



JAERI-Conf

JP0050263

99-014



水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会報告書

平成11年3月2日、東京開催

1999年12月

(編) 中島伸也・落合政昭

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那  
珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。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）で複写による実費領布  
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.

水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会報告書  
平成11年3月2日、東京開催

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) 中島 伸也・落合 政昭

(1999年11月10日受理)

高速炉利用を前提とした核燃料サイクルの確立が遅延することが予想され、軽水炉によるPu利用が本格的に開始されようとしている。このような状況から、今後、全MOX炉心、高燃焼、高転換等に関わる軽水炉によるPu利用の高度化の重要性が高まるものと考えられる。

日本原子力研究所では、エネルギー・システム研究部においてPu利用の高度化に重点を置いた研究を進めており、関連する研究・開発を行っている大学、研究機関、電力会社及びメーカーとの情報交換の機会を持つことは、今後の原研での研究の効率的推進ばかりでなく、他の研究・開発組織にあっても有意義であると考えられる。原研では、軽水炉に関する研究の推進の一環として、「水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会」を平成11年3月2日に東京にて開催し、75名が参加した。

研究会では、京大神田教授より「プルトニウム利用の動向」と題する基調講演が行われた。ひき続き、「全MOX-BWR炉心」、「全MOX-PWR炉心」、「ミストラル計画の現状」、「全MOX高燃焼PWR」、「ROX-PWR」、「高転換型軽水炉」の6件の研究発表があった。最後に、「Pu利用高度化研究の展望」をテーマとして意見交換を行った。なお、会場には高転換型燃料集合体のモデルや資料を展示するコーナーも設けられた。

本報告書は基調講演、発表論文及び意見交換の概要を掲載するとともに、付録として研究会当日発表者が使用したOHP資料、研究会のプログラムならびに参加者名簿を収録した。

Workshop Summary Report on the Advanced Utilization of Plutonium in Water Cooled Reactors-March 2nd, 1999, in Tokyo-

(Eds.) Nobuya NAKAJIMA and Masaaki OCHIAI

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

(Received November 10, 1999)

As the establishment of nuclear fuel cycle coupled with Pu recycling by FBR will be delayed, the full-scale utilization of Pu in light water reactors (LWRs) is expected to start in near future. Considering the current situation, the advanced utilization of Pu in LWRs, such as full MOX core, high burn-up core and high conversion core, will become important.

In the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), Department of Nuclear Energy System, emphasis is placed on innovative R&D for Pu utilization in LWRs. In order to promote the information exchange between JAERI and other organizations such as universities, laboratories, utilities and vendors in which related R&D activities were performed, JAERI held a workshop for the advanced utilization of Pu in water cooled reactors on March 2nd, 1999, in Tokyo. The workshop was attended by 75 participants from various organizations.

The workshop began with a keynote address by Prof. Kanda of Kyoto University entitled "Prospects of Pu Utilization". Then 6 lectures followed: "Full MOX Core Design in BWR", "Full MOX Core Design for PWR", "Status of MOX Core Physics Experiments: Mistral and Analysis", "Full MOX High Burn-up PWR", "ROX PWR" and "Study on Water Cooled High Conversion Reactor". At the end of the workshop, a panel discussion was performed under the title of "View of Advanced Research for Plutonium". In addition, a model of high conversion-type fuel assembly and other related materials were displayed at an exhibition room.

This report includes the original papers presented at the workshop as well as the view graphs, meeting program and participant list.

Keywords: Plutonium, MOX Fuel, Light Water Reactor, High Conversion Reactor, Full MOX Core, High Burn-up Core, Mistral, ROX

## 目 次

1. まえがき-----	1
2. 基調講演「プルトニウム利用の動向」-----	4
3. 講演論文	
3. 1 「全MOX-BWR炉心」-----	13
3. 2 「全MOX-PWR炉心について」-----	24
3. 3 「MOX炉物理試験MISTRAL計画の現状とその解析」-----	36
3. 4 「全MOX高燃焼PWR」-----	48
3. 5 「ROX PWR」-----	64
3. 6 「高転換型水冷却炉の研究」-----	72
4. 意見交換「Pu利用高度化研究の展望」の概要 -----	86
付録－1 基調講演OHP集 「プルトニウム利用の動向」(神田 啓治) -----	91
付録－2 講演OHP集 「全MOX-BWR炉心」(青山 肇男)-----	101
付録－3 講演OHP集 「全MOX-PWR炉心」(駒野 康男)-----	113
付録－4 講演OHP集 「ミストラル計画の現状」(山本 徹)-----	125
付録－5 講演OHP集 「全MOX高燃焼PWR」(大久保 努)-----	143
付録－6 講演OHP集 「ROX-PWR」(秋江 拓志)-----	155
付録－7 講演OHP集 「高転換型軽水炉」(落合 政昭)-----	165
付録－8－1 意見交換OHP集 「Pu利用高度化研究の展望」(代谷 誠治)---	191
付録－8－2 意見交換OHP集 「Pu利用高度化研究の展望」(土江 保男)---	193
付録－8－3 意見交換OHP集 「Pu利用高度化研究の展望」(鈴 孝幸)---	197
付録－8－4 意見交換OHP集 「Pu利用高度化研究の展望」(竹田 練三)---	201
付録－8－5 意見交換OHP集 「Pu利用高度化研究の展望」(桜田 光一)---	205
付録－8－6 意見交換OHP集 「Pu利用高度化研究の展望」(柄原 洋)---	209
付録－8－7 意見交換OHP集 「Pu利用高度化研究の展望」(中川 正幸)---	213
付録－9 研究会プログラムと参加者名簿-----	215

## Contents

## 1. まえがき

軽水炉による原子力発電は、我が国の総発電量の3割強を担うまでになっており、軽水炉は高い信頼性を有する炉型として定着している。一方で、燃料サイクルとりわけ高速炉によるPuリサイクルの確立が遅延することが予測され、軽水炉によるPu利用が本格的に開始されようとしている。このような状況から、今後、全MOX炉心、高燃焼、高転換等に関わる軽水炉によるPu利用の高度化の重要性が高まるものと考えられる。

日本原子力研究所では、エネルギーシステム研究部においてPu利用の高度化に重点を置いた研究を進めており、関連する研究・開発を行っている大学、研究機関、電力会社及びメーカーとの情報交換の機会を持つことは、今後の原研での研究の効率的推進ばかりではなく、各機関にあっても有意義であると考えられる。

原研では、昨年度、「低減速スペクトル炉に関する研究会」を開催し、大学、研究機関、電力会社及びメーカーの多数の参加を得るとともに、活発な意見交換の機会を持つことができ、低減速スペクトル炉の研究・開発に有益なものとなった。今般、軽水炉に関する研究の推進の一環として、「水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会」を平成11年3月2日に東京にて開催し、75名の参加を得ることができた。

研究会は、早田東海研究所副所長の挨拶で始まり、基調講演、研究発表、意見交換と続き、中川エネルギーシステム研究部長の挨拶で閉会した。

基調講演「プルトニウム利用の動向」では、京大の神田啓治教授により、本格的な利用が始まったプルサーマルの経緯と問題点、また今後の展望について講演された。特に、兵器級プルトニウムを利用したプルサーマルマルチサイクル実現の可能性、プルトニウムに対するグリンピース等の認識の問題点等について述べられた。

研究発表は、「全MOX-BWR炉心」、「全MOX-PWR炉心」、「ミストラル計画の現状」、「全MOX高燃焼PWR」、「ROX-PWR」、「高転換型軽水炉」の6件であり、

- ① 「全MOX-BWR炉心」の発表では、全炉心にMOX燃料を装荷する改良型BWRの燃料・炉心設計、安全評価の概要及び設計基準、安全評価基準を満足できること
- ② 「全MOX-PWR炉心」の発表では、全MOX-APWR炉心設計の概要及び現行技術の延長で可能であり、単一富化度でBPなしの単純炉心、24ヶ月長サイクル運転可能、DNB余裕は増加すること
- ③ 「ミストラル計画の現状」の発表では、軽水炉利用が長期化するとの観点から、高減速型の軽水炉におけるプルトニウムの有効利用を図り、フランスのカダラシュ研究所の軽水炉臨界試験装置を利用したMOX炉物理試験について、解析結果と試験結果とが良好な一致を示していること
- ④ 「全MOX高燃焼PWR」の発表では、設計目標として、取出し燃焼度100GWd/t程度、運転サイクル期間3年程度の高減速炉心概念の紹介と、原研の受動的

安全炉 J P S R に装荷した場合の L O C A 解析がなされ、安全性は良好であること

- ⑤ 「R O X - P W R」の発表では、環境安全性が高く、P u 消滅特性の優れた、いわゆる岩石型燃料を用いた炉心特性の紹介及び出力ピーキングに更なる改善が期待できる旨の展望
- ⑥ 「ミストラル計画の現状」の発表では、原研一原電共同研究の一環として、パラメトリックサーベイ結果、及びボイド係数が負で転換比が 1. 0 を越える炉心概念及び T C A 臨界実験による核特性検証の重要性等が報告された。

最後に、「P u 利用高度化研究の展望」と題する意見交換を東京電力の尾本彰氏を司会とし、京都大学の代谷誠治教授、日本原子力発電の土江保男氏、関西電力の鈴孝幸氏、日立製作所の竹田練三氏、東芝の桜田光一氏、三菱重工の柄原洋氏及び原研の中川正幸の各コメントーターから O H P を使って、表題に対する意見が次のように述べられた。

- A) 資源論的には増殖が必要であるが、核拡散防止を考慮する必要があり、今後の情勢変化に対応できるように種々のオプションを備える必要がある。そのため、国際協力や国内実験装置の整備が必要となる。
- B) 水冷却炉での P u 利用として、プルサーマル、高燃焼度化、R O X 燃料利用等があるが、最終的な期待は高転換炉にある。その開発主体は原研であり、軽水炉の多くの経験を踏まえて進める必要がある。
- C) 燃料サイクルについては、電力自由化、海中ウラン利用、核不拡散、N a 技術等の不確定要因があり、将来への多様性確保が必要となる。水冷却型増殖炉の可能性を研究することはオプションの一つと考えられる。
- D) 今後の原子力にとって、この 10 年間が重要である。目標を定め、目標達成のためには、エネルギー長期安定供給を実現する水冷却型増殖炉の実証炉を J P D R 跡地に建設すべきではないか。
- E) P u 利用については、原研、サイクル機構、原機構、民間が役割分担して開発研究を進めるべきである。
- F) 国内で唯一実用化されている軽水炉の開発は、今まで一歩一歩進めてきた。P u 利用においても、まずは軽水炉技術の延長線上に位置付けて、進むべきである。
- G) 水冷却型増殖炉については、原研、電力、メーカーの共同研究で進めていきたい。課題としては、炉心特性の向上、T C A 臨界実験等による核特性の検証、除熱性能の検証、炉心性能の実証が必要になろう。

これらの意見に対して、次のような意見があった。

- ・ 水冷却型増殖炉は N a 冷却型 F B R に代わる可能性もある。それを見極めるためにも実証試験が必要である。
- ・ P u 利用技術は、電力自由化に対応できるものとする必要がある。これまでの技術シーズでは難しい。

- ・増殖炉は先が見えず、日露だけでは孤立する可能性も出てくる。軽水炉リサイクルを確立しておき、徐々にFBRへの移行の円滑化を図る必要がある。
- ・実証炉が必要との意見が出されているが、兵器級プルトニウムの燃焼等への貢献等社会に受け入れられ易いシナリオが必要である。
- ・日本の原子力開発は、新型炉開発等の適切な対策を講じなければ、技術的にも社会的にも成り立たなくなる可能性がある。
- ・Pu利用のオプション追求等の中長期的研究は必要であり、原研が主体的に実施すべきである。

なお、会場には高転換型燃料集合体のモデルや資料を展示するコーナーも設けられた。

本報告書の2章以降に、発表論文を掲載するとともに、付録として研究会当日発表者が使用したOHP資料を収録した。また、研究会のプログラムならびに参加者名簿を添付した。

参考資料 「低減速スペクトル炉に関する研究会報告書」JAERI-Conf 98-013 (1998)



JP0050264

JAERI-Conf 99-014

## 2. 基調講演

### Bsis Lecture

#### プルトニウム利用の動向

#### Prospects of Plutonium Utilization

神田啓治

keiji Kanda

京都大学原子炉実験所

Kyoto University

Prospects of plutonium utilization are explained in this basis lecture. The small-scale demonstrations have been completed. The large-scale plutonium usage in light water reactors will start this year in PWR and BWR. The over-moderated lattices to burn plutonium more efficiently and under-moderated lattices to produce plutonium are studied for future plutonium utilization. The political and technical problems are discussed for plutonium utilization.

The physics and safety characteristics of weapon-grade mixed-oxide (MOX) core in a typical three-loop PWR were studied as a part of Plutonium Disposition Study. About 30% of weapon-grade plutonium were mixed with the reactor-grade plutonium produced from ordinary plutonium fuel assemblies. The feed region comprised 40 assemblies at 4.1wt% uranium and 16 assemblies at 9.7wt% plutonium. The results showed plutonium vectors do not change and multi recycle can be possible. The cost comparison with that of uranium cycle shows that this method provides about 10% lowers fuel cycle cost.

Finally, the critical experiments using MOX fuel in EOLE critical experimental facility, called MISTRAL, are briefly explained.

## 1. プルトニウム利用の問題点

プルトニウムの利用形態として、FBR に使用する場合と軽水炉に利用する、いわゆるプルサーマルとがある。FBR に使用する場合、本来の目的はプルトニウムの増殖であるが、最近では FBR 開発の遅れから、余剰プルトニウムを消滅するために FBR を利用する動きもある。またプルトニウム同位体の純化装置としての利用も考えられる。問題点は Na 技術である。この解決には技術的習熟が必要である。プルサーマルは本来 FBR までのプルトニウム利用として早くから計画されていたものであるが、PWR の美浜 1 号機、BWR の敦賀 1 号機による少数の MOX 燃料集合体照射の経験を踏まえ、今年度より PWR は高浜 3、4 号機に、また BWR は福島第 1 発電所 3 号機、柏崎刈羽原子力発電所 3 号機に原子炉の 1/3 程度まで MOX 燃料を本格的に装荷する予定である。さらに MOX 燃料の装荷割合を 10 0 %まで増加させる検討も既に行なわれている。<sup>1), 2)</sup> 現状ではより一層プルトニウムを燃焼させるためにスペクトルをより熱グループにシフトさせる高減速炉心の研究<sup>3)</sup>、逆にプルトニウム資源の有効利用を図るためにハードスペクトル炉心の研究<sup>4)</sup>が行なわれている。プルトニウムを燃焼させる研究の 1 つとして、岩石型燃料を軽水炉で燃焼させる研究も行なわれている。<sup>5)</sup> さらに冷戦の終結により、核兵器の解体によって生ずるプルトニウムの処分の問題が浮かび上がってきた。プルサーマルの問題点として、ハードスペクトル炉心以外はプルトニウムベクトルの劣化の問題がある。この問題の解決には劣化したプルトニウムを FBR で純化するか、核兵器解体核のプルトニウムで純度を高める方法がある。

プルトニウム利用の場合、政治的問題が付きまとう。インド、パキスタンの核実験が世間を騒がせ、米国は核不拡散の問題に一層神経質になっている。なお、インドは自主開発によって核兵器を開発したが、パキスタンは輸入技術によって開発した。プルトニウムの毒性の問題は多分に誤解がある。核兵器に転用の可能性の問題は黒鉛炉と軽水炉のデータを混同して議論されているところがある。プルトニウム組成によっては核爆弾になり得ないが、この数値については人によって異なる。NRC のレーベンソール氏は Pu-240 が 20 %以上含まれていると、核爆弾にならないといっているが、黒鉛炉の場合この値は約 18% であり、軽水炉の場合は約 24 %であるから、軽水炉からのプルトニウムでは核爆弾が作れないことになる。なお、濃縮ウランの場合には機関や国によって原爆作成可能な濃縮度に差がある。米国国務省の 70 %と言う数値に対しては、日本は 45 %と考えているが、IAEA が 20 %という保守的な値を主張している。

プルトニウム利用の技術的問題として、プルトニウムの加工、再処理コストを下げる必要がある。又、核兵器解体核からのプルトニウムを利用する場合には Ga 抽出の問題がある。核爆弾の場合金属プルトニウムを使用するが、図 1-1 に示すようにその密度が温度による相変化によって著しく変化する。そのため爆発に至る温度の推定が困難で、これを避けるために Ga を 1 %程度プルトニウムに添加している。これを Ga ブースターという。プルトニウム燃料とする場合には 10ppm 程度まで Ga を除去する必要があるがこれが技術的に可

能になったので、解体核プルトニウムの利用が考えられるようになった。

## 2.兵器級プルトニウムのPWRでの利用

兵器級プルトニウムの軽水炉での利用に関しては、既に米国等で検討が行なわれており、軽水炉で一度使用すると、原子炉級のプルトニウムになり核兵器転用の可能性がなくなる。京都大学では解体核のプルトニウムを軽水炉のプルトニウム燃料の再処理から出るプルトニウムに混ぜて利用する場合の燃料特性と経済性について評価し、この処理方法が規模的にも経済的にも現実的であることを明らかにした。<sup>6), 7)</sup> 対象原子炉は表2-1に示す 17 × 17 燃料使用の3ループ炉心である。ウラン燃料の濃縮度は4.1%、MOX燃料のプルトニウム濃度は9.7%である。一般に、プルトニウムを軽水炉でリサイクルすると図2-1に示されているようにPu-240、Pu-242の濃度が増加する。一方、兵器級プルトニウムを30%混合してリサイクルすると、図2-2に示されているようにプルトニウム組成が変化しない。兵器級プルトニウムの混合 MOX リサイクル時の Pu フローは具体的には図2-3のように行なう。またこの時の物質フローは図2-4の様になる。

この工程を繰り返す兵器級Pu混合MOXリサイクルのコストを通常のウラン燃料サイクルのコストと比較した。その結果、ウラン燃料サイクルより数%から10%程度安い結果となつた。

## 3.MISTRAL 計画

1996年よりフランスのCEAと我が国のNUPECとがMOX燃料臨界実験に関する共同研究MISTRAL計画を実施している。MISTRAL計画の炉心1から4までの測定項目を表3-1に示す。またMISTRAL計画の工程は図3-1に示すように完了は2000年である。炉心2まで実験が完了している。炉心4はPWR炉心を模擬した実験であるが、試験完了後BWR炉心についても試験が計画されている。詳しくは後の山本氏の報告<sup>8)</sup>を参照されたい。

### 参考文献

- 1)青山肇男：“全 MOX-BWR 炉心”、水冷却炉における Pu 利用の高度化に関する研究会、平成 11 年 3 月 2 日
- 2)駒野康男：“全 MOX-PWR 炉心について”、水冷却炉における Pu 利用の高度化に関する研究会、平成 11 年 3 月 2 日
- 3)大久保努：“全 MOX 高燃焼度 PWR”、水冷却炉における Pu 利用の高度化に関する研究会、平成 11 年 3 月 2 日
- 4)落合政昭：“高転換型水冷却炉の研究”、水冷却炉における Pu 利用の高度化に関する研究会、平成 11 年 3 月 2 日
- 5)秋江拓志：“ROX-PWR”、水冷却炉における Pu 利用の高度化に関する研究会、平成 11 年 3 月 2 日
- 6)Keiji KANDA：“Transmutation of Weapon-Grade Plutonium in Existing Japanese LWRs” , The 1998 Santa Fe Energy Seminar, April 28-May1,1998
- 7)池本一郎 神田啓治：“兵器級 Pu の PWR での MOX リサイクル特性とコスト評価”、日本原子力学会 1999 年春の大会
- 8)山本徹：“MOX 炉物理試験 MISTRAL 計画の現状とその解析”、水冷却炉における Pu 利用の高度化に関する研究会、平成 11 年 3 月 2 日

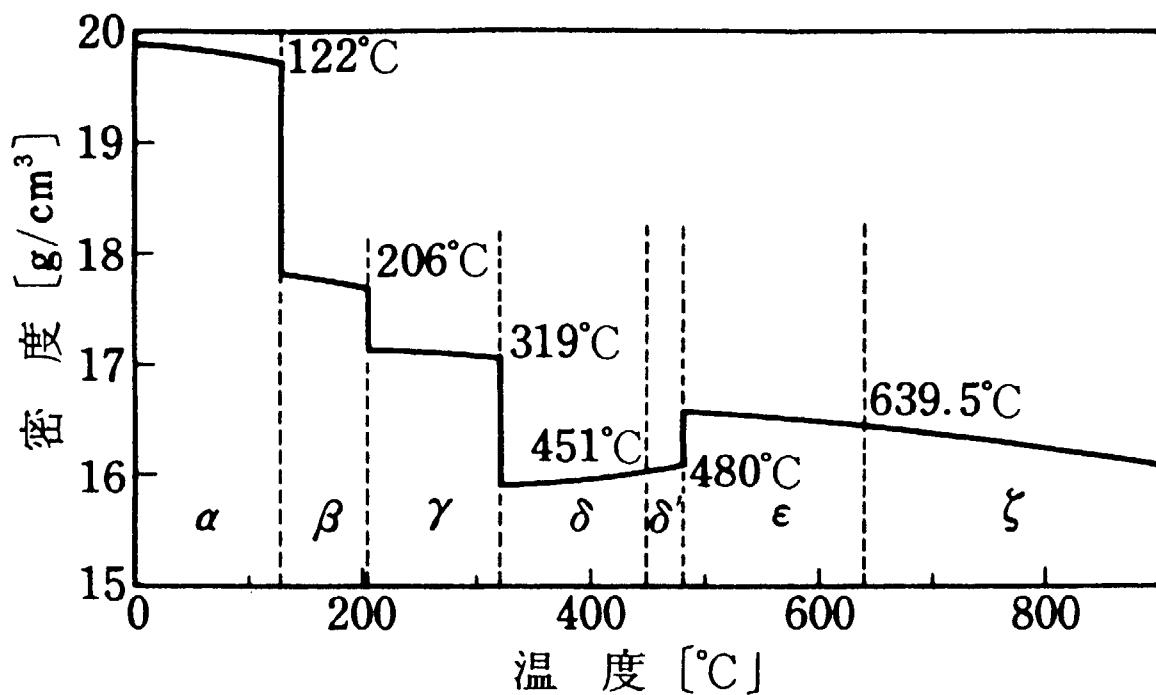


図 1-1 金属プルトニウムの密度

表 2-1 原子炉プラントおよび炉心・燃料の仕様

項目	仕様
炉型式	3 ループ・17x17型燃料 PWR
炉心熱出力	2 6 5 2 MW
電気出力	8 7 0 MW
炉心燃料集合体数 (うち、MOX 燃料)	1 5 7 体 (4 0 体)
燃料集合体重量	4 6 0 kgHM／体
ウラン燃料濃縮度	4. 1 %
Gd 入ウラン燃料濃縮度	3. 9 %
MOX 燃料 Pu 富化度	9. 7 %
燃料取り替えバッチ数	2. 6 バッチ
バッチ当たり取替集合体数 (内、MOX 燃料荷重体数)	6 0 体 (1 6 体)
取り出し燃焼度(平均)	4 0 GWd/t
燃料サイクル期間	1 3.5 E F P M (注) (1 5.2 GWd/t)

