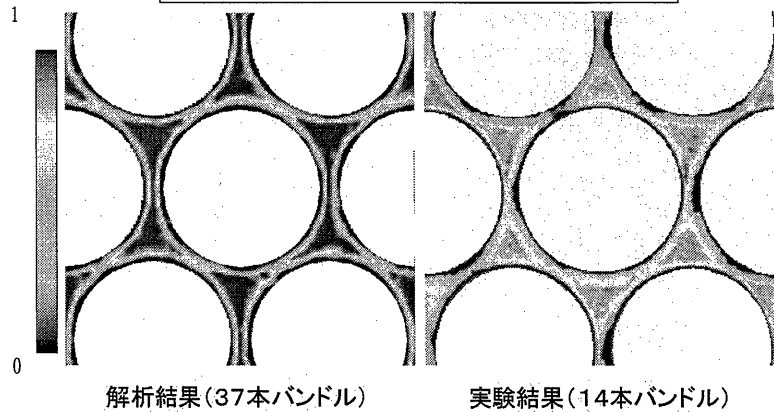
中性子トモグラフィ技術による
ボイド分布測定結果



- 14本体系でボイド率の3次元分布に関する定量的なデータを解析手法検証用に提供

17

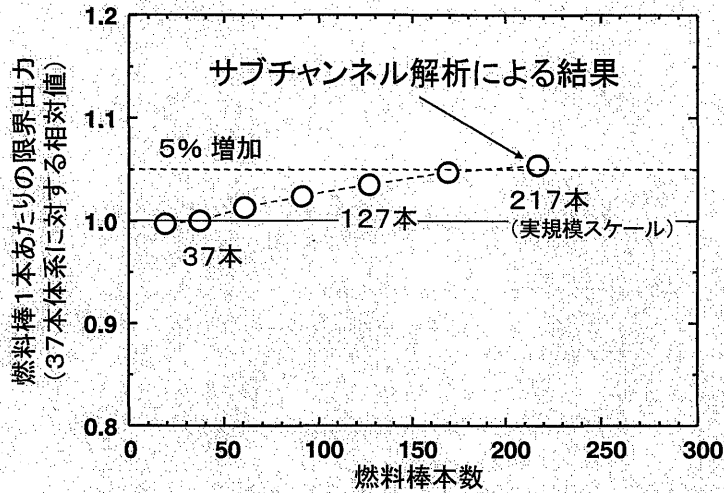
3次元二相流解析技術の開発
ボイド率の流路内水平断面分布



- 燃料棒外周が薄い液膜で覆われ、三角配置された燃料棒中心部を蒸気が上昇する傾向、及び燃料棒が近接する最も狭いすき間でのボイド率が低くなる傾向を良好に予測
- 大規模解析(地球シミュレータ等を活用)を妥当に実施できる見通しを得た

18

限界出力に対する集合体サイズの影響評価



- 集合体サイズの増大により限界出力が増加する傾向を予測

19

まとめと今後の計画

(1) 高稠密格子炉心熱特性試験

- 除熱限界に関する基本的課題(高稠密体系での除熱限界、並びに燃料棒間ギャップ幅の効果)を明らかにした。

- (a) 30%以上の熱的余裕を確認
- (b) ギャップ幅1.0mmとなっても除熱能力は低下しない
- (c) 運転時の異常な過渡変化に対し、沸騰遷移は生じない

- 限界出力相関式、並びに流動損失予測手法を開発した。

- 今後、燃料棒曲がりの影響を明らかにするとともに、高稠密体系での除熱限界を総合的に評価する。

(2) 3次元二相流解析技術の開発

- モデル実験の結果等を活用した予測精度の検証を進め、燃料集合体形状効果(燃料棒間ギャップ幅、スペーサ形状、燃料棒本数などの効果)の解析的評価の実現に見通しを得た。

- 今後、検証を完了させ、燃料集合体形状効果の解析的評価を行う。稠密格子炉心熱特性試験での沸騰遷移に対する予測性能を確認する。

20



2. 4 稠密炉心の核特性予測精度評価技術の開発

Development of Evaluation Method for Accuracy in Predicting Neutronics

Characteristics of Tight-Lattice Core

北田 孝典

Takanori KITADA

大阪大学

Osaka University

2. 4. 1 研究内容

本研究は、革新的水冷却炉などの稠密炉心の実機設計にあたり重要な核特性の予測精度を向上させるため、予備実験として行なう臨界実験の体系をより効率的に計画するための指標を提示することを目的としたものである。得られた成果は稠密炉心に限らず、一般的な核特性予測精度評価に適用できる。

2. 4. 2 実機核特性予測精度の直接評価

実機の核特性を予測する場合には、解析にともなう計算法の誤差、計算する方程式に含まれる断面積の誤差などが含まれる。計算法の誤差は、差分法を適用する場合は離散化にともなう誤差、エネルギー群の誤差、拡散方程式や輸送方程式などの計算理論の誤差、モンテカルロ法の場合には統計誤差などの総和として表される。一方、断面積の誤差は、断面積の誤差に感度係数を掛け合わせたものの総和として表される。実機の核特性の予測誤差は、計算法の誤差と断面積の誤差の和となる。同様にして、実機核特性に予測される分散は、断面積共分散に感度係数およびその転置行列の積と計算法の分散との和で表される。感度係数や断面積共分散は補正された値である。分散を小さくするためには、計算法の分散を小さくする、すなわち、計算精度を上げる以外にない(OHP3-5)。

2. 4. 3 バイアス法を用いた実機核特性予測精度評価

実機の核特性の予測法にバイアス法がある。この方法は、臨界実験により核特性の値を決定し、同じ体系での計算値との比(バイアス因子)を求め、実機の解析値にバイアス因子を掛け合わせたものを実機の核特性の予測値とするものである(OHP6)。バイアス法で得られる予測値の誤差は、実機体系の計算で現れる計算法誤差と断面積の誤差、臨界実験での実験誤差、臨界実験体系の計算で現れる計算法誤差と断面積誤差が含まれる(OHP7)。バイアス法で得られる予測値の誤差について、誤差の二乗は十分小さいとして無視して整理すると、この値は、実機の計算法誤差と実験体系の計算法誤差の差と、実機と実験体系の感度係数の差に断面積データの誤差を掛け合わせたものと実験誤差の和の形となり、結果と

して、直接計算法の誤差より小さくなると見込まれる(OHP8)。同様に、バイアス法で得られる予測値の分散は、計算法誤差と実験体系の計算法誤差の差の分散と、感度係数の差で表される断面積誤差の分散および実験値の分散の和で表される(OHP9)。

2. 4. 4 Representativity・Uncertainty Reduction

バイアス法を用いることにより直接法の予測値の分散をどの程度小さくできるのかを定量的に表すための指標として、不確かさの減少量「Uncertainty Reduction」をバイアス法の分散と直接法の分散と相対比で定義する(OHP10)。この Uncertainty Reduction (UR) の値がゼロであれば、臨界実験を行なっても、予測精度は向上しないことを表し、1に近い値になるほど臨界実験により実機の予測精度が上がることを意味する(OHP11)。

さらに、もうひとつの指標として代表性因子「Representativity」を導入する。URのうち計算法の誤差を無視し、Representativity を用いて整理する(OHP12)。結果として、実機の予測精度を向上させるための臨界実験に対する要求が、Representativity が1に近い、すなわち、実験体系の感度係数と実機のものとの近い値になる、あるいは、臨界実験の誤差が実機の断面積誤差より十分小さくすることであることがわかる(OHP13)。したがって、Representativity や UR を導入することで、臨界実験体系の選択および使用する元素の選択などが定量的に予測可能となる(OHP14)。

2. 4. 5 数値計算例

実機の核特性予測精度向上に対して、Representativity や Uncertainty Reduction の利用例としていくつかの計算例を示す。

まず、実機の C8/F9 に対する UR を実験誤差に対してプロットした。実験誤差が大きくなると、UR の値が急速に小さくなる、すなわち、予測精度が落ちることがわかる。したがって、実機の核特性予測の目標精度に対して、臨界実験で許容できる実験精度が定量的に示されることになる(OHP15)。

次に、断面積誤差の核種内訳を示す。臨界実験と実機で、大きく値が異なる核種があると大きな UR が見込めないことが示され、結局、実験体系で使用する材料(元素)の選択・選別が可能であることがわかる(OHP16)。

最後に、反応度測定実験の体系を選択する際に、感度係数に着目することで、摂動させる領域サイズが決定できることを示す(OHP17)。

2. 4. 6 今後の課題

上述の手法を稠密炉心に適用するにあたり、感度係数の高精度化および計算手法誤差の評価が必要となる。また、本手法と断面積調整法との比較も視野に入れていきたいと考えている(OHP18)。

[Q&A]

- Q. 16 ページの図において、縦軸の数値がどの程度の意味合いを持つ量なのか教えていただきたい。
- A. 縦軸は分散を表している。1.0E-4 の場合、1%の誤差があるということになる。Pu239 で大体 0.7%程度の誤差がある。

稠密炉心の核特性予測精度 評価技術の開発

大阪大学大学院工学研究科
北田 孝典

第8回革新的水冷却炉研究会, 2005年2月10日

本発表は、文部科学省の「革新的原子力システム技術開発公募事業」による成果である。

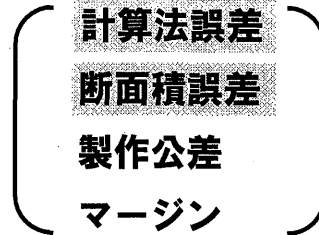
内容

- 実機核特性予測精度の直接評価
- バイアス法を用いた実機核特性予測精度評価
- Representativity, Uncertainty Reduction
- 数値計算例
- 今後の課題

実機核特性予測精度の直接評価 (1)

実機核特性の予測

R



実機核特性予測精度の直接評価 (2)

計算法誤差

- ・メッシュ, エネルギー群, 計算理論
- ・統計誤差 (モンテカルロ)

$$\Delta R_M^R = \sum_i \Delta R_{M,i}^R$$

断面積誤差

- ・断面積共分散
- ・感度係数

$$\Delta R_{XS} = \sum_l S_l \Delta \sigma_l$$

S : 感度

l : 核種、反応、エネルギー

実機核特性予測精度の直接評価 (3)

実機核特性の予測誤差 ΔR

$$\Delta R = \sum_I \Delta R_{M,i} + \sum_I S_I \Delta \sigma_I$$

計算法誤差 断面積誤差

実機核特性に予測される分散 $V(R)$

$$V(R) = V(R_M) + S'_R V S_R$$

計算法の誤差を低減する (計算手法の高度化...)

バイアス法を用いた 実機核特性予測精度評価 (1)

実機核特性の予測を臨界実験から得られる
バイアス因子を用いる

$$\text{バイアス因子 } f = R_E^E / R_C^E$$

臨界実験の実験値/解析値

$$\text{実機核特性の予測値 } \tilde{R} = f \cdot R_C$$

バイアス因子 x 実機の解析値

ここに含まれる誤差要因

バイアス法を用いた 実機核特性予測精度評価(2)

$$\tilde{R} = f \cdot R_C \quad f = R_E^E / R_C^E$$

実機核特性の予測値 \tilde{R} に含まれる誤差

$$R_C \begin{cases} \text{計算法誤差} & \Delta R_M^R \\ \text{断面積の誤差} & S_R \Delta \sigma \end{cases}$$

$$R_E^E \begin{cases} \text{実験誤差} & \Delta E \end{cases}$$

$$R_C^E \begin{cases} \text{計算法誤差} & \Delta R_M^E \\ \text{断面積誤差} & S_E \Delta \sigma \end{cases}$$

バイアス法を用いた 実機核特性予測精度評価(3)

$$\tilde{R} = f \cdot R_C = \frac{R_E^E}{R_C^E} \cdot R_C \quad \text{に誤差をつけて表記すると}$$

$$\begin{aligned} \tilde{R}(1 + \Delta\tilde{R}) &= \frac{R_E^E(1 + \Delta E)}{R_C^E(1 + \Delta R_M^E + S_E \Delta \sigma)} \cdot R_C(1 + \Delta R_M^R + S_R \Delta \sigma) \\ &= \frac{R_E^E}{R_C^E} R_C \left(1 + (S_R - S_E) \Delta \sigma + (\Delta R_M^R - \Delta R_M^E) + \Delta E \right) \end{aligned}$$

\tilde{R} の誤差は以下のように表記できる

$$\Delta\tilde{R} = (\Delta R_M^R - \Delta R_M^E) + (S_R - S_E) \Delta \sigma + \Delta E$$

計算法誤差 断面積誤差 実験誤差

バイアス法を用いた 実機核特性予測精度評価(4)

実機核特性の予測誤差 $\Delta\tilde{R}$

$$\Delta\tilde{R} = (\Delta R_M^R - \Delta R_M^E) + (S_R - S_E)\Delta\sigma + \Delta E$$

実機核特性に予測される分散 $V(\tilde{R})$

$$V(\tilde{R}) = V(R_M^R - R_M^E) + \Delta S' V \Delta S + V(\Delta E)$$

$$\Delta S = S_R - S_E$$

Representativity • Uncertainty Reduction (1)

実機核特性に予測される分散

臨界実験をしない場合

$$V(R) = V(R_M) + S_R' V S_R$$

臨界実験結果をバイアス法で利用する場合

$$V(\tilde{R}) = V(R_M^R - R_M^E) + \Delta S' V \Delta S + V(\Delta E)$$

計算法誤差の差

感度係数の差

Representativity • Uncertainty Reduction (2)

$$\begin{aligned} \text{Variance Ratio} &= \frac{V(\tilde{R})}{V(R)} \\ &= \frac{V(R_M^R - R_M^E) + \Delta S^t V \Delta S + V(\Delta E)}{V(R_M^E) + S_R^t V S_R} \end{aligned}$$

$$\text{Uncertainty Reduction} = 1 - \frac{V(R_M^R - R_M^E) + \Delta S^t V \Delta S + V(\Delta E)}{V(R_M^E) + S_R^t V S_R}$$

臨界実験を実施することにより、分散がどれくらい減少するか“定量的に”表す

Representativity • Uncertainty Reduction (3)

URにおいて、仮に、計算法の誤差を無視すると

$$UR = 1 - \frac{\Delta S^t V \Delta S + V(\Delta E)}{S_R^t V S_R}$$

ここでRepresentativityとして γ^2 を導入すると

$$\gamma^2 = \frac{S_R^t V S_E \cdot S_E^t V S_R}{S_R^t V S_R \cdot S_E^t V S_E} \approx 1 - \frac{\Delta S^t V \Delta S}{S_R^t V S_R}$$

$$UR = \gamma^2 - \frac{V(\Delta E)}{S_R^t V S_R}$$

Representativity • Uncertainty Reduction (4)

不確かさの減少量 $UR = \gamma^2 - \frac{V(\Delta E)}{S_R^t V S_R}$

臨界実験に対する要求として

- γ^2 が1に近い
 $\Delta S \rightarrow 0, S_R \approx S_E$
- 実験誤差が断面積誤差に対して小さい
 $V(\Delta E) < S_R^t V S_R$

Representativity • Uncertainty Reduction (5)

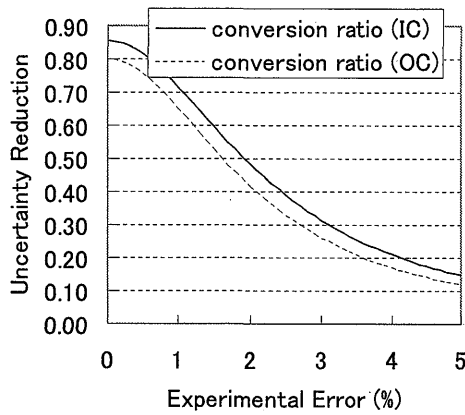
Representativity $\gamma^2 \approx 1 - \frac{\Delta S^t V \Delta S}{S_R^t V S_R}$

Uncertainty Reduction $1 - \frac{V(R_M^R - R_M^E) + \Delta S^t V \Delta S + V(\Delta E)}{V(R_M^E) + S_R^t V S_R}$

これらを用いると、

- 臨界実験体系の選択
 - 使用する材料（元素）の選択
- などが定量的に予測可能となる。

数値計算例 (1)

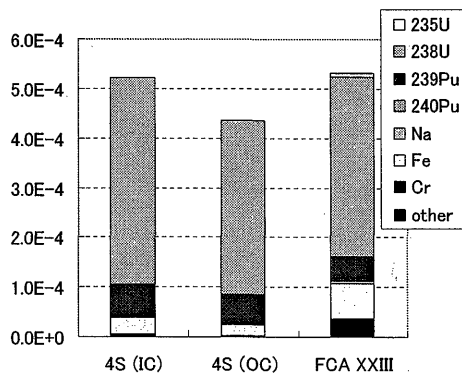


計算法誤差を無視

目標精度に対して、
許容できる実験誤差
がわかる。

実機のC8/F9に対するUR.vs.実験誤差

数値計算例 (2)



