

JAERI-Conf  
2005-009



JP0550476



第7回低減速軽水炉研究会報告書

2004年3月5日、東海研究所、東海村

2005年8月

(編) 秋江 拓志・鍋島 邦彦・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, 2005

編集兼発行 日本原子力研究所

第7回低減速軽水炉研究会報告書  
2004年3月5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) 秋江 拓志・鍋島 邦彦・内川 貞夫

(2005年7月1日受理)

「低減速軽水炉研究会」は、日本原子力研究所（原研）が革新的水冷却炉として研究を進めている低減速軽水炉について、研究の効率的推進に資することを目的として、所内関連部門の研究者と、大学、国公立試験研究機関、電力会社、原子力メーカー等の所外研究者とが情報交換を行う場として開催しているものである。本研究会は、平成10年3月の第1回会議以来毎年開催されており、第7回となる今回は平成16年3月5日に原研の東海研究所で日本原子力学会北関東支部の共催を得て行われ、所内外から95名の参加があった。

今回のプログラムは、講演5件と総合討論により構成され、講演では原研における革新的水冷却炉（低減速軽水炉）の研究開発の現状と展望が説明された後、FBRサイクル実用化戦略調査研究における水冷却炉の検討・評価について原研と核燃料サイクル開発機構から各1件、および燃料サイクル長期展望と低減速軽水炉の導入シナリオについて原研から、次世代炉開発戦略へのメーカーの取組みについて日立から講演がそれぞれあった。また、総合討論では、Na冷却炉、低減速軽水炉の導入効果、今後の開発の進め方等について意見の交換がなされた。

本報告書は、各講演の論文と質疑応答集、および総合討論の議事録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プレゼンテーション資料及び研究会プログラム、参加者名簿を掲載した。

Summary Report of the 7th Reduced-moderation Water Reactor Workshop  
- March 5, 2004, JAERI, Tokai -

(Eds.) Hiroshi AKIE, Kunihiko NABESHIMA and Sadao UCHIKAWA

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

(Received July 1, 2005)

As a research on the future innovative water reactor, the development of Reduced-Moderation Water Reactors (RMWRs) has been performed in Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI). The workshop on RMWRs is aiming at information exchange between JAERI and other organizations such as universities, laboratories, utilities and vendors, and has been held every year since 1998. The 7th workshop was held on March 5, 2004 under the joint auspices of JAERI and North Kanto branch of Atomic Energy Society of Japan.

The program of the workshop was composed of 5 lectures and an overall discussion time. The workshop started with the lecture by JAERI on the status and future program of RMWR research and development, followed by the two presentations by JAERI and Japan Nuclear Cycle Development Institute, respectively, on the investigation and evaluation of water cooled reactor in Feasibility Study Program on Commercialized Fast Reactor Systems. The lectures were also made on the Japan's nuclear fuel cycle and scenarios for RMWRs deployment by JAERI, and on the next generation reactor development activity by Hitachi, Ltd. The main subjects of the overall discussion time were Na cooled fast reactor, deployment effects of RMWRs and the future plan of the RMWR research and development.

This report includes the original papers presented at the workshop and summaries of the questions and answers for each lecture, as well as of the discussion time. In addition in the Appendices, there are included presentation handouts of each lecture, program of the workshop and the participants list.

Keywords : Innovative Water Reactor, Reduced Moderation, RMWR, Feasibility Study, Fast Reactor, Nuclear Fuel Cycle, Reactor Deployment Scenario, Next Generation Reactor

## 目次

1. まえがき .....	1
2. 講演および質疑応答 .....	3
2. 1 革新的水冷却炉「低減速軽水炉」の研究開発の現状と展望 (内川貞夫) .....	5
2. 2 FBRサイクル実用化戦略調査研究における水冷却炉の検討・評価 .....	22
2. 2. 1 技術検討 (大久保努、他) .....	22
2. 2. 2 フェーズII中間評価 (小竹庄司、他) .....	32
2. 3 燃料サイクル長期展望と低減速軽水炉の導入シナリオ (佐藤治、他) .....	42
2. 4 次世代炉開発へのメーカーの取組み (山下淳一) .....	51
3. 総合討論 .....	55
付録1 プレゼンテーション資料集 .....	59
1-1 革新的水冷却炉「低減速軽水炉」の研究開発の現状と展望 .....	59
1-2 FBRサイクル実用化戦略調査研究における水冷却炉の検討・評価：技術検討 .....	85
1-3 FBRサイクル実用化戦略調査研究における水冷却炉の検討・評価： フェーズII中間評価 .....	97
1-4 燃料サイクル長期展望と低減速軽水炉の導入シナリオ .....	117
1-5 次世代炉開発へのメーカーの取組み .....	131
付録2 研究会プログラム .....	145
付録3 参加者リスト .....	149

Contents

1. Preface.....	1
2. Papers and Summaries of Questions and Answers.....	3
2.1 Status and Future Program of Research and Development on Reduced-moderation Water Reactors (S. Uchikawa) .....	5
2.2 Investigation and Evaluation of Water Cooled Fast Reactor in the Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems.....	22
2.2.1 Technical Investigation (T. Okubo, et al.) .....	22
2.2.2 Intermediate Evaluation of Phase-II Study (S. Kotake, et al.).....	32
2.3 Long-term Perspective of Japan’s Nuclear Fuel Cycle and Scenarios for Deploying RMWRs (O. Sato, et al.) .....	42
2.4 Next Generation Reactor Development Activity at Hitachi, Ltd. (J. Yamashita).....	51
3. Overall Discussion .....	55
Appendix 1 Handouts.....	59
1-1 Status and Future Program of Research and Development on Reduced-moderation Water Reactors .....	59
1-2 Investigation and Evaluation of Water Cooled Fast Reactor in the Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems : Technical Investigation.....	85
1-3 Investigation and Evaluation of Water Cooled Fast Reactor in the Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems : Intermediate Evaluation of Phase-II Study.....	97
1-4 Long-term Perspective of Japan’s Nuclear Fuel Cycle and Scenarios for Deploying RMWRs.....	117
1-5 Next Generation Reactor Development Activity at Hitachi, Ltd.....	131
Appendix 2 Program .....	145
Appendix 3 Participants List .....	149

## 1. まえがき

我が国で現在発電に使用されている 52 基（2004 年 2 月現在）全ての原子炉は、ウラン燃料を用いた軽水炉であり、その使用済燃料中には核燃料として使用可能なプルトニウムが多く含まれる。これら軽水炉使用済燃料中のプルトニウムは、エネルギー資源として再処理、回収し、高速増殖炉において再利用するのがウラン資源有効利用の観点から望ましく、わが国も国策としてこのリサイクル路線をとっている。

しかし、高速増殖炉導入に遅れが生じてきている現状では、余剰のプルトニウムを持たないとする国際公約を守るために、プルトニウムの軽水炉利用が現実的な選択肢となっている。当面は既存の軽水炉でプルトニウムを利用することになるが、既存軽水炉は取出燃料中のプルトニウム組成の劣化により多数回のプルトニウムリサイクルは難しく、ウラン資源の利用効率も限られたものにならざるを得ない。

このような状況のもと日本原子力研究所（原研）では、実績のある軽水炉技術に基づきつつ高い燃料転換比を実現できる革新的な水冷却炉「低減速軽水炉」を、核燃料サイクル上の広範囲なニーズに対応できる柔軟性のある原子炉として研究開発を進め、ウラン資源の有効利用によるエネルギーの長期安定供給に資することを目指している。

本研究会は、この「低減速軽水炉」の最新の研究成果の報告と、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 年度より毎年開催されてきた。これまでの研究会の報告書は、文献[1.1 - 1.6]にまとめられている。今回の第 7 回研究会は、原研と日本原子力学会北関東支部との共催により、所内外 95 名の参加を得て平成 16 年 3 月 5 日に原研東海研究所で開催された。本研究会では 5 件の発表が行われた後に総合討論の時間が設けられ、燃料サイクルの課題に対応した炉型戦略について出席者を交えた議論が行われた。以下に 5 件の発表と総合討論の概要を簡単にまとめる。

(1)「革新的な水冷却炉（低減速軽水炉）の研究開発の現状と展望」では低減速軽水炉の代表概念を紹介した後、熱流動、燃料要素・材料技術、炉物理実験、安全性評価、実用化戦略調査研究を中心とする研究の現状と、実用化に向けた開発シナリオや技術実証計画を含む今後の展開についての報告があった。

(2)「FBR サイクル実用化戦略調査研究における水冷却炉の検討・評価」には 2 件の報告があり、まず「技術検討」では実用化戦略調査研究における水冷却炉検討の経緯と実際の技術検討の内容を、「フェーズ II 中間評価」では実用化戦略調査研究フェーズ II での設計研究の成果と研究開発課題を、水冷却炉とその他の炉型で比較し、各炉型の技術総括と今後の展開が説明された。

(3)「燃料サイクル長期展望と低減速軽水炉の導入シナリオ」では、核燃料サイクル上の課題に対応するためのウラン燃料軽水炉、プルトニウム燃料軽水炉、低減速軽水炉などの炉型導入のいくつかのシナリオが示され、各シナリオの再処理量、使用済燃料蓄積量、天然ウラン消費量、コスト等を比較することにより、低減速軽水炉の炉型戦略上の特徴が明確にされた。

(4)「次世代炉開発戦略へのメーカーの取組み」では、中期的な開発対象の次世代炉システムと長期的目標の将来炉システムに分けた日立製作所における開発の考え方と、原子炉と燃料サイ

クル技術両面についてのそれぞれの開発目標が示され、そのために実際に開発中の具体的な概念・技術が原子炉、サイクルそれぞれについていくつか紹介された。

(5) 総合討論では、Na 冷却炉に対する見解、低減速軽水炉の導入効果、今後の新法人における革新的原子炉の開発の進め方等について、電力からの参加者、原研および核燃料サイクル開発機構の関係者等の間で率直な意見の交換がなされた。

#### 参考文献

- 1.1. 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).
- 1.2. 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).
- 1.3. 石川信行、中塚享、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).
- 1.4. 中塚享、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).
- 1.5. 中野佳洋、中塚享、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).
- 1.6. 鍋島邦彦、中塚享、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).



## 2. 講演および質疑応答

This is a blank page.

2. 1 革新的水冷却炉「低減速軽水炉」の研究開発の現状と展望  
Status and Future Program of Research and Development  
on Reduced-Moderation Water Reactors

内川貞夫

Uchikawa Sadao

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

2. 1. 1 低減速軽水炉の目的

わが国では、今後長期にわたって軽水炉およびその改良型が原子力発電の中核となる見通しであり、核燃料サイクルの早期確立のためには、実績のある軽水炉技術に立脚したプルトニウム利用技術の開発が重要である。日本原子力研究所では、将来のエネルギー安定供給の有力な選択肢として、プルトニウムの利用効率を高め、将来的には増殖への発展も期待できる、革新的水冷却炉「低減速軽水炉」の研究開発を進めている<sup>[2.1-1]~[2.1-6]</sup>。

軽水炉燃料の再処理で得られるプルトニウムを着実に利用することが、今後長期にわたって原子力利用を進めるための重要な課題である。当面は、プルトニウムを軽水炉で利用する（プルサーマル）ことになるが、使用済 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウムの割合が低下するため、プルサーマルによるプルトニウムの再利用は困難で、使用済燃料の蓄積量低減や資源有効利用の面での限界がある。このため、中長期的にはプルトニウムの多重リサイクルを実現し、増殖への発展が期待できる原子炉の開発が望まれる。

革新的水冷却炉（低減速軽水炉）は、水による中性子の減速を抑制して中性子エネルギーを高くして運転することで1を超えるプルトニウム転換比を実現する水冷却炉であり、実績のある軽水炉の技術基盤を最大限に活用することにより、プルトニウムの多重リサイクル利用の早期実現、ウラン資源の有効利用によるエネルギーの長期安定供給を目指している。（図 2.1-1）

2. 1. 2 研究開発の協力体制と経緯

原研では、これまで電気事業者（日本原子力発電、東京電力、東北電力）、軽水炉メーカー（東芝、日立製作所、三菱重工業）、核燃料サイクル開発機構、大学等との協力のもとに、低減速軽水炉の研究開発を進めてきた。図 2.1-2 に低減速軽水炉の研究開発体制を示す。

国内軽水炉メーカーとは、現行軽水炉技術を最大限に活用して低減速軽水炉の早期実用化を目指した研究開発の円滑な推進を図るため、「革新的水冷却炉の研究開発に係わる検討会」を組織し、連携して開発を進めている。

日本原子力発電を中心とした電力会社とは、平成 10 年より共同研究「低減速スペクトル炉心の研究」<sup>[2.1-7]</sup>において、炉心概念設計、核及び熱水力設計手法の改良、臨界実験検討、及び熱流動実験等を実施してきた。

また、経済産業省の「革新的実用原子力技術開発提案公募事業」において、原研、原電、日立、東工大の4機関が連携して「受動的安全性を具備した低減速軽水炉に関する技術開発」を平成12年度から14年度までの3年計画で実施した<sup>[2.1-8]</sup>。本事業は、低減速軽水炉の研究を小型受動的安全炉システムに適用したものである。

さらに、平成14年度からは、文部科学省の競争的特会公募事業「革新的原子力システム技術開発」にて「超高燃焼水冷却増殖炉用燃料集合体に関する技術開発」が採択され、原研、原電、東芝、日立、三菱、東大、阪大の7機関の連携のもとに、14年度から18年度の5ヵ年計画で低減速軽水炉の実用化に必要な要素技術の基盤的な研究開発を実施している。

核燃料サイクル開発機構とは、平成11年度に高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究に関する研究協力取決めを締結し、平成13年度からのフェーズⅡとして低減速軽水炉の水冷却高速増殖炉としての評価を共同で実施している。また、海外については、米国DOEとの情報交換、ロシアのRIAR研究所については燃料照射関連での協力を推進している。

### 2. 1. 3 低減速軽水炉の概要

低減速軽水炉は、経験豊富な軽水炉技術を基盤として、現行軽水炉の優れた運転・保守性を維持するとともに、プルトニウム多重リサイクルを可能とする革新的水冷却炉概念である。低減速軽水炉では、水による中性子の減速をできる限り低く抑えて中性子のエネルギーを高めるために燃料棒を従来よりも稠密に配置し、炉心の高さを低くしかつ中間にブランケットを適切に配置した稠密格子・扁平型炉心とすることで、現行軽水炉のもつ優れた安全性を維持しつつ高い転換比を実現する<sup>[2.1-9]</sup>。(図2.1-3,4)

これまでの設計研究により、1.0を超える転換比、設計条件に応じて1.04ないし1.06、また平均燃焼度45~65GWd/tの達成が可能であることが示されている。図2.1-5に設計目標を達成した1,356MWe BWR型低減速軽水炉の炉心・燃料構成を示す。表2.1-1に主な設計諸元と炉心性能をまとめた。燃料集合体は燃料棒の三角格子配列に最適な六角形のチャンネルボックスに納められる構成であり、各燃料棒には平均核分裂性プルトニウム富化度が18%のMOX燃料ペレットと劣化ウランを使用したブランケットペレットが図に示す高さ方向の構成で詰められている。即ち、2カ所に分けられたMOX領域は高さが約20cmで、その間に中間ブランケット領域が設けられ、さらに上下にブランケットを有し、全体の高さが1.2m程度の短尺な構造となっている。転換比(Pu残存比)は1.04と1を上回り、ボイド反応度係数は負の値を達成している。中間ブランケットを含む炉心部の平均燃焼度は65GWd/tである。

プルトニウム多重リサイクル性についての検討では、マイナアクチニドや核分裂生成物を含む低除染再処理燃料を使用する場合でも1以上の転換比を確保でき、環境への負荷低減にも寄与できるとの結果が得られている<sup>[2.1-10,11]</sup>。燃料サイクルを含めた経済性については、プルサーマルとほぼ同等であり、高燃焼度化とMOX燃料再処理費の低減により軽水炉なみの経済性が達成でき、建設費はABWRとほぼ同等であると評価され、核燃料サイクル開発機構が中心になって進めている高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究での候補概念の一つとして採択されている<sup>[2.1-12]</sup>。

## 2. 1. 4 研究開発状況

低減速軽水炉では、実証済の軽水炉プラント技術が活用できるため、新たに行うべき研究開発の主要課題は、低減速軽水炉の特徴部分である炉心・燃料分野に関するものであり、具体的には、稠密格子炉心からの熱除去の確認、高性能燃料被覆管の開発及び照射下の燃料挙動の確認等、が挙げられる。原研では、低減速軽水炉を実現するための研究開発として、成立性確認のための研究開発及び実用化のための要素技術開発を、電気事業者、原子力メーカー、大学等との協調・連携のもとに推進している。以下にその概況をまとめる。

### (1) 稠密格子炉心の除熱特性試験

低減速軽水炉では、燃料棒間隔が狭い稠密炉心を採用するため、除熱性能の確認が不可欠である。原研では、これまでに低減速軽水炉の稠密炉心体系を模擬した7本ロッドバンドルの限界出力試験を行い、限界出力設計式の妥当性を評価し、定格運転条件での成立性に問題のないことを確認した<sup>[2.1-13,14]</sup>。さらに、平成15年より、流量依存性、流路壁近傍の流路面積や軸方向出力分布の影響、燃料棒間隔や燃料棒曲がり等の除熱性能への影響についてのデータ取得、ならびに稠密炉心での限界出力予測手法の確立を目的として、37本バンドル試験体を用いた大型熱特性試験を実施している。(図2.1-6,7)

図2.1-8に大型熱特性試験の基準試験体を示す。燃料棒外径は13mm、燃料棒間隔幅は1.3mmとし、燃料棒の長手方向出力分布は、扁平二重炉心の軸方向出力分布を模擬し、37本の燃料棒をグループ分けして出力割合を制御することにより、バンドル内の径方向出力分布の影響を調べられる構造としている。これまでに質量速度、入口水温、出口圧力、径方向出力分布をパラメータとして定常限界出力試験を行い、従来の小規模体系(7本バンドル)と同様の冷却特性を確認した。図2.1-9に大型熱特性試験(定常限界出力試験)で得られた代表的なパラメータ依存性を示す。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し、7本バンドルで得られた結果と定性的に同様の結果となっている。また、運転時の異常な過渡変化の状況を包含する範囲で過渡限界出力試験を行い、流量低下事象、並びに出力上昇事象に対応する実験データを取得し、過渡時においても除熱性能を確保できるとの見通しが得られた。

200本程度の燃料棒を束ねた実炉の燃料集合体の詳細設計を行うには、集合体のスケール効果を定量的に評価することが必要となる。37本規模の限界出力試験とサブチャンネル解析手法を組み合わせ、スケール効果の評価を進めている。<sup>[2.1-15]</sup>。さらに、37本バンドルでの限界出力試験データを用いて、7本バンドルデータで開発された限界出力相関式を大型バンドル用までに拡張し、原研以外で実施された実験のデータともよく一致することを確認している<sup>[2.1-16]</sup>。

### (2) 燃料要素・材料技術

低減速軽水炉の燃料設計の観点から留意すべき特徴を図2.1-10に示す。これらの特徴を踏まえて、燃料要素・材料に関する研究開発を推進している。

#### 1) 高富化度 MOX 燃料の照射挙動予測

低減速軽水炉では核分裂性プルトニウム富化度15%以上の高富化度 MOX 燃料を、高中性子ス

ペクトルの照射条件下で使用する。このような条件での燃料の健全性を確認するための解析的な研究として、高富化度 MOX 燃料の照射挙動の予測評価を進めており、燃料棒の温度履歴、燃料棒の内圧の変化、被覆管の歪み量等の検討を実施している。原研で開発を進めている燃料ふるまい解析コード FEMAXI-FM<sup>[2.1-17]</sup> を用いて、現在の炉心設計で設定しているジルカロイ 2 被覆管を使用した燃料の挙動解析をした結果の一例を図 2.1-11 に示す。これらの結果をもとに、燃料要素の設計仕様の最適化を進めている。

## 2) 燃料被覆管開発

低減速軽水炉では、燃料棒の被覆管は現行軽水炉に比べて高速中性子束及び燃焼度の高い条件で使用されることから、それらに十分耐える能力を持つことが要求される。現行軽水炉で使用されているジルカロイ被覆管の適用性検討と併行して、これまで原研で開発を進めてきた 25Cr-35Ni-0.2Ti 系オーステナイトステンレス鋼(改良 SUS 材)<sup>[2.1-18]</sup> について、基礎照射試験や特性評価試験により材料改良技術の有効性を確認するとともに、実際の高速度中性子照射下での耐照射性評価試験計画の具体化検討を進めている。改良ステンレス被覆管材料の開発状況を図 2.1-12 に示す。

## 3) 燃料要素・燃料集合体の健全性の検討

低減速軽水炉での燃料要素、燃料集合体、炉心構造の機械的健全性の観点からの検討と実施内容を図 2.1-13 に示す。

燃料棒間、燃料-チャンネルボックス間、チャンネルボックス間の各間隙およびスパーサーの拘束条件等は、扁平二重炉心の定常運転や想定される過渡変化における熱流動や出力変動を想定しても、燃料中心温度や塑性歪の制限条件に対して十分な安全余裕を確保できることが必要である。また、重照射に伴う照射クリープおよび積層燃料の温度変化に伴う熱疲労等により、線出力密度の高い MOX 燃料部および固定端にける局所変形や全体的なボウイングの変形の観点から、材料間の局所的接触を生じないことが必要であり、これらに係る設計検討ならびに健全性確認のための試験を計画している。

## (3) 低減速炉心体系の臨界実験

低減速炉心の炉物理特性を詳細に検討するため、原研の高速臨界実験装置 (FCA) を用いて低減速軽水炉の炉心中性子スペクトルを模擬した体系での臨界実験を実施し、臨界性、増殖性、反応度係数など主要核特性に関する実験データを取得している。図 2.1-14 に実験計画を示す。

U 燃料を用いた第 1 フェーズの実験では、FCA において低減速軽水炉の炉心中性子スペクトルの模擬が可能であることを確認した<sup>[2.1-19]</sup>。第 2 フェーズの MOX 燃料体系模擬の実験では、ポイド率を系統的に変えた体系での実験を実施している。また、実験と並行して、すでに終了した体系での実験解析とともに、臨界実験の実機適用性評価を行うために感度解析コードを整備し、炉心模擬性指標の理論的検討を進めている<sup>[2.1-20,21]</sup>。(図 2.1-15)

#### (4) 安全性の検討

低減速軽水炉の異常な過渡変化時および事故時の安全性については、ABWR の設計基準事象を参考に、低減速軽水炉の特徴および事象の包絡性を考慮して対象とする設計基準事象を選定・評価し、被覆管の温度上昇はわずかで、設計基準事象に対して十分な安全性を有するとの結果が得られている。<sup>[2.1-9]</sup>。

低減速軽水炉では高富化度 MOX 燃料を使用するため、炉心損傷時に再臨界発生およびその後の厳しい事故影響に至る可能性についての評価・検討が重要である。この再臨界の発生可能性を把握するために、事故時の冷却材分布、炉心溶融挙動、下部プレナムでの再臨界挙動に関する熱的および核的検討を実施している。<sup>[2.1-8,22]</sup>。

これまでの検討で、軽水炉特有のメカニズムにより炉心で再臨界が生じる場合には水が存在しないことから、構造物の健全性に影響するような機械的エネルギー発生は生じ難いことが示されている。また、炉心溶融挙動では、炉心が半径方向に中心から周辺部へ順に崩壊していくことを解析評価し、ジルコニウム被覆管酸化物と MOX 燃料融点の差が小さいことから、燃料と被覆材の分離が生じ難く再臨界は生じにくいとの見通しを得ている。今後は、燃料棒の崩壊分布と被覆管が溶融した後の燃料ペレットの状態を考慮した検討を詳細に評価していく。

下部プレナムでの再臨界性については、炉心デブリと被覆管デブリが混合する場合には、再臨界が生じないことを核計算により確認するとともに、デブリベッドの再溶融が生じ溶融金属と燃料が分離した場合でも、現実的な形状の中性子吸収材を制御棒ハウジングに取り付けることにより、下部プレナムでの再臨界を防止できるとの結果を得ている。

#### 2. 1. 5 今後の展開

低減速軽水炉の実用化に向けた基本的な考え方は、低減速軽水炉の成立性、安全性確認のための要素技術開発と、その成果にもとづく低減速軽水炉技術の早期実証ならびに実用炉燃料の段階的高燃焼度化である。図 2.1-16 に低減速軽水炉の 2020 年代実用化を目指した技術体系整備までの道筋を示す。

低減速軽水炉は軽水炉技術に立脚しているものの、高富化度 MOX 燃料棒を稠密に配列した燃料集合体から構成されるこれまでに経験のない炉心構成であり、実用炉で想定される高速中性子スペクトルおよび中性子束密度でかつ高温高压沸騰水環境を同時に模擬した条件下での燃料棒および燃料集合体の照射経験はこれまでに存在しない。したがって、その成立性の実証のためには、実際の原子炉において低減速軽水炉固有の中性子照射場・熱水力環境を構築し、稠密燃料集合体の総合的な健全性を確認することが不可欠である。この技術実証用の原子炉施設（技術実証炉）を 2010 年代前半に構築する。

技術実証用原子炉を早期に構築するために、原子炉の運転開始段階の炉心燃料については、燃料被覆管は実績のあるジルカロイ-2 被覆管とするとともに、取出燃焼度や中性子照射量を現在までの軽水炉における実績ベースで許認可を取得できる範囲に設定し、稠密格子炉心における高ボイド率運転という低減速軽水炉の基本技術を確立する。

一方、実用炉での経済性向上の観点から、技術実証用原子炉を先使用燃料体の照射炉として活用して照射実績データを取得し、実用炉で使用する燃料の高燃焼度化技術を確立する。具体的には、技術実証用原子炉の運転開始当初から燃焼度伸長のための先使用燃料集合体を少数体装

荷し、約5年ないし8年間炉内に滞在させて照射して燃料棒および燃料集合体各部の健全性を確認し、実用炉向け燃料の基本技術を確立するとともに、先行使用燃料体と同一設計の燃料を技術実証用原子炉の取替燃料として装荷する。また、先行使用燃料集合体を装荷するための許認可用データは、技術実証炉の建設に先行して、ロシア RIAR 等の照射炉にて低減速軽水炉環境を模擬した燃料棒少数本照射で取得する計画である。図 2.1-17 に技術実証用小型原子炉の炉心構成案を示す。

技術実証用原子炉と低減速軽水炉実用炉の炉心構成および燃料要素は基本的には変わらず、実用炉の炉心部以外のシステムには ABWR で確立された技術を採用できることから、技術実証用原子炉で確認された技術をもとに実用炉への展開は可能であり、2020 年代から低減速軽水炉の実用化が実現できる。

#### 参考文献

- 2.1.1 中島信也、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)
- 2.1.2 中島信也、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).
- 2.1.3 石川信行、他(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).
- 2.1.4 中塚亨、他(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).
- 2.1.5 中野佳洋、他(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).
- 2.1.6 鍋島邦彦、他(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).
- 2.1.7 将来型炉研究グループ他：“低減速スペクトル炉心の研究—平成10～11年度報告書”、JAERI-Research2000-035,(2000)
- 2.1.8 日本原子力研究所、日本原子力発電、日立製作所、東京工業大学：“平成14年度革新的実用原子力技術開発公募事業 受動的安全性を具備した低減速軽水炉に関する技術開発成果報告書”平成15年3月,(2003)
- 2.1.9 大久保努、他：“高転換比 BWR 型低減速スペクトル炉の安全性および炉心改良の検討” JAERI-Research 2001-21,(2001)
- 2.1.10 T.Okubo 他：“Design Study on Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR) Core for Plutonium Multiple Recycling”, Proc. GENES4/ANP2003,#1145,Kyoto,Japan (2001).
- 2.1.11 大久保努、他：“低減速軽水炉の研究(43) —研究開発の現状及び多重リサイクル炉心特性の検討—”、日本原子力学会「2004年春の年会」、岡山大学(2004)
- 2.1.12 安藤将人、他：“FBR サイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡの中間評価—(2)炉システムの技術総括の見通し—”、日本原子力学会「2004年春の年会」、岡山大学(2004)



- 2.1.13 呉田昌俊、他：“低減速軽水炉の研究（40）－限界出力実験－”、日本原子力学会「2003年春の年会」、アルカス佐世保（2003）.
- 2.1.14 玉井秀定、他：“低減速軽水炉の研究（41）－限界出力実験解析－”、日本原子力学会「2003年春の年会」、アルカス佐世保（2003）.
- 2.1.15 呉田昌俊、他：“稠密二重炉心限界出力特性とスケール効果の評価”、日本原子力学会「2004年春の年会」、岡山大学（2004）
- 2.1.16 劉 維、他：“稠密格子体系用改良限界出力相関式”、日本原子力学会「2004年春の年会」、岡山大学（2004）
- 2.1.17 M.Suzuki 他：“Analysis of MOX Fuel Behavior in Reduced-Moderation Water Reactor by Fuel Performance Code FEMAXI-RM”, submitted to Nucl. Eng. Design.
- 2.1.18 木内 清、他：“高性能燃料被覆管材質の研究”、  
JAERI-Research 2002-008,(2002)
- 2.1.19 岡嶋成晃、他：“低減速軽水炉の研究（39）－FCAにおけるU燃料を用いた炉物理模擬実験－”、日本原子力学会「2003年春の年会」、アルカス佐世保（2003）.
- 2.1.20 安藤真樹、他：“高富化度 MOX 高稠密格子炉心核特性予測技術の開発(1)－FCA 基準ボイド率炉心での実験及び解析”、日本原子力学会「2004年春の年会」、岡山大学（2004）
- 2.1.21 福島昌宏、他：“高富化度 MOX 高稠密格子炉心核特性予測技術の開発(2)－増殖指標の測定と解析”、日本原子力学会「2004年春の年会」、岡山大学（2004）
- 2.1.22 三原隆嗣、他：“FBR システム技術検討書－平成 12 年度報告－”、JNCTY9400 2001-012、(2001)

表 2.1-1 低減速軽水炉の主要諸元と炉心性能

項目	単位	低減速軽水炉	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 <sup>4</sup> 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 <sup>-4</sup> 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

- 軽水炉技術をベースとして、軽水炉利用の長期化に対応した柔軟なプルトニウムリサイクル利用を早期実現
- 将来の増殖サイクルへの移行により、ウラン資源消費量を大幅低減し、エネルギーの長期安定供給を確保

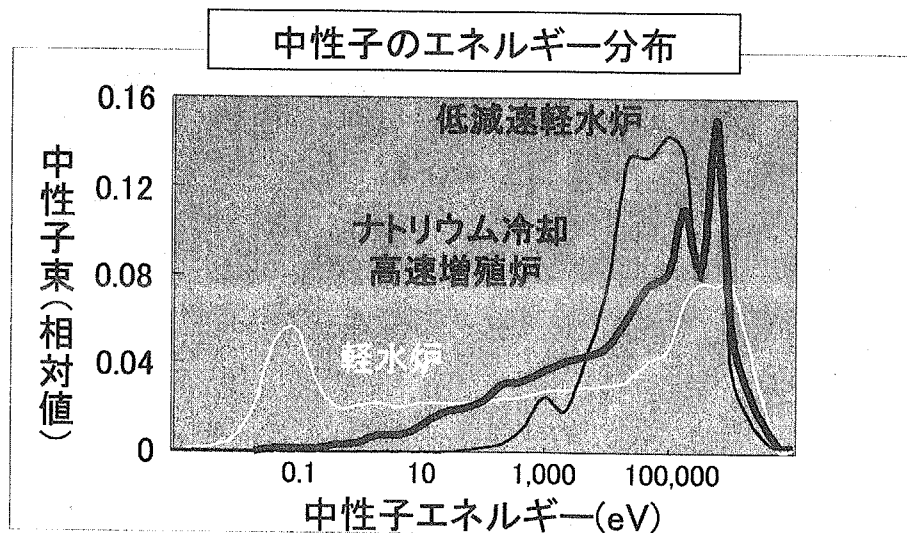


図 2.1-1 革新的水冷却炉（低減速軽水炉）の目的

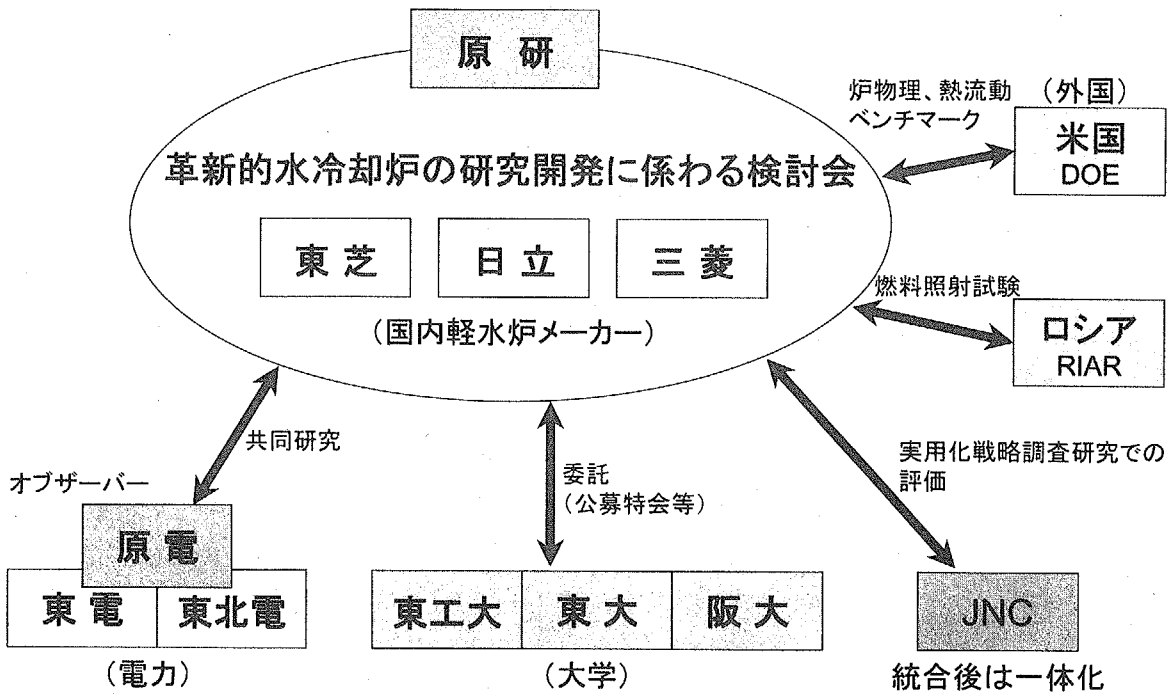


図 2.1-2 低減速軽水炉の開発協力体制

- 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。
- 持続的なPu多重リサイクル利用を可能とする1を超える高転換比を実現。

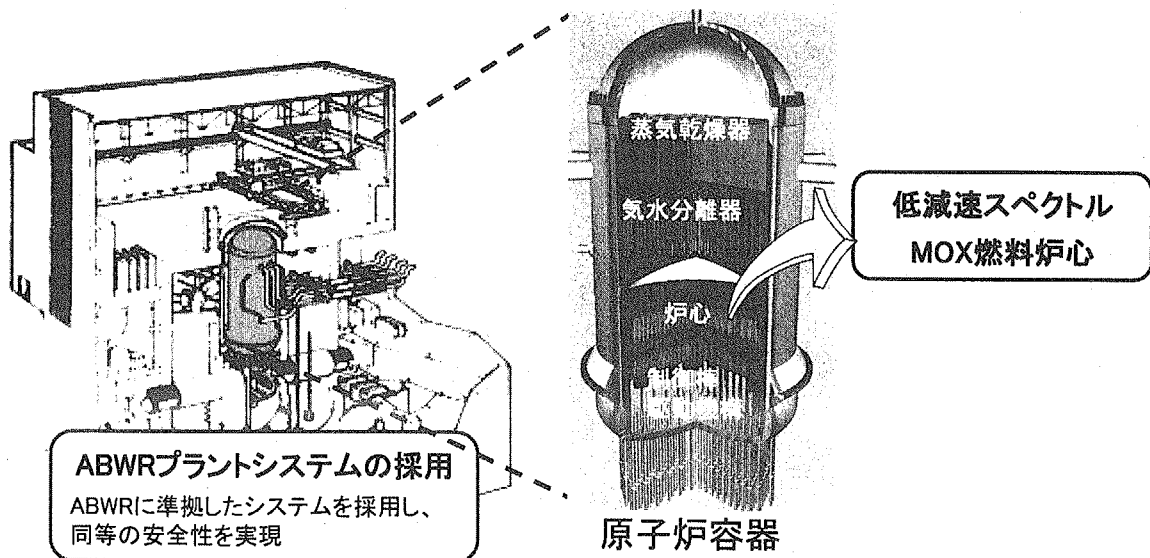


図 2.1-3 低減速軽水炉の基本概念

- 1を越える転換比(増殖性)の確保  
水による中性子の減速を抑制するため、  
稠密炉心を採用

- 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、  
扁平二重炉心を採用

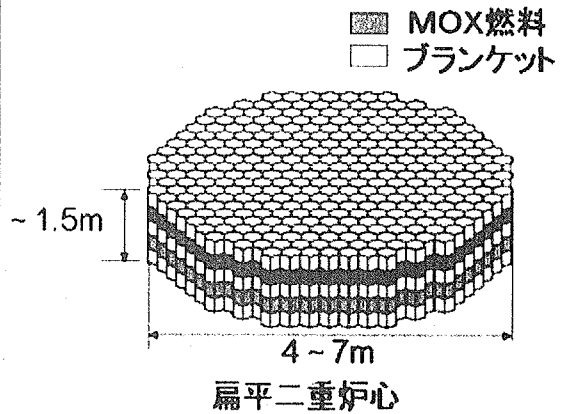
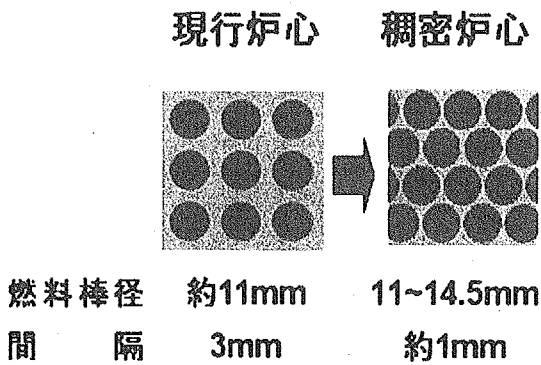


図 2.1-4 低減速軽水炉の炉心概念

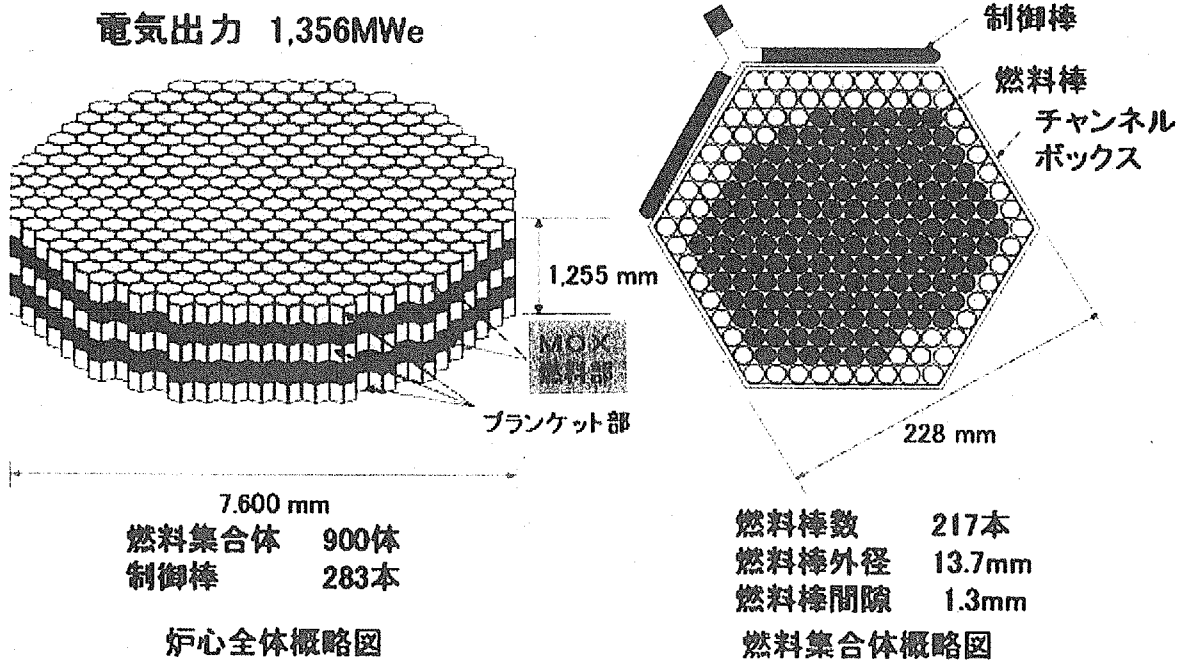


図 2.1-5 低減速軽水炉の炉心・燃料構成

これまでに実施した基礎試験および小規模試験(7本バンドル)で見通しを得た稠密格子炉心における除熱性能を、高温・高圧条件下での37本バンドルによる大規模試験により確認する

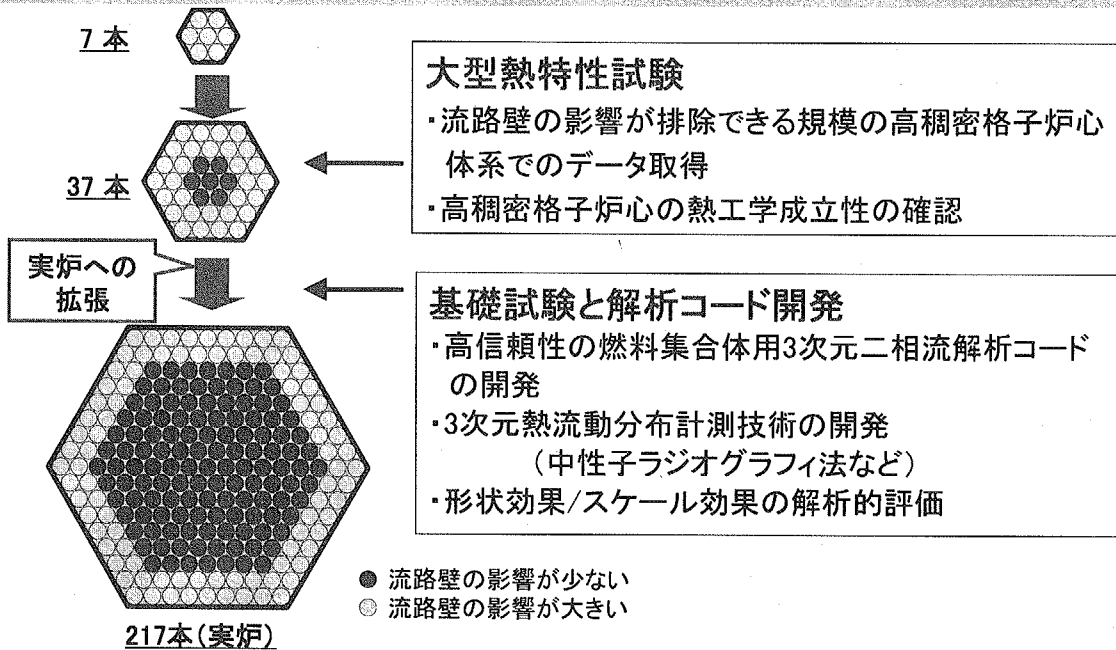
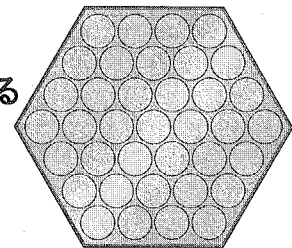


図 2.1-6 稠密格子炉心の大型熱特性試験の目的

【実施内容】

- ① 限界出力・圧力損失・ポイド率・熱伝達データを取得し、評価する
- ② 既存の予測式の評価と新相関式の開発(改良)
- ③ 数値解析コードの評価と改良



課題	分類	項目	年度
限界出力・安全余裕の評価	定常 限界出力試験	流量・水温・圧力効果	H15 - H17
		局所出力分布効果	H15 - H17
		ギャップ幅効果	H16
		燃料棒の曲がり効果	H17
	過渡試験	流量低下	H15 - H17
		出力上昇	H15 - H17
		圧力上昇・低下	H15 - H17
		水温上昇	H15 - H17

図 2.1-7 大型熱特性試験の実施内容

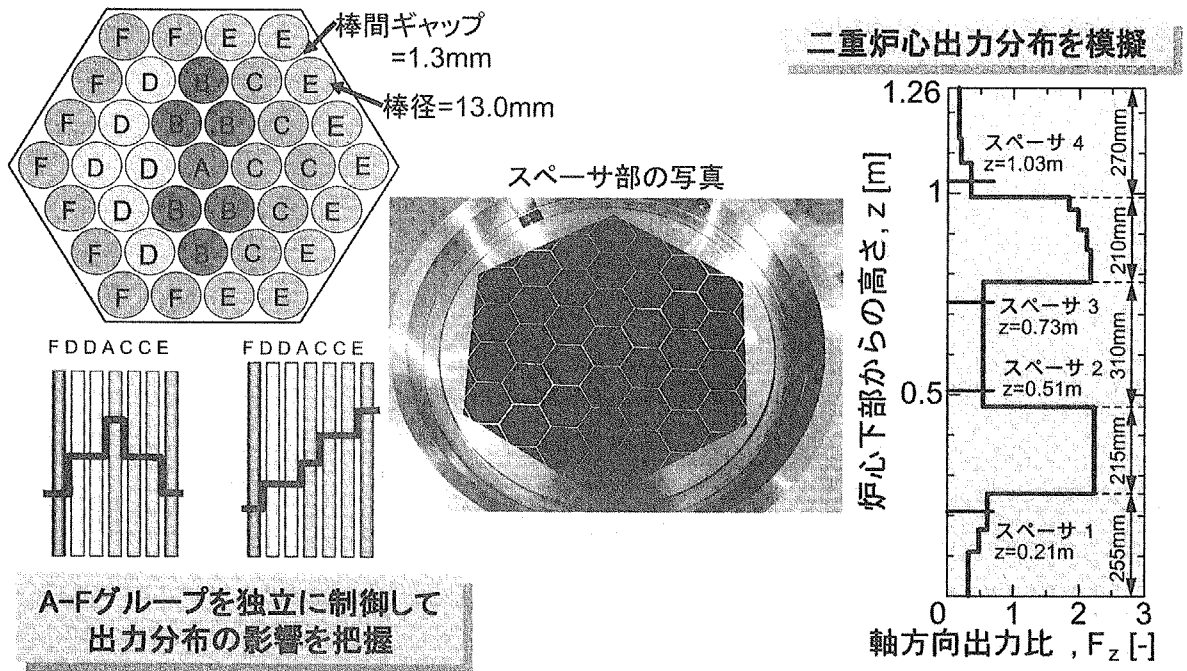


図 2.1-8 大型熱特性試験の試験体

質量速度増加および入口水温低下に対して単調増加

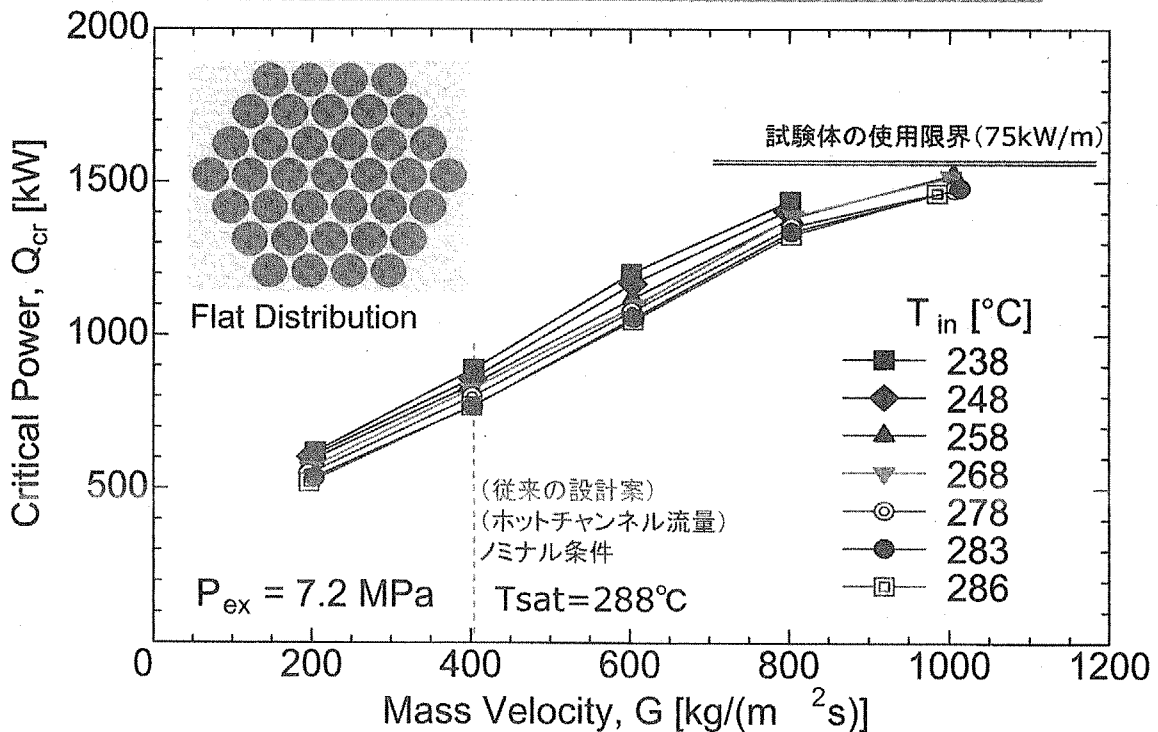
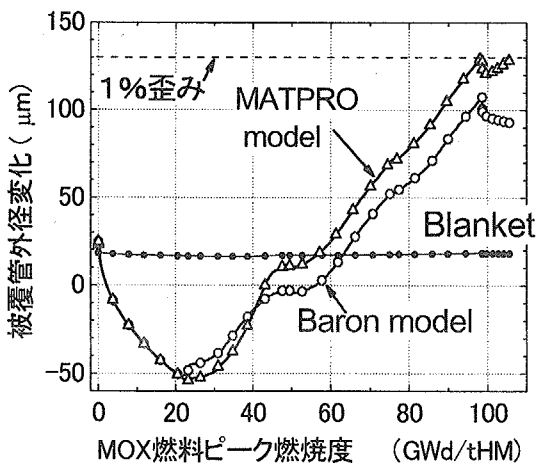


図 2.1-9 大型熱特性試験の試験結果 — 流量および入口水温の限界出力に及ぼす影響

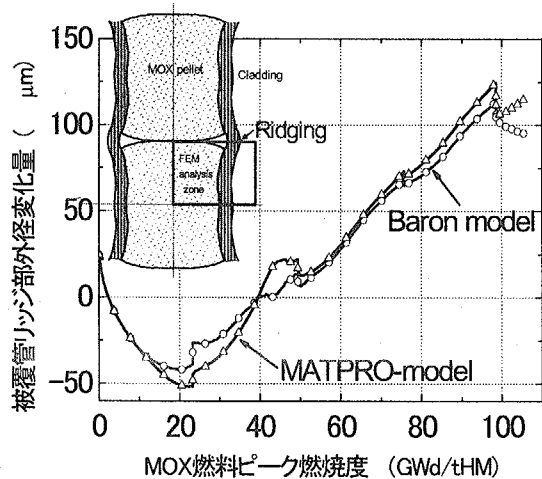
- 燃料構造  
稠密格子、MOX/UO<sub>2</sub>ブランケット積層構造(扁平二重炉心)
- MOX燃料プルトニウム富化度  
低減速軽水炉           全Pu: ~30% 核分裂Pu: ~18%  
Puサーマル炉           全Pu: 9~11% 核分裂Pu: 6~7%
- 燃焼度  
MOX燃料部の燃焼度が軽水炉ウラン燃料の約2倍(~100GWd/t)
- 高速中性子束  
E>1MeV以上の中性子束がABWRの約4倍(1.5x10<sup>14</sup>n/cm<sup>2</sup>s)
- 中性子照射量  
E>1MeV以上の中性子照射量が軽水炉ウラン燃料実績の約4倍  
(5x10<sup>26</sup>n/m<sup>2</sup>)
- 冷却材(出口)温度および圧力  
低減速軽水炉                   287°C/7MPa           高ボイド率  
Na冷却高速炉(もんじゅ)       529°C/0.8MPa