(注) Equivalent Full Power Month : 実効定格運転月数

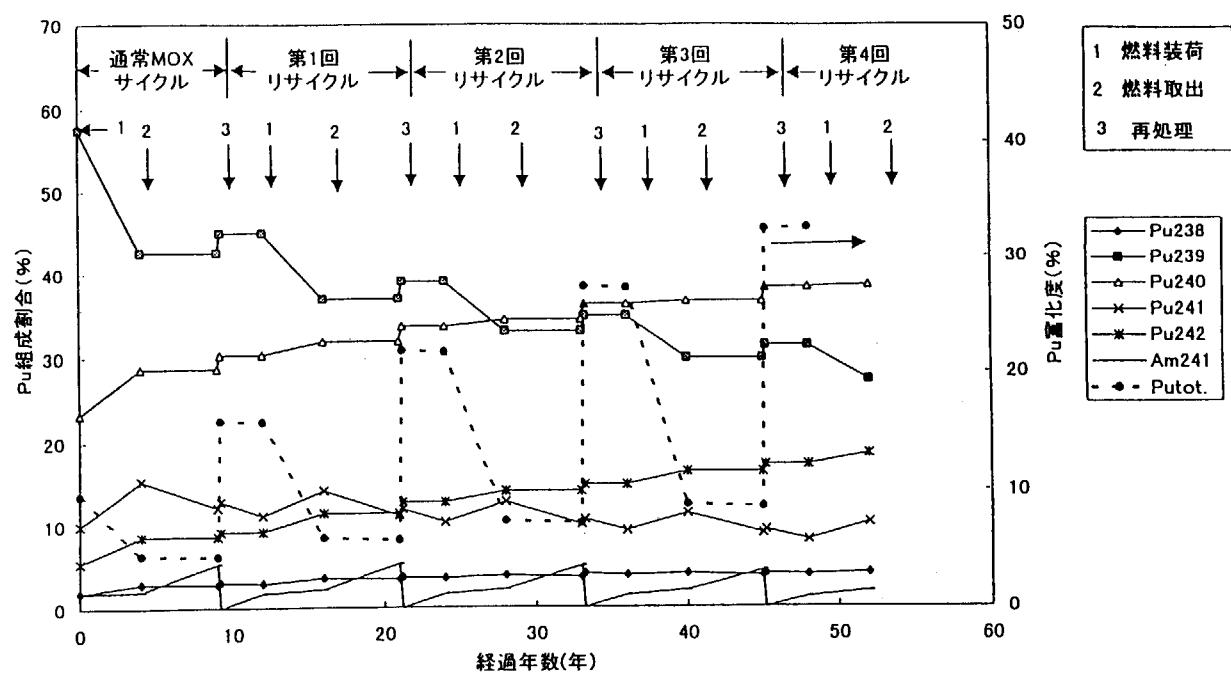


図 2-1 原子炉級 MOX リサイクルの Pu 組成変化

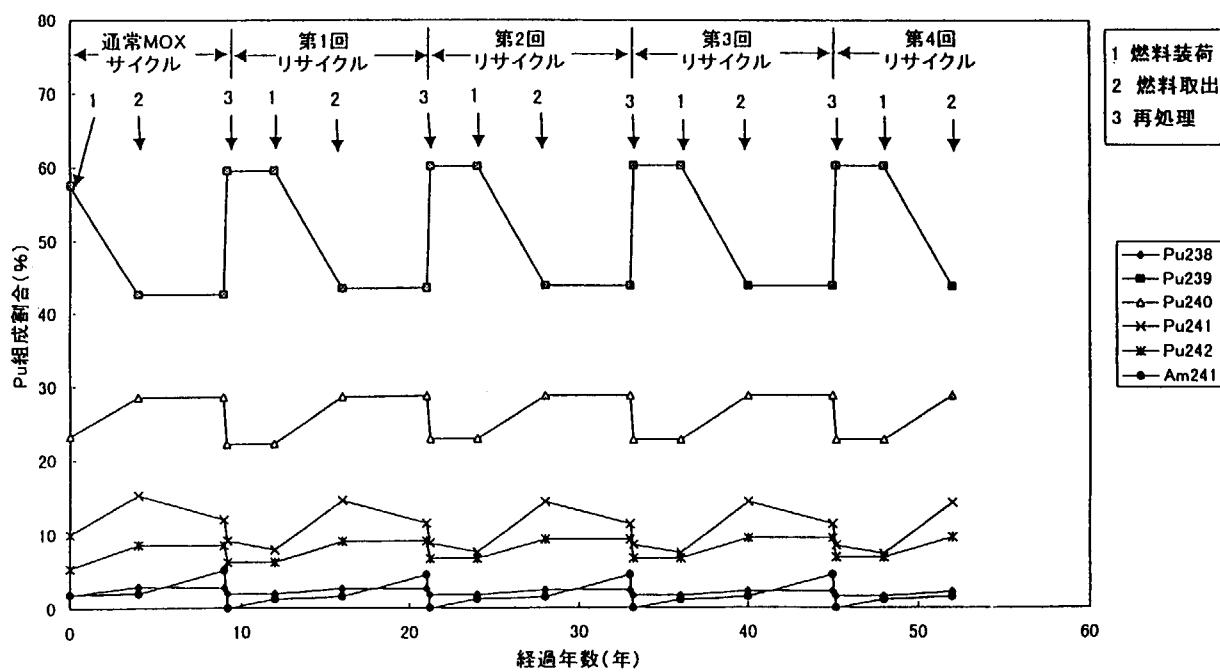


図 2-2 兵器級 Pu 混合 MOX サイクルの Pu 組成変化

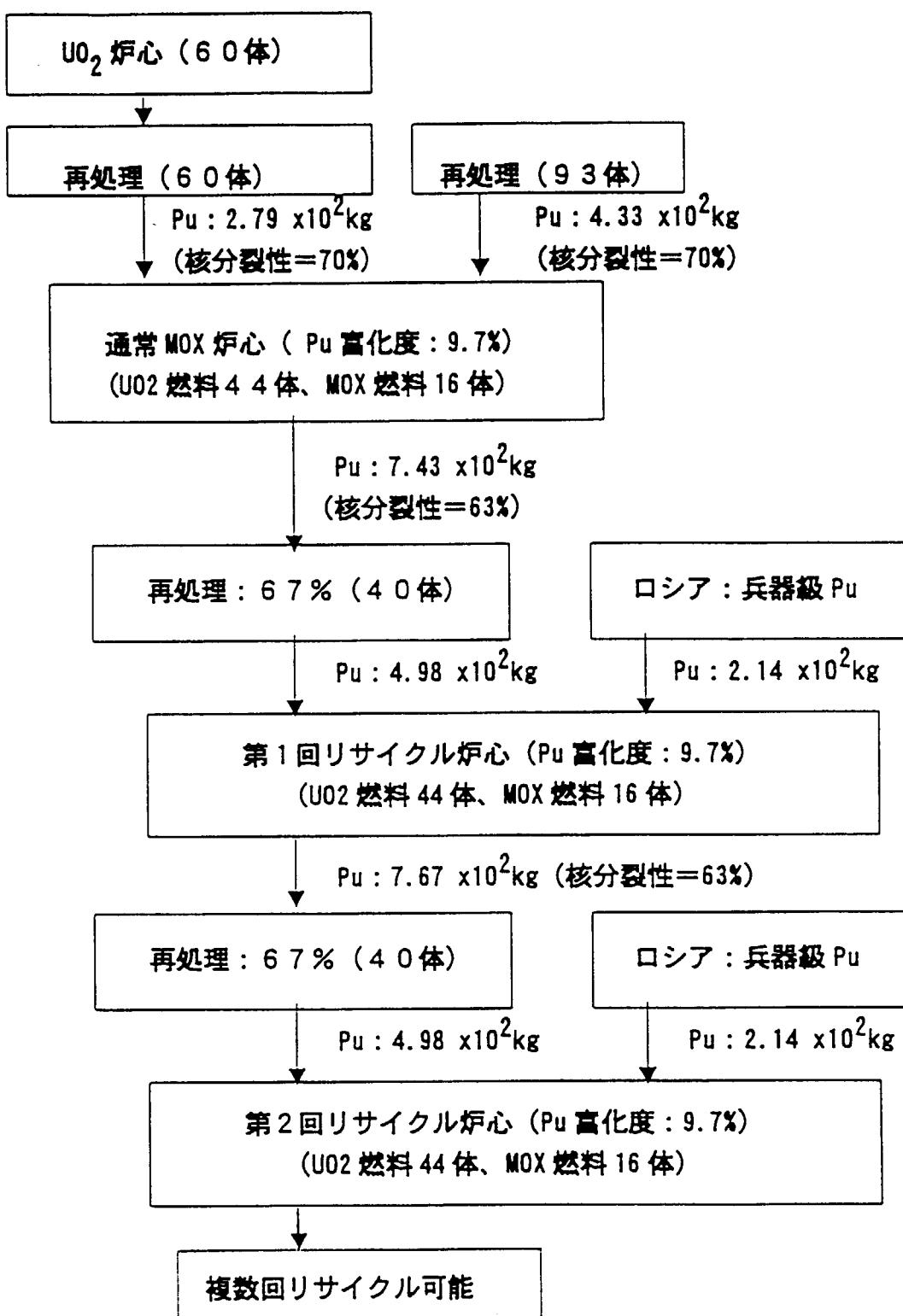


図2-3 兵器級Pu混合MOXリサイクル時のPuフロー

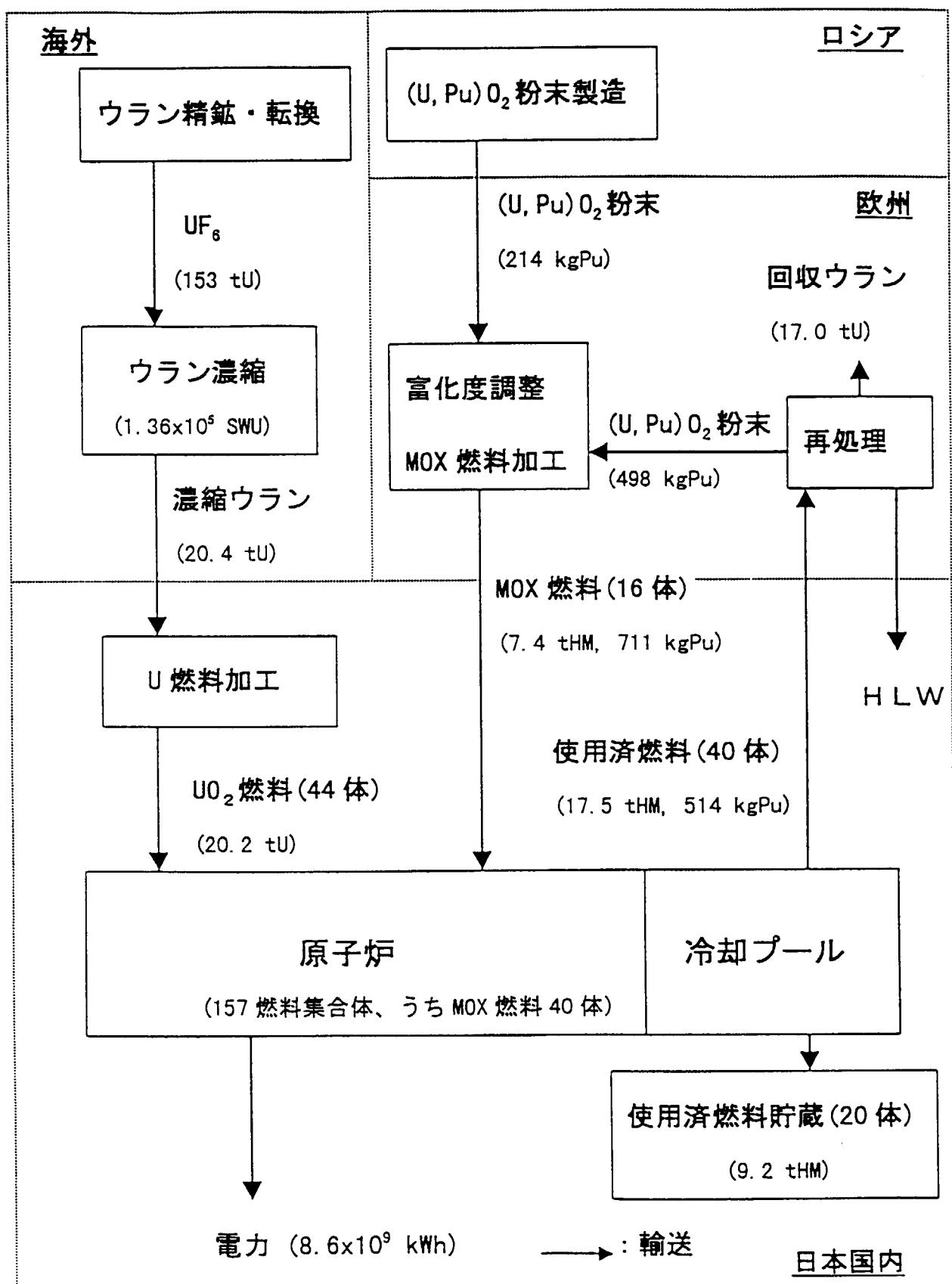


図 2-4 兵器級 Pu 混合 MOX リサイクルの物質フロー

表 3-1 MISTRAL 計画の測定項目

項 目	炉心1	炉心2	炉心3	炉心4
減速材対燃料体積比	1.8	1.8	2.1	~2
減速材対燃料原子数比	5.1	5.1	6.2	~6
燃料濃縮度(全 Pu 富化度)	UO <sub>2</sub> -3.7%	MOX-7.0%	MOX-7.0%	MOX-7.0%
臨界質量	○	○	○	○
ホウ素濃度	○	○	○	○
バックリング	○	○	○	
スペクトルインデックス	○	○	○	
径方向出力分布				○
軸方向出力分布				○
温度反応度係数(等温)	○	○	○	
ホウ素反応度値	○	○	○	○
吸収材値	○(4種類)	○(4種類)	○(2種類)	
制御棒クラスタ値				○(2種類)
2次元ボイド			○	
過発中性子割合( $\beta_{eff}$ )	○	○		
燃料棒置換(ウォータホール)	○	○		

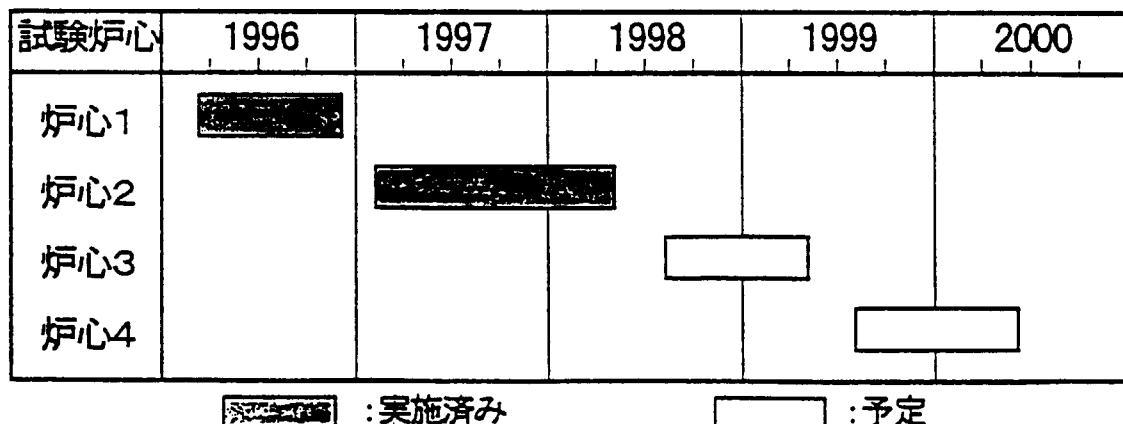


図 3-1 MISTRAL 試験スケジュール



JP0050265

JAERI-Conf 99-014

### 3. 講演論文

#### 3.1 全MOX—BWR炉心

Full MOX Core in BWR

青山 懿男

Aoyama Motoo

(株) 日立製作所 電力・電機開発研究所

Power & Industrial Systems R&D Laboratory, Hitachi, Ltd.

#### 要旨

改良型BWRであるABWR(3926MWt)を対象に、ステップII燃料構造設計仕様のMOX燃料(取出平均燃焼度約33GWd/t)を用いた全MOX平衡炉心の燃料棒熱・機械設計、炉心設計及び安全評価の結果をまとめた。

燃料棒熱・機械設計及び炉心設計解析の結果、ウラン炉心と同様、それぞれの設計基準を満足できることを確認した。また、安全評価ではMOX燃料・炉心の特性を適切に考慮した解析を実施し、ウラン炉心と同様、安全評価の基準を満足できることを確認した。

#### ABSTRACT

Studies on the core design, the fuel rod thermal-mechanical design and the safety evaluation have been summarized for the Full MOX-ABWR, loaded with MOX fuels up to 100% of the core. Fuel bundle configuration for MOX fuels is identical to the STEP II fuel design and the discharge burnup is about 33 GWd/t.

Core performance evaluations and fuel rod thermal-mechanical design analyses have been performed, and it has been confirmed that the design criteria are satisfied with enough margin like the UO<sub>2</sub> fuel loaded core. Safety analyses on transients and accidents have also been performed by considering the MOX fuel and core characteristics adequately through selecting appropriate input data for each safety analysis. All safety criteria are satisfied like the UO<sub>2</sub> core.

#### 1. はじめに

わが国では、軽水炉でのMOX燃料利用について、1980年代から実施されたMOX燃料の少数体実証の実績を踏まえて、既存炉で取替燃料の一部として本格的に利用することが計画されている。また、全炉心MOX燃料装荷を目指す改良型沸騰水型原子炉(フルMOX-ABWR)の建設計画も進められている。

ここではフルMOX-ABWRの燃料・炉心設計及び安全評価に関する結果<sup>1-2</sup>

を報告する。

## 2. MOX燃料の特徴

プルトニウムとウランの中性子吸収断面積の比較を図1に示す。プルトニウム同位体は、

- ・熱中性子吸収断面積がウランより大
- ・核分裂性プルトニウムの熱中性子核分裂断面積が $^{235}\text{U}$ より大
- ・共鳴吸収領域の中性子吸収が大
- ・遅発中性子発生割合がウランより小

等の核的特徴がある。その結果、MOX燃料を装荷する場合には以下の影響がある。

- (1) ボロン、ガドリニアの反応度制御能力低下
- (2) ポイド係数が負値で増大

MOX燃料を用いる場合には、これらの特徴を考慮して設計を実施することになる。

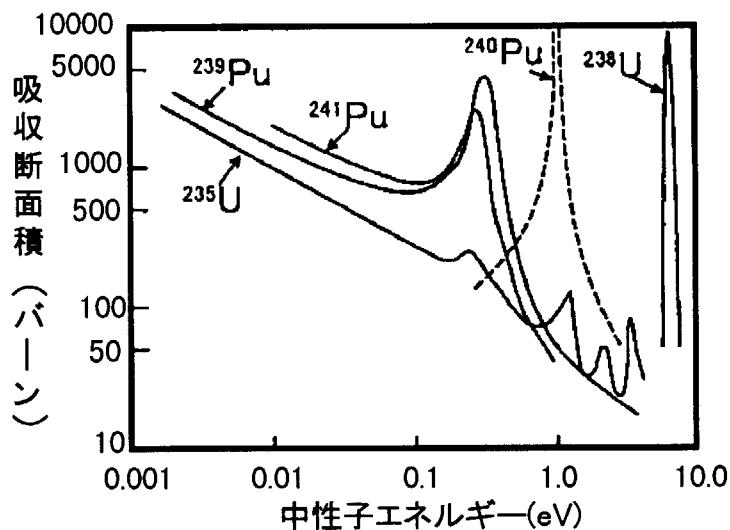


図1 プルトニウムとウランの中性子吸収断面積の比較

## 3. ABWRの特徴

ABWRは、これまでのBWRの建設、運転などの実績を踏まえて、運転性、安全性、経済性をさらに向上させたものである。特に炉心・燃料仕様は、これまでに実績のある基本仕様に基づきつつ、将来の高燃焼度化燃料装荷への裕度をも備えたものとしている。具体的には、燃料集合体寸法は既存炉と同一で、チャンネルボックス外部の非沸騰水領域を拡大し、水対燃料体積比を増加させている。この仕様は、

中性子の吸収が大きいMOX燃料の利用にも優れた特性を示すもので、MOX燃料の装荷に伴うボイド係数の負の値の増加や、制御棒及びほう酸水の反応度価値の低下の程度が緩和されるという特徴がある。

#### 4. フルMOX-A BWR炉心

##### (1) 基本方針

フルMOX-A BWRの燃料・炉心設計に当たっては、現在のA BWRの熱出力(3926 MW)、燃料集合体体数(872 体)、制御棒本数(205 本)等の基本仕様を変えることなく、MOX燃料を装荷した炉心の特性を従来のウラン燃料のみを装荷した炉心のそれと大幅に変えないことを基本方針とした。

またMOX燃料の基本構造は、これまで十分な使用実績のあるウラン燃料と同一とした。すなわち、MOX燃料の基本構造は既に十分な実績のある高燃焼度 $8 \times 8$ ウラン燃料(ステップII燃料)と同一とし、1本の太径のウォータロッドを集合体中央に配し、そのまわりに60本の燃料棒を8行8列( $8 \times 8$ )に配列した構成とした。

##### (2) 炉心・燃料基本仕様

表1にフルMOX-A BWR炉心及び燃料の基本仕様を示す。

MOX燃料集合体は、MOX燃料棒とガドリニア入りのウラン燃料棒で構成される。MOX燃料棒については、劣化ウラン母材のMOXペレットとし、成型加工性を考慮して軸方向富化度分布は一様としている。また、燃料のピーキング係数(局所ピーキング係数)を適切な値とするため、4種類の核分裂性プルトニウム(Pu f)富化度燃料棒を使用している。すなわち、熱中性子束が大きい水ギャップ部に近い外側燃料棒でPu fの富化度を低くし、熱中性子束が小さい内側燃料棒で高くしている。また、ウラン燃料棒については、軸方向にガドリニア濃度分布をつけ燃料集合体の軸方向出力分布を平坦化している。その結果、取替燃料集合体平均のPu f富化度及び $^{235}\text{U}$ 濃縮度はそれぞれ約2.9 wt%、及び約1.2 wt%であり、燃料集合体を構成する60本の燃料棒の80%をMOX燃料棒としている。集合体平均の取出燃焼度は約33 G Wd/tである。

一方、部分MOX炉心(1/3 MOX炉心)、ウラン炉心において装荷されるウラン燃料集合体は、燃料棒を9行9列( $9 \times 9$ )に配列して構成した取出平均燃焼度が約45 G Wd/tの $9 \times 9$ 燃料(ステップIII燃料)であり、燃料棒軸方向に濃縮度分布を設け、取替集合体平均濃縮度は約3.8 wt%である。図2にMOX及びウラン燃料集合体の構成を示す。

表1 フルMOX-A BWR炉心及び燃料の基本仕様

項目	仕様	
<b>炉心</b>		
タイプ	ABWR	
熱出力(MW)	3926	
燃料集合体本数(体)	872	
制御棒本数(本)	205	
<b>燃料集合体</b>	MOX	ウラン
燃料格子配列	8 × 8	9 × 9
燃料本数(本)	60	74
燃料棒外径(mm)	約12.3	約11.2
ペレット構成	MOX UO <sub>2</sub> -Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	UO <sub>2</sub> UO <sub>2</sub> -Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
最高燃焼度(GWd/t)	40	55

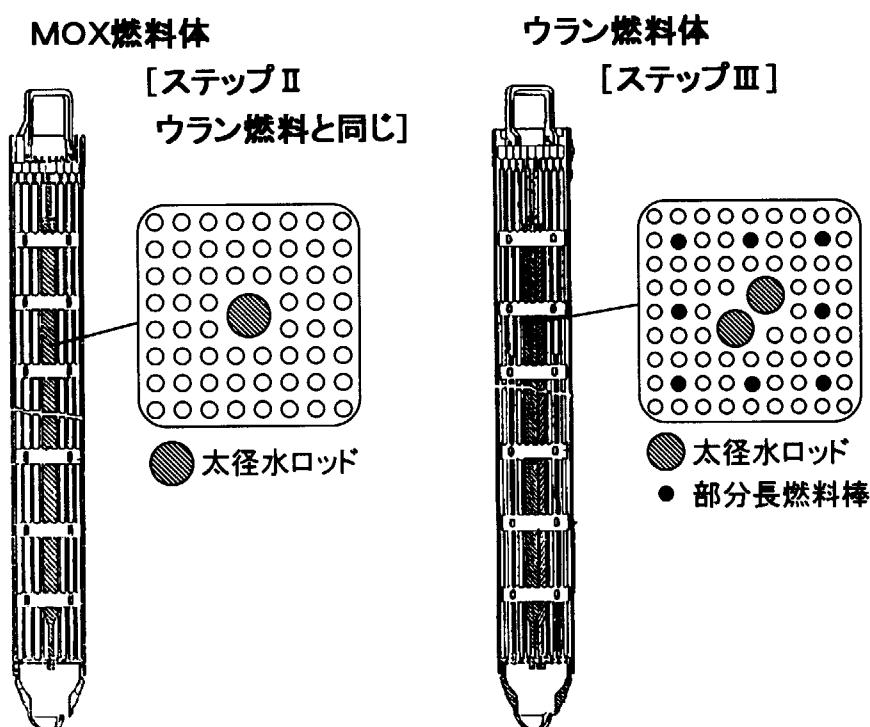


図2 MOX及びウラン燃料集合体の構成

### (3) 平衡炉心特性

上記MOX燃料集合体を全数装荷した運転サイクル長13ヶ月の平衡炉心（全MOX炉心）を構成し、炉心特性を評価した。各サイクルで交換する燃料は全炉心の約1/3で、年間当たりのPu f 使用量は約1.1tである。

以下では全MOX炉心の特性を、1/3 MOX炉心（MOX燃料集合体装荷体数360体）、ウラン炉心の結果と比較して示す。

#### (a) 炉停止余裕

炉停止余裕は、図3に示すように、全MOX炉心及び1/3 MOX炉心ともにウラン炉心同様、設計目標の1%Δk以上を十分満足している。

MOX燃料はウラン燃料に比べ制御棒価値が低下する傾向にあるが、BWRの制御棒は燃料集合体の外側の水領域に挿入されるので、制御棒の中性子吸収能力は燃料の組成の違いによる影響を受けにくい。ABWRでは、この水領域をより大きくしており、全MOX炉心においても全制御棒価値の低下はわずかである。さらに、全MOX炉心のように径方向出力分布が平坦化されている炉心では最大制御棒価値が小さくなっているので、全MOX炉心の炉停止余裕はウラン炉心より若干大きいが、ほとんど変わらない値となっている。

#### (b) 热的余裕

運転時の最大線出力密度は、図4に示すように、全MOX炉心及び1/3 MOX炉心ともにウラン炉心同様、運転制限値を十分満足している。MOX燃料集合体の中性子増倍率は燃焼変化が緩やかなため、全MOX炉心では最大燃料集合体出力が小さく、最大線出力密度は小さくなる方向である。しかしながら、ウラン燃料集合体は9×9燃料で燃料棒本数がMOX燃料集合体よりも多いため、ウラン炉心での最大線出力密度が小さくなっている。

最小限界出力比(MCPR)については、図5に示すように、運転時のMCPRは大きな値を示しており、全MOX炉心及び1/3 MOX炉心ともにウラン炉心同様、運転制限値を十分満足している。全MOX炉心で運転時MCPRが大きいのは、MOX燃料集合体は中性子増倍率の燃焼変化が緩やかで、最大燃料集合体出力が小さくなることによる。

なお、後述するようにプラント過渡時の△MCPRが全MOX炉心サイクル末期において大きくなることに対応して、全MOX炉心でのMCPR運転制限値をサイクル燃焼度約9GWd/t以降ではウラン炉心等に比べ大きな値に設定している。

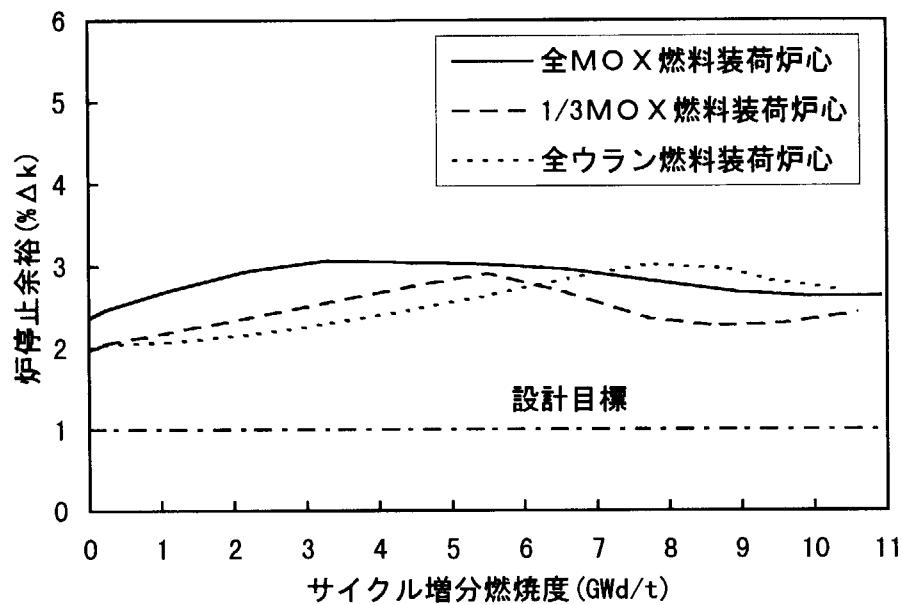


図3 炉停止余裕の燃焼変化

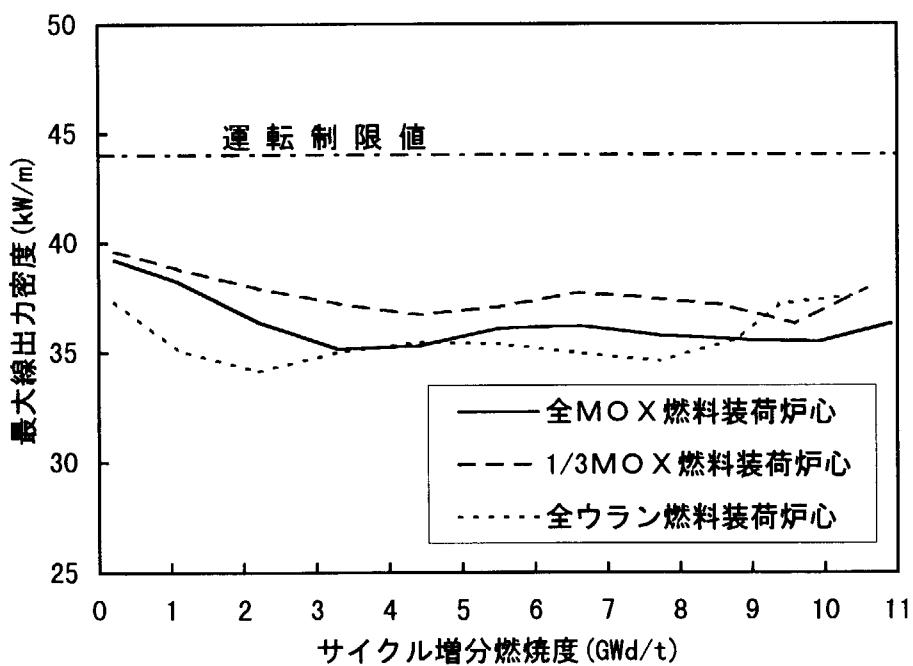


図4 最大線出力密度の燃焼変化

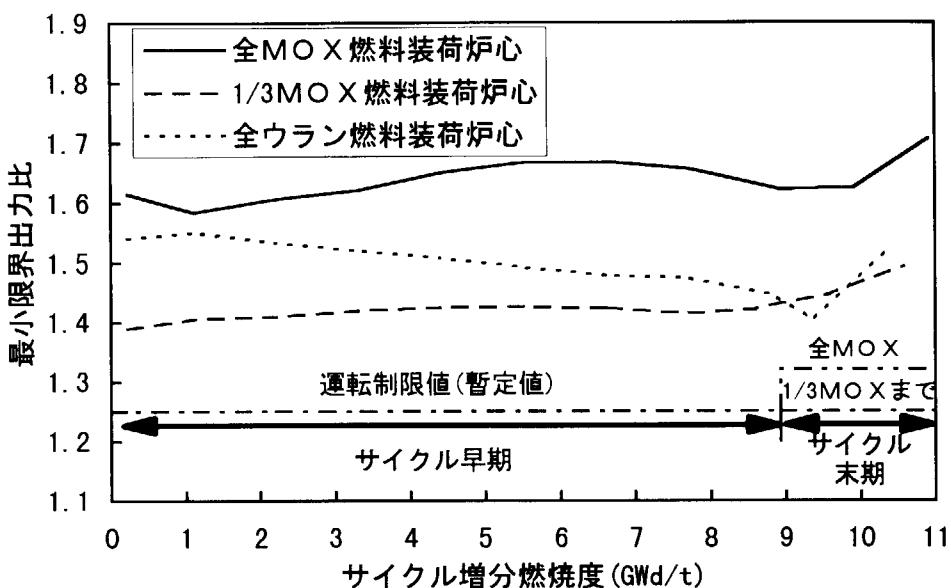


図5 最小限界比の燃焼変化

#### (4) 炉心特性パラメータ

MOX燃料を装荷するとその装荷割合に応じてボイド係数、実効遅発中性子割合等の炉心特性パラメータがウラン炉心から連続的に変化する(図6)。全MOX炉心では、ウラン炉心に比べてボイド係数は2割程度負側に移行し(絶対値は増大)、遅発中性子割合も2割程度小さくなる。ドップラ係数は、9×9燃料を装荷したウラン炉心に比べて絶対値が若干小さめとなるがほとんど変わらない。

ABWRでは、第3章で述べたように燃料集合体の間隔を従来のBWRより拡大し、非沸騰水領域の面積を増加することにより、ボイド係数の絶対値の低減や炉停止余裕の向上を図っている。

#### (5) MOX燃料棒熱・機械特性

MOX燃料棒の熱・機械設計の条件は、

- ・最大線出力密度：44.0 kW/m (通常運転時)
- ・燃料集合体最高燃焼度：40 GWd/t
- ・炉内滞在期間：7年

である。

MOX燃料棒では、ウラン燃料棒に比べて熱伝導度の低下、FPガス放出の増加等によりペレットの温度が高くなる傾向にあるが、ペレット中心温度は寿命を通じて融点に対して十分低い値となっている。また、MOX燃料