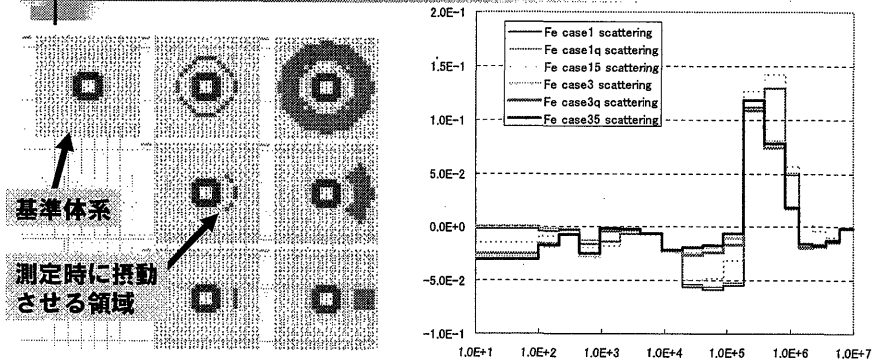
臨界実験と実機で、大きく
値が異なる核種があると大きなURが見込めない



実験体系で使用する材料
(元素)の選択・選別が
可能

断面積誤差の核種内訳

数値計算例 (3)



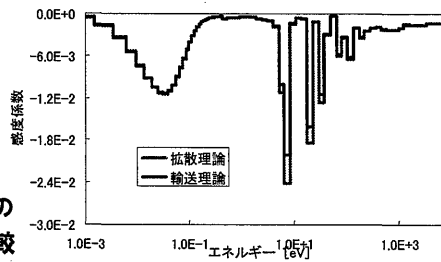
実験体系を変更することによる感度係数の変化 → 臨界実験体系で考慮すべき事柄を選択

ここでは臨界実験体系で摂動させる領域サイズが決定できる

今後の課題

- 感度係数の高精度化
拡散理論を輸送理論ベースとすることによる感度係数への影響

keffに対する²³⁸U捕獲断面積の感度係数の拡散/輸送理論比較



- 計算手法誤差
- 断面積調整法との比較



2. 5 高経済性低減速スペクトルBWRの技術開発 Development of Cost-Reduced Low-Moderation Boiling Water Reactor

師岡 慎一

Shinichi MOROOKA

株式会社 東芝

Toshiba Corporation

2. 5. 1 研究目的

低減速スペクトルBWRは、高転換比（省ウラン特性）やPuマルチリサイクルがやり易いなどの資源節約面の利点がある一方、稠密格子の冷却性能の確認や正になり易いボイド係数を回避する方策が必要といった課題がある。本技術開発では、このような課題を克服する方策を検討し、低減速スペクトルBWRの成立性を確認する(OHP2)。

2. 5. 2 炉心概念検討

本技術開発の対象である「高経済性低減速スペクトル炉」では、使用済燃料を乾式再処理して取り出されたMOXを用いて振動充填で燃料を製作することで高経済性を達成することを考えている。ABWRの炉心だけを取り替えるような互換性のある炉システムとする。負のボイド係数を確保できる設計とするため、ストリーミングチャンネルを設けて中性子の漏れを大きくする。転換比は0.95を目指している(OHP3)。

このような炉の成立性を検討するため、核特性評価で炉心のコンセプトの設計を軸とし、その核熱的成立性を臨界集合体試験および伝熱流動試験により確認する。最終的に、過渡状態や事故時の挙動および安定性などの面も含めた総合評価を行なう。本技術開発は5年計画で実施され、今年度が最終年度である(OHP4-5)。

炉心の概念は、従来燃料の4倍程度の断面積となる稠密三角配列の大型バンドルを利用し、バイパス部を少なくして水の占有割合を減らす。局所ピーキング低減のため、Pu富化度に分布を付け、ボイド係数低減のため濃縮ウランを利用する。また、ガドリニア等を混入させて炉停止余裕を持たせている。ボイド係数を負に保つための方策として、ストリーミングチャンネルを設けたのがこの炉の特徴である。軸方向の長さが短い燃料からなるバンドルと通常の長さのバンドルとを組み合わせた炉心を構成する。短い燃料の上部の空間を利用し、出力増大にともなうボイド率上昇時に中性子のストリーミング量を増やす。これにより負のボイド率を保持する炉心構成とする(OHP6-7)。

2. 5. 3 臨界集合体試験

臨界集合体試験は、ストリーミングチャンネルによりボイド係数が負に保たれることを重

点にした。ストリーミングチャンネルは、中央部に矩形の中空領域を設け、中空領域とチャンネルボックスとの間の領域に冷却材を流すものである。これを含めた臨界集合体試験を実施した。ただし、ストリーミングチャンネルはジルカロイ製を予定しているが、今回の試験ではステンレス鋼を利用した。ボイド率はギャップ部にポリエチレン材を挿入し、その厚さを変化させることにより 0~100%の範囲で変化させた。試験の結果、ストリーミング効果により反応度が減少することが確認できた。実機体系でのストリーミング効果については、モンテカルロ法で計算し、ストリーミング効果を確認した。このことから、実機ストリーミング効果を良く模擬していることがわかった(OHP10-12)。

2. 5. 4 伝熱流動試験

伝熱流動試験は、除熱性能および圧力損失ならびに CCFL について検討した。限界出力については7本バンドルと14本バンドルの試験結果をもとにした計算外挿して実規模の場合を検討する。7本バンドル試験では、発熱長を1.6m、0.8 mの長短2種類とし、ロッド間ギャップを0.8, 1.3, 1.8mmの3つの場合について、六角バンドルで試験した。14本バンドルでは、矩形のチャンネルボックス内で燃料棒を三角配列した状態を模擬した(OHP15)。

7本バンドル試験では、グリッドスペーサはハニカム型を採用した。ドライアウト発生時のロッド表面の温度変化はBWRと同じ傾向であり、14本バンドルの結果からも限界出力特性が現行BWRとほぼ同じであることが確認された(OHP16-18)。後者の実験結果から伝熱相関式を改良した修正 Arai 式を作成した。この式を用いて過渡時 BT 実験を評価し、BT 時刻をうまく評価できた(OHP19-20)。圧力損失についても、通常二相流圧力損失の式で対応可能であることが確認できた(OHP21-22)。CCFL 試験は、14本バンドルの下から蒸気を、上からスプレー水を流してバンドルから落下する水量を測定した(OHP24)。稠密炉心体系でもスプレー水が炉心に落下し、冷却可能であることならびに蒸気流量が減少するにつれて落下流量が増加することが確認され、CCFL 相関式を作成した(OHP25)。

2. 5. 5 総合評価

臨界試験および伝熱試験などで得られた知見を基に、炉心3次元設計を行ない、炉心成立性を確認した。今回の炉心概念評価では、12ヶ月運転、取出燃焼度45GWd/tを対象とし、3群近代ノード法コードを用いた(OHP28)。余剰反応度、炉停止余裕、最大線出力、最小限界出力比について、十分な余裕があることが確認できた(OHP29-32)。

次に、炉心概念評価で決めた炉心に対して伝熱流動試験で得られ検証した相関式を組み込んだ TRACG を用いて過渡・事故の観点から低減速スペクトル BWR のプラント成立性を評価した。TRACG の計算では、通常チャンネルとストリーミングチャンネルを合計12のCHANコンポーネントで模擬し、3次元核熱結合モデルを採用した(OHP34-35)。ポンプ3台トリップ事象について、MCPRの時間変化を調べた結果、 $MCPR > SLMCPR(1.07)$ となり、過渡に対する余裕があることを確認した(OHP36-37)。同様に、発電機負荷遮断バイパス弁

不作動時についても、過渡に対する余裕があることを確認した(OHP38)。

事故解析については、HPCF 配管破断による LOCA 時の冷却機能について今回得られた CCFL 相関式を用いて検討し、炉心が再冠水することから成立の見通しを得た(OHP39)。

2. 5. 6 まとめ

高経済性低減速スペクトル炉の設計を行ない、核・熱的成立性を確認した。構築された炉心の総合評価の詰めを現在行なっている。

この炉心を実機に適用するための今後の課題として、MOX を用いた臨界試験、大規模バンドル試験などの必要性、およびジルカロイを用いた材料試験などが挙げられる(OHP40)。

[Q&A]

- Q. 先程の講演で、小バンドルからの外挿の問題で、どなたかのコメントで実規模バンドルの実験が実際にできるとの話があったが、この場合は大規模バンドルの実験はできるのか。
- A. 私の知る限りでは実規模バンドルの実験は無理だと思う。理由としては、集合体の大きさが BWR の約 4 倍あり、試験に約 40MW の電源が必要となる。40MW の試験というのは到底無理な話である。ある程度小さいバンドルで試験をし、もう少し大きいバンドルの試験でこの手法を検証して、それをもとに外挿するというをしないと無理だと思う。
- Q. この炉の転換比が 1 を越えるのがなかなか難しいと伺った。先程の原研の革新的水冷却炉は転換比が 1 以下のところでまずやって、集合体を変更することにより、将来は増殖炉も可能というコンセプトである。この炉の場合、転換比が 1 を越えられないということになると、燃料サイクル上、あるいは導入シナリオ上の位置づけがよくわからないのだが。
- A. この炉の位置づけとして我々はその質問によく答えているのは、現在軽水炉があり、当然 FBR が来る、その間のリリーフ役をしようということ考えている。本当は 1 以上であればよいのだが、我々の認識としてはロングリリーフをしたいということがこの炉の位置づけである。
- 実際の ABWR をそのまま使いたいと考えているので、それほど大きな変更は必要ない。但し、今の設計は大きなバンドルなので、上部格子板は必ず変える。変えないと大きなバンドルが入らないから。そういうところは若干ある。
- 実現への壁はかなりあると思うが、それほど大きくない。よく言っている話だが、今のところ 2015 年ぐらいには実用化したい。
- C. 先程の原研の吉田氏の質問に私が答えるのも変かもしれないが、原研が行っている設計は ABWR の出力で集合体 900 体、今の ABWR と 1 バンドルあたりの出力は同じであるので、出力的には問題はない。東芝さんは 4 体分を一つの集合体にしておられるので無理とおっしゃっている。今のは無理かもしれないけれども、原研のものは形状を変える必要はあるけれども電源的には大丈夫である。フルバンドル試験をやろうと思ったら出来る就先程お答えしたわけである。
- Q. ストリーミングチャンネルのディメンジョンを教えてください。大型化するとチャンネルボックスはどれくらいの厚さにしているのか。辺が 2 倍になるとかなり厚くしないといけないと思う。また、ストリーミングチャンネルの上にある管の中は何になっているのか。定格運転時、70 気圧の差圧が既にある。そのためにどれだけの肉厚をつけていて、それをどこで支えているのか。それに下から流れが当たって、上向きのかかってくる。それをチャンネルボックスに多分つけていると思うが、それによって

さらにチャンネルボックスの肉厚を厚くしなくてはいけないと思う。その力を支えるためにどれだけ厚くしているか。

- A. まず最初の質問で、大型バンドルのチャンネルボックスの厚さがどのくらいかだが、3mmである。ジルカロイよりは薄くできるということで3mmを設計では使っている。
- Q. 先程ジルカロイといていたが、SUSなのか。
- A. 実際の場合はSUSである。チャンネルボックスの中の内側は、詳しくはまだ検討しきれていない。中に水みたいなものを入れて、温度が上がると内外圧の差圧を出来るだけなくすことを考えている。つまり、中が例えば真空が一番理想だが、ご指摘のとおり、そういう状態でそのまま70気圧かけると、多分厚さが1cmとかそういう世界になる。だから、何らかの方法で、中に通常運転時は気体になっていて、止めれば液体になるような気体を入れる。一番いいのは水だと思う。
- Q. ふたを開けたときと定格運転で内外差圧がなくなるような、物質を中に入れるということか。
- A. 我々が考えているのは中に水を入れておく。水を入れておくと、外側が例えば300℃に上がると中も300℃になる。そうすると当然蒸気圧が上がり、内外差圧がなくなる。
- Q. 中の水も288℃になると？
- A. そうである。当然外側も288℃になる。そうすると中の圧力も上がり、内外差圧がなくなって、肉厚が薄くても大丈夫である。そういうことを考えている。
- Q. ストリーミングチャンネルがある場合とない場合でボイド係数はかなり違うのか。
- A. かなり違う。あれがあることによって、外側の水がなくなった時、そこを中性子がスパッと通ることになる。
- Q. 内外差圧を一定にしようと思って中へ水を入れると、中に蒸気が出てそれが上の蒸気と同じぐらいにならないと、内外差圧はなくならないということか。
- A. そうである。
- Q. 変化割合は小さいが、チャンネル部分全体が変わるから、変化する量が多いわけである。先程見せていただいたカーブだと、変化量が小さいので、ギャップの狭い部分だけだと、さほど効かないのではないかと思う。
- A. 我々も、矩形で内側と外側で70気圧がかかるとつぶれてしまうので、その辺は、先程言ったような工夫をしている。
- Q. 先程接触時も除熱が大丈夫だったという話があったが、どのような接触か。
- A. 仮定として、スペーサーは壊れないとすると、一番曲がるのはスペーサーとスペーサーの間の真ん中である。そこがくっついた点接触である。その状態で、その点接触のところの熱電対の温度が上がらないかどうかを確認している。
- Q. RIP3台トリップの図で、炉心流量が3次元核熱結合の場合ずっと上がり続けているが、どういう理由か。

- A. BARS の炉心は中でかなり出力分布がある。今 1 点近似でやっているの、その影響ではないか。正確にお答えできないので、持ち帰り再度正確に回答したい。
- Q. 設計する時に、大型バンドルを選択している。それが、今の ABWR と同じサイズのものにすれば、ABWR を変える手間が減ると思う。敢えて大型にされているのは、何か理由があるのか。
- A. 通常 BWR の場合、バンドルの間にバイパスがある。その水が転換比にかなり影響する。その水を排除しようということで大型にした。
- Q. ABWR-II が計画されているが、それとはぴったりはまるのか。
- A. まだそこまでは検討していない。今のところ対象としては ABWR のみである。

革新的水冷却炉研究会(第8回)

財団法人エネルギー総合工学研究所 革新的実用原子力技術開発提案公募事業

高経済性低減速スペクトルBWR の技術開発

平成17年2月10日

(株)東芝 電力システム社
岐阜大学

研究目的

BWR互換型の低減速スペクトル炉心を開発

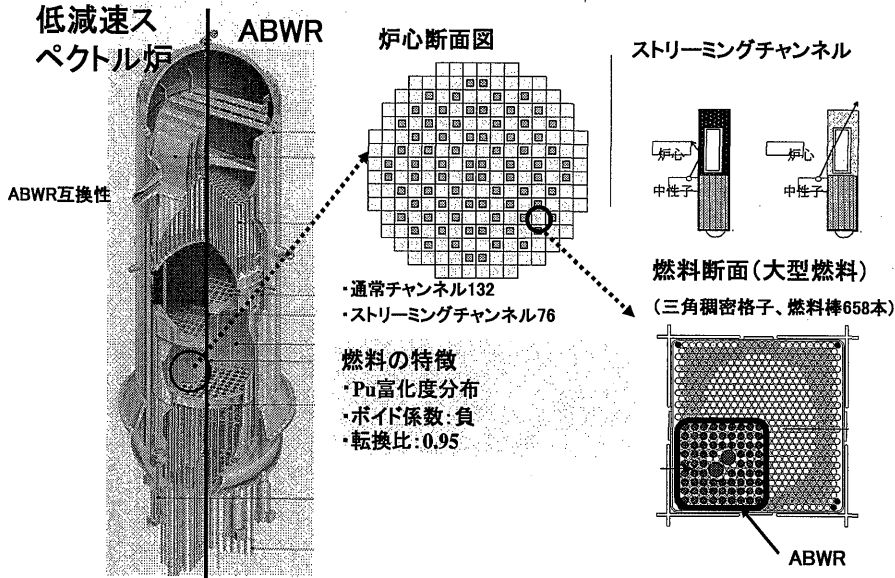
低減速スペクトルBWR

- 利点: 高転換比(省ウラン特性)やPuマルチリサイクルがやり易いなどの資源節約面の利点
- 課題: 稠密格子の冷却性能の確認、正になり易いポイド係数を回避する方策が必要とされる課題