図 2.1-10 低減速軽水炉の燃料設計上の特徴

ペレットスエリングによる被覆管の直径変化の解析  
全長の平均的変形 vs. MOXペレットリッジ部の変形量



全長解析による平均的直径変化



局所解析によるリッジ部直径変化

図 2.1-11 高Pu富化度MOX燃料の照射挙動予測解析

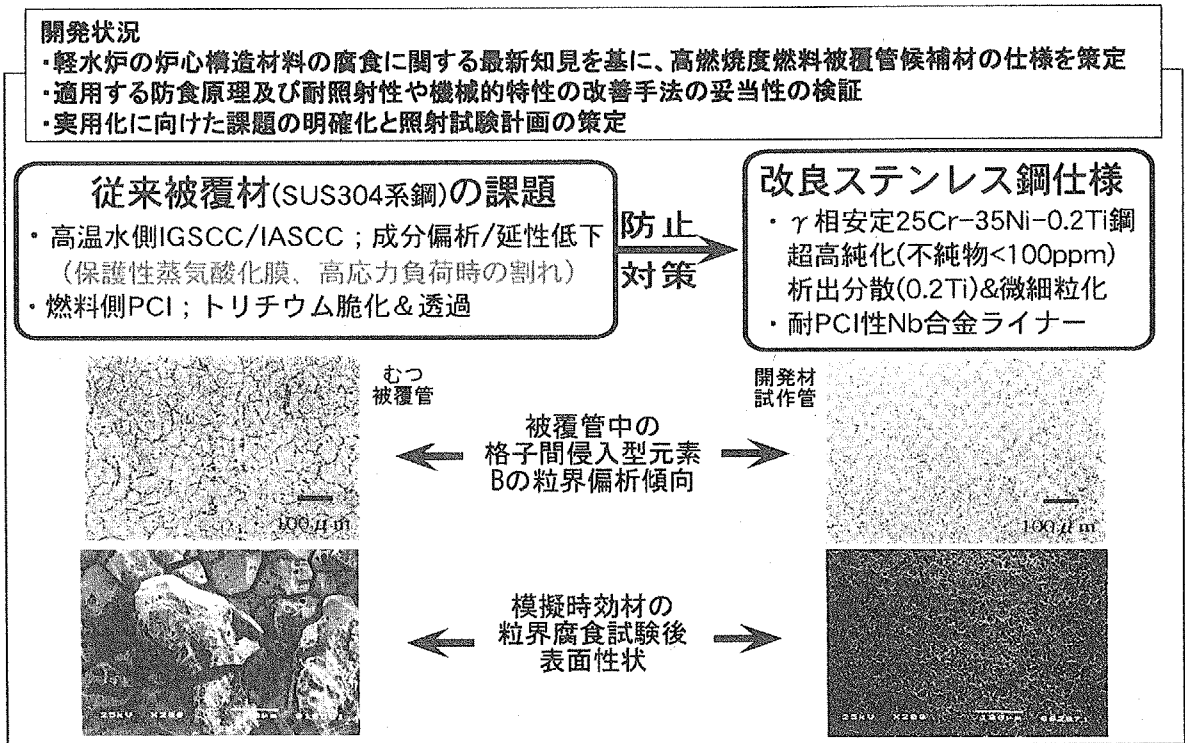


図 2.1-12 改良ステンレス鋼被覆管材料の開発

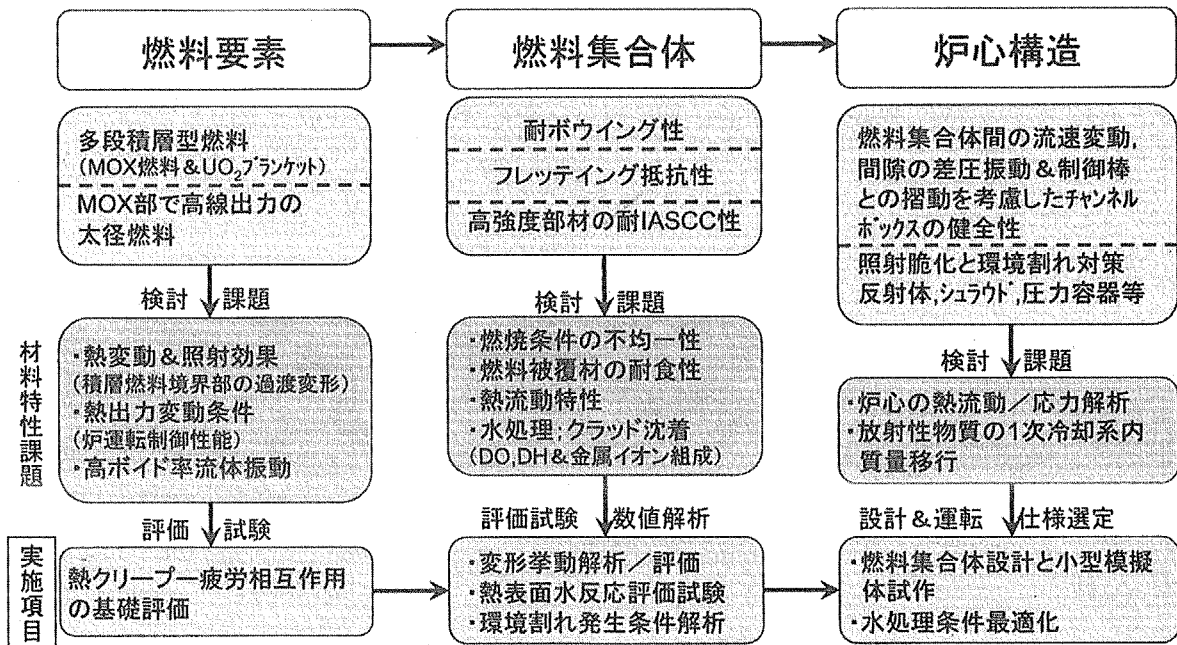


図 2.1-13 燃料要素・燃料集合体の健全性の検討



**第1フェーズ:U燃料を用いた体系(H13年度末~H14年度)**  
 中性子エネルギースペクトル模擬に重点  
 比較的素直な中性子エネルギースペクトルの形成(Pu核種の共鳴反応による影響を排除)  
 第2フェーズ実験に備えた実験手法の確認

**第2フェーズ:MOX燃料模擬体系(H14年度~H16年度)**  
 異なるボイド率体系での実験(0%、65%、95%)  
 第1フェーズとの比較によるMOX燃料の特徴を把握

測定項目	第1フェーズ	第2フェーズ
臨界性	○	○
反応率比		
中心核分裂率比	○	○
増殖性能評価	-	○
ボイド効果		
$K_{\infty}$ 測定(反応率分布)	○	○
ドップラー効果		
U-238(~800°C)	○	○
反応度値		
Pu同位体効果	○	○
$B_4C$ 濃縮度効果	-	○

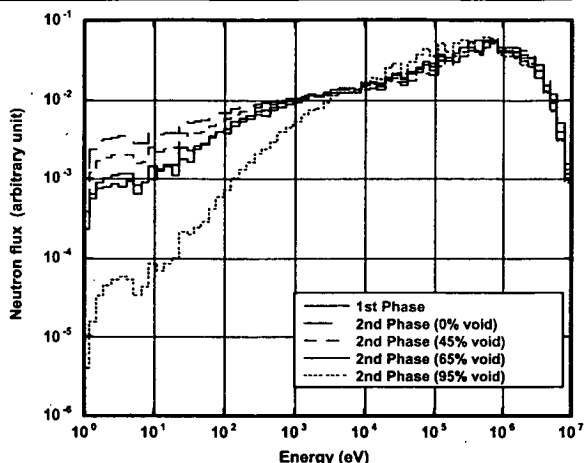
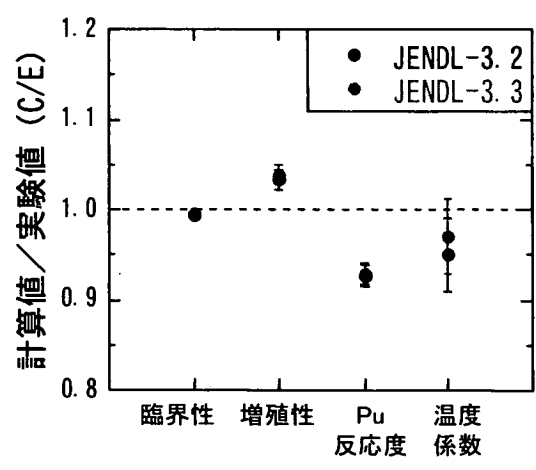


図 2.1-14 FCAにおける低減速軽水炉体系の臨界実験計画

**FCA臨界実験:ボイド率を系統的に変えた実験を継続実施**

- ~15年6月 : 第1(基準)炉心XXII-1(65V)
- 15年7月~ : 第2炉心XXII-1(45V)
- (16年度 : 第3炉心XXII-1(95V))
- 基準炉心で臨界性、増殖性、反応度係数等に関する実験データを取得
- 基準炉心での実験を解析中(核データ、解析手法の影響を検討中)
  - JENDL-3.2と3.3に大きな相違なし
- FCA固有の実験制約に伴う系統的な誤差要因を抽出・分析中
- 第2炉心で実験データを取得中



JENDL-3.2と3.3の比較

**FCA臨界実験の実機適用性評価**

- 感度解析コードの整備
- 炉心模擬性指標の理論的検討

図 2.1-15 第2フェーズ臨界実験(MOX燃料模擬)の状況

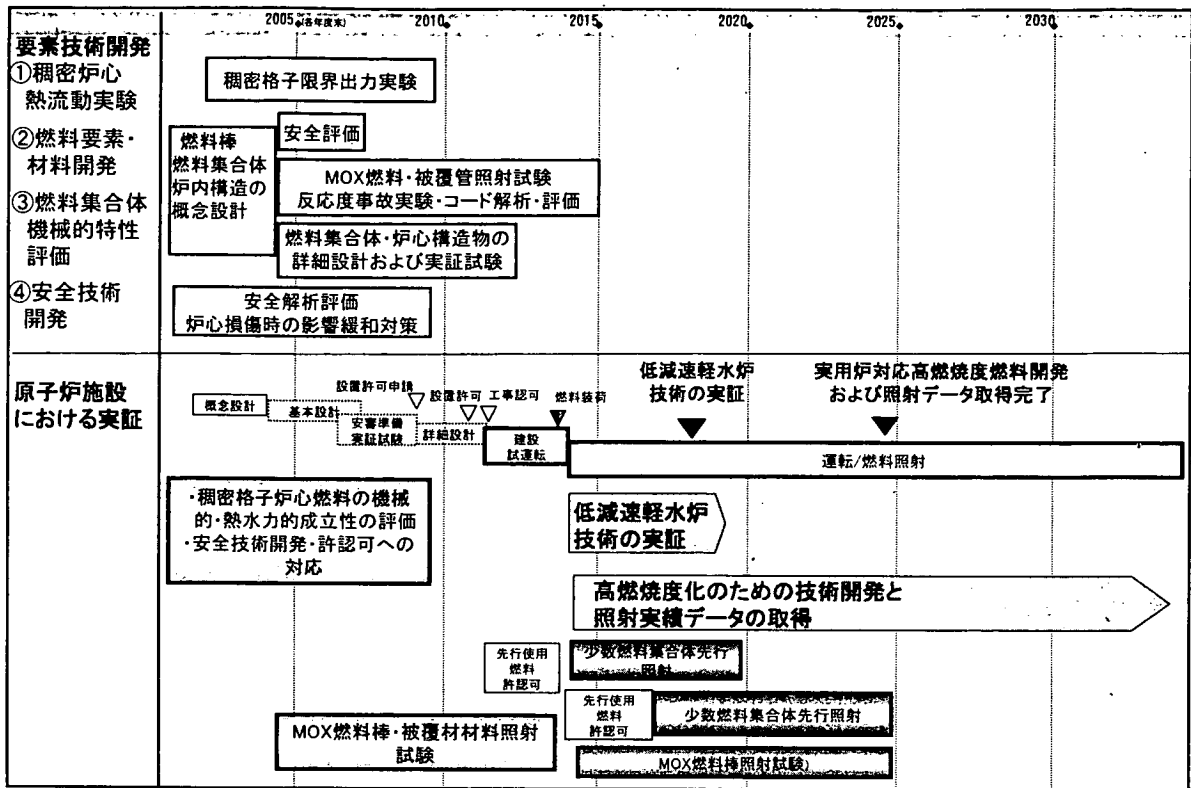


図 2.1-16 低減速軽水炉の実用化の道筋

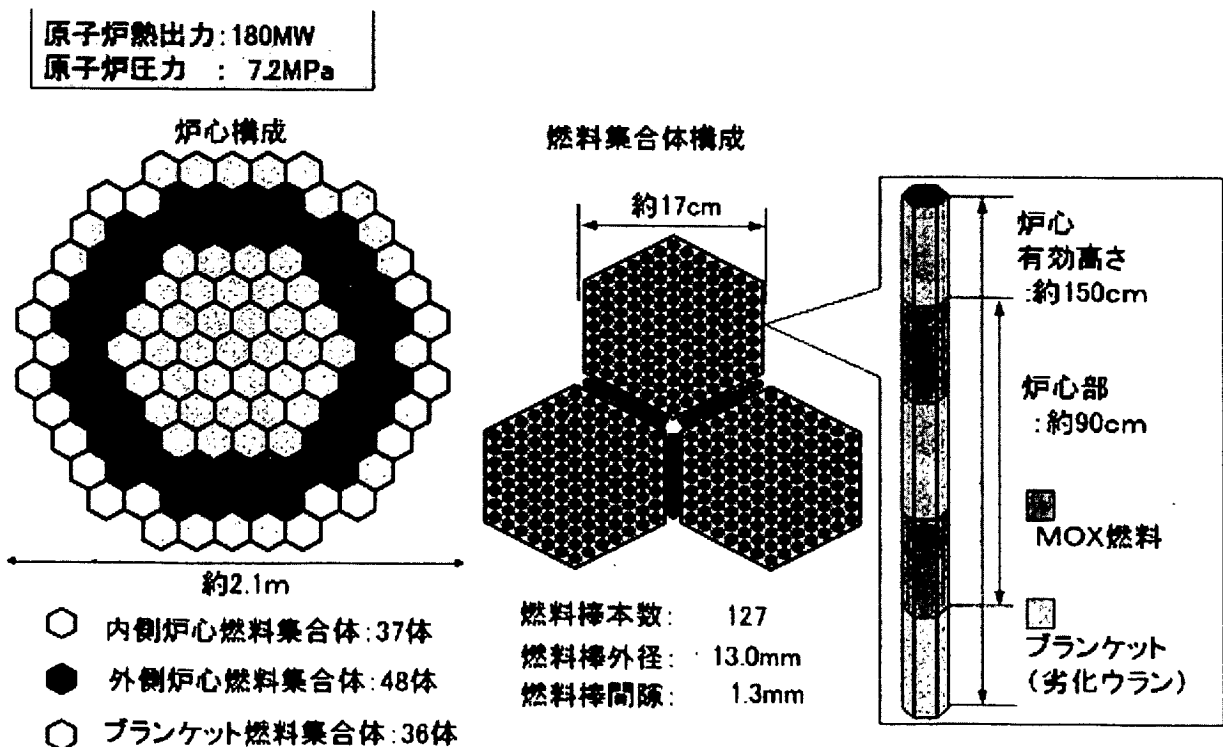


図 2.1-17 技術実証用小型原子炉の炉心構成案

**Q&A** 革新的水冷却炉「低減速軽水炉」の研究開発の現状と展望（原研：内川貞夫）

[C] いまの設計検討は ABWR をベースにして早期実用化を図っているようであるが、ABWR にこだわらず将来の燃料サイクルに対応した、既存のプラントに代わる燃料に不安のない炉を提供する、というバックフィット的観点をオプションとしてぜひ検討していただきたい。

[Q]：質問

[A]：回答

[C]：コメント

[座]：座長



## 2. 2 FBRサイクル実用化戦略調査研究における水冷却炉の検討・評価

### 2. 2. 1 技術検討

#### Investigation and Evaluation of Water Cooled Fast Reactor in the Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems

- Technical Investigation -

大久保 努, 内川 貞夫

Tsutomu OKUBO, Sadao UCHIKAWA

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute,

#### (1) はじめに

原研が中心となって産業界とも協力して研究開発を進めている低減速軽水炉は、これまで培われてきた軽水炉技術をベースとしつつ、プルトニウムの多重リサイクルによるウラン・プルトニウム資源の有効利用等を目指した革新的水冷却炉の一つであるが、一方、高速中性子の利用によって1.0を超える転換比を達成可能な炉概念であることから、高速増殖炉(FBR)の一つと云う捉え方も出来る。このため、原研では、1999年度後半から核燃料サイクル開発機構(JNC)が進める「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」(略称:FS)<sup>[2,2-1]</sup>における水冷却増殖炉の検討に協力することとして、その検討対象の一つである低減速軽水炉に関する原研の研究成果をJNCに提供し、FSの活動の中における関連する検討について共同で実施している。

本報告では、このFSにおける水冷却炉の技術検討の現状を紹介するとともに、FSにおいて基準として設定しているTRUリサイクルを対象とした検討と、原研が低減速軽水炉の研究において基準として設定しているPuリサイクルを対象とした検討との違いについて述べる。

#### (2) FSにおける検討の経緯

JNCが進めるFSで検討対象としている水冷却炉には、低減速炉と超臨界圧炉の2種類があるが、このうち低減速炉に関しては、原研はその研究成果をFSでの検討に提供するとともに、FSにおける検討を行うために、両者が参加する「水炉検討会」を設けて共同で議論を進めている。本協力は、2000年初めに締結された原研とJNCとのFSに関する研究協力協定の一環として開始されたものであり、毎年の検討内容は、水炉検討会報告書(JNC TY9400...の報告書番号)としてまとめられている。

また、現在、FSのフェーズII(2001~5の5年間)における2003年度までのまとめとして、中間報告書のとりまとめが行われているが、その別冊技術検討書(3冊)の一つである「システム技術検討書」における低減速炉に関する部分の原稿は、原研が執筆してJNCとの議論を経てまとめられているところである。

### (3) FSにおける検討の全体的内容

まず、FSのフェーズⅡの検討の目標は、以下の2つである<sup>[2.2-1]</sup>。即ち、

- ・ 実用化候補概念の明確化
- ・ 実用化に向けて必要な研究開発計画の策定

であり、この具体的な検討内容は、

- ・ 候補概念に関する設計要求達成度、運転保守性及び技術的実現性の検討・評価
- ・ 研究開発課題に関する成果の見通し
- ・ 実用化までのロードマップの策定

である。また、FSにおいては、FBRサイクルシステムに対して以下の5つの開発目標

- ①安全性 : 社会の既存リスクより小さいこと
- ②経済性 : 将来の軽水炉の発電単価に比肩できること
- ③環境負荷低減性 : 地層処分への負荷を低減できること
- ④資源有効利用性 : 持続的な核燃料生産ができること
- ⑤核拡散抵抗性 : 純粋な状態で単体Puの存在がないこと

が設定されているが、それらの内容の詳細とそれらをさらに具体化したFBRシステムおよび燃料サイクルシステムへの主な設計要求を図2.2-1 および2に示す。

### (4) 技術検討の状況

低減速軽水炉概念に基づく水冷却炉概念の最大の特長は、優れた運転・保守性を有し、国内においても30年以上となる実機での使用経験が豊富な軽水炉技術を発展させて、Puの多重リサイクルを可能とできる点である。この特長を活かし、新たな開発要素を炉心や燃料に関連する原子炉容器内の構成要素に限定して他のシステムおよび機器を軽水炉のものと同じにすることが可能であるため、本検討においては主として代表炉心概念に関する検討を実施し、それに基づいて設計要求達成度の評価・検討や運転保守性および技術的実現性の評価・検討を進めている。

#### 1) 燃料サイクルの設定条件

代表炉心の設定に当たっては、想定する燃料の組成が重要な条件となる。即ち、燃料にマイナー・アクチニド(MA)や核分裂生成物(FP)を含むか否かが、炉心特性に大きな影響を与える。FSでは、環境負荷低減性や資源有効利用性等の観点から、低除染燃料と呼ばれるMAやFPを含む燃料の使用を想定し、その燃料を供給する低除染燃料サイクルとの組み合わせを基本としている。

一方、原研における低減速軽水炉の検討においては、低除染燃料の使用を前提とはしておらず、高除染(現行PUREX再処理よりは100倍程度低い除染係数を有するものの、上述の低除染再処理よりは遙かに高い除染係数を有する)燃料の使用を標準としつつ、低除染燃料の使用にも対応可能なシナリオを基本としている。この考え方は、上述の水冷却炉概念が有する最大の特長を活かす様に、既存の軽水炉技術等の実証された技術・経験およびそこから見込まれる範囲をベースとしつつ、炉のみならずサイクルにおいても既存の技術を十分に活用して新たな開発要素を極

力少なくして実現を目指すというものである。

図 2.2-3 に、F Sの基準とされている低除染湿式再処理<sup>[2.2-1]</sup>の概要を、現行PUREX再処理と比較して示す。PUREX再処理における分配および精製工程を削除して工程の簡素化を図るとともに、共除染の前に晶析工程を追加してUの予分離を行うとともに、TRU回収工程を追加してAmおよびCmの回収を実施している。この結果、FPに対する除染係数(DF)は、 $10^7$ 程度となるPUREX法に比べて $10\sim 10^3$ 程度と大幅に低下する。このため、後続の燃料製造においては、これまでJNCで実施されてきた高除染燃料製造に対するグローブボックスを用いた方式を使用できず、セルを用いた遠隔操作を基本とする方式への変更が必要となる。一方、図 2.2-4 に、原研が提案する簡素化PUREX再処理<sup>[2.2-2]</sup>の概要を、現行PUREX法と比較して示す。PUREX法における精製工程を削除して工程の大幅な簡素化を図るとともに、共除染後段を多少強化してNpおよびFPの除去機能を追加している。この結果、FPに対するDFは、上述の低除染方式に比べて遙かに大きい $10^5$ 程度を確保でき、後続の燃料製造においても、これまでのグローブボックスを用いた方式を使用可能となる。従って、本再処理法の採用により、燃料製造技術への新たな負荷を軽減でき、既存サイクル技術の活用による実現性への見通しを大きくすることができると考えており、低減速軽水炉と組み合わせる燃料サイクル技術として適切な物であると考えている。

この2種類の燃料サイクルの設定条件の扱いに対する統一的な考え方の合意はまだ得られておらず、今後さらに議論を進めて行くこととなっている。なお、前述の中間報告書においては、F Sでの基準とされている低除染ケースを主として記述し、原研が提案する高除染ケースについては、「システム技術検討書」に付録として記述することとなっている。

## 2) 代表炉心概念の設定

水冷却炉の代表炉心概念を図 2.2-5 に示す。また、主要な炉心諸元と炉心特性を表 2.2-1 にまとめた。短尺なMOX部が軸方向に中間ブランケットを介して2段に重ねられた扁平2重炉心構成のBWR型炉心概念である。本概念は、1,356MWe BWR炉心をベースに構築したもので、低除染湿式再処理を想定した多重リサイクル平衡時において、増殖が可能でかつ負のポイド反応度係数を達成可能な炉心を有する概念として設計したものである。また、設計にあたっては、できるだけ燃焼度を高くすることとしたが、燃焼度は転換比とトレードオフの関係にあるため、本設計においては1.03以上の核分裂性Pu (Puf) 残存比を実現する範囲で炉心を設計し、Pu-241の崩壊やサイクル工程ロス等が存在しても十分に持続可能な多重リサイクルが実現可能であると考えている。

想定した低除染湿式再処理では、炉心から排出される使用済み燃料中のMAは100%回収されて燃料にリサイクルされると仮定するとともに、FPの混入は、対応する $10\sim 10^3$ の除染係数に基づくものとした。炉心の設計においては、これまでの設計をベースとして、新たに考慮するリサイクル燃料組成に対応した炉心とするために、MOX部の平均Pu富化度は変更せず、軸方向高さの調整を図って、多重リサイクル平衡時の炉心概念の構築を行った。表 2.2-1 の特性値は、3次元炉心解析によってリサイクルを繰り返して平衡状態に達するまで評価した本炉心の多重リサイクル平衡時の値である。また、その時の燃料のTRU組成を表の欄外に示す。多重リサイク

ルにより、Puの組成としては、Pu-239 および Pu-240 が増加し、Pu-241 および Pu-242 が減少すると云う一般的な傾向を有するが、Pu中の核分裂性割合は56.2%で、TRU中の核分裂性Puの割合としては52.7%である。MAに関しては、Np-237 が0.5%、AmおよびCmが各々全体で4.8 および 0.9%含まれており、MOX燃料中の含有率としては、全体で2.1wt%であり、FPの含有率は0.04 wt%である。主として、これらの混入したMAによるポイド反応度係数の悪化のため、上下ブランケットを短尺化するとともに、それによる転換比の低下を補償するため中間ブランケットを長くする設計調整を行った。

この結果、核分裂性Pu残存比は1.03であり、負のポイド反応度係数を有する炉心を構築できた。中間ブランケットを含めた炉心部燃焼度は54GWd/tで、上下ブランケットを含めた全炉心燃焼度は45GWd/tである。連続運転期間は18ヶ月で、核分裂性Pu装荷量は15.4 tである。

炉心の全体構成は、図 2.2-5 に示す様に、六角形の燃料集合体 900 体から構成され、炉心外接半径は 3.8m である。また、燃料集合体の間には、燃料集合体 3 体にはほぼ 1 体の割合でY字型の制御棒が配置されており、全部で283 体である。制御棒は、制御材として濃縮 B<sub>4</sub>C を用いたもので、BWRと同様に下方から挿入される。本炉心では中性子スペクトルが硬くなるため、B-10 による反応度制御効果が減少する。その対応策として、90%濃縮ボロンを用いることとし、余剰反応度が最も大きいサイクル初期においても炉停止余裕は1.0% Δk以上を確保している。制御棒の上部には、制御棒を引き抜いた時に水を排除できるようフォロア部を設けている。燃料集合体の炉心高さ方向の構成は、劣化ウランの中間ブランケット 41cm の上下に、平均核分裂性Pu富化度18wt%で厚さがそれぞれ21.5cm および22cm のMOX燃料部を設けた炉心部と、さらにその上下にそれぞれ 15cm の劣化ウランのブランケットが付設された軸方向非均質となっており、炉心全体の高さは114.5cm である。

燃料集合体断面は、図 2.2-5 に示す様に、六角形の燃料集合体の外周を構成するチャンネルボックスの外辺間距離は 228mm である。増殖性を達成するためには水対燃料実効体積比を大幅に低減する必要があり、燃料棒間隙は1.3mm とし、外径 13.7mm の太径燃料棒 217 本を三角格子状に配列した燃料集合体構成である。

表 2.2-1 には、高除染ケースでの多重リサイクル平衡時の炉心特性値も併記してあるが、燃料組成の違いを反映して軸方向の各領域長さを調整した設計となっている。MOX燃料中のMAの含有率としては、全体で0.1wt%であり、FPの含有率は0.0 wt%である。表の欄外に、低除染ケースと同様に燃料組成を示してある。このため、炉心性能は低除染ケースに比べて向上しており、負のポイド反応度係数を達成し核分裂性Pu残存比で1.04を確保しつつ、中間ブランケットを含めた炉心部燃焼度は65GWd/tで、上下ブランケットを含めた全炉心燃焼度は50GWd/tである。連続運転期間は15ヶ月で、核分裂性Pu装荷量は16.1 tである。

なお、FSにおいては、軽水炉の使用済燃料に含まれるMAやFPを消滅・燃焼させる観点から最大で各々5 および 2wt%の混入を考慮する事としているが、具体的に以下の4ケース

- ①「基準」として、45～49GWd/t 燃焼の軽水炉取出燃料から4年冷却後に回収したもの、
- ②「代表」として、60GWd/t 燃焼の軽水炉取出燃料から4年冷却後に回収したものと40年間中間貯蔵した45～49GWd/t 燃焼の軽水炉取出燃料から回収したものを5:5で混合したもの、
- ③「極端」として、60GWd/t 燃焼の軽水炉取出燃料から4年冷却後に回収したものと100年間

中間貯蔵した 45~49GWd/t 燃焼のプルサーマル取出燃料から回収したものを 5:5 で混合したもの、

- ④「参考」として、45~49GWd/t 燃焼の軽水炉取出燃料から 4 年冷却後に回収したものと 40 年間中間貯蔵した 45~49GWd/t 燃焼のプルサーマル取出燃料から回収したものを 9:1 で混合したもの、

の炉心性能評価用燃料組成が設定されており、さらに F P の添加率として 2vol% の混入を考慮するとしているが、それらについてはまだ評価を実施していない状況である。これら 4 種類の T R U 組成とこれまで低減速軽水炉の検討で考慮した T R U 組成をまとめて表 2.2-2 に示す。

### 3) 設計要求に対する達成度の検討

図 2.2-2 に挙げられている F B R システムに対する 8 項目の設計要求に対して、代表炉心概念をベースにそれらの達成度を現時点では以下に述べる様に検討・評価している。

- ① 発電単価：設計要求値は 4 円/kWh であるが、定量的な検討はまだ終了していない。資本費に関しては、今後の A B W R 建設費の 30% 低減等を考慮して 1.5 円/kWh 程度への削減が期待される。また、最近の情報として、国の総合エネルギー調査会電気事業分科会のコスト等小委員会の報告書において、80% 設備利用率での軽水炉の発電単価として 5.3 円/kWh と云う数値が報告されているが、設備利用率は発電単価に大きな影響を与え、本炉で想定している 93% 設備利用率の場合にはそれだけで 4.6 円/kWh 程度まで下がる。2001 年および 2002 年の米国での平均設備利用率は、各々 90.7 および 91.5% であり、我が国でも近い将来においてこの程度の値を十分に達成可能であると考えられる。また、同じく米国の実績データとして、燃料コストを含めた運転・保守コストが、2001 年および 2002 年で各々 1.70 および 1.71 セント/kWh と云う値が達成されており、これらの実績や経験は軽水炉技術をベースとする本炉においても有効に反映できると考えられる。
- ② 連続運転期間：設計要求値は 13 ヶ月であるが、それを上回る 18 ヶ月を達成している。
- ③ 建設工期：設計要求値は 42 ヶ月であるが、次世代軽水炉並の 48 ヶ月以下の達成が期待される。
- ④ 増殖性能：低除染燃料を想定した場合の増殖比は、設計要求値 1.0 以上となり増殖比 1.05 を達成している。また、複利システム倍増時間については、要求値である 30 年以下は達成できず、100 年以上となる。
- ⑤ T R U 燃焼：低除染 T R U 燃料を想定したりサイクルは可能であると考えられるが、M A や F P の含有量の増加に対して燃焼度の低下が予想される。定量的な評価については、まだ終了していない。
- ⑥ F P 核変換 (I, T c)：未検討である。
- ⑦ 放出放射能：基本的に現行軽水炉システムを使用できるので、現行軽水炉と同等以下の達成が可能と考えられる。
- ⑧ 安全性：基本的に現行軽水炉システムを使用できるので、炉心損傷頻度に関しては現行軽水炉と同等以下で  $10^{-6}$ /炉年未満の達成が可能と考えられる。また、再臨界回避に関しては、これまでの検討から可能と予想されるものの、まだ検討は終了していない段階である。



#### 4) 運転・保守性および技術的実現性の検討

水冷却炉の運転・保守性に関しては、これまでの軽水炉での豊富な経験・実績を十分に活用できるとともに、今後FBRシステムが導入されても、さらに100年程度の期間に亘って軽水炉と共存しながら順次置き換わって行くこととなるため、今後もさらに軽水炉の経験・実績が蓄積されて行くこととなり、それらも有効に水冷却炉に反映・活用されることが十分な信頼性をもって期待できる。従って、水冷却炉の運転・保守性に関しては、軽水炉の運転・保守性に基づいた信頼性の高い見通しが得られていると考えている。

また、技術的実現性に関しても、軽水炉技術をベースとしていることから高い実現性を有していると言うことができ、研究開発課題は、炉心や燃料に関連するものに限定される。今後の研究開発課題としては、以下の4つの項目が挙げられている。即ち、

- ・ 高燃焼度MOX燃料の照射特性評価
- ・ 稠密燃料集合体の機械的特性評価
- ・ 稠密炉心での熱流動特性評価
- ・ 高富化度MOX炉心損傷時の影響緩和対策

であり、それらを中心として、水冷却炉の総合的な技術実証のための炉の建設を含めた実用化へのロードマップを図2.2-6に示す様にまとめた。この計画に基づいて、2014年までに技術基盤整備を進めることとしている。

#### (5) まとめ

FSにおける水冷却炉概念として選択されたBWR型低減速軽水炉概念に関する技術検討の状況について紹介した。FSにおいて基準とされている低除染燃料を使用する代表炉心概念を構築し、それをベースに設計要求に対する達成度の検討や運転・保守性および技術的実現性の検討を進めており、実用化に向けたロードマップを策定している。設計要求に対してはほぼ達成可能な見込みではあるが、既存の軽水炉技術等の実証された技術・経験をベースとした高い運転・保守性および技術的実現性を有する観点から原研が提案する高除染燃料を使用するシナリオとの関係に関してはまだ統一的な考えに集約されておらず、今後さらに議論を進める必要がある。

#### 参考文献

- 2.2-1 佐藤 浩司：“2.6 実用化戦略調査研究フェーズⅡの状況－燃料サイクルシステム－”，第6回低減速軽水炉に関する研究会報告書，JAERI-Conf 2003-020(2003).
- 2.2-2 内山 軍蔵，他：“使用済燃料の革新的再処理プロセス技術の開発”，第8回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集，P23-12(2002).

表 2.2-1 代表炉心概念の主要諸元と炉心特性

項目	単位	設計値	高除染ケース
電気出力	MWe	1,356	1,356
炉心外接半径	m	3.8	3.8
炉心部平均燃焼度	GWd/t	54	65
全炉心平均燃焼度*	GWd/t	45	50
炉心部高さ	m	0.845	0.855
上・下ブランケット長	m	0.15/0.15	0.22/0.18
炉心部平均ボイド率	%	69	70
炉心圧損	MPa	0.04	0.04
MOX部平均Pu富化度	%	32.0	31.2
炉心部平均Puf富化度	%	9.3	9.6
Puf残存比	—	1.03	1.04
ボイド反応度係数	$10^{-4} \Delta k/k / \% \text{void}$	-0.5	-0.5
連続運転期間	月	18	15
MA・FP含有率	%	2.1/0.04	0.1/0.0

\*: 上下ブランケットを含めた取出燃焼度

TRU組成: Np/Pu-238/239/240/241/242/Am/Cm

=0.5/ 2.6/48.4/34.5/4.3/4.0/ 4.8/ 0.9 (wt%)

=0.0/ 0.9/52.5/37.8/5.0/3.5/ 0.3/ 0.0 (高除染ケース)

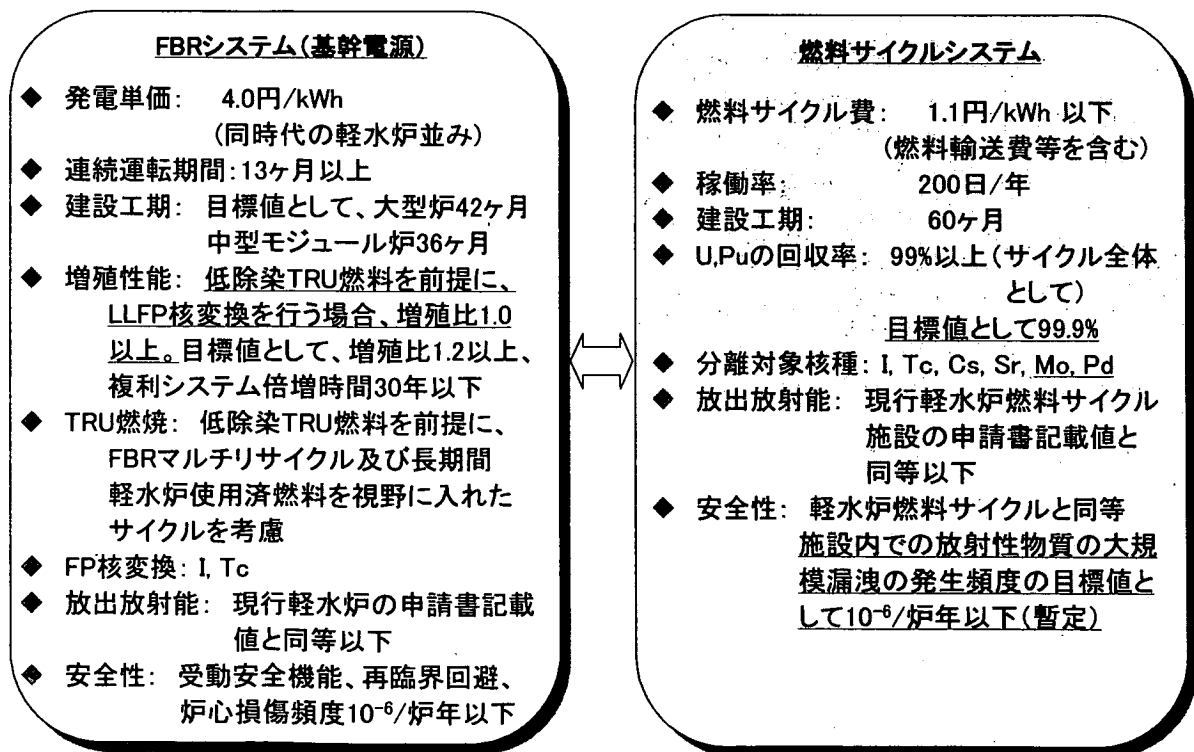
表 2.2-2 炉心特性評価用のTRU組成

ケース名 組成比(%)	Na 高速炉 多重リサイクル	基準	代表	極端	参考	水炉 高除染	MA1	MA2	FP1	FP2	水炉 多重リサイクル (乾式)	水炉 多重リサイクル (湿式)	水炉 多重リサイクル (簡素化 湿式)
Pu-238	1.1	2.2	2.1	2.2	2.2	2.7	2.4	3.6	2.7	2.2	2.7	2.6	0.9
Pu-239	54.1	47.0	46.8	37.7	45.3	47.9	42.9	27.1	47.9	52.2	47.0	48.4	52.5
Pu-240	32.1	23.2	23.3	27.9	24.1	30.3	27.2	34.2	30.3	31.5	35.7	34.5	37.8
Pu-241	4.3	10.7	6.1	5.4	9.8	9.6	8.6	9.9	9.6	5.9	4.3	4.3	5.0
Pu-242	3.9	6.5	6.7	9.9	7.1	8.5	7.6	14.6	8.5	7.9	4.1	4.0	3.5
Np-237	0.5	5.6	6.4	4.6	5.2	0	5.6	0.6	0	0	0.4	0.5	0
Am-241	2.0	3.1	6.8	9.6	4.3	1.0	3.9	5.9	1.0	0.3	3.7	3.6	0.3
Am-242m	0	0	0	0	0	0	0.1	0.3	0	0	0.2	0.2	0
Am-242	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Am-243	1.0	1.3	1.4	2.6	1.6	0	1.3	2.7	0	0	1.0	1.0	0
Cm-242	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cm-243	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cm-244	1.0	0.4	0.3	0.3	0.4	0	0.4	1.0	0	0	0.7	0.7	0
Cm-245	0	0	0	0.1	0	0	0	0.1	0	0	0.2	0.2	0
Pu/TRU	95.5	89.6	85.0	83.1	88.5	99.0	88.7	89.4	99.0	99.7	93.8	93.8	99.7
Puf/TRU	58.4	57.7	52.9	43.1	55.1	57.5	51.5	37	57.5	58.1	51.3	52.7	57.5
MA/TRU	4.5	10.4	14.9	17.2	11.5	1.0	11.3	10.6	1.0	0.3	6.2	6.2	0.3
Pu/HM	—	—	—	—	—	31.0	31.0	38.7	31.0	30.9	32.9	32.0	31.2
Puf/HM	—	—	—	—	—	18.0	18.0	16.0	18.0	18.0	18.0	18.0	18.0
TRU/HM	—	—	—	—	—	31.3	35.0	43.2	31.3	31.0	35.1	34.2	31.3
MA/HM	—	—	—	—	—	0.3	3.9	4.6	0.3	0.1	2.2	2.1	0.1
FP/HM	—	—	—	—	—	0.0	0.0	0.0	0.5	1.1	1.3	0.04	0.0

- **安全性**
  - 取り扱い物質の特性(化学的活性度、毒性など)やプロセス条件(運転温度など)を踏まえた安全対策
  - FBRサイクルの導入リスクが、社会にすでに存在するリスクに比べて小さい
    - 原子炉 ・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炉容器 または格納施設内で収束
    - 燃料サイクル ・臨界安全、閉じ込め機能の確保
- **経済性**
  - 将来の軽水炉に比肩する発電単価の達成
  - 世界に通用するコスト競争力の確保
    - ・ より一層の物量削減
    - ・ 海外調達、など
- **環境負荷低減性**
  - 長寿命核種(TRUおよびLLFP)の燃焼または分離変換による地層処分への負荷軽減
  - 運転・保守および廃止措置にともなう廃棄物の発生量低減
- **資源有効利用性**
  - 優れた中性子経済を活用し持続的に核燃料を生産
    - ・ TRU燃料の多重リサイクル
    - ・ 軽水炉TRUのリサイクル
  - エネルギー源としての多様なニーズへの対応
    - ・ 水素製造、海水淡水化、熱供給、分散電源など
- **核拡散抵抗性**
  - 核物質防護および保障措置への負荷軽減(単体プルトニウムが純粋な状態で存在しないこと、など)
  - 核不拡散性制度の運用の効率化(遠隔保守・監視、自動化技術など)

下線はフェーズ1からの変更点

図 2.2-1 FBRサイクルシステムの開発目標



下線はフェーズ1からの変更点

図 2.2-2 FBRサイクルシステムの主な設計要求

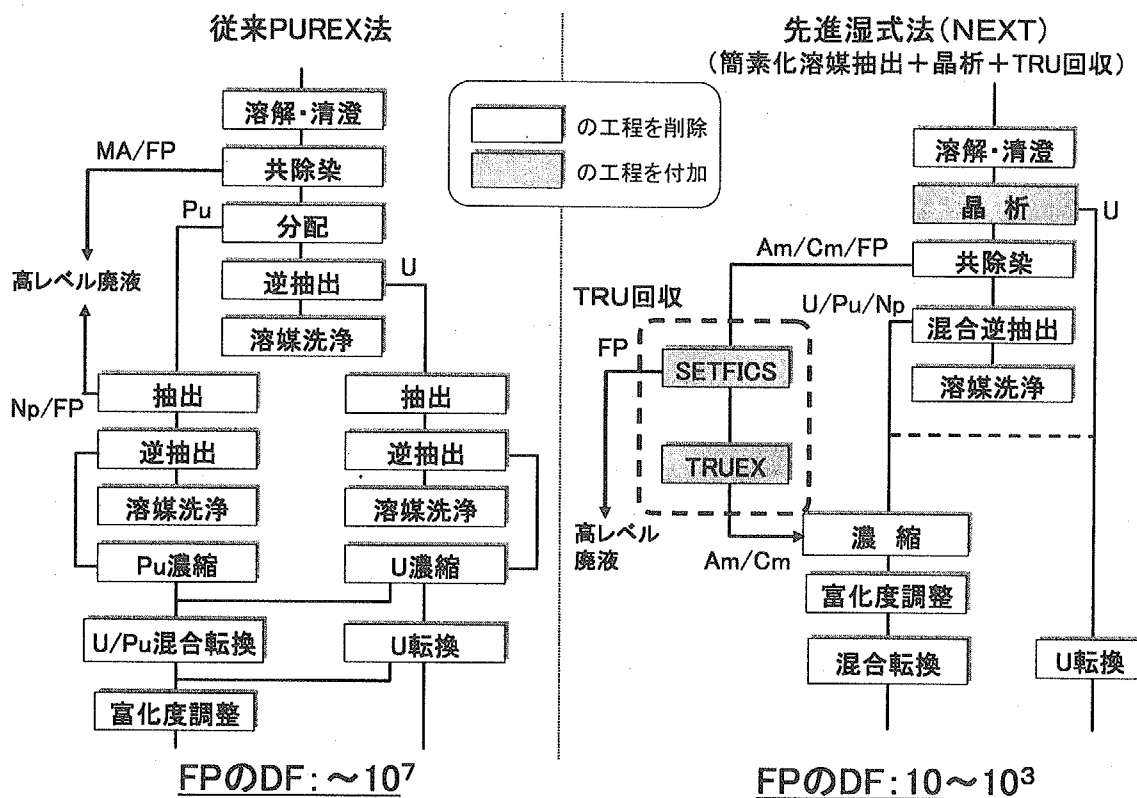
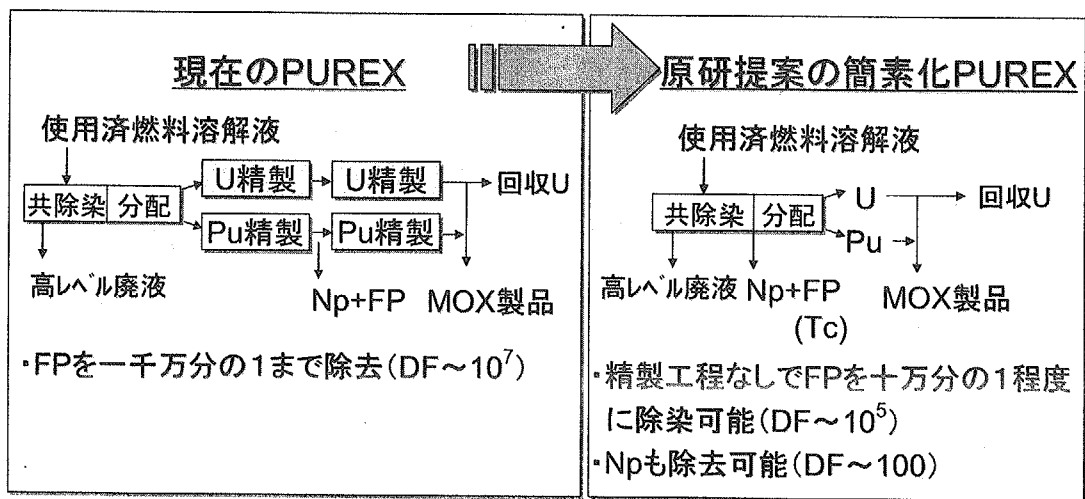


図 2.2-3 低除染湿式再処理法のプロセス概要

### 経済性向上を目指したプロセスの抜本的簡素化



- ⇒ 高除染燃料により燃料製造技術への新たな負荷軽減
- ⇒ 既存サイクル技術の活用により実現可能性の見通し大

図 2.2-4 簡素化PUREX再処理の概要

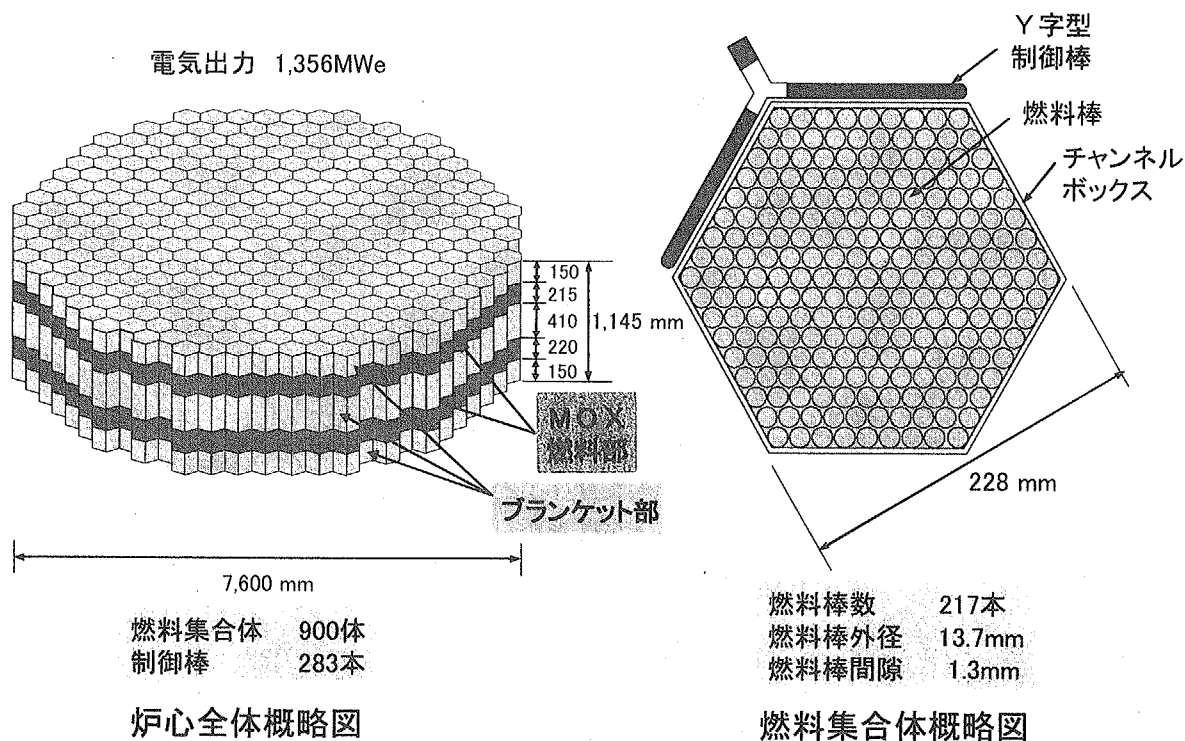


図 2.2-5 代表炉心概念の概要

	2005	2010	2015	2020	2025
燃料照射特性評価	材料特性評価	基礎特性評価 機械的強度、照射耐性データ取得試験 クリープ疲労相互作用・耐腐蝕性評価	高照射量特性評価		
	炉内照射試験	基礎照射試験 燃料被覆材&炉心材料の高速炉条件下照射試験 燃料棒の低減速軽水炉模擬照射試験・RIA試験			
	評価コード整備	燃料ふるまい解析コード改良、燃料集合体/炉心材料の長期耐久性評価コード整備			
	高燃焼度照射			高燃焼度燃料集合体先行照射試験 燃料棒照射試験・RIA試験	
燃料集合体機械的特性評価	燃料棒・燃料集合体機械特性評価	燃料要素拘束力試験 ホーミング評価解析 クリープ疲労試験・耐磨耗評価試験			
	燃料集合体健全性試験	燃料集合体落下試験 モックアップ炉心熱流動・構造試験			
稠密炉心熱流動特性評価	検証データ取得	大規模バンドル限界出力試験 熱流動基礎試験			
	熱流動設計手法開発	限界出力設計試開発 サブチャンネル解析手法の検証			
炉心損傷時影響緩和対策	炉心損傷事象評価	システム解析・事故解析コードの整備・改良、確率的な安全評価 安全審査用解析・試験			
炉施設建設	技術実証炉設計・建設	概念設計 基本設計	安全解析・実証試験 詳細設計	建設	運転

2014年までに技術基盤整備を行う計画

図 2.2-6 実用化のためのロードマップ



## 2. 2 FBRサイクル実用化戦略調査研究における水冷却炉の検討・評価

### 2. 2. 2 フェーズII 中間評価

#### Investigation/Evaluation of Water Cooled Fast Reactor in the Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems

- Intermediate Evaluation of Phase-II Study -

小竹庄司、西川 覚

Syoji KOTAKE and Akira NISHIKAWA

核燃料サイクル開発機構

Japan Nuclear Cycle Development Institute

#### (1) はじめに

核燃料サイクル開発機構(JNC)は、電気事業者、電中研、原研の参画を得てオールジャパン体制のもと、「FBRサイクル実用化戦略調査研究」を実施している。<sup>[2.2-3]</sup> 実用化戦略調査研究の経緯とその開発目標を図 2.2-7 に示す。

2001年度から5カ年の計画で、フェーズIIを実施中であるが、3年目となる2003年度を一つの区切りとして中間評価を行った。

フェーズIIでは、フェーズIで抽出した実用化候補概念についての設計研究を深めるとともに、成立性のキーポイントとなる要素技術開発を実施している。これらの結果を基に FBR サイクルとしての総合的な評価を実施した上で、有望な実用化概念の明確化を図る。また、実用化に至るまでの研究開発計画を提示する。

本研究は、安全確保を大前提に、将来の軽水炉サイクルおよびその他の電源と比肩する経済性を達成し得るよう、FBR サイクルが本来有する長所を最大限に活用した実用化像を創出し、併せて将来の多様なニーズに柔軟に対応できる開発計画を提示することにより、FBR サイクルを主要なエネルギー供給源として確立する技術体系を整備することを目的としている。研究を進めるにあたり、エネルギー資源の需給動向や環境負荷低減への社会ニーズ等に視点を置き、「安全性」、「経済性」、「資源有効利用性」、「環境負荷低減性」、「核拡散抵抗性」の5つの開発目標を設定した。

本報告は水冷却炉を含む FBR システム全般の検討状況について述べる。<sup>[2.2-4]</sup>

#### (2) FBRシステムに関する技術的検討

実用化戦略調査研究フェーズIIにおいて検討対象とした FBR システムとして「ナトリウム冷却高速炉」「鉛ビスマス冷却高速炉」「ヘリウムガス冷却高速炉」「水冷却炉」を対象とした。図 2.2-8 には各炉システム概念の特徴と採用した革新技术、開発目標への適合性の概要を示す。図 2.2-9 には各炉概念の主な研究開発課題を示す。

##### 1) ナトリウム冷却高速炉

## (i) 検討対象の概念

ナトリウム冷却高速炉としては、アドバンスド・ループ型炉を代表概念に選定し、中型モジュール炉（75万kWe、4モジュール）および大型炉（150万kWe ツインプラント）について検討を行っている。<sup>[2.2-5]</sup> 炉心燃料としては、これまでに開発が進められてきた酸化物燃料と、我が国では開発実績が乏しいものの高性能が期待できる金属燃料を対象とした。

これらの概念では、物量を削減するため、2ループシステム、炉容器のコンパクト化、配管短縮等の革新技術を採用した。大型炉では、これにスケールメリットの追求によるコスト削減効果を加えて、建設単価は設計要求値の約91%（設計要求値：20万円/kWe）を達成できる見込みである。炉心性能については、経済性(燃焼度、連続運転期間等)、資源の有効利用性(増殖比等)、環境負荷低減性(マイナーアクチニドの燃焼、長寿命核分裂生成物の核変換)、その他の設計要求に対しても、表2.2-3に示すとおり十分満足できる見通しである。<sup>[2.2-6]</sup> 加えて、金属燃料を採用することにより、炉心性能に関わる設計要求への適合性をさらに高めることが可能である。