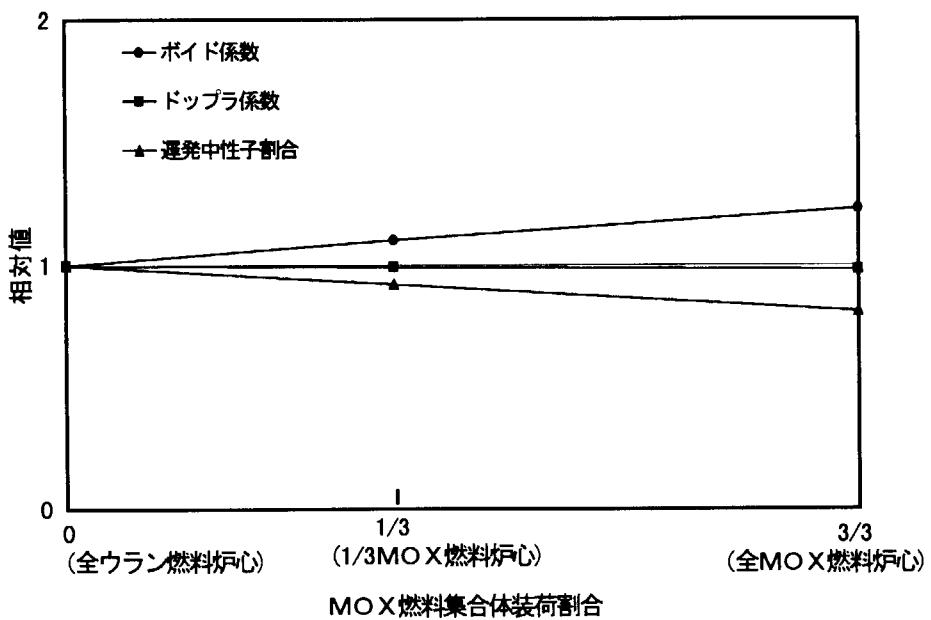


図6 MOX燃料装荷割合に対する炉心特性パラメータの変化

棒はウラン燃料棒より F P ガス放出、H e 放出が多く、燃料棒内圧が高くなる傾向にあるが、MOX燃料棒の燃料有効長をウラン燃料棒より短くしてプレナム体積を大きくした設計としているため、図7に示すように燃料棒内圧は寿命末期においてウラン燃料棒と同等となっている。

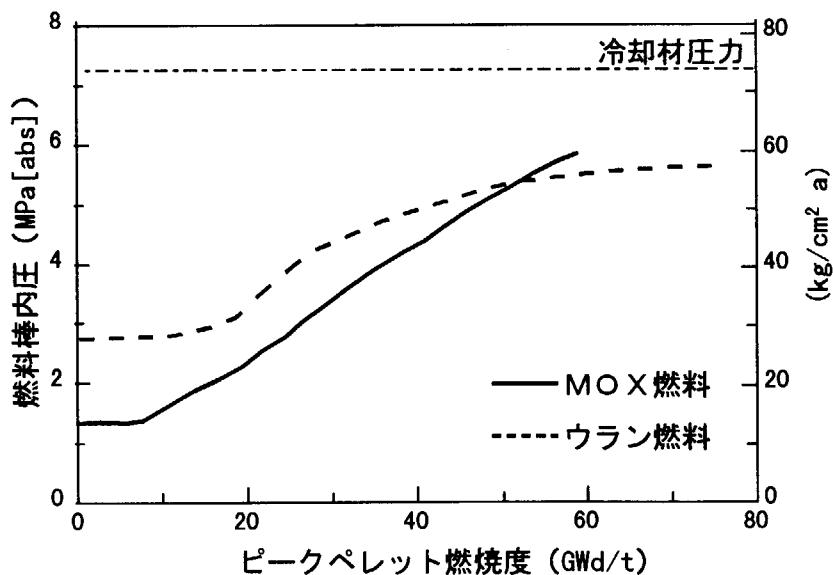


図7 MOX燃料棒内圧の燃焼変化

さらに、ウラン燃料棒の場合と同様、MOX燃料棒においても被覆管円周方向平均塑性歪、被覆管応力、疲労のいずれについても設計基準を満足することを確認した。また、燃料棒振動、フレッティング腐食、水素化、被覆管のクリープ圧潰、寸法・形状の安定性、燃料集合体の輸送及び取扱時の強度等については、MOX燃料集合体の基本構造は高燃焼度 $8 \times 8$ ウラン燃料と同一であり、高燃焼度 $8 \times 8$ ウラン燃料の実績等から、燃料の健全性を確保する観点で問題となることはない。

## 5. 安全評価

### (1) プラント過渡解析

MOX燃料を用いる場合に留意すべき特性は、ボイド係数がより負になることである。ボイド係数がより負であることは、「冷却材流量の部分喪失」のようにボイド量が増加する事象では、出力の低下が大きく結果がより楽になる。一方、ボイド量が急激に減少する事象では、出力の上昇が大きく結果を厳しくする傾向となる。

ボイド量が減少する事象である「給水加熱喪失」及び「負荷の喪失(発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不作動)」の $\Delta MCPR$ のMOX燃料集合体装荷割合に対する変化を図8に示す。

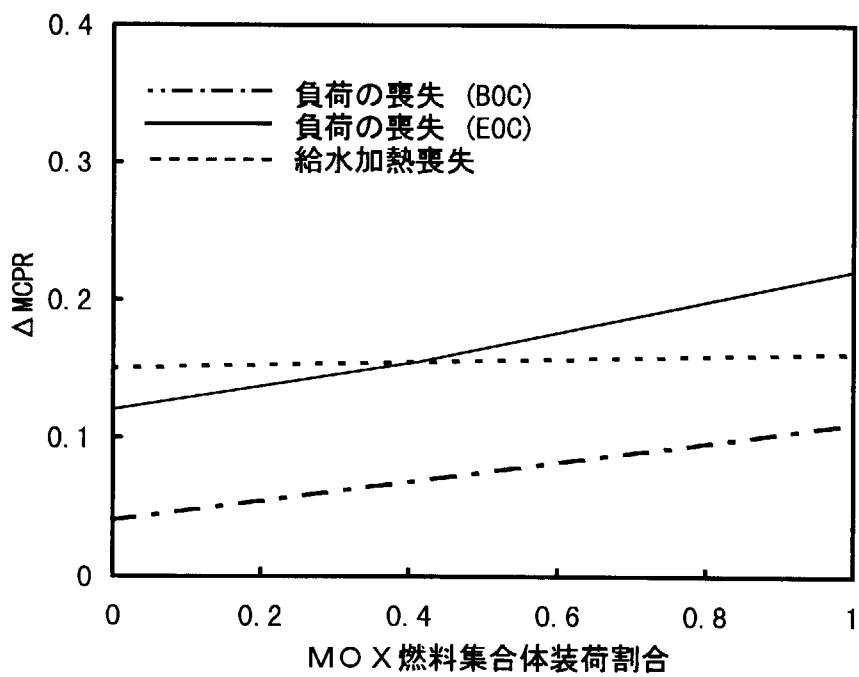


図8 MOX燃料装荷割合に対する $\Delta MCPR$ の変化

「給水加熱喪失」は、炉心入口冷却材温度の低下に伴い中性子束が穏やかに上昇する事象であり、中性子束の最大値は中性子束高スクラムで制限されボイド係数の大きさにほとんど依存しないため、 $\Delta M C P R$ のMOX装荷割合に対する感度は小さい。一方「負荷の喪失」では、ボイド係数の負の絶対値の大きいMOX炉心の方がウラン炉心よりも $\Delta M C P R$ が大きくなり、MCP Rは厳しくなる傾向となる。

このような解析は、実際の原子炉に各種の安全裕度を見込んで計算を行い、解析結果が保守的となるように初期状態を厳しく設定するとともに、炉心状態に応じサイクル早期及びサイクル末期用スクラム曲線を使用しているが、いずれの事象でも熱的制限値は満足されている。

## (2) 制御棒系事故解析

MOX炉心では、ウラン炉心に比べて遅発中性子割合が低下する等の特性があるが、それらの特性を考慮に入れて制御棒落下事故解析を実施した。「制御棒落下」については、落下制御棒価値を制御棒価値ミニマイザの設計基準である $1.3\% \Delta k$ とした評価条件において、MOX炉心とウラン炉心の燃料エンタルピはほぼ同等で、その最大値は約 $170 \text{ cal/g}$ となり、判断基準に対して十分余裕がある。「制御棒落下」時のMOX炉心の燃料エンタルビ変化をウラン炉心の場合と比較して図9に示す。

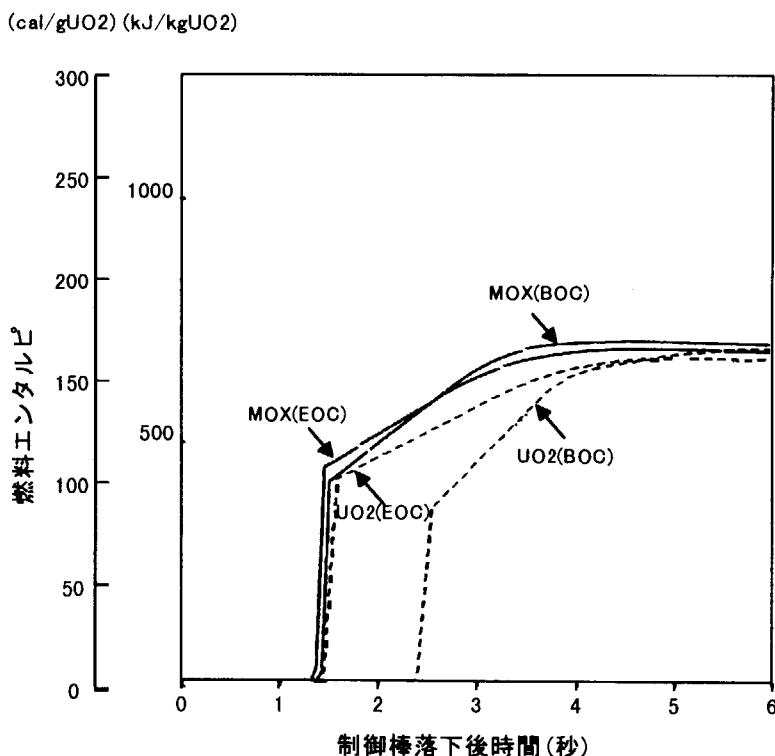


図9 制御棒落下時の燃料エンタルビの変化

炉心特性パラメータの差異による影響は小さい。なお、ウラン炉心サイクル初期の燃料エンタルビの時間変化が他と異なるのは、サイクル初期に軸方向出力分布が下方歪みであることによるものである。

以上の解析結果から、ウラン炉心と同様、判断基準を満足していることを確認した。

### (3) 事故解析

燃料被覆管温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」事故解析を実施した。

「原子炉冷却材喪失」は炉心ボイド率が増加する事象であり、ウラン炉心に比べてボイド係数の負の絶対値が大きいMOX炉心では、原子炉出力の低下が大きくなる傾向にある。一方、MOX燃料はウラン燃料に比べてペレットの初期顕熱は大きくなり、MOX燃料棒の被覆管温度は高くなる傾向にある。このような事柄を考慮すると、原子炉出力の時間変化はウラン炉心と同一とし、燃料被覆管温度の評価に際してはMOX燃料の物性等を使用することが保守的な評価となる。原子炉水位の低下及び燃料被覆管温度上昇が最も厳しくなる高圧炉心注水系配管両端破断時の解析では、事故直後の沸騰遷移により燃料被覆管温度は上昇するが、炉心は冠水維持される。この時の燃料被覆管最高温度は、MOX燃料ペレットの初期顕熱が大きいため、MOX炉心の方がウラン炉心よりも増加するものの約60°Cであり、判断基準の1200°C以下を満足する。

MOX炉心に対する事故解析結果から、ウラン炉心と同様、判断基準を十分満足していることを確認した。

## 6.まとめ

改良型BWRであるABWR(3926MWt)を対象に、ステップII燃料構造設計仕様のMOX燃料(取出平均燃焼度約33GWd/t)を用いた全MOX平衡炉心の燃料棒熱・機械設計、炉心設計及び安全評価の結果をまとめた。

燃料棒熱・機械設計及び炉心設計解析の結果、ウラン炉心と同様、それぞれの設計基準を満足できることを確認した。また、安全評価ではMOX燃料・炉心の特性を適切に考慮した解析を実施し、ウラン炉心と同様、安全評価の基準を満足できることを確認した。

## 参考文献

1. M. Aoyama et al., : Proc. of Pacific Basin Nuclear Conference, pp684-689 (1996).
2. M. Sasagawa et al., : Proc. of 6<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering, ICONE6-6473, (1998).



JP0050266

JAERI-Conf 99-014

### 3.2 全MOX-PWR炉心について (Full MOX Core Design for PWR)

駒野康男、柄原洋、石田睦美  
Y. Komano, H. Tochihara, M. Ishida

三菱重工業（株）  
Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

#### 要旨

改良型PWR(APWR)において、全MOX炉心を構成して炉心特性、燃料健全性、熱設計特性、安全性などについて評価した結果、大きな問題もなく成立性を確認した。又、全MOX-PWR炉心は、集合体内の富化度が1種類でよく可燃性毒物も不要であり、高燃焼度や長サイクル運転に適合しやすい優れた特徴のあることも確認した。

#### ABSTRACT

Full MOX core design for APWR was analyzed in nuclear design, fuel integrity analysis, thermal hydraulic design and safety analysis et. al. Feasibility of Full MOX core was confirmed from these analyses without any large modifications.

Full MOX PWR core has very good characteristics in which single Pu content in an assembly, burnable poison free, higher burnup and longer cycle operation are feasible.

#### 1. はじめに

全MOX-PWR炉心は、現在推進中の部分MOX炉心の実施の後に計画されている炉心であり、1基の原子炉で大量のPuを燃焼できることが特徴である。改良型PWRにおいて全MOX炉心を構築したときに、その炉心核特性、熱特性がどのように変化して、燃料健全性や炉心の安全性にどのような影響があるかについて検討した。

対象としたAPWR炉心の主要プラントパラメータを表1. に、炉心の配置図を図1. に示した。又、使用したPuの組成は、現在計画されている部分MOXの場合と同じ組成として表2. のものを使用した。

まず、部分MOX炉心から全MOX炉心に移行した場合の炉心特性への影響を定性的に図2. に示している。集合体内のPu富化度が1種類で済むことが大きな特徴である。あとは、制御棒の体数を必要最小限で配置するように設計検討することになる。

## 2. 炉心設計

### (1) 集合体内の富化度分布

全M O X-P W R炉心では、図3.に示すように集合体内の富化度は、1種類で良いという大きな特徴がある。

### (2) 核設計

初装荷炉心から平衡サイクル炉心まで運転期間を13.5ヶ月（初装荷炉心は16.5ヶ月）として核計算を実施した。各サイクルでのM O X燃料のPu富化度は、表3.に示すものを使用した。平衡サイクルでの富化度は、5.9%とした。

初装荷炉心および平衡サイクル炉心の装荷図は、図4.に示した。計算炉心特性パラメータの計算結果は、表3.にまとめている。それぞれの制限値に対して十分な余裕があることが分かる。横方向ピーフィングの燃焼による変化を図5.に示しているが、十分に小さな値で安定していることが分かる。図6.に軸方向の出力分布の変化の指標であるAxial Offset (AO) の燃焼による変化を示しているが、こちらも安定した変化であることが分かる。

### (3) 制御棒配置

全M O X炉心に対しては、現在開発している高性能制御棒を使用する事を計画している。高性能制御棒の概念図を図7.に示している。中性子吸収効果を大幅に向上させたことにより、制御棒の体数を減少することが可能である。

この高性能制御棒を図8.に示すように85体配置することにより、全M O X炉心での必要な反応度停止余裕を確保することが出来る。

尚、制御棒体数をウラン炉心の場合から増加させないためには、より細い燃料棒を使用するという代案も考えられる。

### (4) 热設計

热設計の面では、M O X燃料だからといって変化することはなく、特に問題はない。むしろ、軸方向出力分布の点からは、D N Bの厳しい炉心上部での出力が小さくなっているので热的余裕が増加する方向である。

## 3. 燃料健全性

燃料の健全性の点では、むしろ全M O X炉心の方が集合体内の燃焼度分布の歪みが小さいことと3サイクル目の出力が小さい点で燃料棒内圧が低下するので、より高燃焼度に対応しやすいと言う利点がある。図9.に燃料棒内圧の燃焼による変化を部分M O Xと比較して示している。全M O X炉心では、より高燃焼度まで内圧が増加しない事が分かる。

#### 4. 炉心の安全性

炉心の安全性の点では、表3.に示すように炉心特性パラメータが制限値に対して余裕を持っていることから問題ないと判断されるが、特に影響の大きいと考えられる以下の事故について検討した結果、問題ないことが確認された。

##### (1) 主蒸気管破断事故

減速材密度係数が大きくなり、制御棒価値が小さくなるので、より厳しい方向となるが、高性能制御棒を適切に配置することで問題なく対応することが出来る。

##### (2) 制御棒飛び出し事故

遅発中性子割合と即発中性子寿命が小さくなるので、より厳しい方向となるが、飛び出し制御棒価値自体が小さくなるので、問題となることはない。

##### (3) LOCA

MOX燃料にとっても、LOCA時の被覆管温度には特に影響はない。LOCA時の沸騰によるホウ素の析出については、濃縮ボロン-10の使用によりホウ酸濃度を低下しているので問題とはならない。

#### 5. 長サイクル運転炉心

全MOX炉心は、長サイクル運転に適していることから、24ヶ月運転炉心を検討した例を表4.に示している。特に問題となる点もなく、安定した炉心特性が達成されている。図10.に横方向ピーキングの燃焼による変化を示しているが、長サイクルになっても安定した変化を示していることが分かる。

#### 6. まとめ

APWRを対象として全MOX炉心設計を検討した結果、以下の結論を得た。

- ・全燃料棒をMOX燃料で構成することができる。Pu大量使用が可能（約2トン／年）
- ・1富化度、可燃性毒物なしのシンプルな炉心が可能。製造管理面で有利である。
- ・24ヶ月長サイクル運転の炉心構成も可能。
- ・DNB余裕はむしろ増加する。
- ・高性能制御棒の使用により制御棒増設は、約16体で対応可能である。
- ・炉心の安全性は、特に問題となる点はない。

結論として現行技術の延長で全MOX-APWR炉心を構築することが出来る。

## 参考文献

- [1] K.Takakuwa et al., "Advanced PWR in Japan", Proc. of ICONE-3, 2, 663 (1995)
- [2] H. Tochihara et al., "Full MOX Core Design for Advanced PWR", Proc. of GLOBAL '95, Versailles, Vol.2, pp.1401-1408 (1995)
- [3] Y. Komano et al., "Design Features for MOX Operation in APWR", Proc. of ICONE-4, New Orleans, Vol.2, pp.47-53 (1996)
- [4] M. Ishida et. al., "Improved Full MOX Operation for a Advanced PWR", Proc., of 10th PBNC, 1,690,(1996)
- [5] K. Seki et al., "Improvements of Control Rod Worth by Adopting Enriched  $^{10}\text{B}$  as RCC Absorber in PWR", Proc. of ICONE-6, 6453, (1998)

表 1 . モジュラーリアクタの比較

	APWR	4-LOOP PWR
電気出力 (MWe)	~1420 (~1530)	1180
熱出力 (MWth)	~4100 (~4450)	3411
線出力密度 (kW/m)	16.2 (~17.6)	17.9
集合体本数	257	193
燃料有効長 (m)	3.6	3.6
燃料配列	改良型 17x17	17x17
燃料棒外径 (cm)	0.95	0.95
ペレット外径 (cm)	0.82	0.82
燃料装荷量 (MTU)	118	89
制御棒本数(本)	69	53
制御棒材質	Ag-In-Cd(AIC)又は 濃縮B <sup>10</sup> B4C/AICハイブリッド	Ag-In-Cd
集合体内制御棒本数	24	24
ケミカルシム	濃縮B-10	天然B

表 2 . MOX燃料のPu組成(wt%)

Pu <sup>238</sup>	1.9
Pu <sup>239</sup>	54.9
Pu <sup>240</sup>	23.7
Pu <sup>241</sup>	11.2
Pu <sup>242</sup>	6.6
Am <sup>241</sup>	1.7

表 3 . 100%MOX炉心主要パラメータのまとめ (1/2)

設計条件 及び評価パラメータ	100%MOX炉心				
	Cycle-1	Cycle-2	Cycle-3	Cycle-4	Cycle-5
サイクル長さ (EFPM)	16.5	13.5	13.5	13.5	13.5
バーナブル・アフソーバー	不要	不要	不要	不要	不要
Pu富化度(wt%)/体数					
第1領域	2.0/89	2.0/ 1			
第2領域	4.9/84	4.9/84			
第3領域	5.9/84	5.9/84	5.9/81		
第4領域		5.9/88	5.9/88	5.9/81	
第5領域			5.9/88	5.9/88	5.9/81
第6領域				5.9/88	5.9/88
第7領域					5.9/88

表 3 . 100%MOX炉心主要パラメータのまとめ (2/2)

設計条件 及び評価パラメータ	100%MOX炉心		制限値
	Cycle-1	Cycle-5	
燃焼度特性			
最大集合体燃焼度 (MWd/t)	21300	47100	48000
FΔH	1.39	1.4	1.51
FQ	2.13	1.93	2.5
Axial offset (%)	-11.4/-6.1	-6.2/-7.0	
炉心主要パラメータ			
減速材温度係数			
BOC,HZP,ARO,NO-XE(pcm/°C)	-6.1	-17.2	0
EOC,HFP,RIL,EQ-XE (pcm/°C)	-75.6	-76.5	-94
反応度停止余裕 (%Δρ)	3.23	2.71	2.5
制御棒飛び出し事故			
飛出制御棒価値 (%Δρ)			
BOC,HZP	0.21	0.18	0.44
EOC,HZP	0.29	0.19	0.52
飛び出し時 FQ			
BOC,HZP	6.3	4.9	11
EOC,HZP	10.1	7.6	18

表 4

## 100% MOX炉心での長サイフル運転の成立性

運転期間	22.5EFPM	制限値
取替体数	132体	-
Pu <sup>f</sup> 富化度 (高富化度分布無)	7.5wt%	-
BP	不要	-
減速材温度係数(pcm/°C)	-4 ~ -71	0 ~ -94
横方向ピーキング最大	1.42	< 1.51