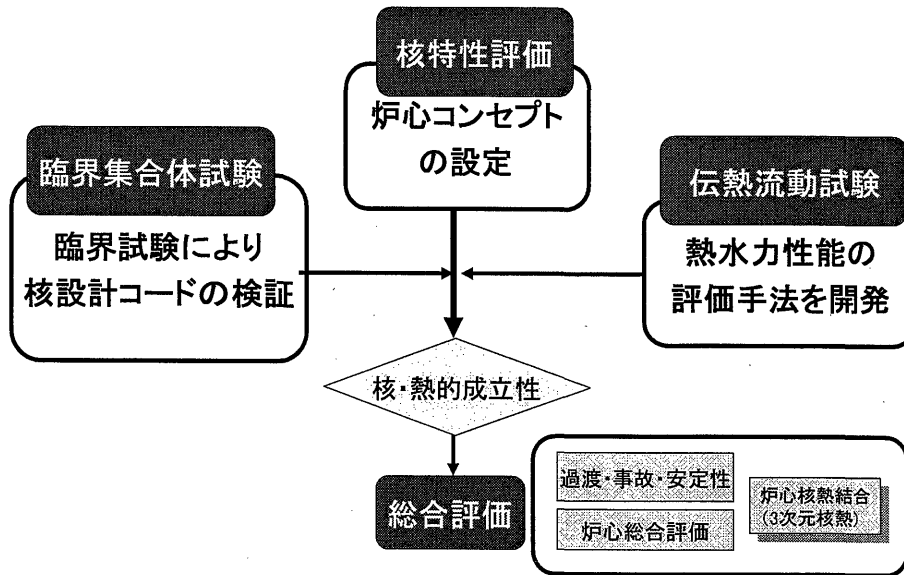


本技術開発は、このような課題に対応するための方策を検討し、この炉の成立性を確認する。

本技術開発での高経済性低減速スペクトル炉



開発項目間の関係

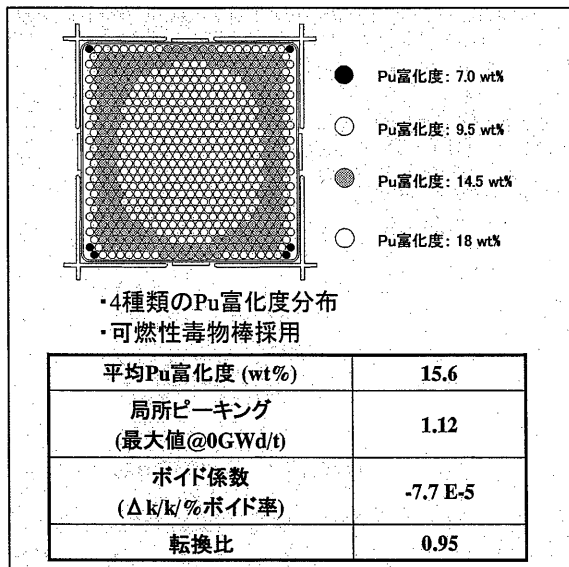


工程

開発項目	実施年度				
	H12	13	14	15	16
(1)燃料炉心概念設定評価(解析) ・燃料炉心概念構築評価 ・Puマルチリサイクル評価 ・ストリーミングチャンネル評価	←→		←→		
(2)臨界集合体試験(実験) ・炉外試験(ドブプラ係数) ・本試験解析		←→	←→		
(3)伝熱・流動試験(実験) ・装置・設計・製作 ・単チャンネル試験 ・熱流動基礎試験(7本ロッド、14本ロッド) ・CCFL試験 ・試験解析評価	←→		←→		←→
(4)総合評価(解析) ・過渡・事故・安定性評価 ・炉心総合評価 ・開発成果まとめ			←→		←→

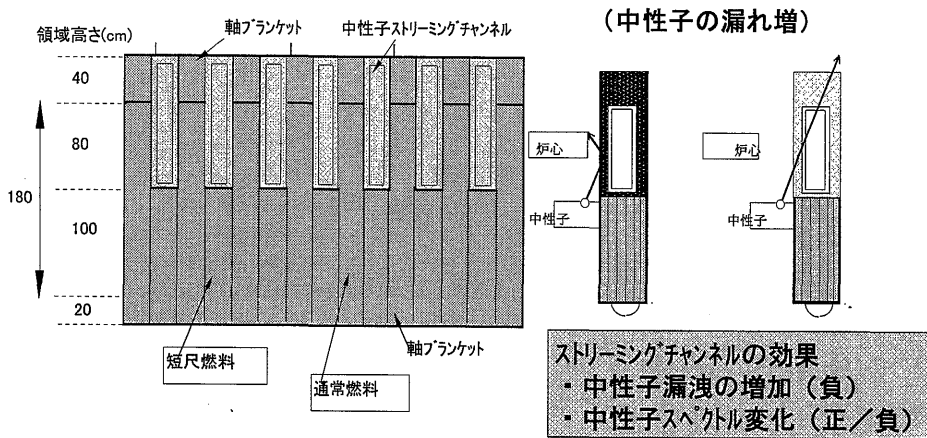
構築した炉心概念および核性能

- 方 策**
- 局所ピーキング低減
Pu富化度分布
 - ボイド係数低減
濃縮ウラン利用
 - 炉停止余裕の改善
可燃性毒物

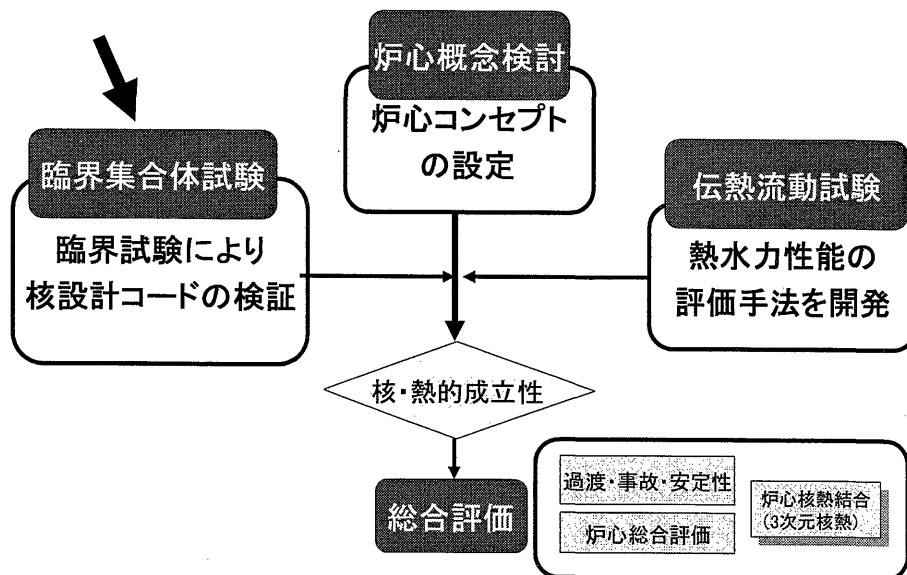


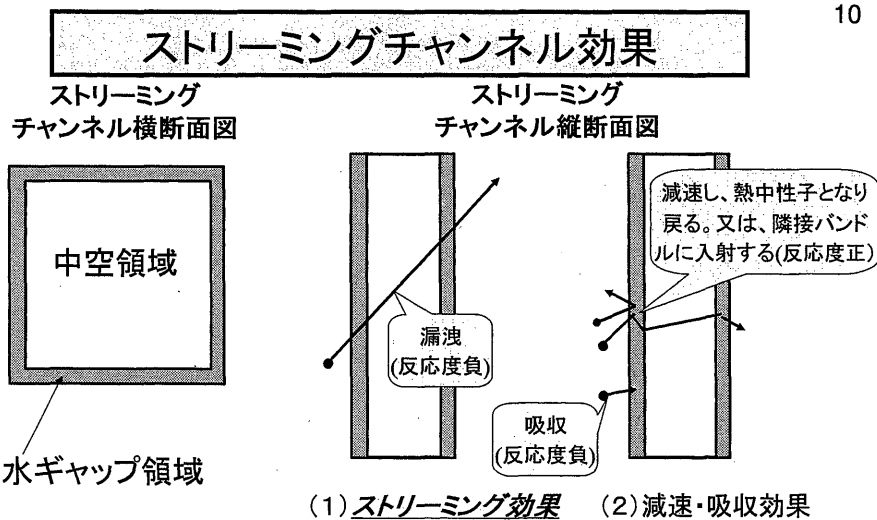
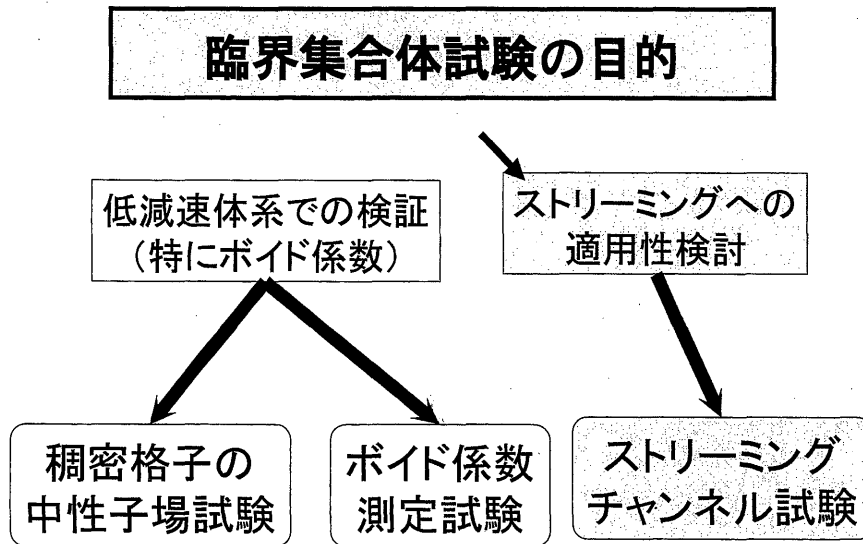
ボイド係数改善のコンセプト

○ストリーミングチャンネル



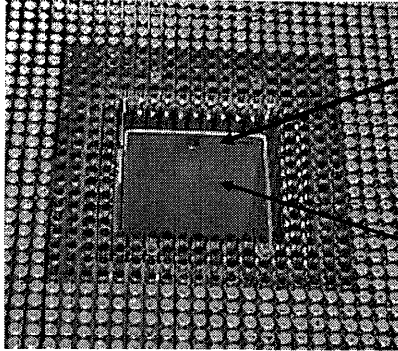
研究の流れ





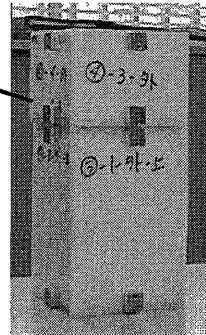
出力上昇→水ギャップ領域のボイド率上昇
 (1) ストリーミング効果 大 → 負の反応度
 (2) 減速・吸収効果 小 → 水ギャップ幅、ボイド率により正、負の反応度

試験体系



ストリーミングチャンネル模
擬SUS管

ポリエチレン厚さにより、水
ギャップのボイド率を模擬

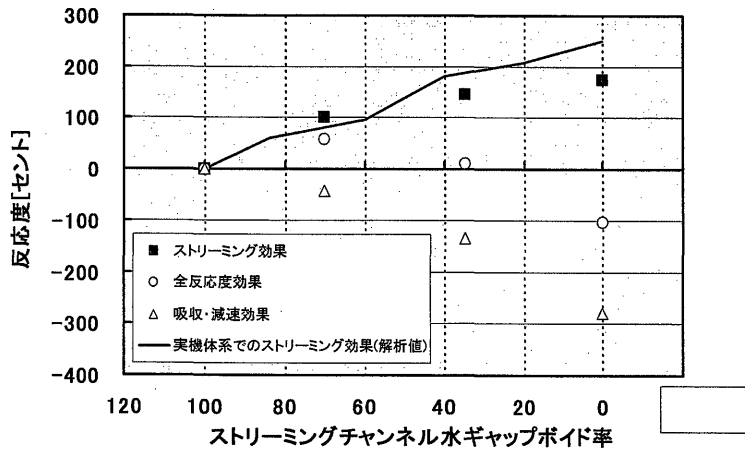


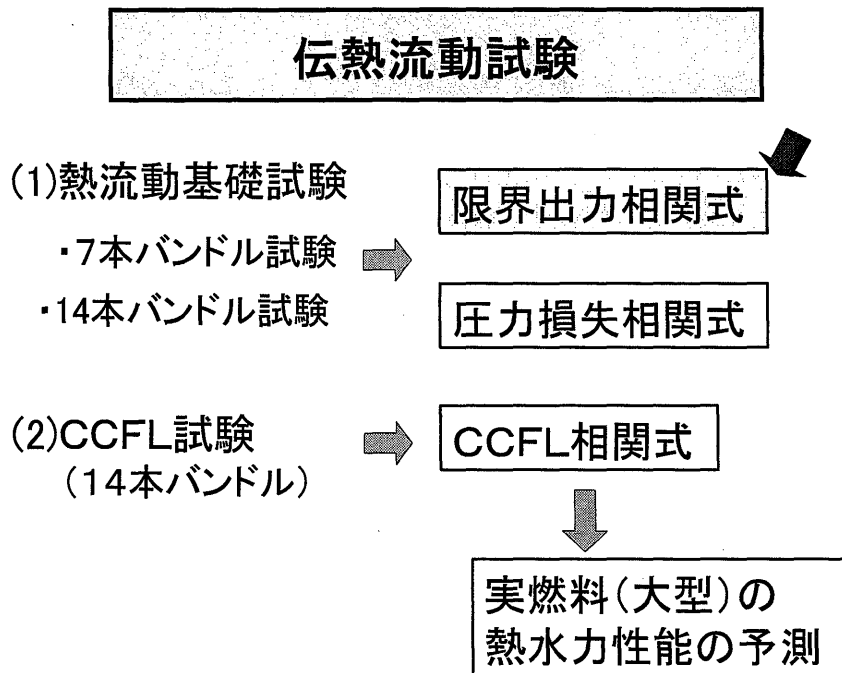
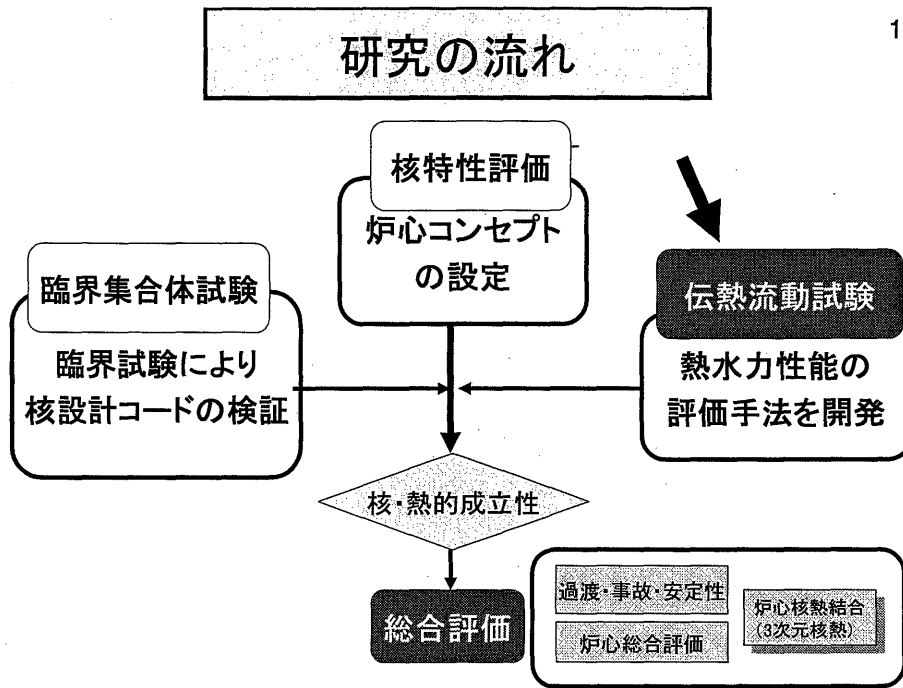
ポリエチレン