## (ii) 革新技術の導入

本研究で検討対象としたナトリウム冷却高速炉は、これまでの開発実績と最新の科学技術知見を取り入れた革新的な概念であるが、これに加えてさらなる経済性の向上を目指し、2ループシステム、炉容器のコンパクト化、ポンプ組込型中間熱交換器（IHX）、高クロム鋼の採用による配管短縮等の革新技術を採用している。

## (iii) 技術的課題と技術的成立性

ナトリウム冷却高速炉の主な開発課題としては、経済性向上に関するものとして、炉容器をコンパクトにしたことに伴うガス巻込み防止構造等に関する検討、ループ数の削減に伴う高速配管内流動に関する検討等の課題が挙げられる。安全性に関するものとしては、炉心損傷時の再臨界を回避できる集合体概念の試験研究等が挙げられる。燃料開発については、高燃焼度 ODS 鋼燃料ピン照射、低除染の TRU 酸化物燃料ピン照射、ODS 鋼燃料ピンと FMS 鋼ラップ管を用いた燃料バンドル照射等が必要である。さらに運転信頼性向上の観点から、高信頼性蒸気発生器（SG）、保守補修技術、維持基準の開発等、ナトリウムの特性に起因する課題がある。

このようにナトリウム冷却高速炉の技術課題は、実用化に向けた性能向上、経済性向上に係るものであり、基本的な概念成立性に関わる課題は存在しない。開発期間としては、2015年頃までに枢要課題の要素技術開発を終了し、プラント建設に必要な技術体系の整備が可能となる見通しであり、比較的早期の実用化が可能と考えられる。

## 2) 鉛ビスマス冷却高速炉

## (i) 検討対象の概念

鉛ビスマス冷却高速炉は冷却材重量が過大となり、耐震性の観点から150万kWe程度の大型炉の成立性が見通せないため、中型モジュールタンク型炉を選定した。主冷却系の循環方式については、鉛ビスマスが自然循環炉に適した特性を持つことから、自然循環炉の可能性も追求したが、耐震性、経済性、炉心性能及び保守・補修性の観点で優れる強制循環炉を鉛ビスマス冷却炉の代表概念として選定した。<sup>[2.2-7]</sup> 強制循環炉（71万kWe-4モジュール）の概念構築においては、鉛ビスマスの優れた核的特性を活用し、防食技術の見通せる範囲内で炉心性能を追求した。加えて、

保守・補修性に配慮しコンパクトで合理的に配置された炉心、炉内機器により、耐震性を見通せる範囲内でスケール効果の追求・経済性向上を指向した。炉心燃料としては、酸化物燃料では被覆管腐食制限等から炉心性能を十分引き出すことができないため、開発に長期を要するものの炉心性能向上が期待できる窒化物燃料と組み合わせた設計を検討の代表概念とした。

その結果、建設単価は約 107% (設計要求値: 20 万円/kWe) を達成できる見込みである。燃焼度、連続運転期間等、その他の設計要求に対しても、表 2.2-3 に示すとおり設計要求値を満足できる見通しであり、特に全体平均の燃焼度では 143GWd/t (経済性重視型炉心) と最も優れた性能を達成している。ただし、フェーズ II 後半では、材料腐食試験の成果を反映し、炉心設計時に設定した腐食制限条件 (温度、腐食代等) を見直す予定である。現状の見通しでは、特に腐食代がより厳しくなる見通しであり、炉心性能が低下する確度が高いことに留意する必要がある。

#### (ii) 革新技術の導入

鉛ビスマス冷却高速炉は、それ自体が我が国では開発経験のない冷却材と燃料を組み合わせた検討途上の革新概念である。設計検討においては、化学的活性度が低く、中間冷却系が必要でない冷却材の特長を活かして、格納容器のコンパクト化を図ったタンク型を採用した。また、冷却材重量が大きいいため、3次元免震技術を採用することにより、プラント概念成立を目指している。

#### (iii) 技術的課題と技術的成立性

鉛ビスマス冷却高速炉の技術課題としては、基本的な概念成立性を左右する課題として、防食技術、保守補修技術、3次元免震および鉛ビスマス環境下での燃料破損限界、破損後挙動の解明、再臨界回避技術が挙げられる。この他の主な課題としては、炉心性能向上の観点から採用した窒化物燃料の開発、燃料安全に関わる試験研究、重金属炉用蒸気発生器、大容量ポンプの開発、受動安全性確保のための自己作動型炉停止機構(SASS)の開発が挙げられる。

このように基礎的な段階の技術課題が多く、実用化に向けた技術基盤整備には、まず実験炉を設計、建設し、実炉体系での防食技術の実証、燃料バンドルの照射実績の蓄積、運転実績の蓄積、冷却系機器および保守補修技術の実証が必要と考えられる。したがって、実用化までの開発期間としては、30年以上の長期を要すると考えられる。

### 3) ヘリウムガス冷却高速炉

#### (i) 検討対象の概念

ヘリウムガス冷却高速炉としては、大型炉 (約 110 万 kWe ツインプラント) について検討を進めている。炉心燃料に関しては、被覆管型燃料や被覆粒子型燃料に加え、その他の新型燃料形態についても検討を進めている。<sup>[2.2-8]</sup> 中間評価においては、フェーズ II 前半の検討の範囲で最も検討が進んでいる被覆粒子燃料・冷却材横流れ集合体型を代表概念とする。なお、酸化物燃料では十分な性能が引き出せないことから、開発期間は長期になるものの窒化物燃料を検討対象とした。

本概念では、経済性向上のため電気出力を約 110 万 kWe と大きくするとともに、コンパクトな鋼製原子炉容器を採用し、原子炉出口温度を 850℃ と高温にして、ガスタービン 4 基 (発電機 4



ジュール方式)を直接駆動することにより、高いプラント熱効率が可能なシステムを指向している。これにより建設単価は設計要求値の約110%(設計要求値:20万円/kWe)となる見通しである。ただし、課題は増えるものの、更なるスケールメリットの追求による経済性向上が可能な見通しである。燃焼度、連続運転期間等、その他の設計要求に対しては、表2.2-3に示すとおりである。

#### (ii) 革新技術の導入

ヘリウムガス冷却高速炉は、高温化による熱効率の向上、水素製造技術への適用性を考慮した多目的利用の魅力を追求できる革新的な概念であり、この魅力を追求するため、被覆粒子窒化物燃料や新型の燃料集合体概念等の革新的な技術を採用している。

#### (iii) 技術的課題と技術的成立性

ヘリウムガス冷却高速炉の技術課題としては、基本的な概念成立性を左右する課題として、被覆粒子窒化物燃料の製造、再処理、炭化珪素(SiC)製燃料集合体の製作性、構造健全性、照射特性等や、3次元免震、耐高温材料等の技術開発が挙げられる。この他の主な課題としては、経済性向上のための単軸縦型ガスタービンの開発、安全性確保のための燃料破損限界および破損後挙動の解明、SASS(高温感知合金の開発を含む)およびコアキャッチャの開発が挙げられる。

このように概念成立性を左右する基礎的な段階の技術課題が多く、我が国単独での開発を想定すれば、鉛ピスマス炉と同程度の長期の開発期間を要すると考えられる。一方、仏国で計画されている実験炉計画が実現すれば、国際的な役割分担の下、合理的な開発も期待できる。

### 4) 水冷却炉

#### (i) 検討対象の概念

水冷却炉としては、フェーズIではPWR型高速炉、BWR型高速炉<sup>[2.2-9]</sup>および超臨界圧水冷却高速炉(SCFBR)<sup>[2.2-10]</sup>を検討対象候補とした。フェーズIIでは、PWR型高速炉は重水を利用するため設備費が高くなること、また、SCFBRは材料開発等の基礎・基盤的研究開発が必要であること等から、水炉の評価対象としてはBWR型高速炉を選択した。

BWR型高速炉(1356MWe)は、これまでの豊富な運転実績と経験を有する軽水炉のプラントシステムを基礎とし、炉心を稠密化することで炉心燃料体積比を大きくして高速炉心を成立させようとする概念である。このため、プラント建設単価は次世代の軽水炉と同程度(20万円/kWe)となる見通しである。一方、増殖比は1.03程度であること、出口温度が低く熱効率が35%程度であること、炉心燃料インベントリが多く燃料サイクルを循環する燃料量が多くなること、MA燃焼やLLFP核変換に限界があること等、他の高速炉概念に比べて性能に限界がある。設計要求値に対する各値は、表2.2-3に示すとおりである。

#### (ii) 革新技術の導入

水冷却炉は、これまでの軽水炉での豊富なプラント技術、特にABWRのプラントシステム技術を適用できる特徴がある。

炉心概念としては、上下軸ブランケットを両端に、中心に内部ブランケットを挟んで炉心燃料部を上下に配置した軸非均質炉心構成としており、低除染TRU多重リサイクル燃料で増殖比1.03

を達成した。

### (iii) 技術的課題と技術的成立性

水冷却炉の技術課題としては、高速中性子と水環境に適合する被覆管材料に関する研究開発、炉心損傷時の再臨界回避と事故影響緩和対策、稠密炉心の熱水力特性に関する研究開発(稠密格子炉心の除熱性能)等の技術課題がある。

このように、水冷却炉は豊富な運転実績と経験を有する軽水炉のプラントシステムを活用することができる一方、炉心燃焼度が低いこと、増殖比が小さいこと、炉心に装荷するプルトニウムインベントリも多いこと等、高速炉としての性能に限界がある。しかし、開発課題が明確であり、高速中性子・水環境下での被覆管開発と炉心損傷時の影響緩和対策等について今後さらに開発計画を検討し、その解決見通しを明確にしていく。

フェーズⅡにおける炉システムの技術総括を表 2.2-4 に示す。

### (3) まとめ

ナトリウム冷却炉は、開発目標への適合性が高く、また、技術成立性を見通すための課題が明確化されており、高い確度でその実現性を見通せる。また、金属燃料炉心を採用することにより、更に高い炉心性能を引き出せるポテンシャルを有する。ナトリウム冷却炉固有の課題（軽水炉並みの運転・保守・補修性、ナトリウム漏洩・水反応対策）を克服するための諸課題を解決できる見通しを得ることが重要である。

鉛ビスマス冷却高速炉は、窒化物燃料炉心を採用することにより、ナトリウム冷却炉—金属燃料炉心と同様、高い開発目標適合性を達成できるポテンシャルを有する。高温・高流速環境下での耐食性（耐食材料、防食技術等の開発が必要）確保という技術的な壁を克服できる見通しを得るための基礎研究が必要である。炉心損傷時の再臨界回避の設計要求を満たすためには、鉛ビスマス中での窒化物燃料の炉心損傷事象推移が把握できる必要があるが、当該知見はほとんどなく、燃料破損挙動等に関する基礎研究が必要である。今後とも材料開発等におけるブレークスルーに期待し、GEN-IVや大学等で実施されている研究成果に注視する。

ヘリウムガス冷却高速炉は、安全性確保と高速炉としての高い性能の両立を目指す設計の工夫を行ったが、開発目標への適合性はナトリウム冷却炉、鉛ビスマス冷却炉にやや劣る。しかし、他の炉型を超える高温熱源としての多目的利用のポテンシャルがあるとともに、ガスタービン発電と組み合わせ経済性を向上させる概念を構築可能な見通しである。燃料被覆材料、集合体材料及び構造、窒化物燃料の再処理・製造方法などの基礎的な研究開発（照射試験、破損試験、溶解試験など）から着手する必要があるが、現時点では、実用化見通しが得られていない。なお、仏米等国際的にも関心度の高い概念であり、CEA との共同研究等によって効率的な開発が行える可能性がある。

水冷却炉は、低増殖であること、炉心燃料インベントリが多く燃料サイクルを循環する燃料量が多くなること等他の高速炉概念に比べて性能に限界がある。一方で、軽水炉の運転経験から冷却材の取扱性という観点で優れるとともに、技術課題が明確にされており、水炉の位置付けを判断するため、水冷却炉の技術実現性（被覆管、炉心損傷事故対応等）と実用化までに要する期間

の見極めが重要である。

以上に各炉のこれまでの成果と今後の展開をまとめた。

実用化戦略調査研究フェーズⅡ全体のこれまでの成果と今後の展開を図 2.2-10 に示す。

#### 参考文献

- 2.2-3. K.AIZAWA, “R&D for Fast Reactor Fuel Cycle Technologies in JNC”, Global 2001, Paris, France (2001).
- 2.2-4. Y.SAGAYAMA, et al., “Overall Plan and Progress Situation of “The Feasibility Study on Commercialized FR Cycle System””, Global 2003, New Orleans (2003).
- 2.2-5. M.ICHIMIYA, et al., “A Promising Sodium-Cooled Fast Reactor Concept and its R&D Plan”, Global 2003, New Orleans (2003).
- 2.2-6. T. MIZUNO, “Advanced Fast Reactor Fuel Concepts and their R&D Plan”, Global 2003, New Orleans (2003).
- 2.2-7. Y.ENUMA, et al., “Conceptual Design of a Medium Scale Lead-Bismuth Cooled Fast Reactor”, GENES4/ANP2003, No.1085, Kyoto, Japan (2003).
- 2.2-8. M.KONOMURA, et al., “A Promising Gas-Cooled Fast Reactor Concept and its R&D Plan”, Global 2003, New Orleans (2003).
- 2.2-9. T.OKUBO, et al., “Design Study on Reduced-Moderation Water Reactor(RMWR) Core for Plutonium Multiple Recycling”, GENES4/ANP2003, No.1145, Kyoto, Japan (2003).
- 2.2-10. Y.OKA, et al., “Overview of Design Studies of High Temperature Reactor Cooled by Supercritical Light Water at the University of Tokyo”, GENES4/ANP2003, No.1168, Kyoto, Japan (2003).

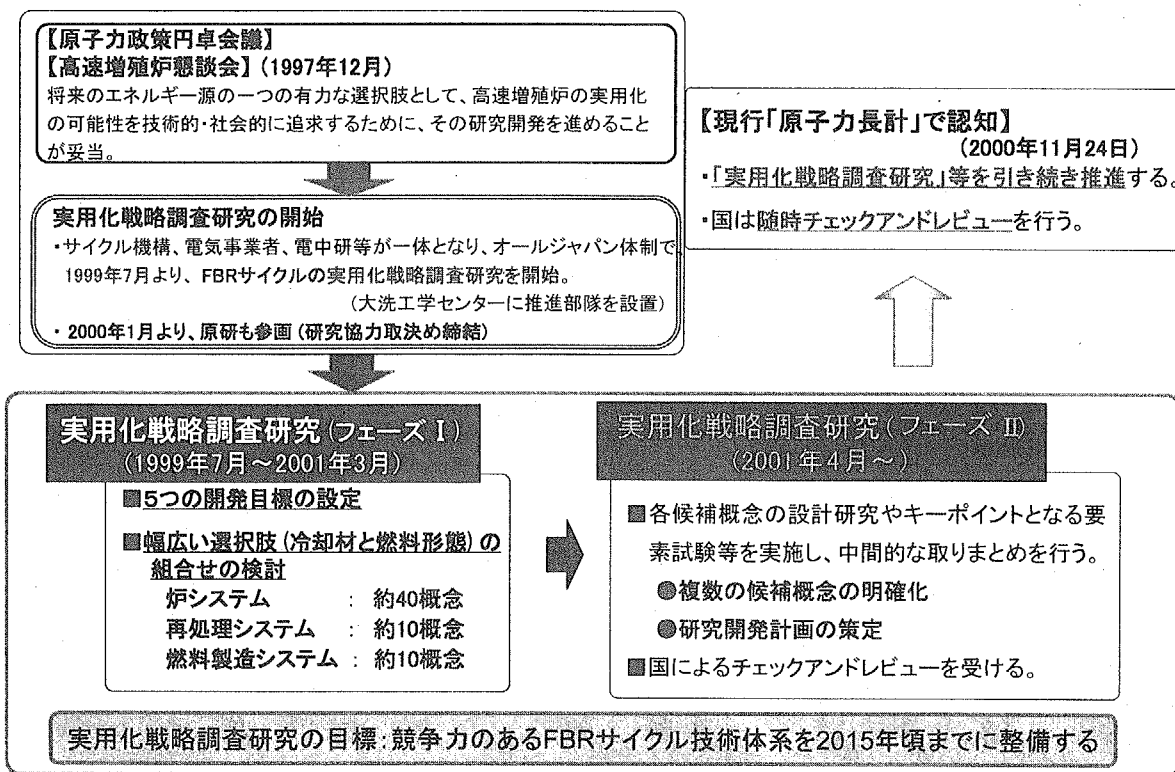


図 2.2-7 実用化戦略調査研究の経緯とその開発目標

■ 各冷却材の原子炉システムのプラント概念を構築

- 革新技術の導入
- 開発目標適合性の追求
- 技術的成立性の検討

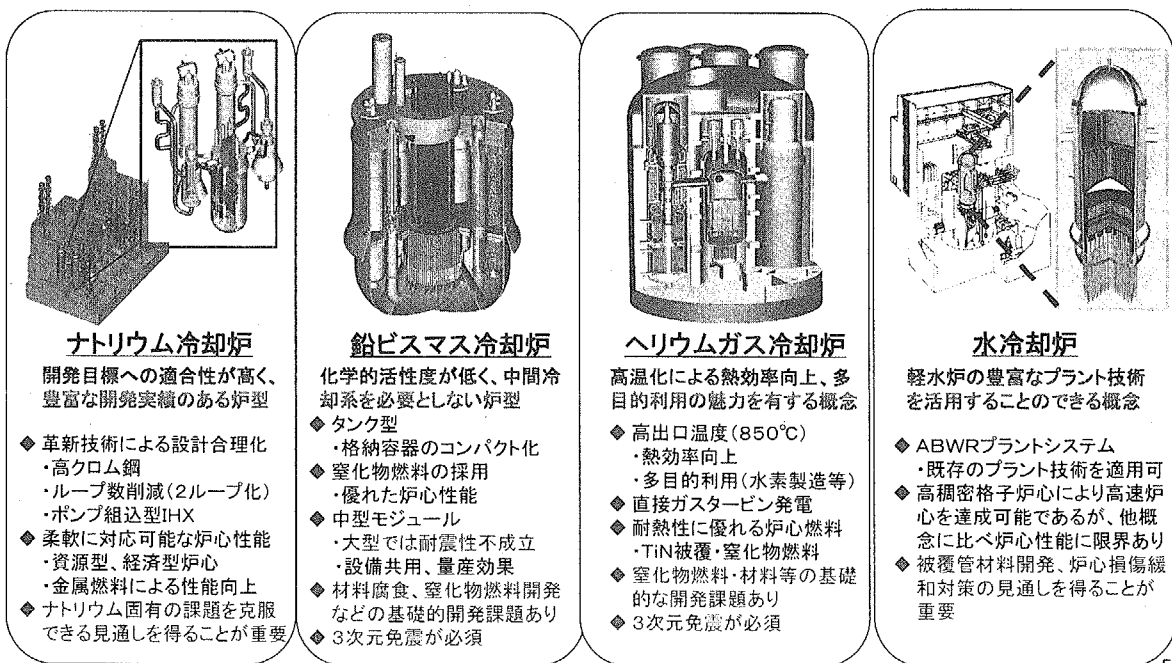


図 2.2-8 フェーズⅡにおける炉システムの設計研究の成果

■ 各冷却材の原子炉システムの研究開発課題の抽出

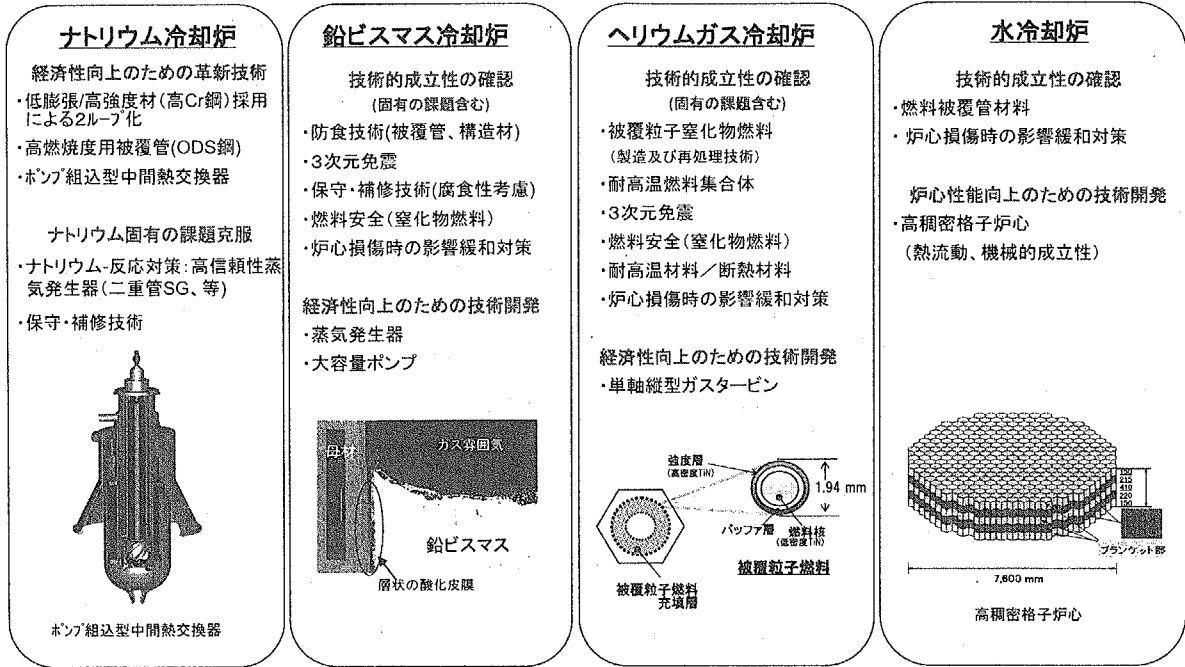


図 2.2-9 フェーズIIにおける炉システムの研究開発課題

- 実用化戦略調査研究フェーズII(2000年度～2003年度)は、次の事項を計画どおり実施した。
  - フェーズIで抽出したFBRシステムおよび燃料サイクルシステムの候補概念について、革新的技術を取り入れ、それぞれの魅力を最大限に引き出すとの観点から設計研究を進めた。
  - 革新的技術の開発に努めるとともに、主要技術の成立性見通しおよび候補概念の明確化に必要な定量的データ取得のための要素技術開発を実施している。
- 研究の目的に対してフェーズIIの現時点での中間的なとりまとめを実施。
  - 複数の実用化候補技術の明確化(見通し)
  - フェーズIII以降の研究開発計画(案)の策定
- 今後は、国等による評価をいただく予定。(2004年度早々に評価を受ける。) その評価を受け、適宜研究開発計画の見直しを行い、2005年度の最終とりまとめに向けて研究を推進する。
- 次期「原子力長期計画」策定等に向けて、積極的な情報の発信を行う。

図 2.2-10 実用化戦略調査研究フェーズIIのこれまでの成果と今後の展開

表 2.2-3 各炉システムの設計要求達成度の評価結果

※下記の数値は現時点での概略推定値

設計要求		ナトリウム炉 / 中型ジュール(750MWe)~大型(1,500MWe)				He炉 (1,124MWe) 窒化物	Pb-Bi炉 (710MWe) 窒化物  (プラントと炉心は 整合していない)	水炉 (1,356MWe) MOX	
		MOX		金属					
		資源型 燃焼度の基準値 を満足しつつ、 増殖性能を追求 した炉心	経済型 燃料サイクル 費の低減を追求 した炉心	資源型 燃焼度の基準値 を満足しつつ、 増殖性能を追求 した炉心	高出口温度型 熱効率の向上 と燃料リサイクル 費の低減を 追求した炉心				
炉心毎	燃焼度	炉心平均 (150GWd/t以上)	148GWd/t(大)~ 150GWd/t(中)	145GWd/t(中)~ 149GWd/t(大)	153GWd/t	152GWd/t	119 GWd/t	157 GWd/t(資)~ 159GWd/t(経)	88 GWd/t
		全体平均 (60GWd/t以上)	55GWd/t(中)~ 63GWd/t(大)	101GWd/t(中)~ 110GWd/t(大)	72GWd/t	131GWd/t	58 GWd/t(資)~ 80GWd/t(経)	105 GWd/t(資)~ 143GWd/t(経)	45 GWd/t
		連続運転期間 (18ヶ月以上)	18ヶ月	26ヶ月	20ヶ月	22ヶ月	20ヶ月(資)~ 19ヶ月(経)	18ヶ月	18ヶ月
		燃焼反応度	3.2%Δk/kk'(大)~ 3.7%Δk/kk'(中)	2.4%Δk/kk'(大)~ 2.9%Δk/kk'(中)	2.2%Δk/kk'	1.5%Δk/kk'	0.8Δk/kk'	0.9%Δk/kk'(資)~ 0.7%Δk/kk'(経)	1.1%Δk/kk'
		稼働率 (93%以上)	93%程度	96%程度	93%程度	96%程度	93%程度	93%程度	93%程度
		出口温度	550°C	550°C	505°C	550°C	850°C	445°C	287°C
		熱効率/所内負荷率	42% / 4%	42% / 4%	40% / 5%	42% / 4%	47% / 3%	38% / 3%	35% / 3%
		増殖比 (1.0~1.2程度)	1.15(中)~1.16(大)	1.04(中、大)	1.16	1.04	1.17(資)~1.03(経)	1.15(資)~1.04(経)	1.03***
		燃料サイクル増殖時間	46年	-	39年	-	73年(資)	48年(資)	200年以上
	資・環		初装荷炉心に必要となる 核分裂性物質質量	4.4t/GWe(大)~ 4.7t/GWe(中)	5.9t/GWe(大)~ 6.0t/GWe(中)	4.0t/GWe	4.8t/GWe	9.6t/GWe	5.8t/GWe(資)~ 5.6t/GWe(経)
		MA燃焼	○*	○*	◎*	◎*	○*	○*	○* LWR使用済燃料組成に ついては未評価
		F/P核変換	-	核変換可能**	-	核変換可能**	核変換可能**	核変換可能** (増殖性能との両立可能)	未検討
炉心によらず共通	建設単価 (20万円/kWe以下)	相対値: 90%(大)~93%(中)				相対値: 111.5%	相対値: 107%	次世代軽水炉と同等	
	建設工期 (42ヶ月(大型) 36ヶ月(中型))	36ヶ月(中)~46ヶ月(大)				46ヶ月	37ヶ月 (11ヶ月分)	次世代軽水炉と同等	
	受動安全性の導入	自然循環崩壊熱除去+SASS(炉外・炉内試験実施中)				自然循環崩壊熱除去+ 高温型SASS	自然循環崩壊熱除去+SASS	不要 信頼と同様に時定 数が大きく見期待可能	
	再臨界回避対策	再臨界回避燃料混合体(炉外・炉内試験実施中)				カゴ型混合体とコア キャッチャーの設置	検討不可(安全性基礎デー タの蓄積が必要)	検討中	

\* 高速炉MA均質サイクルが平衡期組成(MA含有率1wt%程度)、LWR使用済燃料組成(MA含有率最大4wt%程度)のいずれにも対応可能  
 \*\* 自己生成分のLLFP(I-129とTc-99)の核変換は可能性あり  
 \*\*\* 水冷却炉の増殖比はPu残存比を表記

経: 経済性 資: 資源有効利用 環: 環境負荷低減 安: 安全性  
 (大)大型Na炉、(中)中型Na炉、(資)資源型炉心、(経)経済型炉心

表 2.2-4 フェーズIIにおける炉システムの技術総括

		ナトリウム 冷却炉	鉛ビスマス 冷却炉	ヘリウムガス 冷却炉	水冷却炉
技術総括	評価	開発目標に対する適合性が最も高く、豊富な開発実績から技術実現性が見通せる。	経済性、炉心性能に関するポテンシャルを有する。	経済性、炉心性能に関するポテンシャルを有するとともに、高温化による熱効率向上、多目的利用の魅力あり。	高速炉としての炉心性能に眼界が有るが、軽水炉の豊富なプラント技術を活用できる。
	課題	ユーザにとって使い勝手の良いシステムとするための検査・補修技術、新型SG等の技術開発が必要。	材料腐食評価、耐腐食材料開発等、概念成立性に係わる技術課題がある。	燃料被覆材、高温構造材の開発等、概念成立性に係わる技術課題がある。	高速中性子・水冷却環境下での被覆管材料開発等が必要。
フェーズII後半の進め方		・概念検討と革新的技術に関する研究開発を進めるとともに、検査・補修技術、SG等の課題解決に向けた検討を進める。 ・Gen-IV等を活用して効率的に進める。	・材料腐食試験を継続し、その結果を反映した材料腐食評価式に基づく経済性や炉心性能の評価を実施する。 ・Gen-IV等を活用して効率的に進める。 ・大学等との連携が期待される。	・炉心燃料概念の技術的成立性、課題等の検討を深め、有望な炉心概念の明確化を進める。 ・Gen-IV等を活用して効率的に進める。 ・仏CEAとの連携が期待される。	技術的成立性に関わる研究開発成果を取り込んだ評価を行うとともに、水冷却炉の果たし得る役割、位置付け等に関する検討を進める。
中間報告でのまとめ		・開発目標への適用性が高く、技術的成立性を見通すための課題が明確化されている。	・開発目標に適合する可能性を有しているが、概念の成立性を左右する基礎的課題があることから、これらの課題解決の見通しを得た上で、今後の進め方を検討する。		上記の課題解決の見通しを得た上で、位置付けも含め、今後の進め方を検討する。

**Q&A** FBRサイクル実用化戦略調査研究における水冷却炉の検討・評価

(原研：大久保努、サイクル機構：小竹庄司)

[C] (水冷却炉について) 炉心の半径が3.6mとなるとRPV内径が9mくらいになる。既存のインフラを活用して軽水炉の実績・経験を生かすのであれば7m前後にしたほうが受け入れられやすいと思われる。

[A] 8.9mくらいと予想している。日本で、アルゼンチンの重水炉向けの内径8m台の容器を作った実績がある。この9m程度のサイズであればちょっとしたステップアップで可能ではないかと考えている。



## 2. 3 燃料サイクル長期展望と低減速軽水炉の導入シナリオ

### Long-term Perspective of Japan's Nuclear Fuel Cycle and Scenarios for Deploying RMWRs

佐藤 治、立松 研二、大滝 清

Osamu Sato, Kenji Tatematsu and Kiyoshi Ootaki

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

#### 2. 3. 1 はじめに

我が国の原子力開発利用においては、当面、六ヶ所再処理工場の操業と現行軽水炉におけるプルトニウム利用（プルサーマル）を開始することが最優先課題であるが、より長期的な視野からみると、再処理費の大幅な低減等により燃料サイクルの経済性を改善すること、また、高い増殖比の可能なナトリウム冷却高速増殖炉（以下 FBR）の実用化の展望が不透明になる中で、プルトニウムの多重リサイクルと増殖の技術を実用化し、使用済み MOX 燃料貯蔵量とウラン資源消費量の際限ない増大に歯止めをかけて原子力発電利用の持続性を確保することが必要である。

ここでは、我が国の燃料サイクルの長期展望の下で、プルトニウム増殖の可能な低減速軽水炉（RMWR）がいかなる役割を果たし得るかについて検討した。併せて、RMWR を導入した場合に原子力発電システム全体のコストがどの程度増加するかについても検討した。

#### 2. 3. 2 燃料サイクルの長期シナリオ

発電炉・燃料サイクルの長期シナリオとして、表 2.3.1 に示す 4 ケースを検討した。なお、原子力発電の総設備規模として 2020 年に 70GWe、2030 年に 75GWe、2050 年以降は 80GWe で一定と想定した。RMWR としては炉心部（MOX 部+内部ブランケット）の燃焼度 45GWd/t、転換比 1.06 の設計の特性データを用いた。これらの前提条件は RMWR の導入効果と燃料リサイクル条件の影響に関する検討報告書<sup>[2.3-1]</sup>に詳細にまとめられている。

4 ケースのシナリオのうち、A と B はプルサーマルのみでプルトニウム利用を行うケースである。A では六ヶ所再処理工場のみの下でプルサーマルを実施する場合、B では 2030 年に第 2 再処理工場を建設、さらにその後も再処理工場を建設して使用済み  $UO_2$  燃料を全量再処理し、フル MOX 炉で回収プルトニウムを利用する場合である。C と D は RMWR を導入するケースであり、C では 2030 年に、また D では 2046 年（六ヶ所工場閉鎖後）に第 2 再処理工場が操業開始することを想定している。

各ケースにおける原子力発電設備の炉型構成、再処理量、及び使用済み燃料貯蔵量を図 2.3.1～図 2.3.4 に示した。また、各ケースにおける天然ウラン累積消費量を図 2.3.5 に示した。これらの図の比較から得られる所見を以下にまとめる。

①想定した原子力発電設備規模の下では、（六ヶ所再処理工場の処理能力を上回る使用済み燃料が毎年発生するので）2050 年以前でも使用済み燃料貯蔵量は漸増するが、ケース A のように第



2再処理工場を建設しない場合には使用済み燃料の貯蔵量は2050年以降急増し、2075年には7万トン程度の規模になる。

- ②ケースBのように使用済み $UO_2$ 燃料を全量再処理し、回収プルトニウムをフルMOX炉で利用する場合には、使用済みMOX燃料の貯蔵量が増大していく。このケースのように使用済みMOX燃料の再処理を一切行わないと仮定した場合には、2100年時点の貯蔵量は約12000トンに達する。(使用済みMOX燃料を1回だけ再処理すると仮定した場合には貯蔵量は半分以下の水準に抑制できるが、時間とともに際限なく増大していく点は同じである。)
- ③RMWRの転換比は約1.06であり、本検討の条件下では燃料サイクル工程でのロス分(Pu-241の崩壊によるロスを含む)を除いた正味の転換比が1.0を超えるので、プルトニウム増殖システムの構築が可能である。したがって、ケースCとDの結果に見るようにRMWRは2200年前後には濃縮ウラン軽水炉を完全に置換することができる。また、当然のことながらプルトニウムの多重リサイクルを行うので、使用済みMOX燃料貯蔵量はプルトニウム需要に応じた必要在庫程度の水準にまで抑制される。
- ④RMWRは、上記のように濃縮ウラン軽水炉を完全に置換することにより、ウラン資源消費量の際限ない増大に歯止めをかけることができる。ウラン資源の究極消費量はケースCで約160万トン、ケースDでは約177万トンである。ケースDでは第2再処理工場を六ヶ所再処理工場閉鎖後に建設し、RMWRの本格利用開始が遅れるので、ケースCに比べて所要量が1割ほど大きくなっている。

なお、図2.3.5に点線で示すように、もし増殖比1.2程度のFBRが2050年頃から本格導入できれば、濃縮ウラン軽水炉を2100年過ぎに完全に置換し、ウラン資源の究極消費量を120万トン程度の低い水準に留めることができる。

しかしながら、技術的信頼性と経済性を備えたFBRが実現できる目は未だたっておらず、原子力発電を基幹電源として長期にわたって持続的に利用するためには、FBR実用化のリスクに対するバックアップ戦略がどうしても必要である。RMWRはウラン資源消費量をFBRほどの低水準に抑制することはできないが、既存の軽水炉技術を活用できるので実用化に際してのハードルは低く、上記バックアップ戦略のための有望な技術選択肢であると考えられる。

### 2. 3. 3 低減速軽水炉の導入コスト

今後の約半世紀間、計画どおりにプルサーマルを実施する場合(ケースA)と、第2再処理を2030年から操業開始し、部分MOX炉によるプルトニウム利用を止めてRMWRを導入する場合(ケースB)とについて、原子力発電システムのコストを試算した。燃料サイクル諸量とコストの定量的検討に必要な前提条件のうち主要なものを表2.3.2にまとめた。これらのコストデータは主にプルトニウム利用の経済性に関する検討<sup>[2,3-2]</sup>の中で調査したものである。また、ケースA及びケースBにおける原子力発電の炉型構成をそれぞれ図2.3.6及び図2.3.7に示した。

これらの両ケースの原子力発電システムコストは図2.3.8に示すとおりである。ここで、投資コストは割引率3%/年の想定の下で技術耐用年数60年にわたって年経費化した。この結果によれば、RMWRの導入による原子力発電システムの追加コストは2030年で年間2800億円程度、2040年で年間3500億円程度(いずれも各年の前後5年間の平均値)である。これをそれぞれの

時期の発電電力量で割ると2030年頃で約0.5円/kWh、2040年頃で約0.6円/kWhである。

これらの追加費用は現時点の発電原価と比較して大きなものではないが、長期的にみた場合に原子力発電の持続性を保証するための費用として十分に許容可能なものか否かについては、他の競合電源、特に天然ガスを利用した将来発電技術等との比較も必要であると考えられる。

#### 2. 3. 4 おわりに

今回の検討ではRMWRの設計例の中で増殖比がやや高めで、燃焼度が低めのものを用いた。一方、転換比は1.04とやや低めであるが、炉心部燃焼度が65GWd/t程度の経済性を重視した設計も行われているので、今後は転換比がこれより低い場合の効果についても検討を行う必要がある。また、一般に単一技術への依存は発電システムのリスクを高めるので、供給安定性にも配慮したシナリオ、例えばFBRとRMWRが共存するようなシナリオも長期的な原子力利用戦略の中で大きな意味を持ち得ると考えられる。こうしたシナリオの検討も今後の課題である。

#### 参考文献

- 2.3-1 立松研二，佐藤治：“低減速軽水炉の導入効果と燃料リサイクル条件の影響”，JAERI-Research 2004-024 (2005).
- 2.3-2 立松研二，田中洋司，佐藤治：“プルトニウムリサイクルの経済性に関する分析”，JAERI-Research 2001-014 (2001).

表 2.3.1 発電炉・燃料サイクルの長期シナリオ

ケース	炉型の構成				第2再処理の導入開始
	LWR (UO <sub>2</sub> )	LWR (部分MOX) ○: 廃炉までMOX △: 2016年からUO <sub>2</sub> 切り替え	LWR (フルMOX) ○: 大間+追加導入 △: 大間のみ	低減速炉 ○: 2020年に導入開始	
A	○	○	△		なし
B	○	○	○		2030年
E	○	△	△	○	2030年
F	○	△	△	○	2046年

1. 各発電プラントの耐用年数は40年とする。
2. 2020年以降の新設プラントの設備利用率は90%とする。
3. 2010年以降に新設のLWR(濃縮ウラン)とLWR(フルMOX)は、2020年以降の燃焼度を60GWd/トンとする。
4. リード・ラグタイム: 燃料加工=2年(初装荷)、1年(平衡)、再処理=2年(増殖炉サイクルの炉外時間=3年)
5. 燃料加工=0.5%、再処理=0.5% (プルトニウムのリサイクルロス=1%)

表 2.3.2 原子力発電システムコスト計算のための主要な前提条件

(a) 原子力発電プラントの特性

	軽水炉	部分MOX炉	全MOX炉	RMWR
燃焼度 [GWd/t]	60	45	33	45
設備利用率 [%]	90	83.3	86.7	90
耐用年数	60年			
燃料装荷量 [t/GWe/年]	15.6	14.2 (UO <sub>2</sub> ) 7.1 (MOX)	29.9	31.67
建設費 [万円/kWe]	20			
運転維持費	平均年間費用を建設費の5.3%とする			
廃炉費用	解体及び解体廃棄物処分費用を建設費の20%とする			

(b) 核燃料サイクル工程単価

	軽水炉	全MOX炉	RBWR	単位
天然ウラン	17.16	-	-	ドル/lbU <sub>3</sub> O <sub>8</sub>
UF <sub>6</sub> 転換	6	-	-	ドル/kg・U
濃縮	125	-	-	ドル/kg・SWU
加工	濃縮ウラン燃料	8	-	万円/kg・U
	MOX燃料	26	31	万円/kg・HM
使用済燃料輸送	2			万円/kg・HM
再処理	濃縮ウラン燃料	35	-	万円/kg・U
	MOX燃料	35	46	万円/kg・HM
HLW処分	7600			万円/本
ウランクレジット	0			ドル/kg・U
Puクレジット	0			円/g・Puf

■ ケースA

- LWR+プルサーマル計画
- 第2再処理:なし

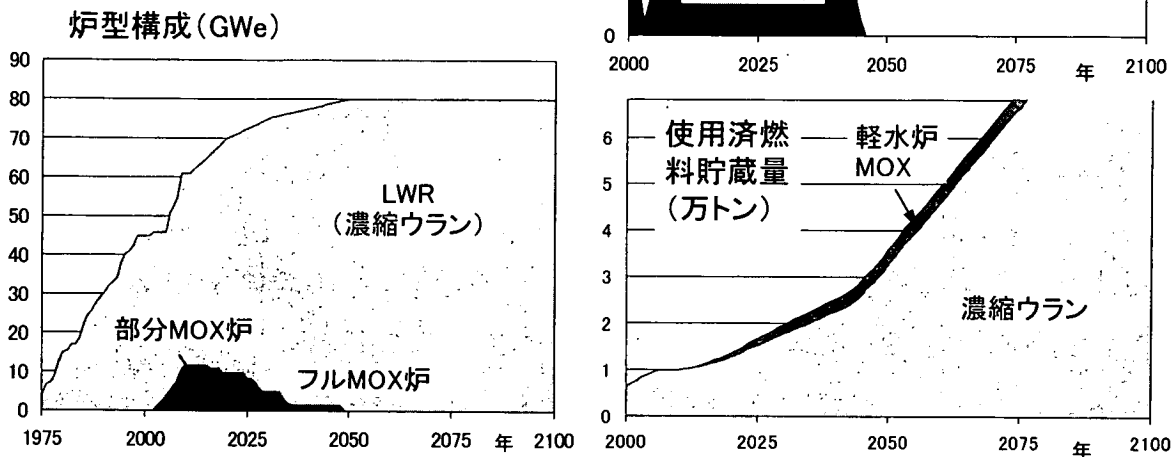


図 2.3.1 炉型構成と燃料サイクル諸量 (ケース A)

■ ケースB

- フルMOX軽水炉を追加導入
- 第2再処理:2030年操業開始

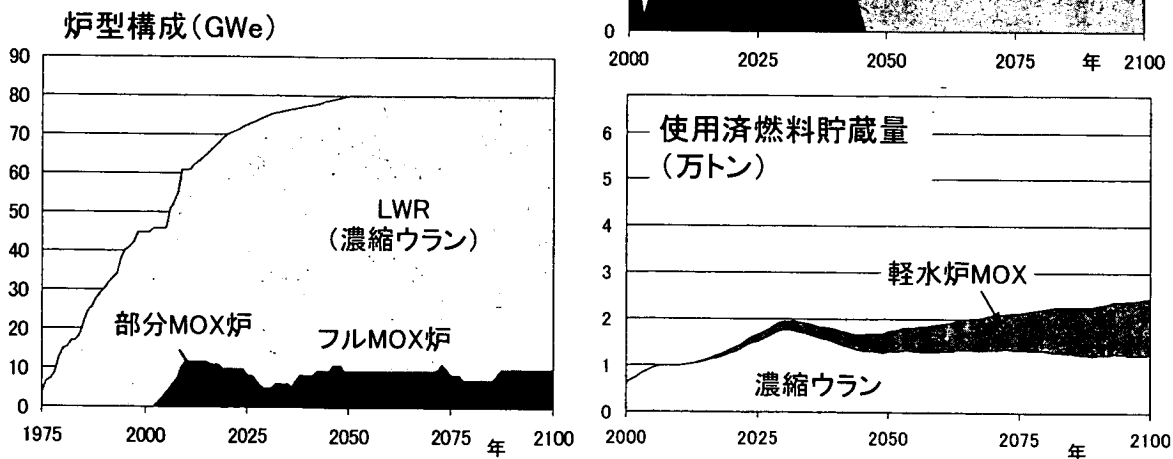


図 2.3.2 炉型構成と燃料サイクル諸量 (ケース B)

■ ケースE

- 低減速炉導入
- 第2再処理: 2030年操業開始

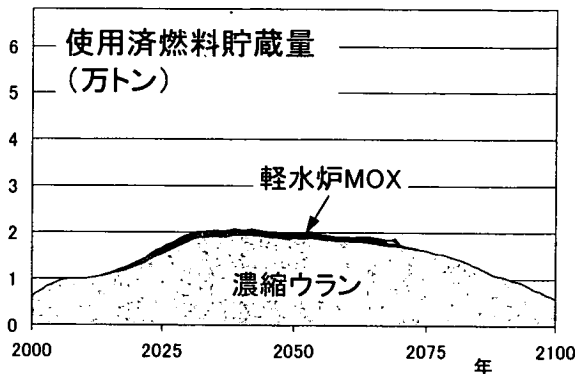
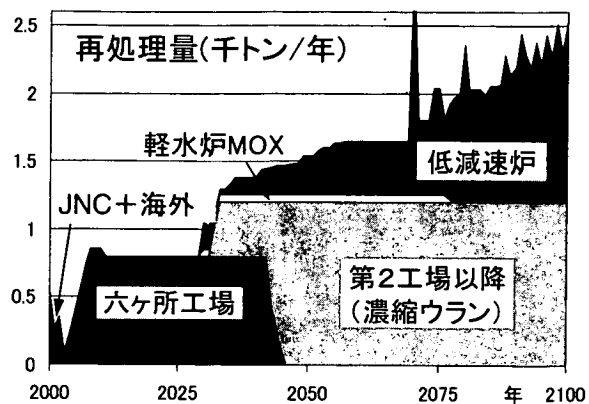
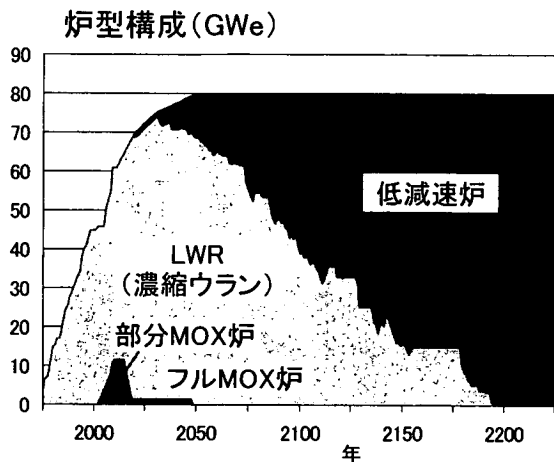


図 2.3.3 炉型構成と燃料サイクル諸量 (ケース E)

■ ケースF

- 低減速炉導入
- 第2再処理: 2046年操業開始

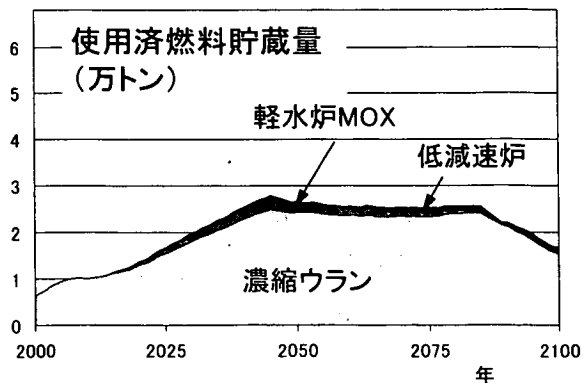
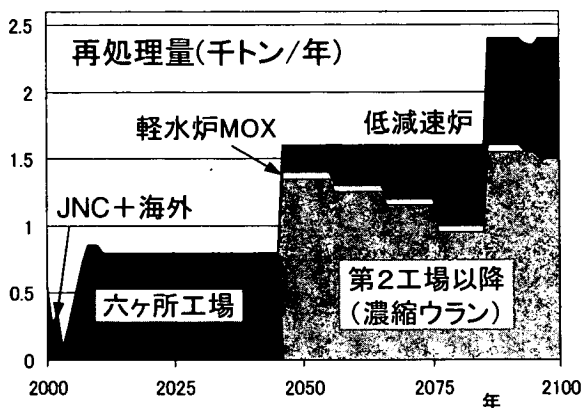
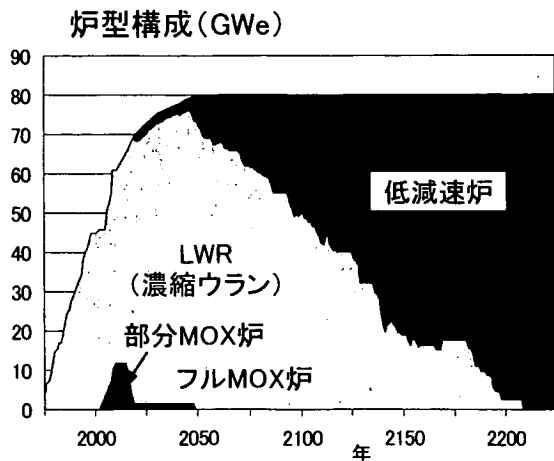


図 2.3.4 炉型構成と燃料サイクル諸量 (ケース F)

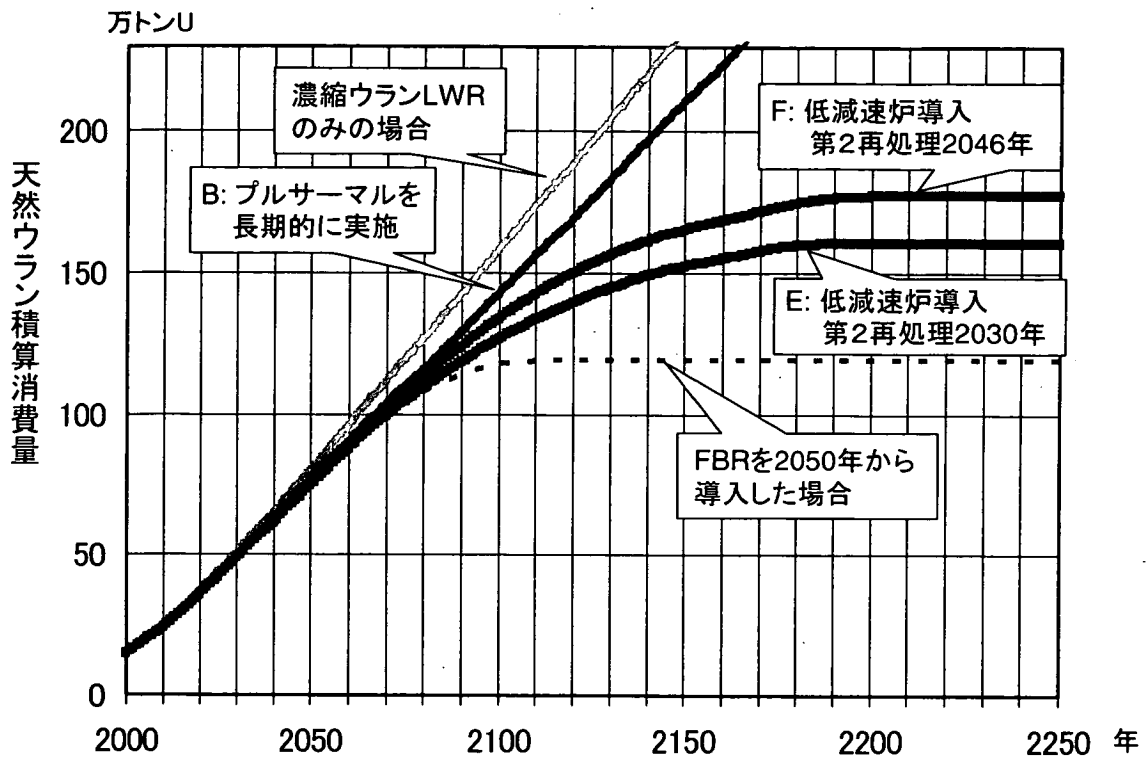


図 2.3.5 各ケースにおける天然ウランの累積消費量

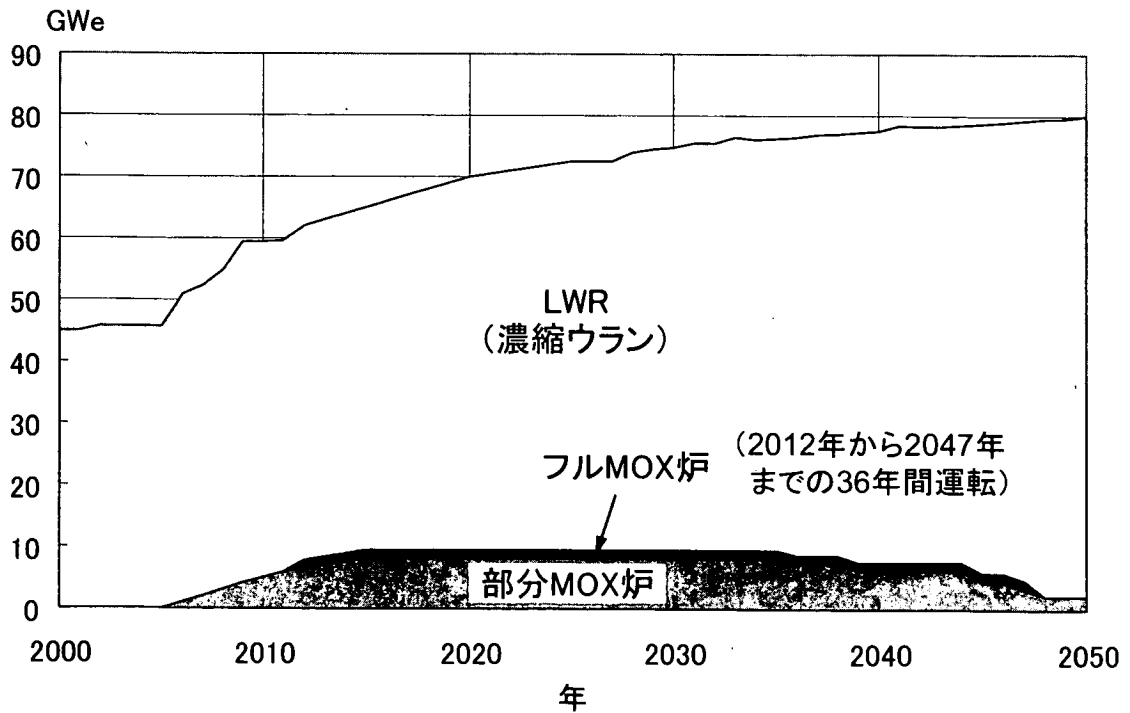


図 2.3.6 発電設備の炉型構成 (ケース A)