24ヶ月運転が富化度1種類／BP無のシンプル設計で可能

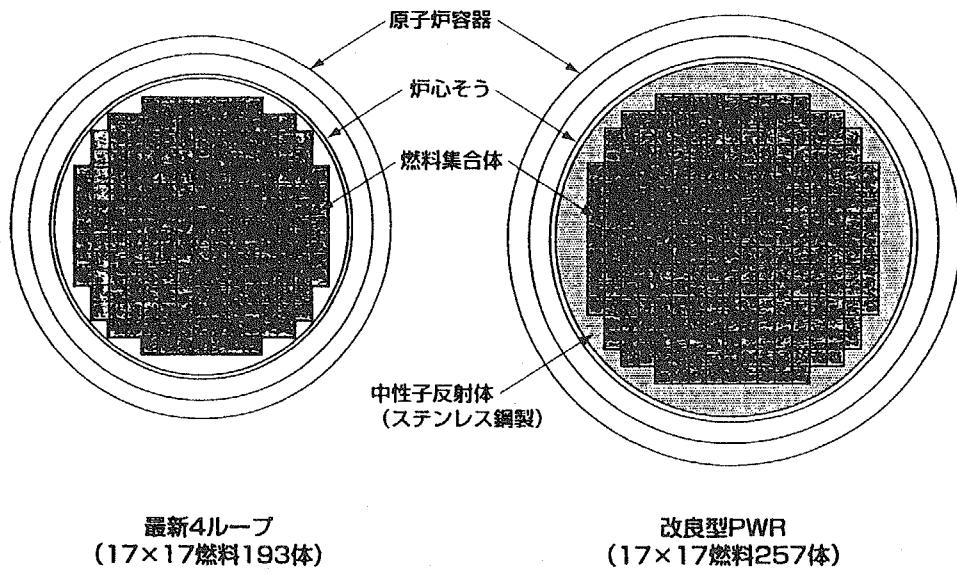


図 1

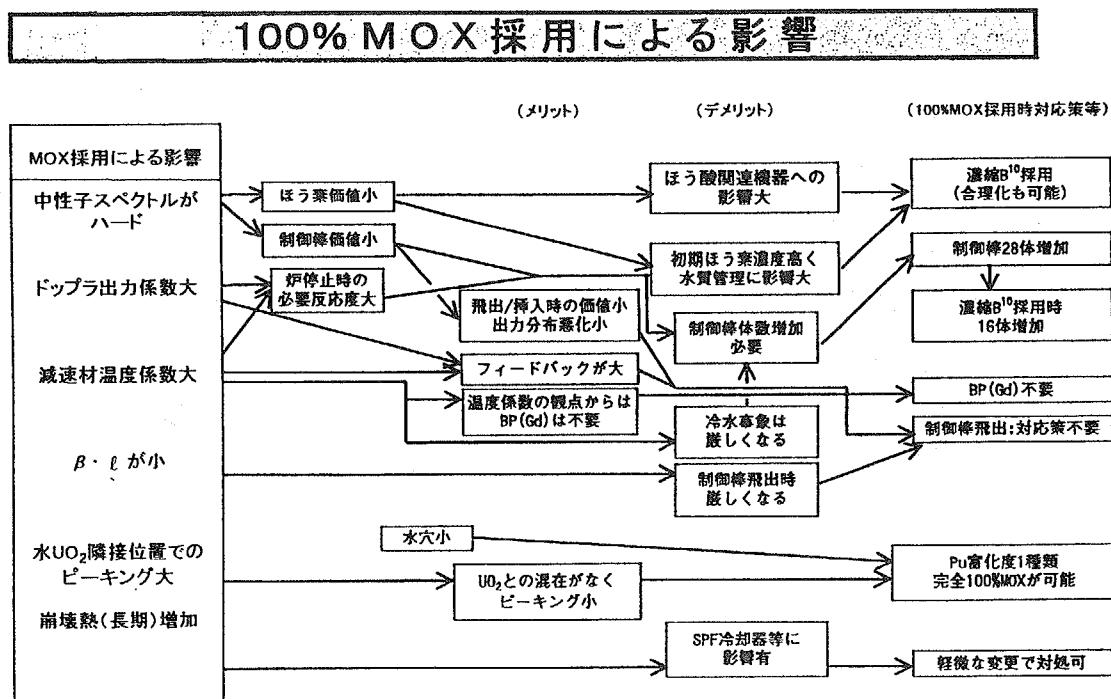


図 2

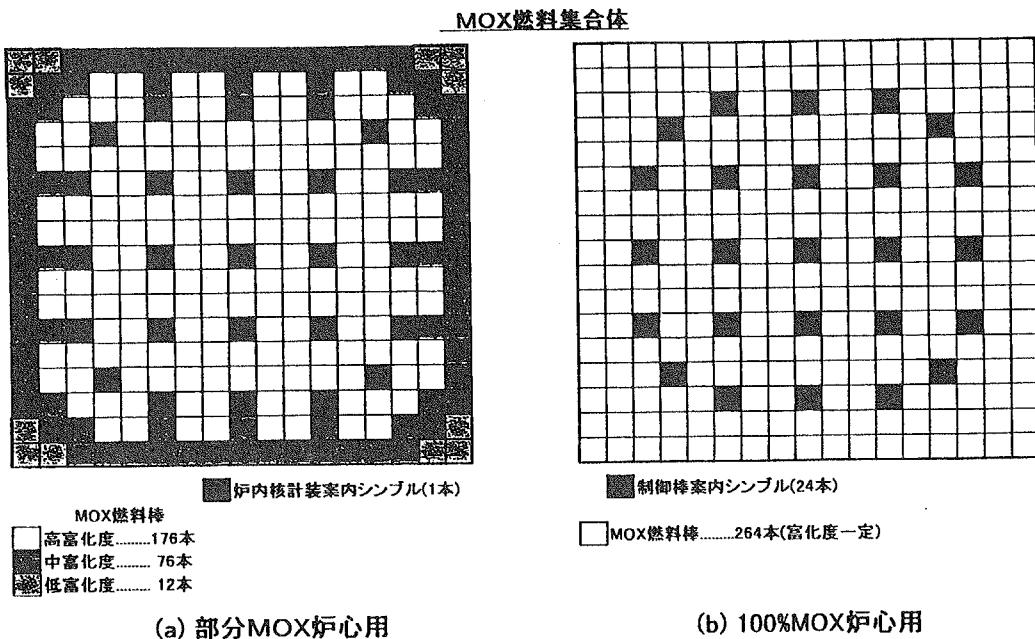


図 3

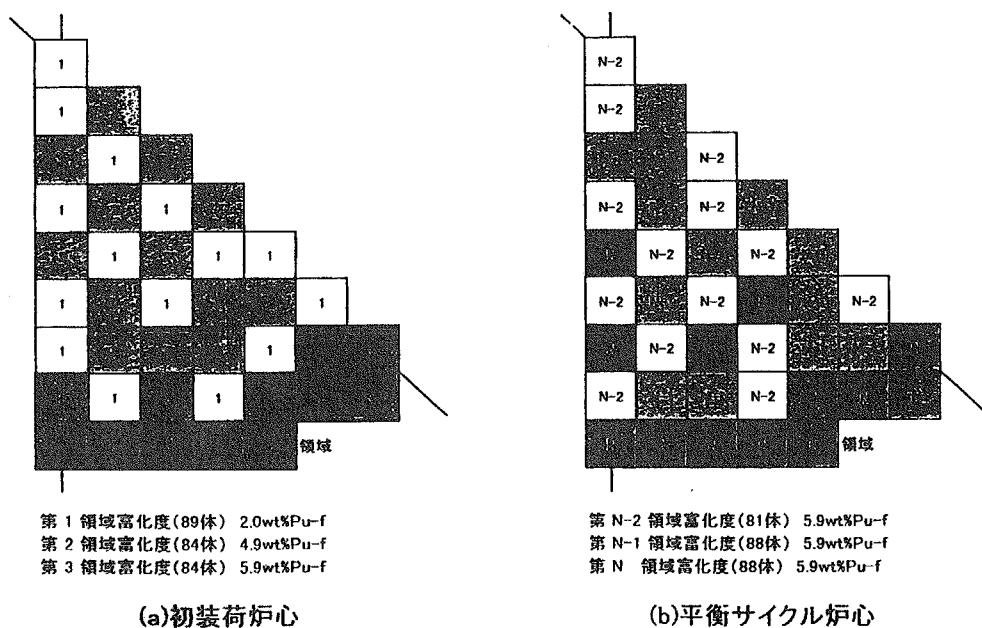


図 4 . 燃料装荷パターン

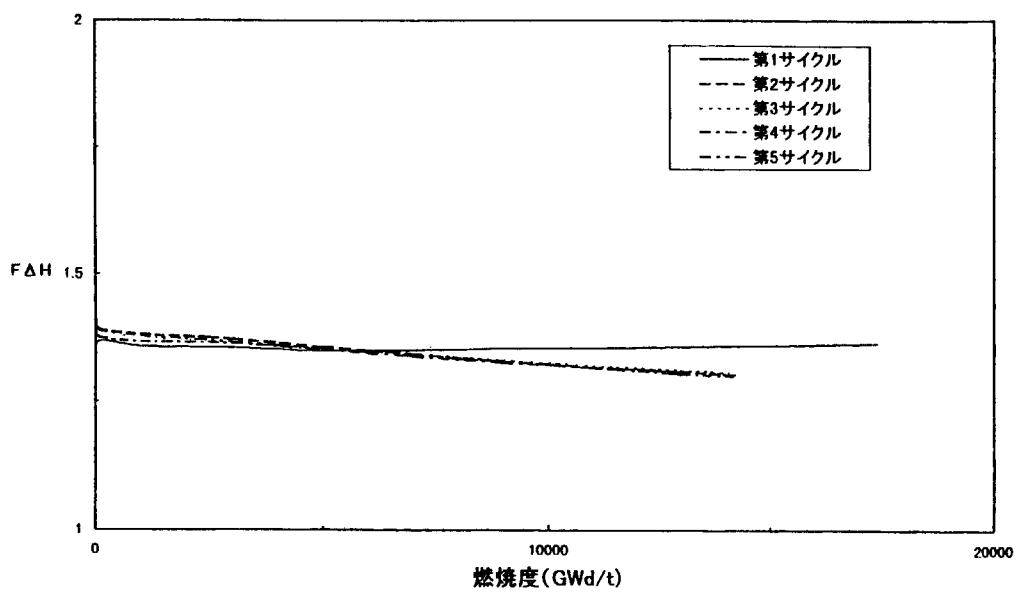


図 5 . 横方向ピーキング( $F\Delta H$ )対サイクル燃焼度

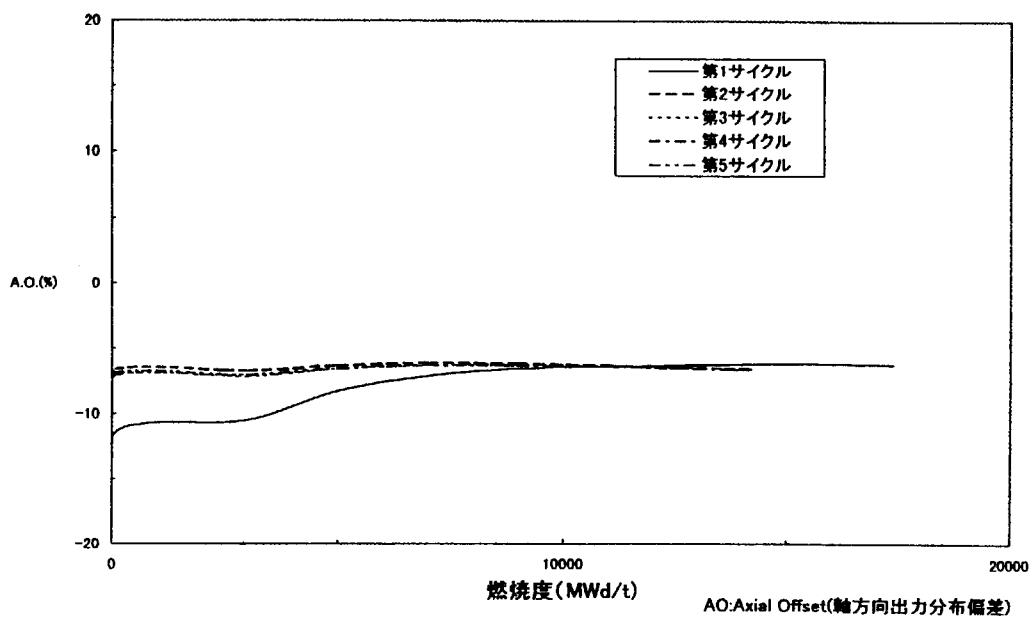


図 6 . AO 対 サイクル燃焼度

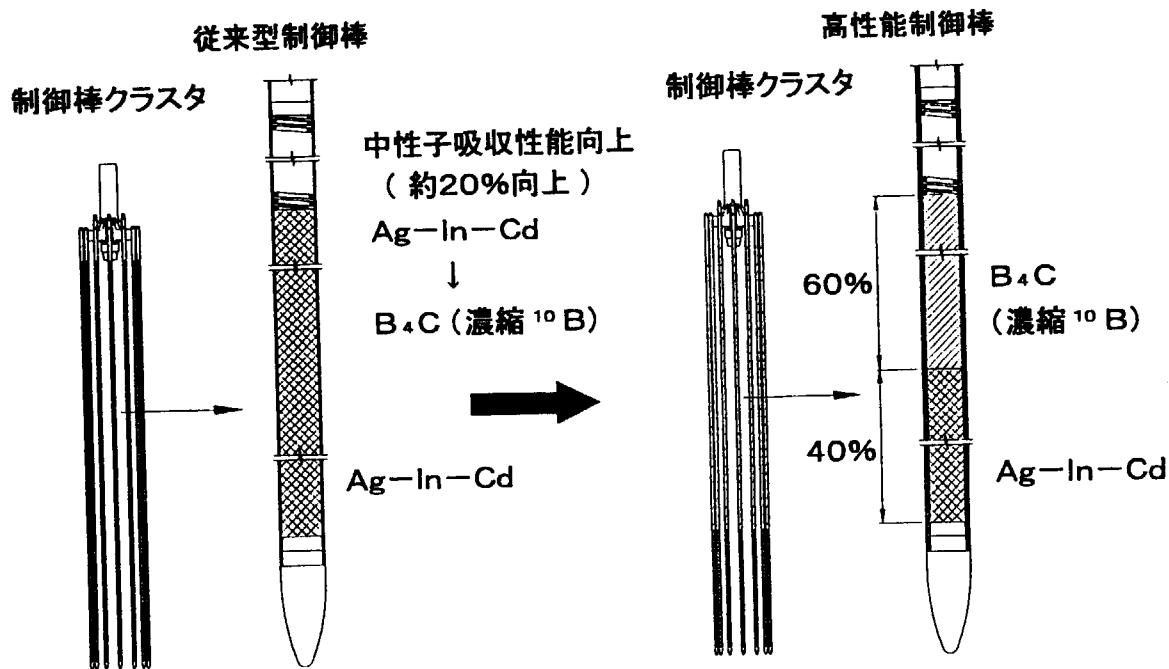


図7. ハイブリッド型制御棒クラスタ概念図

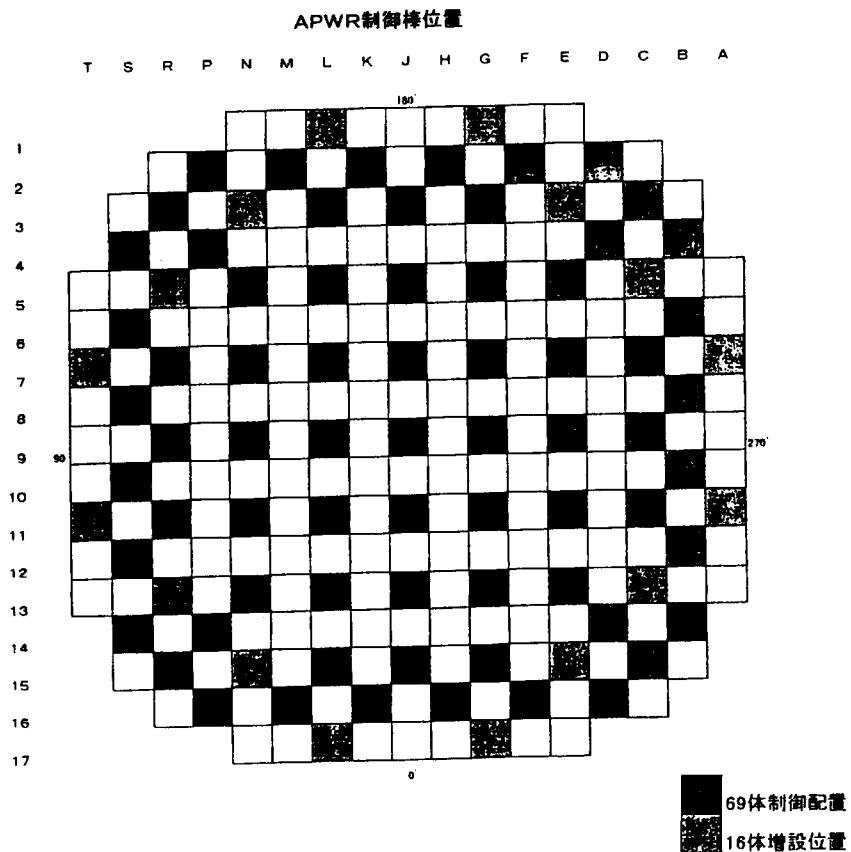


図8

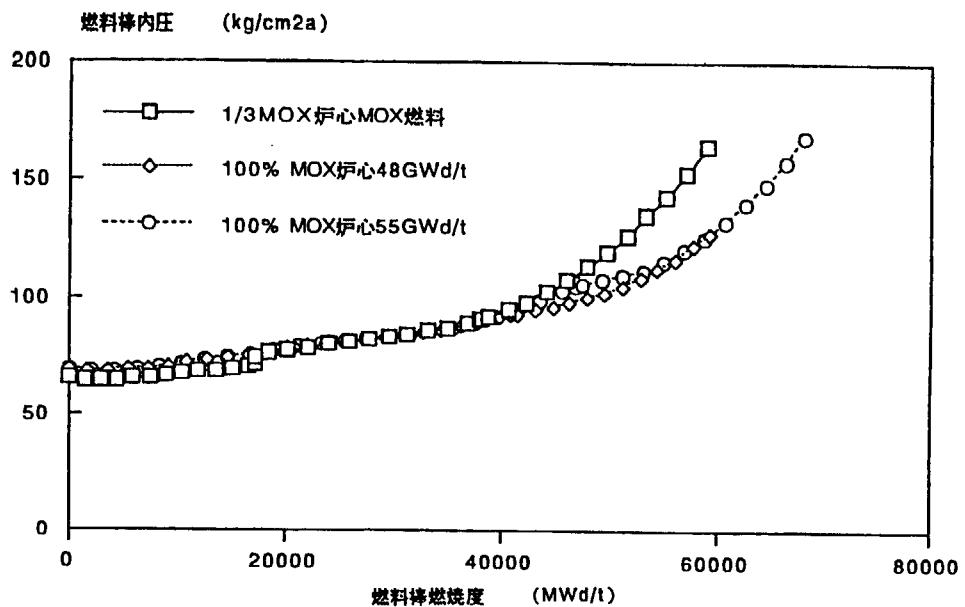


図 9 . 100%MOX炉心での内圧評価

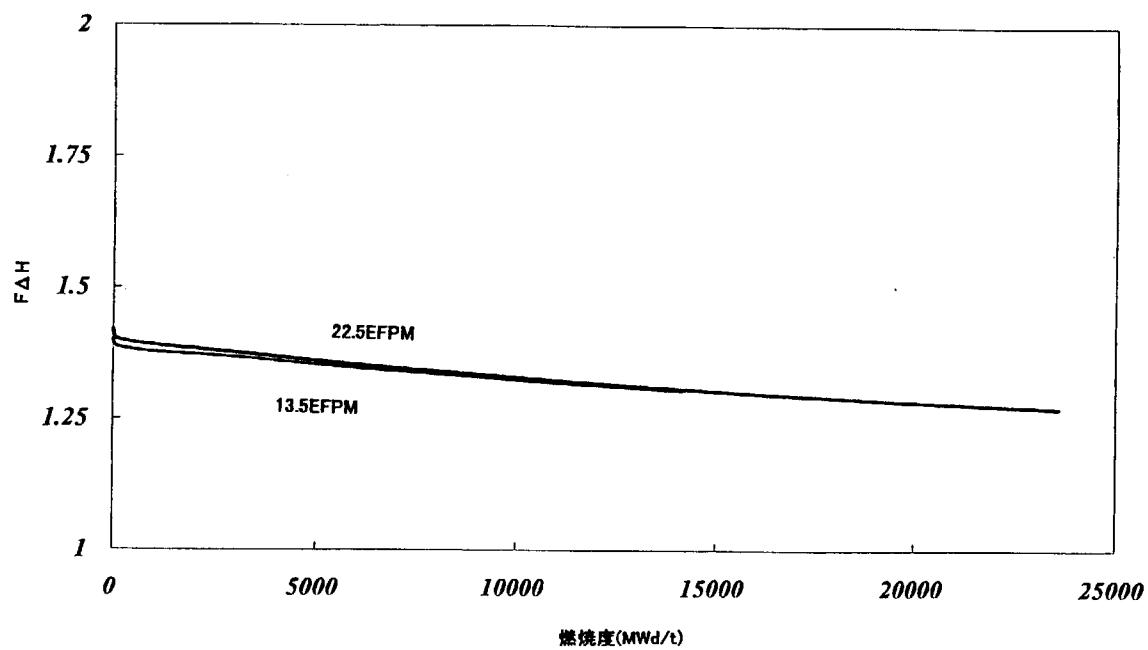


図 10 .  $F\Delta H$  対 燃焼度



JP0050267

JAERI-Conf 99-014

### 3.3 MOX炉物理試験MISTRAL計画の現状とその解析

### Status of MOX Core Physics Experiments: MISTRAL and Analysis

山本 徹

Toru YAMAMOTO

原子力発電技術機構

Nuclear Power Engineering Corporation

#### 要旨

原子力発電技術機構（NUPEC）は通産省からの委託事業として、リサイクル当たりのプルトニウム消費量を増加し、プルトニウムを有効に利用する軽水炉MOX炉心概念の研究を実施している。この目的に応えるために、改良型軽水炉（ABWR、APWR）を基本に従来の格子より水対燃料比を大きくする高減速炉心を検討している。MOX炉物理試験計画MISTRALは高減速MOX炉心を対象として、基礎的な炉物理パラメータを測定する試験であり、1996年よりNUPEC、フランス原子力庁（CEA）原子炉局（DRN）及びCEAの産業界提携パートナーの共同研究としてカダラッシュ研究所の臨界試験装置EOLEを使用して実施している。試験は1ウラン燃料体系と3MOX燃料体系について実施している。NUPECは、これらの新しい試験データに加え、CEAが以前に実施したMOX炉物理試験計画EPICUREの試験データ入手し、その解析をJENDL3.2ライブラリーとSRAC及びMVPコードを利用して進めている。

#### Abstract

Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC) has been studying advanced MOX LWR core concepts that give higher plutonium consumption rate and use plutonium effectively. This study is entrusted by the Japanese Ministry of International Trade and Industry (MITI). For this purpose, NUPEC has been working on the cores with higher moderation ratio than the conventional ones based on ALWRs (ABWR and APWR). A MOX core physics experiment program, MISTRAL, aims to obtain the basic core parameters of high moderation MOX cores. It was started from 1996 at a light water critical assembly, EOLE, at the Cadarache research center in the collaboration of NUPEC, CEA/DRN and CEA's industrial partners. The experiments consist of one UO<sub>2</sub> and three MOX core configurations. In addition to these new data, NUPEC has obtained a part of the data of the MOX core physics experiment, EPICURE, which CEA had conducted before the MISTRAL. The analysis of those data is progressing with the SRAC system and the MVP Monte-Carlo code coupled by the JENDL3.2 library.

## 1. はじめに

(財) 原子力発電技術機構(NUPEC)が通商産業省からの委託事業として実施している「プルトニウム有効利用炉心技術調査」<sup>(1)(2)</sup>では、改良型軽水炉(APWR及びABWR)をベースとして、リサイクル当たりのプルトニウム消費量を増加し、プルトニウムを有効に利用する炉心概念の調査を実施している。この調査では、プルトニウムを有効利用する指標として「核分裂性プルトニウムの消費割合(=(新燃料装荷時の核分裂性プルトニウム-燃料取出時の核分裂性プルトニウム)/新燃料装荷時の核分裂性プルトニウム)」を取り上げ、これを増加するため水対燃料比(以下、H/HM(水素原子数/重金属原子数)として表す)を増加する炉心・燃料の概念の研究を実施している。

この研究の中で炉心の設計解析をサポートするために、既存の格子よりH/HMが大きいMOX燃料炉心の炉物理試験<sup>(3)(4)</sup>(MISTRAL計画)を、1996年よりNUPECとCEA/DRN及びフランスの産業界との共同研究として実施してきている。この炉物理試験は現在進行中であるが、ここではその状況と試験データの解析について述べる。また、MISTRAL計画により得られる試験データを補う目的で入手した、CEA/DRNが過去に実施したMOX燃料炉物理試験<sup>(5)</sup>(EPICURE計画)についても触れる。

## 2. MISTRAL計画の状況

MISTRAL計画の目的は、水対燃料比を高めた格子のMOX炉心の炉物理パラメータを系統的に得ることにある。本計画はNUPECとCEA/DRN及びフランスの産業界との共同研究として実施されており、NUPECの提携パートナーとして電力会社と軽水炉プラント・燃料メーカーが研究に参加している。計画の目的を達成するために定められた4つの炉心構成と測定パラメータを第1表に示す。炉心1は比較の対象となるウラン炉心であり、炉心2~4は高減速MOX炉心である。炉心体系としては、炉心1~炉心3が均質炉心、炉心4はPWRのMOX燃料集合体を模擬したモックアップ炉心である。測定項目は、1) 臨界質量、バックリング、スペクトルインデックスのような基本的炉心特性、2) 減速材に希釈したほう素、吸収棒、ウォータホールの反応度価値、3) 減速材温度係数、ボイド反応度、実効遅発中性子割合のような炉心安全パラメータなどである。

炉心1:H/HM~5の正方格子のウラン均質炉心であり、MOX炉心の参照炉心である。

炉心2:H/HM~5の均質正方格子のMOX炉心であり、水対燃料比を高めたMOX炉心の基本特性を取得するための炉心である。

炉心3:H/HM~6の均質正方格子のMOX炉心であり、水対燃料比を増加する効果を得るために炉心である。

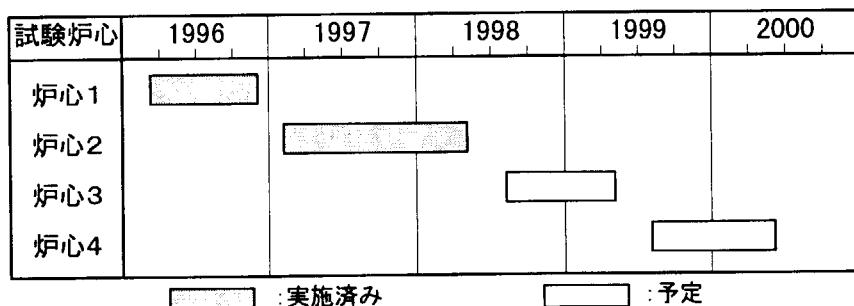
炉心4:MOXのPWR燃料集合体モックアップ炉心である。

試験の全体スケジュールを第1図に示す。炉心1の試験は1996年3月に測定を開始し、同年11月に終了した。最初のMOX炉心の試験である炉心2の試験は、1997年2月に開始し1998年4月に終了した。1998年8月からは、炉心3の試験を実施しており、1999年5月に終了す

る予定である。続いて、1999年8月から炉心4試験を実施する計画である。

第1表 MISTRAL計画の測定項目

項目	炉心1	炉心2	炉心3	炉心4
減速材対燃料体積比	1.8	1.8	2.1	~2
減速材対燃料原子数比	5.1	5.1	6.2	~6
燃料濃縮度(全Pu富化度)	UO <sub>2</sub> -3.7%	MOX-7.0%	MOX-7.0%	MOX-7.0%
臨界質量	○	○	○	○
ホウ素濃度	○	○	○	○
バックリング	○	○	○	
スペクトルインデックス	○	○	○	
径方向出力分布				○
軸方向出力分布				○
温度反応度係数(等温)	○	○	○	
ホウ素反応度価値	○	○	○	○
吸収材価値	○(4種類)	○(4種類)	○(2種類)	
制御棒クラスタ価値				○(2種類)
2次元ボイド			○	
遅発中性子割合( $\beta_{eff}$ )	○	○		
燃料棒置換(ウォータホール)	○	○		



第1図 MISTRAL試験スケジュール

### 3. 試験装置及び炉心構成

#### (1) 試験装置

MISTRAL計画は、CEAのカダラッシュ研究所に設置された臨界実験装置EOLEを用いて実施している。EOLEは、いわゆるタンク型の臨界実験装置であり、遮蔽を施した直径約2.3m、高さ約3mの外部タンクの中に直径約1m、高さ約1mの炉心タンクが配置され、試験体となる燃料棒を炉心タンク中央に円筒形状に組み上げ、減速材である水を満たして炉心を構成している。写真1に炉心タンクの写真を示す。燃料棒は炉心の上下に配置されたグリッド板で保持されており、臨界近接時を除き通常の試験において、水位は燃料棒の有効長の上端から約20cmの位置に保たれている。臨界調節は燃料棒本数や減速材である水に溶かしたホウ素濃度を変えて行い、微少な反応度の調整は

1本のパイロットロッド(微調整制御棒)の挿入量を調整して行う。炉停止用に4体のクラスター安全棒が設置されているが、臨界近接時を除き通常の試験では全引き抜きされている。また、MISTRAL計画より、減速材温度を10°Cから80°Cまで制御できる温度制御装置が追加されている。

試験に使用する燃料棒は、被覆管外径9.5mmの標準17×17型PWR燃料棒を短尺化したものであり、燃料有効長は約80cmである。燃料棒は、濃縮度3.7wt%のUO<sub>2</sub>燃料棒と富化度7.0wt%のMOX燃料棒を基本にし、必要に応じて8.7wt%及び4.3wt%のMOX燃料棒も使用する。炉心のH/HMの調整などのために、これらの燃料棒の外周にアルミ合金のオーバークラッドを装着し炉心に装荷する。

## (2) 炉心構成

炉心1はH/HM=5.1の均質ウラン炉心であり、第2図に炉心構成を示す。燃料棒ピッチは1.32cmであり、約750本の濃縮度3.7wt%のUO<sub>2</sub>燃料棒及び17本の制御棒用ガイドチューブで炉心を構成する。ほう素濃度は約300ppmであり、基準炉心の温度は約20°Cである。

炉心2はH/HM=5.1の均質MOX炉心であり、第3図に炉心構成を示す。燃料棒ピッチは炉心1と同じ1.32cmであり、7.0wt%のMOX燃料棒約1,600本、臨界を達成するための8.7wt%MOX燃料棒、及び17本の制御棒用ガイドチューブで炉心を構成する。ほう素濃度は0ppmであり、基準炉心の温度は約20°Cである。

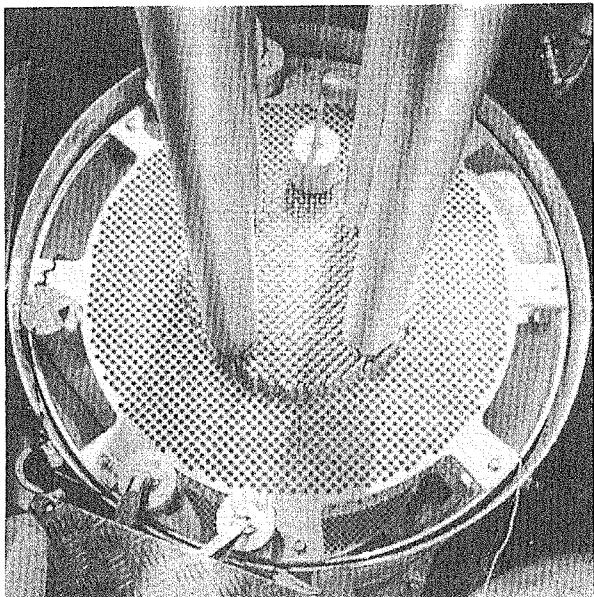
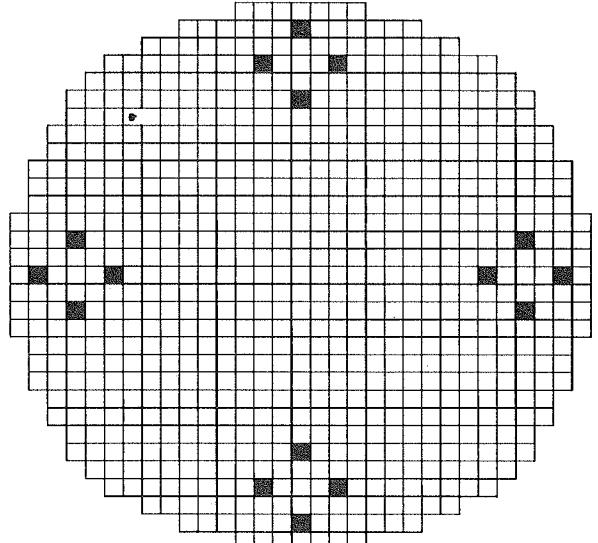


写真1 EOL E臨界試験装置の炉心タンク



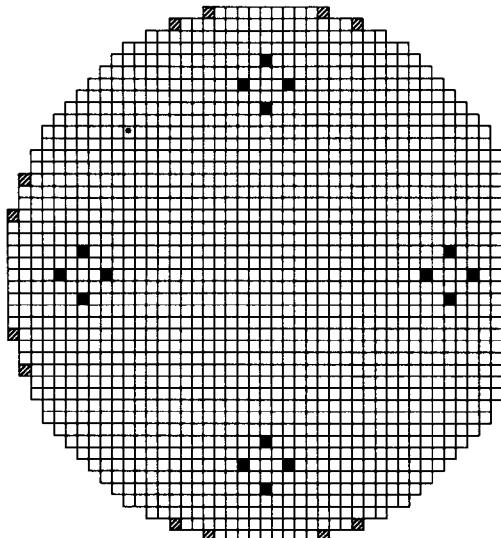
□	UO <sub>2</sub> 燃料棒 (3.7%)
■	安全棒 16本
●	微調整棒 1本

第2図 炉心構成(炉心1)

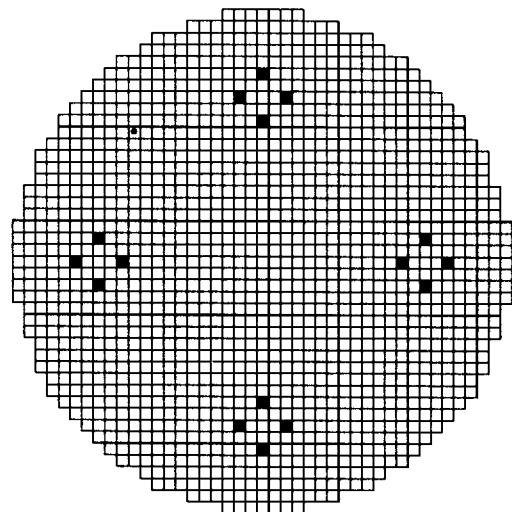
炉心3はH/HM=6.2の均質MOX炉心であり第4図に炉心構成を示す。燃料棒ピッチは1.39cmで、7.0wt%のMOX燃料棒約1,400本及び17本の制御棒用ガイドチューブで炉

心を構成する。

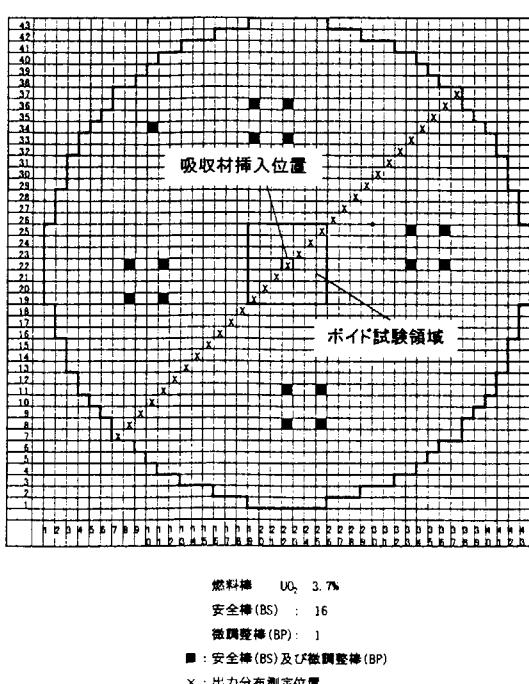
炉心4はH/HM=~6のモックアップMOX炉心である。燃料棒ピッチは1.32 cmで、17x17配列中に制御棒が入る25本のシンプル管を配置し、7.0wt%のMOX燃料棒約1,600本で炉心を構成する予定である。