試験範囲：ボイド率 0から100%

ストリーミング反応度効果

- ストリーミング効果により反応度が、減少する。
- 試験結果は実機ストリーミング効果を良く模擬。

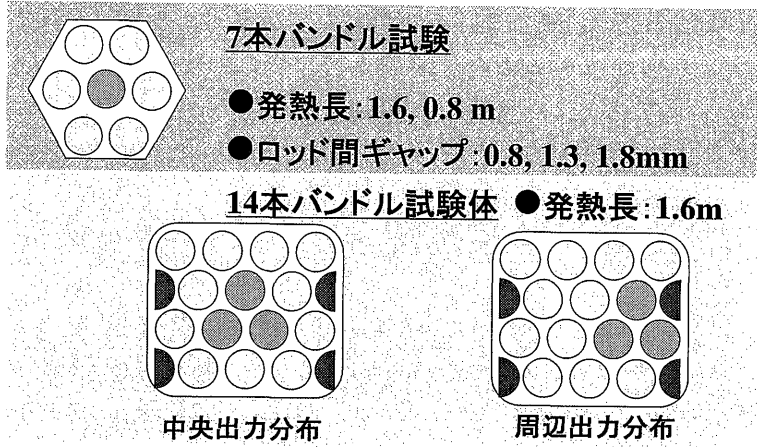




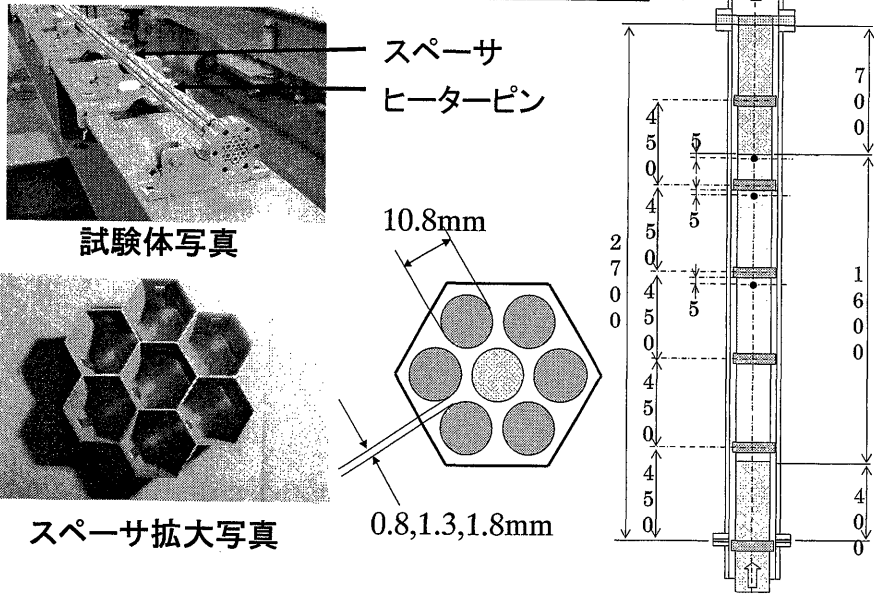
稠密バンドル伝熱流動試験

●実機模擬矩形チャンネル試験

- バンドルサイズと径方向出力分布の影響を調査し、稠密バンドルへ適用可能な限界出力相関式を開発する

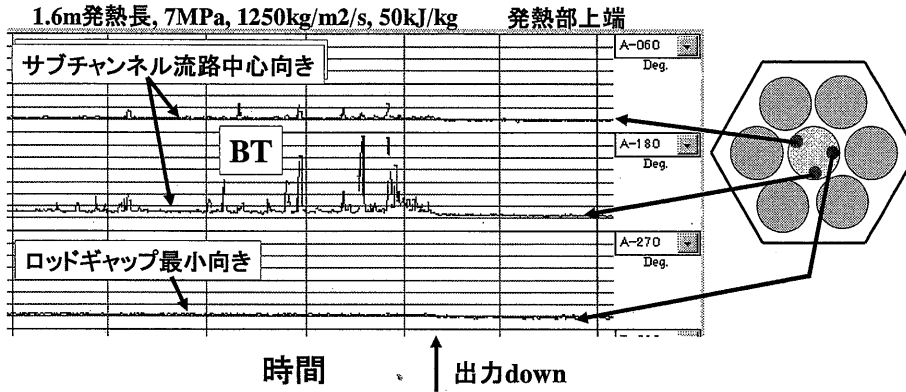


7本バンドル試験体



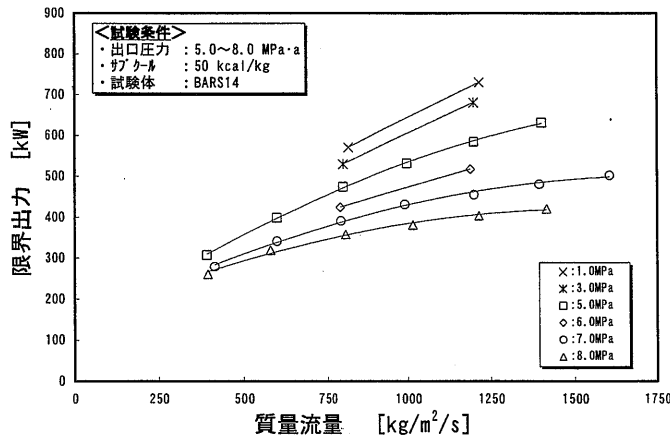
BT発生時のロッド表面温度挙動

- 現行BWRと同様の挙動
- サブチャンネル流路中心向きでBT発生



限界出力測定試験結果

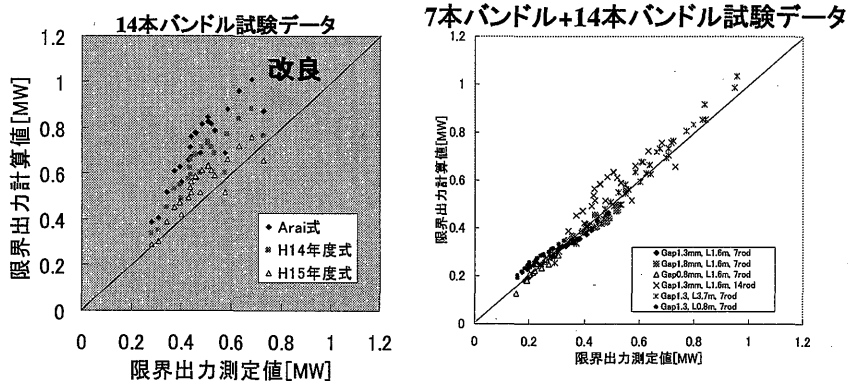
- 限界出力特性は現行BWR燃料とほぼ同じ



限界出力-質量流束依存性

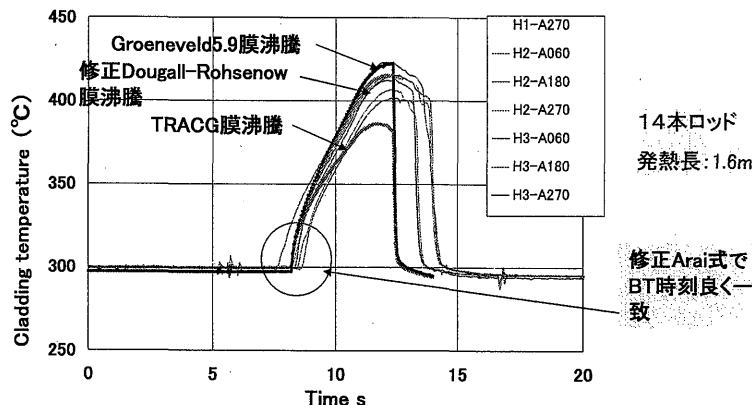
限界出力評価式の改良

- サブチャンネル解析の結果を用いて改良
- $Xc = Xc_{Arai} * (\text{流量配分効果}) * (\text{径方向位置効果})$



過渡時BT評価

- 目的
 - 伝熱流動試験で得られた稠密バンドル限界クオリティ相関式の過渡時BT時刻の予測精度評価
 - 稠密バンドルでのPost-BT挙動評価 (Post-BT熱伝達、リウエット)
- 評価結果
 - BT時刻: 修正Arai式 (流路形状効果 + 径方向位置効果) で評価可能
 - Post-BT熱伝達: Groeneveldが一番温度高い

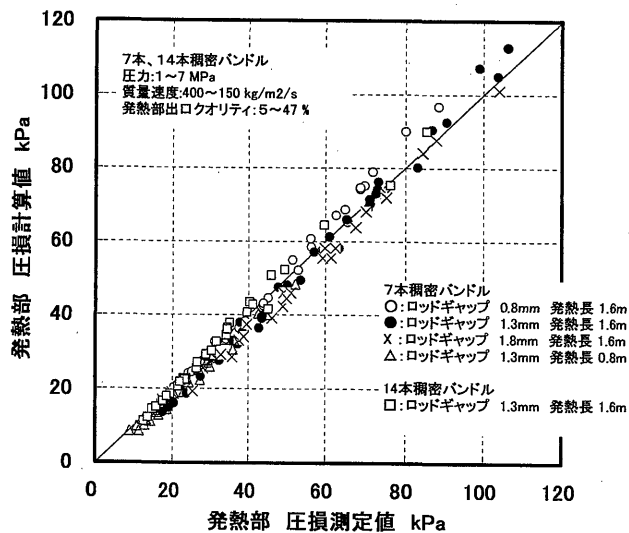


圧損計算式の開発

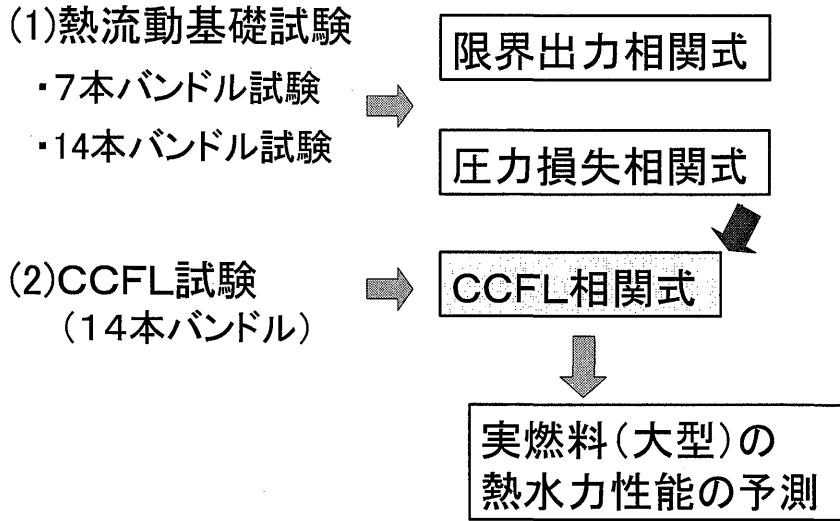
二相圧損 = 摩擦圧損 + スペーサ圧損 + 位置圧損 + 加速圧損

現象	使用相関式
単相摩擦圧損	Blasius の式
二相摩擦圧損増倍係数	Martinelli-Nelson
サブクール開始点モデル	Levy
ボイド率	Zuber-Findlay
スペーサ単相圧損係数	測定値
スペーサ二相圧損増倍係数	均質モデル

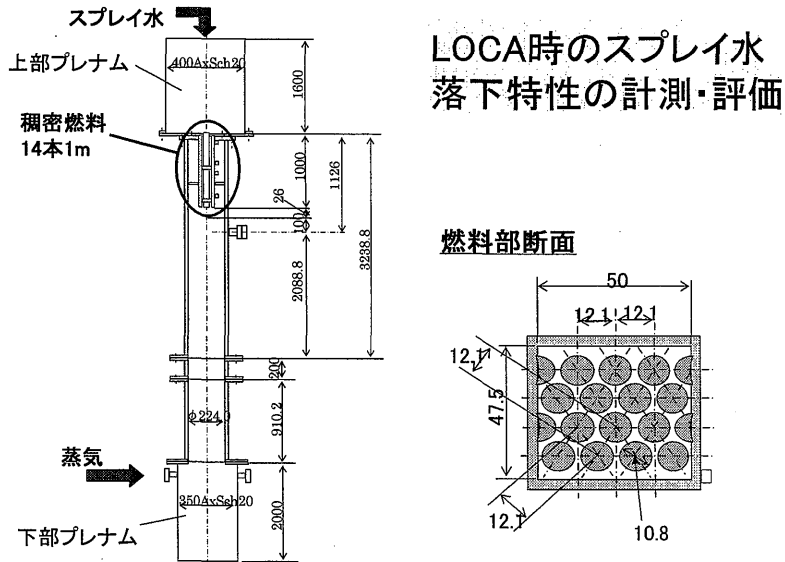
圧力損失の評価 (4種類の7本、14本バンドル)



伝熱流動試験



CCFL試験

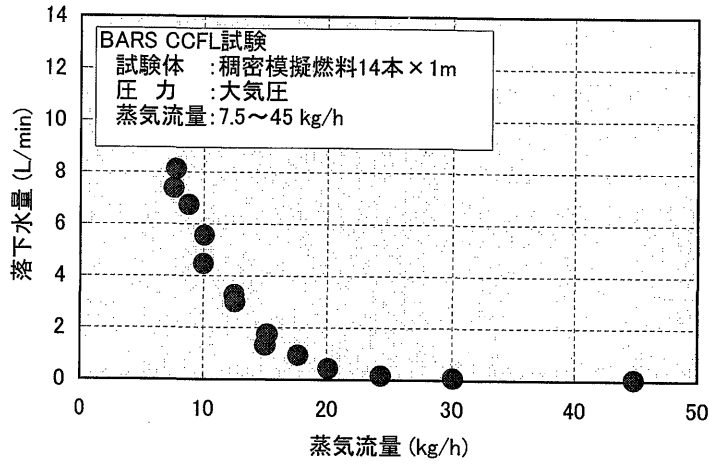


CCFL試験結果

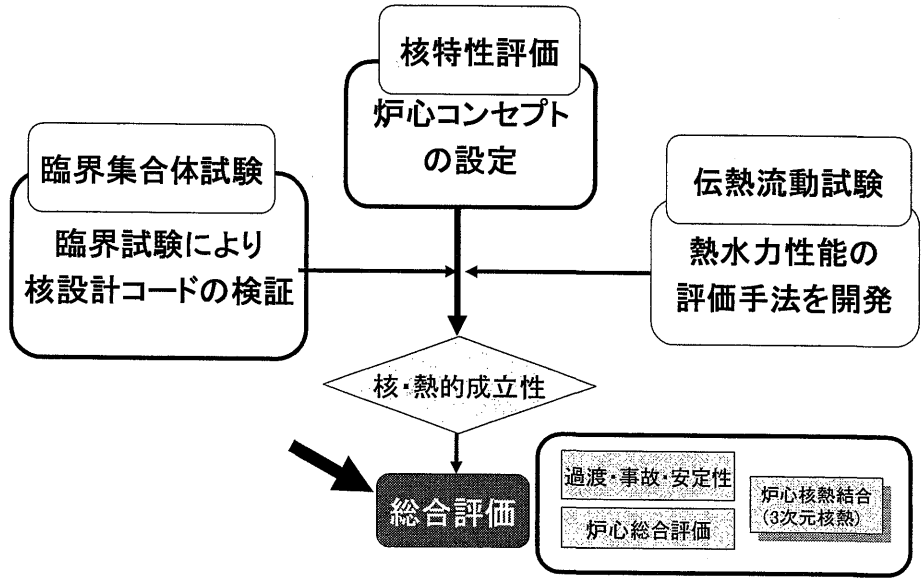
○蒸気流量が減少するに従って落下水量は増加

➡ CCFL相関式を作成

$$\sqrt{j_g^* D^{1/2}} + 0.754 \sqrt{j_l^* D^{1/2}} = 0.542$$



研究の流れ

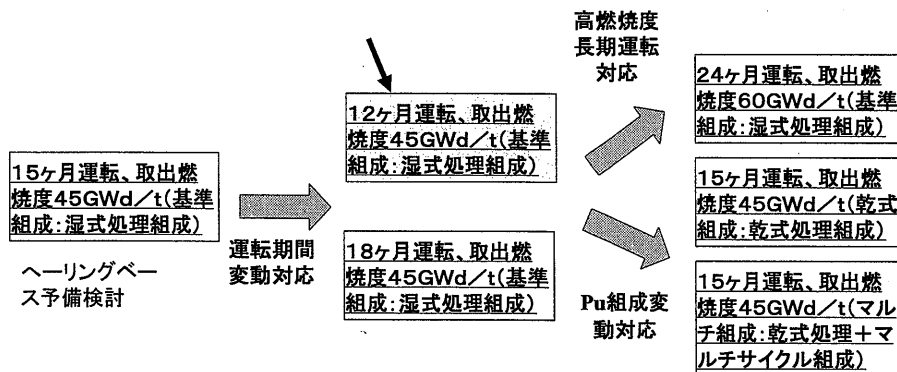


総合評価の結果

- 炉心3次元設計評価
- 過渡事故特性評価

炉心3次元設計

- 目的
 - ・ 臨界試験、伝熱試験の知見、成果を基に、色々な工夫により設計条件を満足できる炉心の確立
- 方法
 - ・ 3次元核設計： 3群近代ノード法コード