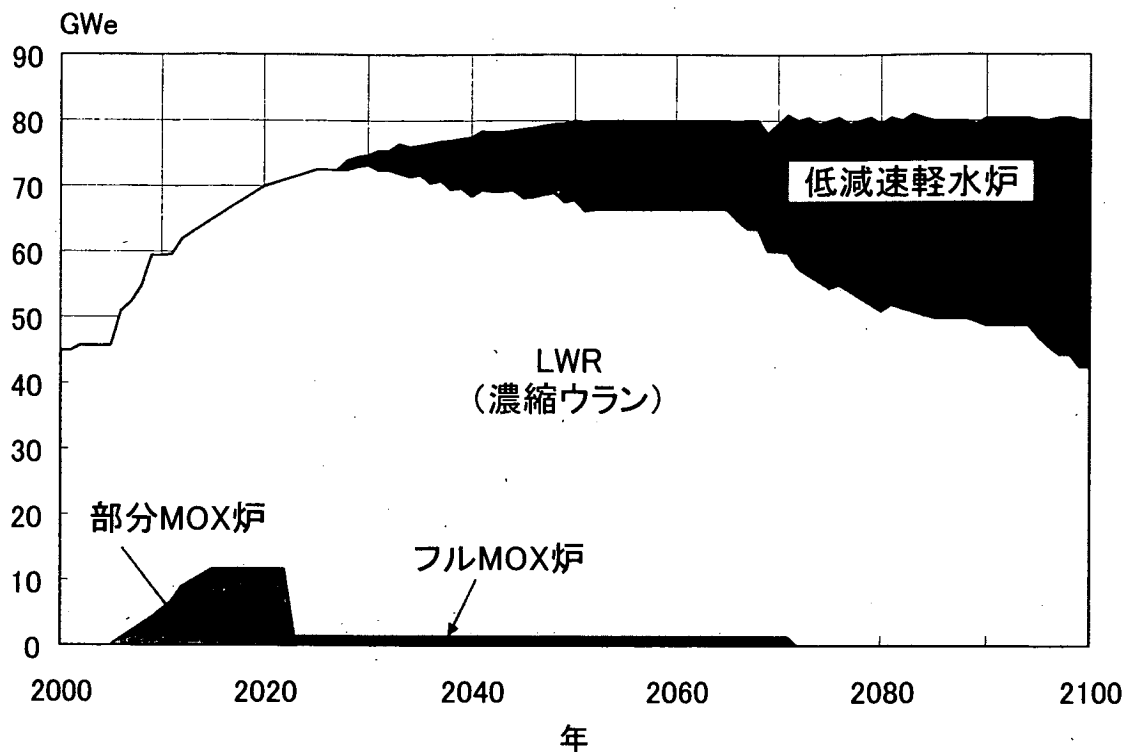


図 2.3.7 発電設備の炉型構成 (ケース B)

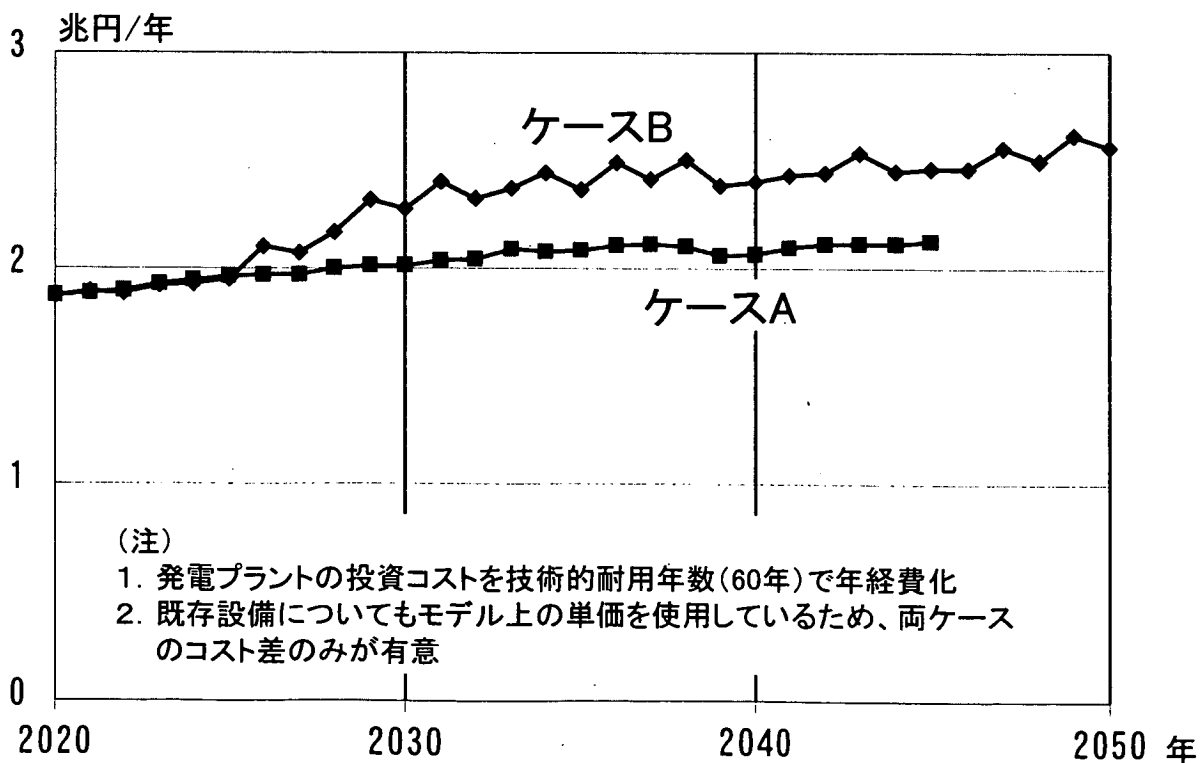


図 2.3.8 原子力発電システムの年間コスト

**Q&A** 燃料サイクル長期展望と低減速軽水炉の導入シナリオ（原研：佐藤治）

[Q1] 増殖比 1.04 の低減速炉でシナリオを立てていると思うが、仮に第 1 世代の低減速炉は増殖ではなく転換比 0.8 くらいのもので 40-50 年入ったとしても、第 2 世代から増殖比 1.04 の炉になればそれほど極端に計算結果は違わないと考えてよいか。

[A] そう思う。増殖比 1.05 とか 1.06 の炉でも 2200 年くらいまでかけてやっと自立する。最初の部分で技術的実現可能性とか経済性を重視したスペックにしても、長期的な戦略的意義はあまり変わらない。

[Q2] 使用済燃料の中間貯蔵量がキーポイントになるように思われる。これに制限値を設けたようなシミュレーション計算は考えられないか。

[A] モデル分析では中間貯蔵量を物理的に制約した検討はしていない。短期的には、いつまでにどれだけ中間貯蔵の容量が確保できるかは現実的に重要な制約だと思われる。ただ長期的には、中間貯蔵所が確保できるかどうかは、中間貯蔵であることを確認できるか、つまり永久貯蔵にならないという保障を国が与えられるかどうかに関係してくるのではないか。2050 年あるいはそれ以降の長期的将来に関しては、中間貯蔵の規模の物理的制約が戦略に非常に重要な意味を持つとはあまり考えていない。ただしこれは、他の見解がありうるかもしれない。もちろん 2010 年とか 2015 年の短期の貯蔵規模は非常に重要で、各サイトで確保するかまとめた中間貯蔵所を作るかは、しばらくの間は電力会社にとって重要な検討課題になると思う。

[Q3] 最後のコストのところ、ケース A（軽水炉+Pu サーマル）とケース B（軽水炉+Pu サーマル+低減速炉）で年間 5000 億円くらい違う。ケース B では第 2 再処理工場を作るからそのくらいの差があってもよいのだが、5000 億円の投資に見合う利益がないとやる意味がない。その利益について経済的なコストに換算したものはないか。

[A] リサイクルの利益というのは何かというのが、大きな社会的議論の種になると考えている。その利益が良く見えないということが、リサイクルに対するハードルになっている。たとえば 5000 億円だと kW 時あたり 1 円くらいのコストになる。長期的に見てこの 1 円が高いのか安いのか、長い目で見た場合にエネルギーセキュリティーのコストとして、社会がそれを支払うことを正当化できるかどうかという観点からの議論になると思う。





## 2. 4 次世代炉開発へのメーカーの取組み Next Generation Reactor Development Activity at Hitachi, Ltd.

山下 淳一

Junichi Yamashita

日立製作所

Hitachi, Ltd.

### 2. 4. 1 次世代炉開発戦略

#### (1) 基本的考え方

我が国の原子力開発利用においては原子炉と燃料サイクルの整合性を持ちつつ、原子炉利用範囲をいっそう拡大する革新的原子炉システムの開発が重要である。革新的原子炉システムは信頼性確保を前提に、経済性・安全性に優れ、燃料サイクルを廻る状況変化に柔軟に対処し、発電、水素製造、熱利用など様々な用途に適用できる必要がある。このように、革新的原子炉システムには多様なニーズや多くの開発課題のあることを踏まえ、開発ステップを2段階に分け「次世代炉システム」と「将来炉システム」を並行して開発し段階的に実用化するのが妥当であると考えられる。

#### (2) 中長期炉型戦略全体構想

大型炉から小型炉までを含む、原子炉とサイクルの基本システムとしての革新的原子炉システムを、次世代炉システムと将来炉システムの2つの開発ステップに分ける。次世代炉システムは、信頼性を確保しつつ早期に実用化するシステムと位置付けられ、原子力の競争力強化と燃料サイクルの多様なニーズへの対応が主要課題となる。そのために、次世代炉システムには多様な選択肢の提供が求められる；例えば(1)Pu 多重リサイクル、(2)使用済燃料中間貯蔵、(3)使用済燃料の簡易再処理と「Pu+FP」と「U」の分離保管、(4)Pu サーマル後の使用済燃料貯蔵、(5)以上の複数の組み合わせ、である。一方将来炉システムは、究極・理想のリサイクルシステムの実現を目指すもので、世界的なエネルギーの需要急増への対応や放射性廃棄物変換などの課題がある。

これら基本システムを利用する応用システムとしては、発電システム、熱供給設備、水素製造システム、海水淡水化設備、需要地近接等が考えられる。

#### (3) 革新的原子炉システムの開発目標

次世代炉システムおよび将来炉システムの開発目標を、(1)資源有効利用、(2)経済性、(3)安全性、(4)環境負荷低減、(5)核拡散抵抗性の観点からあげると、次世代炉システムでは(1)持続的エネルギー供給の確保、(2)サイクルを含め実現性の高い技術による競争力の確保、(3)現行炉並みの安全性(負のボイド係数等)、(4)マイナーアクチニド(MA)蓄積量の低減、(5)Pu 単独での存在をなくし、さらにPuを低除染化する、のようになる。

一方将来炉システムでは、(1)エネルギー需要急増への対応、(2)新エネルギーを凌駕する経済性、(3)過酷事故時に退避が不要であり、さらにテロ対策がなされる、(4)MAと長寿命核分裂生成核種

(LLFP) の分離転換、(5)「炉+サイクル」のコロケーションシステム、があげられる。

革新的原子炉システムの開発目標の考え方としては、次世代炉システムでは経済性と柔軟性が最重要で、他の目標は経済性を損なわない範囲で現行炉並み以上とする一方、将来炉システムは、究極理想の原子力システムとして達成すべきレベルのものとする。

#### (4) 革新的原子炉システムの構成と相関

次世代炉システムは低減速炉/先進再処理による Pu 多重リサイクルを基本とし、燃料・制御棒等の入替により、経済性・安全性などを確保しつつ、燃料サイクルを廻る多様なニーズに柔軟に対応可能とする。具体的には、MOX 燃料を用いた稠密格子配列の燃料と、MOX または UO<sub>2</sub> 燃料棒を比較的疎に配列した燃料を入替え、転換比 1 程度の低減速炉心と転換比 0.6 程度の高減速炉心を変換するなどして、先に述べた、Pu リサイクル、Pu サーマル、中間貯蔵、分離保管などに柔軟に対応する。

次世代再処理技術は中長期にわたる原子力利用を支える基本技術であり、官・民の協力による開発実用化が重要である。次世代炉に対する再処理技として、中期対応の次世代再処理技術は高除染の "pure" な MOX を生産しペレットに加工、MA や LLFP 変換を含む長期対応の先進再処理技術は、低除染の "dirty" な MOX を振動充填する技術が考えられる。

## 2. 4. 2 日立の次世代炉概念・技術開発

日立で検討中の次世代炉概念・技術開発例を、原子炉とサイクルに分けて紹介する。

### (1) 原子炉

#### 1) ABWR 改良発展炉 (ABWR-II)

電気出力 1,700MW の大型炉。大容量化と簡素化により経済性を徹底追求する。大型 K 格子炉心や静的崩壊熱除去システムの採用により、炉心設計の柔軟性や炉停止余裕が向上し、過酷事故 (SA) 時の格納容器過圧防護も強化される。これらを生かして、発電コストの低減に加え、高燃焼度化、運転サイクル長期化、MOX 燃料利用など、燃料サイクルへ柔軟に対応することができる。

#### 2) 日立低減速炉 (RBWR)

原研の低減速炉と同様の概念。BWR の特徴を活用し、稠密六角燃料格子、高減速材ポイド率、フォロア一付き制御棒の採用により水対燃料比を低減し、1.0 の高転換率を達成する電気出力 1300MW 級原子炉。エネルギーの長期安定供給と長寿命放射性廃棄物の有効利用に資することができる。

#### 3) ABWR-900

ABWR (電気出力 1350MW 級) の技術を基盤とし、出力を低減しても経済性が悪化しないように、設備の徹底簡素化をはかった、電気出力約 960MW の中型 ABWR。10×10 燃料の採用による高出力密度化、静的・動的システムを組み合わせた安全系、コンパクトな機器配置などの特徴により ABWR と比べプラント建屋全容積を 66%と、出力規模相当にまで小型化している。

#### 4) DMS-400

ABWR-900 からさらにスケールダウンし、かつコストデメリットをおさえた、経済性・初期投資コスト抑制に優れた、電気出力 400MW 級の自然循環型 BWR。日本原子力発電 (株) との協力

で開発している。短尺／自然循環炉心の採用、気水分離器削除、原子炉圧力容器（RPV）と圧力格納容器（PCV）の小型化などにより、建屋容積を ABWR と比べ出力比並みの 32%にまで低減している。

#### 5) 超臨界圧水冷却炉 SCPR

東京大学で検討を進めている、超臨界圧水を冷却材に用いた水冷却炉<sup>[2.4-1]</sup>。超臨界圧水の密度が BWR の減速材ボイド率 60 - 65%に相当するため、低減速炉にも適している。高熱効率やシステム簡素化が可能である。さらに、この SCPR を間接サイクル型とするアイデア<sup>[2.4-2]</sup>を提案し、間接サイクルの特徴を活用したタービン系などの設備合理化と、高温蒸気を活用した水素製造などの熱利用の拡大も考えている。

#### (2) 核燃料サイクル技術

##### 1) FLUOREX 法

低減速炉や FBR が軽水炉と共存する時代向けの再処理技術。フッ化物揮発法は U を選択的に気化し純度を高くできるが、Pu は純度良く取り出せない。そこで PUREX 法を組み合わせ高純度（高除染）の U/Pu を分離する。ペレット型燃料製造に対応した早期導入可能な技術である

##### 2) 改良フッ化物揮発法

低減速炉や FBR の燃料のみでのサイクルに向けた長期対応の再処理技術。フッ化物揮発法により得られる純度の高くない（低除染）Pu は長期的にはむしろ好都合となる。ほぼ球形の粉末形状の  $UO_2/PuO_2$  が得られ、振動充填が可能となる。

#### 参考文献

- 2.4-1. Y. Oka and S. Koshizuka : "Design Concept of Once-ThroughCycle Supercritical-Pressure Light Water Cooled Reactors", SCR-2000, Nov. 6-8, 2000, Tokyo (2000).
- 2.4-2. 木藤和明, 西田浩二, 松浦正義, 志賀重範 : "超臨界圧水冷却炉の実用化に関する技術開発 : 間接サイクル型プラント概念"日本原子力学会 2002 年秋の大会, M22 (2002).

**Q&A** 次世代炉開発へのメーカーの取組み（日立：山下淳一）

[Q] 燃料サイクルに柔軟に対応できる次世代炉概念の話のところで、中間貯蔵が大量になった時に Pu と MA を取り出して U だけを使うという話であったと思うが、どのようなことが次世代炉でできるのか。

[A] U も使わないで分離して管理する。貯蔵量がどんどん増えたときに、貯蔵設備が deadlock になってしまう。考え方としては、本当に難しい管理をしなければならない物質 (Pu+MA) と、比較的ゆるやかに管理できるもの (U) を分離して、管理を柔軟にしてゆくというもの。

[Q] これは FLUOREX を使うのか。

[A] はい。FLUOREX は非常に適している技術であると思う。PUREX の部分を省略すると、U だけを選択的に分離できる。残ったものだけをガラス固化体なりペレット化なりして管理するのに適している

## 5. 総合討論

[座] 山下さんの発表はおもに次世代炉の話だったが、将来炉についてはどう考えるか。特に、低減速軽水炉は当然次世代炉という位置づけであるが、その技術の延長上で将来型炉にも使えるということで開発が進められると考えられるか。

[山下] 将来炉のミッション（開発目標）を紹介したが、そこに掲げてあるような目標に対する満足度、目標が達成できるかどうかをよく検討する必要がある。今急いで結論を出す必要はないと思っている。ベストのものをゆっくり開発してゆけばよい。時間がかかると思うので、並行してやってゆく必要はあるのではないか。

[座] サイクル機構のFSに関する発表があったが、FSの考え方としてはもう少し早く将来炉を導入しようということであったと思うが。

[小竹] 我々がFSの中で2015年をひとつの開発目標（マイルストーン）にしているのは、2050年までであるからといって自分たちの世代でやれる責任範囲を不明瞭にしたまま次の世代に渡すことはできない、基本的には自分たちの世代の中でどこまできちんとしたマイルストーンをおけるかという考えからである。2050年とか2100年が目標だからといって色々なものに手を染めても、工学的にもものになるとは思っていない。アイデアとしてはいろいろあると思うが、本当に世の中のものになるのは限られる。原子力の利用は1960年代から始まっているが、淘汰されて軽水炉に集約されてきている。次の世代は、Generation IVの話でもあるが、2010年くらいを目標に開発方針を明確にしようとしている理由はそこにある。何らかのマイルストーンを適宜おいてゆくというのは、開発の考え方としてはごく普通であると思う。

[Q1] シナリオのお話をされた佐藤さんに伺いたい。天然ウラン累積消費量は、軽水炉から低減速炉に引き継いでいった場合約170万トンという数字がある。これは人類が使える消費量の何%で、日本はそれを使わせてもらえとお考えかどうか教えてほしい。

[佐藤] よく出る話であるが、はっきりした答えを出すには不確実性があまりにも大きい。ただし、経済的に使えるウラン資源が無限にはない、かなり制約があることは確かである。だからいずれ、資源論的見地からも、増殖性能を持った炉というのが必要になる。それがいつかは今のところわからない状況にある。170万トンという量が多いか少ないかも意見が分かれる可能性があり、こういう検討は明快な答えが出てこないところに難しさがある。

[Q1] 日本にとってFBRが不要であるという状況も充分ありうると考えられるか。

[佐藤] 資源論的に原子力が将来行き詰まる可能性があるかどうかという趣旨のご質問であると思うが、私としては資源論的な対策は取っておくべきであると考え。たとえば、海水ウランに可能性があるからといって、FBRがいなくなる可能性が充分あるので開発する必要はない、とは思わない。重要な選択肢の一つとして開発は続けるべきである。あとはプライオリティの問題であろう。

[Q2] 山下さんに伺いたい。ABWR-IIの目標で建設コスト20%削減ということがあげられていた

が、今後の原子力の競争力ということを考えてときに、直近の次世代炉、あるいはその先の次世代炉をメーカーとしてはどうお考えか。

[山下] 国内あるいは国外での製造、納入か、など具体的シチュエーションによってかなり違い一概に言えないが、物の作り方、調達の仕方といったものをすべて同レベルとして、炉の性能だけで経済性を上げるには、圧倒的にスケールメリットの効果が大きい。コスト 20%を設計のスペックで改善するのはきわめて困難。メーカーとしてはスペック以外のところでの努力がかなり大きいウェイトを占める。炉の設計もさることながら、ものの作り方などトータルで考えなければならぬ。

[Q2] 最近の原子力委員会の公聴会における意見で、近年の先進国の送電網につながれた発電設備容量を考えると、原子力の業界が言っているような 1500MW といった炉の市場はない、というものがあつた。原子力以外のいろいろな新しい電源との競合に勝っていくために、メーカーはどのようなことを考えているか。

[山下] 出力については、ごく最近フィンランドで 1500MW での新規引合いがあつた。今後、国内で 30 年 40 年を考えるとリプレースの時代である。電力会社が、かつて 700MW クラスの炉を何基か作っていたサイトで、炉を大型化してゆくというのは、当然経済性追求のひとつの方向としてあると思う。メーカーとしては、他の電源に勝つためにどうするかというのは最大の技術開発の課題である。たとえば、今回ご紹介した超臨界圧炉のように熱効率を上げてゆくのは、技術的サイドから見たときの経済性向上のためのひとつの手段であろう。

[Q3] 使用済み燃料の蓄積など、軽水炉サイクルに問題はあるものの、ここ 50 年くらいは軽水炉で充分と考える人もいると思う。そういう人から見るととりあえず Na 高速炉の開発を進めておいて、難しいところにぶつかったら低減速炉の開発を進めれば良いのではないかと思うが。

[内川] 今の FS の状態は 1970 年代のもんじゅを作り始めたころと変わっていないのではないか。そのころの見通しでは 2010 年ころには FBR は実用炉ができていたはずだった。しかし、現在、その先が見えないとすると、原子力のエネルギー供給の観点からからするとまずい。Na 冷却炉を否定するわけではなく、もうひとつ別の選択肢を持っていることは重要と考える。

低減速軽水炉と現行軽水炉の違いは転換比が 1.0 を超えるか超えないかにある。1 を超えるのと超えないのとでは質的な違いがある。自立的にエネルギーを供給できる炉であるかないかが一番重要である。それが実現できる可能性があるのであれば、低減速炉を開発すべきと考える。

[座] FBR をやってみてだめだというのはどこで誰がいつ判断するのか。もんじゅを運転して実用炉を作ってから、やっぱりだめだというのか。Na 高速炉は現時点ですでに 40 年の経験がある。もっとタイミングは早くなるであろう。

また、だめだから次をやればよいというのは技術開発からするとおかしい。いろいろなオプションの中で有望ならば先立ってスタートすべきである。あとは資源の配分、バランスの問題である。

[佐藤] 国全体として Na 高速炉がだめというという判断を示すのは難しい状況にある。Na 高速炉は性能的には魅力がある炉である。しかも、長期的に増殖は必要であるとも考えている。しかし、実現性の観点から見ると、難しくなるのではないか。もんじゅのトラブルにより Na に対する社

会的な見方は良くない。一方、実用化には水炉が辿ったような20年あるいはそれ以上の長い技術的な商業炉としての習熟期間がある。そのようにしてNa技術を実用技術にもっていけるかどうかである。社会的にそのような開発は許されず、実用化は難しいのではないか。

[小竹] Na高速炉はフランスでもアメリカでも、政治的あるいは経済的理由がおもな原因で止まっているので、技術的にNaが使いこなせないという理由で撤退したのではない。事実ロシアではBN600は軽水炉と比べても最も高い稼働率にある。要は使いこなす方だと思う。もんじゅのトラブルは技術的な問題ではなく、Naのポテンシャルが否定されたとは考えていない。今回のFSで5年間、メーカーを含めて意見交換をしてきたが、Naはだめという話にはなっていない。

様々な状況にも対処できるように技術開発を行なう、という考え方でFSを実施している。鉛高速炉やガス高速炉とか開発課題はあるけれどもそちらに乗り換える魅力があるだろうか、そこまでの魅力はないのではないか。水炉も被覆管材料、安全性、導入シナリオなど意見が分かれている。まだこれから2年間いろいろな議論をしっかりとしていけばよい。FSで大事なものは各炉型について、良い所悪いところをきちんと並べて議論することである。本研究会のような場でもオープンに本音で議論すべきであろう。

[座] 非常に良いまとめで、まさにそれに尽きると思う。原研とサイクル機構も統合を控え最終的には一緒に将来炉の開発にあたってゆくことになる。今日のような機会を通していろいろな議論を踏まえてゆきたい。

This is a blank page.



付録1 プレゼンテーション資料集

付録1-1

革新的水冷却炉「低減速軽水炉」の研究開発の現状と展望

内川 貞夫 (原研)

This is a blank page.

第7回低減速軽水炉研究会(平成16年3月5日)

## 革新的水冷却炉「低減速軽水炉」の 研究開発の現状と展望

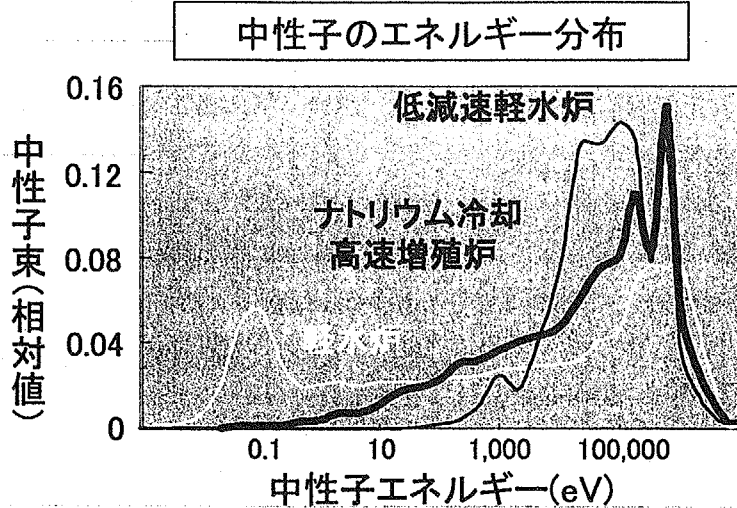
日本原子力研究所  
エネルギーシステム研究部  
内川 貞夫

### 発表の要旨

1. 軽水炉技術をベースとして、軽水炉利用の長期化に対応した柔軟なプルトニウムリサイクル利用の早期実現を目的として、低減速軽水炉の研究開発を推進。
2. 負のボイド反応度係数を確保し、1を越える高い転換比を実現する稠密格子・扁平型炉心概念を構築。
3. 稠密格子炉心の除熱性能、核的性能等の基礎的データの取得、燃料・被覆管の健全性評価・基礎試験、安全性評価等、実用化に向けた研究開発を推進。
4. FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡにおいて、低減速軽水炉のFBR炉システムとしての評価を実施。
5. 実用化までの開発の道筋を検討し、技術実証用の原子炉施設の検討を開始。

## 革新的水冷却炉(低減速軽水炉)の目的

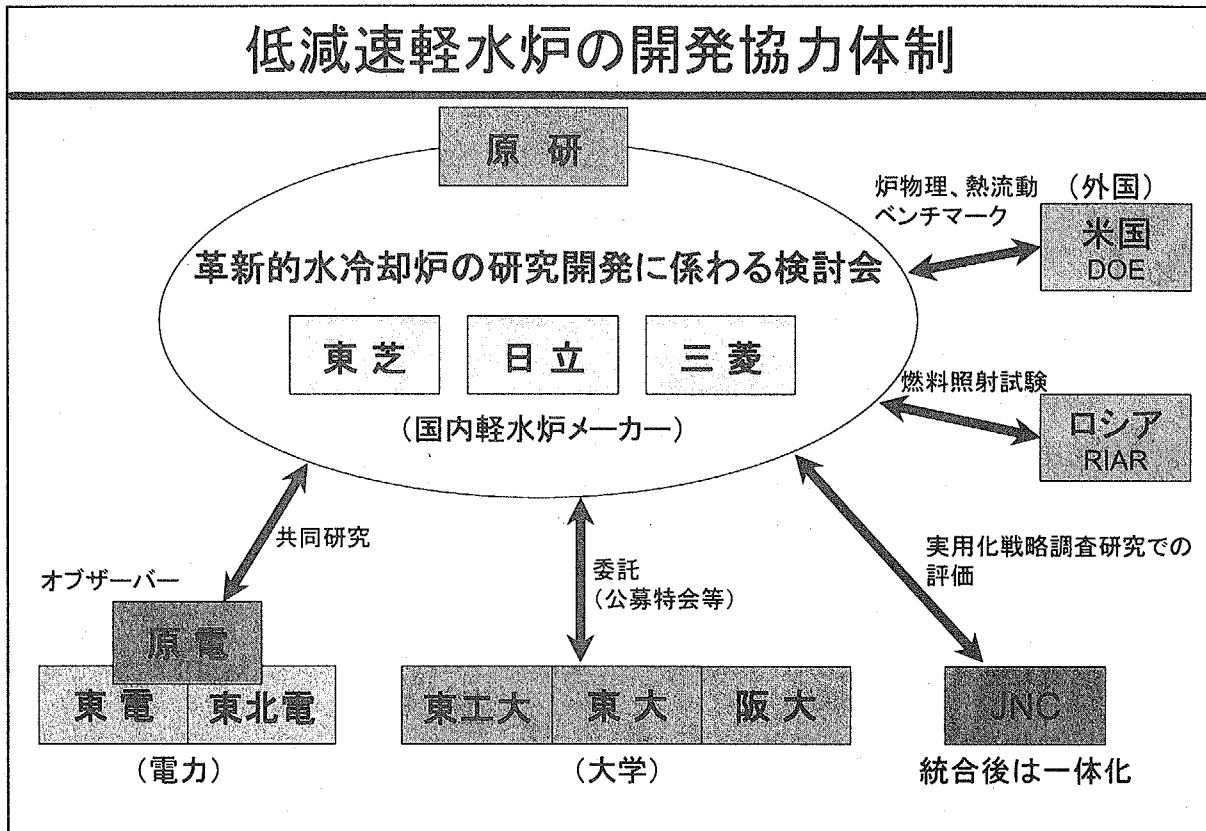
- 軽水炉技術をベースとして、軽水炉利用の長期化に対応した柔軟なプルトニウムリサイクル利用を早期実現
- 将来の増殖サイクルへの移行により、ウラン資源消費量を大幅低減し、エネルギーの長期安定供給を確保



## 低減速軽水炉の研究開発全体計画

項目と内容	H12 2000	H13 2001	H14 2002	H15 2003	H16 2004	H17 2005	H18 2006	H19 2007	H20 2008	H21 2009	H22 2010
大型炉の設計研究	■										
小型炉の設計研究	■										
技術実証用原子炉の設計研究			概念検討	概念設計			基本設計		安全審査準備	安全審査・建設	
要素技術開発			稠密格子大規模限界出力実験								
			超高燃焼度被覆管技術開発								
			FCA臨界実験								
FBRサイクル実用化戦略調査研究(水冷却炉)	■		フェーズ2								

## 低減速軽水炉の開発協力体制



## 低減速軽水炉の研究開発の現状

### 炉心概念の確立と性能評価

- 1を越える転換比と負のボイド反応度係数を実現できる炉心概念を構築
- 炉心の詳細検討、制御棒計画、マルチリサイクル特性等の検討を実施
- 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のシステムを構築
- 安全評価解析、コスト評価等を実施
- 実用化戦略調査研究での設計要求に対する達成度評価を実施

### 成立性の確認のための研究開発

- 稠密格子炉心の限界熱出力試験と解析コード開発
- 燃料要素・燃料集合体の機械的成立性・健全性の検討および特性データの取得
- FCAによる臨界実験による設計手法の精度評価

### 経済性の向上のための要素技術開発

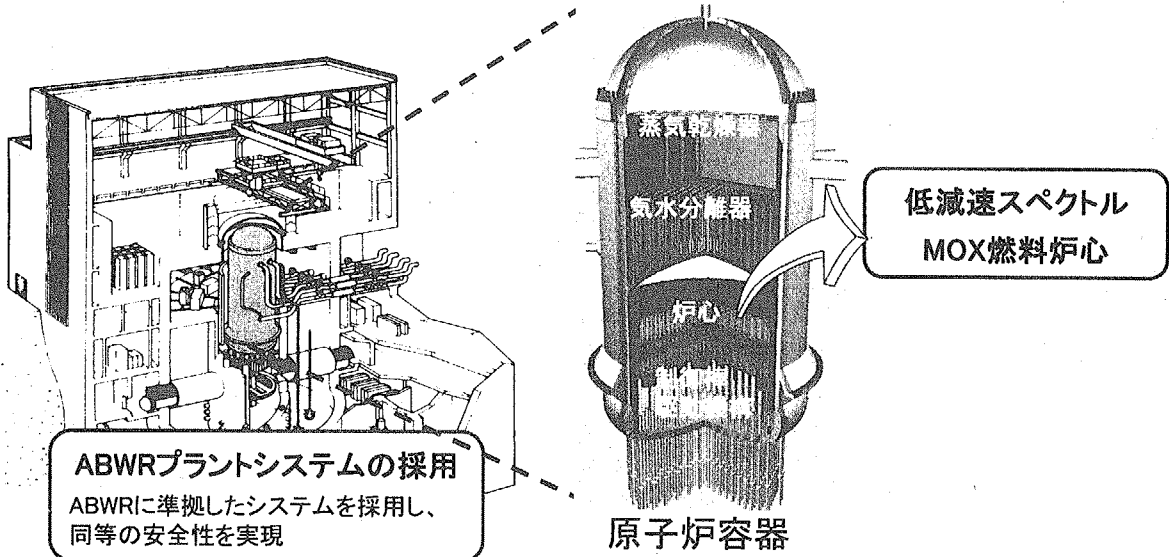
- 高燃焼度(100GWd/t)被覆管材料の開発
- 革新的燃料再処理プロセス技術の開発

### 実用化に向けた開発シナリオの構築

- 技術実証用原子炉施設の概念設計

## 低減速軽水炉の代表概念 (BWR型炉)

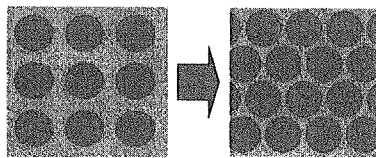
- 実績のある軽水炉技術に立脚し、現行軽水炉の優れた運転・保守性を維持するとともに、早期にかつ低開発コストでの実用化を実現。
- 持続的なPu多重リサイクル利用を可能とする1を超える高転換比を実現。



## BWR型低減速軽水炉の炉心概念

- 1を超える転換比(増殖性)の確保  
水による中性子の減速を抑制するため、  
**稠密炉心を採用**

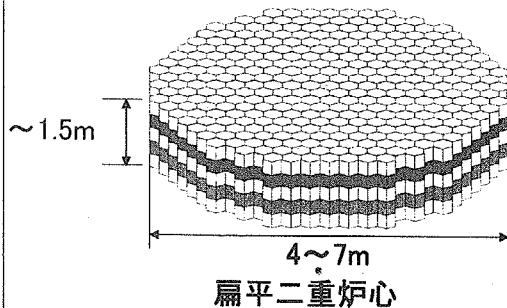
現行炉心 → 稠密炉心



燃料棒径	約11mm	11~14.5mm
間隔	3mm	約1mm

- 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、  
**扁平二重炉心を採用**

■ MOX燃料  
□ ブランケット



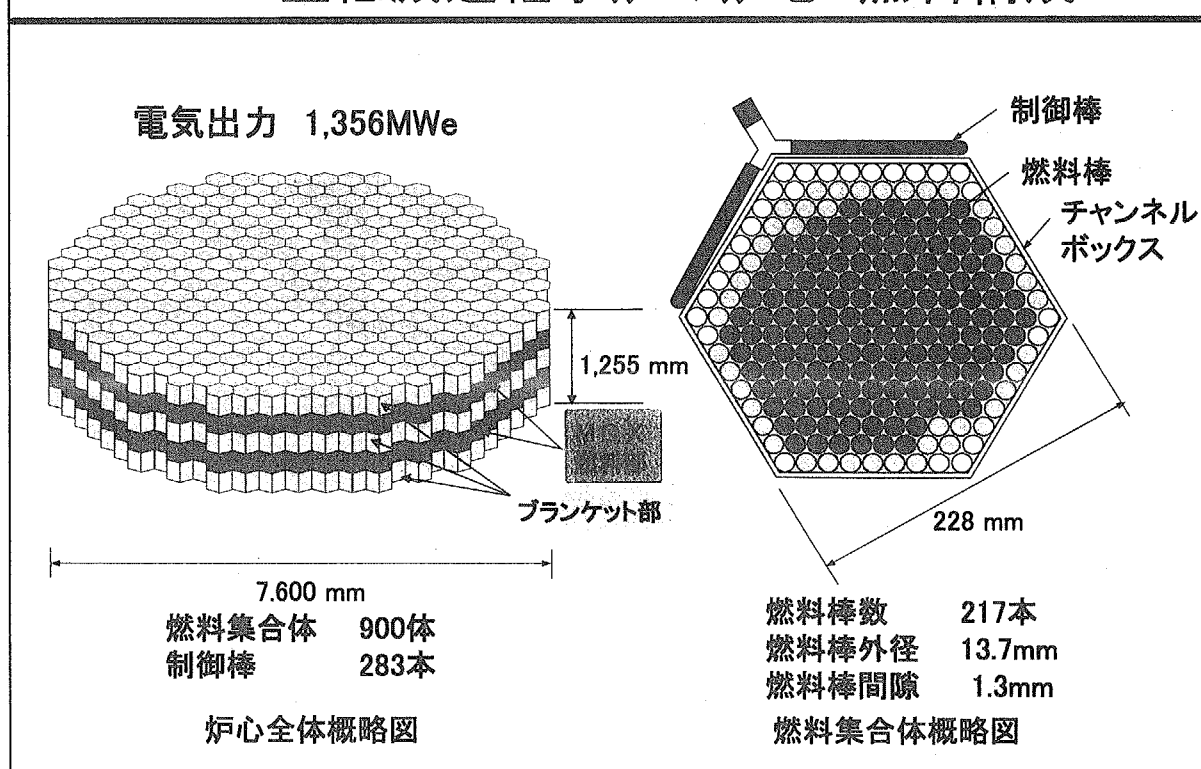
扁平二重炉心

## BWR型低減速軽水炉の主要諸元と炉心性能

項目	単位	低減速軽水炉	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 <sup>4</sup> 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 <sup>-4</sup> 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

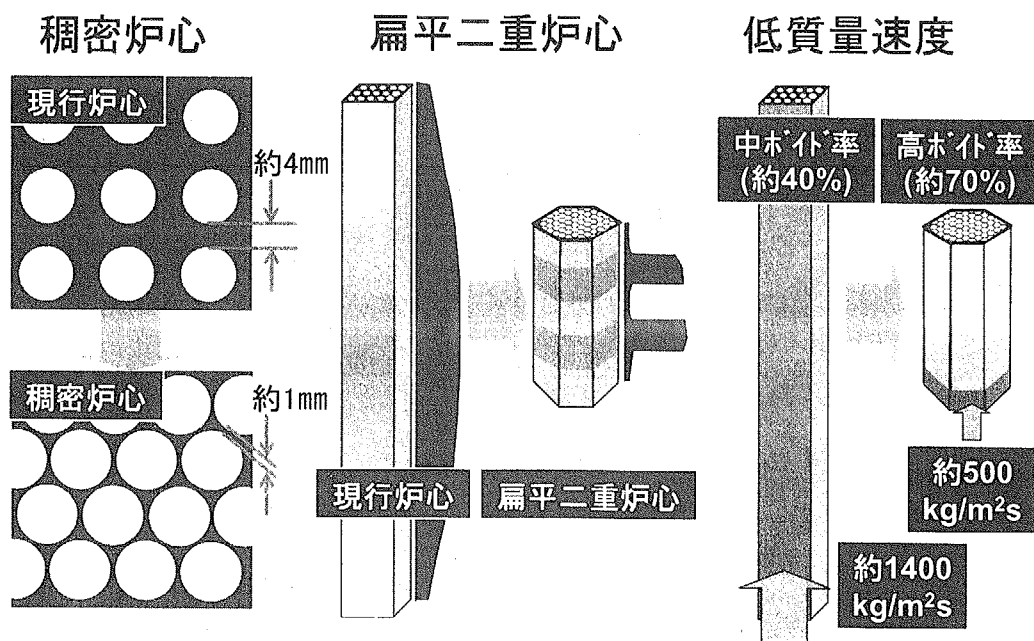
## BWR型低減速軽水炉の炉心・燃料構成



## 研究開発の状況

- 稠密格子炉心の熱流動
- 燃料要素・材料技術
- 低減速炉心体系の臨界実験
- 安全性評価研究
- 実用化戦略調査研究での評価

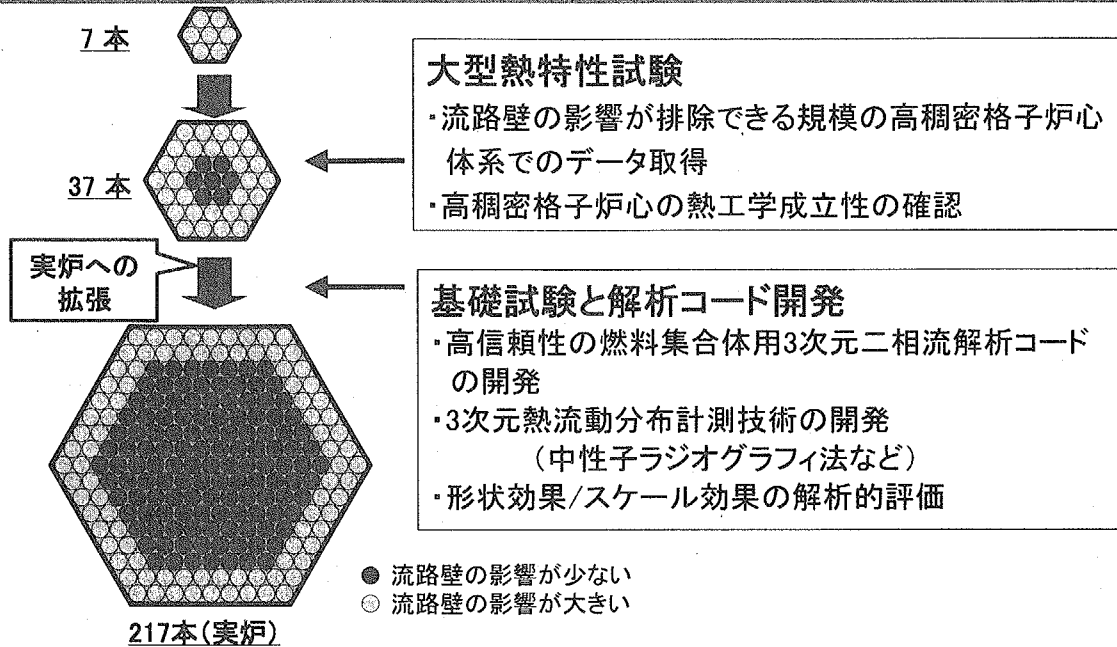
## 低減速軽水炉の熱工学的特徴





## 稠密格子炉心の大型熱特性試験 (公募型文科省特会研究)

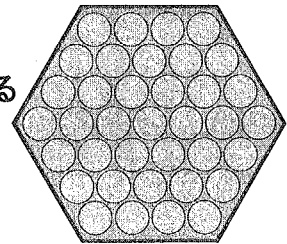
これまでに実施した基礎試験および小規模試験(7本バンドル)で見通しを得た稠密格子炉心における除熱性能を、高温・高圧条件下での37本バンドルによる大規模試験により確認する



## 大型熱特性試験の実施内容

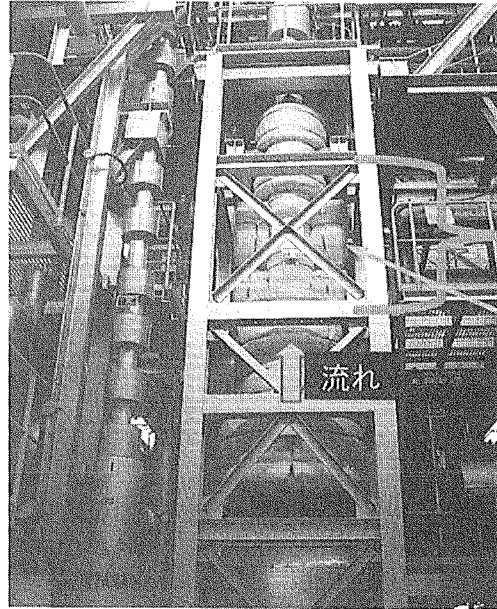
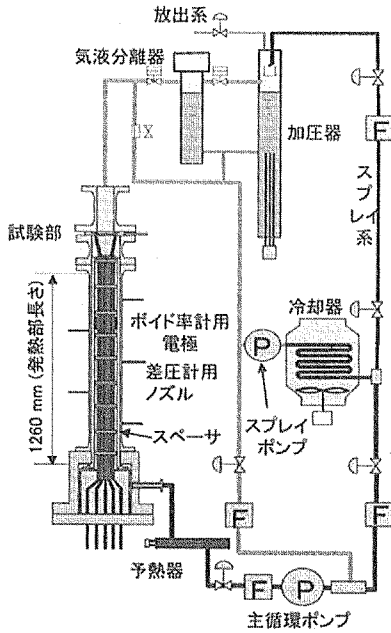
**【実施内容】**

- ① 限界出力・圧力損失・ポイド率・熱伝達データを取得し、評価する
- ② 既存の予測式の評価と新相関式の開発(改良)
- ③ 数値解析コードの評価と改良



課題	分類	項目	年度
限界出力・安全余裕の評価	定常 限界出力試験	流量・水温・圧力効果	H15 - H17
		局所出力分布効果	H15 - H17
		ギャップ幅効果	H16
		燃料棒の曲がり効果	H17
	過渡試験	流量低下	H15 - H17
		出力上昇	H15 - H17
		圧力上昇・低下	H15 - H17
		水温上昇	H15 - H17

## 大型熱特性試験装置

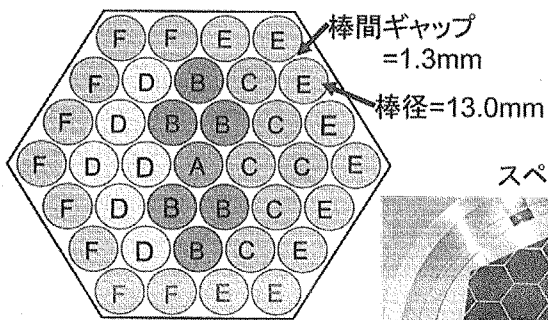


加熱部  
ボイド率計用電極

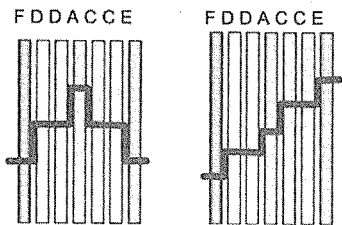
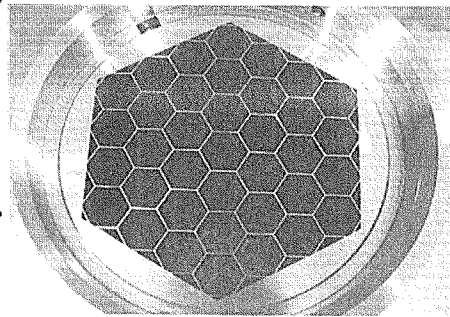
流れ