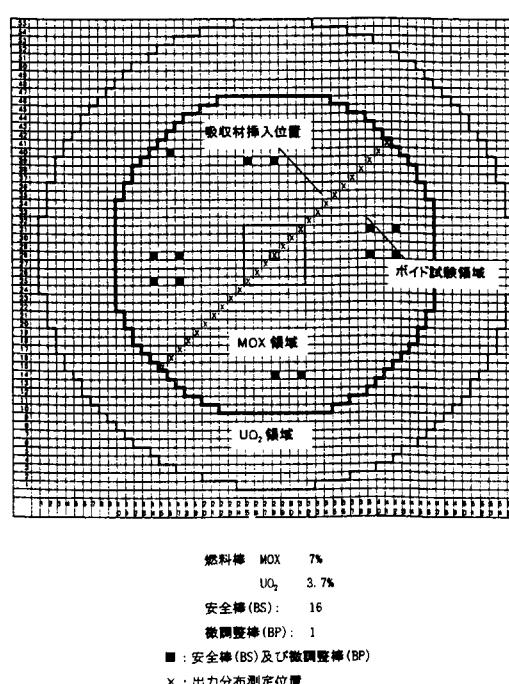
第3図 炉心構成(炉心2)



第4図 炉心構成(炉心3)



第5図 UH 1.2 炉心の径方向断面図



第6図 MH1.2 炉心の径方向断面図

#### 4. 測定項目と測定方法

第1表に各炉心の測定項目を示している。測定データの品質を確保する観点から、測定原理の異なる複数の測定法を採用している。

##### (1) 出力分布

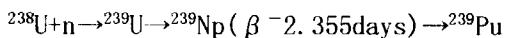
炉心の半径方向と軸方向の出力分布は小型核分裂電離箱（4 mm  $\phi$ ）と燃料棒の積分ガンマスキャン法により測定する。炉心中央部におけるこれらの出力分布を最小自乗法によりフィッティングすることにより、幾何学的バックリング  $B_r^2$  と  $B_z^2$  を求める。

##### (2) スペクトルインデックス

$^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  などの同位体を電極に塗布した小型核分裂電離箱により、炉心の同じ場所における核分裂率を測定し、 $\sigma_f^{239}\text{Pu}/\sigma_f^{235}\text{U}$ 、 $\sigma_f^{241}\text{Pu}/\sigma_f^{239}\text{Pu}$  などのスペクトルインデックスを求める。

##### (3) コンバージョンファクタ

$^{238}\text{U}$  の吸収と燃料棒全核種の核分裂の比として定義されるコンバージョンファクタの測定を燃料棒からのガンマ線を測定することにより行う。<sup>(7)</sup> 測定したガンマ線は核分裂生成物である  $^{143}\text{Ce}$  の 293.27 keV 及び  $^{140}\text{Ba}$  の 537.31 keV、及び



の  $^{239}\text{Np}$  の 277.60 keV である。

##### (4) 温度係数

10 °C から 80 °C の間の温度点において、ほう素の希釈または炉心サイズの変更により必要な反応度の補償を行うことにより、臨界を達成しペリオドを測定する。2つの異なる温度の間の反応度差は、ほう素の反応度係数や周辺燃料棒価値及びペリオドを用いて導出する。また、2つの状態の反応度差は中性子源増倍法による方法でも測定する。

##### (5) ほう素反応度価値

ほう素濃度の微少な変化による反応度変化（微分価値）を測定するために、基準の臨界炉心構成からほう素濃度をわずかに変えた2つの状態について、ペリオドと中性子源増倍法により反応度を測定する。また、ほう素濃度を0から 600 ppm 程度まで大幅に変えた時の負の反応度を、中性子源増倍法により測定する。

##### (6) 吸収材価値・ウォータホールの価値

炉心中心の燃料棒を  $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 、Ag-In-Cd、天然  $\text{B}_4\text{C}$ 、濃縮  $\text{B}_4\text{C}$  の吸収棒に置き換え、炉心の反応度変化を減速材中のほう素の希釈または炉心サイズの変更により補償し、残留反応度をペリオド法により測定する。

ウォータロッドを模擬するために、炉心中心の 3 × 3 の 9 本の燃料棒を引き抜きその反応度と半径方向の出力分布を測定する。

##### (7) 制御棒クラスタ価値

炉心 4 の PWR モックアップ炉心において、Ag-In-Cd と濃縮  $\text{B}_4\text{C}$  のクラスタ制御棒反応度価値及び挿入時の出力分布を測定する。

## (8) 2次元ボイド

炉心中心部の $7 \times 7$ 本の燃料棒全長に水を排除する厚いオーバークラッドを装着することなどにより、約30、50、100%ボイドを模擬した領域を設け、その反応度を減速材中のほう素の希釈により補償し、残留反応度をペリオド法により測定する。半径方向の出力分布を燃料棒のガンマスキャンにより測定する。

## (9) 実効遅発中性子割合

この測定は炉心の核分裂の積分値測定とノイズの周波数解析を組み合わせた方法により行なう。<sup>(7)</sup>

5. E P I C U R E 計画<sup>(5)</sup>の炉物理試験

E P I C U R E 計画は、フランスでのプルサーマルにおける核計算精度の向上を目的として C E A / D R N により実施された M O X 炉物理試験であり、U O <sub>2</sub> 燃料と M O X 燃料の混在炉心を含む体系での測定が行われた。前記の M I S T R A L 試験は高減速体系での M O X 燃料装荷炉心を主な対象としているが、M I S T R A L 計画の試験結果を補完し高減速体系での M O X 燃料の炉物理特性を十分に把握することを目的として、E P I C U R E 計画の一部の炉心体系についての試験結果を入手し解析を行っている。E P I C U R E 計画において使用された試験装置は、前記の M I S T R A L 計画と同じである。E P I C U R E 計画のうち N U P E C が試験結果を入手し解析を実施している炉心構成は、U H 1. 2 及び M H 1. 2 であり、燃料棒ピッチは現行の P W R と同一、燃料棒を覆うオーバークラッドにより運転時の P W R の燃料棒格子とほぼ同等の H / HM とした体系である。U H 1. 2 炉心はすべて濃縮度 3. 7 w t % の U O <sub>2</sub> 燃料棒で構成した均質炉心であり、M O X 炉心に関する実験のリファレンスとなる U O <sub>2</sub> 炉心である。M H 1. 2 炉心は富化度 7. 0 w t % の M O X 燃料棒と濃縮度 3. 7 w t % の U O <sub>2</sub> 燃料棒を環状の二領域に配置した炉心で、中央領域で M O X 燃料に関する炉物理特性の測定を行うものである。これらの炉心の燃料棒配置を第 5 図及び第 6 図に示す。また、測定項目を第 2 表に示す。

## 6. 解析方法

解析には S R A C コードシステム<sup>(8)</sup> 及び M V P コード<sup>(9)</sup> を使用した。また、核定数ライブラリとしては、評価済み核データファイル J E N D L - 3. 2<sup>(10)</sup>に基づくものを使用した。S R A C は決定論的手法に基づく計算コードであり、他方、M V P コードは連続エネルギーモンテカルロ計算を行う計算コードである。これらの計算コード、核定数ライブラリは日本原子力研究所で開発・編集され一般公開されている。S R A C を用いる場合、解析は少数群定数を作成する格子計算と系全体を取り扱う体系計算とに分離され、それぞれの段階において体系の適切なモデル化が必要となる。格子計算においては、S R A C 内の衝突確率計算モジュール P I J により 107 群のスペクトル計算を行ったのち、得られたスペクトルを用いてエネルギー・空間縮約を行い少数群の格子均質化定数を作成した。得られた少数群の均質化定数は、体系計算にて使用する。

第2表 UH1.2炉心とMH1.2炉心の詳細測定項目

項目	UH1.2	MH1.2
基準炉心試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>・臨界質量（実効増倍率）</li> <li>・径方向出力分布</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・臨界質量（実効増倍率）</li> <li>・径方向出力分布</li> <li>・スペクトルインデックス (相対核分裂率) <math>^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}</math>、<math>^{241}\text{Pu}/^{235}\text{U}</math></li> </ul>
吸收材値試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>・吸收材反応度値</li> <li>・径方向出力分布</li> </ul> <p><u>吸收材</u></p> <p>ほう珪酸ガラス Ag-In-Cd 天然B<sub>4</sub>C</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・吸收材反応度値</li> <li>・径方向出力分布</li> </ul> <p><u>吸收材</u></p> <p>ほう珪酸ガラス Ag-In-Cd 天然B<sub>4</sub>C <math>\text{UO}_2+\text{Gd}_2\text{O}_3</math>, Hf</p>
2次元ボイド試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ボイド反応度値</li> <li>・径方向出力分布</li> </ul> <p><u>ボイド率</u></p> <p>30%、50%、100%</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ボイド反応度値</li> <li>・径方向出力分布</li> </ul> <p><u>ボイド率</u></p> <p>30%、50%</p>

体系計算は、体系の対称性を考慮し1／4炉心体系にて実施した。なお、計算理論としては、通常の解析には拡散理論を選択した。また、輸送理論による詳細な検討も一部実施した。拡散及び輸送計算には、それぞれS R A C内のC I T A T I O Nモジュール及びT W O T R A Nモジュールを用いた。S R A Cによる計算手法は現行の核計算手法の代表的なものであり、ここで得られる知見は同種の計算手法を採用した計算コードへフィードバックされることが期待される。

またM V Pは、連続エネルギーモンテカルロ計算に基づく計算コードのため、計算手法上の近似を最小限にとどめることができ、高精度の解を得ることができる。ただし、出力分布等の詳細な情報を得るためにには多くの統計情報が必要となり、膨大な計算時間が必要となる。

## 7. M I S T R A L試験解析

現在M I S T R A L試験は進行中であり、M I S T R A L試験に対する解析精度については、これから実施する試験の結果も含めて総合的に判断する必要があり、計算値と測定値の差の要因検討もこの中で行っていく予定である。ここではM I S T R A L炉心1（ウラン炉心）、炉心2（M O X炉心）の基準炉心及びスペクトルインデックスの解析について、現在までに得られている予備解析の結果を紹介する。

### (1) 基準炉心

第3表に示すように、炉心1において基準炉心の微調整棒を全引抜きした状態に対する実効増倍率

の計算値と測定値の差は、S R A C で  $-0.19\% \Delta k$ 、M V P で  $+0.39\% \Delta k$  であった。これらの結果は、E P I C U R E 試験のウラン炉心であるU H 1. 2 炉心の場合と比べて、S R A C では  $0.26\% \Delta k$ 、M V P では  $0.12\% \Delta k$  いずれも負側にシフトしている。ウラン炉心においては、M V P の高減速化に対する計算値と測定値の差の変化幅は、S R A C に比べて小さかった。また、炉心 1 の等価直径は約 40 cm と小さく、中性子漏れ量が大きいため、輸送効果は  $0.78\% \Delta k$  あり、U H 1. 2 炉心の 1.5 倍であった。第 7 図に、炉心径方向出力分布を示す。出力分布に対する計算値と測定値の平均自乗差は、炉心 1 では S R A C で 2.0%、M V P で 1.7% である。

炉心 2 において、基準炉心の微調整棒全引抜きした状態に対する実効増倍率の計算値と測定値の差は、S R A C で  $+0.41\% \Delta k$ 、M V P で  $+0.65\% \Delta k$  であった。M H 1. 2 炉心の結果と比べると、S R A C では  $0.11\% \Delta k$ 、M V P では  $0.22\% \Delta k$  大きくなっている。なお、炉心 2 の等価直径は約 60 cm で、輸送効果の大きさは  $0.1\% \Delta k$  程度であった。第 8 図に、炉心 2 の径方向出力分布を示す。出力分布に対する計算値と測定値の平均自乗差は、S R A C で 1.1%、M V P で 1.6% である。これは、炉心 1 の場合に比べ M V P は同等、S R A C では小さくなっている。また、E P I C U R E 試験のMOX装荷炉心であるM H 1. 2 の場合と比較しても有意な差は生じていない。

## (2)スペクトルインデックス及びコンバージョンファクタ

スペクトルインデックスは、核種の異なる小型核分裂電離箱を炉内に挿入して各核分裂核種の核分裂反応率を測定し、それらの比をとることによって算出している。

一方、コンバージョンファクタは、

$$\text{コンバージョンファクタ} = ({}^{238}\text{U} \text{の中性子捕獲反応率}) / (\text{全核分裂反応率})$$

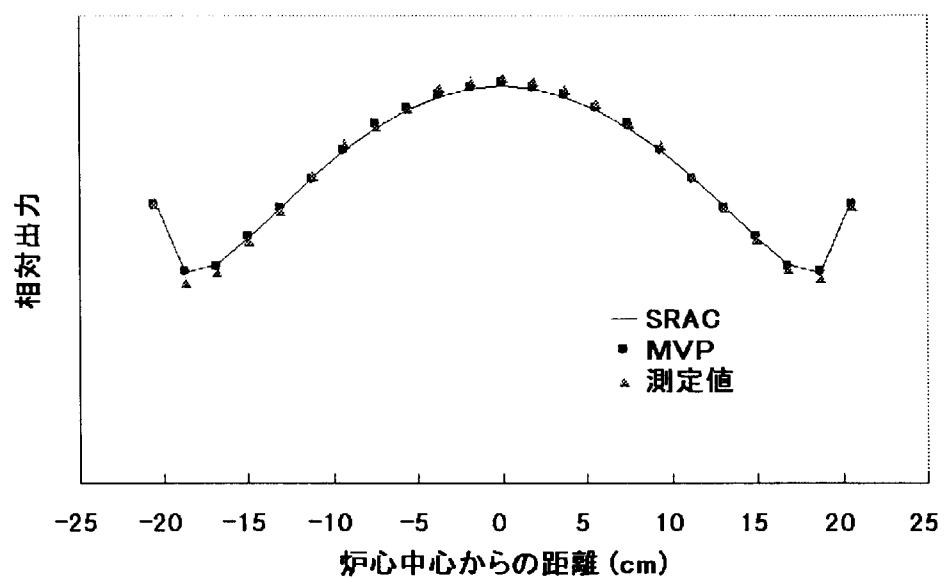
で定義される。単一格子体系でこれを模擬し、衝突確率計算によりコンバージョンファクタを求めた。

スペクトルインデックスとコンバージョンファクタに対する計算値と測定値との比 (C/E) を第 4 表に示す。スペクトルインデックスについては、E P I C U R E の場合と同様、 ${}^{235}\text{U}$  の核分裂断面積に対する  ${}^{239}\text{Pu}$  及び  ${}^{241}\text{Pu}$  の核分裂断面積比 ( ${}^{239}\text{Pu}/{}^{235}\text{U}$ 、 ${}^{241}\text{Pu}/{}^{235}\text{U}$ ) について比較した。

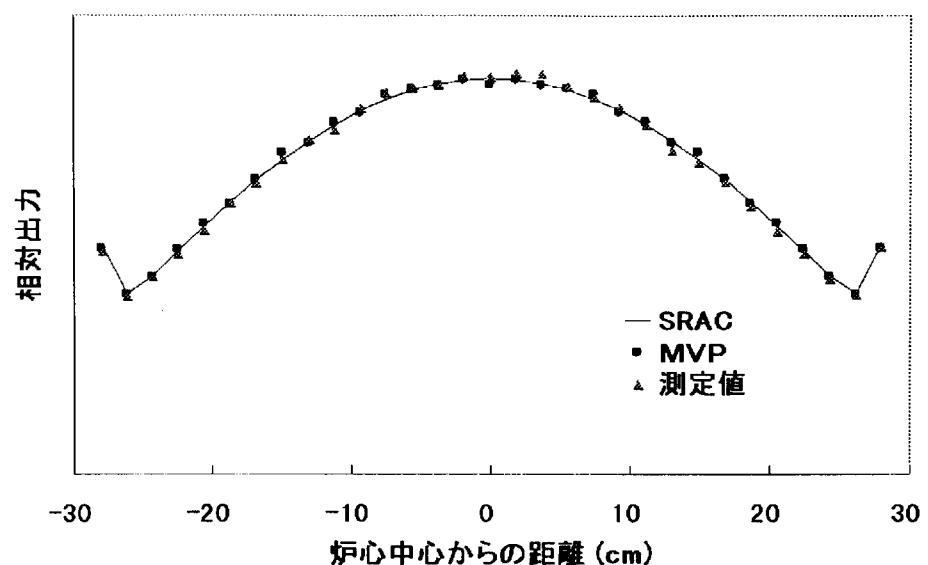
炉心 1 では、 ${}^{239}\text{Pu}$  及び  ${}^{241}\text{Pu}$  の  ${}^{235}\text{U}$  に対する相対核分裂断面積比の C/E は、それぞれ 1.01、1.00 であり、測定に起因する誤差 (2~4%) 以内で一致した。また、コンバージョンファクタについても、C/E は 1.02 であり、測定誤差 (3%) 以内で一致している。

炉心 2 では、 ${}^{239}\text{Pu}$ 、 ${}^{241}\text{Pu}$  の  ${}^{235}\text{U}$  に対する相対核分裂反応率比の C/E は、それぞれ 1.04、1.02 である。炉心 1 に比べると測定値との差は大きいが、測定誤差の 3 倍以内で一致している。コンバージョンファクタに対する C/E は 1.01 であり、測定誤差 (3%) 以内で一致している。

E P I C U R E 計画の 2 炉心の解析結果の詳細は文献<sup>(11)</sup>に示しており、第 3 表、第 4 表にその一部を示す。



第7図 MISTRAL 炉心1の炉心径方向の出力分布の比較



第8図 MISTRAL 炉心1の炉心径方向の出力分布の比較

第3表 実効増倍率の(計算値-測定値)の比較

	MISTRAL	MISTRAL	EPICURE	EPICURE
炉心	炉心1	炉心2	UH1.2	MH1.2
燃料棒	3.7% UO <sub>2</sub>	7% MOX (Mainly)	3.7% UO <sub>2</sub>	3.7% UO <sub>2</sub> + 7% MOX
H/HM	5.1	5.1	3.7	3.7
炉心直径	~ 40 cm	~ 60 cm	~ 50 cm	~ 70 cm
SRAC ( Pij + TWOTRAN )	- 0.19 %Δk	+ 0.37 %Δk	+ 0.07 %Δk	+ 0.29 %Δk
MVP	+ 0.39 %Δk ± 0.03 % (1σ)	+ 0.65 %Δk ± 0.02 % (1σ)	+ 0.51 %Δk ± 0.02 % (1σ)	+ 0.43 %Δk ± 0.02 % (1σ)

第4表 スペクトルインデックスとコンバージョンファクタの(計算値/測定値)の比較

	MISTRAL	MISTRAL	EPICURE	
炉心	炉心1	炉心2	MH1.2	
燃料棒	3.7% UO <sub>2</sub>	7% MOX (一部 8.7% MOX)	3.7% UO <sub>2</sub> + 7% MOX	
H/HM	5.1	5.1	3.7	
位置	中心	中心	UO <sub>2</sub> 領域	MOX領域
スペクトル インデックス	239Pu/235U 241Pu/235U	1.01 ( 2.4 ) 1.00 ( 3.6 )	1.02 ( 2.0 ) 0.96 ( 2.9 )	1.05 ( 2.1 ) 0.97 ( 2.9 )
コンバージョンファクタ		1.02 ( 3.0 )	1.01 ( 2.7 )	-

( ) 内の数値は測定誤差 (単位 : %)

## 8. あとがき

高減速化したMOX燃料炉心を対象とした炉物理試験<sup>(3), (4)</sup> (MISTRAL計画) を、フランスのCEA/DRNとの共同研究として実施している。試験は1996年から2000年までの計画で進行中であり、現在試験結果が得られつつあるところであり、その解析も進行中である。NUPECは高減速体系でのMOX炉心の特性を十分に把握するために、CEA/DRNが以前に実施した従来の減速比格子体系のMOX炉物理試験<sup>(5)</sup> (EPICURE計画) の結果も併せて入手し解析している。

これらのMOX炉物理試験の解析は、評価済み核データライブラリJENDL-3.2<sup>(10)</sup>を用い、決定論的手法に基づく計算コードであるSRACコードシステム<sup>(8)</sup>と連続エネルギーモンテカルロコードMVP<sup>(9)</sup>を利用して解析を実施している。現在までの解析の結果では、実効増倍率、燃料棒出力分布、スペクトルインデックス、吸収材反応度価値、ボイド反応度価値の実験結果と解析結果の一一致は良好であり、ウラン燃料体系とMOX燃料体系の解析精度の差、並びに、ウラン燃料体系及びMOX燃料体系の高減速化による解析精度への影響は見られなかった。今後更に炉物理試験を進め、試験結果の解析を通してこの傾向を確認する予定である。

## 参考文献

- (<sup>1</sup>) Kanagawa,T. et al.: *Proc. International Conference on Future Nuclear Systems, Global'97*, Vol.1, p.281 (1997).
- (<sup>2</sup>) Yamamoto,T. et al.: *IAEA-TCM on "Fuel Cycle Options for LWRs and HWRs,"* Victoria, Canada, April 28 - May 1, 1998.
- (<sup>3</sup>) Cathalau,S. et. al.: *Proc. International Conference on Physics of Reactors, Physor96*, Vol.3, H-84 (1996).
- (<sup>4</sup>) Yamamoto,T. et al.: *Proc. International Conference on Future Nuclear Systems, Global'97*, Vol.1, p.395 (1997).
- (<sup>5</sup>) Mondot,J. et al.: *Proc. International Conference o the Physics of Reactors, Physor90*, Vol.1, p.VI-53 (1990).
- (<sup>6</sup>) Nakajima, K., et al.: *Nucl. Sci. Eng.*, 116, 138 (1994).
- (<sup>7</sup>) Martini, M., Pierre, J.: *ANS 1994 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics*, Knoxville, Tennessee (1994).
- (<sup>8</sup>) 奥村啓介,金子邦男,土橋敬一郎: *JAERI-Data/Code 96-015*, (1996).
- (<sup>9</sup>) 森貴正,中川正幸: *JAERI-Data/Code 94-007*, (1994).
- (<sup>10</sup>) Sibata, K.: *JAERI 1319*, (1990).
- (<sup>11</sup>) 神田啓治,他: 日本原子力学会誌, 40 (11),834 (1998).



JP0050268

JAERI-Conf 99-014

### 3.4 全MOX高燃焼PWR

Full MOX high burn-up PWR

大久保 努, 久語 輝彦, 嶋田 昭一郎, 新谷 文將, 落合 政昭  
Tsutomu Okubo, Teruhiko Kugo, Shoichro Shimada, Fumimasa Araya and Masa-aki Ochiai

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

#### 要 旨

将来型軽水炉の概念検討の一つとして、経済性の向上、使用済み燃料の発生量低減、Puの有効利用等を目指し、100GWd/t程度の高燃焼度及び3年程度の長期サイクル運転の達成が可能なフルMOX燃料炉心を備えた軽水炉の検討を進めている。ここでは、PWRに関する検討の概要を報告する。現在までに、上記の目標を達成可能な炉心として、減速材対燃料体積比が2.6～3.0の範囲にある高減速化した炉心を提案しており、核設計及び熱水力設計計算によりその性能を評価するとともに、受動的安全性を有する炉システムにおいて使用することを想定して、それに対する安全設計を実施している。

#### Abstract

As a part of conceptual investigation on advanced light water reactors for the future, a light water reactor with the high burn-up of 100GWd/t, the long cycle operation of 3 years and the full MOX core is being studied, aiming at the improvement on economical aspects, the reduction of the spent fuel production, the utilization of Plutonium and so forth. The present report summarizes investigation on PWR-type reactors. The core with the increased moderation of the moderator-to-fuel volume ratio of 2.6～3.0 has been proposed be such a core that accomplishes requirements mentioned above. Through the nutronic and the thermo-hydrodynamic evaluation, the performances of the core have been evaluated. Also, the safety designing is underway considering the reactor system with the passive safety features.

## 1. はじめに

原研では、将来型軽水炉の概念検討の一つとして、経済性の向上、使用済み燃料の発生量低減、Puの有効利用等の核燃料サイクルやバックエンド対策との整合性も考慮した炉概念の構築を目指し、100GWd/t程度の高燃焼度及び3年程度の長期サイクル運転の達成が可能なフルMOX燃料炉心を備えた軽水炉の検討を進めている<sup>1),2)</sup>。ここでは、PWRに関する検討<sup>1)</sup>の概要を述べる。

現行軽水炉においては、ウランの濃縮度を高めることによって高燃焼度化を進めているが、この方法では、国内燃料加工施設の許認可上の取扱い上限濃縮度5%の場合でも、3バッチ燃料交換方式で60GWd/t程度の燃焼度しか達成できない。しかも、反応度の温度係数や初期の余剰反応度の観点から、可燃性毒物(Burnable poison)の使用が必要となっている。これに対し、炉心をフルMOX燃料化することにより、燃焼反応度を小さくでき、高燃焼度化及び長期サイクル運転化に適した炉心の構築が可能となるとともに可燃性毒物の使用が不要となる可能性も高い。この例をFig. 1に示す。本図には、減速材対燃料体積比(Vm/Vf)が2.5で核分裂性Puの富化度が8.8%の場合に対する計算結果をウラン炉心の場合と比較して示しているが、MOX燃料の使用によって3バッチ燃料交換方式で100GWd/t程度の燃焼度の達成が可能であることを示している。

一般に、MOX燃料の使用によって、炉内の中性子スペクトルが硬化することから、軽水炉での使用にあたっては、減速材の割合を増加させる高減速化によって、制御材の価値を現行炉並に増加させるとともにPuの有効燃焼を図ることが、炉物理的な観点からプルサーマルの延長線上であって現行炉の核特性範囲を大きく越えないための方策と言われている。このことから、本検討に於いても、Vm/Vfを増加させる高減速化の方向で検討を行い、以下に示す様に、Vm/Vfの増加による高減速化の程度が炉心の核特性及び熱水力特性に及ぼす効果を検討した上で炉心の概念を構築している。

## 2. 高燃焼度MOX炉心の基本核特性

高燃焼度MOX PWR炉心の基本核特性を把握するために、炉心の主要パラメータであるPu富化度、Vm/Vf等を設計変数として、SRACコード<sup>3)</sup>を用いて格子燃焼計算によるパラメータスタディを実施した。本計算では、水ロッドチャンネルを減速材領域に含めた1次元等価円柱モデルを用いた。エネルギー群としては、高速31及び熱29の計60群とし、共鳴領域は超詳細群計算により厳密に取り扱った。また、使用したPu組成は、Table 1に示すが、4.9%濃縮のU燃料を55GWd/t燃焼させた後、再処理前4年及び再処理後3年経過したPu同位体組成をSRACコードにより計算したものである。尚、U母材は、0.2%劣化Uとした。

Pu富化度及びVm/Vfに対する実効増倍率の燃焼特性をFig. 2に示す。いずれ

のPu富化度においても、Vm/Vfの増加に伴い実効倍率が増加することが分かる。また、14%程度のPu富化度があれば、3バッチ燃料交換方式で100GWd/tの燃焼度の達成が可能であることが分かる。同時に、この富化度においては、Vm/Vfが3程度まではその増加に伴う到達燃焼度の増加が見られるものの、Vm/Vfが3以上ではその増加に伴う到達燃焼度の増加が著しく小さくなることが分かる。

ケミカルシムの使用の観点から、Pu富化度及びVm/Vfに対するボロン効果の特性をFig. 3に示す。ボロン効果は、Pu富化度が低い程及びVm/Vfが大きい程大きいものの、現行PWRに対する値(-8 pcm/ppm程度)に比べると半分以下程度の値になっている。このことから、サイクル初期の臨界ホウ素濃度は現行炉の2倍程度になることが予想され、濃縮ボロンの使用が必要となると考えられる。

減速材ボイド係数特性の例をFig. 4に示す。これは、Vm/Vfが3の場合のPu富化度及びボイド率に対するボイド係数特性の結果を示している。この図から、Pu富化度が低いほどボイドの増加によってボイド係数が大きな負の値をとることが分かる。しかし、Pu富化度が21%程度と高くなると、ボイドの増加によってボイド係数がより正側の値をとる傾向が現れはじめ、ボイドの値によらずほぼ一定の値をとることが分かる。

Pu富化度及びVm/Vfに対する減速材温度係数特性をFig. 5に示す。ボイド係数特性と同様に、Pu富化度が高いほど温度係数が正側の値をとることが分かる。Vm/Vfに対する依存性は、Pu富化度によりその傾向が異なり、低Pu富化度の場合にはVm/Vfの増加に伴い温度係数が正側の値をとる傾向を持つが、高Pu富化度になるにつれてVm/Vfの増加に伴い温度係数が負側の値をとる傾向となる。

### 3. 炉心特性の検討

#### 3.1 炉心仕様

上記の核特性の検討から、炉物理的な観点からは、Vm/Vfが2.5～3程度の高減速型炉心が適切と考えられるが、熱水力的な観点からは、Vm/Vfを増加させると一般的には不利な要因となる。即ち、Vm/Vfを増加させると、冷却材流速の減少や出力密度の低下を招くおそれがある。冷却材流速の減少は限界熱流束比(DNBR)を低下させる。また、出力密度の低下を補うために線出力密度を増加させると、サイクル長の減少とDNBRの悪化を招く。さらに、出力密度の低下を補うために炉心を大きくする上でも、炉容器の大きさに製作上の限界が存在する。従って、これらの諸因子を考慮した適切な炉心仕様の設定が必要となる。