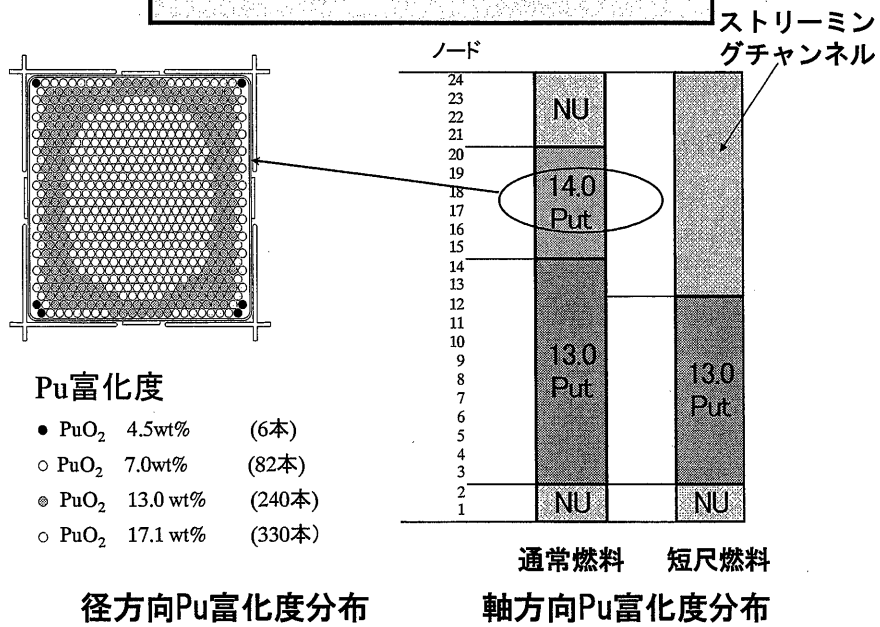


炉心特性の評価条件

項目	単位	炉心仕様
熱出力	MWth	3926
バンドルピッチ	mm	310
燃料ピン径	mm	10.76
燃料ピン間ギャップ	mm	1.3
燃料集合体数		通常 132 短尺 76
Pu富化部分長さ	cm	通常180 短尺100
上下軸ブランケット高さ	cm	上:40/下:20
軸方向Pu富化度分布	—	上下2領域
Pu組成	—	基準組成
運転期間	月	12
取出平均燃焼度	GWd/t	45

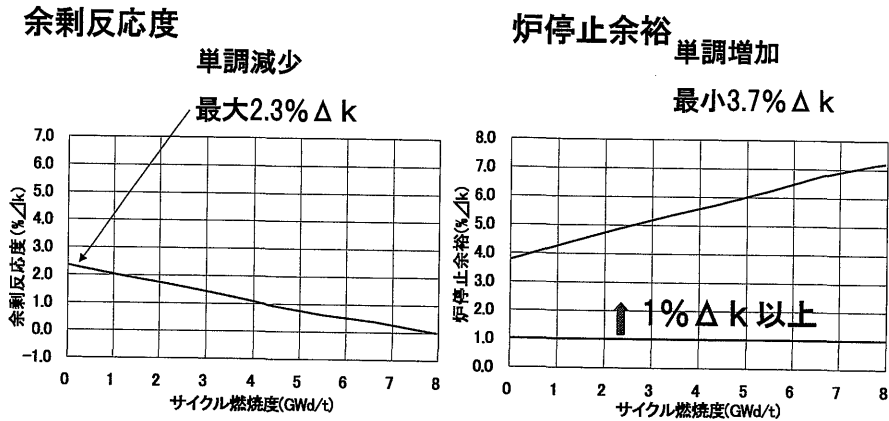
- 三次元多群炉心シミュレータNEREUS™を利用
- 集合体燃焼計算はBWR格子計算コードを利用

燃料集合体設計



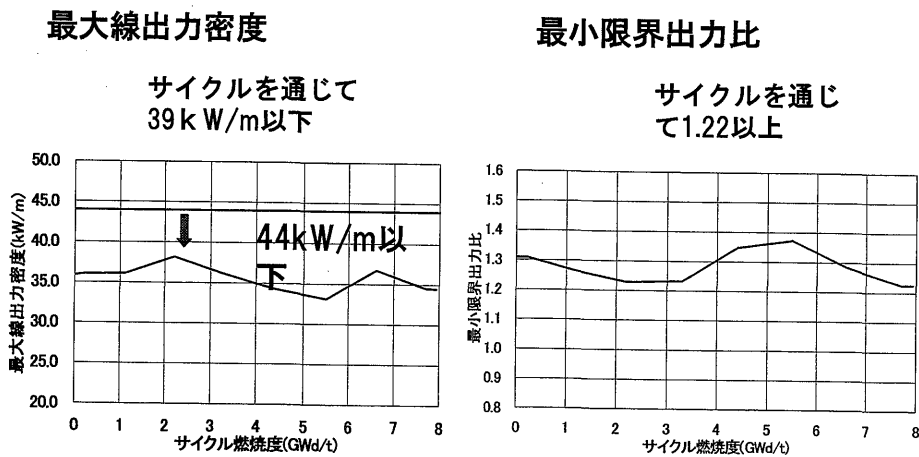
余剰反応度と炉停止余裕

31



最大線出力密度と最小限界出力比

32

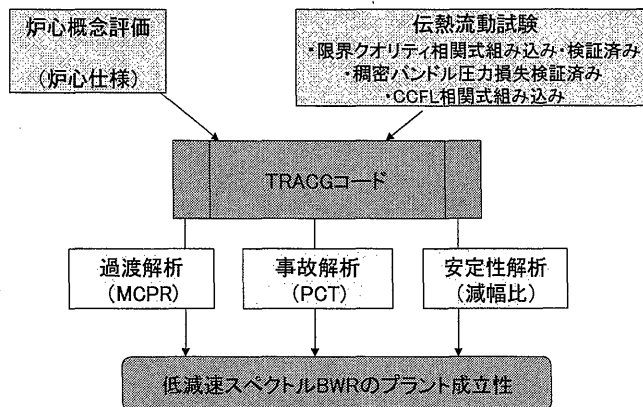


総合評価の結果

- 炉心3次元設計評価
- 過渡事故特性評価

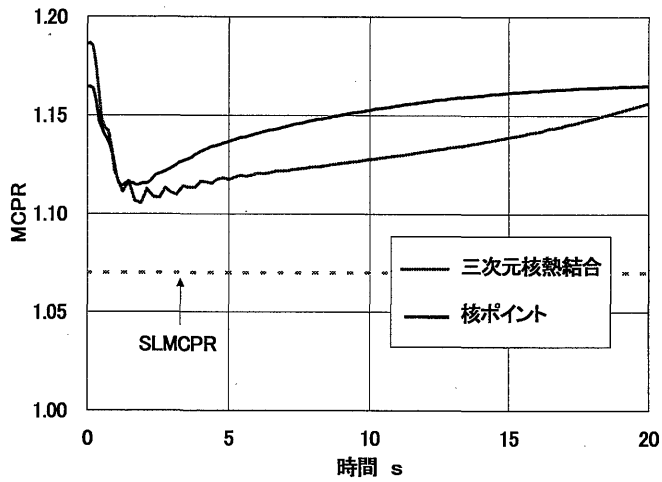
過渡・事故 評価

- 目的: 炉心概念評価で決めた炉心に対して伝熱流動試験で得られ検証した関連式を組み込んだTRACGを用いて過渡・事故の観点から低減速スペクトルBWRのプラント成立性を評価



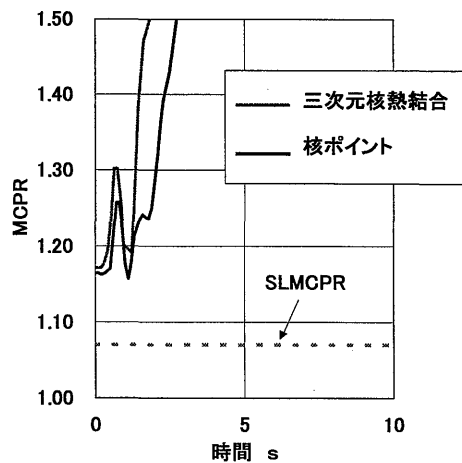
解析結果
-再循環ポンプ3台トリップ-

- 三次元核熱結合の方がMCPR厳しい
- MCPR > SLMCPR(1.07)で過渡に対する余裕あり



解析結果
-発電機負荷遮断バイパス弁不作動-

- MCPR > SLMCPR(1.07)で過渡に対する余裕あり



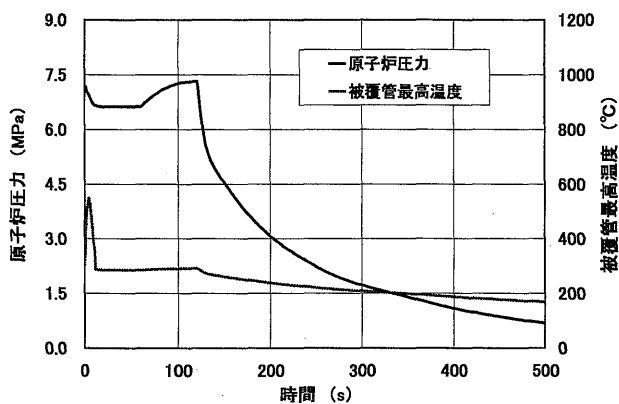
事故解析

HPCF 配管破断 (ABWR で一番厳しい配管破断)

■ CCFL 相関式: 作成した相関式を使用

- 被覆管温度は破断直後の炉心流量の低下により一時的に上昇するものの直ぐにリウエットし被覆管最高温度は安全基準値(1200°C)より低い。

→ 事故時のプラント成立性を確認



まとめ

- 構築した炉心の総合評価のつめを現在おこなっている。
- 今後は、この炉心を実機に適用する場合の課題についてまとめる。



2. 6 スーパー軽水炉（超臨界圧軽水炉）の設計と解析 Design and Analysis on Super-Critical Water Cooled Power Reactors

石渡 祐樹

Yuki ISHIWATARI

東京大学

Tokyo University

2. 6. 1 概要

原子炉冷却材に高温高圧状態の水（超臨界水）を用いたスーパー軽水炉に関する研究成果について報告する。ここでは、(財) エネルギー総合工学研究所公募事業および東京大学における設計研究について、それぞれの概要を示す。なお、前者については、(財) エネルギー総合工学研究所公募事業ホームページ (<http://www.iae.or.jp/KOUBO/index.html>) にて平成12～15年度の技術開発成果報告書が公開されている(OHP2-3)。

2. 6. 2 超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発

(財) エネルギー総合工学研究所公募事業として、「超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発」を平成12年度より(株) 東芝、(株) 日立製作所、東京大学、九州大学、北海道大学の研究グループで実施した。

この事業は、原子力発電システムの経済性向上を目的とし、安全を大前提としながら蒸気サイクルを超臨界圧化することにより、システムの簡素化・機器の小型化、熱効率の大幅向上(42~44%上)を図ることで、建設コストおよび発電コストの低減可能とする具体的プラント概念を構築することを目指したものである(OHP4)。

超臨界圧水冷却炉の持つポテンシャルとしては、超臨界圧水の特徴でもある気液の変化が連続的で沸騰がなく、現行BWRの再循環系、気水分離系やPWRの蒸気発生器などが削除された簡素なシステムが可能なこと、エネルギー密度(単位質量あたりの保有エンタルピー)が高いためタービンや給水加熱器の簡素化が可能であることなどがある(OHP5)。

超臨界軽水炉(SCPR)は、原子炉圧力を25MPaとし、原子炉入口冷却材温度が280℃、出口で約500℃以上という高温・高圧の蒸気サイクルが必要であること、超臨界圧水による炉心冷却により、单相流でありながら密度などの物性値が大きく変化すること、従来軽水炉と大きく異なる蒸気サイクルである貫流型直接サイクルを採用することなどの特徴がある。この炉の開発課題は、安全性および経済性を持つプラント概念を構築すること、ならびに超臨界圧水の伝熱特性の把握および被覆管や原子炉構造材候補の選定などのSCPR条件下での設計情報を収集することである(OHP6)。

本事業は基本概念検討、伝熱・流動特性の把握・材料候補の選定という3つのサブテーマ

に分かれている(OHP8)。

基本概念検討では、まず、平衡炉心設計などの炉心設計を行なった。既往のBWRコードを改造したSCPR解析コードにより平衡炉心での出力平坦化策を検討し、取出平均燃焼度45 GWd/t、約3バッチ炉心で径方向ピーキング1.27となる炉心構成が可能であることを示した(OHP11)。また、タービン系の設計も行なった(OHP12)。次に、安全設計および安全解析の一例として給水全喪失時における被覆管温度の推移を計算し、異常な過渡変化の判断基準温度である800℃に達しないことを確認した(OHP13)。また、燃料集合体などの炉内構造物の検討を行ない、炉内構造は現行軽水炉技術の延長で製作可能との見込みを得た(OHP14)。

伝熱・流動に関する技術開発では、単管および単ピンを用いた試験により、管外流となる単ピン試験では非加熱壁の影響による速度勾配やセルストップによる攪拌のため伝熱劣化の抑制が生じることを明らかにし、単管試験の結果を採用すれば安全側評価になることを確認した(OHP16-17)。次に、バンドル試験を行ない、伝熱劣化しない条件では単管試験と同様の伝熱特性を示すのに対し、伝熱劣化のある領域ではスペーサの影響と思われる熱伝達率の向上が見られた(OHP18)。また、3次元伝熱解析も現在進めている(OHP19)。

材料に関する技術開発では、商用材および改良材について、高温強度、耐スエリング性、耐食性、SCC特性に関して比較した。今回の検討範囲では、Ti基合金あるいは微細粒ステンレス鋼が適しているという結果が得られた。材料の選定については、今後も引き続き検討を継続する予定である(OHP22-23)。

2. 6. 3 高温超臨界圧軽水炉の研究内容

最後に、東京大学で実施している高温超臨界圧軽水炉の研究内容を紹介する。

下降流水減速棒を持つ高温超臨界圧軽水炉(OHP27)について、第1から第3サイクル燃料120体と第4サイクル燃料1体の構成で燃料交換パターンを検討し、PWRと類似した方法で平衡炉心が成立することを示した(OHP28)。その他、炉心設計の特徴として、気水分離が無い構造となるため、冷却材平均出口温度が約500℃と高く、集合体出力/流量比を集合体ごとに調整する必要があること、冷却水出口密度がBWRの1/4、PWRの1/7程度と低いことから、下降流水減速棒などの水減速棒が多数必要であることおよび炉心上下で濃縮度に差をつける必要があること、炉心流量がBWRの1/8、PWRの1/12と低いため、除熱性能の確保には燃料棒間隙を狭くする必要があることなどを明らかにした(OHP29)。プラントシステムについても検討し、RPVや制御棒駆動機構などはPWRに類似したもの、格納容器やECCSなどはBWRに、タービン系は超臨界圧火力に類似したもので構成できると考えている(OHP31)。

制御系の設計やそれに基づく動特性解析も実施した。出力は制御棒で、圧力はタービンバイパス弁で、蒸気温度は給水流量で制御する構成を提案した。また、変圧起動系の設計お

よび起動方法の検討も行なった。核熱水力的および炉心安定性の検討も行なっている。スーパー軽水炉の起動時の低流量・低出力の状態や超臨界圧力下で出力を変動させた場合などについても、現在の基準を満たすことを確認した(OHP34-36)。

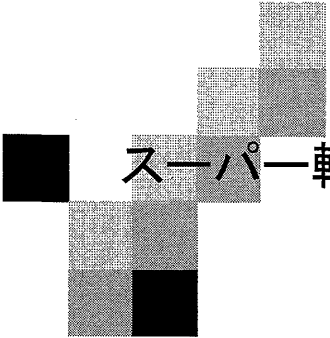
スーパー軽水炉は、過渡時被覆管温度が高温になる時間が短く、燃料健全性判断基準と燃料設計に合理化の余地があること、現在の熱伝達係数は平滑管に対するものであり、燃料スパーサと非加熱壁による通常時熱伝達向上と伝熱劣化抑制による異常過渡時の被覆管温度低下の可能性がある。また、水減速棒を削除し、六角バンドルを採用した超臨界圧軽水冷却高速炉も検討しており、圧損が問題とならないため稠密格子に適している、炉心以外は熱中性子炉と同じプラントシステムが利用できる、熱中性子炉より出力密度が高いため、経済性で有利になるなどの利点があると考えている(OHP37-38)。

[Q&A]