試験体の写真

## 大型熱特性試験の試験体

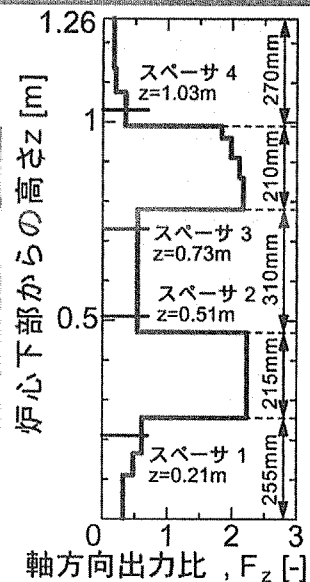


スプレーサ部の写真



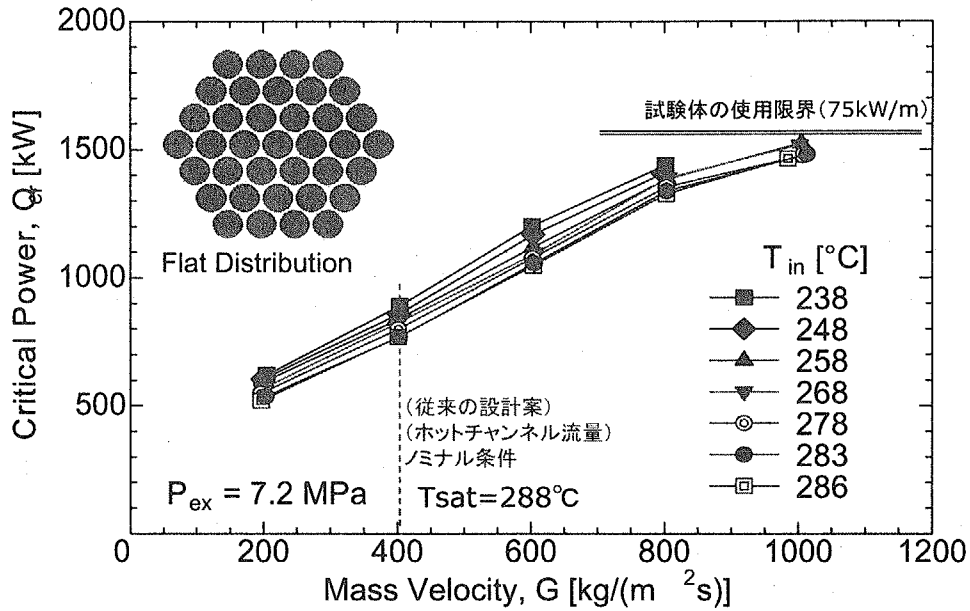
A-Fグループを独立に制御して  
出力分布の影響を把握

### 二重炉心出力分布を模擬



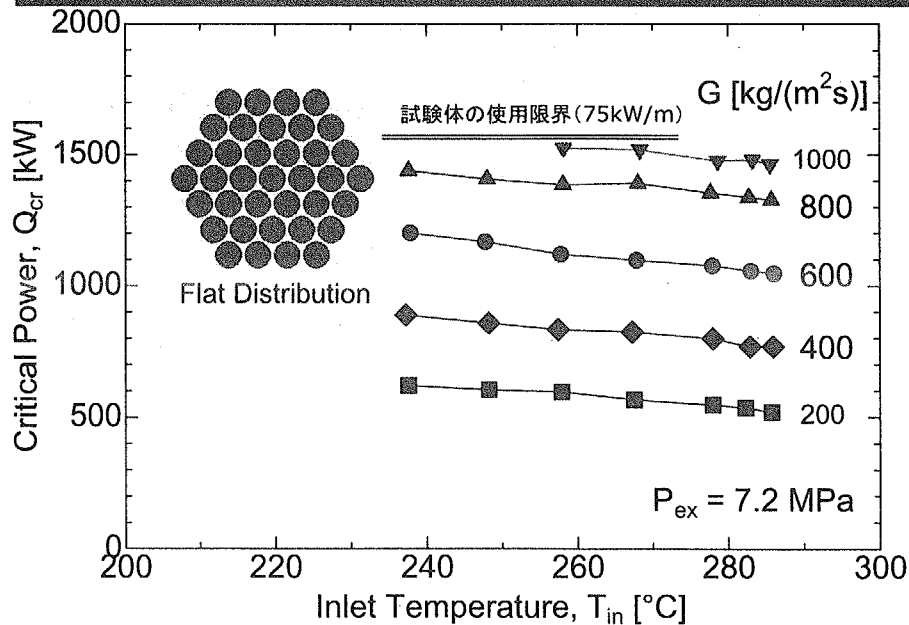
## 試験結果 ー流量効果ー

質量速度増加および入口水温低下に対して単調増加

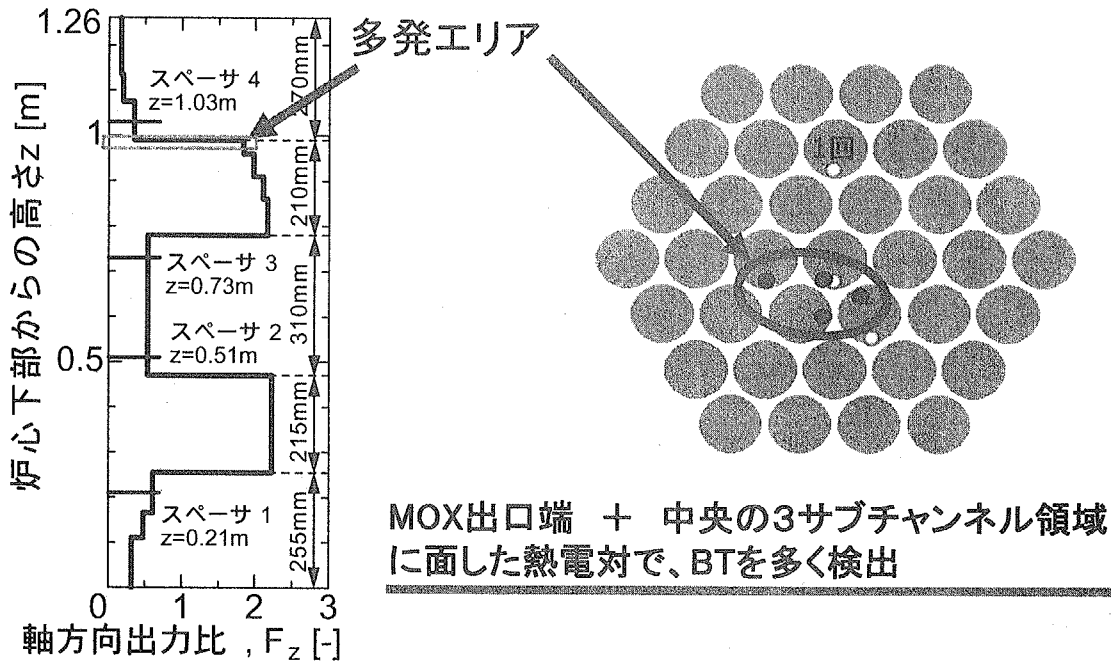


## 試験結果 ー水温効果ー

流量効果、水温効果は7本バンドル試験体での傾向と同様

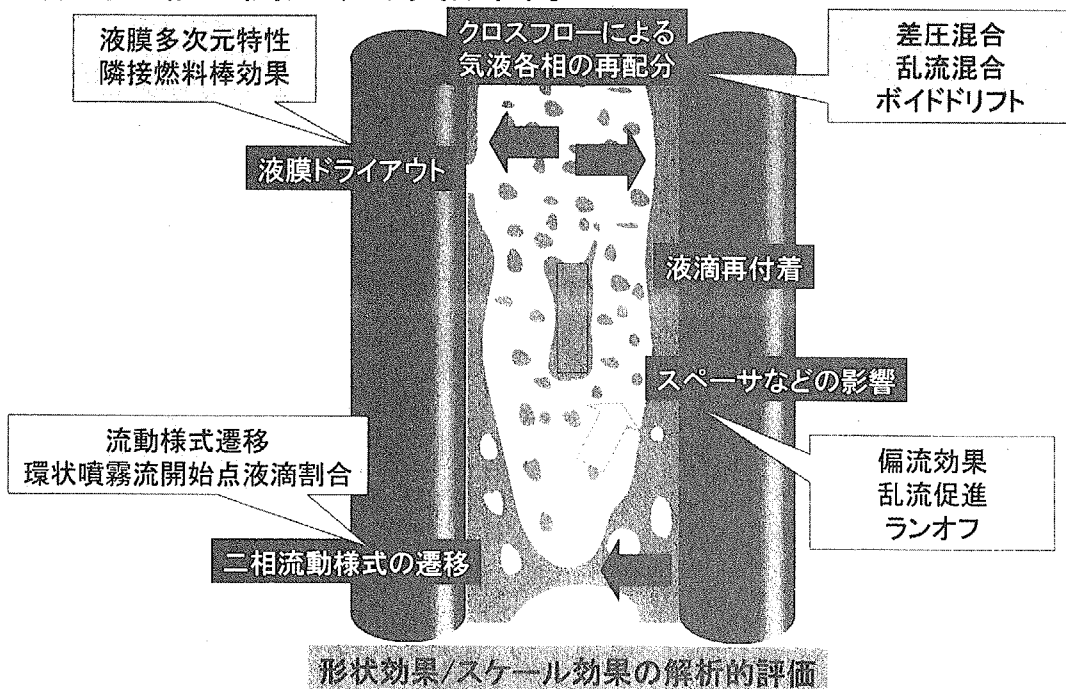


## 試験結果 — 沸騰遷移発生位置 —

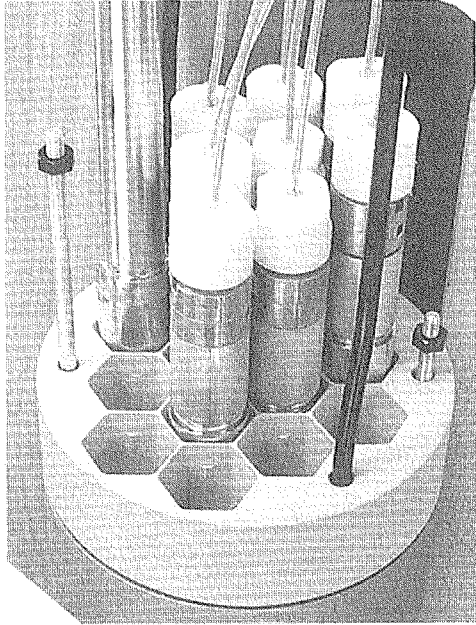


## 基礎実験&解析コード開発

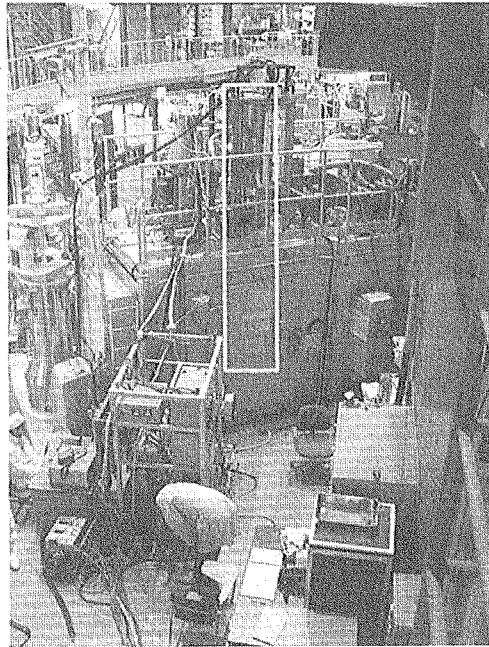
### 沸騰遷移に関連する支配因子



## 模擬燃料集合体加熱実験装置

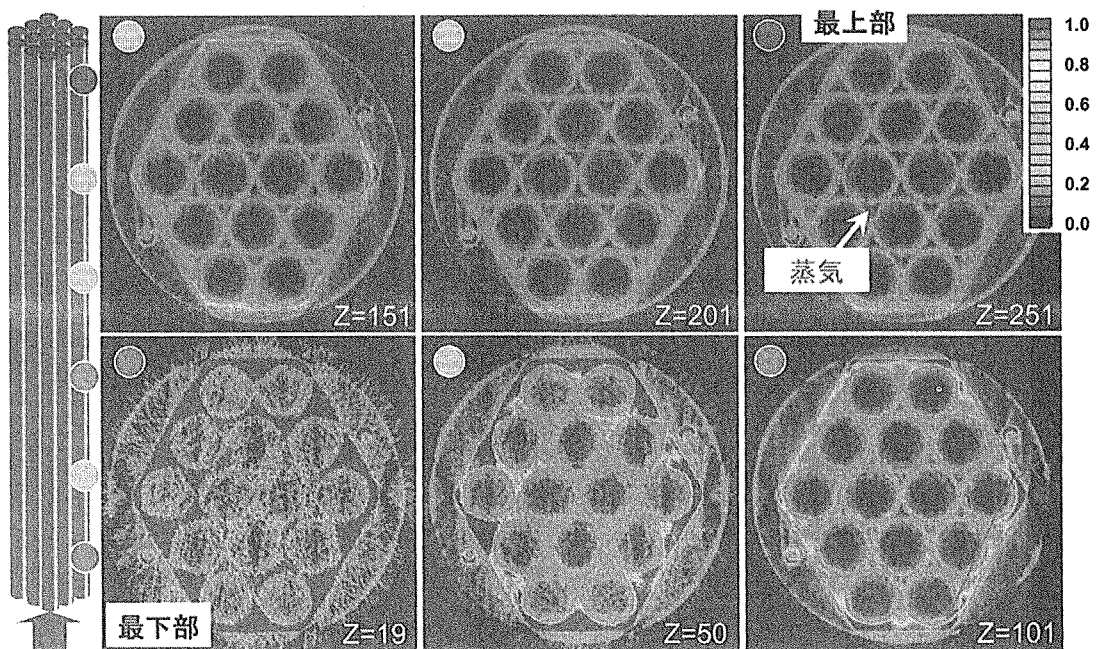


試験部

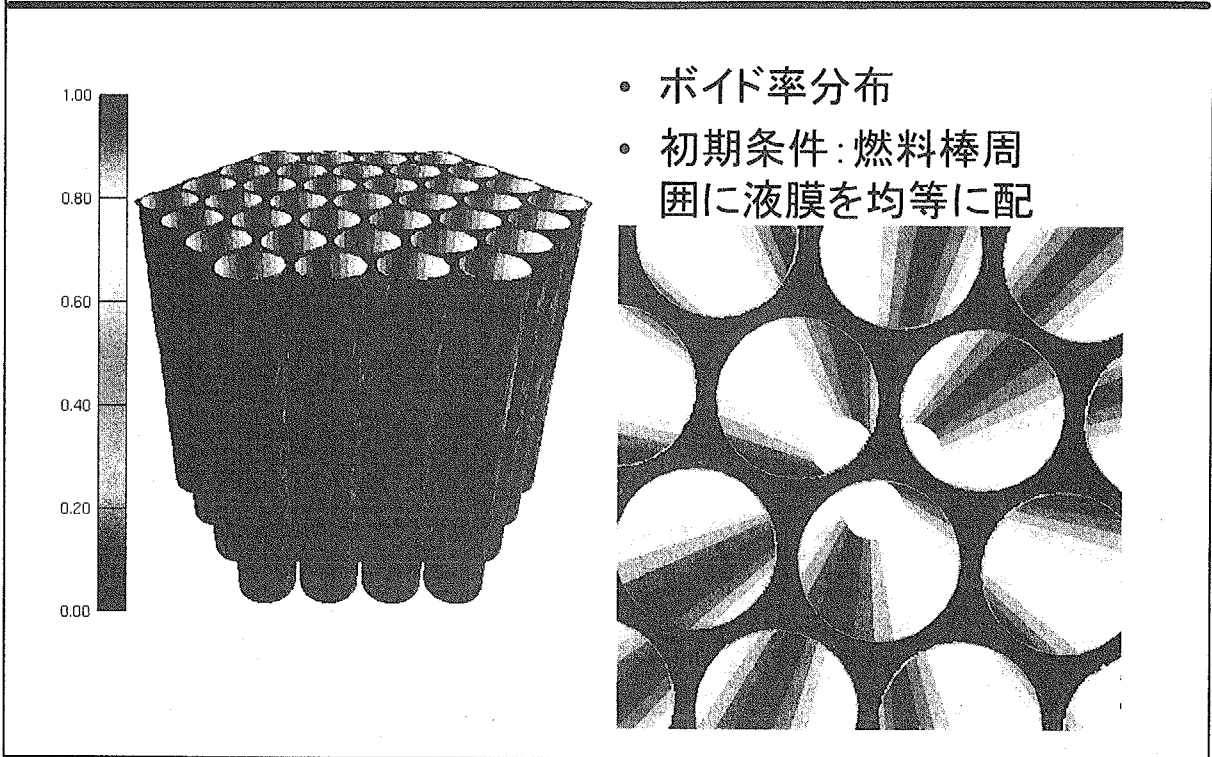


JRR-3M炉室に設置した実験装置

## 中性子ラジオグラフィによる水率分布の軸方向変化

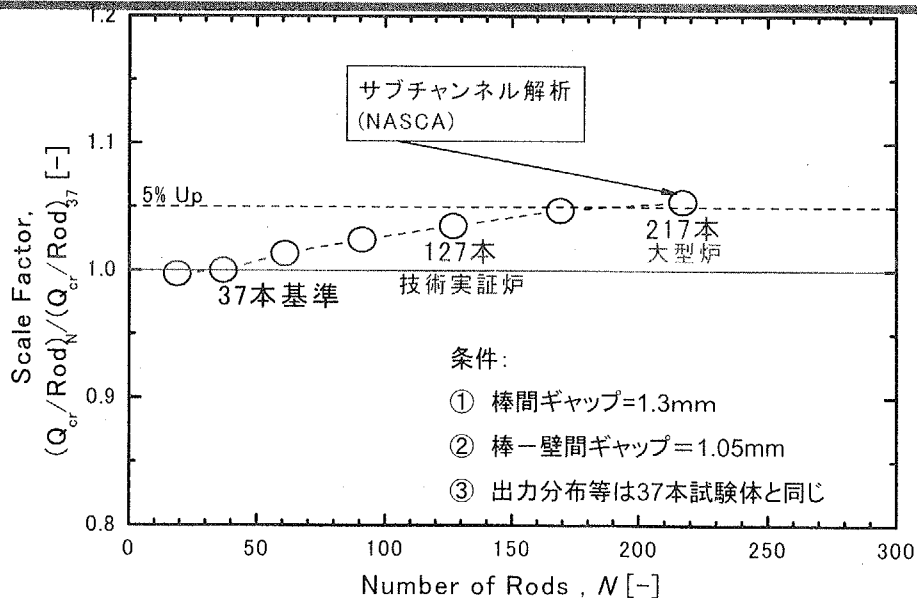


## 模擬燃料集合体内二相流解析結果



## スケール効果(本数効果)の推算

1燃料集合体あたりの燃料棒本数が、37本から127本/217本に増えると、3~5%の範囲内で、1本あたりの限界出力が増加する



## 研究開発の状況

- 稠密格子炉心の熱流動
- 燃料要素・材料技術
- 低減速炉心体系の臨界実験
- 安全性評価研究
- 実用化戦略調査研究での評価

## 低減速軽水炉の燃料設計上の特徴

### ●燃料構造

稠密格子、MOX/UO<sub>2</sub>ブランケット積層構造(扁平二重炉心)

### ●MOX燃料プルトニウム富化度

低減速軽水炉 全Pu: ~30% 核分裂Pu: ~18%

Puサーマル炉 全Pu: 9~11% 核分裂Pu: 6~7%

### ●燃焼度

MOX燃料部の燃焼度が軽水炉ウラン燃料の約2倍(~100GWd/t)

### ●高速中性子束

E>1MeV以上の中性子束がABWRの約4倍( $1.5 \times 10^{14} \text{n/cm}^2 \text{s}$ )

### ●中性子照射量

E>1MeV以上の中性子照射量が軽水炉ウラン燃料実績の約4倍  
( $5 \times 10^{26} \text{n/m}^2$ )

### ●冷却材(出口)温度および圧力

低減速軽水炉 287°C/7MPa 高ボイド率

Na冷却高速炉(もんじゅ) 529°C/0.8MPa

## 低減速軽水炉の燃料・材料技術の開発

1. 低減速軽水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

## 高Pu富化度MOX燃料のふるまい予測解析

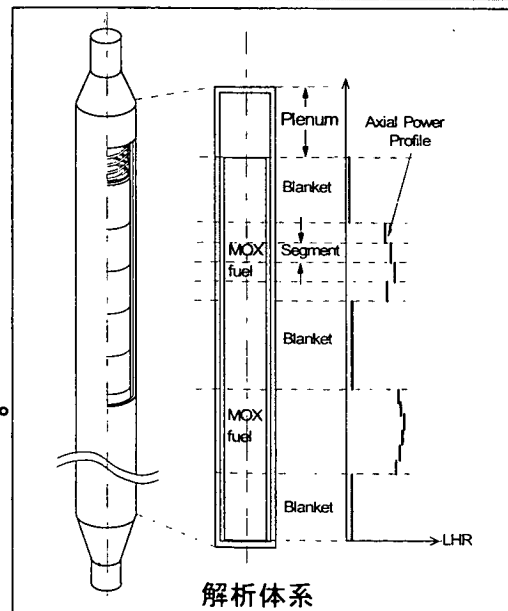
燃料の健全性保持の観点から、燃料の燃焼に伴う熱的・機械的挙動を燃料ふるまい解析コードFEMAXI-RMにより評価

検討内容:

- ・燃料温度
- ・FPガス放出と内圧上昇
- ・燃料および被覆管の外形変化
- ・ペレット境界における局所PCMI

検討対象:

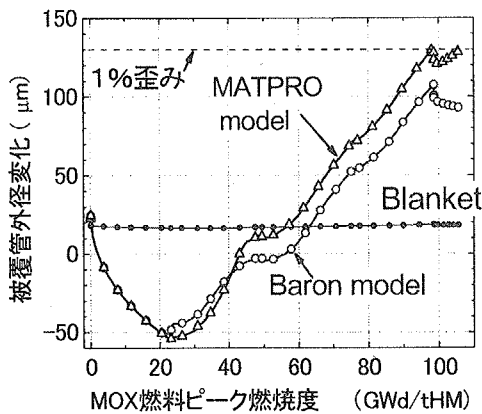
- ・End of Lifeにおいて燃焼度最大となる1本の燃料棒について、全照射履歴を追跡。軸方向の出力分布、Puの富化度分布等を考慮。
- ・被覆管はジルカロイ-2



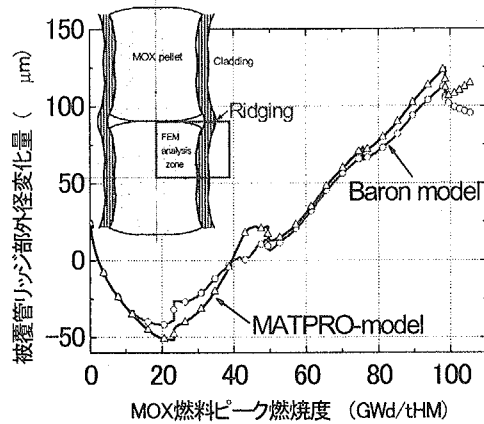


## 高Pu富化度MOX燃料のふるまい解析結果

ペレットスエリングによる被覆管の直径変化の解析  
 全長の平均的変形 vs. MOXペレットリッジ部の変形量



全長解析による平均的直径変化



局所解析によるリッジ部直径変化

## 改良ステンレス鋼被覆管材料の開発

### 開発状況

- ・軽水炉の炉心構造材料の腐食に関する最新知見を基に、高燃焼度燃料被覆管候補材の仕様を策定
- ・適用する防食原理及び耐照射性や機械的特性の改善手法の妥当性の検証
- ・実用化に向けた課題の明確化と照射試験計画の策定

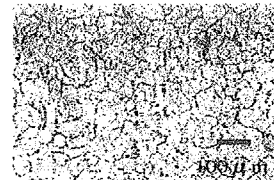
### 従来被覆材(SUS304系鋼)の課題

- ・高温水側IGSCC/IASCC；成分偏析/延性低下  
 (保護性蒸気酸化膜、高応力負荷時の割れ)
- ・燃料側PCI；トリチウム脆化&透過

防止  
対策

### 改良ステンレス鋼仕様

- ・ $\gamma$ 相安定25Cr-35Ni-0.2Ti鋼
- ・超高純化(不純物<100ppm)
- ・析出分散(0.2Ti)&微細粒化
- ・耐PCI性Nb合金ライナー



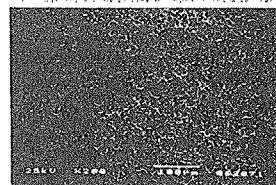
むつ  
被覆管

被覆管中の  
格子間侵入型元素  
Bの粒界偏析傾向

開発材  
試作管



模擬時効材の  
粒界腐食試験後  
表面性状

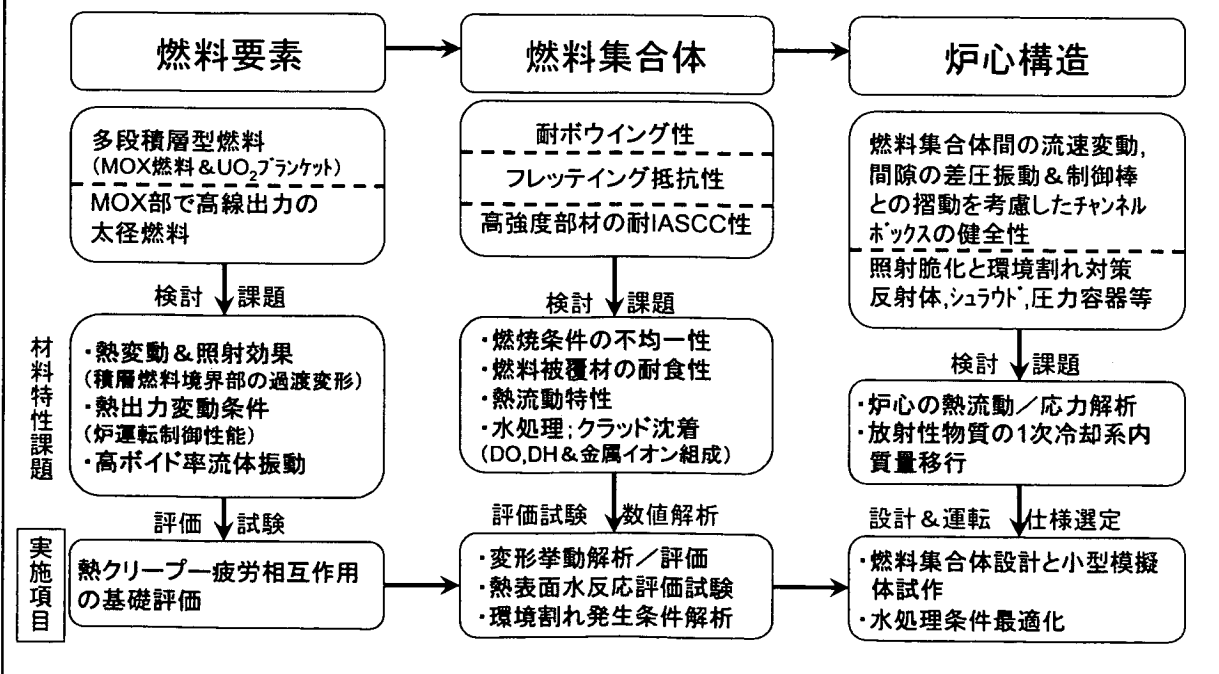


## 燃料被覆管の主要な耐照射性評価項目

評価項目	評価パラメータ	PIEでの評価試験内容	PIE場所	評価・解析・設計との関係
スエリング	照射量: Max.150dpa 照射温度: 300~400°C	密度測定 TEM組織観察	RIAR	ステンレス鋼の照射機構が 400°Cの上下で大きく変化。実 炉運転温度でのスエリングは殆 ど無し。実測により候補材でも 確認。
照射クリープ	フープ応力 ~300MPa 照射量:Max. 150dpa	照射量毎に圧力管式試験 片取出、試験片の外径変 化測定、照射クリープ量評 価	RIAR	被覆管最大歪(1%)の到達条件 を照射クリープ実験式を基に解 析。
引張特性	試験温 度:RT~350°C	引張試験による降伏応力、 引張強さ、破断伸びの評 価。バースト試験による周 方向破断歪の評価	JAERI	構成式を基に、被覆管の許容 応力、許容歪及び被覆管の変 形量を解析。
IASCC感受性	照射量:10~150dpa 照射温度: 280~350°C	BWR高酸化条件模擬高温 水中のSSRT等による粒界 破面率や破断歪減少率等 で評価	JAERI	候補材のIASCC抑制効果を現 用のSUS304L&316L鋼と比較 評価。
疲労特性	応力振幅:3条件 試験温度: RT & 350°C	照射後室温及び350°Cの 疲労試験を行い疲労寿命 を評価	JAERI	使用期間中の発生応力(歪)変 動条件を想定した疲労解析を 行い、累積疲労係数1未満の条 件を評価

## 超高燃焼度燃料要素技術の開発 (公募型文科省特会研究)

改良SUS(25Cr-35Ni-0.2Ti鋼)被覆管製燃料要素及び燃料集合体の健全性の検討



# 燃料被覆管熱変形挙動評価試験

## 目的

多段積層型燃料棒構造(MOX燃料&UO<sub>2</sub>ブランケット)を反映した被覆管の疲労特性  
クリープ特性、およびそれらの相互作用を評価

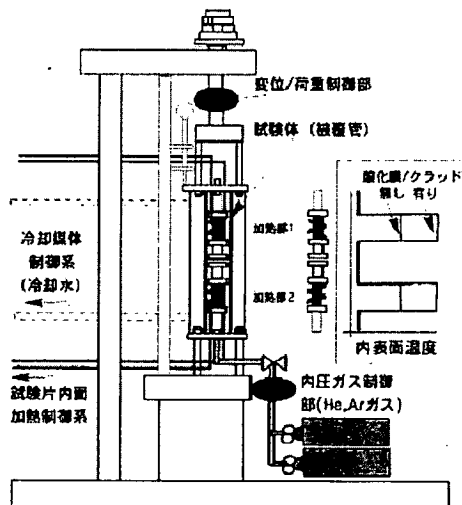
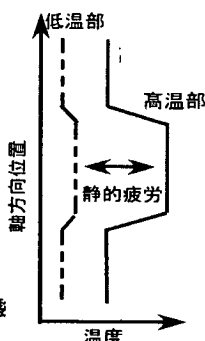
### 燃料要素の静的応力変動要因

- 不均一な軸方向温度分布
- 軸方向拘束力
- 内圧

### 出力変動に伴う動的応力変動要因

BWRと同様な想定運転条件を解析して試験条件の疲労成分に反映

サイクル条件		予想サイクル
室温から	100% 出力	~4/年
高温待機状態から	100% 出力	~12/年
50% 出力から	100% 出力	~60/年
70% 出力から	100% 出力	~250/年
100% 出力から	最高過出力状態	~0.5/年



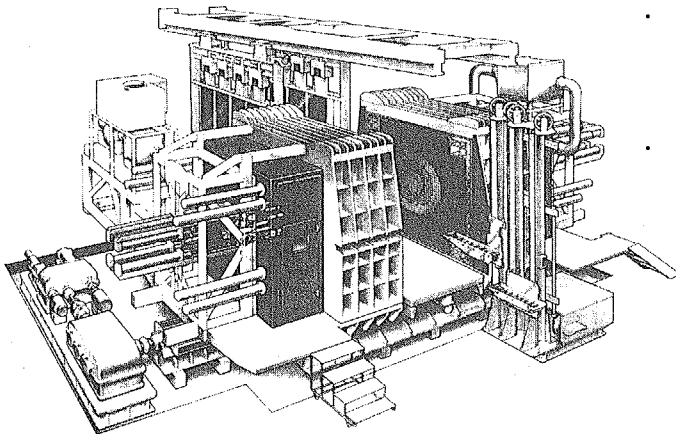
燃料被覆管熱変形挙動評価試験装置  
(多軸応力クリープ試験装置)

## 研究開発の状況

- 稠密格子炉心の熱流動
- 燃料要素・材料技術
- 低減速炉心体系の臨界実験
- 安全性評価研究
- 実用化戦略調査研究での評価

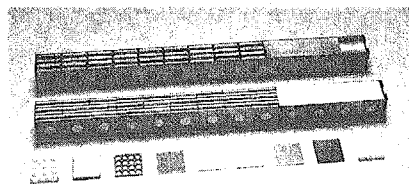
## 低減速炉心体系の臨界実験 (公募型文科省特会研究)

- 高富化度、稠密格子炉心の設計精度検証に必要な実験データの取得
- 主要核特性(転換比、反応度係数等)の実験的検証
- 実験解析から解析手法の計算精度を評価



高速炉臨界実験装置(FCA)

- ・我が国唯一の高速炉臨界集合体  
水平2分割型、1967年初臨界  
片側:2.7m×2.7m×1.3m
- ・特徴  
組成、形状の自由度が大



燃料板&模擬物質板を引出しに装填

## FCAにおける臨界実験計画

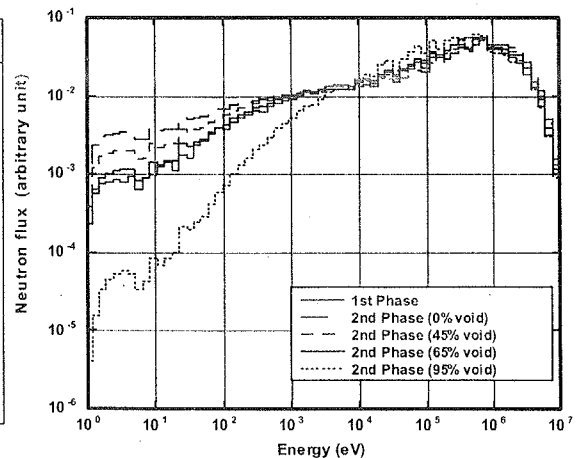
### 第1フェーズ:U燃料を用いた体系(H13年度末~H14年度)

中性子エネルギースペクトル模擬に重点  
比較的素直な中性子エネルギースペクトルの形成(Pu核種の共鳴反応による影響を排除)  
第2フェーズ実験に備えた実験手法の確認

### 第2フェーズ:MOX燃料模擬体系(H14年度~H16年度)

異なるボイド率体系での実験(0%、65%、95%)  
第1フェーズとの比較によるMOX燃料の特徴を把握

測定項目	第1フェーズ	第2フェーズ
臨界性	○	○
反応率比		
中心核分裂率比	○	○
増殖性能評価	?	○
ボイド効果		
$K_{\infty}$ 測定(反応率分布)	○	○
ドップラー効果		
U-238(~800°C)	○	○
反応度値		
Pu同位体効果	○	○
$B_4C$ 濃縮度効果	?	○

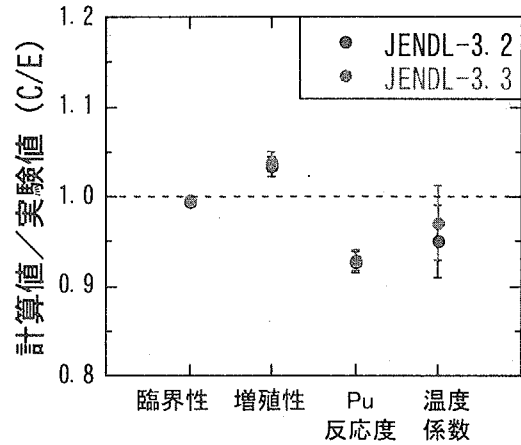


## 第2フェーズ臨界実験(MOX燃料模擬)の状況

### FCA臨界実験:ポイド率を系統的に変えた実験を継続実施

- ~15年6月: 第1(基準)炉心XXII-1(65V)
- 15年7月~: 第2炉心XXII-1(45V)
- (16年度: 第3炉心XXII-1(95V))

- 基準炉心で臨界性、増殖性、反応度係数等に関する実験データを取得
- 基準炉心での実験を解析中(核データ、解析手法の影響を検討中)
  - JENDL-3.2と3.3に大きな相違なし
- FCA固有の実験制約に伴う系統的な誤差要因を抽出・分析中
- 第2炉心で実験データを取得中



### FCA臨界実験の実機適用性評価

- 感度解析コードの整備
- 炉心模擬性指標の理論的検討

## 低減速軽水炉の安全性評価研究

- 設計基準事故の範囲では、ABWRと同等の安全性を確保可能。
- 高富化度プルトニウム燃料(MOX部平均18wt%)を使用するため、再臨界を含む炉心損傷事故についての評価・検討が必要。

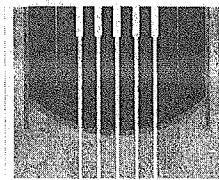
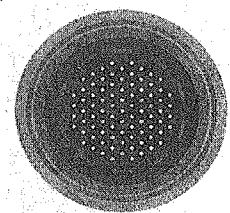
### 炉心損傷事故時の再臨界性の評価結果

#### (1) 炉心での再臨界

- ・発生の可能性: 被覆管が大規模に熔融落下し燃料と分離した場合
- ・炉心熔融開始時には炉内に水が存在しないため、再臨界が仮に発生した場合でも、炉容器の健全性に影響を与えるような水の体積膨張による機械エネルギーは発生しない。

#### (2) 下部プレナムでの再臨界

- ・熔融した燃料・被覆管の混合物が下部プレナムに落下蓄積しても、粒状デブリの生成と水流による攪拌効果により燃料と被覆管材料が良く混合されたデブリベッドが生成されると考えられるため、再臨界は生じない。
- ・デブリベッドの再熔融により金属相と燃料相が分離した際の再臨界は、下部制御棒支持構造物への中性子吸収材の設置により回避可能。



MVPIによる再臨界性解析  
パラメータ:

下部プレナム内構造物  
熔融物質組成  
空孔率(0.26~0.53)  
空孔内ポイド率(0~100%)

Keff計算結果: 0.80~0.95

## 実用化戦略調査研究での水冷却炉の評価

### フェーズⅡでの水冷却炉の評価条件

#### ■ FBRサイクル

炉システム	BWR型低減速軽水炉
燃料形態	酸化物燃料
燃料製造システム	簡素化ペレット法
再処理システム	先進湿式再処理法

#### ■ 燃料サイクル

低除染TRU燃料を前提に多重リサイクル

#### ■ 評価項目

安全性、経済性、資源有効利用性、  
環境負荷低減性、核拡散抵抗性  
運転・保守性、技術的実現性

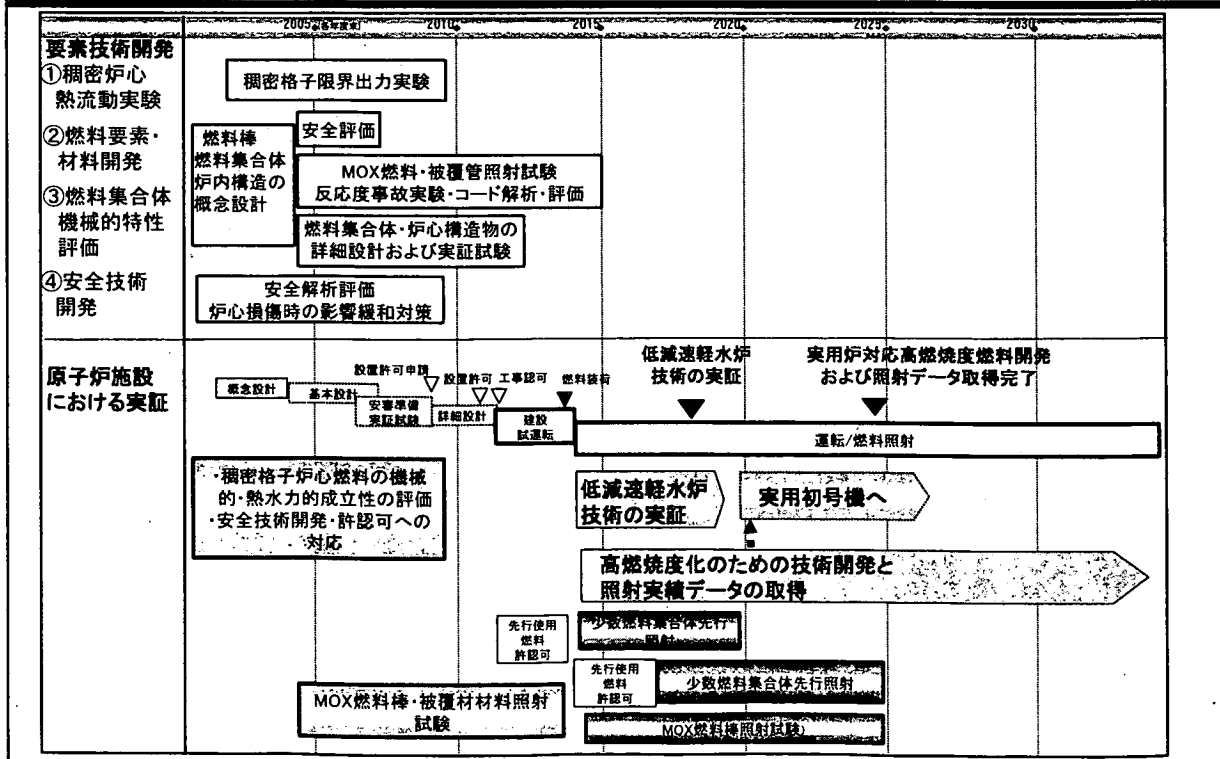
今後の展開

# 低減速軽水炉の実用化に向けた開発シナリオ

実証済の軽水炉プラント技術が活用でき、研究開発課題は低減速軽水炉の特長である炉心及び炉容器内の問題に限定できる。

開発課題	実用化への考え方
① 稠密格子炉心燃料の 機械的・熱水力的成立性	<b>ステップ①低減速軽水炉基本技術の実証</b> ・現行軽水炉における照射実績データをベースに低減速軽水炉固有の中性子照射・熱水力環境を実現できる原子炉施設(技術実証炉)を構築し、低減速軽水炉固有の稠密格子炉心、高ポイド率運転を実証する。
② 安全技術開発 ・許認可への対応 ・炉心損傷時の影響緩和対策	
③ 高速中性子照射環境における 燃料被覆管材料の健全性	<b>ステップ②高燃焼度化技術の開発と実証</b> ・技術実証炉を利用して、先行使用燃料体の照射にあわせて、被覆管材料の高照射環境下での健全性を逐次確認していく。 ・技術実証炉を先行使用燃料体の照射炉として活用し、実用炉の取替燃料の許認可データを取得。
④ 実用炉対応高燃焼度燃料の開発	

## 低減速軽水炉実用化技術体系整備までの道筋

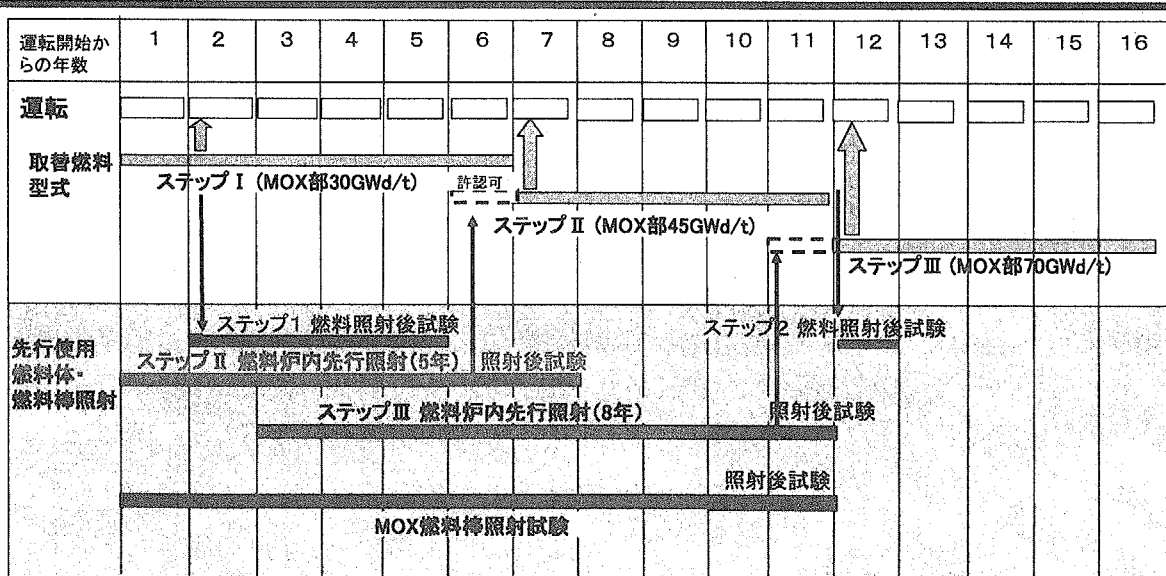


## 技術実証用原子炉施設の構築

- (1) 原子炉設備、プラント設備は現行軽水炉設計に準拠
- (2) 軽水炉での実績データにもとづく炉心・燃料設計の採用
  - MOX部燃焼度はプルサーマル許認可実績以下
  - 被覆管の高速中性子照射量はウラン燃料実績以下
  - ジルカロイ被覆管
- (3) 高燃焼度化のステップ(案)

燃料仕様案	取出燃焼度 (GWd/t)		被覆管材料(案)	備考
	炉心部平均 (上下ブランケットは除く)	MOX部平均		
ステップ I	約20	約30	ジルカロイ-2	MOX部燃焼度は現行Puサーマル相当
ステップ II	約30	約45	改良SUS材/Zr合金	MOX部燃焼度は現行ウラン燃料相当
ステップ III	約45	約70	改良SUS材/Zr合金	実用炉対応高燃焼度燃料
ステップ IV	約60	約90	改良SUS材/Zr合金	実用炉対応超高燃焼度燃料

## 技術実証用原子炉施設の運転計画



●低減速軽水炉システムの基本技術・基本機能の確認

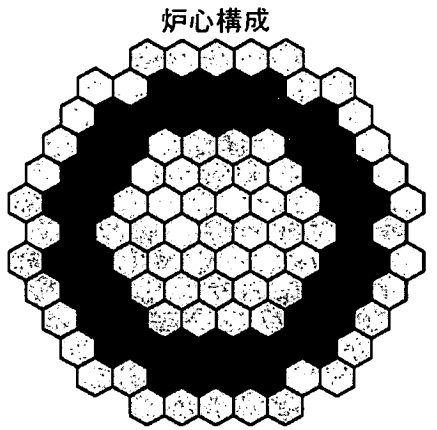
●燃焼度伸長技術の確立  
●現行プルサーマル相当燃焼度 (MOX45GWd/t) 燃料の開発完了

●実用炉対応高燃焼度燃料 (MOX70GWd/t) の開発完了  
●MOX燃料棒(~100GWd/t) の健全性実証



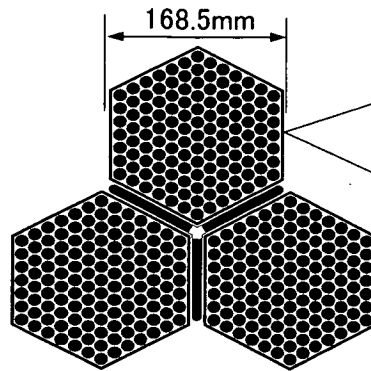
## 技術実証用小型原子炉の炉心構成案

原子炉熱出力: 180MW  
原子炉圧力 : 7.2MPa

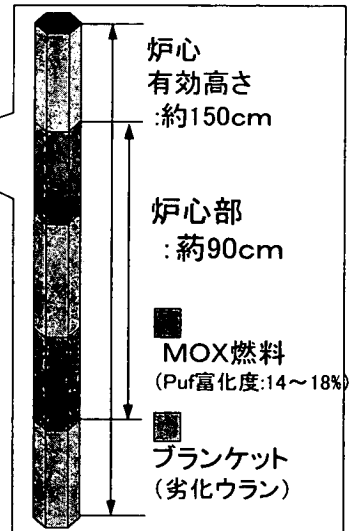


- 内側炉心燃料集合体: 37体
- 外側炉心燃料集合体: 48体
- ブランケット燃料集合体: 36体

燃料集合体構成



燃料棒本数: 127  
燃料棒外径: 13.0mm  
燃料棒間隙: 1.3mm



## 実用化に向けた新法人技術基盤の活用

### 核燃料サイクル開発機構

- ・「ふげん」MOX燃料設計開発・燃料製造技術
- ・「ふげん」におけるMOX燃料リサイクル技術
- ・「ふげん」プラント運転技術
- ・ATR実証炉対応のMOX燃料高燃焼度化技術
- ・高富化度MOX燃料設計開発・製造加工技術(もんじゅ、常陽)
- ・使用済MOX燃料再処理技術(常陽)
- ・FBRサイクル実用化戦略調査研究での先進燃料サイクル技術

### 日本原子力研究所

- ・高燃焼度ウラン及び高燃焼度MOX燃料の安全性研究
- ・革新的再処理プロセス技術

## 結 言

1. 軽水炉技術をベースとして、軽水炉利用の長期化に対応した柔軟なプルトニウムリサイクル利用の早期実現を目的として、低減速軽水炉の研究開発を推進。
2. 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炉心概念を構築。
3. 稠密炉心の除熱性能、核的性能等の基礎的データの取得、燃料・被覆管の健全性基礎試験、安全性評価等、実用化に向けた研究開発を推進。
4. FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡにおいて、FBR炉システムの候補概念としての評価を実施。
5. 実用化に向けた開発シナリオを検討し、技術実証用の原子炉施設の検討を開始。

付録 1-2

F B R サイクル実用化戦略調査研究における水冷却炉の検討・評価：技術検討

大久保 努 (原研)

This is a blank page.

**FBRサイクル実用化戦略調査研究(FS)  
における水冷却炉の検討・評価**

**1) 技術検討**

原 研

大久保 努

低減速軽水炉研究会 (第7回)

平成16年3月5日, 原研 東海研究所

**FSにおける水冷却炉の検討経緯**

- FSで検討する水冷却炉のうち、低減速軽水炉に関して、原研はその研究成果を提供するとともに、FSにおける検討を行うために、両者が参加する「水炉検討会」を設けて共同で議論。
- 原研-サイクル機構のFSに関する研究協力協定の一環として1999年後半に開始。検討内容は水炉検討会報告書としてまとめられている(JNC TY9400 …)。
- フェーズ II (2001~5)中間報告書の「炉システム技術検討書」における低減速軽水炉に関する部分の原稿は、原研が中心となって執筆し、サイクル機構との議論によりまとめている。

## FSにおける検討内容

- フェーズⅡの目標
  - ・ 実用化候補概念の明確化
  - ・ 実用化に向けて必要な研究開発計画の策定
- 具体的な検討内容
  - ・ 候補概念に関する設計要求達成度、運転保守性及び技術的実現性の検討・評価
  - ・ 研究開発課題に関する成果の見通し
  - ・ 実用化までのロードマップの策定

## 代表炉心概念の設計検討

- 基本概念

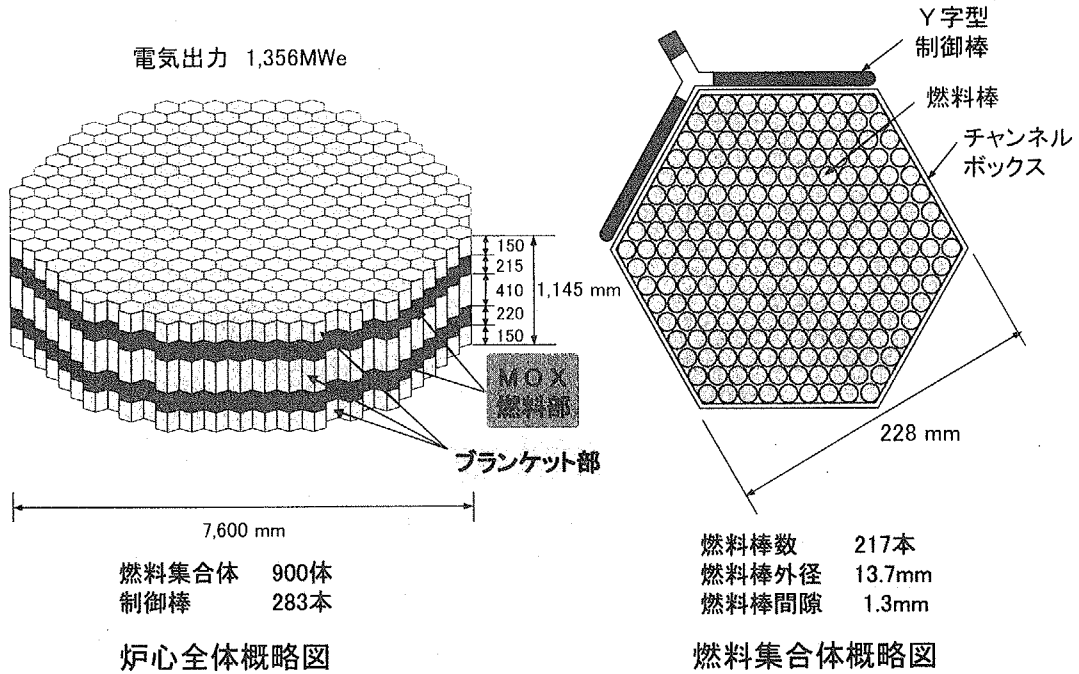
優れた運転・保守性を有し、経験豊富な軽水炉技術を発展させ、Pu多重リサイクルを可能とする概念
- 代表炉心の設定

先進湿式再処理下での多重リサイクル平衡時を想定した低除染燃料に対応する低減速軽水炉心
- 設計要求達成度の検討

5つの開発目標の観点から検討・評価
- 運転保守性及び技術的実現性の検討

開発課題及び実用化へのロードマップの検討

### 代表炉心概念の概要



### 代表炉心概念の主要諸元および特性

項目	単位	設計値	高除染ケース
電気出力	MWe	1,356	1,356
炉心外接半径	m	3.8	3.8
炉心部平均燃焼度	GWd/t	54	65
全炉心平均燃焼度*	GWd/t	45	50
炉心部高さ	m	0.845	0.855
上・下ブランケット長	m	0.15/0.15	0.22/0.18
炉心部平均ポイド率	%	69	70
炉心圧損	MPa	0.04	0.04
MOX部平均Pu富化度	%	32.0	31.2
炉心部平均Puf富化度	%	9.3	9.6
Puf残存比	—	1.03	1.04
ポイド反応度係数	$10^{-4} \Delta k/k / \% \text{void}$	-0.5	-0.5
連続運転期間	月	18	15
MA・FP含有率	%	2.1/0.04	0.1/0.0

\*: 上下ブランケットを含めた取出燃焼度

TRU組成: Np/Pu-238/239/240/241/242/Am/Cm

=0.5/ 2.6/48.4/34.5/4.3/4.0/ 4.8/ 0.9 (wt%)

=0.0/ 0.9/52.5/37.8/5.0/3.5/ 0.3/ 0.0 (高除染ケース)

## 炉システムの開発目標

### ● FSにおける5つの開発目標:

- ①安全性 : 社会の既存リスクより小
  - ②経済性 : 将来の軽水炉の発電単価に比肩
  - ③環境負荷低減性: 地層処分への負荷低減
  - ④資源有効利用性: 持続的な核燃料生産
  - ⑤核拡散抵抗性 : 純粋な状態で単体Pu存在無し
- に基づく設計要求の設定。

### ● 低減速軽水炉では、安全性、経済性(建設及び運転維持費)において、今後も含めた軽水炉での豊富な実績・経験を十分に活用する

## FBRサイクルシステムの開発目標

- 安全性
  - 取り扱い物質の特性(化学的活性度、毒性など)やプロセス条件(運転温度など)を踏まえた安全対策
  - FBRサイクルの導入リスクが、社会にすでに存在するリスクに比べて十分小さい
    - 原子炉 : 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炉容器 または格納施設内で収束
    - 燃料サイクル : 臨界安全、閉じ込め機能の確保
- 経済性
  - 将来の軽水炉に比肩する発電単価の達成
  - 世界に通用するコスト競争力の確保
    - ・ より一層の物量削減
    - ・ 海外調達、など
- 環境負荷低減性
  - 長寿命核種(TRUおよびLLFP)の燃焼または分離変換による地層処分への負荷軽減
  - 運転・保守および廃止措置にともなう廃棄物の発生量低減
- 資源有効利用性
  - 優れた中性子経済を活用し持続的に核燃料を生産
    - ・ TRU燃料の多重リサイクル
    - ・ 軽水炉TRUのリサイクル
  - エネルギー源としての多様なニーズへの対応
    - ・ 水素製造、海水淡水化、熱供給、分散電源など
- 核拡散抵抗性
  - 核物質防護および保障措置への負荷軽減(単体プルトニウムが純粋な状態で存在しないこと、など)
  - 核不拡散性制度の運用の効率化(遠隔保守・監視、自動化技術など)

下線はフェーズ1からの変更点



## FBRサイクルシステムの主な設計要求

### FBRシステム(基幹電源)

- ◆ 発電単価: 4.0円/kWh  
(同時代の軽水炉並み)
- ◆ 連続運転期間: 13ヶ月以上
- ◆ 建設工期: 目標値として、大型炉42ヶ月  
中型モジュール炉36ヶ月
- ◆ 増殖性能: 低除染TRU燃料を前提に、LLFP核変換を行う場合、増殖比1.0以上。目標値として、増殖比1.2以上、複利システム倍増時間30年以下
- ◆ TRU燃焼: 低除染TRU燃料を前提に、FBRマルチサイクル及び長期間軽水炉使用済燃料を視野に入れたサイクルを考慮
- ◆ FP核変換: I, Tc
- ◆ 放出放射能: 現行軽水炉の申請書記載値と同等以下
- ◆ 安全性: 受動安全機能、再臨界回避、炉心損傷頻度 $10^{-6}$ /炉年以下

### 燃料サイクルシステム

- ◆ 燃料サイクル費: 1.1円/kWh 以下  
(燃料輸送費等を含む)
- ◆ 稼働率: 200日/年
- ◆ 建設工期: 60ヶ月
- ◆ U,Puの回収率: 99%以上(サイクル全体として)  
目標値として99.9%
- ◆ 分離対象核種: I, Tc, Cs, Sr, Mo, Pd
- ◆ 放出放射能: 現行軽水炉燃料サイクル施設の申請書記載値と同等以下
- ◆ 安全性: 軽水炉燃料サイクルと同等施設内での放射性物質の大規模漏洩の発生頻度の目標値として $10^{-6}$ /炉年以下(暫定)