Vm/Vfを増加させる方策としては、次の3つの方法が考えられる。

- 1) 燃料棒配列ピッチを広げる。
- 2) 燃料棒を細径化する。
- 3) 燃料棒を水穴／水棒で置換する。

これら の方法には、それぞれ一長一短があり、目指す炉心の方向に応じた選択が必要である。第1の方法は、減速度が高い場合には、後述する様に DNBR の低下が問題となる。第2の方法は、DNBR の観点からは第1の方法より優れているが、サイクル長が低下する。第3の方法は、燃料集合体製作上及び冷却材流速上の利点があるが、局所ピーキングの増加による熱水力特性の悪化が懸念される。

$V_m/V_f$  の増加に伴う DNBR の低下を Fig. 6 に示す。本結果は、Fig. 7 に示す形狀を有する 600MWe 級の径方向及び局所ピーキング 1.3 及び 1.2 の炉心に対してサブチャンネル解析コード COBRA-IV-I<sup>4</sup>と修正W-3 相関式<sup>5</sup>を用いて実施した計算の結果である。本結果から、Fig. 6 の黒丸付きの実線に示される様に、外径 9.5mm の燃料棒を用いた現行 PWR の  $17 \times 17$  型燃料集合体 ( $V_m/V_f = 1.9$ ) をベースとして、燃料棒配列ピッチを広げることによって  $V_m/V_f$  を増加させると、最小 DNBR の低下 ( $\Delta MDNBR$ ) が著しく、DNBR の観点から  $V_m/V_f$  を大きく増加させることはできないことが分かる。一方、同図の黒四角付きの実線は、燃料棒外径を 9.5mm から減少させた細径化の場合を示すが、細径化によって線出力密度が低下する効果により、 $\Delta MDNBR$  の低下は問題とならない程度であることが分かる。実際には、細径化に伴う線出力密度の大幅な低下を避けるために、燃料棒表面熱流束が細径化前と同程度になる様に線出力密度を調整するのが一般的であるが、こうすることにより、図中の黒四角付きの破線に示す様に、DNBR の観点から前記2者の中間的な設計が可能となる。

以上述べた高燃焼度 MOX 炉心設計の考え方を Fig. 8 にまとめて示す。本検討では、1,100MWe 級までの大出力化と 3 年程度の長期サイクル運転の達成を優先させる観点から、 $17 \times 17$  型燃料集合体の燃料棒配列ピッチを広げた  $V_m/V_f = 2.5$  程度の炉心を選定した。具体的には、燃料棒配列ピッチを現行の 12.6mm から 13.8mm へと大きくし  $V_m/V_f = 2.6$  とすることとした。また、サイクル長及び DNBR の観点から、線出力密度を現行の 17.9kW/m から 10%程度低下させた 16.0kW/m とした。

本研究では、原研で概念検討が行われた受動安全軽水炉 JPSR<sup>6</sup>の受動的安全システム概念を有効に活用することを想定し、その設計と同等の電気出力 60 万 kW 級の炉心を検討の対象とした。また、最終目標である 100GWd/t 燃焼炉心に加え、実用化の早さの観点から意味があると考えられる 60GWd/t 燃焼炉心の概念の検討もオプションとして同時に行った。

燃料集合体の諸元を Table 2 に示す。燃料棒配列ピッチの違いを除いて、現行 PWR の  $17 \times 17$  型集合体と 25 本のシンプル管を含めてほぼ同一の形状を有している。燃料棒は全て同一の組成を持ち、被覆管の材料は当面 Zircaloy-4 を標準とし、100GWd/t の高燃焼度化の観点からステンレスの場合も別途検討した。制御棒に関しては、燃料棒間隔が大きくなつたことを利用して、その径を 13.4mm と太くするとともに、吸収材として天然ボロンカーバイド (B<sub>4</sub>C) を使用した。

炉心構成を Fig. 9 に示す。図に示されている様に、炉心は 109 体の燃料集合体から構成され、径方向出力分布の平坦化の観点から、3 バッチのアウトバイン燃料装荷方式を採用した。

### 3.2 炉心核特性

上述の炉心に対して炉心燃焼計算を実施し、平衡サイクル炉心の燃焼核特性を評価した。炉心燃焼計算におけるエネルギー群数は 10 群（高速 6 群、熱 4 群）で、8 サイクルまで計算を繰り返したものと平衡炉心とした。本計算により、熱水力解析において重要な出力ピーキング係数を評価するとともに、種々の反応度係数及び制御棒価値をブランチング計算によって求めた。また、無限集合体体系により、詳細な集合体燃焼計算を別途行い、局所的な出力ピーキング係数を求め、最大線出力密度を評価した。

60 及び 100GWd/t に対する平衡炉心特性を Table 3 に示す。サイクル長は、各 20 及び 33EFPM であり、所要 Puf 富化度は、各 7 及び 12wt% となり、格子燃焼計算結果に比べ値が 2 wt% 程度増加した。

集合体内の局所ピーキング係数は、新燃料時に最大となり、どちらの燃焼度に対しても 1.11 であった。また、集合体平均出力の最大値は、60 及び 100GWd/t に対して各 1.20 及び 1.31 であり、局所ピーキング係数 1.11 を乗じた径方向ピーキング係数は、1.33 及び 1.45 であった。これに軸方向ピーキング係数を乗じた最大値は、各 1.69 及び 1.94 であり、核的不確定性因子及び工学的因素としてそれぞれ 5 及び 3 % を考慮した最大線出力密度は、各 29 及び 34kW/m であった。

サイクル初期のホウ素価値は、60 及び 100GWd/t に対して各 -3.5 及び -2.5pcm/ppm であり、UO<sub>2</sub> 炉心に対する値 (-8 pcm/ppm) の 1/3 程度となるが、MOX 燃料においては燃焼反応度が小さくなるため臨界ホウ酸濃度が各 2,800 及び 4,200 ppm となり UO<sub>2</sub> 炉心に対する値 (2,000ppm 弱) の 2 倍程度にとどまることから、B-10 を 2 倍程度に濃縮したホウ酸水の使用により対処可能であると考えられる。

減速材温度係数は、減速材温度が 297 から 302 °C に上昇したときの反応度効果をサイクル初期の臨界ホウ酸濃度に対して評価した。両燃焼度に対して負の値となっており、この観点からは可燃性毒物を使用する必要はない。

減速材ボイド係数に関しては、サイクル初期の臨界ホウ酸濃度に対して 10, 40 及び 90 % ボイドに変化した時の反応度係数を示している。60GWd/t の場合は、ボイドが大きく変化する程反応度係数は大きな負の値になるが、100GWd/t の場合は、90 % 時には負の小さな値になっている。

制御棒価値の評価については、高温全出力状態から高温停止状態までの反応度変化を補償する反応度を評価した。この時、炉停止余裕としては 2 % dk/kk' を仮定した。制御棒の仕様は、Table 4 に示すように、燃料棒ピッチが大きくなつた分だけ径を大きくした天然 B.C を用いたものとした。必要な制御棒体数は、60 及び

100GWd/t に対して各 36 及び 40 体となり、Fig. 9 に示す 40 体の配置として定めた。

### 3.3 燃料棒細径化の効果

以上述べた燃料棒間のピッチを大きくした設計のほか、オプションとして、燃料棒を細径化して  $V_m/V_f = 3$  とした場合の検討を行った。この場合には、上述の様に（第 3.1 節）サイクル長の短縮を除けば、核設計及び熱水力設計上からはより好ましい結果が期待されるため、その程度を評価する観点から実施した。

検討した燃料集合体の諸元を Table 5 に示す。燃料棒径を 13 % 小さくして 8.3 mm とし、集合体数及び線出力密度を 133 及び 13kW/m と設定した。100GWd/t の場合に対して、MDNBR は Fig.10 に示すように  $V_m/V_f = 2.6$  の場合に比べて 10 % 上昇した。また、核的には、 $P_u$  の富化度で 3 %、装荷量では 13 % 低くなつたが、サイクル長は、8 % 短くなつて 31EFPM となつた。総合的な炉心性能としては、両者はほぼ同程度と言え、どの特性を優先するかによって適した方を選択すればよい。

## 4. 安全解析

上述の炉心は、現行の PWR システムにおいて使用することが可能であるが、更に受動的安全性を取り入れた受動的安全炉において使用することも可能であり、将来型軽水炉としては、後者の方が適当であると思われる。そこで、前にも触れた原研で概念の検討を実施した受動的安全炉 JPSR<sup>6)</sup>をベースとしたシステムにおいて使用すること想定し、その設計の妥当性を確認するための解析を実施した。ここでは、代表的な事象として、1 次冷却材全流量喪失事故、除熱喪失事故、主蒸気管破断事故及び冷却材喪失事故（LOCA）を選定して解析した。解析は、まず 60GWd/t の場合に対して実施し、想定したシステムにおける十分な安全性を確認した<sup>7)</sup>。現在、引き続き、出力ピーキングや反応度係数が異なる 100GWd/t の場合に対する検討を実施している。

## 5. おわりに

100GWd/t 程度の高燃焼度及び 3 年程度の長期サイクル運転の達成が可能なフル MOX 燃料 PWR 型炉心として、現在までに、減速材対燃料体積比が 2.6 ~ 3.0 の範囲にある高減速化した炉心を提案し、核設計及び熱水力設計の観点からその成立性を確認するとともに、受動的安全性を有する炉システムに対する安全設計を実施している。

## 参考文献

1. 久語輝彦, 嶋田昭一郎, 大久保努, 落合政昭 : "高燃焼度フルMOX PWR炉心の核的検討", JAERI-Research 98-059 (1998).
2. 白川利久, 大久保努, 落合政昭 : "高燃焼度フルMOX-BWR炉心の核特性の検討", JAERI-Research 98-047 (1998).
3. 奥村啓介, 金子邦男, 土橋敬一郎 : "SRAC95: 汎用核計算コードシステム", JAERI-Data/Code 96-015 (1996).
4. Wheeler, C.L., et al. : "COBRA-IV-I: An interim version of COBRA for thermal-hydraulic analysis of rod bundle nuclear fuel elements and cores", BNWL-1962 (1976).
5. Tong, L.S. and Weisman, J. : "Thermal analysis of pressurized water reactors", American Nuclear Society, (1979).
6. Murao, Y., et.al. : "A Concept of Passive Safety Pressurized Water Reactor System with Inherent Matching Nature of Core Heat Generation and Heat Removal", *J. Nucl. Sci. Technol.*, 32[9], 855 (1995).
7. 新谷文將, 吉田啓之, 寺前哲也, 大久保努, 落合政昭 : "高燃焼度フルMOX PWRのシステム概念設計", JAERI-Research として刊行予定.

Table 1 核計算に使用した Pu 組成

Pu(wt%)							Pu	Pu-fis.
238	239	240	241	242	Am-241			
2.94	52.60	23.74	11.67	7.24	1.81	1	0.6427	

Table 2 炉心の主要仕様

V m/V f	2.6
燃料棒径	9.5 (mm)
燃料棒ピッチ	13.8 (mm)
集合体配列	17×17
Thimble本数	25
集合体数	109
バッチ数	3
熱出力	1685 (MWt)
平均線出力密度	16 (kW/m)
平均燃焼度	60/100 (GWd/t)
サイクル長	20/33 (EFPM)
Pu富化度	7/12 (w/o)

Table 3 平衡炉心の主要核特性

Average of discharged burnup (GWd/tonne)	60	100
Cycle length (EFPM)	20	33
Plutonium-fissile enrichment (wt%)	7	12
Plutonium-fissile inventory loaded for equilibrium cycle (kg)	1140	1990
Isotopic composition of discharged fuel (Pu-238/239/240/241/242)	4.8/34.1/30.5/17.1/13.6	5.7/33.9/30.1/16.1/13.5
Peaking factor		
Fxy (BOC-HFP)	1.33	1.45
Fxy*Fz (BOC-HFP)	1.69	1.94
Flocal (BOC-HFP)	1.11	1.11
Maximum linear heat rate (kW/m)	29	34
Burnup reactivity(%dk/kk')	9.8	10.6
Boron efficiency (pcm/ppm) (BOC/EOC)	-3.5/-4.1	-2.5/-2.9
Critical boron concentration (ppm) (BOC)	2800	4200
Moderator temperature coefficient at critical boron concentration (pcm/°C) (BOC)	-26	-11
Moderator temperature coefficient at no boron (pcm/°C) (BOC/EOC)	-61/-65	-49/-54
Doppler coefficient (pcm/°C) (BOC/EOC)	-2.7/-2.8	-2.5/-2.6
Moderator void coefficient at critical boron concentration (pcm/%void) (BOC) 0~10/0~40/0~90%void	-99/-147/-240	-43/-69/-22
Effective delayed neutron ratio(BOC)	0.0038	0.0036
Prompt neutron life time (μ sec) (BOC)	8.8	7.2

Table 4 制御棒の主要仕様

シンプル管外径 (mm)	13.4
シンプル管厚さ (mm)	0.4
シンプル管材質	SUS
制御棒外径 (mm)	10.9
制御棒被覆管厚さ (mm)	0.5
制御棒被覆材質	SUS
中性子吸收材	天然B4C
吸收材密度 (%TD)	80

Table 5 細径化燃料棒炉心の主要仕様

$V_m/V_f$	3.0
燃料棒径	8.3 (mm)
燃料棒ピッチ	12.6 (mm)
集合体配列	17×17
Thimble本数	25
集合体数	133
バッチ数	3
熱出力	1685 (MWt)
平均線出力密度	13 (kW/m)
平均燃焼度	100 (GWd/t)
サイクル長	31 (EFPM)
Pu <sup>f</sup> 富化度	12 (w/o)

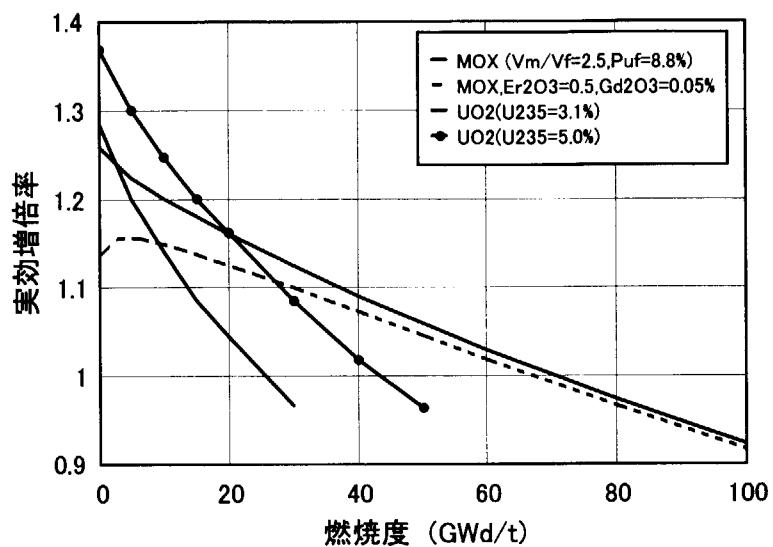


Fig. 1 フルMOX化による高燃焼度化の達成概念

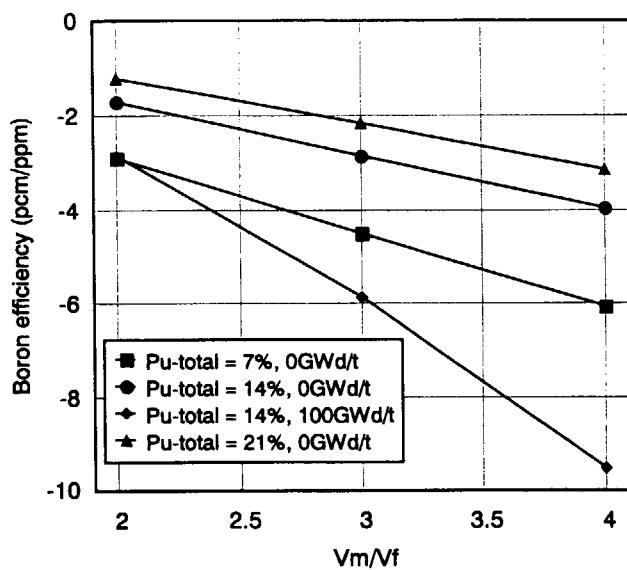


Fig. 3  $V_m/V_f$  及びPu富化度に対するボロン効果の特性

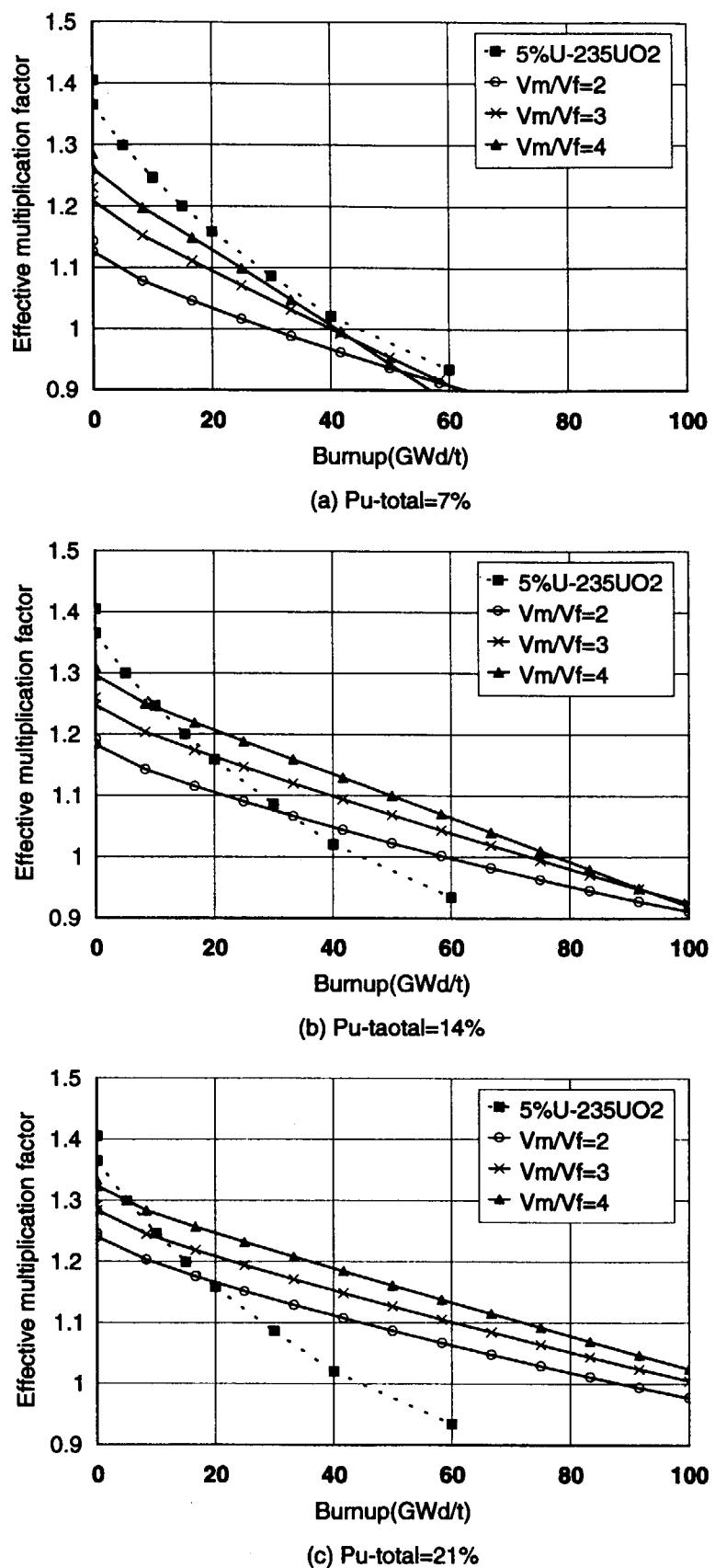


Fig. 2 Vm/Vf 及び Pu 富化度に対する実効増倍率の燃焼特性

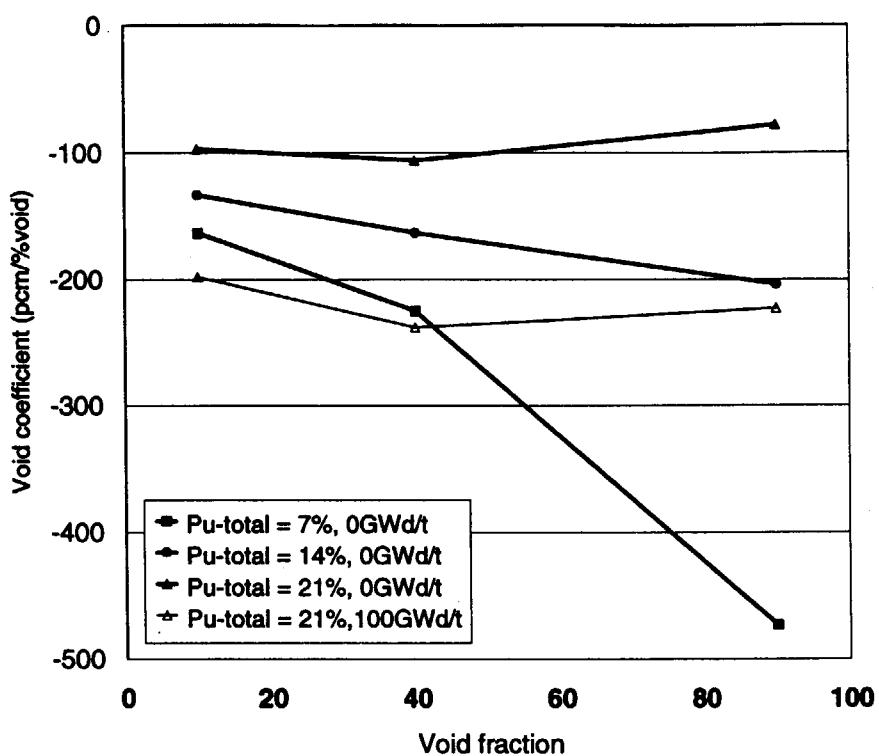


Fig. 4 Pu 富化度及びボイド率に対する減速材ボイド係数特性

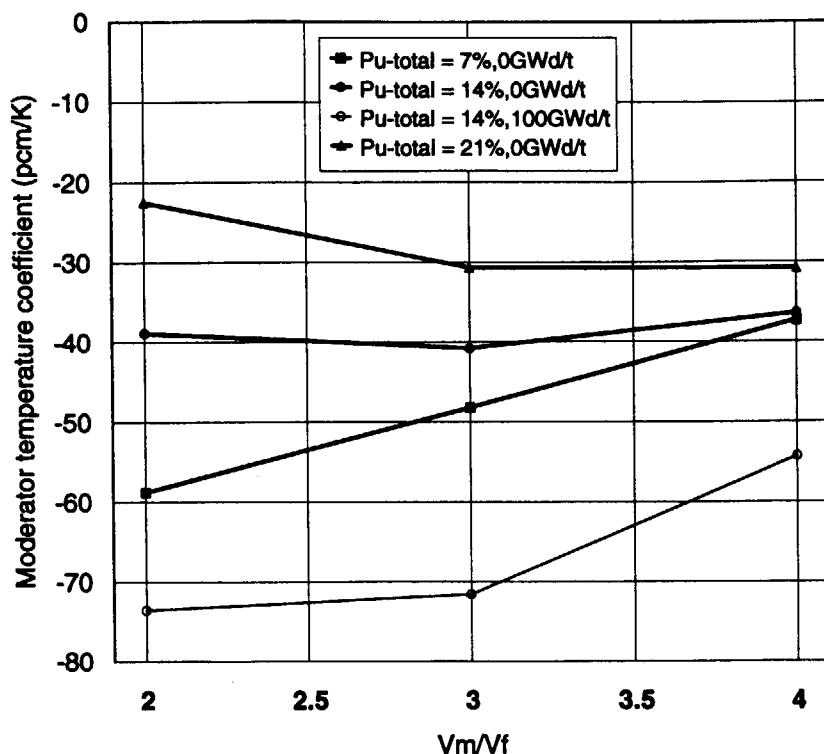


Fig. 5 Vm/Vf 及び Pu 富化度に対する減速材温度係数特性

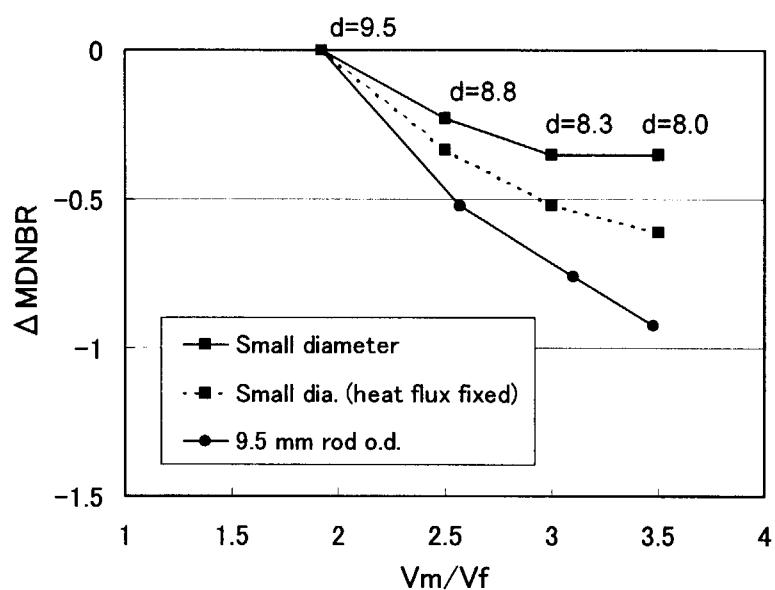
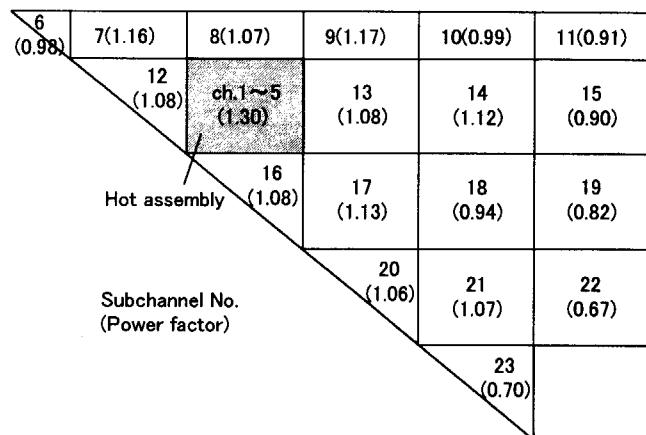
Fig. 6  $V_m/V_f$  に対する MDNBR 低下の依存性

Fig. 7 DNBR 解析に用いた炉心ノーディング (1/8 領域模擬)

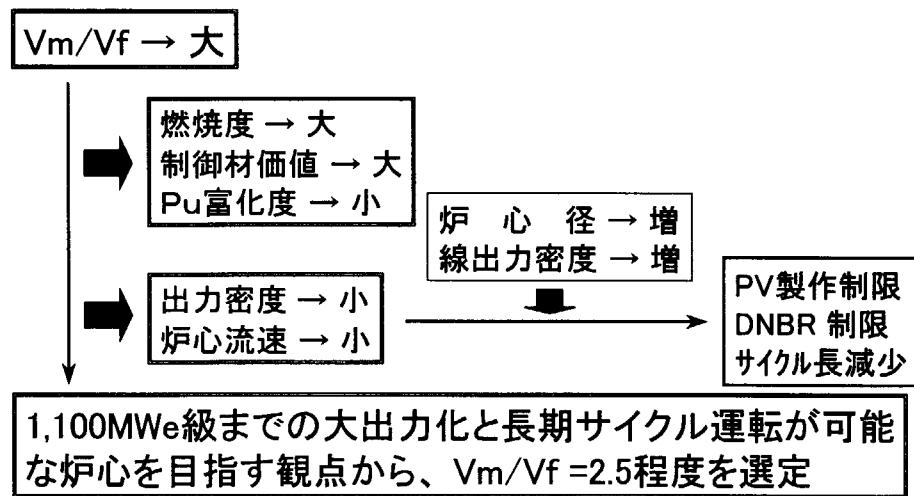


Fig. 8 高燃焼度 MOX 炉心設計の考え方

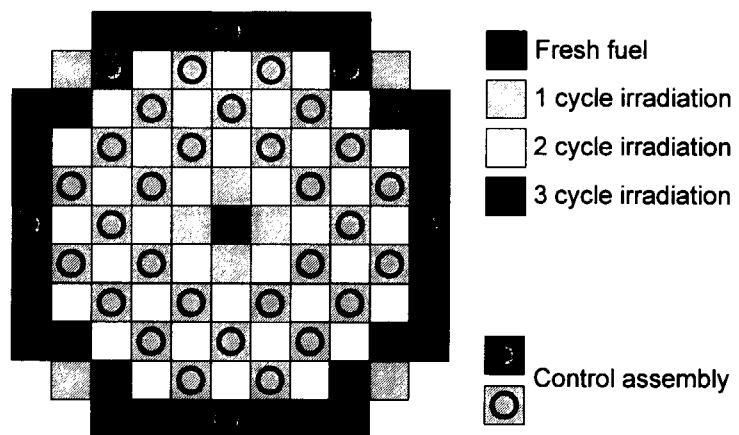


Fig. 9 炉心構成及び燃料装荷度パターン

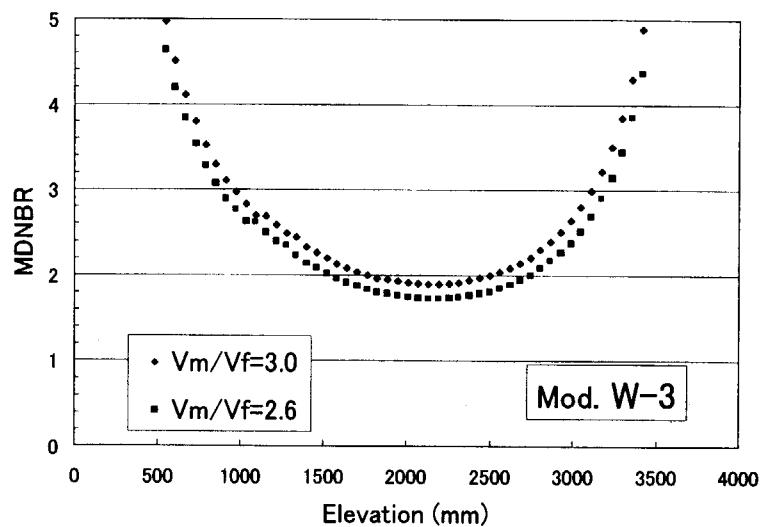


Fig. 10 炉心軸方向位置における MDNBR の比較



JP0050269

JAERI-Conf 99-014

### 3.5 ROX PWR

秋江拓志, 山下利之, 白数訓子, 高野秀機, 安濃田良成, 木村英雄  
日本原子力研究所

#### 概要

原子炉使用済燃料や解体核からの余剰プルトニウムの効率の良い燃焼を目指して、Pu岩石型(ROX)燃料の概念が検討されている。ROX燃料では、高いPu消滅特性、照射安定性、化学的及び地質学的安定性が期待される。一方、ジルコニアをベースとするROX(Zr-ROX)を装荷したPWR型炉心では、ドップラー反応度係数、出力ピーピングファクタ等を改善する必要がある。このため、 $\text{UO}_2$ 、 $\text{ThO}_2$ 、 $\text{Er}_2\text{O}_3$ 等の添加、あるいはROXと $\text{UO}_2$ 燃料集合体の非均質装荷炉心を検討した。その結果、 $\text{UO}_2+\text{Er}_2\text{O}_3$ の添加が反応度係数と事故時特性の改善及び出力分布平坦化に有効であることが確かめられた。一方、 $1/3\text{Zr-ROX} + 2/3\text{UO}_2$ 部分装荷炉心では、さらに出力ピーピングを低減する必要があることもわかった。

#### ABSTRACT

For an efficient burnup of excess plutonium from nuclear reactors spent fuels and dismantled warheads, plutonium rock-like oxide(ROX) fuel has been investigated. The ROX fuel is expected to provide high Pu transmutation capability, irradiation stability and chemical and geological stability. While, a zirconia-based ROX(Zr-ROX)-fueled PWR core has some problems of Doppler reactivity coefficient and power peaking factor. For the improvement of these characteristics, two approaches were considered: the additives such as  $\text{UO}_2$ ,  $\text{ThO}_2$  and  $\text{Er}_2\text{O}_3$ , and a heterogeneous core with Zr-ROX and  $\text{UO}_2$  assemblies. As a result, the additives  $\text{UO}_2+\text{Er}_2\text{O}_3$  are found to sufficiently improve the reactivity coefficients and accident behavior, and to flatten power distribution. On the other hand, in the  $1/3\text{Zr-ROX} + 2/3\text{UO}_2$  heterogeneous core, further reduction of power peaking seems necessary.