- Q. 一つは、燃料棒の保持の仕方、スペーサーの構造、ギャップ幅等はどうなっているのか。また、原研で昔高転換軽水炉の PWR 型を考えたとき、大破断 LOCA の再冠水が非常に難しい問題であったが、この場合再冠水の挙動についての評価はどのようにされているか。
- A. ギャップ幅だが、今は 1mm を考えている。1mm で難しいのであれば、少し広げることも考えているが、まだ正確には決まっていない。
 スペーサーの話だが、基本的に稠密なので、グリッドスペーサーが難しければ、ワイヤースペーサーなど稠密に使えるものを考えているが、はっきりは決まっていない。再冠水の話だが、実験をしていないのでわからないが、今は東大で作った再冠水解析コードを使って再冠水時の挙動を計算している。基本的に流路面積が狭いので非常に再冠水が遅いということは申し上げておくが、基準は満たすという結果である。これも解析だけなので、今後メーカーとも相談しながら、大規模な実験等も必要になるかと思う。
- Q. コールドレグから入った水を上と下に分けて流している。そのバランスというのは圧損で決まっていると思うが、その辺をうまくコントロールするポイントは何か。
- A. 今行っているのは、そのままだとダウンカマーの圧損が非常に小さいので、適切な圧損をつけるような構造をつけて、狙った流量だけ流れるようにする必要がある。定常時にこのような流量配分がついた時に、過渡時にバランスが乱れて、ウオーターロッドの中が逆流するような事象も解析では出てきているが、そういうものも含めて、燃料健全性が満たされるようにする必要がある。今は簡単な解析でやっているが、実際にこの部分の圧損がどうなるか解析ではわからないので、ある仮定をしてその誤差をどれくらいまで許容すれば、燃料健全性に跳ね返ってくるかということは今考えている。
- Q. 諸外国ではこのようなコンセプトについて、現在は軽水炉そのものもやっていないから当然だが、昔は色々な方がこういうコンセプトを考えていると思う。その辺の状況と、それと比較してこのコンセプトはどういう特徴があるか、どこが狙いかを教えてください。
- A. 岡教授が諸外国とくに米国で 50 年代、60 年代にどういうコンセプトがあったかを多く情報収集されて、レビューの論文も書いている。確かに米国で 60 年代に全蒸気冷却軽水炉とか、色々なコンセプトが出ている。岡教授も最初は全蒸気冷却のものをまじめにやろうと設計されていたと思うが、90 年頃から、火力があれだけ性能が上がる努力をしているので、原子力でも火力に追いつくような蒸気サイクルを作らないととても勝ち目がないと思ったのが出発点である。貫流ボイラと言われる、水で入ってきて全量蒸気にして直接タービンに送るこのコンセプトが、岡教授がよいのではないかと

提唱しているものである。エンタルピー上昇が大きいので、流量が少なくすすむとか、今の最新鋭の火力が持っているコンセプトのおいしいところをもらおうというのが一つの考えである。米国で60年代に色々なことが行われていたのは詳しくは知らないのだが、その後火力の技術が飛躍的に進歩したので、その頃は火力と同じような蒸気サイクルは考えられていなかったと思う。

- C. こういう新しい概念を伺い、非常に面白いと思う。実は私は40年ほど前、日本で最初の超臨界圧火力の姉ヶ崎火力(60万kW)の最初の設計の段階に携わった。最近はすごく進歩しているのだと思うのだが、その時の経験では、超臨界圧の蒸気逃し弁だとか、バイパス弁あたりはものすごい蒸気力だったと実感して、その記憶がまだ残っている。やはりこういうもの場合には、例えば、逃し安全弁のラインとか、サプレッションチェンバー、コンデンサーへ行くタービンバイパス弁、このあたりの周辺の超臨界圧蒸気力に対する色々な配慮を、十分火力の経験を汲み取っておかないといけな
- いと思っているので、そのあたりはぜひ宜しくお願ひしたいと思う。



スーパー軽水炉(超臨界圧軽水炉)の 設計と解析

革新的水冷却炉研究会(第8回) 2005年2月10日

東京大学 原子力工学研究施設 石渡祐樹



発表内容

1. (財)エネルギー総合工学研究所 公募事業の概要
2. 東京大学の設計研究の概要

(財)エネルギー総合工学研究所 公募事業
「超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発」

(株)東芝、(株)日立製作所、東京大学、九州大学、北海道大学

平成12、13、14、15年度の技術開発成果報告書

<http://www.iae.or.jp/KOUBO/index.html>

3

本技術開発の目的と方策、目標

目的

原子力発電システムの経済性向上

方策と効果

安全を大前提としながら、蒸気サイクルを超臨界圧化
システムの簡素化・機器の小型化、
熱効率の大幅向上(42~44%上)

⇒ 建設コスト、発電コストの低減

目標

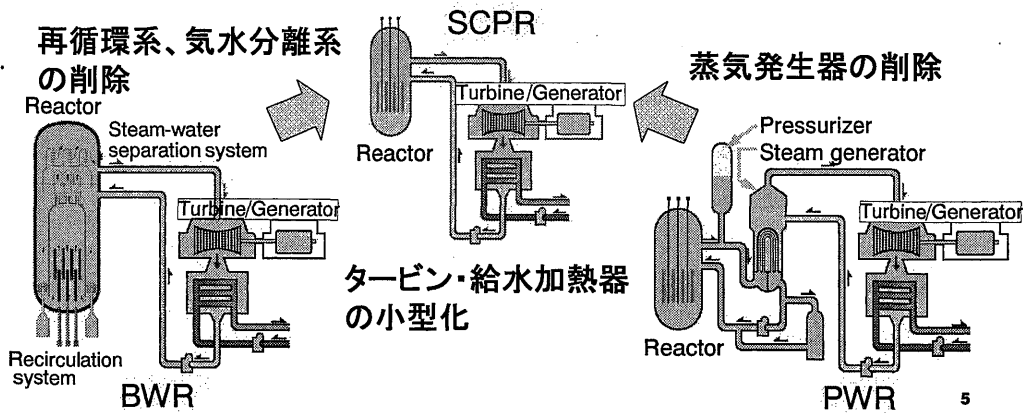
超臨界圧水冷却炉

効果を発揮し、目的を達成する具体的プラント概念の構築

4

超臨界圧水冷却炉の持つポテンシャル

- システムの簡素化、小型化が可能(コスト低減)
 - 超臨界圧水では、液相→気相の変化が連続的で沸騰がない
 - エネルギー密度(単位質量あたりの保有エンタルピー)が高い



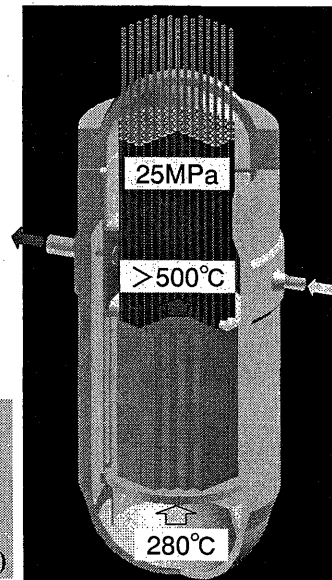
超臨界圧水冷却炉(SCPR)の特徴、開発課題

特徴

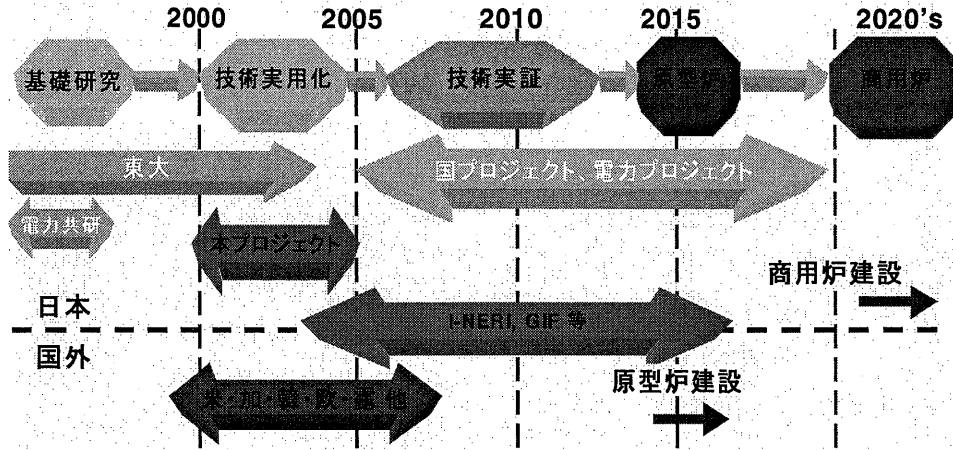
- 高温・高圧の蒸気サイクル
 - ・冷却材温度: 280°C(原子炉入口)
~500°C以上(原子炉出口)
 - ・原子炉圧力: 25MPa
- 超臨界圧水による炉心冷却
 - ・単相流でありながら物性値が大きく変化
- 従来軽水炉と大きく異なる蒸気サイクル
 - ・貫流型直接サイクル

開発課題

- 安全性、経済性を持つプラント概念構築
 - ・炉心設計→建屋レイアウト ワンスルー設計
- SCPR条件下での設計情報の収集
 - ・超臨界圧水の伝熱特性の把握(伝熱相関式の作成)
 - ・被覆管、原子炉構造材候補の選定(1次スクリーニング)

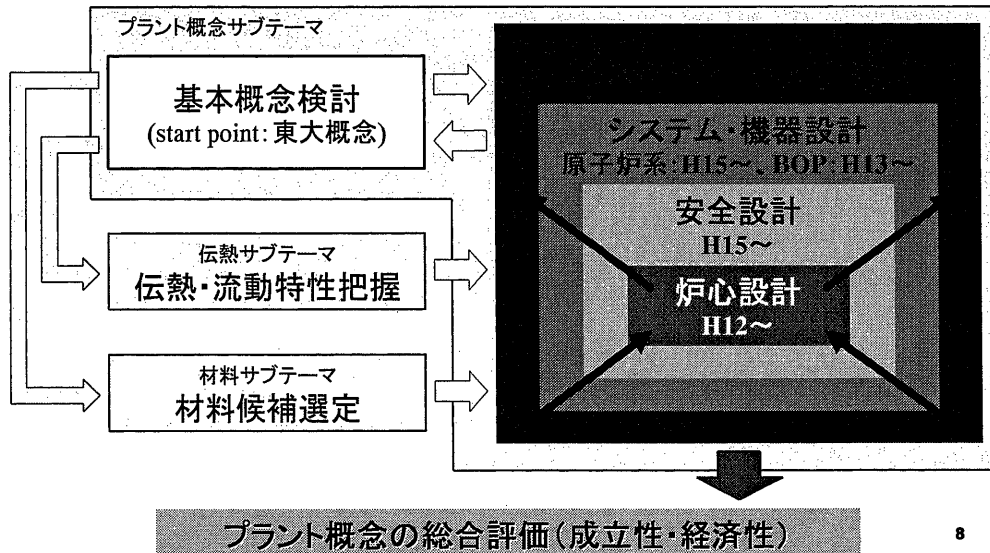


SCPR開発目標とロードマップ



I-NERI: International Nuclear Energy Research Initiative
 GIF: Generation IV International Forum

SCPR開発の概要(本プロジェクト)



開発計画

	H12年度	H13年度	H14年度	H15年度	H16年度
プラント概念に関する技術開発（プラント概念構築）					
プラント基本概念の検討					
炉心設計					
安全設計					
機器・系統設計					
建屋配置設計					
総合評価					
伝熱・流動に関する技術開発（超臨界圧水の伝熱特性の把握）					
火力ボイラ管との相違の把握					
原子炉燃料構造での特性把握					
設計ツールの整備					
伝熱相関式の検討					
材料に関する技術開発（被覆管、原子炉材候補の選定）					
1次候補材の材料試験					
1次候補材の改良方法検討と試験					
2次候補材の選定					

9

開発サブテーマ:

プラント概念に関する技術開発
 (プラント概念構築)

10

炉心設計

■ 制御棒設計

□ モンテカルロ法により制御棒価値評価

- 制御棒要素半径にほぼ比例
- 制御棒要素本数にほぼ比例
- ボロン濃度(100%)で約1.2倍

集合体あたり制御棒16本以上で、現行BWRなみ制御棒価値達成可能

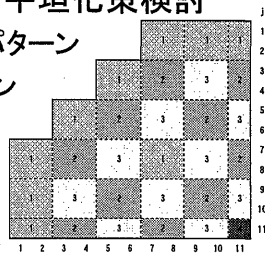
■ 平衡炉心設計

□ SCPR解析コード(既往BWRコードを改造)により

平衡炉心での出力平坦化策検討

- 燃料集合体装荷パターン
- パーナブルポイズン
- 制御棒パターン

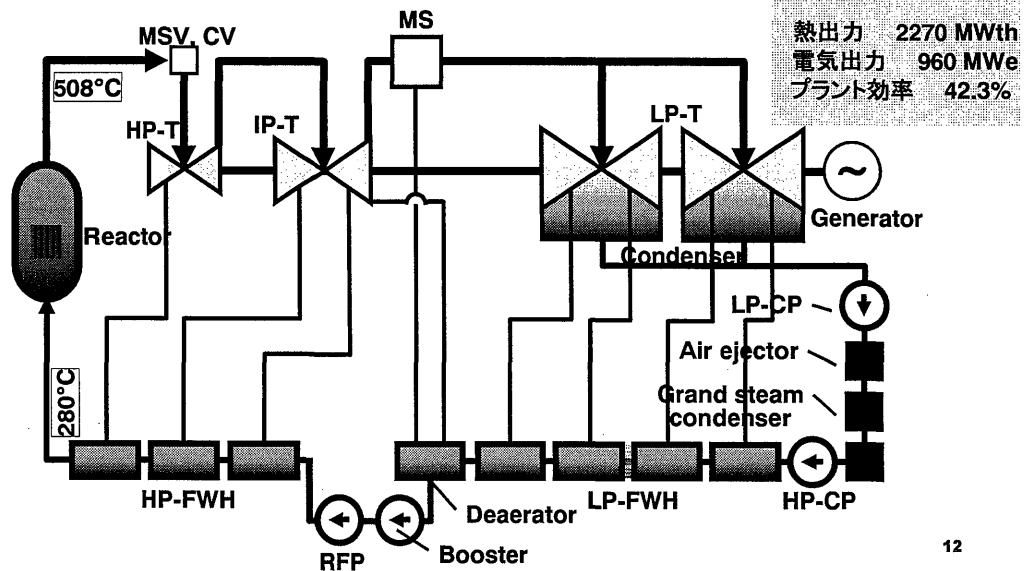
- 1: 1サイクル目燃料(32体)
- 2: 2サイクル目燃料(32体)
- 3: 3サイクル目燃料(32体)
- 4: 4サイクル目燃料(1体)



取出平均燃焼度45 GWd/t
約3バッチ炉心
径方向ピーキング1.27

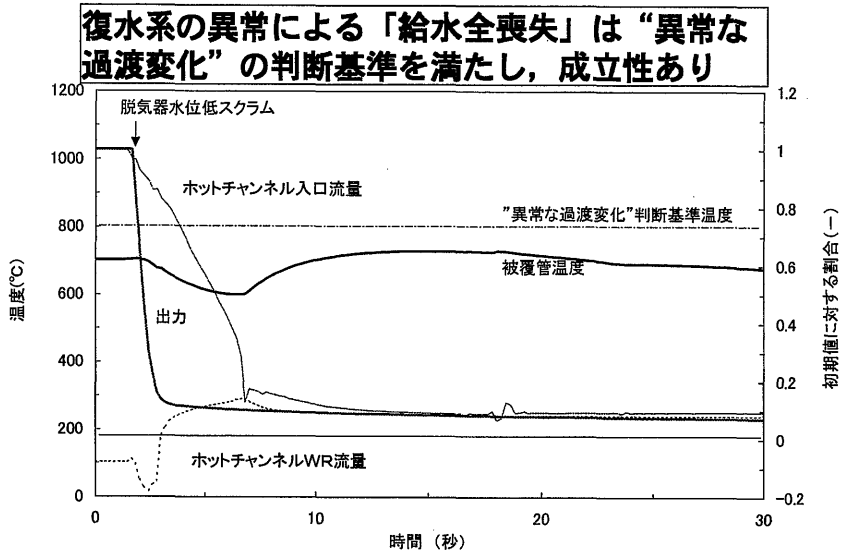
11

BOP性能概略評価



12

安全設計と安全解析

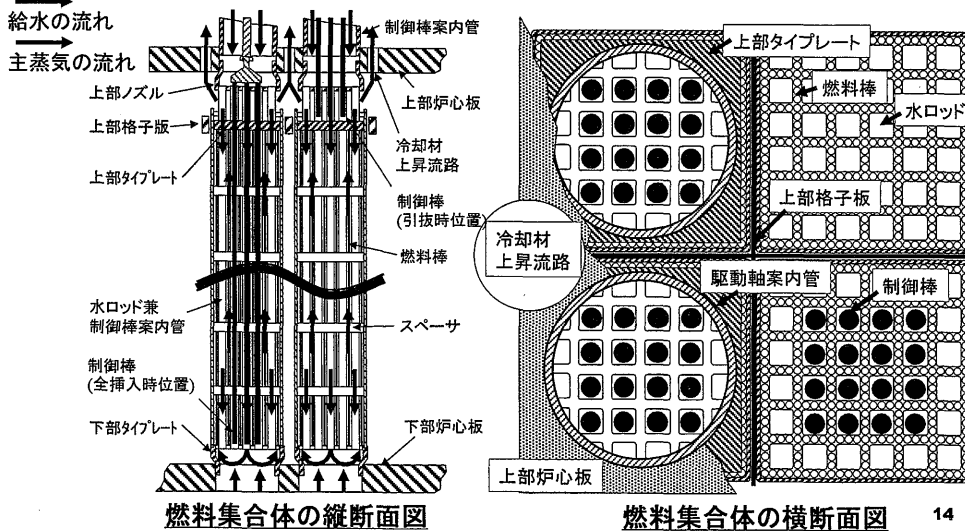


復水系の異常による「全給水喪失」の解析

13

炉内構造物の検討

■ 炉内構造は現行軽水炉技術の延長で製作可能との見込みを得た



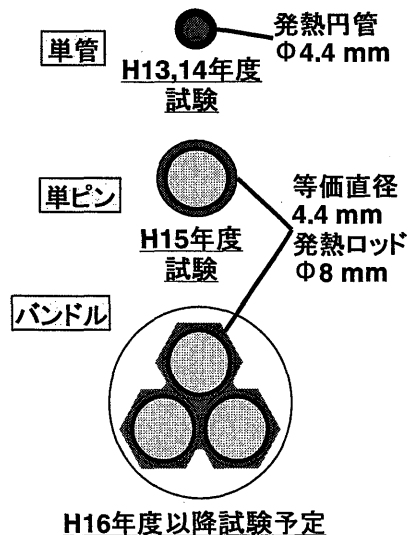
14

開発サブテーマ：
 伝熱・流動に関する技術開発
 (超臨界圧水の伝熱特性の把握)