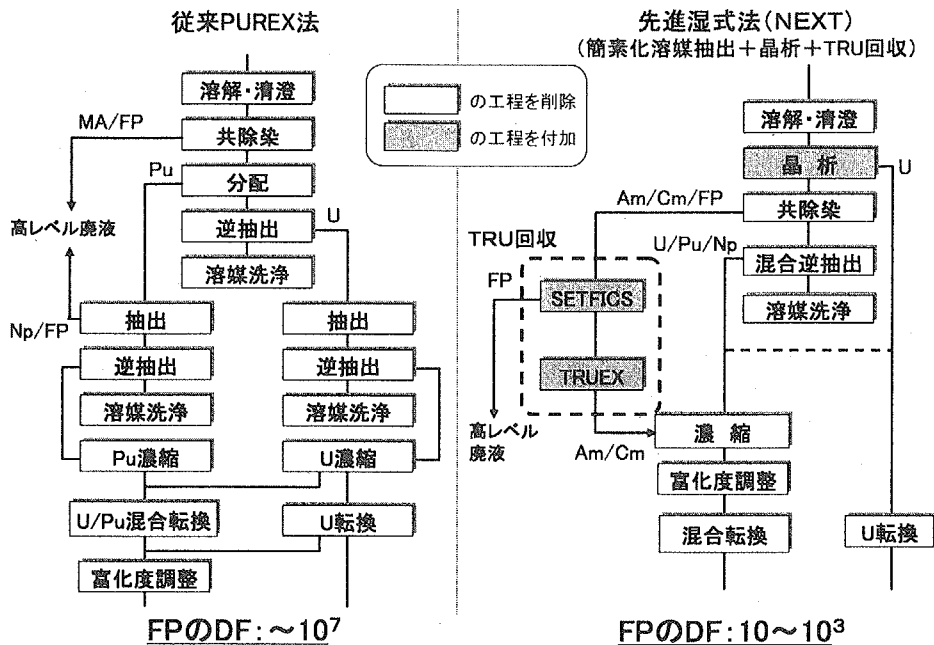


下線はフェーズ1からの変更点

## 燃料サイクルの設定条件

- FSにおける燃料サイクルの基本は、  
*低除染燃料使用のシナリオ*  
(環境負荷低減性,資源有効利用性,核拡散抵抗性等の向上を目指す)
- 他方、原研での低減速軽水炉の検討では、低除染燃料の使用を前提とはせず、  
*高除染燃料の使用を標準とし、低除染燃料の使用にも対応可能なシナリオ*  
(既存の軽水炉技術等の実証された技術・経験及びそこから見込まれる範囲をベースとしつつ、炉及びサイクルの実現を目指す)

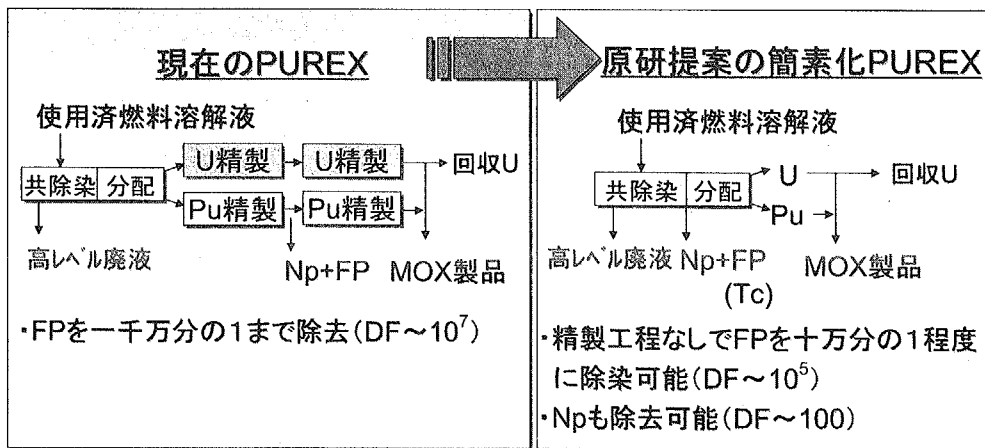
## 低除染のPu多重リサイクル(ex.先進湿式法)



先進湿式法のプロセスフローの例

## 簡素化PUREX法によるPu多重リサイクル

経済性向上を目指したプロセスの抜本的簡素化



- ⇒ 高除染燃料により燃料製造技術への新たな負荷軽減
- ⇒ 既存サイクル技術の活用により実現可能性の見通し大

### FSにおける低除染燃料の設定条件

・低除染燃料は以下の状況を想定して設定

- ①先進湿式再処理リサイクル: 評価済み
- ②乾式再処理リサイクル: 評価済み
- ③軽水炉SFのTRU組成: 評価済み
- ④軽水炉中間貯蔵SFのTRU組成(4ケース): 未評価

代表ケース: 60GWd/t+40年中間貯蔵45~49GWd/t

(MA/TRU:14.9wt%)

極端ケース: 60GWd/t+100年中間貯蔵45~49GWd/t MOX

(MA/TRU:17.1wt%)

・MA及びFPの含有率は、各々最大5及び2%までを想定。

### FSにおける炉心特性評価用TRU組成

ケース名	Na 高速炉 多量リサ イクル	基準	代表	極端	参考	水炉 高除染	MA1	MA2	FP1	FP2	水炉 多量リサ イクル (乾式)	水炉 多量リサ イクル (湿式)	水炉 多量リサ イクル (簡素化 湿式)
Pu-238	1.1	2.2	2.1	2.2	2.2	2.7	2.4	3.6	2.7	2.2	2.7	2.6	0.9
Pu-239	54.1	47.0	46.8	37.7	45.3	47.9	42.9	27.1	47.9	52.2	47.0	48.4	52.5
Pu-240	32.1	23.2	23.3	27.9	24.1	30.3	27.2	34.2	30.3	31.5	35.7	34.5	37.8
Pu-241	4.3	10.7	6.1	5.4	9.8	9.6	8.6	9.9	9.6	5.9	4.3	4.3	5.0
Pu-242	3.9	6.5	6.7	9.9	7.1	8.5	7.6	14.6	8.5	7.9	4.1	4.0	3.5
Np-237	0.5	5.6	6.4	4.6	5.2	0	5.6	0.6	0	0	0.4	0.5	0
Am-241	2.0	3.1	6.8	9.6	4.3	1.0	3.9	5.9	1.0	0.3	3.7	3.6	0.3
Am-242m	0	0	0	0	0	0	0.1	0.3	0	0	0.2	0.2	0
Am-242	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Am-243	1.0	1.3	1.4	2.6	1.6	0	1.3	2.7	0	0	1.0	1.0	0
Cm-242	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cm-243	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cm-244	1.0	0.4	0.3	0.3	0.4	0	0.4	1.0	0	0	0.7	0.7	0
Cm-245	0	0	0	0.1	0	0	0	0.1	0	0	0.2	0.2	0
Pu/TRU	95.5	89.6	85.0	83.1	88.5	99.0	88.7	89.4	99.0	99.7	93.8	93.8	99.7
Pu/TRU	58.4	57.7	52.9	43.1	55.1	57.5	51.5	37	57.5	58.1	51.3	52.7	57.5
MA/TRU	4.5	10.4	14.9	17.2	11.5	1.0	11.3	10.6	1.0	0.3	6.2	6.2	0.3
Pu/HM	-	-	-	-	-	31.0	31.0	38.7	31.0	30.9	32.9	32.0	31.2
Pu/HM	-	-	-	-	-	18.0	18.0	16.0	18.0	18.0	18.0	18.0	18.0
TRU/HM	-	-	-	-	-	31.3	35.0	43.2	31.3	31.0	35.1	34.2	31.3
MA/HM	-	-	-	-	-	0.3	3.9	4.6	0.3	0.1	2.2	2.1	0.1
FP/HM	-	-	-	-	-	0.0	0.0	0.0	0.5	1.1	1.3	0.04	0.0

## 設計要求に対する達成度検討

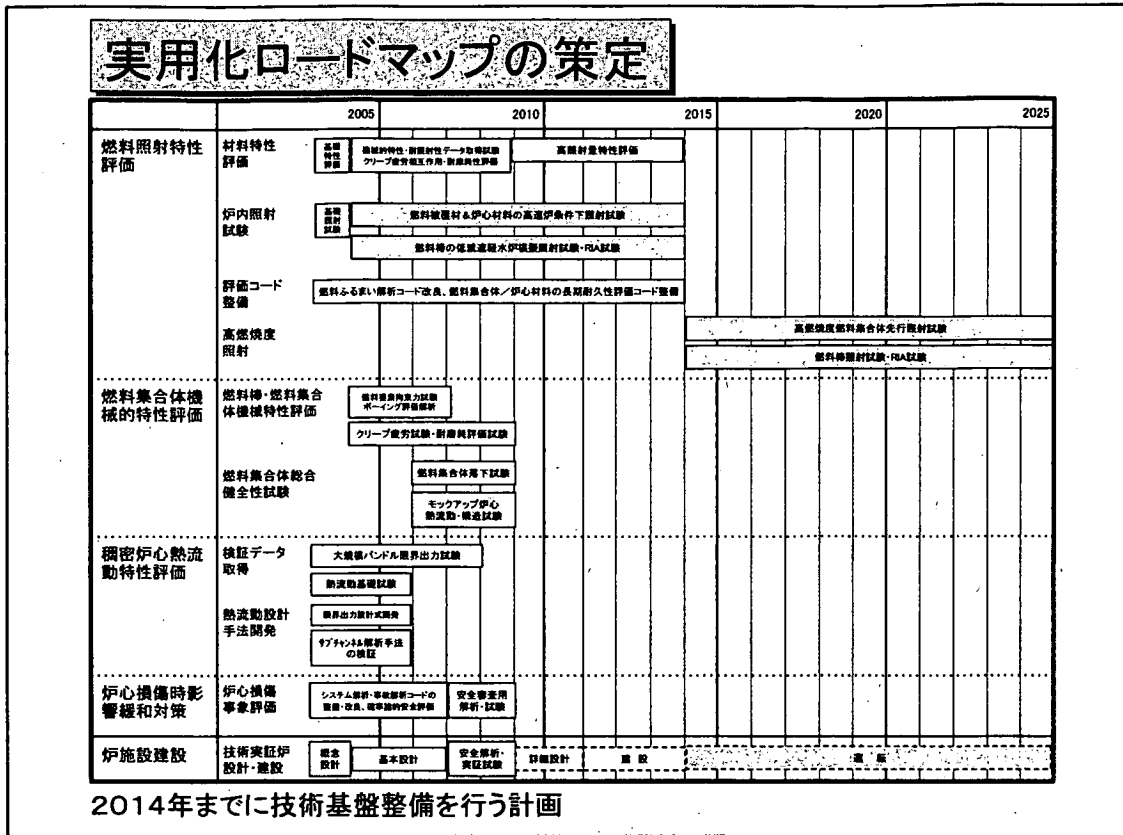
- ①発電単価(4円/kWh): 定量的検討は未終了。資本費は、今後の軽水炉建設費30%低減等を考慮し1.5円/kWh程度への削減期待。
- ②連続運転期間(13ヶ月): 18ヶ月を達成。
- ③建設工期(42ヶ月): 次世代軽水炉並の48ヶ月以下の達成期待。
- ④増殖性能(低除染燃料想定で増殖比1.0以上, 複利システム倍増時間30年以下): 増殖比1.05を達成。複利システム倍増時間は100年以上。
- ⑤TRU燃焼(低除染TRU燃料サイクル): マルチリサイクルは可能。軽水炉SFからのMA・FP含有燃料の定量的評価は未終了。
- ⑥FP核変換(I, Tc): 未検討。
- ⑦放出放射能(現行軽水炉と同等以下): 軽水炉システムベースで達成可能。
- ⑧安全性(炉心損傷頻度 $10^{-6}$ /炉年未満, 再臨界回避): 現行軽水炉システムベースで達成可能。再臨界回避は可能と予想されるが、検討は未終了。

## 運転保守性及び技術的実現性

- ・ 運転保守性に関しては、今後も含めた軽水炉での豊富な実績・経験を十分に活用できることから、信頼性の高い見通しが得られる
- ・ 技術的実現性も、軽水炉技術をベースとしていることから高く、研究開発課題は、炉心・燃料関連に限定できる

## 主要研究開発課題

- ・ 燃料照射特性評価
- ・ 燃料集合体機械的特性評価
- ・ 稠密炉心熱流動特性評価
- ・ 炉心損傷時の影響緩和対策



This is a blank page.

付録 1-3

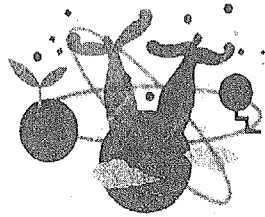
FBRサイクル実用化戦略調査研究における水冷却炉の検討・評価：  
フェーズII中間評価

小竹 庄司 （サイクル機構）

**This is a blank page.**



## 2.2.2 FBRサイクル実用化戦略調査研究 における水冷却炉の検討・評価 -フェーズⅡ 中間評価-



核燃料サイクル開発機構  
FBRサイクル開発推進部  
炉システムグループ  
小竹 庄司

JNC

### FBRサイクル実用化戦略調査研究の経緯とその開発目標

**【原子力政策円卓会議】**

**【高速増殖炉懇談会】(1997年12月)**

将来のエネルギー源の一つの有力な選択肢として、高速増殖炉の実用化の可能性を技術的・社会的に追求するために、その研究開発を進めることが妥当。

**実用化戦略調査研究の開始**

- ・サイクル機構、電気事業者、電中研等が一体となり、オールジャパン体制で、1999年7月より、FBRサイクルの実用化戦略調査研究を開始。  
(大洗工学センターに推進部隊を設置)
- ・2000年1月より、原研も参画(研究協力取決め締結)

**【現行「原子力長計」で認知】**

(2000年11月24日)

- ・「実用化戦略調査研究」等を引き続き推進する。
- ・国は随時チェックアンドレビューを行う。

**実用化戦略調査研究(フェーズⅠ)**

(1999年7月~2001年3月)

■5つの開発目標の設定

- 安全性** : 社会に既存のリスクに比べて十分小さい
- 経済性** : 将来の軽水炉の発電単価に比肩
- 環境負荷低減性** : 地層処分への負荷低減
- 資源有効利用性** : 持続的に核燃料を生産and多用なニーズへの対応
- 核拡散抵抗性** : 単体プルトニウムが純粋な状態で存在しない 等々

■幅広い選択肢(冷却材と燃料形態)の組合せを検討対象とした

- 炉システム : 約40概念
- 再処理システム : 約10概念
- 燃料製造システム : 約10概念

**実用化戦略調査研究(フェーズⅡ)**

(2001年4月~)

■各候補概念の設計研究やキーポイントとなる要素試験等を実施し、中間的な取りまとめを行う。

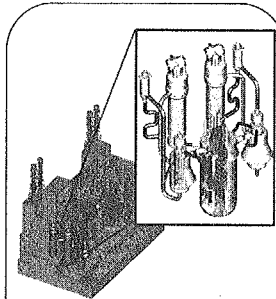
- 複数の候補概念の明確化
- 研究開発計画の策定
- 国によるチェックアンドレビューを受ける。

実用化戦略調査研究の目標: 競争力のあるFBRサイクル技術体系を2015年頃までに整備する

## フェーズ II における炉システムの設計研究の成果

### ■ 各冷却材の原子炉システムのプラント概念を構築

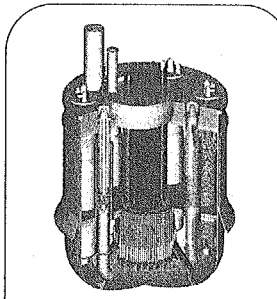
● 革新技術の導入 ● 開発目標適合性の追求 ● 技術的成立性の検討



#### ナトリウム冷却炉

開発目標への適合性が高く、豊富な開発実績のある炉型

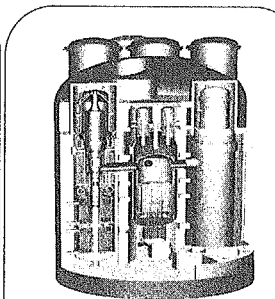
- ◆ 革新技術による設計合理化
  - ・高クロム鋼
  - ・ループ数削減(2ループ化)
  - ・ポンプ組込型HX
- ◆ 柔軟に対応可能な炉心性能
  - ・資源型、経済型炉心
  - ・金属燃料による性能向上
- ◆ ナトリウム固有の課題を克服できる見通しを得ることが重要



#### 鉛ビスマス冷却炉

化学的活性度が低く、中間冷却系を必要としない炉型

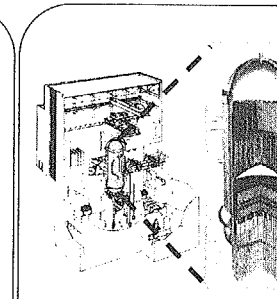
- ◆ タンク型
  - ・格納容器のコンパクト化
- ◆ 窒化物燃料の採用
  - ・優れた炉心性能
- ◆ 中型モジュール
  - ・大型では耐震性不成立
  - ・設備共用、量産効果
- ◆ 材料腐食、窒化物燃料開発などの基礎的開発課題あり
- ◆ 3次元免震が必須



#### ヘリウムガス冷却炉

高温化による熱効率向上、多目的利用の魅力を有する概念

- ◆ 高出口温度(850°C)
  - ・熱効率向上
  - ・多目的利用(水素製造等)
- ◆ 直接ガスタービン発電
- ◆ 耐熱性に優れる炉心燃料
  - ・TiN被覆・窒化物燃料
- ◆ 窒化物燃料・材料等の基礎的な開発課題あり
- ◆ 3次元免震が必須



#### 水冷却炉

軽水炉の豊富なプラント技術を活用することのできる概念

- ◆ ABWRプラントシステム
  - ・既存のプラント技術を適用可
- ◆ 高稠密格子炉心により高速炉心を達成可能であるが、他概念に比べ炉心性能に限界あり
- ◆ 被覆管材料開発、炉心損傷緩和対策の見通しを得ることが重要

## フェーズ II における炉システムの研究開発課題

### ■ 各冷却材の原子炉システムの研究開発課題の抽出

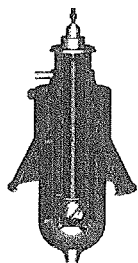
#### ナトリウム冷却炉

経済性向上のための革新技術

- ・低膨張/高強度材(高Cr鋼)採用による2ループ化
- ・高燃焼度用被覆管(ODS鋼)
- ・ポンプ組込型中間熱交換器

ナトリウム固有の課題克服

- ・ナトリウム-反応対策:高信頼性蒸気発生器(二重管SG、等)
- ・保守・補修技術



ポンプ組込型中間熱交換器

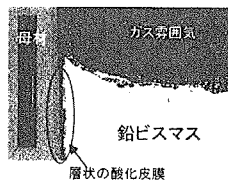
#### 鉛ビスマス冷却炉

技術的成立性の確認 (固有の課題含む)

- ・防食技術(被覆管、構造材)
- ・3次元免震
- ・保守・補修技術(腐食性考慮)
- ・燃料安全(窒化物燃料)
- ・炉心損傷時の影響緩和対策

経済性向上のための技術開発

- ・蒸気発生器
- ・大容量ポンプ



鉛ビスマス

層状の酸化皮膜

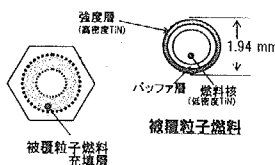
#### ヘリウムガス冷却炉

技術的成立性の確認 (固有の課題含む)

- ・被覆粒子窒化物燃料 (製造及び再処理技術)
- ・耐高温燃料集合体
- ・3次元免震
- ・燃料安全(窒化物燃料)
- ・耐高温材料/断熱材料
- ・炉心損傷時の影響緩和対策

経済性向上のための技術開発

- ・単軸縦型ガスタービン



被覆粒子燃料充填層

被覆粒子燃料

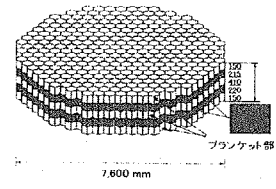
#### 水冷却炉

技術的成立性の確認

- ・燃料被覆管材料
- ・炉心損傷時の影響緩和対策

炉心性能向上のための技術開発

- ・高稠密格子炉心 (熱流動、機械的成立性)



高稠密格子炉心

### ナトリウム冷却炉の安全設計の特徴

**異常発生しにくいシステム構築**

- ・コンパクトかつ簡素な系統構成
- ・新材料(原子炉構造材料用12Cr鋼、燃料被覆管用ODS鋼)採用
- ・3次元免震技術採用

**崩壊熱除去系**

- ・ナトリウムの高い自然循環力を活用した多重かつ多様な系統構成

**原子炉停止系**

- ・多様性・多重性を確保した2系統の急速炉停止系
- ・受動的炉停止機能としてSASS(自己作動型炉停止系)を付加

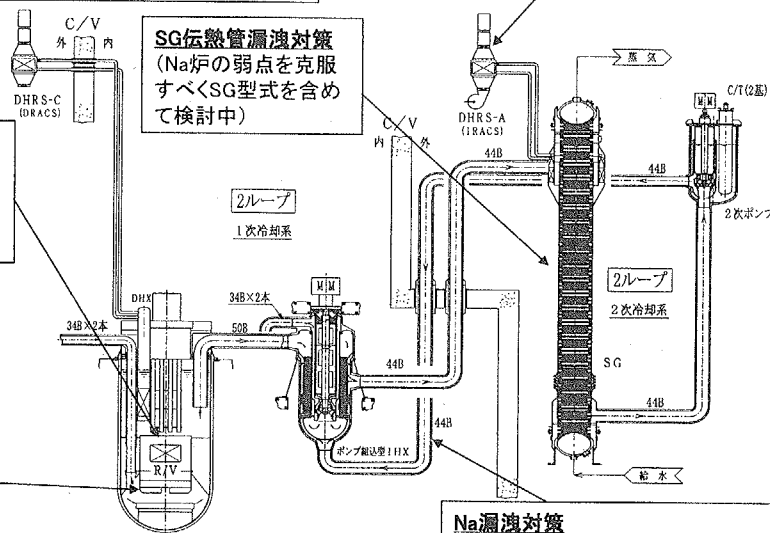
**SG伝熱管漏洩対策**  
(Na炉の弱点を克服すべくSG型式を含めて検討中)

**Na漏洩対策**

- ・バウンダリ構成の徹底した簡素化、2重化及びLBBにより影響を局限化

**炉心損傷対策**

- ・ボイド反応度制限
- ・熔融燃焼排出を考慮した新型燃料集合体
- ・コアキャッチャの設置



### ナトリウム冷却炉心の検討結果(酸化物燃料大型炉)

	資源型炉心 [燃焼度の基準値を満足しつつ、増殖性能を 追及した炉心]	経済型炉心 [燃料サイクル費の低減を追及した炉心]	LLFP核変換炉心 [資源型炉心をベースとした核変換対応炉心 (対象LLFPはUとTcの2元素)]
炉心概念図			
主要仕様	原子炉熱出力 3.570MWt 原子炉出入口温度 550/395℃ 熱効率 42% 炉心等価直径 4.90m 炉心材料[被覆管/ラッパ管] ODS/PNC-FMS 燃料ピン外径 8.8mm 運転サイクル長さ/バッチ数 18ヶ月/4バッチ Pu富化度*1 [内側/外側] 21.5/24.1wt% 取出平均燃焼度[フラケット含む] 63GWd/t 最大高速中性子照射量*2 4.6×10 <sup>23</sup> n/cm <sup>2</sup> ドップラ係数 [Tdk/dT] -4.7×10 <sup>-3</sup>	原子炉熱出力 3.570MWt 原子炉出入口温度 550/395℃ 熱効率 42% 炉心等価直径 5.46m 炉心材料[被覆管/ラッパ管] ODS/PNC-FMS 燃料ピン外径 10.4mm 運転サイクル長さ/バッチ数 26ヶ月/4バッチ Pu富化度*1 [内側/外側] 18.3/20.9wt% 取出平均燃焼度[フラケット含む] 110GWd/t 最大高速中性子照射量*2 5.3×10 <sup>23</sup> n/cm <sup>2</sup> ドップラ係数 [Tdk/dT] -5.4×10 <sup>-3</sup>	(炉出力～燃料ピン径の値は資源型炉心に同じ) LLFP集合体構成: Cu <sup>2+</sup> /Pu <sup>2+</sup> /ZrH <sub>2</sub> (燃料材料) / Pu <sup>2+</sup> /Pu <sup>2+</sup> /Pu <sup>2+</sup> (燃料材料) / Pu <sup>2+</sup> /Pu <sup>2+</sup> /Pu <sup>2+</sup> (燃料材料) LLFP集合体構成: Pu <sup>2+</sup> /Pu <sup>2+</sup> /Pu <sup>2+</sup> (燃料材料) / Pu <sup>2+</sup> /Pu <sup>2+</sup> /Pu <sup>2+</sup> (燃料材料) / Pu <sup>2+</sup> /Pu <sup>2+</sup> /Pu <sup>2+</sup> (燃料材料) 運転サイクル長さ/バッチ数 18ヶ月/4バッチ Pu富化度*1 [内側/外側] 21.8/25.4wt% 取出平均燃焼度[フラケット含む] 90GWd/t 最大高速中性子照射量*2 4.9×10 <sup>23</sup> n/cm <sup>2</sup> ドップラ係数 [Tdk/dT] -4.7×10 <sup>-3</sup>
資源有効利用	増殖比 1.16 複合サイクル増殖時間 46年 初装荷Pu-f量 4.4t/GWe	増殖比 1.04 複合サイクル増殖時間 5年 初装荷Pu-f量 5.9t/GWe	増殖比 1.03 複合サイクル増殖時間 - 初装荷Pu-f量 4.4t/GWe
環境負荷低減	・高速炉MA均質燃料平衡期のTRU組成に基づく燃料(MA含有率1wt%程度)による炉心燃料設計を実施 ・LWR使用済燃料から回収したTRU組成に基づく燃料(MA含有率最大4wt%程度)を使用した場合でも炉心特性への影響は小さく適用可能		・自己生成成分のLLFP (I-129とTc-99)の核変換は可能性あり。 ・MA燃焼については左記に同じ

(注記) \*1 Pu/重金属; \*2 E>0.1MeV; プラ=フラケット

### ナトリウム冷却炉の主な研究開発課題

	項目	現状の達成度	開発期間
経済性	ODS鋼	燃焼度向上を目的としてODS鋼を採用。 現在、BOR-60にて燃料ピン照射試験を実施中。	ODS燃料ピンおよびバンドルの実証照射に10年
	12Cr系鋼	配管短縮を目的として、低膨張・高強度材の12Cr系鋼を採用。現在、許認可に必要な長時間材料特性データを取得中。	クリープ試験、クリープ疲労試験、熱時効試験等の長時間材料試験に15年
	ポンプ組込型 IHX	物量削減を目的として、1次系ポンプと IHX を一体化。現在、ポンプ回転振動に起因するフレットイング磨耗により生じる伝熱管の減肉量を把握するため、1/4スケール振動試験を実施中。	振動試験および流動試験に5年
固有の課題克服	高信頼性蒸気発生器	SG水漏えいの対応として、二重管伝熱管により水-ナトリウム反応を排除する概念、早期漏えい検知により水-ナトリウム反応を局限化する概念を検討中。	SGの開発（安定性、伝熱流動、製作性、漏えい検出、ISI）及びSG水リーク反応の検証に8年
	保守補修技術	ナトリウムの特性を考慮した検査部位、検査頻度を検討中。	ISI & R技術の開発に10年
その他	機器開発 許認可データ取得	燃料集合体の照射試験、再臨界回避確認試験、炉内熱流動試験、大口径高流速配管の健全性確認等が必要。	最短で2012年度までに技術基盤整備が可能な見通し
更なる性能向上	金属燃料	資源有効利用、環境負荷低減	燃料破損限界、破損後挙動の試験に15年

### EAGLEプロジェクトの試験状況

#### 目的

炉心が損傷した場合でも溶融した燃料が炉心から早期に排出されることにより、事故が拡大して再臨界のような厳しい事態の発生が回避できること、また、これを容易に達成できるような炉心設計が可能であることについて、実験的根拠をもって技術的な見通しを得ること。

#### 試験概要

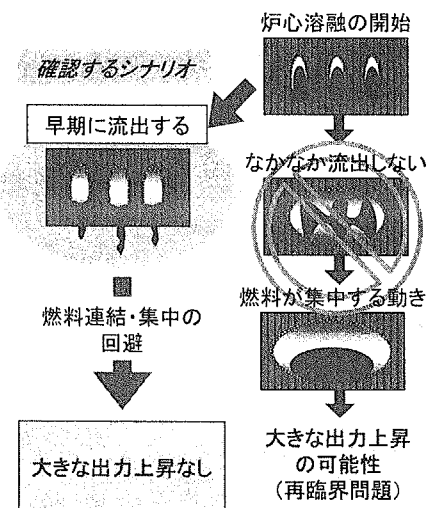
試験施設としてカザフスタン共和国国立原子力センターの安全性試験炉IGRと炉外燃料溶融施設を使用。  
溶融燃料がナトリウムを内包したスチールダクトを溶融させ流出する過程を模擬するインテグラルな炉内試験を最終試験とし、炉外試験及び炉内試験を段階的に実施していくことにより試験技術獲得と現象の把握を進め、これを実現する。

#### 進捗状況

炉外試験：高周波誘導加熱による燃料溶融技術を開発しナトリウムなしでの燃料排出挙動を確認。  
炉内試験：小規模及び中規模試験の実施により、核加熱による燃料溶融技術を確認し、スチール壁破損挙動に関するデータを取得。

#### 今後の方針

フェーズ2の期間内にナトリウムを用いた最終試験を実施し、その結果に基づき再臨界回避概念の具体化を図る。



EAGLE: Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate recriticalities

## 高性能被覆管の開発

### 【課題】

取出平均燃焼度150Gwd/tに相当するピーク燃焼度250Gwd/t、ピーク照射量  $5 \times 10^{27}$  n/m<sup>2</sup> (E>0.1MeV)に適用可能な高性能被覆管の開発

### 【開発内容】

- ・メイン候補材であるODSフェライト鋼について、製造コスト低減化も含めた実用規模製造技術評価を進めるとともに、材料照射及び燃料ピン照射に向けた準備を実施している。
- ・ODSフェライト鋼被覆管の代替材としてPNC-FMSを選定して、照射後試験を実施するとともに、集集体規模での照射試験による性能確認を行う。

### 【2003年度の主な成果】

#### ●実用規模製造技術評価：

- ・9Crマルテンサイト系ODS鋼被覆管について、強度のバラツキを最小限にする製造技術を開発した。また、今年度実施した大型中空材の押し出し法と大型HIP-押し出し法について性能を評価するとともに、長尺被覆管製造についても検討して、低コスト量産技術による大型素管・長尺被覆管製造の実用化見通しを評価した。

#### ●ODSフェライト鋼被覆管評価

- ・「常陽」でのODS鋼燃料ピン照射のための設工認準備として、ナトリウム環境効果などを考慮した材料強度基準(案)を策定した。

#### ●照射試験：

- ・BOR-60照射試験：ロシアRIARでの燃料ピン製造、集集体組立(図1参照)を完了し、2003年6月から照射試験を開始した。
- ・「常陽」材料照射試験：2005年照射開始に向け、試験計画の策定及び試験片加工を実施中。
- ・「常陽」燃料ピン照射試験：2007年照射開始に向け、下部端栓溶接の準備を行った。

#### ●代替材 (PNC-FMS) 評価：

- ・「常陽」照射PNC-FMS燃料ピンの照射後試験を実施して、米国HT-9との比較でPNC-FMS被覆管の照射特性を評価した。



### 【今後の展開 (2004年度)】

- ※BOR-60での第1期照射試験は2004年秋に終了し(ピーク燃焼度50Gwd/t)、照射後試験に着手する。
- ※「常陽」材料照射試験準備を完了するとともに、「常陽」燃料ピン照射試験のための設工認を取得する。
- ※目標強度を有する照射試験用ODSフェライト鋼被覆管を製造する。
- ※PNC-FMS燃料ピンの照射特性評価及び集集体照射試験に向けた準備を行う。

## ナトリウム冷却炉のISI&R検討方針

### 軽水炉の検査の考え方

- ✓ 軽水炉の検査思想を整理
- ✓ Na炉の機器等の区分を整理

### Na炉として必要な検査

- ✓ 軽水炉の考え方を基本とする
- ✓ ナトリウム炉の特徴を反映した検査内容

- ✓ ナトリウム機器の検査方針(案)を作成
- ✓ 必要な設計対応を整理
- ✓ 検査装置開発の課題抽出

<軽水炉と同等な検査を目指す>

- ✓ 軽水炉の検査思想 (JEAC4205他)
  - ・機器等の区分に応じ検査方法を規定
  - ・検査間隔 1回/10年

- ✓ Na炉に特有な機器等の区分
  - ・中間熱交換器伝熱管(第1種管)
  - ・2次系配管(第3種管)

- ✓ Na炉の特徴
  - ・設計上の特徴(2重配管、G/N)
  - ・Na冷却材の特徴(低圧、低腐食性)

- (例)1次系配管
- 軽水炉：冷却材圧力バウンダリであるため欠陥を許容しない。  
→ 体積試験または表面試験
- Na炉：冷却材バウンダリであるが、LBBが成立し大規模な冷却材喪失には至らないため貫通欠陥を許容。  
2重管構造を採用し漏えい時の冷却材を保持 → 漏えい監視

### Na炉の補修の特徴

- ✓ 冷却材と構造材との共存性が優れ、水・蒸気系と比較して腐食が起こりにくい
- ✓ 化学的に活性であり、不活性雰囲気確保、ナトリウムの除去洗浄、等の配慮が必要
- ✓ 万一機器が故障した場合、補修が困難な箇所があり、補修に長期間を要する

### 補修に関する弱点克服の方針

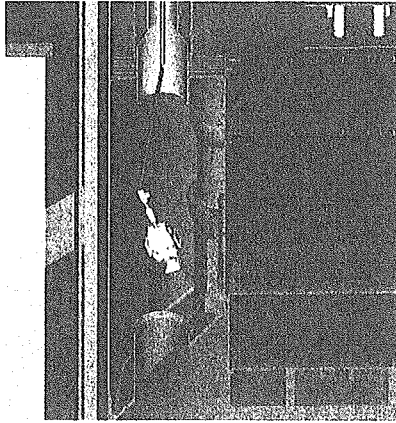
- ✓ 設計上の方針
  - ・損傷事例の多い小口径配管の数を限定
  - ・機器のアクセスルート確保
  - ・取外し構造の検討
- ✓ 機器開発の方針
  - ・インプレース補修技術の開発

- ✓ 主要なナトリウム機器の補修方法を検討
- ✓ 必要な設計対応を整理
- ✓ 補修装置開発の課題抽出

<軽水炉と同等な補修を目指す>

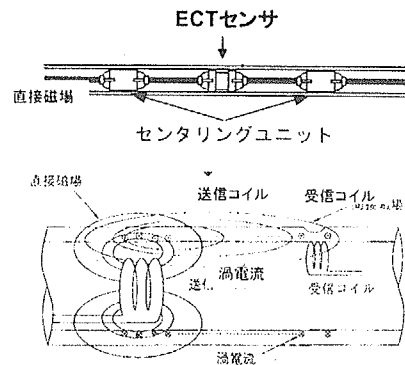
### ナトリウム冷却炉のISI装置(例)

#### ナトリウム中 超音波目視装置



- ✓ 超音波マルチセンサによるNa中目視試験装置
  - ・開口合成法を用いた画像合成(VT-3程度)
  - ・高解像度化、小型化、耐放射線性、画像合成速度が課題
- ✓ 自泳搬送装置で炉内の検査部位にアクセス
  - ・位置誘導システム開発、ナトリウム中モータの小型化、静止性能が課題

#### 二重管SG伝熱管 体積試験装置



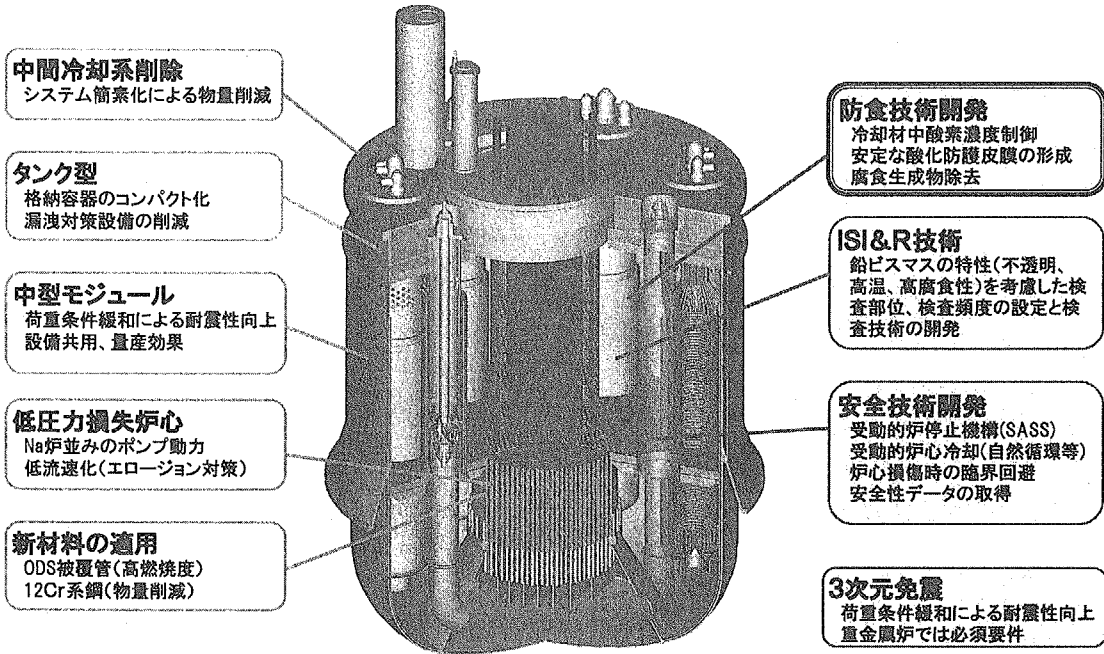
- ✓ 二重管SGの体積試験装置
  - ・ナトリウム-水反応防止の安全シナリオでは2重伝熱管の体積試験が要求される
  - ・伝熱管内面からの渦流探傷試験および超音波探傷試験
  - ・欠陥(減肉、き裂)の検出能力の設定、検査時間の短縮が課題

### ナトリウム冷却炉概念の研究開発計画

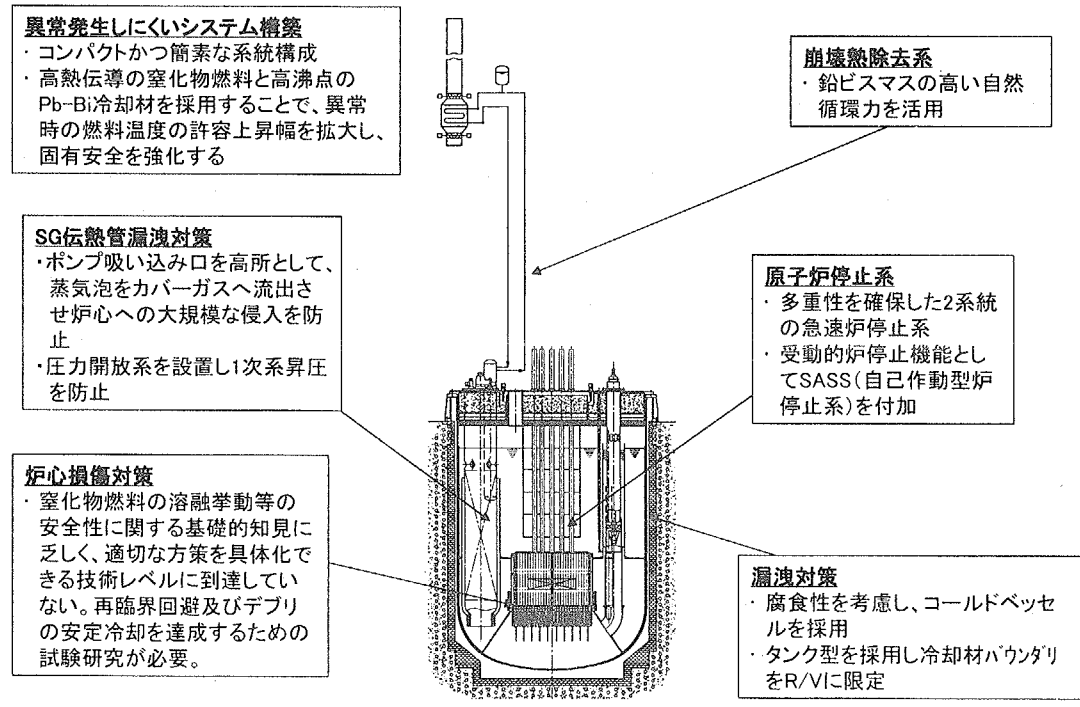
- ・ ナトリウム冷却炉は、基本的成立性に係わる課題は存在しない。
- ・ 高除染/中燃焼度燃料であれば、「常陽」「もんじゅ」等を利用して燃料開発を行うことにより、最短で2012年度段階での技術基盤整備が可能な見通し。低除染/高燃焼度燃料についても、2015年度頃には技術基盤整備が可能な見通し。
- ・ ナトリウム炉の弱点克服として、ナトリウム漏えい対策、ナトリウム-水反応対策、保守補修に関する技術開発を行い、安心して使えるプラント概念を構築する。

### 鉛ビスマス冷却高速炉概念

【基本概念】冷却材の特徴（化学的不活性、高沸点、核的特性）を活用し、システム簡素化による経済性を追求すると共に、固有の安全性を強化したタンク型鉛ビスマス冷却モジュール炉



### 鉛ビスマス冷却炉の安全設計の特徴



鉛ビスマス冷却炉心の検討結果(窒化物燃料、強制循環中型炉)

	資源型炉心 [燃焼度の基準値を満足しつつ、増殖性能を 追及した炉心]	経済型炉心 [燃料サイクル費の低減を追及した炉心]	LLFP核変換炉心 [資源型炉心をベースとした核変換対応炉心 (対象LLFPは <sup>238</sup> Uと <sup>232</sup> Thの2元素)]
炉心概念図			
主要仕様	原子炉熱出力 1.875MWt 原子炉出入口温度 520/352°C 熱効率 40% 炉心等価直径 4.41m 炉心材料[被覆管/ラッパ管] ODS/PNC-FMS 燃料ピン外径 7.3mm 運転サイクル長さ/バッチ数 18ヶ月/7バッチ Pu富化度*1 [内側/外側] 15.2/18.2wt% 取出平均燃焼度[ブラケット含む] 105GWd/t 最大高速中性子照射量*2 6.4×10 <sup>23</sup> n/cm <sup>2</sup> ドップラ係数[Tdk/dT] -2.9×10 <sup>-3</sup>	原子炉熱出力 1.875MWt 原子炉出入口温度 520/352°C 熱効率 40% 炉心等価直径 4.41m 炉心材料[被覆管/ラッパ管] ODS/PNC-FMS 燃料ピン外径 7.3mm 運転サイクル長さ/バッチ数 18ヶ月/7バッチ Pu富化度*1 [内側/外側] 14.7/18.0wt% 取出平均燃焼度[ブラケット含む] 143GWd/t 最大高速中性子照射量*2 6.6×10 <sup>23</sup> n/cm <sup>2</sup> ドップラ係数[Tdk/dT] -3.0×10 <sup>-3</sup>	(炉出力～燃料ピン径の値は資源型炉心に同じ) 熱効率 40% 炉心等価直径 4.41m 炉心材料[被覆管/ラッパ管] ODS/PNC-FMS 燃料ピン外径 7.3mm 運転サイクル長さ/バッチ数 18ヶ月/6バッチ Pu富化度*1 [内側/外側] 15.1/18.5wt% 取出平均燃焼度[ブラケット含む] 75GWd/t 最大高速中性子照射量*2 4.9×10 <sup>23</sup> n/cm <sup>2</sup> ドップラ係数[Tdk/dT]*3 -
資源有効利用	増殖比 1.15 複合サイクル増殖時間 48年 初装荷Pu-f量 5.8t/GWe	増殖比 1.04 複合サイクル増殖時間 - 初装荷Pu-f量 5.6t/GWe	増殖比 1.16 複合サイクル増殖時間 - 初装荷Pu-f量 5.8 t/GWe
環境負荷低減	・高速炉MA均質リサイクル平衡期のTRU組成に基づく燃料(MA含有率1wt%程度)による炉心燃料設計を実施 ・LWR使用済燃料から回収したTRU組成に基づく燃料(MA含有率最大4wt%程度)を使用した場合でも炉心特性への影響は小さく適用可能		・自己生成成分のLLFP( <sup>238</sup> Uと <sup>232</sup> Th)の核変換は可能性あり。 ・MA燃焼については左記に同じ

(注記) \*1 Pu/重金属; \*2 E>0.1MeV; \*3 2月末に記載予定; プラ=ブラケット

鉛ビスマス冷却炉の主な研究開発課題

	項目	現状の達成度	開発期間
技術的 成立性 (固有の課題含む)	防食技術	小規模ループで実績のある冷却材中酸素濃度制御技術を採用し、構造材表面に防護皮膜を形成。現在、国産材を対象とした基礎的な腐食試験を実施中。	開発経路に乏しく、10年以上の長期を要する。開発費の不確定性は大きい。
	3次元地震	鉛ビスマス炉では3次元地震が必須条件。 原子炉容器座屈、支持板変形による投入反応度、制御棒挿入性、燃料交換装置の構造・機能について耐震評価を実施し、耐震成立性見通しを得ている。	3次元地震装置の開発は10年程度。費用は検討中。
	保守補修技術	材料腐食の厳しい重金属炉では、ナトリウム炉よりも検査要求が厳しくなると共に、高比重の流体なので検査手法に難しさがある。	ISI&R技術開発には10年程度必要。但し、防食技術が成立することが前提。
	燃料安全	鉛ビスマス環境下での窒化物燃料破損限界、破損挙動に関する試験研究が必要	炉内試験が必要であり15年以上の長期を要する。
	再臨界回避技術	窒化物燃料の溶融挙動等の安全性に関する基礎的知見に乏しく、適切な方策を具体化できる技術レベルに到達していない。再臨界回避及びデブリの安定冷却を達成するための試験研究が必要。	炉内試験が必要であり15年以上の長期を要する。再臨界回避技術確立に不確かさがある。
経済性	ヘリカルコイル型蒸気発生器	炉容器のコンパ外化による経済性追求、引き抜き補修の観点からヘリカルコイル型SGを採用。伝熱特性データ、鉛ビスマス環境下での伝熱管磨耗量把握が課題。	機器開発そのものは10年程度。大規模ループ等での実証が必要であり、開発費は数十億以上の大規模なものとなる。
	大容量ポンプ	機器数削減による経済性追求の観点から、ポンプ・SG各々2基のシステムを採用。侵食の懸念されるインペラ周速はロシアR&D知見から保守的に設定。ポンプ動力低減の観点から、低圧力損失を指向し、ポンプヘッドはNa炉並み。	経験がない機器開発であり、開発に要する期間は10年程度。但し、防食技術が成立することが前提。
安全性	受動的安全機構	浮力を打ち消すための錘を採用し、Na炉と同様の構造のキューリー点式SASSを採用。感知合金の耐食性見通しが得られれば成立する見通し。	機器開発そのものは5年程度。但し、防食技術が成立することが前提。
その他	実験炉用機器開発・許認可データ取得	鉛ビスマス冷却高速炉は、過去の開発経験に乏しく、実用化する上では、実験炉からの段階的な開発が必要。	15年以上の長期を要する。

注)色付け部分は基本的成立性に係る課題



### 鉛ビスマス冷却炉概念の研究開発計画

- 鉛ビスマス炉では、腐食特性把握、材料開発、伝熱特性等各種関連式取得等の基礎的な課題からの開発が必要であり、開発工程(期間、資金)の不確かさが極めて大きい。
- 実用化のためには、実験炉からの段階的な開発が必要であり、30年以上の長期を要する。
- 実験炉では、実炉体系での防食技術の実証、燃料バンドルの照射実績、燃料交換を含むプラントの運転実績、鉛ビスマス冷却系機器及び保守補修技術の実証等、実用化のための技術基盤整備を行う。
- Generation-IVでの鉛炉の研究の進捗をフォローする。

### 被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却高速炉概念

**【基本概念】**

冷却材ヘリウムガスの化学的安定性及び被覆粒子燃料の耐熱性を活かして、炉心出口温度を高温にし、原子炉出口から直接ガスタービン発電を行うことにより、高いプラント熱効率とシステム簡素化による経済性を追求した概念。

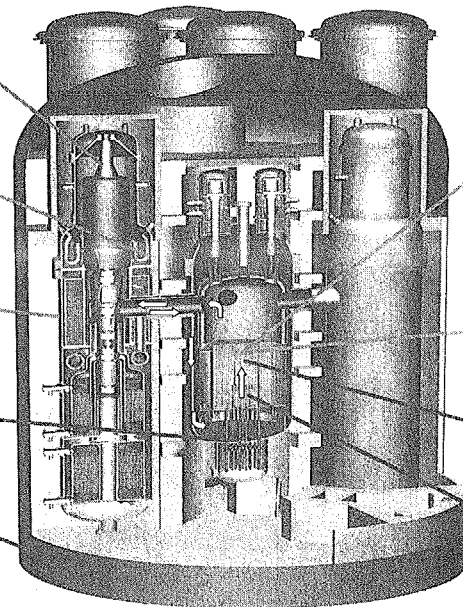
**直接ガスタービン発電**  
縦型短軸30万kWe  
高温システム~850℃  
高熱効率~47%

**主配管の3重管化**  
外管構造による減圧事故影響の緩和、コンパクトな配管構成

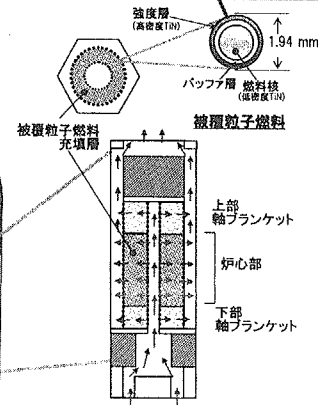
**多目的利用**  
高温ガスの多目的利用。  
(高効率発電、水素製造等)

**安全技術開発**  
高温キュリー点式SASS  
格納容器内コアキャッチャー

**3次元免震**  
荷重条件緩和による耐震性向上、ガス炉では必須要件



**被覆粒子燃料**  
耐熱性に優れるTiN被覆・窒化物燃料の採用。



**燃料集合体**  
冷却材流れを横方向とし圧力損失を低減。構造材には耐熱性に優れるセラミック複合材料を採用。

**再処理・製造技術開発**

## ヘリウムガス冷却炉の安全設計の特徴

### 異常発生しにくいシステム構築

- ・コンパクトかつ簡素な系統構成
- ・高温耐性に優れた炉心燃料設計と構造材料選定
- ・高圧系のシステムの特徴を考慮し、減圧事故に配慮したシステム設計

### 原子炉停止系

- ・多様性・多重性を確保した2系統の急速炉停止系
- ・受動的炉停止機能としてSASS(自己作動型炉停止系)を付加

### 崩壊熱除去系

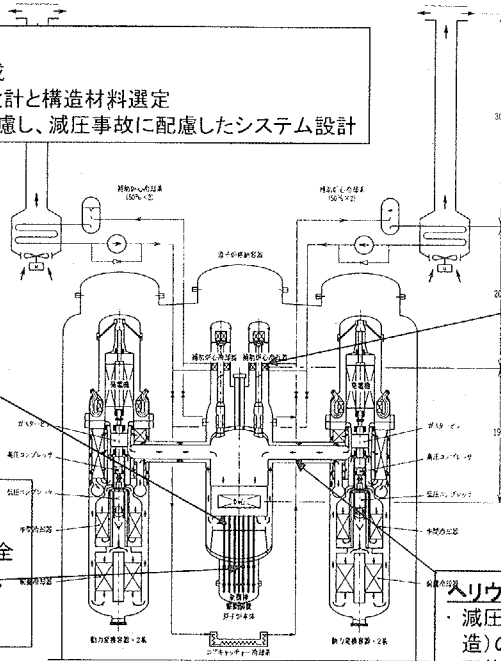
- ・タービントリップ時の差圧を感知し(グラビティダンパ)、自動駆動可能な崩壊熱除去システムの採用