#### はじめに

岩石型酸化物(Rock-like Oxide : ROX)燃料は、軽水炉使用済燃料や解体核からの余剰Puの効率のよい燃焼を目指した、 $^{238}\text{U}$ を含まないイナートマトリクス燃料の一種である。 $\text{PuO}_2$ を固溶するホスト相が安定化ジルコニア( $(\text{Zr}, \text{Y})\text{O}_2$ (SZR))であるタイプ( $(\text{Zr}, \text{Pu}, \text{Y})\text{O}_2-\text{MgAl}_2\text{O}_4$ : Zr-ROX)とトリア( $\text{ThO}_2$ )であるタイプ( $(\text{Th}, \text{Pu})\text{O}_2-\text{MgAl}_2\text{O}_4$ : Th-ROX)の2種類が現在提案されている。いずれのタイプも、高いPu消滅特性、照射安定性、化学的および地質学的安定性を目指して考案され、使用済燃料の直接処分を想定している。Th-ROXが現行 $\text{UO}_2$ 燃料と比較的似た特性を示す一方で、Zr-ROXは $\text{UO}_2$ と比べ、ドップラー係数が小さい、燃焼反応度変化が大きく炉心内に出力ピーピングも生じやすい等の問題点をもつ。一方Zr-ROXは、より高いPu消滅特性とSZR相の高い化学的安定性を持ち、 $^{233}\text{U}$ の生成がない。ここでは、Zr-ROX燃料軽水炉における問題点の改善を試み、その改善効果が、反応度事故(RIA)や冷却材喪失事故(LOCA)時の振る舞いや、燃料最高温度などへ及ぼす影響を検討する。<sup>1,2)</sup>

## 1. ROX燃料の特徴

### 1.1 Zr-ROX燃料の物性

$\text{UO}_2$ 燃料との違いのうち、顕著なものとして、密度が $\text{UO}_2$ の1/2程度(約5.5)しかなく、融点(共晶温度)も $\text{UO}_2$ よりかなり低い(約2200K)。一方、熱伝導率は $\text{UO}_2$ と同程度ながらやや高く、Fig.1に見られるようにスピネルの割合を増やし熱伝導率を上げることができる

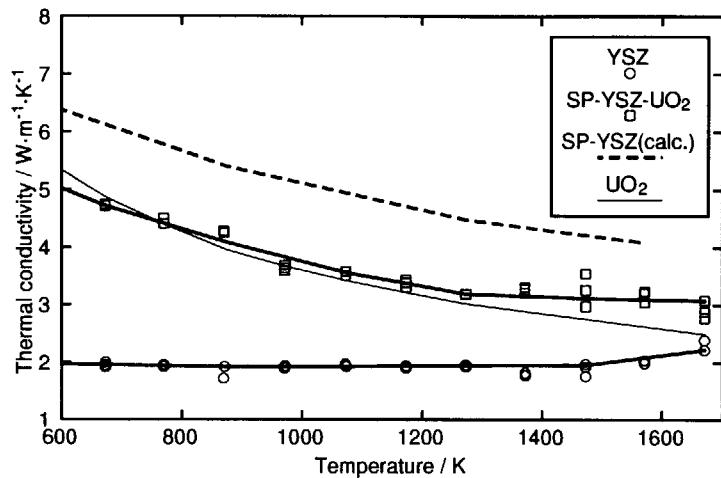


Fig.1 Thermal conductivity of yttria stabilized  $\text{ZrO}_2$ (YSZ), Zr-ROX (SP-YSZ-UO<sub>2</sub>:37 mol% spinel, SP-YSZ(calc.):56 mol% spinel) and UO<sub>2</sub>

### 1.2 Pu消滅特性

Table I に、岩石型およびMOX燃料PWRにおける炉心出力1GWeあたり、燃焼期間300EFPDあたりのPu装荷量、消滅量(装荷量-取出し量)と消滅率(消滅量/装荷量)の計算結果を比較する。原子炉の仕様は現行型1100MWe級17×17型PWRと同一とし、取り出し燃焼期間は1170EFPD(MOX PWRで45GWd/t相当)を想定した。3バッチ燃料交換の条件で1170EFPDの燃焼期間が達成できるように、全ケースのPu富化度を調整した。なお、以下本報告での検討は全て17x17型PWRに基づくモデルを用いている。

Table I

Input and transmuted amount (tonne/GWe/300EFPD) of plutonium calculated with 2-D core calculations (ROX) and cell calculations (MOX) (1170EFPD burnup = 45GWd/t for MOX PWR)

	W-Pu		R-Pu		
	Input	Transmuted	Input	Transmuted	
1/3Zr-ROX+2/3UO <sub>2</sub> (in 1/3ROX only)	Pu-239	0.34	0.25(75%)	0.27	0.18(67%)
	total Pu	0.36	0.16(43%)	0.46	0.19(41%)
Zr-ROX-ThO <sub>2</sub>	Pu-239		0.33(99%)		0.26(98%)
	total Pu		0.31(86%)		0.34(74%)
Zr-ROX(Er)-UO <sub>2</sub>	Pu-239	0.93	0.85(92%)	0.80	0.70(88%)
	total Pu	0.99	0.69(69%)	1.36	0.81(60%)
MOX (once-through) (recycle once)	Pu-239	0.88	0.56(63%)	0.99	0.44(45%)
	total Pu	0.94	0.30(32%)	1.69	0.41(25%)
	Pu-239	0.76	0.54(71%)	0.76	0.44(58%)
	total Pu	0.81	0.35(43%)	1.30	0.48(37%)

$\text{UO}_2$ 炉心の集合体の約1/3をZr-ROX燃料集合体と置き換えた炉心では、Zr-ROX燃料集合体において極めて高いPu消滅率(%)が得られる(兵器級Pu(W-Pu)の86%、原子炉級Pu(R-Pu)の74%)。ワンススルーでの直接処分を考える時に重要な要素となる。Zr-ROXを全炉心に装荷した場合、反応度係数などの改善のためZr-ROXに $\text{UO}_2$ 、あるいは $\text{ThO}_2$ を添加(後述)すると、Pu消滅特性は劣化する。しかしPu消滅率もMOX炉心に比べるとかなり大きく、Pu消滅量(トン)を大きくできて(W-Puで約1t、R-Puでは0.8-0.9t)、Zr-ROX部分装荷炉心やMOX炉心と比較して優位にある。

### 1.3 ROX燃料の安定性

#### ROX燃料のイ

ナートマトリクス候補材として、次のような相を検討した。

- 蛍石型相(SZRまたは $\text{ThO}_2$ )-スピネル相( $\text{MgAl}_2\text{O}_4$ )

Table II  
Possible inert matrices

	chemical stability	irradiation stability	thermal conductivity	actinide,FP retainability
SZR	XX	XX	-	XX
Spinel	X	X	X	X
Corundum	X	-	XX	X
Magnesia	-	XX	XX	X

XX : excellent, X : good

- 萤石型相-コランダム相( $\text{Al}_2\text{O}_3$ )

- 萤石型相-スピネル相-コランダム相

Table II のようにSZR、スピネル、コランダム、およびアルミナとともにスピネル相を形成するマグネシア( $\text{MgO}$ )の各相の、化学的あるいは照射安定性、熱伝導率、アクチニドとFPの保持性を比較した。

アルカリ金属FPの保持やSZRの熱伝導率を補う目的でコランダムの使用も考えたが、JRR-3照射試験における照射挙動からコランダムは採用せず、萤石型相-スピネル相が選定された。

#### (1) 高温硝酸中での安定性

模擬ROX、および模擬FPを含む模擬使用済ROXを3mol%  $\text{HNO}_3$ 中において420Kで3日間の溶解した。その結果、溶解量はZrが2%、AlとMgは30-50%、Baは60-89%であった。SZR相は高温の硝酸に対して極めて安定であり、Puのホスト相として好適であることが確かめられた。

#### (2) 高温水中での安定性

模擬使用済ROXの高温水中での浸出試験を行った。Fig.2

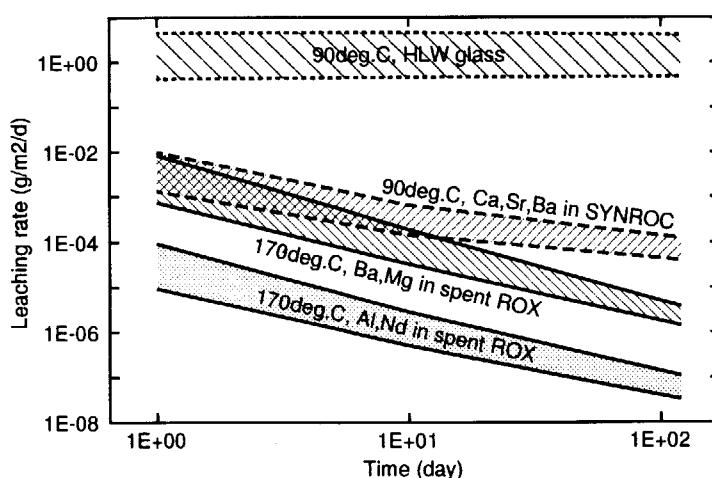


Fig.2 Leaching rates of elements in simulated spent ROX in hot water

にその結果を示す。模擬使用済ROXの浸出率は、ガラス固化体と比べはるかに小さい。

#### 1.4 環境安全性

使用済ROXにおけるFP核種の振る舞いにまだ不明な点が多いため、まず $\alpha$ 放射核種のみについてROX処分廃棄物からの個人被曝線量評価を実施しMOXの場合と比較した。その結果、ROX、MOXとも $4n+3$ 崩壊系列からの被曝線量が最も大きくなつたが、Fig.3に示すとおり、ROXはMOXより2けた以上小さくなるという結果が得られた。

#### 2. 炉心特性の改善

Zr-ROX燃料PWR炉心のドップラー係数と出力ピーキングの改善のために、以下のような炉心構成、燃料組成の変更を試みた。

ドップラー係数の改善のために、(a)UO<sub>2</sub>炉心の集合体の一部をZr-ROX燃料集合体と置換した非均質炉心、及び(b)Zr-ROXにUO<sub>2</sub>あるいはThO<sub>2</sub>を添加。出力ピーキング低減のためには

燃焼反応度変化を小さくならかにすることが重要で、(b)が、この場合も有効である。また、(c)Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>添加量の低減とEr<sub>2</sub>O<sub>3</sub>添加も考えた。Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>は、親物質のないZr-ROX燃料の大きな初期余剰反応度を抑えることを目的として添加していたが、Fig.4に示すような大きな燃焼反応度変化の原因となっていた。

##### 2.1 ドップラー反応度と出力ピーキングファクタ

Table III に1/3Zr-ROX炉心とThO<sub>2</sub>およびUO<sub>2</sub>添加Zr-ROX炉心のドップラー反応度と出力ピーキング係数を、UO<sub>2</sub>炉心と比較する。ドップラー反応度はいずれの炉心においても改善効果があるが、部分装荷炉心での出力分布平坦化は困難であった。

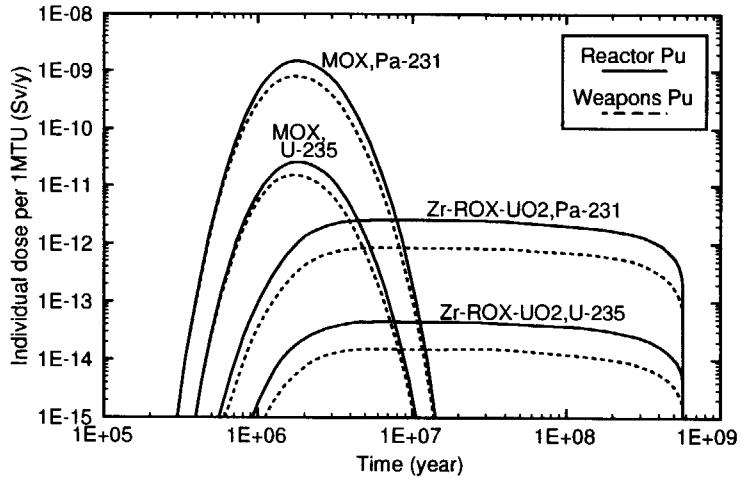


Fig.3 Individual dose from  $4n+3$  decay chain of disposed Zr-ROX and MOX spent fuels

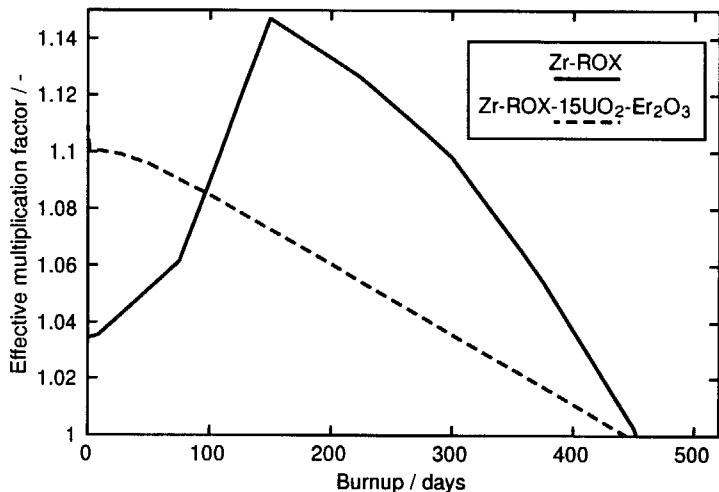


Fig.4 Burnup reactivity swing of Zr-ROX PWR (weapons Pu)

## 2.2 RIA時およびLOCA時特性改善

RIA時燃料エンタルピおよび燃料中心温度最大値の、EUREKA-2コード<sup>3)</sup>による計算結果を、Zr-ROXおよびUO<sub>2</sub>燃料炉心についてTable IVに示す。改善前のZr-ROX炉心の場合、現行UO<sub>2</sub>PWRでのRIA時エンタルピの制限値230kcal/kg、および燃料の融点2200Kをはるかに上回る結果となつたが、ThO<sub>2</sub>あるいはUO<sub>2</sub>を添加したケースではこれらの制限を下回つた。特にUO<sub>2</sub>とEr<sub>2</sub>O<sub>3</sub>を同時に添加した場合、Zr-ROXとUO<sub>2</sub>の密度の違いを考慮してエンタルピを単位体積あたりのエネルギー(kcal/cm<sup>3</sup>)に置き換えて見ると、ほぼUO<sub>2</sub>燃料炉心並みの特性が得られる。1/3Zr-ROX装荷炉心では、エンタルピ、燃料温度とも改善効果は不充分であり、出力分布平坦化等さらに炉心特性を見直す必要がある。Table Vには同様に、RETRAN02コード<sup>4)</sup>により評価されたLOCA時の燃料被覆管最高温度をまとめる。制限値の1470K(1200°C)をいずれの炉心も下回つており、RIA同様UO<sub>2</sub>+Er<sub>2</sub>O<sub>3</sub>添加Zr-ROXを用いるとUO<sub>2</sub>と同等の被覆管温度が得られる。

Table III  
Doppler reactivity and power peaking factor of Zr-ROX fueled cores in comparison with UO<sub>2</sub> core

	Doppler reac. (900→1200K)	Peaking factor
<b>Weapons-Pu</b>		
Zr-ROX	-0.098	2.7
1/3Zr-ROX+2/3UO <sub>2</sub>	-0.48	2.8
Zr-ROX-24ThO <sub>2</sub>	-0.56	2.4
Zr-ROX(Er)-15UO <sub>2</sub>	-0.61	2.1
<b>Reactor-Pu</b>		
Zr-ROX(Er)-18ThO <sub>2</sub>	-0.64	-
Zr-ROX(Er)-8UO <sub>2</sub>	-0.59	2.2
UO <sub>2</sub>	-0.75	2.0

Table IV  
Maximum fuel enthalpy (E) and fuel temperature (FCT)

	E (kcal/kg)	E (kcal/cm <sup>3</sup> )	FCT (K)
<b>Weapons-Pu</b>			
Zr-ROX	>>230	-	>>2200
1/3Zr-ROX+2/3UO <sub>2</sub>	244	1.36	2100
Zr-ROX-24ThO <sub>2</sub>	224	1.25	1950
Zr-ROX(Er)-15UO <sub>2</sub>	193	1.08	1700
<b>Reactor-Pu</b>			
Zr-ROX(Er)-8UO <sub>2</sub>	192	1.08	1700
UO <sub>2</sub>	93	1.02	2080

Table V  
Peak cladding temperature(PCT)

	PCT (K)
<b>Weapons-Pu</b>	
Zr-ROX	>1470
1/3Zr-ROX+2/3UO <sub>2</sub>	1240
Zr-ROX-24ThO <sub>2</sub>	1240
Zr-ROX(Er)-15UO <sub>2</sub>	1090
<b>Reactor-Pu</b>	
Zr-ROX(Er)-8UO <sub>2</sub>	1090
UO <sub>2</sub>	1080

## 2.3 燃料温度

BOCにおける炉心内ピーク出力位置での燃料ピン内温度分布の出力ピーキング係数依存性(Fig.5)および燃料熱伝導率依存性(Fig.6)を、GAPCON-THERMAL2-HCコード<sup>5)</sup>を用いて

計算した。Fig.5における燃料熱伝導率は、Fig.1の37%スピネルの値に、Fig.6におけるピーキング係数は2.1に固定した。

Fig.5において、ピーキング係数2.1でも燃料温度は融点より低いが、余裕はあまり大きくない。もし、ピーキング係数を1.7とすることができるれば、融点に対して500K程度の余裕を持たせることができるが、このような出力ピーキング係数は炉心設計上達成は極めて困難である。一方Fig.6において燃料熱伝導率を、Fig.1の56%スピネルの値に設定すると、同様に融点に対し500K程度低く燃料温度を抑えられる。逆にジルコニア単相型の燃料を考えた場合、融点が約3000Kと非常に高いので、燃料中心温度が多少高くても問題が少ない可能性もある。

燃料温度は、ガス状FP保持性の観点から融点に比べてなるべく低く抑えることが望ましいため、さらに検討を進めることは重要である。特にZr-ROX部分装荷炉心では、出力ピーキングが大きくなりやすいので、出力分布平坦化の必要性が高い。

#### 2.4 集合体内出力分布

1/3ROX-2/3UO<sub>2</sub>非均質炉心においては、Zr-ROX燃料とUO<sub>2</sub>燃料のスペクトルの相違(Fig.7)により、集合体境界に出力ピークが生じる。ROX燃料のスペクトルはBOLとEOLで大きく変化するので、その結果BOLはUO<sub>2</sub>燃料集合体に接するROXピン(Fig.8の例ではa-a'列)に、EOLにROX集合体に接するUO<sub>2</sub>ピン(Fig.8ではb-b'列)に大きな出力ピーキングが現れる。Fig.9には、Fig.8のような4集合体体系の"A"および"B"の位置のピンのピーキングファクタを、兵器級Pu(W-Pu)あるいは原子炉級Pu(R-Pu)をROX燃料集合体に装荷した場合について示す。W-Puの場合、BOLに"A"位置で1.3、EOLには"B"位置で1.4に近い大きなピーキングファクタが生じている。現在、Zr-ROX燃料集合体内のPu富化度、Er添加量あるいはU添加量分布を考慮

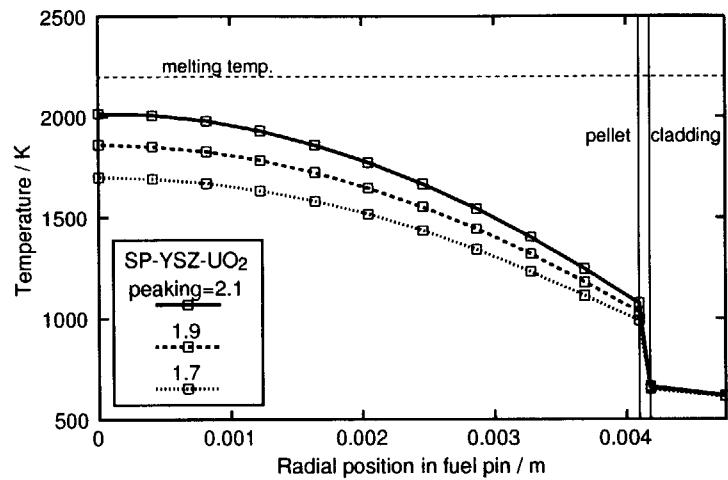


Fig.5 Effect of power peaking factor on the temperature in fuel pin at the peak power position at BOL

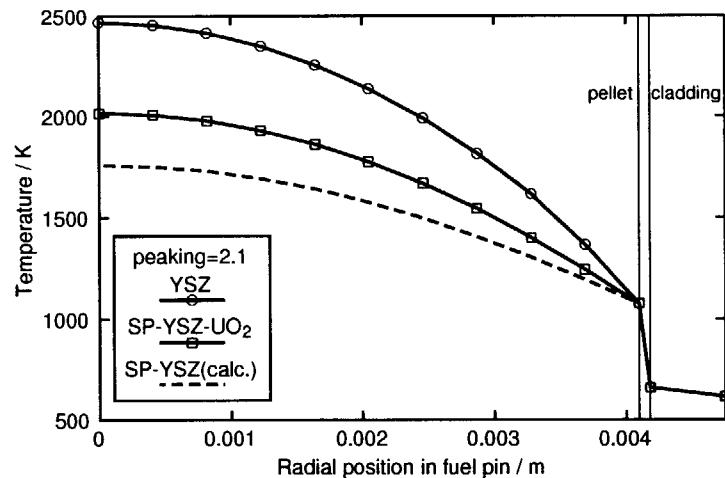


Fig.6 Effect of fuel thermal conductivity on the temperature in fuel pin at the peak power position at BOL

して、これらの局所的な出力ピークの低減を検討中である。このような局所的な出力ピーキングの他、部分装荷炉心は $\text{UO}_2$ とZr-ROX燃料集合体の出力レベルにも差がつきやすく、出力分布平坦化を難しくしている。出力ピーキング低減は、集合体内の燃料ピン配列と同時に炉心内の集合体配置と燃料交換パターンにも配慮して進める必要がある。

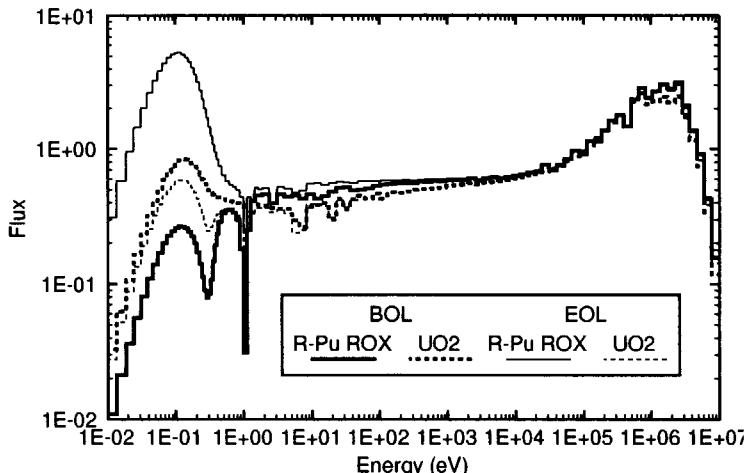


Fig.7 Neutron spectrum in Zr-ROX (reactor-grade Pu) and  $\text{UO}_2$  fuels (pin cell calculation)

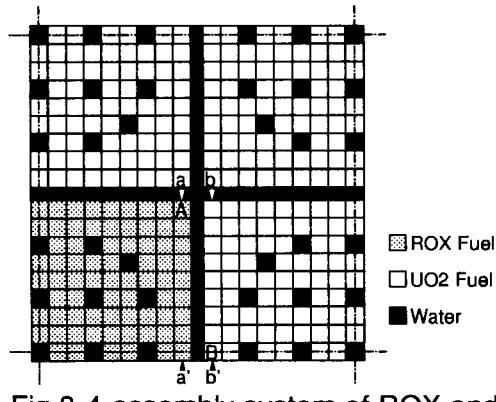


Fig.8 4-assembly system of ROX and  $\text{UO}_2$

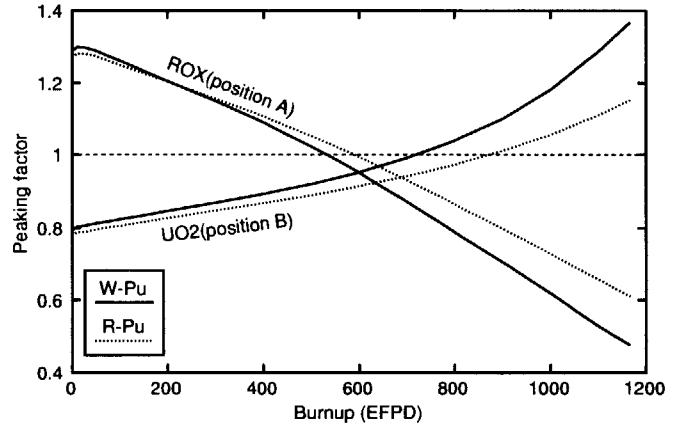


Fig.9 Peaking factors in the 1/4ROX-3/4 $\text{UO}_2$  assemblies system

### まとめ

プルトニウムの効率的な消滅のため、 $^{238}\text{U}$ を含まないイナートマトリクス燃料の一種である岩石型(ROX)プルトニウム燃料の検討を進めている。ROX燃料はLWRに装荷して高いPu消滅特性を持ち、照射安定性や化学的および地質学的安定性に優れる。一方、安定化ジルコニアをベースとするROX燃料(Zr-ROX)は、炉心の反応度特性や出力分布、あるいは燃料融点等において現行の $\text{UO}_2$ 燃料と比べて課題が残る。

反応度係数や出力分布の改善を目的として、 $\text{UO}_2$ あるいは $\text{ThO}_2$ を添加したZr-ROXを装荷したPWRでは、RIAおよびLOCA時の特性をともに改善することができた。特に $\text{UO}_2$ と $\text{Er}_2\text{O}_3$ を同時に添加した場合は $\text{UO}_2$ 炉心並みのRIA、LOCA特性が得られた。一方、 $\text{UO}_2$ 炉心の集合体の1/3をZr-ROX集合体とした部分装荷炉心の場合は、出力分布平坦化等さらなる改善が必要である。燃料温度低減の観点からは、全ての炉心で出力分布や燃料組成(熱伝導率)等についてさらに検討する必要がある。

## 参考文献

- 1) H. Akie and H. Takano and Y. Anoda : "Core Design Study on Rock-like Oxide fuel LWR and improvements of core characteristics", Proc. 4th Inert Matrix Fuel Workshop, Oct. 19-20 1998, PSI, Switzerland, *J. Nucl. Matr.*, to be published (1999).
- 2) H. Akie, T. Yamashita, N. Nitani, H. Kimura, H. Takano, T. Muromura, A. Yasuda, and Y. Matsuno : "Disposition of Excess Plutonium by the ROX-LWR System", Proc. OECD/NEA Workshop on Advanced Reactors with Innovative Fuels, Oct. 21-23 1998, PSI, Switzerland, to be published.
- 3) N. Ohnishi, T. Harami, H. Hirose and M. Uemura, EUREKA-2 : A Computer Code for the Reactivity Accident Analysis in a Water Cooled Reactor, JAERI-M 84-074, Japan Atomic Energy Research Institute (1984) (in Japanese).
- 4) C.E. Peterson, J.H. McFadden, M.P. Paulsen and G.C. Gose : "RETRAN-02 - A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems", EPRI NP-1850 CCM, 1, Electric Power Research Institute (1981).
- 5) T. Mori, M. Nakagawa and S. Fujii : "Parametric Study on Thermal-Hydraulic Characteristics of High Conversion Light Water Reactor", JAERI-M 88-224, Japan Atomic Energy Research Institute (1988) (in Japanese).