15

■ 目標

- 超臨界圧流体の伝熱・流動特性に関するデータベース構築
 (超臨界圧火力条件とSCPR条件の相違(等価直径、管内流・管外流)による伝熱・流動特性の影響を明らかにする(右図:単管、単ピン試験))
- 設計に適用できる伝熱相関式を得る
 (右図:単管、単ピン試験)
- 設計に適用できる解析コードを得る(右図:バンドル試験にて検証)

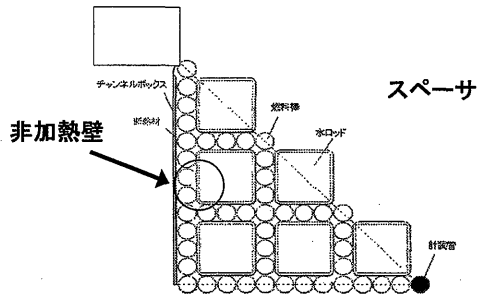


16

単ピン試験

熱伝達劣化発生の抑制

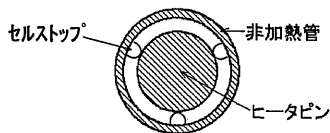
- (1)非加熱壁の影響
(速度分布)
- (2)セルストップの影響
(攪拌効果)



SCPR燃料集合体

➤ 実機においても単ピン試験と同じ効果が期待できる。

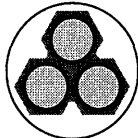
➤ 単管の特性で評価しておけば安全側の評価となる。



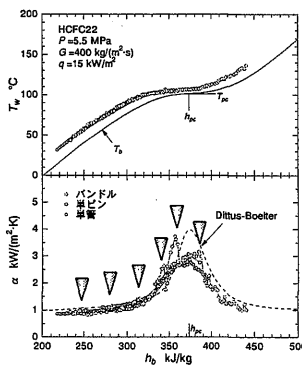
バンドル試験(伝熱特性)

◎ 低流量での伝熱試験を実施
($G = 400 \text{ kg}/(\text{m}^2 \cdot \text{s})$)

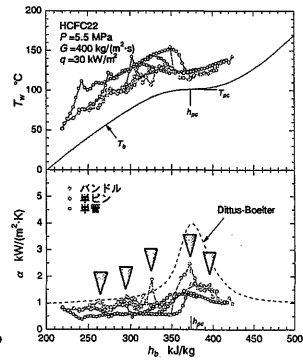
- 中心サブチャンネル面の伝熱特性を検討
- 単管と比べて、通常熱伝達は同じ、劣化熱伝達では劣化が抑制される。
- 熱伝達率の向上(▽にて示す)はスペーサの影響と考えられる。



● スペーサ効果の定量的評価を現在進めている



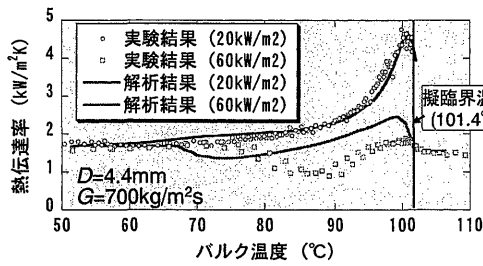
通常熱伝達 ($q = 15 \text{ kW}/\text{m}^2$)



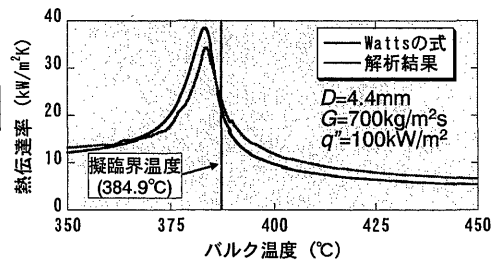
劣化熱伝達 ($q = 30 \text{ kW}/\text{m}^2$)

3次元伝熱解析

- HCFC22の単管体系の熱伝達率試験を伝熱劣化を含めて3次元伝熱流動解析で再現
- 超臨界圧水条件の熱伝達率解析結果はWattsらの式と良く一致
 - ・3次元伝熱解析を介すことで、HCFC22を用いた熱伝達率試験結果を実機(超臨界圧水)条件に適用することを目指す



HCFC22の単管体系の解析結果



超臨界圧水の単管体系の解析結果

19

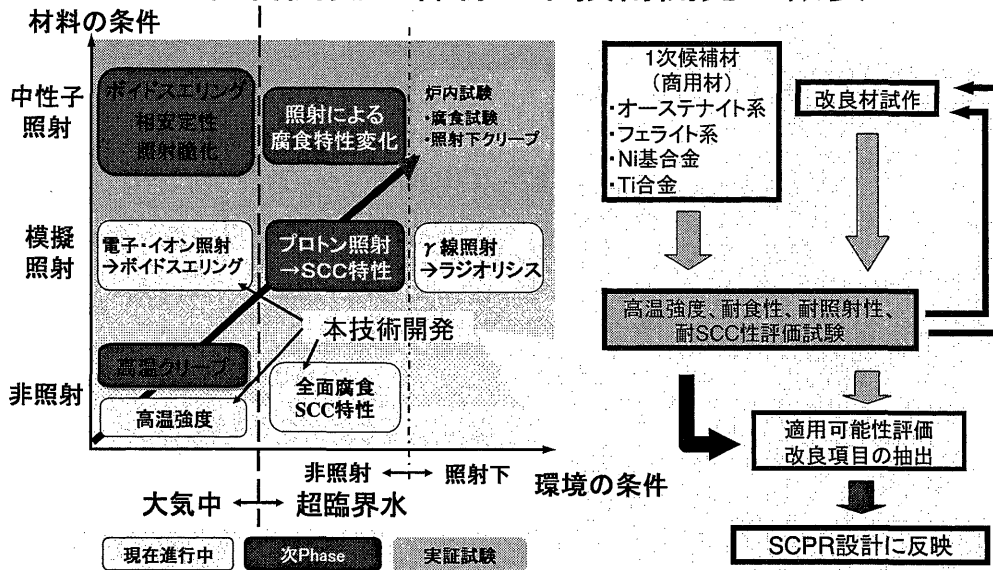
開発サブテーマ:

材料に関する技術開発

(被覆管、原子炉材候補の選定)

20

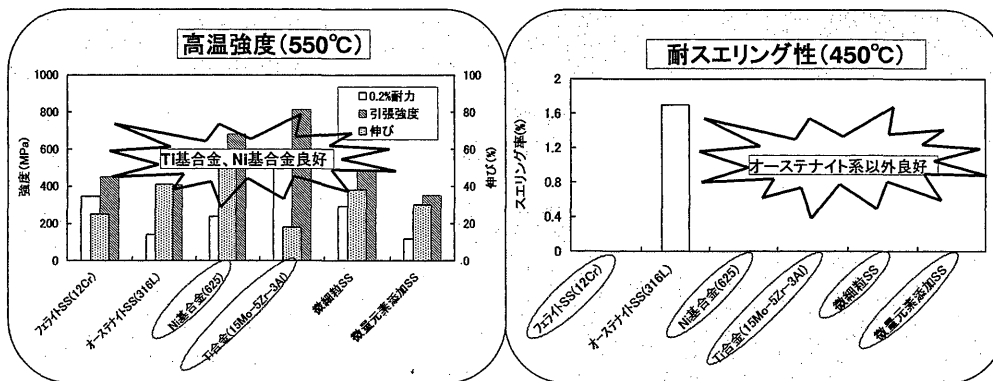
SCPR用材料開発全体像と本技術開発の概要



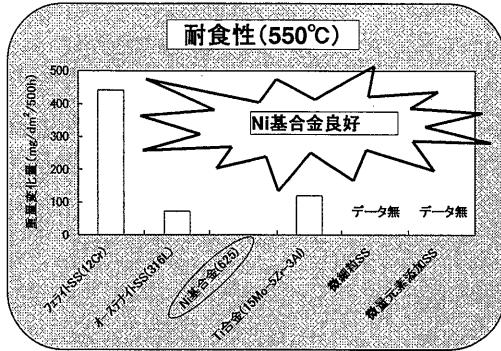
暫定評価 1

商用材および改良材の暫定評価

- 各鋼種ごとに、これまでの知見およびデータより総合的に評価が高い材料を選出
- 各評価項目ごとにデータを比較し、現時点での順位付けを実施



暫定評価 2



SCC特性

フェライトSS(12Cr)	—
オーステナイトSS(316L)	○
Ni基合金(625)	○
Ti合金(15Mo-5-3)	—
微細粒SS	—
微量元素添加SS	—

暫定評価(数字が小さいほど良)

フェライトSS(12Cr)	オーステナイトSS(316L)	Ni基合金(625)	Ti合金(15Mo-5-3)	微細粒SS	微量元素添加SS
6	4	1	5	2	3

23

東京大学の設計研究の概要

24

高温超臨界圧軽水炉の研究内容

- 炉心設計
- プラントシステム設計
- 安全設計と安全解析
- 制御、起動停止、安定性
- プラント熱収支、熱効率

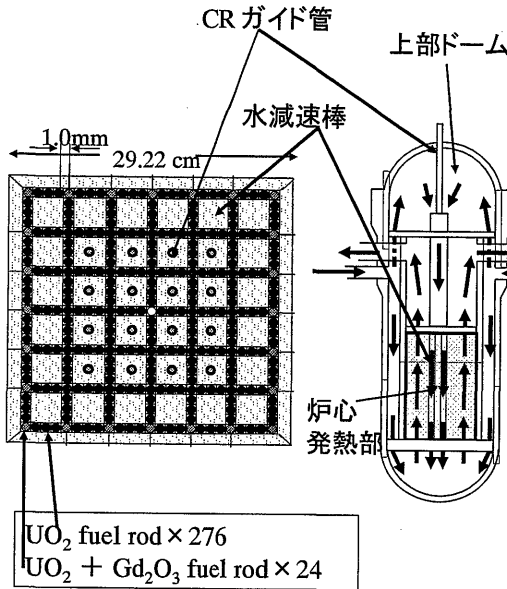
25

最近の東大の設計研究の進展

- 下降流水減速棒を持つ高温超臨界圧軽水炉について設計解析を系統的に行った。
15論文; GENES4/ANP2003, GLOBAL2003, ICAPP04
- 3次元核熱結合炉心設計
- 安全解析; 異常過渡時の最高被覆温度期間短い、LOCA最高温度低下、優れたATWS挙動(減圧・代替操作不要)

26

燃料集合体と冷却材流動

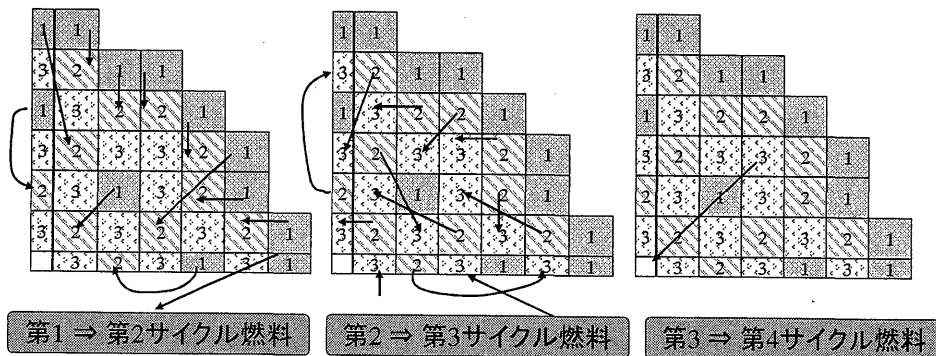


- 均一なサブチャンネルと中性子の減速
- RPVは常に給水温度で冷却 (280°C)
- CR ガイド管の熱疲労防止
- 高い炉心平均冷却材出口温度 (500°C)
- 軸方向の平均水密度分布の平坦化

UO₂ fuel rod × 276
UO₂ + Gd₂O₃ fuel rod × 24

平衡炉心燃料交換パターン)

- 120体 (第1から第3サイクル燃料) + 1体 (第4サイクル燃料)
- 燃料交換パターンはPWRと類似



炉心設計の特徴

■ 気水分離が無い

高い冷却材平均出口温度～500℃

集合体出力/流量比調整(チャンネルボックス付き集合体)

■ 低い冷却水出口密度(BWRの1/4, PWRの1/7)

多数の水減速棒、下降流水減速棒、上下濃縮度差

■ 低い炉心流量(BWRの1/8, PWRの1/12)

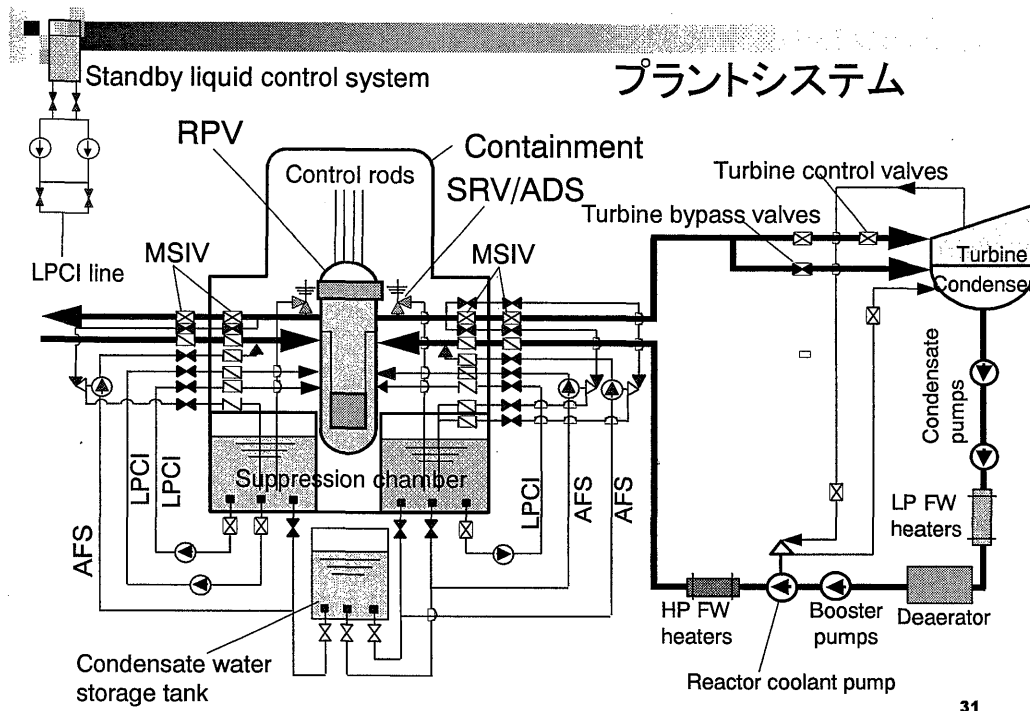
狭い燃料棒間隙

29

超臨界圧軽水冷却炉と軽水炉等との特性比較

プラント冷却 系統	改良沸騰水型軽 水炉	加圧水型軽 水炉	超臨界圧火力	超臨界圧軽水 冷却炉
	再循環直接 サイクル	間接 サイクル	貫流サイクル	貫流サイクル
電気出力、MWe	1350	1150	1000	1000*
熱効率、%	34.5	34.4	41.8	44.0
圧力、MPa	7.2	15.5	24.1	25
冷却水炉心入口/ 出力温度、C	269/286	289/325	289/538	280/508
冷却水流量、t/s	14.4	16.7	0.821	1.19
電気出力当りの冷却 水流量、kg/s/MWe	10.6	14.5	0.821	1.19