### 炉心損傷対策

- ・コアキャッチャーの設置
- ・窒化物燃料の熔融挙動等の安全性に関する基礎的知見に乏しく、本方策の成立見通しを得るための基礎研究が必要。

### ヘリウム漏洩(減圧)対策

- ・減圧抑制機構(3重管構造)の採用
- ・配管以外の枝管は配管径を制限



ヘリウムガス冷却高速炉系統構成図

## ヘリウムガス冷却炉心の検討結果(窒化物被覆粒子燃料大型炉)

	資源型炉心 [燃焼度の基準値を満足しつつ、増殖性能を追及した炉心]	経済型炉心 [燃料サイクル費の低減を追及した炉心]	LLFP核変換炉心 [資源型炉心をベースとした核変換対応炉心 (対象LLFPはIとTcの2元素)]
炉心概念図	 内側炉心燃料 外側炉心燃料 径70燃料 軸70 (35cm) 炉心 (180cm) 軸70 (35cm) 主炉停止系制御棒 後備系制御棒 径遮蔽体 燃料集合体 (横方向流冷却型)	 内側炉心燃料 外側炉心燃料 軸70 (35cm) 炉心 (180cm) 軸70 (35cm) 主炉停止系制御棒 後備系制御棒 径遮蔽体 燃料集合体 (横方向流冷却型)	 内側炉心燃料 外側炉心燃料 LLFP集合体 軸70 (35cm) 炉心 (180cm) 軸70 (35cm) 主炉停止系制御棒 後備系制御棒 径遮蔽体 [集合体Tc集合体 (炉心周辺に装荷)]
主要仕様	原子炉熱出力 2.400MWt 原子炉出入口温度 460/850℃ 熱効率 47% 炉心等価直径 5.64m 炉心材料 [円筒状燃料/支柱] SiC 被覆粒子燃料外径 1.94mm 運転サイクル長さ/バッチ数 20ヶ月/8バッチ Pu富化度 <sup>1)</sup> [内側:中央部/上下部] 17.0/22.7wt% [外側:中央部/上下部] 21.2/27.8wt% 取出平均燃焼度 [7ラケット含む] 58GWd/t ドップラ係数 [Tdk/dt] -10×10 <sup>-3</sup>	原子炉熱出力 2.400MWt 原子炉出入口温度 460/850℃ 熱効率 47% 炉心等価直径 5.64m 炉心材料 [円筒状燃料/支柱] SiC 被覆粒子燃料外径 1.94mm 運転サイクル長さ/バッチ数 19ヶ月/8バッチ Pu富化度 <sup>1)</sup> [内側:中央部/上下部] 17.0/22.7wt% [外側:中央部/上下部] 21.2/27.8wt% 取出平均燃焼度 [7ラケット含む] 80GWd/t ドップラ係数 [Tdk/dt] <sup>2)</sup> -10×10 <sup>-3</sup>	(炉出力～燃料粒子径の値は資源型炉心に同じ) [集合体構成: VI, Zr, Y, Hf(減速材)とTc集合体構成: Zr, Sn, In, Y, Hf(減速材)と] 集合体滞在期間 (t/Tc) 11%/30% 取り出し時核変換率 (t/Tc) 17%/30% 運転サイクル長さ/バッチ数 20ヶ月/8バッチ Pu富化度 <sup>1)</sup> [内側:中央部/上下部] 17.0/22.9wt% [外側:中央部/上下部] 22.8/29.6wt% 取出平均燃焼度 [7ラケット含む] 87GWd/t ドップラ係数 [Tdk/dt] <sup>3)</sup> -
資源有効利用	増殖比 1.17 複合システム増殖時間 73年 初装荷Pu-1量 9.6t/GWe	増殖比 1.03 複合システム増殖時間 - 初装荷Pu-1量 9.6t/GWe	増殖比 1.00 複合システム増殖時間 - 初装荷Pu-1量 10.1t/GWe
環境負荷低減	・高速炉MA均質リサイクル平衡期のTRU組成に基づく燃料 (MA含有率1wt%程度) による炉心燃料設計を実施 ・LWR使用済燃料から回収したTRU組成に基づく燃料 (MA含有率最大4wt%程度) を使用した場合でも炉心特性への影響は小さく適用可能		・自己生成成分のLLFP (I-129とTc-99) の核変換は可能性あり。 ・MA燃焼については左記に同じ

(注記) <sup>1)</sup> Pu/重金属: <sup>2)</sup> 資源型炉心と同程度と推算: <sup>3)</sup> 2月末に記載予定: プラ=ラケット

### ヘリウムガス冷却炉の主な研究開発課題

	項目	現状の達成度	開発期間
技術的 成立性 (固有 の課題 含む)	被覆粒子窒化物燃料	TiNの被覆技術及び再処理技術、大粒径燃料の量産等の技術開発が必要。但し、仏国でも類似概念の検討が進められている。	開発には10年以上の長期を要する。開発費は検討中。
	燃料集合体	横方向流れのカゴ型(SiC製)燃料集合体の製作性、照射健全性及び多孔板透過率均一性(流動特性への影響)の確認が必要。定格時・自然循環時の流量配分の成立性、構造健全性を検討中。但し、仏国では他概念の可能性についても検討が進められている。	開発には10年以上の長期を要する。開発費は検討中。
	燃料安全	被覆粒子窒化物燃料破損限界、破損挙動に関する試験研究が必要。	炉内試験が必要であり15年以上の長期を要する。
	3次元免震	原子炉容器、SiC製燃料集合体の破損防止及び建屋物量削減の観点から3次元免震が必須。	3次元免震装置の開発は10年程度。
	耐高温材料	高温ガスに直に接する断熱材ライナー、SiCボルトなどの有効性、信頼性の確立が必要。但し、高温ガス炉の開発成果を反映できる可能性がある。	開発経験に乏しく10年程度を要する。開発費の不確実性は大きい。
経済性	単軸縦型ガスタービン	タービン、磁気軸受等要素開発、発電システム機能等の確認が必要。現状実績は27kWe程度の横置き火カタービンであるが、世界的な高温ガス炉の開発成果を反映できる可能性がある。	開発には10年以上の長期を要する。開発費は検討中。
安全 性	受動安全	高温化に対応したキュリー点電磁石方式SASSの感知合金の開発が必要。	機器開発そのものは5年程度。開発費は検討中。
	コアキャッチャ	熔融燃料を未臨界を維持でき、長期安定冷却可能な形状、材料を用いた炉外コアキャッチャの開発と炉外試験等による有効性の確認が必要。自然循環能力の確保案の具体化に不確かさがある。	炉外試験が必要であり5年以上を要する。
その他	実験炉用機器開発・許認可データ取得	ヘリウム冷却高速炉は、過去の開発経験に乏しく、実用化する上では、実験炉からの段階的な開発が必要。冷却系機器に関しては、高温ガス炉の知見を活用した合理化の可能性はある。	10年以上の長期を要する

### ヘリウムガス冷却炉概念の研究開発計画

- ヘリウム冷却炉では、TiN被覆燃料粒子(窒化物燃料)、SiC燃料集合体、燃料製造及び再処理技術に係る基礎的な課題からの開発が必要であり、開発工程の不確かさが大きい。
- 実用化のためには、実験炉からの段階的な開発が必要であり、30年以上の長期を要すると考えられる。
- 実験炉としては、HTTRの大幅改造、我国単独での新規建設、他国との国際協力といった方法が考えられる。
- 仏国で2010年代にヘリウム冷却炉の実験炉建設が計画されており、この計画が実現すれば、国際協力の下、合理的な開発が期待できる。
- Generation-IVでのガス炉の研究の進捗をフォローする。

### 水冷却炉の検討経緯

#### フェーズ I

高転換比PWR型高速炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>・現行軽水炉プラント技術の利用</li> <li>・三角配列稠密燃料に加え重水を1次冷却材に使用することにより増殖性を確保</li> </ul>
高転換比BWR型高速炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>・現行軽水炉プラント技術の利用</li> <li>・三角配列稠密燃料に加え高ボイド率化により水対燃料体積比を低減</li> </ul>
超臨界圧水冷却高速増殖炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高熱効率を狙った超臨界圧軽水冷却高速増殖炉</li> <li>・三角配列稠密燃料に加え超臨界圧水の利用によって水対燃料体積比を低減し増殖性を確保</li> </ul>

#### フェーズ II 中間報告

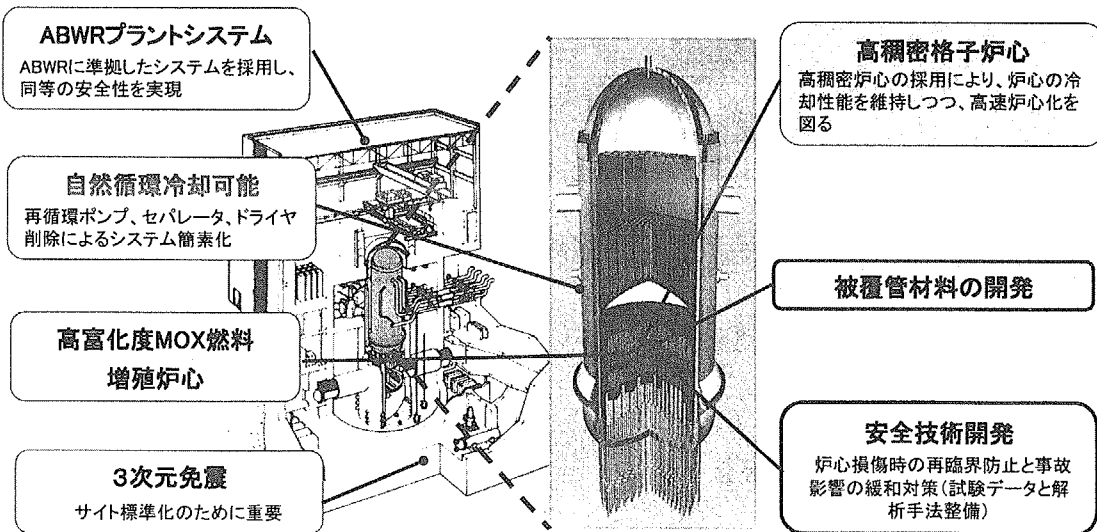
高転換比PWR型高速炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>・稠密配置による転換比の向上</li> <li>・大量の軸、径方向ブランケットの配置によりボイド係数負を維持→ブランケットインベントリ過大、高燃焼度達成困難</li> <li>・重水の使用により転換比向上→設備インパクト大</li> </ul>
高転換比BWR型高速炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>・稠密配置による転換比の向上</li> <li>・ボイド反応度係数対策も炉心の超偏平化のみで達成しており炉心構成が単純</li> <li>・60GWd/t程度の炉心部燃焼度が達成可能</li> <li>・低除染再処理燃料を使用したプルトニウムの多重リサイクルに対応可能な設計</li> </ul>
超臨界圧水冷却高速増殖炉	<ul style="list-style-type: none"> <li>・類似の熱中性子炉概念について、材料開発等の基礎・基盤研究が別途実施されている段階</li> <li>・高速炉特有の課題である炉心損傷時の再臨界問題については、その影響と緩和方策について検討の途についた段階</li> </ul>

評価対象概念として  
高転換比BWR型  
高速炉を選択

### BWR型水冷却炉概念

#### 【基本概念】

経験豊富な軽水炉技術を発展させた軽水冷却高速炉。現行軽水炉の優れた運転・保守性を維持すると共に、Pu多重リサイクルを可能とする水冷却炉概念。



## 水冷却炉の安全性検討結果

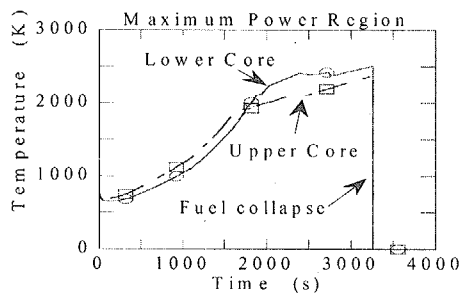
### シビアアクシデント時の再臨界挙動の検討

これまでの結果

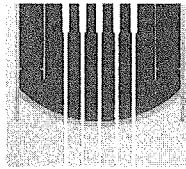
- ・軽水炉安全解析コードRELAP5による事故時炉容器内冷却材分布解析にもとづく炉心再臨界発生を仮定した場合の機械エネルギー発生  
の検討をしたが、炉心溶融開始時には炉内に水が存在しないため、炉心で再臨界が生じる場合でも水の体積膨張による機械エネ  
ルギーは発生しないことを確認
- ・軽水炉シビアアクシデント解析コードMELCORによる炉心溶融挙動の解析を実施し、ジルコニウム被覆管燃料の場合、被覆管の大部分  
が溶融落下する前に燃料棒が崩壊しかつ1000秒以上かけて炉心径方向に非一様に炉心が崩壊する等、扁平炉心特有の挙動を把握
- ・デブリベッド生成過程に関する従来の知見から、少なくともデブリベッドが再溶融するまでは、溶融した燃料と被覆管が良く混合されると  
考えられ、このような場合は、下部プレナムで再臨界は生じ無いことをMVP解析で確認

今後の計画

- ・シビアアクシデント解析の継続(ステンレス被覆管の影響、リロケーション挙動、デブリベッド再溶融後の再臨界性等に着目)



MELCORによる燃料温度解析結果  
:炉心を径方向に9分割し挙動を解析



MVPIによる再臨界性解析モデル

:下部プレナム内構造物、溶融物質組成、空隙率、水ポイド  
率をパラメータとして再臨界性を解析

## 水冷却炉の経済性検討結果

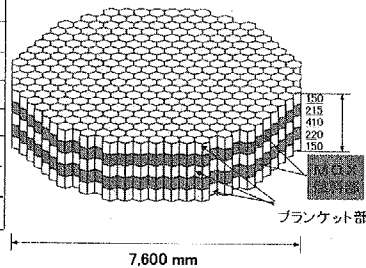
増殖性能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心、燃焼度調整しても最大1.05程度</li> <li>・低除染TRU燃料多重リサイクル(MA2.2%、FP1.3%の混入)では1.01程度となり、再処理ロス等を考慮し、代表炉心としては増殖比1.03を選択</li> </ul>						
複利システム倍増時間	・200年以上						
燃焼度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・MOX燃料部平均燃焼度 88GWd/t</li> <li>・内部ブランケットを含めた炉心部平均燃焼度 54GWd/t</li> <li>・上下ブランケットを含めた全炉心平均燃焼度 45GWd/t</li> </ul>						
連続運転期間	・18ヶ月以上						
設備利用率	・検査停止期間41日を想定すると約93%の設備利用率を達成できる見通し						
燃料インベントリ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料インベントリが他の炉型と比較して大きく、燃料サイクル費が相対的に高い。(炉心に装荷されるプルトニウムがナトリウム冷却炉に比べて3倍程度大。)</li> </ul>						
	<table border="1"> <tr> <td></td> <td>水冷却炉</td> <td>ナトリウム冷却炉</td> </tr> <tr> <td>初装荷燃料核分裂性プルトニウム</td> <td>約1t</td> <td>約3.5t</td> </tr> </table> <p>電気出力1000 Mweで比較</p>		水冷却炉	ナトリウム冷却炉	初装荷燃料核分裂性プルトニウム	約1t	約3.5t
	水冷却炉	ナトリウム冷却炉					
初装荷燃料核分裂性プルトニウム	約1t	約3.5t					

### 水冷却炉心の検討結果

JNC

項目		代表炉心概念		ケース1	ケース2	ケース3	ケース4	ケース5	ケース6	ケース7	
取り出し燃焼度	GWd/t	54/45		45	55	60	←	55	54	65	
炉心流量	104t/h	1.8		1.7	1.9	1.7	←	←	1.8	1.8	
出口クオリティ	%	51		51	←	55	51	53	51	51	
平均ボイド率	%	69		70	←	71	69	70	69	70	
増殖比		1.03		1.01	1.03	1.04	1.02	1.01	1.03	1.04	
最大線出力密度	kW/ft	16		17	←	16	15	17	16	16	
連続運転期間	月	18		16	19	21	←	19	18	15	
軸方向5領域のPu 富化度分布(注1)	DU	cm	DU	15.0	11.0	5.0	21.0	16.0	8.0	15.0	22.0
	w/o	cm	18	21.5	21.5	21.5	22.0	23.0	22.5	21.5	22.5
	DU	cm	DU	41.0	40.0	40.0	40.0	40.0	40.0	41.0	40.0
	w/o	cm	18	22.0	22.5	21.5	23.0	24.0	23.0	22.0	23.0
	DU	cm	DU	15.0	14.0	14.0	17.0	16.0	14.0	15.0	18.0
MA混入量	wt%	2.1		3.9	4.5	0.3	0.1	2.2	2.1	0.1	
FP混入量	wt%	0.04		0.0	0.0	0.5	1.1	1.3	0.04	0.0	

電気出力	1,356MWe
熱出力	3,926MWt
原子炉圧力	7.2MPa
炉心外接半径	3.8m
燃料集合	900体
制御棒	283本
MCPR	1.3
ボイド係数	$-0.5 \times 10^{-4}$ $\Delta k/k/\%ボイド$



ケース1:軽水炉のUO<sub>2</sub>燃料再処理を想定、FP混入無し  
 ケース2:軽水炉のMOX燃料再処理を想定、FP混入無し  
 ケース3:低除染燃料、湿式再処理  
 ケース4:低除染燃料、乾式再処理  
 ケース5:多重リサイクルケース(RIAR法)  
 ケース6:多重リサイクルケース(低除染湿式再処理法)  
 ケース7:多重リサイクルケース(単サイクルPUREX法-原研)

(注1) Pu富化度はケース2を除き18w/o。ケース2は16w/o。

### 水冷却炉の主な研究開発課題

JNC

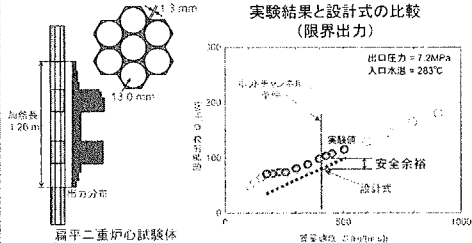
項目	現状の達成度	開発期間・費用
燃料被覆管開発	現行軽水炉で使用されているジルカロイ被覆材や開発が進められている改良Zr合金の適用性検討を進めるとともに、非Zr系候補材として25Cr-35Ni-0.2Ti系安定オーステナイトステンレス鋼についての材料特性評価試験ならびに照射試験計画の検討を開始した。	候補材の照射試験等を2014年までに海外の照射炉等で実施し、その後技術実証炉にて燃料集合体および燃料棒を10年程度照射する計画。開発費は検討中。
燃料集合体の健全性	燃料要素拘束力試験、クリープ疲労試験、燃料集合体・炉内構造総合健全性試験等が必要。	2009年までにデータ取得可能な見通し。開発費は検討中。
炉心損傷時の影響緩和対策	燃料破損後の溶融挙動データの解析を実施中。	実証試験での確認項目の抽出も含め、合理的な開発計画を検討中。
稠密炉心の熱流動	稠密格子炉心の除熱性能を検証するため、37本大規模ロッド体系での除熱限界に関する実験を開始した。	開発には5年程度必要。開発費は検討中。

### 水冷却炉 要素技術開発の主な成果

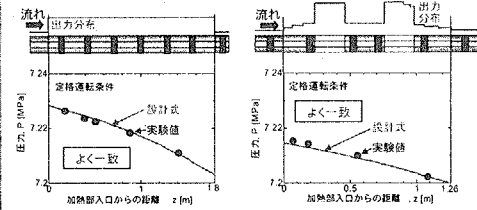
#### 稠密炉心熱流動特性の評価

- 設計式の稠密炉心体系への拡張性をホットチャンネル条件で確認
- 7本バンドル試験結果を基に、他の稠密体系データベースへも適用できる拡張性の高い設計式を開発

##### 限界出力試験



##### 実験結果と設計式の比較 (圧力分布)



- 37本バンドルを用いた大型熱特性試験を開始し、定常/過渡時の熱特性データの測定を開始
- 実炉への拡張性を評価する熱特性予測手法の開発を進める

##### 熱特性予測手法の開発

- サブチャンネル解析コードの適用性に関する課題を抽出
- 3次元二相流解析コードの開発に着手し、熱特性を予測する上で重要な環状噴霧流等の二相流流動を定性的に再現できることを確認

7本

37本

実炉への拡張

稠密体系において拡張性が担保できないモデルを評価/検証する

- 環状噴霧流モデル
- ボイドドリフトモデル
- スペーサ効果モデル

拡張性に問題のあったモデルを3次元二相流解析手法により評価/改良

217本(実炉)

● 流路壁の影響が少ない

○ 流路壁の影響が大きい

サブチャンネル解析コードNASCAの拡張性評価/検証

検証データ

- 流路壁の影響: 7本vs. 37本 熱特性試験
- ボイド率分布: 3D-NRG
- サブチャンネル間流量配分 実験等

NRG: 中性子ラジオグラフィ

3次元二相流解析例 環状噴霧流解析

スプレー霧りへの検証、検証対象

霧の形成

スプレー霧りの検証結果

ボイド率分布

3D-NRG 稠密流路内での液膜の空間分布

### 水冷却炉概念の研究開発計画

- 技術課題は、炉心・燃料・安全にかかわるものに限定され、プラント技術はABWRの技術を活用できる。
- 被覆管開発には、水環境で高速中性子場を提供する照射場が必要なこともあり、早期に小出力の技術実証炉を導入することとしている。
- 技術実証炉で、炉心・燃料関連技術を実証した後は、ABWRサイズの実用炉へつなげる考えとなっている。
- 水炉の位置付けを判断するため、水冷却炉の技術実現性(被覆管材料の開発、炉心損傷影響の緩和、燃料集合体の機械的成立性等)と実用化までに要する期間の見極めが必要である。水炉の枢要課題の研究は、原研等で着手された段階であり、今後2年程度の研究成果に基づき、フェーズⅡ終了時点で判断する。

各炉システムの設計要求達成度の評価結果

※下記の数値は現時点での概略推定値

設計要求	ナトリウム炉 / 中型炉(750MWe)~大型(1,500MWe)				He炉 (1,124MWe) 窒化物	Pb-Bi炉 (710MWe) 窒化物 〔プラントと炉心は 整合していない〕	水炉 (1,356MWe) MOX
	MOX		金属				
	資源型 (燃焼度の基準値を 満足しつつ、 増殖性能を追求 した炉心)	経済型 (燃料サイクル 費の低減を追 求した炉心)	資源型 (燃焼度の基準値を 満足しつつ、 増殖性能を追求 した炉心)	高出口温度型 (熱効率の向上 と燃料サイクル 費の低減を 追求した炉心)			
炉心平均 (150GWd/t以上)	148GWd/t(大)~ 150GWd/t(中)	145GWd/t(中)~ 149GWd/t(大)	153GWd/t	152GWd/t	119 GWd/t	157 GWd/t(資)~ 159GWd/t(経)	88 GWd/t
全体平均 (60GWd/t以上)	55GWd/t(中)~ 63GWd/t(大)	101GWd/t(中)~ 110GWd/t(大)	72GWd/t	131GWd/t	58 GWd/t(資)~ 80GWd/t(経)	105 GWd/t(資)~ 143GWd/t(経)	45 GWd/t
連続運転期間 (18ヶ月以上)	18ヶ月	26ヶ月	20ヶ月	22ヶ月	20ヶ月(資)~ 19ヶ月(経)	18ヶ月	18ヶ月
燃焼反応度	3.2%Δk/kk(大)~ 3.7%Δk/kk(中)	2.4%Δk/kk(大)~ 2.9%Δk/kk(中)	2.2%Δk/kk'	1.5%Δk/kk'	0.8Δk/kk'	0.9%Δk/kk'(資)~ 0.7%Δk/kk'(経)	1.1%Δk/kk'
稼働率 (93%以上)	93%程度	96%程度	93%程度	96%程度	93%程度	93%程度	93%程度
出口温度	550℃	550℃	505℃	550℃	850℃	445℃	287℃
熱効率/所内負荷率	42% / 4%	42% / 4%	40% / 5%	42% / 4%	47% / 3%	38% / 3%	35% / 3%
増殖比 (1.0~1.2程度)	1.15(中)~1.16(大)	1.04(中、大)	1.16	1.04	1.17(資)~1.03(経)	1.15(資)~1.04(経)	1.03***
燃料サイクル増殖時間	46年	-	39年	-	73年(資)	48年(資)	200年以上
初核炉心に必要な 核分裂性物質質量	4.4t/GWe(大)~ 4.7t/GWe(中)	5.9t/GWe(大)~ 6.0t/GWe(中)	4.0t/GWe	4.8t/GWe	9.6t/GWe	5.8t/GWe(資)~ 5.6t/GWe(経)	11t/GWe程度
MA燃焼	○*	○*	◎*	◎*	○*	○*	○* LWR使用済燃料組成につ いては未評価
F P核変換	-	核変換可能**	-	核変換可能**	核変換可能**	核変換可能** (増殖性能との両立可 能)	未検討
建設単価 (20万円/kWe以下)	相対値: 90%(大)~93%(中)				相対値: 111.5%	相対値: 107%	次世代軽水炉と同等
建設工期 (4ヶ月(大期) 35ヶ月(中期))	36ヶ月(中)~46ヶ月(大)				46ヶ月	37ヶ月 (1E/炉心)	次世代軽水炉と同等
受動安全性の導入	自然循環炉心熱除去+SASS(炉外・炉内試験実施中)				自然循環炉心熱除去+高 濃度SASS	自然循環炉心熱除去+ SASS	不要印取と同様に時定数 が大きくAM期待可能**
再臨界回避対策	再臨界回避燃料集合体(炉外・炉内試験実施中)				カゴ型集合体とコア キャッチャーの設置	検討不可(安全性基礎 データの蓄積が必要)	検討中

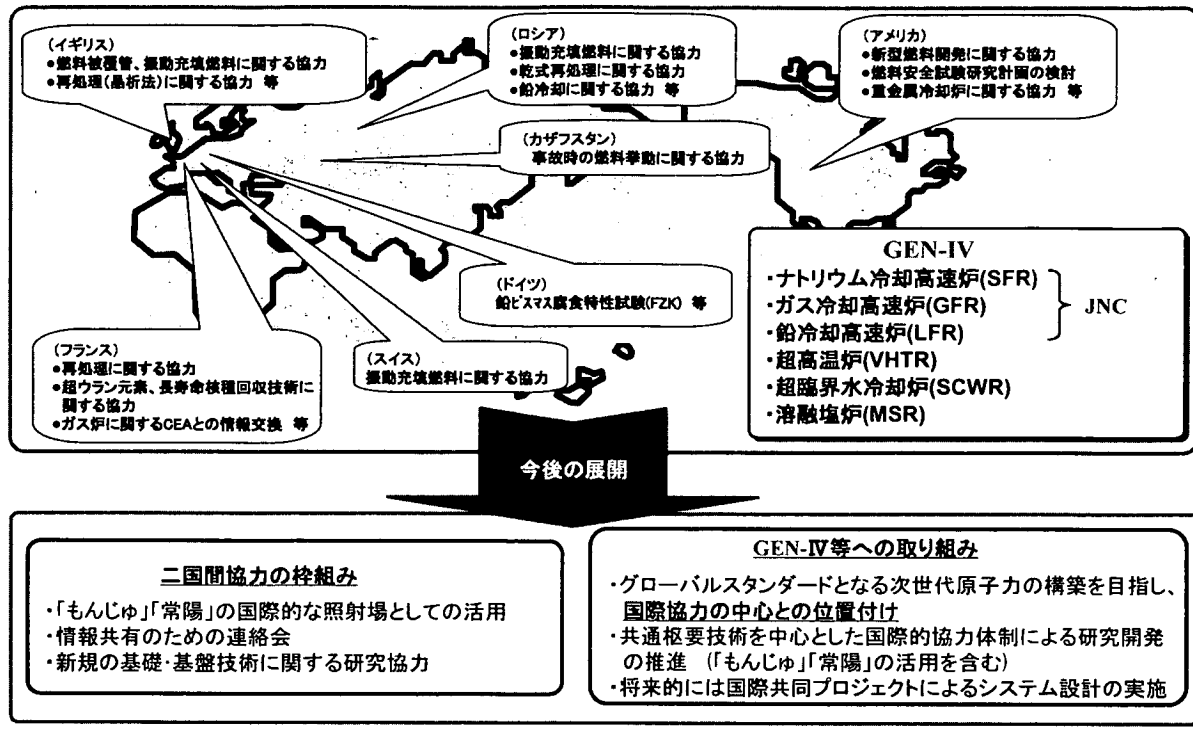
● 高速炉MA均質リサイクル平衡期組成 (MA含有率1wt%程度)、LWR使用済燃料組成 (MA含有率最大4wt%程度) のいずれにも対応可能  
 ●● 自己生成分のLLFP (I-129とTc-99) の核変換は可能性あり  
 ●●● 水冷却炉の増殖比はPu増殖比を表記  
 総: 経済性 資: 資源有効利用 環: 環境負荷低減 安: 安全性  
 (大) 大型Na炉 (中) 中型Na炉 (資) 資源型炉心 (経) 経済型炉心

フェーズIIにおける炉システムの技術総括

		ナトリウム 冷却炉	鉛ビスマス 冷却炉	ヘリウムガス 冷却炉	水冷却炉
技術総括	評価	開発目標に対する適合性が最も高く、豊富な開発実績から技術実現性が見通せる。	経済性、炉心性能に関するポテンシャルを有する。	経済性、炉心性能に関するポテンシャルを有するとともに、高温化による熱効率向上、多目的利用の魅力あり。	高速炉としての炉心性能に限界が有るが、軽水炉の豊富なプラント技術を活用できる。
	課題	ユーザにとって使い勝手の良いシステムとするための検査・補修技術、新型SG等の技術開発が必要。	材料腐食評価、耐腐食材料開発等、概念成立性に係わる技術課題がある。	燃料被覆材、高温構造材の開発等、概念成立性に係わる技術課題がある。	高速中性子・水冷却環境下での被覆管材料開発等が必要。
フェーズII後半の 進め方		・概念検討と革新的技術に関する研究開発を進めるとともに、検査・補修技術、SG等の課題解決に向けた検討を進める。 ・Gen-IV等を活用して効率的に進める。	・材料腐食試験を継続し、その結果を反映した材料腐食評価式に基づく経済性や炉心性能の評価を実施する。 ・Gen-IV等を活用して効率的に進める。 ・大学等との連携が期待される。	・炉心燃料概念の技術的成立性、課題等の検討を深め、有望な炉心概念の明確化を進める。 ・Gen-IV等を活用して効率的に進める。 ・仏CEAとの連携が期待される。	技術的成立性に関わる研究開発成果を取り込んだ評価を行うとともに、水冷却炉の果たし得る役割、位置付け等に関する検討を進める。
中間報告でのまとめ		・開発目標への適用性が高く、技術的成立性を見通すための課題が明確化されている。	・開発目標に適合する可能性を有しているが、概念の成立性を左右する基礎的課題があることから、これらの課題解決の見通しを得た上で、今後の進め方を検討する。		上記の課題解決の見通しを得た上で、位置付けも含め、今後の進め方を検討する。



## 実用化戦略調査研究における国際協力の状況と今後の展開



## 実用化戦略調査研究フェーズⅡのこれまでの成果と今後の展開

- 実用化戦略調査研究フェーズⅡ(2000年度～2003年度)は、次の事項を計画どおり実施した。
  - フェーズⅠで抽出したFBRシステムおよび燃料サイクルシステムの候補概念について、革新的技術を取り入れ、それぞれの魅力を最大限に引き出すとの観点から設計研究を進めた。
  - 革新的技術の開発に努めるとともに、主要技術の成立性見通しおよび候補概念の明確化に必要な定量的データ取得のための要素技術開発を実施している。
- 研究の目的に対してフェーズⅡの現時点での中間的なとりまとめを実施。
  - 複数の実用化候補技術の明確化(見通し)
  - フェーズⅢ以降の研究開発計画(案)の策定
- 今後は、国等による評価をいただく予定。(2004年度早々に評価を受ける。) その評価を受け、適宜研究開発計画の見直しを行い、2005年度の最終とりまとめに向けて研究を推進する。
- 次期「原子力長期計画」策定等に向けて、積極的な情報の発信を行う。

This is a blank page.

付録 1-4

燃料サイクル長期展望と低減速軽水炉の導入シナリオ

佐藤 治 (原研)

This is a blank page.

# 燃料サイクル長期展望と 低減速軽水炉の導入シナリオ

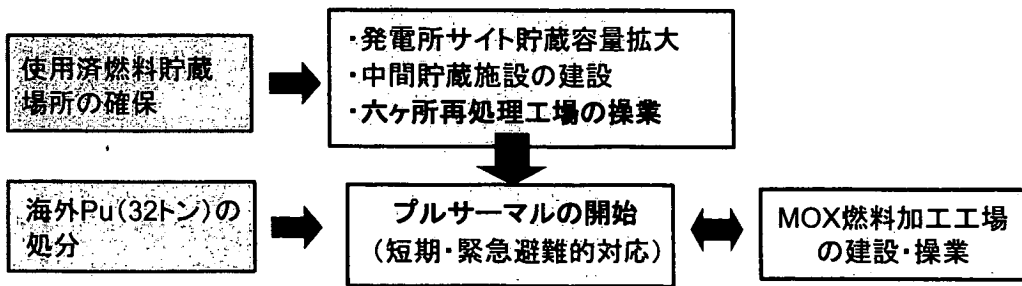
第7回低減速軽水炉研究会

平成16年3月5日

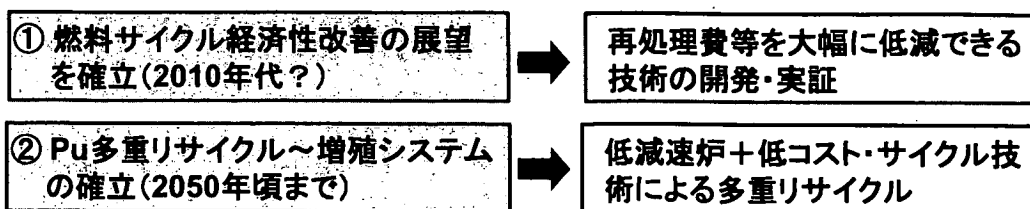
日本原子力研究所  
エネルギーシステム研究部  
システム評価研究グループ

## 1. 核燃料サイクルの課題と対応

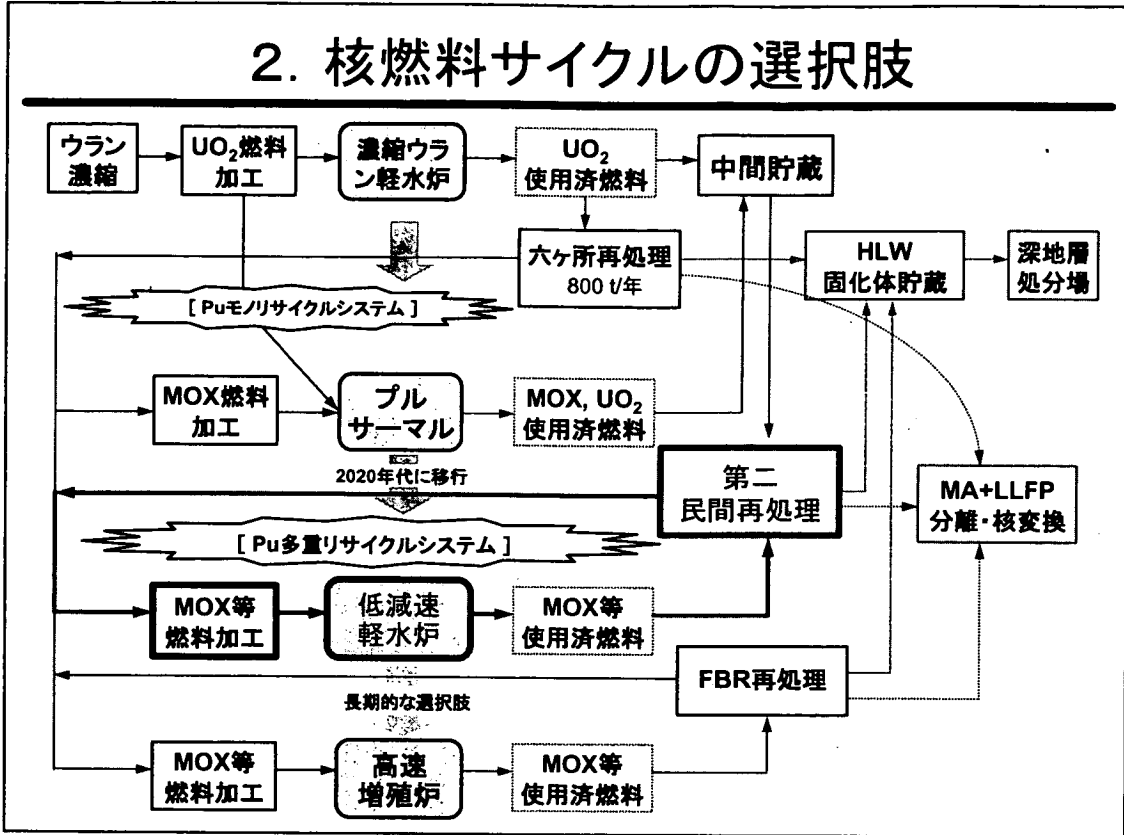
### ●直面している課題 (2010年頃まで)



### ●その先の課題と対応

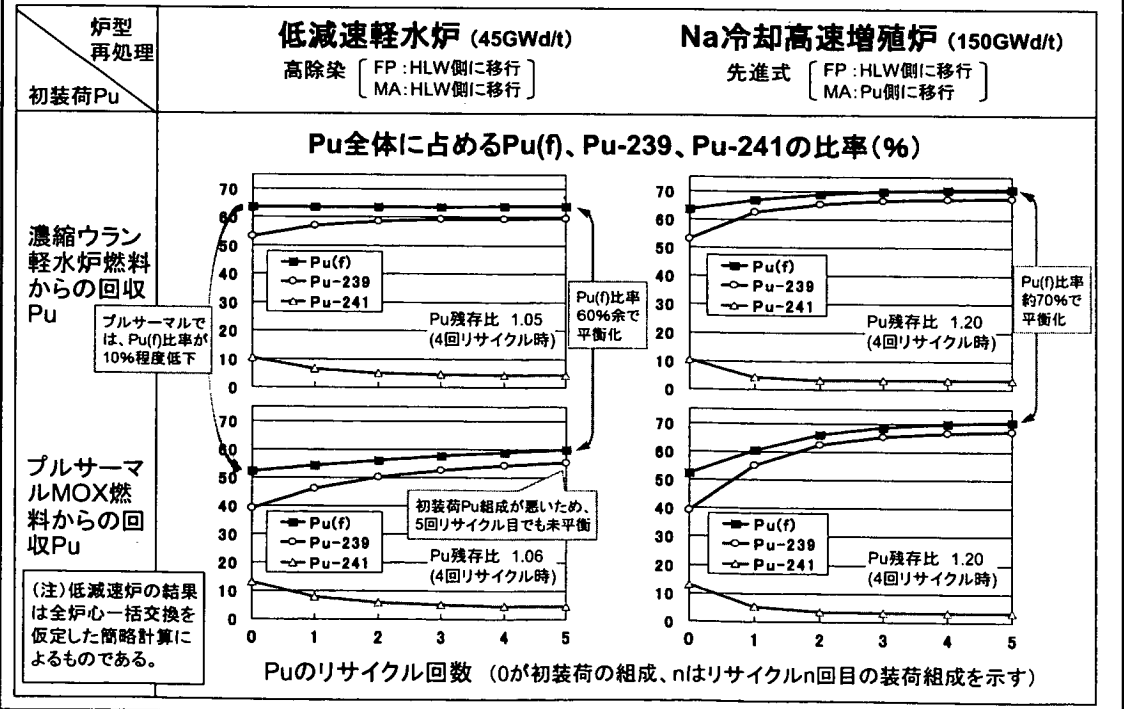


## 2. 核燃料サイクルの選択肢



### 多重リサイクルによるPu同位体組成変化の検討事例

(注) 高速増殖炉は、①径ブランケットからのPuも含めて多重リサイクル、②FPの添加なし、と想定。



### 3. 核燃料サイクルの超長期展望

#### (1) 発電炉・燃料サイクルのシナリオ

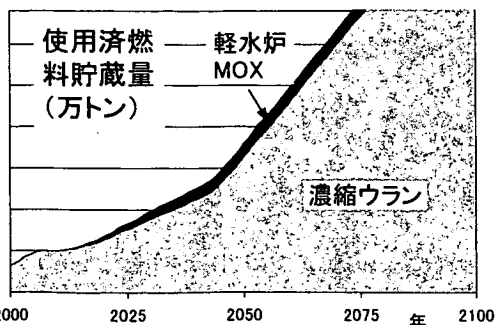
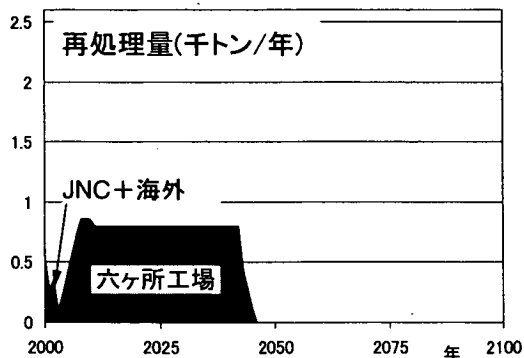
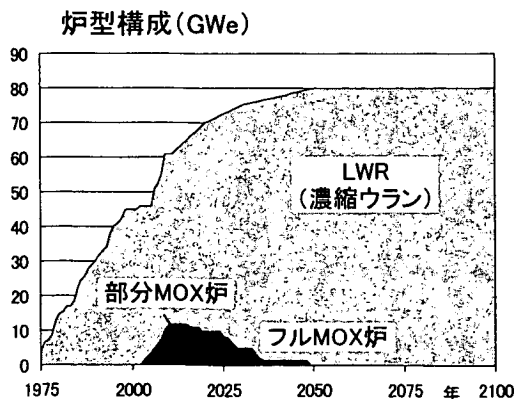
ケース	炉型の構成				第2再処理の導入開始
	LWR (UO <sub>2</sub> )	LWR (部分MOX) ○: 廃炉までMOX △: 2016年からUO <sub>2</sub> 切り替え	LWR (フルMOX) ○: 大間+追加導入 △: 大間のみ	低減速炉 ○: 2020年に導入開始	
A	○	○	△		なし
B	○	○	○		2030年
E	○	△	△	○	2030年
F	○	△	△	○	2046年

- 各発電プラントの耐用年数は40年とする。
- 2020年以降の新設プラントの設備利用率は90%とする。
- 2010年以降に新設のLWR(濃縮ウラン)とLWR(フルMOX)は、2020年以降の燃焼度を60GWd/トンとする。
- リード・ラグタイム: 燃料加工=2年(初装荷)、1年(平衡)、再処理=2年(増殖炉サイクルの炉外時間=3年)
- 燃料加工=0.5%、再処理=0.5% (プルトニウムのリサイクルロス=1%)

#### (2) 炉型構成と燃料サイクル諸量

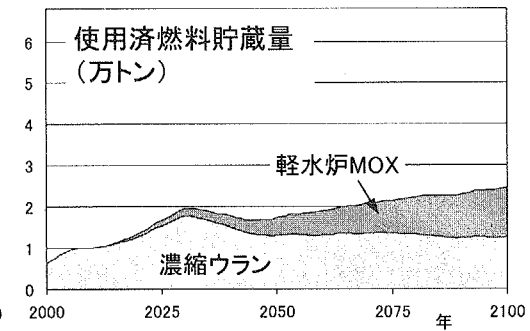
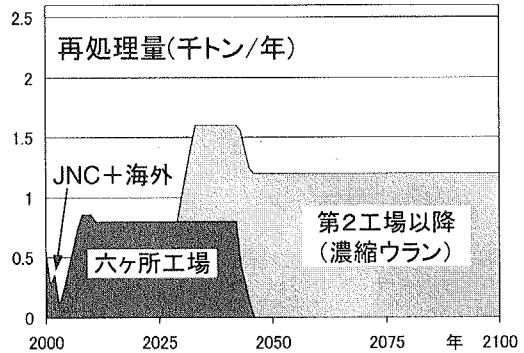
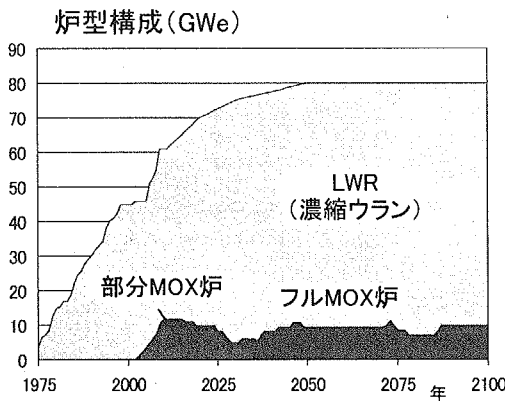
##### ■ ケースA

- LWR+プルサーマル計画
- 第二再処理なし



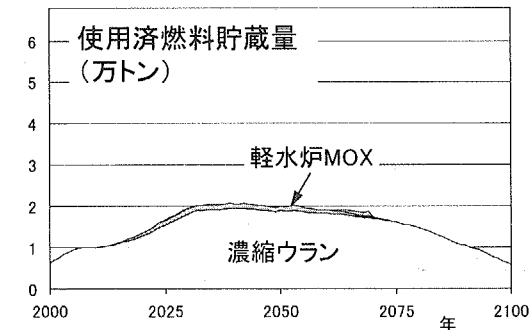
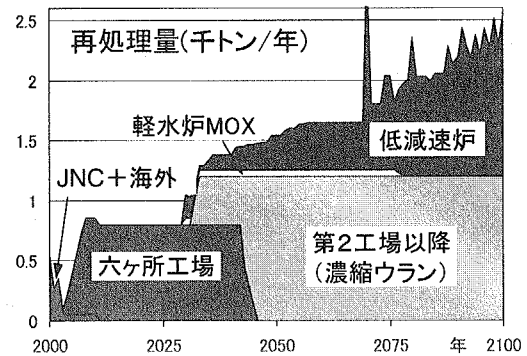
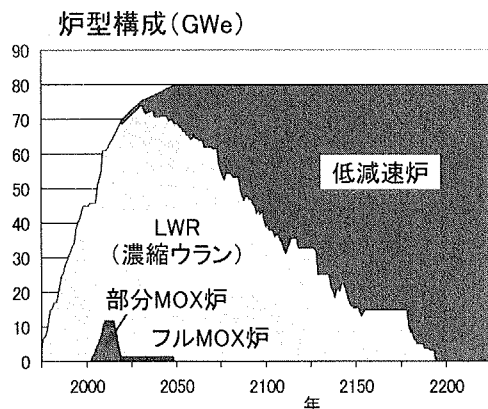
■ ケースB

- フルMOX軽水炉を追加導入
- 第二再処理2030年



■ ケースE

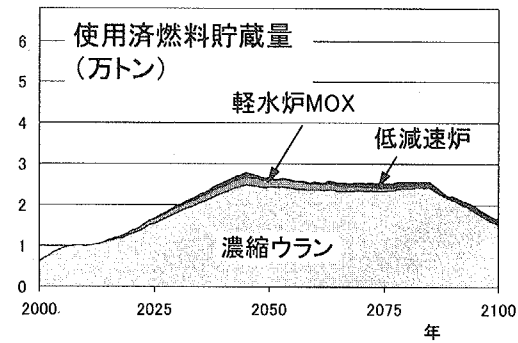
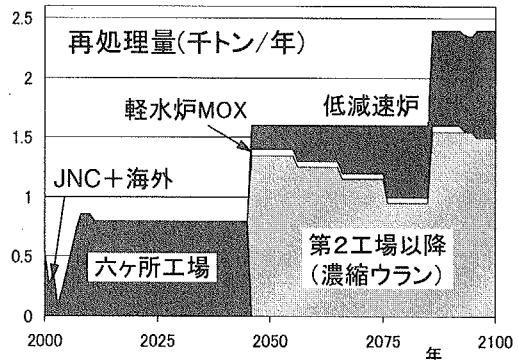
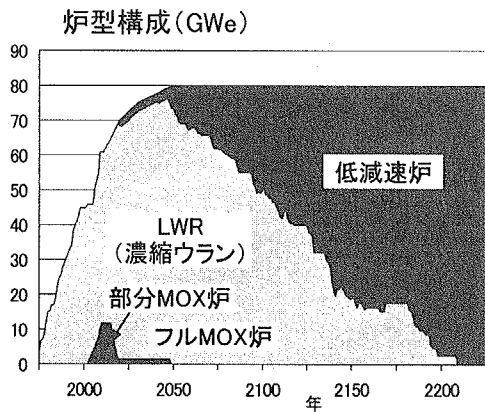
- 低減速炉導入
- 第二再処理2030年



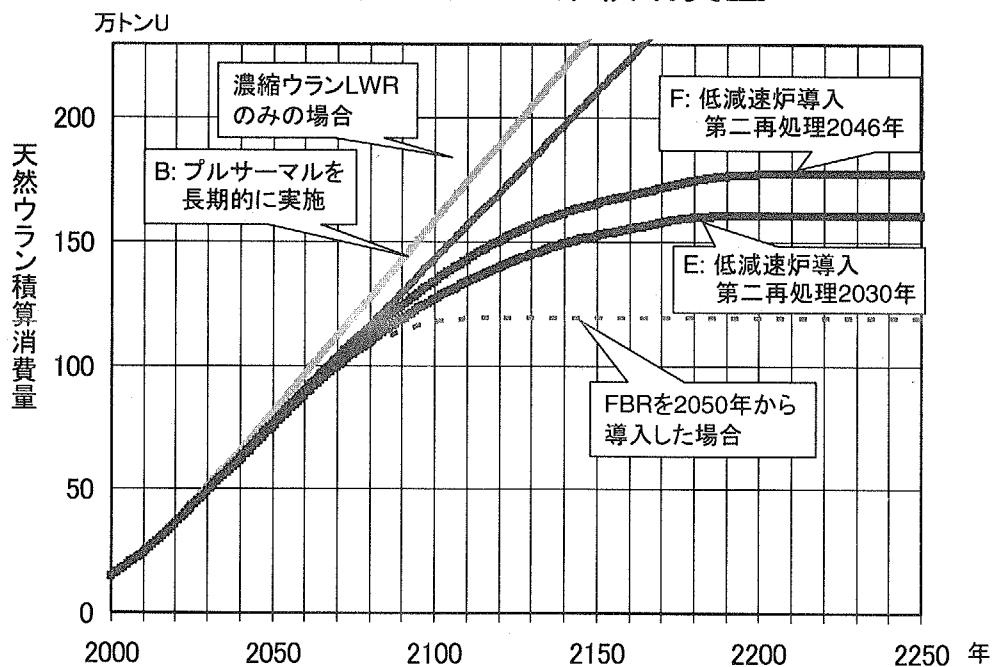


■ ケースF

- 低減速炉導入
- 第二再処理2046年

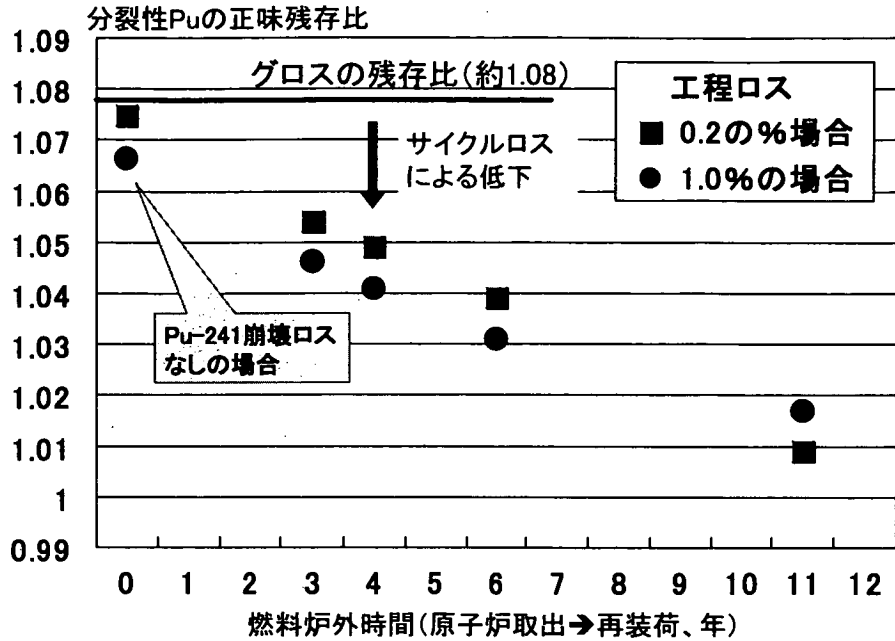


(3) 天然ウランの累積消費量



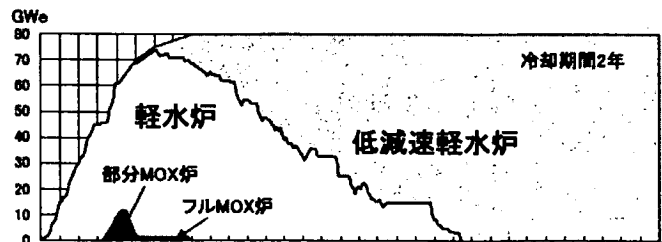
### (4) リサイクル条件に関する感度解析

$$\boxed{\text{分裂性Puの}} \quad - \quad \boxed{\text{サイクル中のPuロス}} \quad = \quad \boxed{\text{分裂性Puの}} \\ \boxed{\text{グロス残存比}} \quad \quad \quad \boxed{\text{(工程ロス+炉外滞在中のPu-241崩壊ロス)}} \quad \quad \quad \boxed{\text{正味残存比}}$$

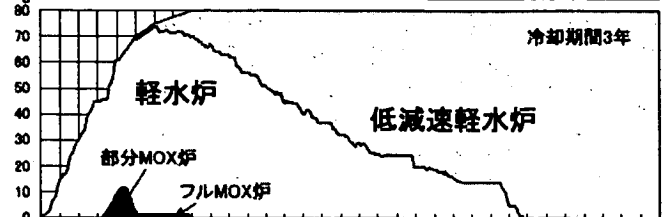


### 燃料炉外時間と低減速軽水炉の導入速度

燃料炉外時間  
(再処理までの  
SF冷却期間)  
3年 (2年)



4年 (3年)



6年 (5年)



## 4. 燃料サイクルシナリオとコストの検討

### (1) 主要な前提条件

- ・ 分析期間 : 1970年～2100年
- ・ 原子力発電規模: 2050年に80GWeを目指して拡大
- ・ 発電炉耐用年数: 60年
- ・ 低減速軽水炉: 2020年代後半に導入開始
- ・ 長期割引率 : 3%

#### ◆核燃料サイクルにおける物質ロスの設定

	LWR	LWR-MOX	RMWR
UF <sub>6</sub> 転換	0.0%	—	—
濃縮	1.0%	—	—
燃料加工	0.5%	0.1%	0.1%
再処理	1.0%	0.5%	0.5%

#### ◆リード・ラグタイム(年) (右表)

#### ◆原子力発電プラントの主要特性 (下表)

		(年)	
		LWR	RMWR
天然ウラン調達リードタイム		1	—
UF <sub>6</sub> 転換リードタイム		0	—
ウラン濃縮リードタイム		1	—
燃料加工リードタイム	初装荷	2	2
	平衡装荷	1	1
使用済燃料冷却期間		4	2
再処理ラグタイム		0	0

	軽水炉	部分MOX炉	全MOX炉	RMWR
燃焼度 [GWd/t]	60	45	33	45
設備利用率 [%]	90	83.3	86.7	90
耐用年数	60年			
燃料装荷量 [t/GWe/年]	15.6	14.2 (UO <sub>2</sub> ) 7.1 (MOX)	29.9	31.67
建設費 [万円/kWe]	20			
運転維持費	平均年間費用を建設費の5.3%とする			
廃炉費用	解体及び解体廃棄物処分費用を建設費の20%とする			

◆核燃料サイクル工程単価の想定

	軽水炉	全MOX炉	RBWR	単位
天然ウラン	17.16	-		ドル/lbU <sub>3</sub> O <sub>8</sub>
UF <sub>6</sub> 転換	6	-		ドル/kg・U
濃縮	125	-		ドル/kg・SWU
加工	濃縮ウラン燃料	8	-	万円/kg・U
	MOX燃料	26	31	万円/kg・HM
使用済燃料輸送		2		万円/kg・HM
再処理	濃縮ウラン燃料	35	-	万円/kg・U
	MOX燃料	35	46	万円/kg・HM
HLW処分		7600		万円/本
ウランクレジット		0		ドル/kg・U
Puクレジット		0		円/g・Puf

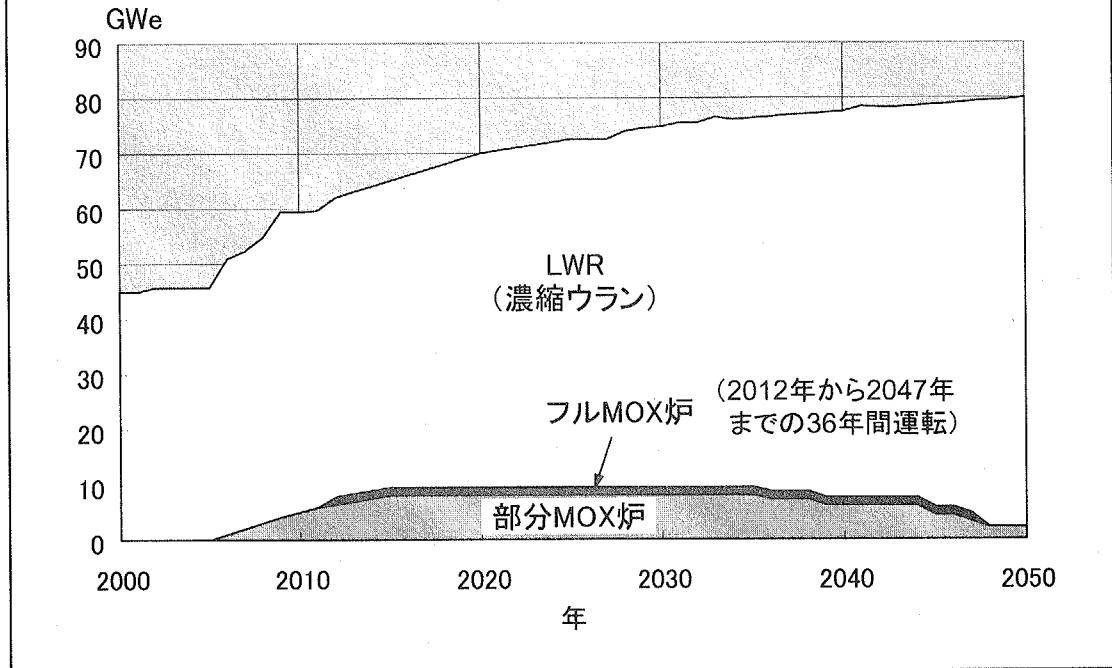
◆燃料サイクルシナリオの定義

	ケースA	ケースB	ケースC
部分MOX炉	○	○	○
全MOX炉	○	○	○
RMWR	×	○	○
六ヶ所再処理施設	○	○	○
第2再処理施設	×	2030年以降	2040年以降

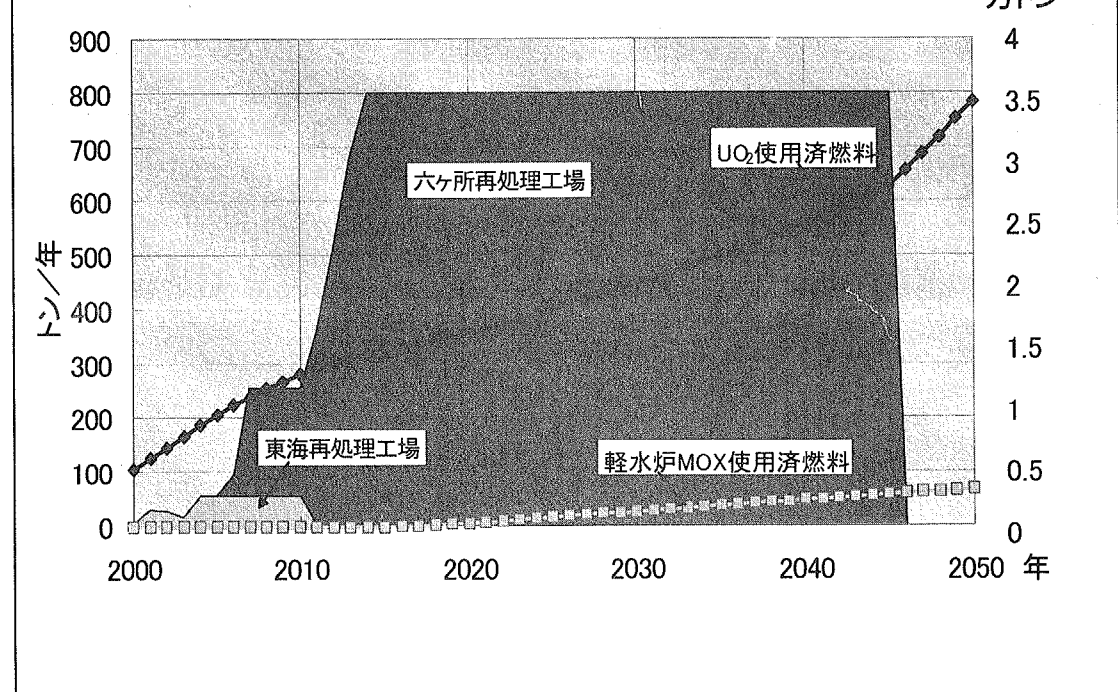
- ・ ケースAでは、六ヶ所再処理施設のフル稼働が若干遅れ2014年以降と想定
- ・ ケースAでは第二再処理の導入を想定しないため、全MOX炉は2047年まで36年間運転された後廃炉となる

## (2) シナリオのアウトライン

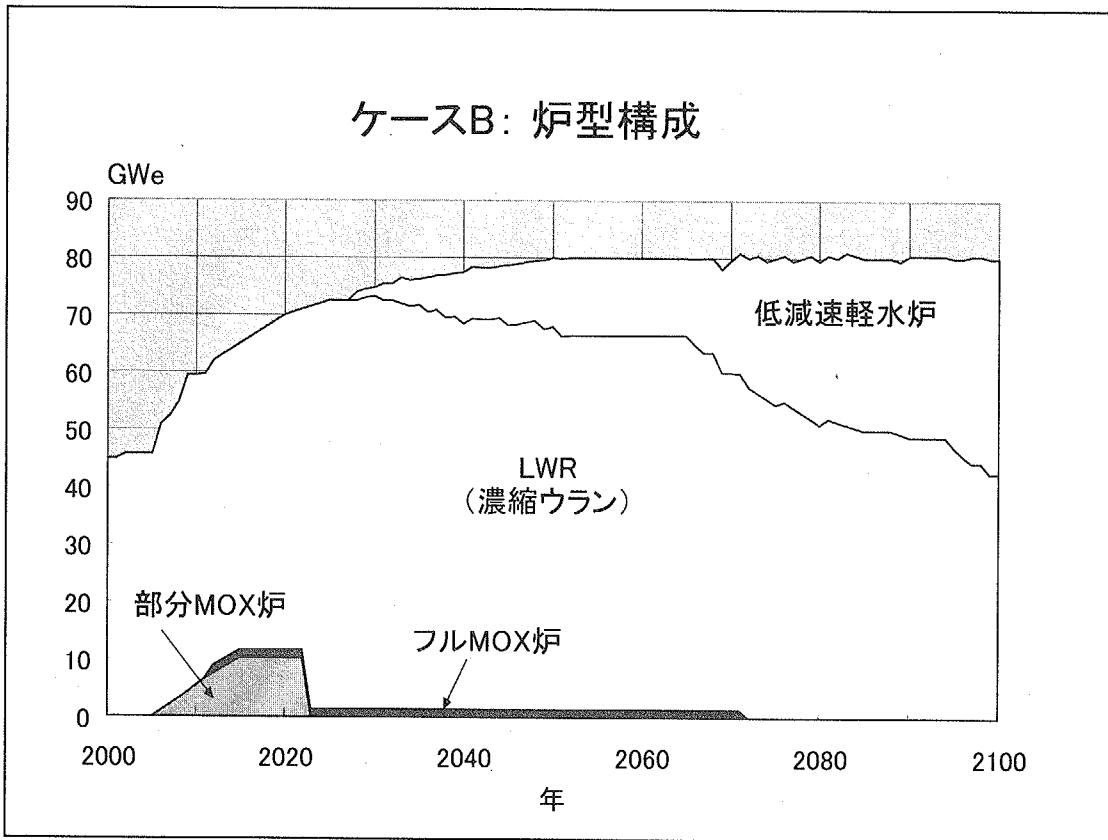
### ケースA: 炉型構成



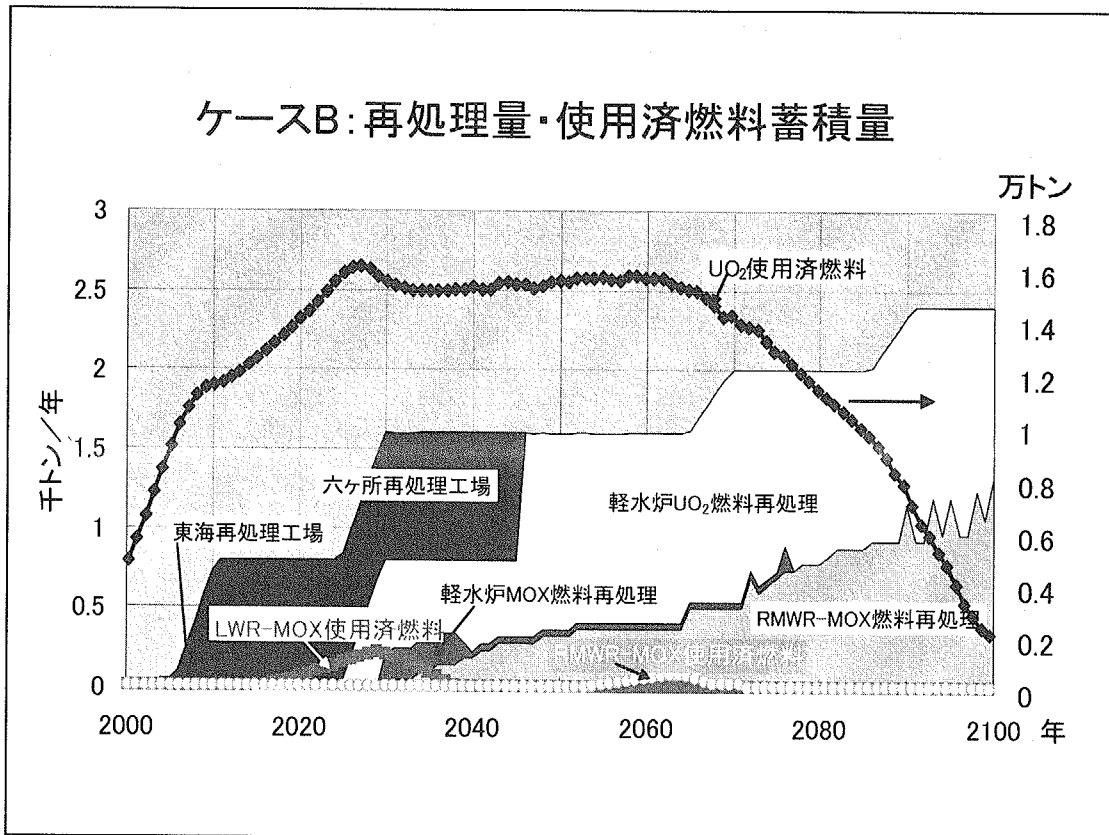
### ケースA: 再処理量・使用済燃料蓄積量



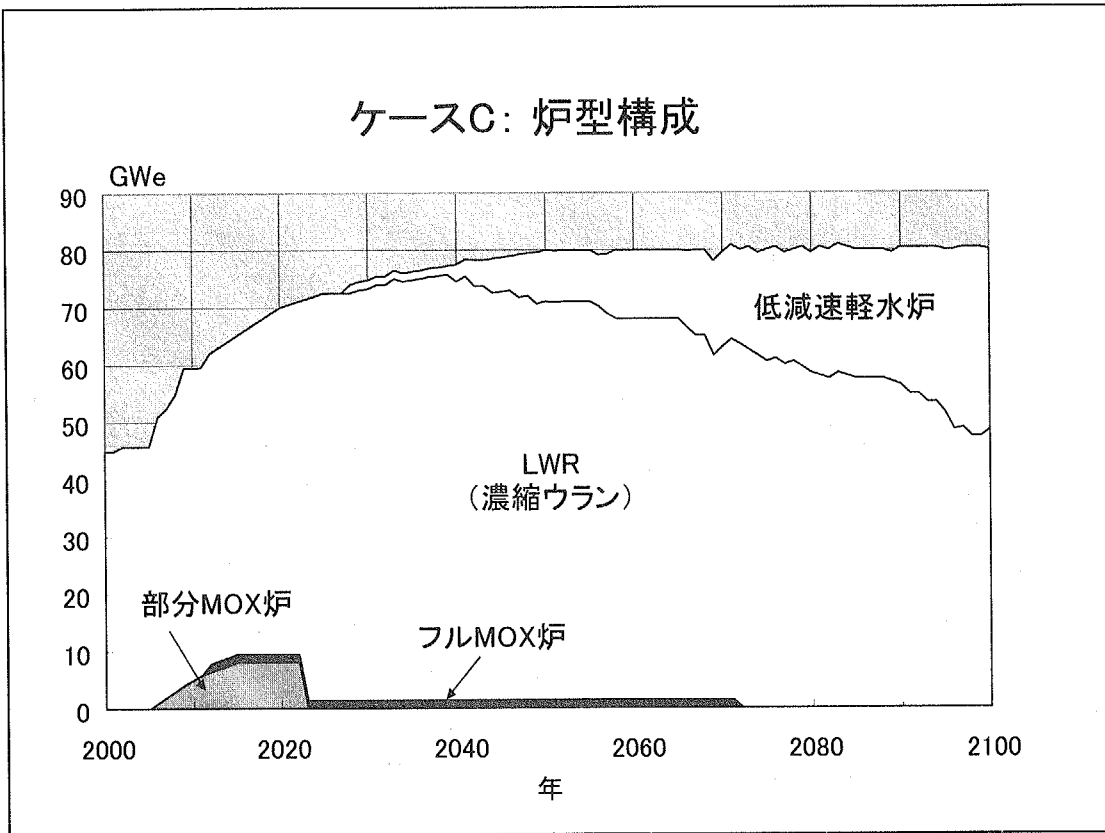
### ケースB: 炉型構成



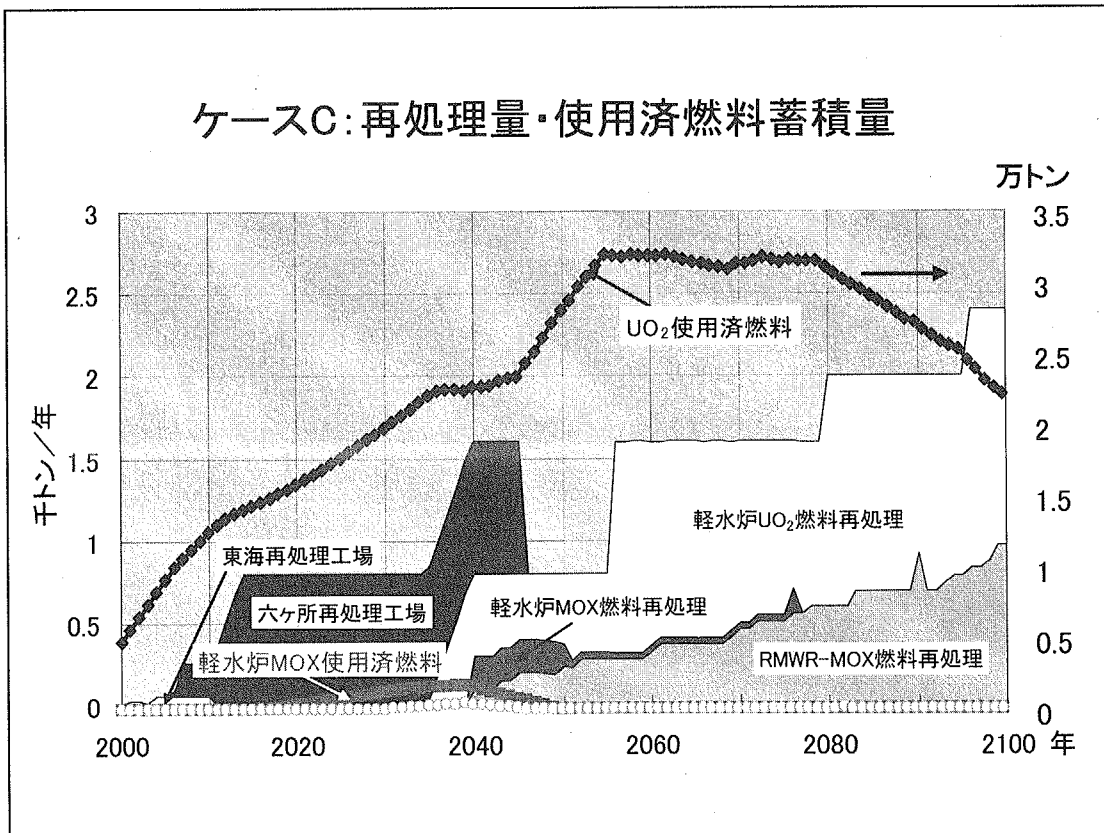
### ケースB: 再処理量・使用済燃料蓄積量



### ケースC: 炉型構成

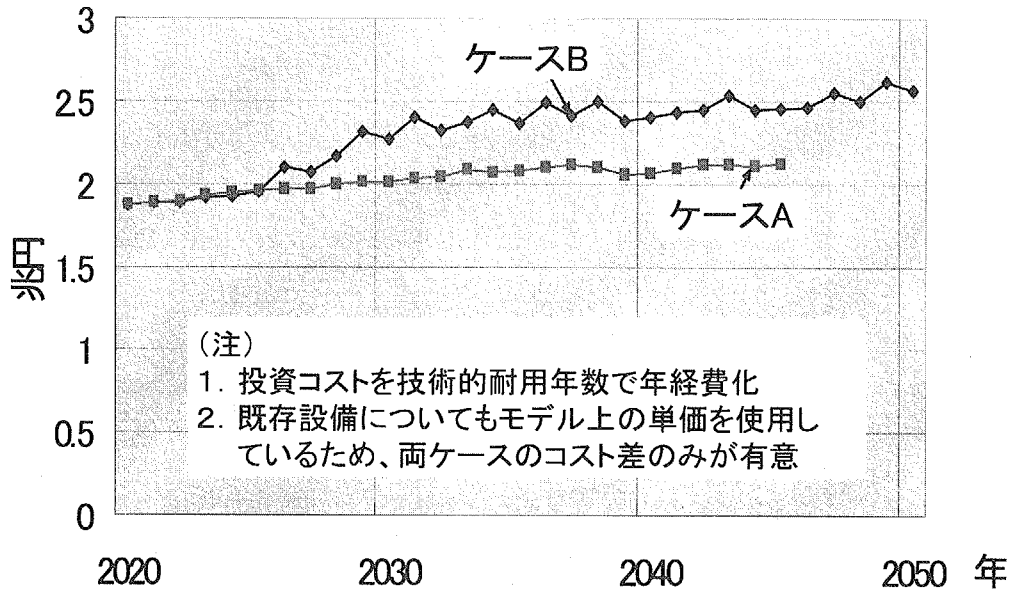


### ケースC: 再処理量・使用済燃料蓄積量



### (3) コストの試算

原子力発電システムの年間総コスト



## 5. 検討のまとめ

### ■低減速軽水炉の戦略的特徴

- Puインベントリが大 → 少数基による集中的リサイクル
- 多重リサイクル～増殖の可能性 → 原子力利用の持続性確保
- 早期に、低開発コストで実用化の可能性

### ■今後の課題

- 炉心の工学的成立性と性能に関する実証
- 高燃焼度化に向けての開発
- サイクル技術(再処理、MOX燃料加工)のコスト低減



付録 1-5

次世代炉開発へのメーカーの取組み

山下 淳一 (日立)

This is a blank page.

第7回低減速軽水炉研究会資料

# 次世代炉開発へのメーカーの取組み

平成16年 3月5日

株式会社 日立製作所  
山下 淳一

## 目 次

### I 次世代炉開発戦略

1. 基本的考え方
2. 中長期炉型戦略全体構想
3. 革新的原子炉システムの開発目標
4. 燃料サイクルに柔軟に対応する次世代炉概念
5. 先進燃料サイクルシステム

### II 日立の次世代炉概念・技術開発

- ◇ 原子炉
  - [1] ABWR-II [2] ABWR-900 [3] DMS-400
  - [4] RBWR [5] SCPR
- ◇ サイクル
  - [6] FLUOREX法 [7] 改良フッ化物揮発法



## I. 次世代炉開発戦略

-1-

**HITACHI**  
Inspire the Next



### ■ 基本的考え方

- **基本認識**； 我国の原子力開発においては原子炉と燃料サイクルの整合性を持ちつつ、原子力利用範囲を一層拡大する革新的原子炉システムの開発が重要である。
- **開発課題**； 革新的原子炉システムは信頼性確保を前提に、経済性・安全性に優れ、燃料サイクルを廻る状況変化に柔軟に対処し発電、水素製造、熱利用など様々な用途に適用できることが重要である。
- **開発・実用化の進め方**； このように革新的原子炉システムには多様なニーズや多くの開発課題のある事を踏まえ、開発ステップを2段階に分け「次世代炉システム」と「将来炉システム」を並行して開発し段階的に実用化するのが妥当であると考えられる。

-2-

**HITACHI**  
Inspire the Next

## 中長期炉型戦略全体構想

### ■基本システム (大型炉～小型炉)

- 位置付け-
- 主要課題-

革新的原子炉システム(原子炉+サイクル)

#### I. 次世代炉システム

信頼性を確保しつつ、早期実用化

- 原子力の競争力強化への対応
- 燃料サイクルの多様なニーズへの対応
- 多様な選択肢の提供—

#### II. 将来炉システム

究極・理想のリサイクルシステム実現

- 世界的エネルギー需要急増への対応
- 放射性廃棄物変換

### ■応用システム

利用システム

発電システム / 熱供給設備 / 水素製造システム /  
海水淡水化設備 / 需用地近接 等

#### ◆ 次世代炉システムに求められる選択肢例

- ①Pu多重リサイクル
- ②使用済燃料中間貯蔵
- ③使用済燃料を簡易処理し「Pu+FP」と「U」を分離保管
- ④Puサーマル後に使用済燃料貯蔵
- ⑤上記の複数の組み合わせ

-3-

**HITACHI**  
Inspire the Next

## 中長期炉型開発ビジョン

原子力エネルギー利用拡大

発電拡大・立地促進

経済性の向上

小型分散電源

熱効率の向上

海水淡水化

直接熱利用

水素製造

CO<sub>2</sub>フリー



〈長期〉  
将来炉システム

- MA/LLFPの消滅
- 高い増殖性
- 燃料サイクルへの柔軟性
- Puサーマル利用
- 使用済み燃料中間貯蔵
- 省ウラン・高燃焼度燃料

燃料サイクルとの整合性

-4-

**HITACHI**  
Inspire the Next



## 革新的原子炉システムの開発目標

### I. 次世代炉システムの目標

### II. 将来炉システムの目標

- |          |                        |                        |
|----------|------------------------|------------------------|
| ● 資源有効利用 | ・ 持続的エネルギー供給確保         | ・ エネルギー需要急増への対応        |
| ● 経済性    | ・ 実現性高い技術で競争力確保(含サイクル) | ・ 新エネルギーを凌駕(含サイクル、分離)  |
| ● 安全性    | ・ 現行炉並み(負のボトム係数等)      | ・ 苛酷事故時退避不要/テロ対策       |
| ● 環境負荷低減 | ・ MA蓄積量の低減             | ・ MA、LLFPの分離、転換        |
| ● 核拡散抵抗性 | ・ Pu単独存在無し/Pu低除染化      | ・ 「炉+サイクル」のコロケーションシステム |

#### 開発目標の考え方

##### <次世代炉システム>

- ・ 経済性、柔軟性が最重要。
- ・ 他の目標は経済性を損なわない範囲で現行炉並み以上とする。

##### <将来炉システム>

- ・ 究極理想の原子炉システムとして、達成すべきレベルのものとする。

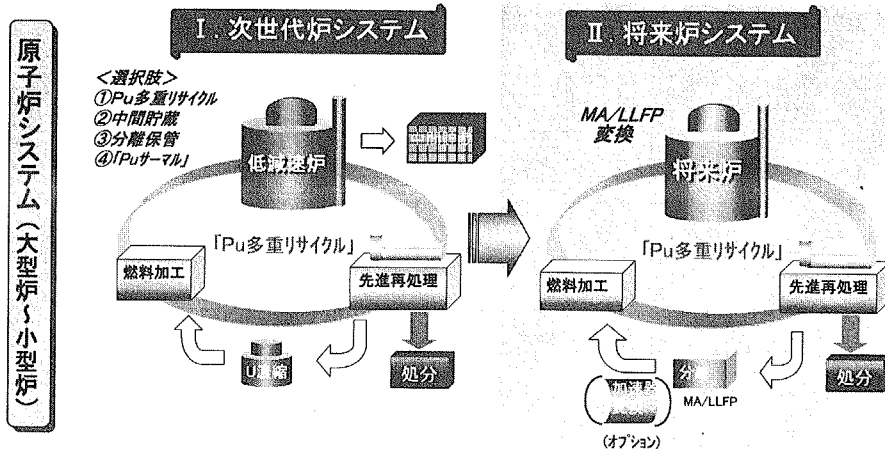
-5-

**HITACHI**  
Inspire the Next



## 革新的原子炉システムの構成・相関

次世代炉システムは低減速炉/先進再処理によるPu多重リサイクルを基本とし、燃料サイクルの多様なニーズに柔軟に対応できるものとする

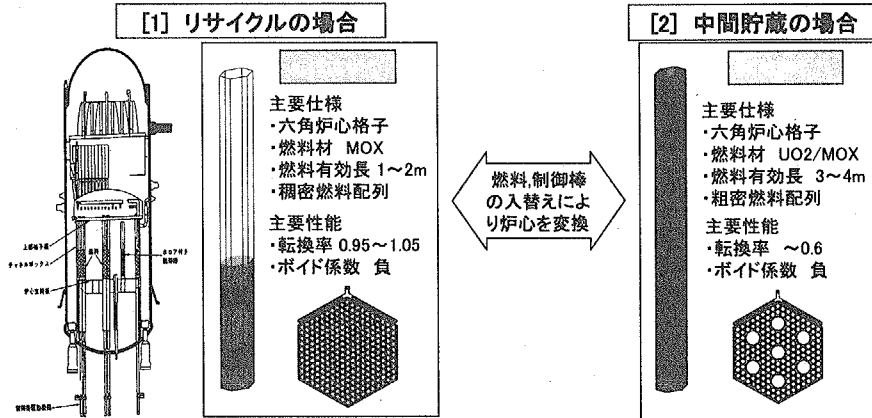


-6-

**HITACHI**  
Inspire the Next

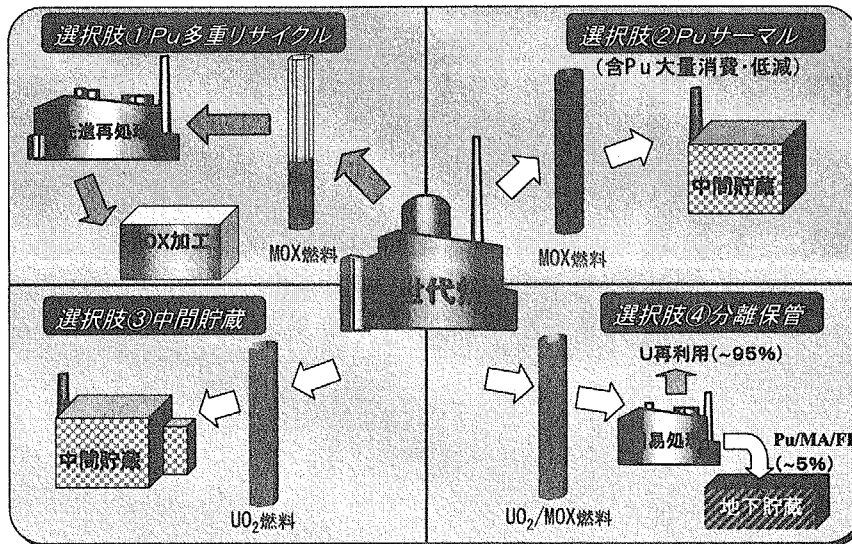
## 燃料サイクルに柔軟な次世代炉概念

次世代炉は燃料・制御棒等の入替えにより、経済性・安全性等を確保しつつ、燃料サイクルを廻る多様なニーズに柔軟に対応可能とする



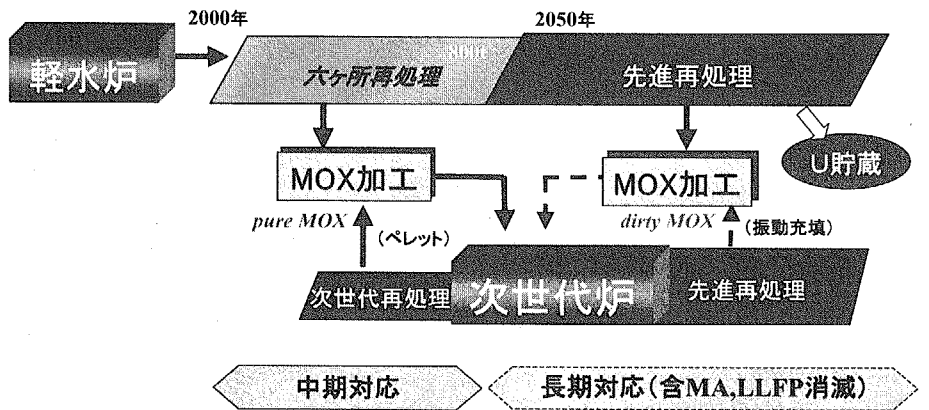
<六角格子、Y字形下部挿入制御棒を用いたBWRの場合>

## 次世代炉による多様な燃料サイクル選択肢



■ ■ ■ ■ 次世代炉と先進再処理技術

次世代再処理技術は中長期にわたる原子力利用を支える基本技術であり官・民の協力による開発実用化が重要。



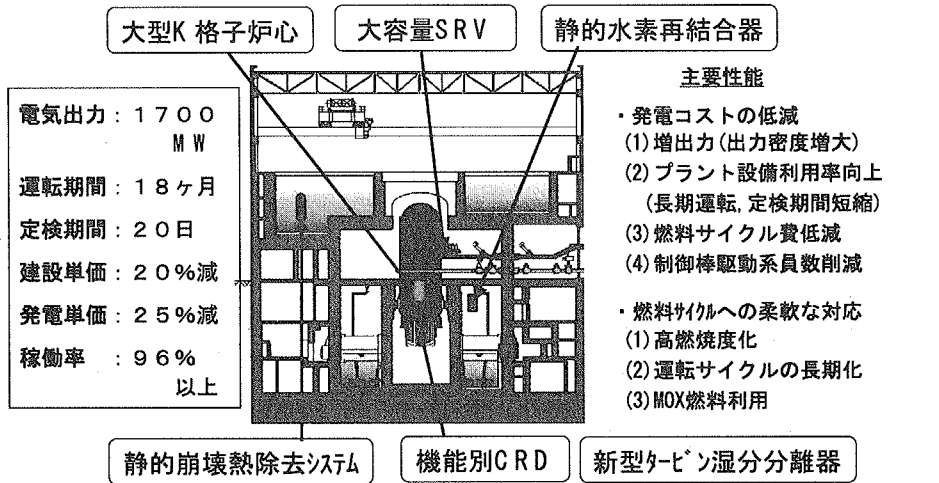
## Ⅱ. 日立の次世代炉概念・技術開発例



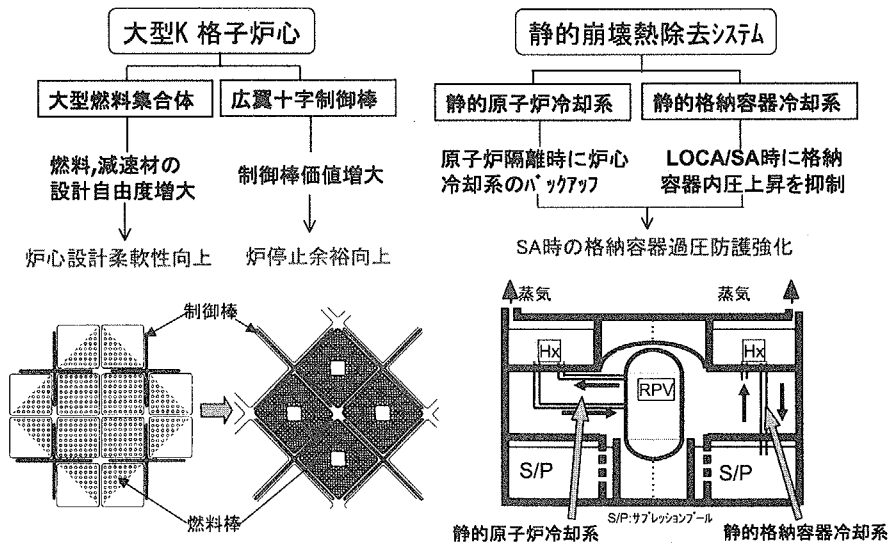


## ABWR改良発展炉 (ABWR-II)

簡素化・大容量化による経済性の徹底追求



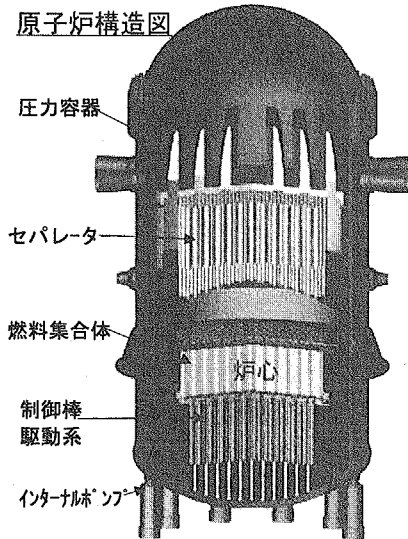
## ABWR改良発展炉 (ABWR-II) の特長



## 日立低減速炉(RBWR)

RBWR : Resource-Renewable BWR

原子炉構造図



項目	単位	RBWR
電気出力	MWe	1356
原子炉圧力	MPa	7.2
炉心外接半径	m	2.88
燃料集合体数		720
平均燃焼度	GWd/t	50
有効炉心長	m	1.15
炉心流量	10 <sup>4</sup> t/h	3.2
炉心出口クオリティ	%	28
炉心平均ポイド率	%	59
炉心圧力損失	MPa	0.16
転換比		1.01

-13-

**HITACHI**  
Inspire the Next

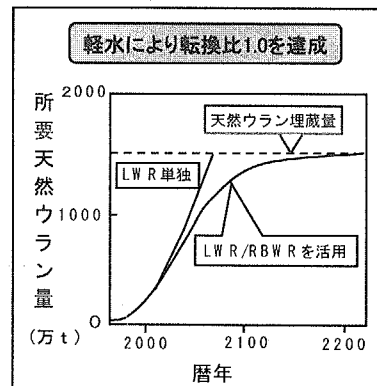
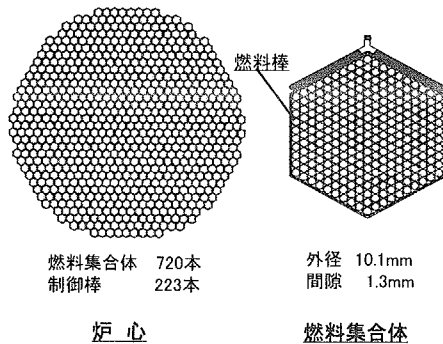
## 日立低減速炉(RBWR)の特長

BWRの特長を活用して高転換率達成:

水対燃料  
比の低減

- ・稠密六角格子
- ・高ポイド率(低炉心流量)
- ・フロアー付き制御棒

- ・エネルギー長期安定供給
- ・長寿命放射性廃棄物の有効利用



-14-

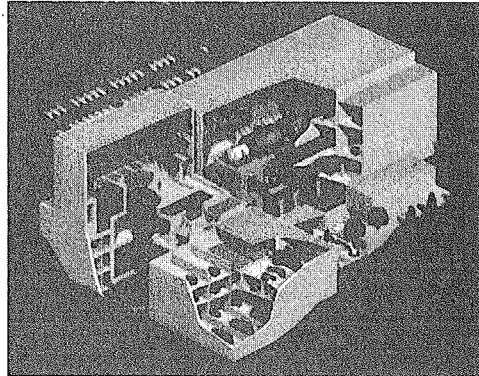
**HITACHI**  
Inspire the Next

## ■ ■ ■ ■ ABWR-900

ABWR(電気出力:1350MWe級)の技術を基盤とし、中規模出力でかつ優れた経済性を有する中型ABWR(電気出力:約960MWe)

- 現行ABWR技術に基づく設備の徹底簡素化
- 標準BWR燃料実績に基づく炉心設計
- 次世代炉技術の積極取り込み

	ABWR-900	ABWR
電気出力	960MWe	1356MWe
出力密度	59.8kW/l	50.6kW/l
主蒸気ライン	700A x2	700A x4
RIP台数	4RIPs	10RIPs
安全系	静的システム2系統 動的システム4系統	動的システム 6系統



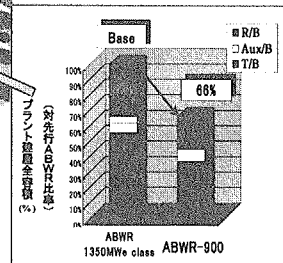
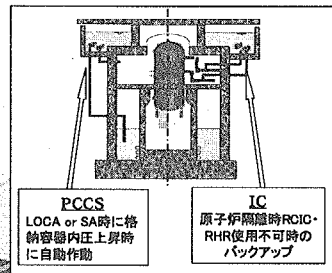
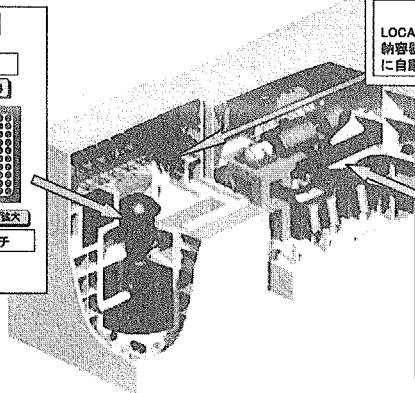
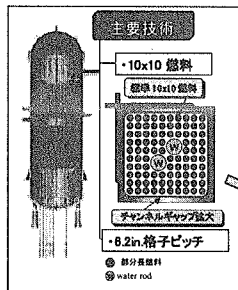
-15-

**HITACHI**  
Inspire the Next

## ■ ■ ■ ■ ABWR-900の特長

### 特徴

- 10×10燃料の採用による高出力密度化
- 静的・動的システムを組み合わせせた安全系
- コンパクトな機器配置



-16-

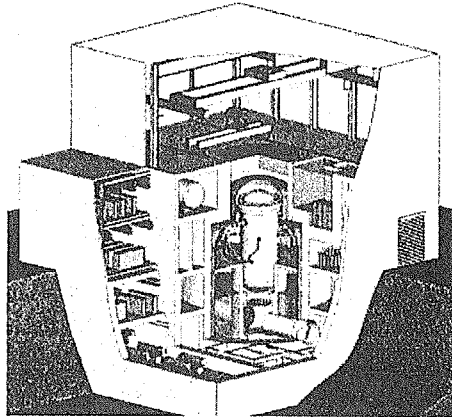
**HITACHI**  
Inspire the Next

# DMS-400

経済性・初期投資コスト抑制に優れた400MW級自然循環型BWR

- 設備コスト抑制
  - 短尺／自然循環炉心採用
  - 気水分離器削除
  - RPV、PCVの小型化
- 建設コストの抑制
  - 建屋容積の低減
  - 鋼製格納容器採用
  - PCVと建屋躯体の一体工法

DMS: Modular Simplified Medium Small Reactor



原子炉廻り仕様比較

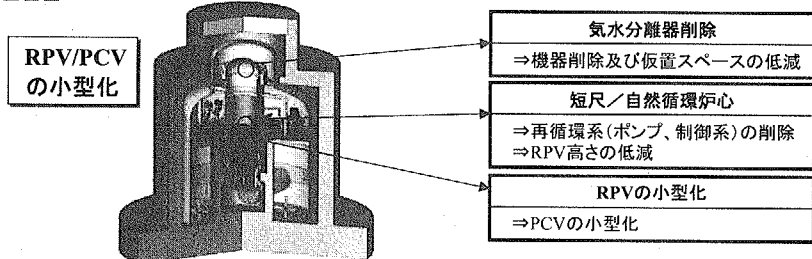
項目	ABWR	DMS-400
①)熱出力	3926MWt	1200MWt
②)燃料集合体	872体	568体
③)有効燃料長	3.7m	2.0m
④)RPV内径	7.1m	約5.8m
⑤)RPV高さ	21m	約15.5m
⑥)再循環系	強制循環	自然循環
⑦)気水分離機	有	無



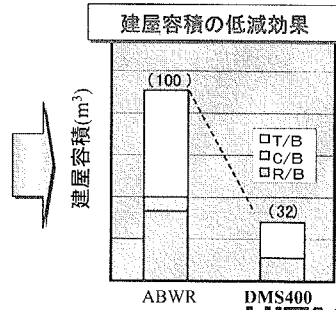
-17-

**HITACHI**  
Inspire the Next

## DMS-400の特長



	DMS-400(400MWe)	ABWR(1356MWe)
図	PCVの小型化 	RPV 
径(D)	約17m	約29m
高さ(H)	約24.5m	約36.2m
容積/出力	1.0	1.0

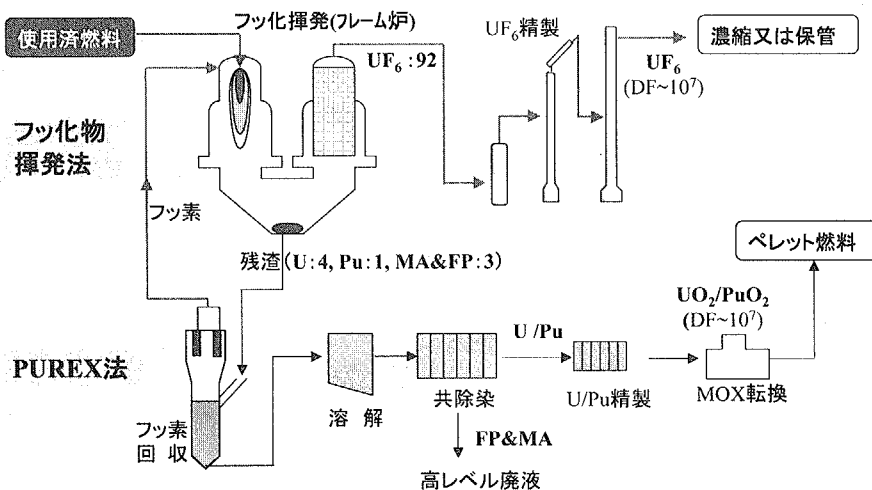


-18-

**HITACHI**  
Inspire the Next



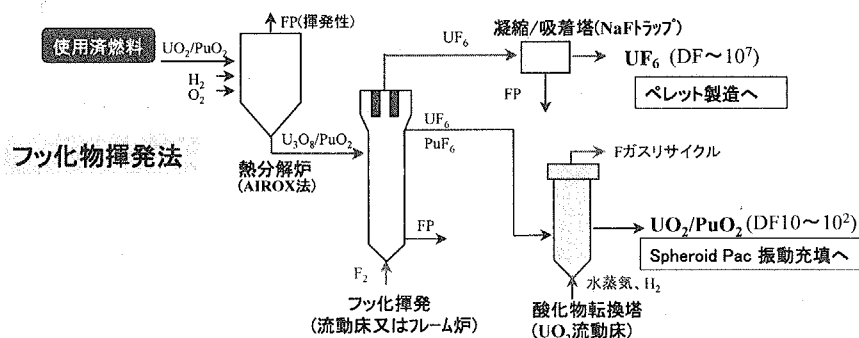
**FLUOREX法 -軽水炉共存時代向け-**



-21-

**HITACHI**  
Inspire the Next

**改良フッ化物揮発法(低減速炉,FBR両用)**



【Spheroid Pac 振動充填燃料製造の特徴】

燃料名称	粉末製法	粉末形状	特徴
Spheroid Pac (仮称)	<p>(U/Pu) F<sub>2</sub>(気体)</p> <p>(フッ化物揮発法)</p>	<p>(ほぼ球形)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・弱振動充填が可能</li> <li>・粉末粒径：広範囲</li> </ul>

-22-

**HITACHI**  
Inspire the Next

付録2 研究会プログラム

This is a blank page.



第7回低減速軽水炉研究会 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

会期： 2004年3月5日(金) 13:30 - 17:00

会場： 日本原子力研究所 東海研究所 先端基礎研究交流棟 大会議室

13:30-13:40 開会の挨拶 鈴木康文(原研)

1. 低減速軽水炉の研究開発の進展 座長： 日置秀明(東芝)

13:40-14:25 (1) 低減速軽水炉の研究開発の現状と展望 内川貞夫(原研)

14:25-15:10 (2) FBR サイクル実用化戦略調査研究における水冷却炉の検討・評価

1) 技術検討 大久保努(原研)

2) フェーズII 中間評価 小竹庄司(JNC)

15:10-15:25 休憩

2. 燃料サイクルの課題に対応した炉型戦略の展望 座長： 岩村公道(原研)

15:25-15:55 (1) 燃料サイクル長期展望と低減速軽水炉の導入シナリオ 佐藤 治(原研)

15:55-16:25 (2) 次世代炉開発戦略へのメーカーの取り組み 山下淳一(日立)

16:25-16:55 (3) 総合討論

16:55-17:00 閉会の挨拶 野田健治(原研)

This is a blank page.

付録3 参加者リスト

This is a blank page.

## 所外参加者

氏名	所属	
東稔 達三	東京工業大大学院	
北田 孝典	大阪大学大学院	
吉井 良介	東京電力 (株)	
小出 正	中部電力 (株)	
角田 達彦	東北インフォメーション・システムズ (株)	
中島 甫	日本原子力発電 (株)	
保志 貴司	日本原子力発電 (株)	
藤村 研	日本原子力発電 (株)	
小山 正史	電力中央研究所	
木村 悦康	(社) 海外電力調査会	
大杉 俊隆	核燃料サイクル開発機構	
大滝 明	核燃料サイクル開発機構	
小竹 庄司	核燃料サイクル開発機構	講演者
平尾 和則	核燃料サイクル開発機構	
石川 眞	核燃料サイクル開発機構	
藤井 正	核燃料サイクル開発機構	
西川 覚	核燃料サイクル開発機構	
伊藤 邦博	ニュークリア・デベロップメント (株)	
佐藤 敏彦	三菱重工業 (株)	
田淵 浩三	三菱重工業 (株)	
栗本 泰夫	助川電気工業 (株)	
伊藤 秀雄	原子力エンジニアリング (株)	
井坂 浩順	原子燃料工業 (株)	
田中洋司	新型炉技術開発 (株)	
高波 督吉	新型炉技術開発 (株)	
沼田 守	日揮 (株)	
雨夜 隆之	日揮 (株)	
三浦 信	日本放射線エンジニアリング (株)	
小久保 孝	高砂熱学工業 (株)	
伊東 賢一	(株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン	
永野 護	(株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン	
小瀬 裕男	(株) 大和システムエンジニア	
鈴木 貴行	(株) 大和システムエンジニア	
中川 正紀	(株) 日立製作所	
坂本 透	(株) 日立製作所	

氏名	所属	
山下 淳一	(株) 日立製作所	講演者
平 政勝	(株) 日立製作所	
後藤 幸徳	(株) 日立製作所	
湊 明彦	(株) 日立製作所	
石井 佳彦	(株) 日立製作所	
竹内 健一	(株) 日立製作所	
竹田 練三	(株) 日立製作所	
辻 昭夫	(株) 日立製作所	
平岩 宏司	(株) 東芝	
日置 秀明	(株) 東芝	
中島 浩雄	(株) CRCソリューションズ	
大枝 伸	(株) CRCソリューションズ	
秋濃 藤義	インフォメーションプラザ東海	

## 所内参加者

氏名	所属	
鈴木 康文	東海研究所 所長	
野田 健治	東海研究所 副所長	
辻 宏和	企画室	
小川 徹	原研・機構統合準備室	
高野 秀機	大強度陽子加速器施設開発センター	
水本 元治	大強度陽子加速器施設開発センター	
梅野 誠	大強度陽子加速器施設開発センター	
石川 信行	原研・機構統合準備室	
串田 輝雄	ホット試験室	
佐藤 篤司	ホット試験室	
桜井 淳	安全性試験研究センター	
新谷 文將	安全性試験研究センター	
与能本 泰介	原子炉安全工学部	
小澤 正明	原子炉安全工学部	
傍島 眞	国際原子力総合技術センター	
岩村 公道	エネルギーシステム研究部	座長
金子 貞夫	エネルギーシステム研究部	
大貫 万里子	エネルギーシステム研究部	
中川 庸雄	核データセンター	
市原 晃	核データセンター	

氏名	所属	
佐藤 治	システム評価研究グループ	講演者
立松 研二	システム評価研究グループ	
大滝 清	システム評価研究グループ	
鈴木 孝昌	システム評価研究グループ	
福島 昌宏	炉物理研究グループ	
小嶋 健介	炉物理研究グループ	
秋本 肇	熱流体研究グループ	
呉田 昌俊	熱流体研究グループ	展示
吉田 啓之	熱流体研究グループ	
永吉 拓至	熱流体研究グループ	
井岡 郁夫	耐食材料研究グループ	
小河 浩晃	耐食材料研究グループ	
山下 利之	新型燃料燃焼研究グループ	
内川 貞夫	将来型炉研究グループ	講演者
大久保 努	将来型炉研究グループ	講演者
石田 紀久	将来型炉研究グループ	
大貫 晃	将来型炉研究グループ	
中島 伸也	将来型炉研究グループ	
秋江 拓志	将来型炉研究グループ	
鍋島 邦彦	将来型炉研究グループ	
中野 佳洋	将来型炉研究グループ	
小林 登	将来型炉研究グループ	
藤原 節男	将来型炉研究グループ	
劉 維	将来型炉研究グループ	
Afroza Shelley	将来型炉研究グループ	

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 eV = 1.60218 × 10<sup>-19</sup> J  
 1 u = 1.66054 × 10<sup>-27</sup> kg

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	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	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
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	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
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	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/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<sup>-10</sup> m  
 1 b = 100 fm = 10<sup>-28</sup> m<sup>2</sup>  
 1 bar = 0.1 MPa = 10<sup>5</sup> Pa  
 1 Gal = 1 cm/s<sup>2</sup> = 10<sup>-2</sup> m/s<sup>2</sup>  
 1 Ci = 3.7 × 10<sup>10</sup> Bq  
 1 R = 2.58 × 10<sup>-4</sup> C/kg  
 1 rad = 1 cGy = 10<sup>-2</sup> Gy  
 1 rem = 1 cSv = 10<sup>-2</sup> 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のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 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 Pa·s (N·s/m<sup>2</sup>) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m<sup>2</sup>/s = 10<sup>4</sup> St (ストークス) (cm<sup>2</sup>/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg (Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 <sup>3</sup>	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>
	6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	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 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>
	9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>
	3.6 × 10 <sup>6</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>
	1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	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 <sup>-11</sup>
	3.7 × 10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

第7回低減速軽水炉研究会報告書 2004年3月5日、東海研究所、東海村

**R100**

正緑割合率100%  
白色度70%再生紙を使用した印刷