*出力は1700,1000,600MWeの炉を検討中。



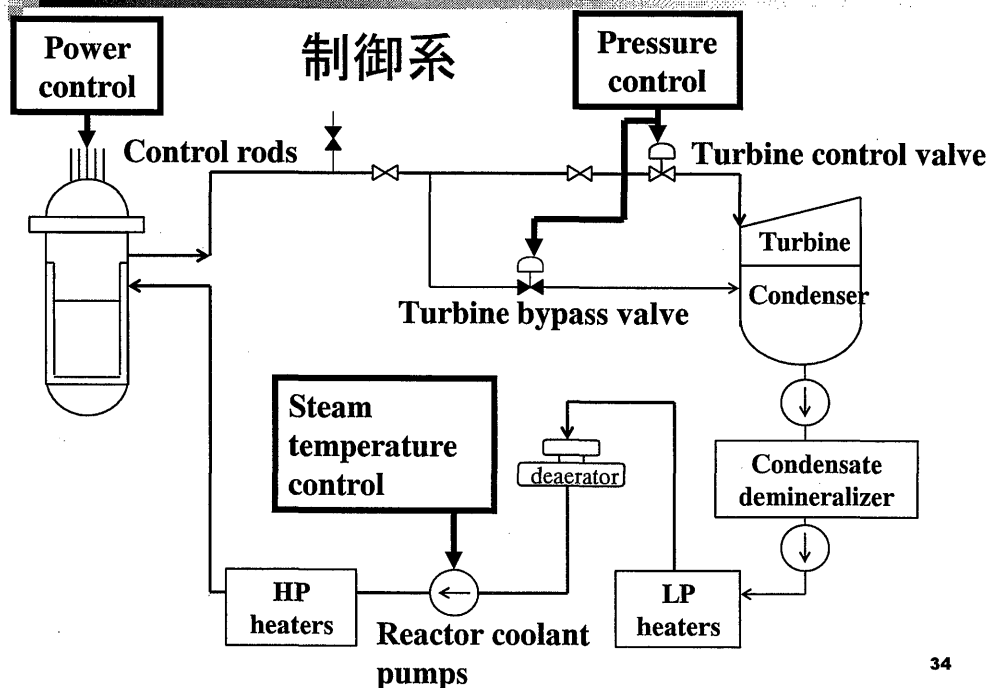
安全系の容量と構成

容量:	
AFS	TD 3 units: 50kg/s/unit (4%) at 25MPa
LPCI/RHR	MD 3 units: 300kg/s/unit (25%) at 1MPa
ADS/SRV	8 units: 240kg/s/unit (20%) at 25MPa
構成:	
	AFS LPCI/RHR / AFS AFS LPCI/RHR LPCI/RHR

安全上の特徴

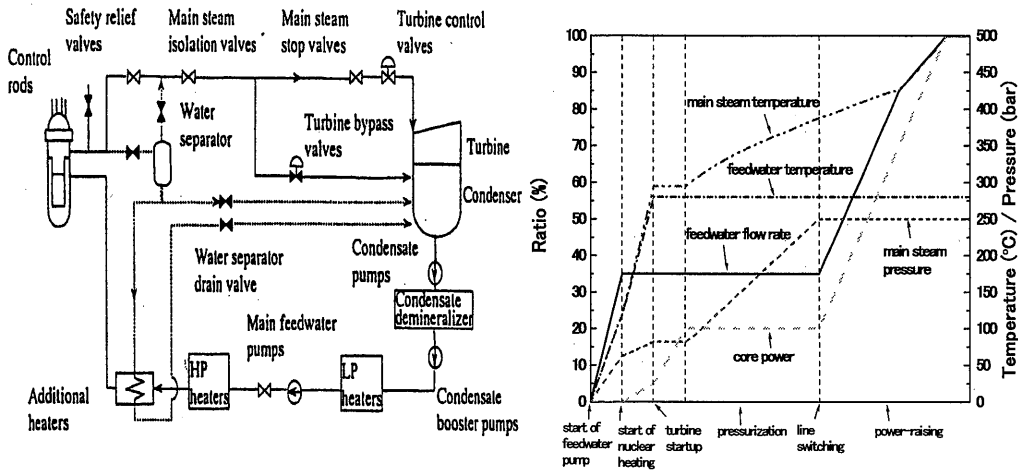
- 貫流型なので安全確保の原理が軽水炉と違う
 軽水炉のように1次冷却水インベントリー確保や炉心の自然循環冷却は重要でない
 炉心流量の確保が重要(ガス炉や高速炉と同様)
- 貫流型では減圧すると炉心が冷却できる
 減圧弁開放によって冷却材の流れが誘起される
- 下降流水減速棒は炉心冷却に受動的に寄与
 炉心過熱時にヒートシンクの役割(燃料チャンネルからの伝熱量増加)
 流量喪失時に炉心への冷却材供給を継続
 LOCAを含む減圧時に受動的に炉心に冷却材が流れる
- ATWSは対策無しで基準を満たす
- 鋼製被覆管は過酷事故進展で有利

33



34

変圧起動系(火力と類似)と起動曲線



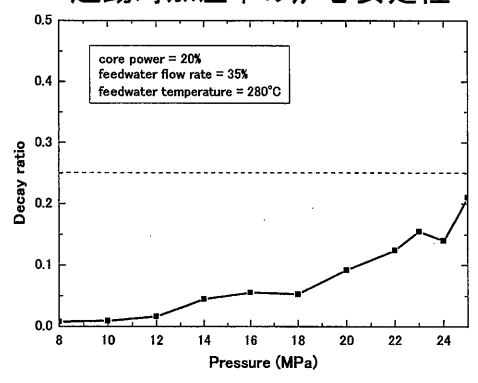
35

安定性解析

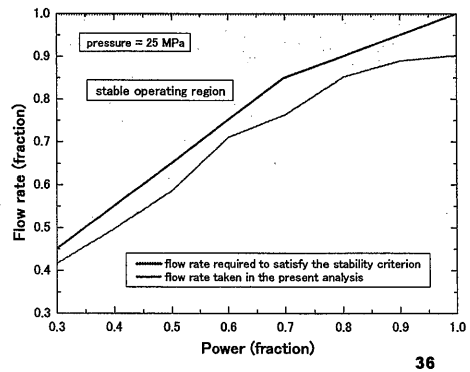
適切なオリフィス配置により熱水力安定性の基準を満たす

下降流水減速棒が炉心安定性を低下させるが、適切な出力／流量比に保つことで基準を満たす

起動時加圧中の炉心安定性



25MPaにおける出力・流量の関係



36

性能向上の可能性

- 過渡時被覆管温度が高温になる時間が短く、燃料健全性判断基準と燃料設計に合理化余地
- 現在の熱伝達係数は平滑管に対するもの。燃料スパーサーと非加熱壁による通常時熱伝達向上と、伝熱劣化抑制による異常過渡時被覆管温度低下の可能性

37

超臨界圧軽水冷却高速炉

- 高揚程ポンプと低炉心流量の超臨界圧炉は稠密燃料格子の高速炉に適している(圧損が問題とならない)
- 炉心以外は熱中性子炉と同じプラントシステム
- 熱中性子炉より出力密度が高いため、経済性で有利になる可能性

38

まとめ

■ 公募事業

「プラント概念」、「伝熱・流動」、「材料」の3つのサブテーマについてメーカー・大学が協力して研究開発を行っている。

■ 東大の設計研究

炉心設計、安全設計等における超臨界圧炉特有の考え方を示すとともに本概念の成立性を示す研究を行っている。公募事業と相互にフィードバックを行っている。

2.7

革新的水冷却炉研究会

ま と め

平成17年2月10日

日本原子力研究所
エネルギーシステム研究部
岩村公道

1

革新的水冷却炉の今後の展開に向けて(1)

- ▶新法人「日本原子力研究開発機構」における取り組み
- 燃料サイクルの柔軟性を確保するため、同一の炉心構成でプルトニウムの有効利用からマルチサイクルさらには増殖炉への発展が可能な軽水炉として位置づけ、基盤的な取り組みを行う。
 - 転換比1以上の増殖型炉については、FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズ2での評価を踏まえて研究開発計画を策定し、一体的な体制のもとで研究開発を進める。
 - プロジェクト研究と基盤研究を融合した研究開発システムを構築し、中期計画終了時(平成21年度)において、実用化が展望できるかどうかの判断が可能な材料を提供することを目指す。

2

革新的水冷却炉の今後の展開に向けて(2)

➤新原子力長計に向けた取り組み

- ・ 持続可能な核燃料サイクルシステムへの移行を着実に実現するため、軽水炉によるプルトニウム利用の高度化のための技術開発の重要性を主張する。

➤協力体制の構築及び研究開発資金の確保

- ・ 産業界、電気事業者、大学および研究機関等との連携を強化し、適切な役割分担のもとで新たな協力体制を構築する。
- ・ DOE等との研究協力、及び海外照射炉を活用した燃料・材料照射試験等の国際協力を進め、研究開発の効率的推進を図る。
- ・ 国の公募事業等の外部資金の獲得を図り、研究開発を促進する。

3

本日の研究会でいただいたコメントを 今後の研究開発に適切に反映します

➤研究開発の進め方へのコメント

- ・ 米国BNLとの協定の内容と背景？核特性・熱特性の設計手法の比較。
- ・ 設置許可に向けて、フルバンドルの試験も検討してほしい。

➤研究開発の内容についてのコメント

- ・ 高速中性子のフルエンスが4倍になるが材料への影響は？
- ・ Puバランスから見たFBRとの共存の可能性。
- ・ 再処理費用を考えると経済性の面でFLWRに課題がある。
- ・ 高転換炉導入シナリオの妥当性？

4

本日は第8回革新的水冷却炉研究会にご出席頂き、ありがとうございました

日本原子力研究所
(次回は日本原子力研究開発機構となります)

3. あとがき

革新的水冷却炉研究会（第8回）には、所内外から75名が参加し、以下の6件の報告を通じて革新的水冷却炉の研究開発に関する活発な議論がなされ、有意義な会合であった。

- (1) 革新的水冷却炉（FLWR）の全体構想と研究開発状況
- (2) 軽水炉プルトニウム利用の高度化に係る燃料サイクル長期シナリオ
- (3) 稠密炉心の熱流動特性試験
- (4) 稠密炉心の核特性予測精度評価技術の開発
- (5) 高経済性低減速スペクトルBWRの技術開発
- (6) スーパー軽水炉（超臨界圧軽水炉）の設計と解析

原研では、本研究会での討論内容を本報告書にまとめて今後の研究開発計画に反映させるとともに、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、革新的水冷却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している。

謝 辞

本研究会の開催にあたり、最新の研究成果についてご講演いただいた大阪大学の北田孝典先生、株式会社東芝の師岡慎一氏、ならびに東京大学の石渡祐樹先生に深く感謝いたします。

また、ご多用の中ご出席いただいた皆様に、貴重なご意見やコメントをいただき、感謝申し上げます。

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).
- 3 石川信行、中塚亨、岩村公道（編）：“第 3 回低減速スペクトル炉に関する研究会報告書”、JAERI-Conf 2000-010 (2000).
- 4 中塚亨、石川信行、岩村公道（編）：“第 4 回低減速スペクトル炉に関する研究会報告書”、JAERI-Conf 2001-013 (2001).
- 5 中野佳洋、中塚亨、石川信行、岩村公道（編）：“第 5 回低減速スペクトル炉に関する研究会報告書”、JAERI-Conf 2002-012 (2002).
- 6 鍋島邦彦、中塚亨、石川信行、内川貞夫（編）：“第 6 回低減速軽水炉に関する研究会報告書”、JAERI-Conf 2003-020 (2003).
- 7 秋江拓志、鍋島邦彦、内川貞夫（編）：“第 7 回低減速軽水炉に関する研究会報告書”、JAERI-Conf 2005-009 (2005).

付録 「革新的水冷却炉研究会（第8回）」参加者リスト

	氏名	所属
1	穂村 政道	関西電力(株) 原子力事業本部
2	安部 勝洋	(株)コベルコ科研 材料評価事業部
3	荒井 利治	(株)日立製作所
4	石井 佳彦	(株)日立製作所 電力・電機開発研究所
5	石隈 和雄	日本原子力発電(株) 研究開発室
6	石渡 祐樹	東京大学大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設
7	稲葉 勇三	原子燃料工業(株) 東京営業部
8	井上 英彦	電気事業連合会 原子力部
9	岩富 弥太郎	技術士事務所ユートピアコンサルタンツ 技術部
10	内山 広美	助川電気工業(株) 東京支店
11	小倉 理志	三菱重工業(株) 炉心技術部
12	小沢 通裕	(株)日立製作所 電力グループ
13	小野 清	核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター
14	金川 孝	三菱重工業(株) 原子力技術部
15	金田 潤也	(株)日立製作所 材料研究所
16	亀山 高範	(財)電力中央研究所 原子力技術研究所
17	河原 暲	(株)日立製作所 電力グループ
18	北田 孝典	大阪大学大学院 原子力工学専攻
19	久保 雄一郎	原子燃料工業(株) 東海事業所 技術開発部
20	小泉 真範	(財)エネルギー総合工学研究所 プロジェクト試験研究部
21	小久保 孝	高砂熱学工業(株) 東京本店 環境エネルギー部
22	古藤 健司	九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学部門
23	斎藤 修	エネルギー問題に発言する会
24	櫻井 俊吾	(株)東芝 電力・社会システム技術開発センター
25	佐藤 敏彦	ニュークリア・デベロップメント(株) 構造技術開発室
26	嶋田 昭一郎	原電情報システム(株) 解析技術部
27	嶋田 雅樹	中部電力(株) 発電本部 原子力部
28	高橋 毅	原子力産業新聞
29	宅間 正夫	(社)日本原子力産業会議
30	太組 健児	日本原子力学会
31	竹田 練三	(株)日立製作所 電力・電機開発研究所
32	館 克己	(株)テプコシステムズ 原子力エンジニアリング部

33	玉置 昌義	名古屋大学工学研究科 マテリアル理工学専攻
34	角田 弘和	(株)三菱総合研究所 科学技術研究本部
35	中川 正幸	原子力安全委員会
36	中島 甫	日本原子力発電(株)
37	長野 浩司	(財)電力中央研究所 社会経済研究所
38	成合 英樹	原子力安全基盤機構
39	西川 覚	核燃料サイクル開発機構 経営企画本部 FBR サイクル開発推進部
40	浜崎 一成	UCN会
41	早川 啓朗	(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン ウラン燃料センター
42	平井 啓詞	日本原子力発電(株)
43	平野 隆久	日本電機工業会 原子力部
44	藤村 研	日本原子力発電(株) 研究開発室
45	逸見 幸雄	(株)アイテル技術サービス
46	堀内 俊和	三菱重工業(株) 原子力部
47	堀川 豊彦	(株)日立製作所 電力グループ 原子力事業部
48	松井 一秋	(財)エネルギー総合工学研究所
49	松下 昭武	石川島播磨重工業(株) エネルギー・プラント事業本部
50	松永 善男	(株)大林組 東京本社 原子力本部 原子力部
51	持田 貴顕	(株)日立製作所 日立事業所 原子力計画部
52	森山 日出幸	エンジニアリング開発(株) 技術開発室
53	師岡 慎一	(株)東芝 電力社会システム技術開発センター
54	山内 純一	三菱重工業(株) 軽水炉二課
55	山路 哲史	東京大学大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設
56	山田 清文	東京電力(株) 原子力技術・品質安全部
57	山本 宏	助川電気工業(株) 営業本部 営業部
58	吉井 良介	東京電力(株) 原子力技術・品質安全部
59	鈴木 康文	日本原子力研究所 東海研究所
60	横溝 英明	日本原子力研究所 東海研究所
61	吉田 善行	日本原子力研究所 東海研究所
62	石川 信行	日本原子力研究所 統合準備室
63	岩村 公道	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部
64	内川 貞夫	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部
65	木内 清	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部
66	秋本 肇	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部

67	佐藤 治	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部
68	大貫 晃	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部
69	久語 輝彦	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部
70	大久保 努	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部
71	中野 佳洋	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部
72	秋江 拓志	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部
73	鍋島 邦彦	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部
74	中塚 亨	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部
75	小林 登	日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部

(敬称略、五十音順)

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3 固有の名称をもつ SI 組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

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

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ 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	Å
バ	b
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²
1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

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	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(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, ヘクト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のカテゴリーに分類されている。
- EC 関係理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

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

粘度 1 Pa·s (N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)
= 4.184 J (熱化学)
= 4.1855 J (15 °C)
= 4.1868 J (国際蒸気表)
仕事率 1 PS (仏馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 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 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

革新的水冷却炉研究会（第8回）に関する研究会報告書 2005年2月10日、航空会館、東京都港区



古紙配合率100%
白色度70%の再生紙を使用しています