JP0050270

JAERI-Conf 99-014

### 3.6 高転換型水冷却炉の研究

### Study on Water Cooled High Conversion Reactor

落合政昭

Masa-aki OCHIAI

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

#### 要 旨

軽水炉利用の長期化を踏まえて、将来型炉研究の一つとして、軽水炉技術による燃料サイクルへの貢献を目指して、高転換型水冷却炉の設計研究を進めている。BWR及びPWR体系で転換率1以上の炉心概念を目指して研究を進めており、このうち、BWR型炉心については、運転サイクルの長期化、転換率の向上及び既存炉への適用性を追求した3種類の炉心を検討している。いずれの炉型についても、負のボイド反応度係数を持つ電気出力100万kW級の大型炉心の見通しを得ている。

本研究は、平成10年度から原研－原電研究協力の一環として開始したところであり、平成11年度までのPhase1において多様な概念を創りあげ、総合評価を経て、12年度から概念をまとめるとともに、成立性に係る実験研究を行う計画である。

#### Abstract

As a part of study on advanced reactors for the future, conceptual design of high conversion water cooled reactors is being studied, aiming at the contribution to nuclear fuel cycle by the LWR technology, since the utilization of LWRs will extend over a long period of time. We are studying on the reactor core concepts for BWR and PWR reactor systems. As for BWR system, three types of reactor cores are investigating for three different design goals; long operation period, high conversion ratio and high applicability for the existing BWR system. In all the cases, we have obtained a fair prospect of a large core concept with a capacity of 1,000 MWe class having negative void reactivity coefficient.

This study is a part of JAERI-JAPCO(Japan Atomic Power Company) cooperative studies. Various kinds of conceptual designs will be created until the end of FY 1999. The designs will be checked and reviewed at that time, then experimental studies on the realization of the concepts will start with further design works from FY 2000.

## 1. はじめに

我が国の原子力エネルギー利用の重要な課題であるプルトニウム・リサイクルの確立は、当初計画より遅延する状況になりつつあるが、プルサーマル計画は本格的に開始される状況が整いつつある。我が国においては、軽水炉による原子力発電は70%を越える設備利用率に見られるように、着実に成熟している状況にあるといえ、今後とも長期に亘って軽水炉利用は続くであろう。このため、既に成熟段階にある軽水炉技術を活用することによって、核燃料リサイクル、バックエンド対策等に柔軟に対応することが重要である。

原研ではそのような研究の一つとして低減速スペクトル炉の研究を進めている。水冷却炉において、炉心内の水量を減らすと中性子が減速されにくくなり、中性子スペクトルが硬化する。このような低減速スペクトル炉は、中性子スペクトルが高速炉に近づくため高速炉と同様な核的特性を持つ。すなわち、ウランからプルトニウムへの転換が盛んになり、長期燃焼サイクル、マルチリサイクル、高転換等の可能性を有す。一方、高速炉と同様にボイド係数は正の方向に傾く傾向がある。

平成10年度から、原研－原電研究協力の一環として、低減速スペクトル炉心による高転換及び長期燃焼サイクルの追求を目的とする設計研究を開始した。平成11年度までのPhase 1において多様な概念を創りあげ、総合評価を経て、12年度から概念をまとめるとともに、成立性に係る実験研究を行う計画である。

## 2. 従来の研究

類似の研究は、1980年代に主としてPWRを対象として高転換炉研究として進められた。当時、ウラン価格の高騰が見込まれたことから、既存炉システムの炉心のみを変更することで、高いウラン利用率の実現を目指した研究であった。そのため、燃料棒ピッチを2mm程度とする準稠密体系に留まり、転換率も高々0.85程度であった。当時は、FBRの早期導入が計画されており、ウラン価格も高騰しなかったことなどから、本炉の採用には至らなかった。以上を踏まえて、本研究では、燃料棒ピッチを1.3mm以下とする稠密体系について性能向上を追求することとしている。

## 3 研究の概要

本研究は、(1)炉心概念の検討及び(2)熱水力学的課題の検討を実施している。以下、それについて研究の現状を紹介する。

### 3. 1 炉心概念の検討

BWR及びPWR体系で、転換率1以上の炉心概念を目指して研究を進めている。

BWR型炉心については、運転サイクルの長期化、転換率の向上及び既存炉への適用性を追求した3種類の炉心を検討している。

#### (1) 運転サイクル長期化BWR炉心の検討

設計目標を、電気出力1,000MW以上、取出し燃焼度40GWd/t以上、21.6ヶ月(2

年サイクル、稼働率 90 %) のサイクル長、1.0 程度の転換率及び負のボイド係数に設定した。本設計は東芝の協力を得て進めているが、炉心特性パラメトリック評価を行った後、概念を構築した。第1図に示すように、炉心は等価直径約 5.7 m、燃料部高さ 1.6 m、上下に高さ 0.3 m の軸ブランケットを持つ円筒形状である。集合体は、燃料棒間ギャップ 1.3 mm の 3 角配列六角集合体で、469 本の燃料棒から構成され、この稠密化した燃料集合体の採用によって、水対燃料体積比を 0.5 まで低減している。燃料棒は、外径 11.91 mm で被覆材はステンレス鋼製であり、MOX 燃料ペレットの核分裂性プルトニウム富化度は約 13 % である。炉心の主要目を第1表に示す。

高転換炉の核設計において、最大の課題はボイド係数である。高転換炉は減速効果による反応度を期待していない設計であるので、ボイド増加時の中性子スペクトル硬化による反応度低下はほとんど期待できない。むしろ、ボイド増加時の冷却材による中性子吸収が減少することによる反応度上昇の効果が有意となる。そのため、積極的に中性子が漏洩し易い炉心として、ボイド増加時には中性子漏洩がより大きくなるようにして反応度を低下させることが必要である。本設計では、積極的に中性子を漏洩させるため、ボイド管集合体と呼ぶ、新しい装置の採用を提案している。ボイド管集合体は、第2図に示すように、外形寸法は、燃料集合体と同一で、チャンネルボックス内に上部が閉じて下部が開放している底板付きの中空円筒を倒立させた形で設置したもので、円筒の下側にハフニウム製の発熱体を設置している。通常、冷却水流路は倒立円筒とチャンネルボックスの側壁の間で、倒立円筒内は蒸気で満たされている。一般的に、炉心のボイド率が増加するのは、圧力減少時、流量低下時及び出力上昇時である。これらの場合にはいずれもボイド管集合体の冷却水流路内ボイド率も増加する。圧力減少時は当然であるが、流量低下時には発熱体の発熱量には変化がないのに流量が減少するためであり、出力上昇時には発熱体のガンマヒーティングによる発熱量が増加するためである。その結果、ボイド管集合体を介しての中性子漏洩量が大きくなり、反応度を低下させるのである。この工夫により、ABWR の原子炉容器に装荷可能な寸法で、負のボイド係数と、2 年サイクル、転換率 1 が両立しうる、電気出力 1,350 MW 級の BWR 炉心の見通しを得た。今後は炉心特性の詳細化等を進める。

## (2) 高転換率BWR炉心の検討

軽水炉の転換率の限界を追求する観点から、設計目標を 1.1 以上の転換率、電気出力 1,100 MW 以上、取出し燃焼度 4.0 GWd/t 以上及び負のボイド係数に設定した。本設計は日立の協力を得て進めているが、同社の RBWR 設計の知見に基づき、軸方向内部ブランケットを配す扁平 2 重炉心体系で概念を構築した。燃料棒ギャップを BWR 設計技術基準で許容される最小値 1.3 mm として設計したが、第2表に示すように、電気出力を 1,100 MW とするには、炉心の等価直径が約 7.2 m と大きくなってしまった。炉心の縦断面の構成は高さ 18.5 cm の上部燃料部と高さ 20.0 cm の下部燃料部の間に高さ 29.5 cm の軸方向内部ブランケットを設けた形状である。集合体は、3 画配列六角集合体で、924 本の燃料棒から構成される。この稠密化した燃料集合体及び太径燃料棒の採用と炉心平均ボイド率を 70 % まで高めることによって、水対燃料体積比を 0.3 程度までに低減している。燃料棒は、

外径 14.5mm と太径で被覆材はジルカロイ製であり、MOX 燃料ペレットの核分裂性プルトニウム富化度は約 20% と FBR 並に高い。

ボイド係数対策は、炉心の扁平化による中性子漏洩の促進によっている。これにより、電気出力 1,100MW で転換率 1.1 の負のボイド係数を有する BWR 炉心の見通しを得た。しかしながら、炉心直径が 7 m を越え、現行の大型炉の原子炉容器は利用できない。そのため、燃料棒ギャップを 1.0mm まで稠密化した。ここまで稠密化を進めれば、外径 11mm の通常寸法の燃料棒でも、水対燃料体積比を 0.3 度までに低減しうる。この結果、第 3 表に示すように、炉心直径約 6 m で、同様の性能を持つ炉心が成立しうることを確認した。なお、燃料棒間隙を 1.0mm の実現性については、燃料支持格子の配置、被覆管材質等の設計面での検討とともに、除熱能力の確認等の R & D を必要とする。

### (3) 単純型 BWR 炉心の検討

高転換炉の導入・中止に当たっては、エネルギー資源の供給動向、ウランの価格動向等の推移によって、柔軟に対応できることが望ましい。そのためには、燃料集合体の変更だけで、現行プラントを高転換炉に変更できることが重要である。この観点から、設計目標を、現行プラントへの適応性、プランケットなしで 1.0 以上の転換率及び負のボイド係数に設定した。電気出力と取出し燃焼度については可能な限り大きくすることとした。本設計においては、第 3 図に示すように、燃料集合体内部に中空のジルカロイ管を設けることで、減速材体積を減らすこととした。また、チャンネルボックス間の減速材を減らす目的で、フォロワー付き十字型制御棒を採用した。その結果、炉心外径は ABWR と同じとし、炉心高さは ABWR の半分程度となった。集合体は、正方配列とし  $11 \times 11$  と  $9 \times 9$  の 2 種類を検討している。燃料棒は  $11 \times 11$  の場合は長さ 1820mm、外径 11.94mm であるが、 $9 \times 9$  の場合は長さ 1560mm、外径 15.17mm と太径燃料棒を採用する。被覆材はステンレス鋼であり、MOX 燃料ペレットの核分裂性プルトニウム富化度は約 9~11% である。集合体内部に配置した中空ジルカロイ管は、減速材の排除とともに、上下方向への中性子漏洩を増加させ、ボイド係数を負に保つことにも寄与している。

この工夫により、第 4 表に示すように、ABWR に容易に装荷できる体系で、負のボイド係数と、 $9 \times 9$  では転換率 1.02、 $11 \times 11$  では転換率 1.11 を両立させうることを確認した。なお、現段階では、設計検討の初段階であるため、出力分布が急峻であるが、今後は、富化度調整等を詳細による出力平坦化を行い、大出力化、高燃焼度化を目指す。

### (4) 高転換型 PWR 炉心の検討

本設計は三菱重工の協力を得て進めているが、第 1 段階としてセル計算により、PWR 体系における高転換型炉心の特性に及ぼす設計パラメーターの影響を広範に検討した。減速材としては軽水に加えて重水についても検討した。燃料棒直径及び燃料棒間隔をパラメーターとして、転換比及びボイド係数を計算した結果、軽水、重水の両ケースについて、燃料棒間隙や燃料棒直径を変えて、第 4 図に示すように、転換比等は減速材ペレット体積比によって決定されること、軽水の場合は転換比を 1.0 以上とすることは困難なことが

明らかになった。

次に、減速材を重水として減速材ペレット体積比が 0.42 の体系で炉心計算を行い、転換比及びボイド係数に及ぼす、炉心高さ、軸方向ブランケット、径方向ブランケット及び反射体中に設置する吸収体の影響を定量的に評価した。均質炉心では炉心高さが小さくなるほど、転換比もボイド係数も共に小さくなり、50cmまで扁平化しても、転換比は 1 を下回るのに、ボイド係数は正に留まることが分かった。また、軸方向ブランケット、径方向ブランケット及び反射体中の吸収体の設置により、転換比の向上やボイド係数の低減に寄与するものの、単独では、設計目標である電気出力 1,000MW 以上、取出し燃焼度 40GWd/t 以上、1.0 以上の転換率及び負のボイド係数を満足することは困難であるとの結論に至った。

しかしながら、軸方向ブランケットの設置等は、いずれも設計に好影響を与えることから、炉心高さを 2m としてこれら全てを組み合わせた炉心を構築した。第 5 表及び第 5 図に示すように、炉心は等価直径約 5.0m、燃料部高さ 2.0m、中央部に軸ブランケットを持つ円筒形状である。集合体は、燃料棒間ギャップ 1.0mm の 3 画配列六角集合体で、504 本の燃料棒から構成される。この稠密化した燃料集合体の採用によって、水対燃料体積比を 0.42 まで低減している。燃料棒は、外径 9.5mm、ステンレス鋼製被覆を基本とし、太径燃料棒のケースも検討した。MOX 燃料ペレットの核分裂性プルトニウム富化度は約 15% である。また、反射体中に吸収体としてボロンを混入させた。

本設計においては、出力分布を急峻にして、中性子の漏洩を促進することでボイド係数を負としている。これにより、APWR の原子炉容器に装荷可能な寸法で、負のボイド係数と、転換率 1.01、電気出力 1,000MW、取出し燃焼度 40GWd/t の PWR 炉心の見通しを得た。今後は設計の詳細化を通して、出力の平坦化、大出力化を目指す。

### 3. 2 熱水力学的課題の検討

低減速炉心では燃料が稠密に配置されたため、冷却特性の低下が危惧される。具体的には、BWR 及び PWR 両炉心での限界熱流束の低下と、PWR 炉心での ECCS による LOCA 時炉心冷却能力の低下である。

#### (a) 限界熱流束

稠密化に伴い、限界熱流束は当然低下するが、最大の問題点は、第 6 図に示すように、稠密体系での実験データが不足し、設計用の評価手法が確立されていないことである。このため、原研は、高圧小型水ループを用いて、燃料棒間隙が 0.6mm、1.0mm 及び 1.5mm のケースについて 7 本バンドル体系でのデータ取得を計画している。現在、PWR 体系での実験に着手したところであり、今後、BWR 体系に適用できる実験も行う予定である。

#### (b) LOCA 時炉心冷却能力

PWR の LOCA 時には、一次冷却水が放出された後、ECCS から冷水がコールドレグ配管を経て、炉容器のダウンカマー部に注水され、同部から下部プレナム部を経て炉心に注水され、炉心は下方から順次冷却され、燃料は再び水に浸される（再冠水）。稠密炉心では、炉心部での圧力損失が大きいため、炉心に注入される冷却水流量が小さくなり、炉心

の冷却が不十分となる可能性があるものの、稠密炉心の再冠水挙動に関する実験データは見あたらない。このため、第1段階として解析による評価を行った。低減速PWR炉心の径方向出力分布は急峻になる傾向があり、再冠水挙動は半径方向で大きく異なり、半径方向の冷却水流れが支配的因素となることが予想される。このため、3次元解析が必要であり、原研の開発した REFLA/TRAC コードを用いて行った。解析の結果、第7図に示すように、通常のコールドレグからの注水だけでは不十分であるが、大飯1号などで採用されている炉容器蓋部からの注水を併用すれば、冷却できることが分かった。しかしながら、実験による確認が必要であり、将来、原研では小規模の再冠水実験を行う予定である。

#### 4. まとめ

BWR及びPWR体系で、転換率1以上の炉心概念を目指して研究を進めている。BWR型炉心については、運転サイクルの長期化、転換率の向上及び既存炉への適用性を追求した3種類の炉心を検討している。検討の結果、これら3種類のBWR炉心及び重水利用高転換型PWR炉心の成立の見通しを得ている。今後は、設計の詳細化を進め、最適化による性能の追求と共に、制御棒配置、燃料交換計画等の詳細を検討する。

低減速スペクトル炉では、燃料集合体の稠密化に伴う問題点として、炉心部での圧力損失の増大、過渡時の DNB 熱流束及び LOCA 時の再冠水挙動への悪影響が懸念される。炉心の圧力損失は PWR 炉心と比較して 10 倍程度となり、一次冷却材ポンプの揚程を 2 倍程度にする必要があるが、開発可能な範囲であると判断した。過渡時の DNB 熱流束については、既に PWR 条件での実験に着手しており、今後 BWR にも適用できる実験データを取得し、設計評価手法を確立する。LOCA 時の再冠水挙動についても、解析による検討を引き続き進めると共に、実験による確認を行う。的研究が必要である。

低減速スペクトル炉の成立性は、運転サイクル、転換率、ボイド係数などの核特性に強く依存するものの、いずれも設計余裕が小さい。低減速スペクトル炉の特性を評価するには高精度の核設計が必要であるものの、本炉の中性子スペクトルは軽水炉と高速炉の中間であって、これまであまり利用されなかった領域で、核設計手法の精度が確認されていない。核設計手法の精度を確認するためには、低減速スペクトル炉体系で臨界実験を行う必要がある。このため、原研の TCA による臨界実験計画を検討している。同装置は直径約 2 m、深さ約 2 m の円筒状の開放型の容器で、内部に燃料棒を配置し、容器中の水位を調節する方法で臨界を達成する臨界試験装置である。同容器内に MOX 燃料棒を装荷することによって低減速スペクトル炉のスペクトルを模擬でき、臨界量、転換率、ボイド係数、温度係数反応率分布、核分裂率等が測定でき、核設計の検証が可能となる。同時に、各種富化度の MOX 燃料棒を入手することにより、低減速スペクトル炉に限らず、全 MOX 炉心、高燃焼度 MOX 炉心等の軽水炉における Pu 利用の高度化に広範な貢献が期待される。

表1 BWR低減速スペクトル炉心（長サイクル炉心）

ボイド管集合体配置炉心の仕様例			
項目	単位	ボイド管集合体配置炉心例	従来ABWR炉心例
炉出力	MWe	約1350	同左
炉心外接径	m	約5.8	約5.4
炉心高さ	m	約1.6	約3.7
炉心燃料集合体数	体	252	872
ボイド管集合体数	体	61	—
燃料棒数	本/集合体	469	62(8×8)
燃料棒格子		三角格子(六角管集合体)	正方格子(8×8)
燃料棒直徑	mm	約11.9	約12
被覆管肉厚	mm	約0.4(SUS)	約0.9(Zr)
燃料棒クリアランス	mm	約1.3	約4
燃料棒ピッチ	mm	約13.2	約16
バンドルピッチ	mm	約304	約155
水対燃料体積比		約0.5	約3
燃料交換パターン		2年4バッチ交換	1年4バッチ交換
転換比		約1.01	約0.6
ボイド反応度係数	$10^{-4}\Delta k/k\% \text{ボイド}$	約-2.4	約-7.0

表2 BWR低減速スペクトル炉心（高転換炉心）

主要諸元と炉心特性 炉心間隔 1.3 mm

項目	軽水増殖炉	ABWR
電気出力	MWe	1100
熱出力	MWt	3188
原子炉圧力	MPa	7.2
炉心外接半径	m	3.60
燃料集合体数		924
取出燃焼度	GWd/t	45
炉心部高さ <sup>1</sup>	m	0.68
炉心流量	$10^4\text{t/h}$	1.3
出口クオリティ	%	56
平均ボイド率	%	70
Pu富化度	%	10.2
Pu装荷量	t	12.1
増殖比(Pu残存比)		1.06
(瞬時)転換比		1.10
最大線出力密度	kW/ft	17
MCPR		1.3
ボイド係数	$10^{-4}\Delta k/k\%\text{void}$	-1.0
連続運転期間	月	14
軸方向Pu fiss	w/o cm cm w/o cm	18 DU 18 18.5 29.5 20.0
富化度分布		

Pu:核分裂Pu量 +:ウラン濃縮度

1:上下ブランケット33.0, 20.0cm付設

表3 BWR低減速スペクトル炉心（高転換炉心）

主要諸元と炉心特性 炉心間隔 1.0mm

項目		軽水増殖炉	ABWR
電気出力	MWe	1100	1356
熱出力	MWt	3188	3926
原子炉圧力	MPa	7.2	7.2
炉心外接半径	m	3.04	2.69
燃料集合体数		720	872
取出燃焼度	GWd/t	45	38
炉心部高さ <sup>1</sup>	m	0.69	3.71
炉心流量	10 <sup>4</sup> t/h	1.7	5.2
出口クオリティ	%	43	14.5
平均ボイド率	%	66	38
Pu富化度	%	10.2	3.6 <sup>+</sup>
Pu装荷量	t	8.8	...
増殖比(Pu残存比)		1.06	...
(瞬時)転換比		1.10	...
最大線出力密度	kW/ft	14	12.5
MCPR		1.3	1.30
ボイド係数 $10^{-4} \Delta k/k$ 富化度分布	%void	-1.0	-7.0
連続運転期間	月	10	13
軸方向Pu <sub>fiss</sub>	w/o cm	18 cm	19.0
	w/o cm	DU 18	30.0 20.0

Pu : 核分裂Pu量 + : ウラン濃縮度

1 : 上下ブランケット36.0, 17.0cm付設

表 4 主要炉心性能

項目	転換比～1.0炉心		転換比～1.1炉心	
燃料棒配列	11X11正方格子		9X9正方格子	
取出燃料累積転換比	~1.02		~1.11	
被覆管外側直径(mm)	11.94		15.17	
被覆管肉厚(mm)	0.7		0.5	
MOX中PuO <sub>2</sub> 重量割合(wt%)	11.0と9.0分布		10.5と9.0分布	
出力(MW)	3926		3926X0.6	
3バッチ交換。サイクル燃焼度(GWd/t)	3		4.5	
取出燃料燃焼度(GWd/t)	9		13.5	
サイクル日数(日)	113		328	
稼動率(定検日数30日と設定)	0.79		0.92	
平衡炉心時期	平衡初期	平衡末期	平衡初期	平衡末期
履歴蒸気約45%定格出力時反応度k <sub>eff</sub>	1.014	1.004	1.007	1
100%瞬時蒸気定格出力時反応度k <sub>eff</sub>	1.005	1.005	0.997	1
最大線出力密度(w/cm)	556	491	610	561
クリーン冷態炉心全CR挿入時反応度k <sub>eff</sub>	—	—	0.916	—
クリーン冷態炉心ワンロッドストラック反応度k <sub>eff</sub>	—	—	0.92	—

表5 炉心性能

## 燃料仕様(燃料/ブランケット)

被覆管外径	9.50mm/13.7mm
被覆管内径	8.74mm/12.6mm
ペレット直徑	8.60mm/12.5mm
被覆管材料	SUS-316/SUS-316
燃料棒配列	六角/六角
集合体中燃料棒数	504/271
燃料棒間ギャップ	1.0mm/1.0mm
集合体中制御棒数	6(7セル/1本)/0
燃料集合体数	228/151
分裂性Pu富化度	15wt%/劣化ウラン
炉心半径	2.5m
炉心有効長	2.0m
取り出し燃焼度	45GWD/T
転換比(サイクル平均)	1.01
ボイド係数(寿命末期)	-0.01% $\Delta k/\%$ ボイド

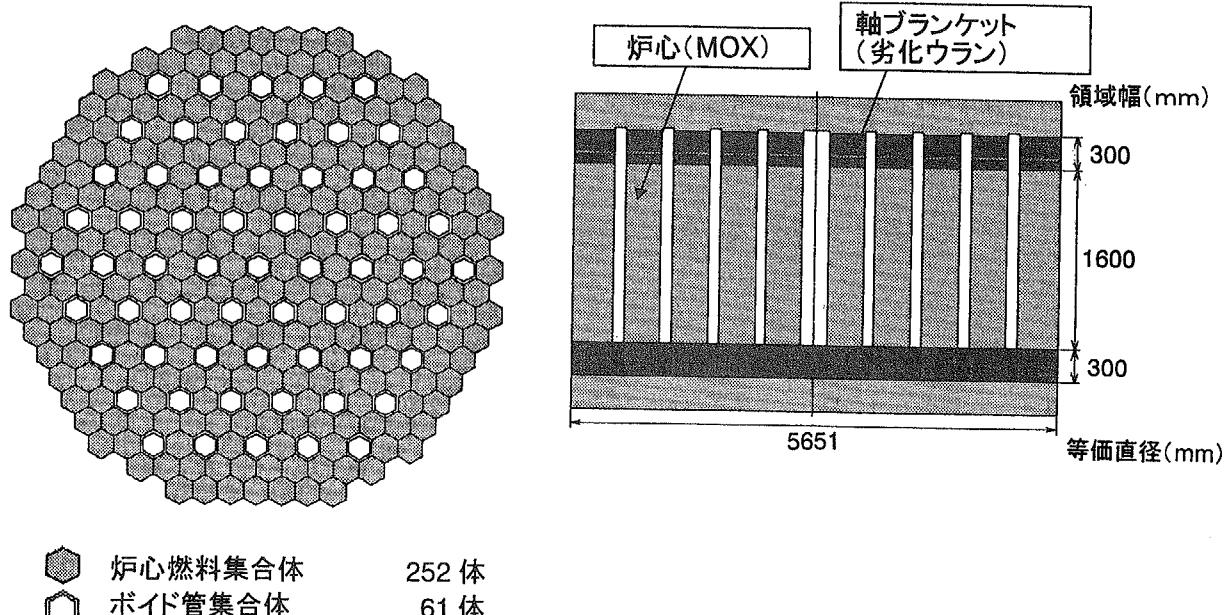


図1 BWR低減速スペクトル炉心（長サイクル炉心）

ボイド係数低減速炉心の炉心配置

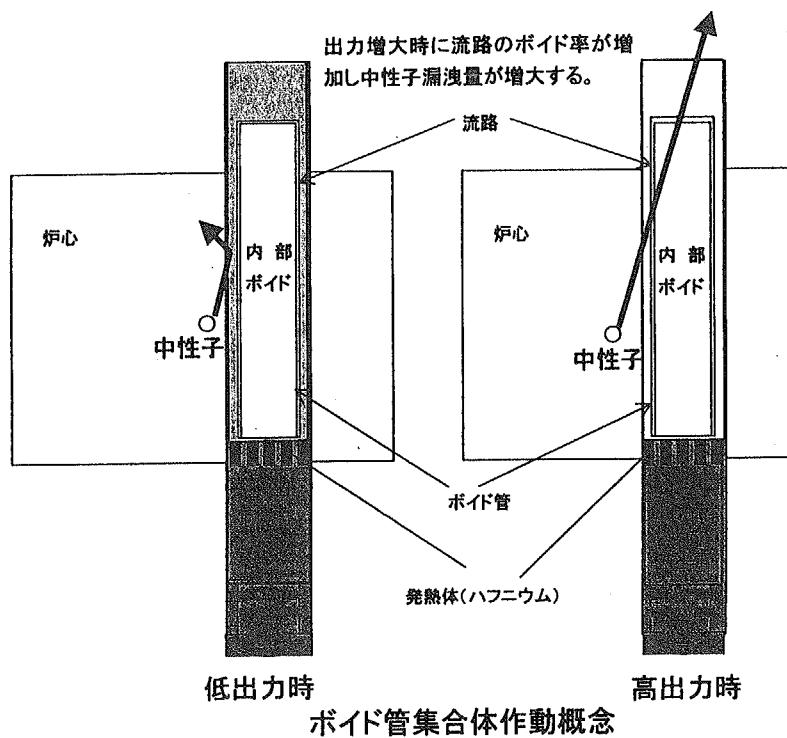
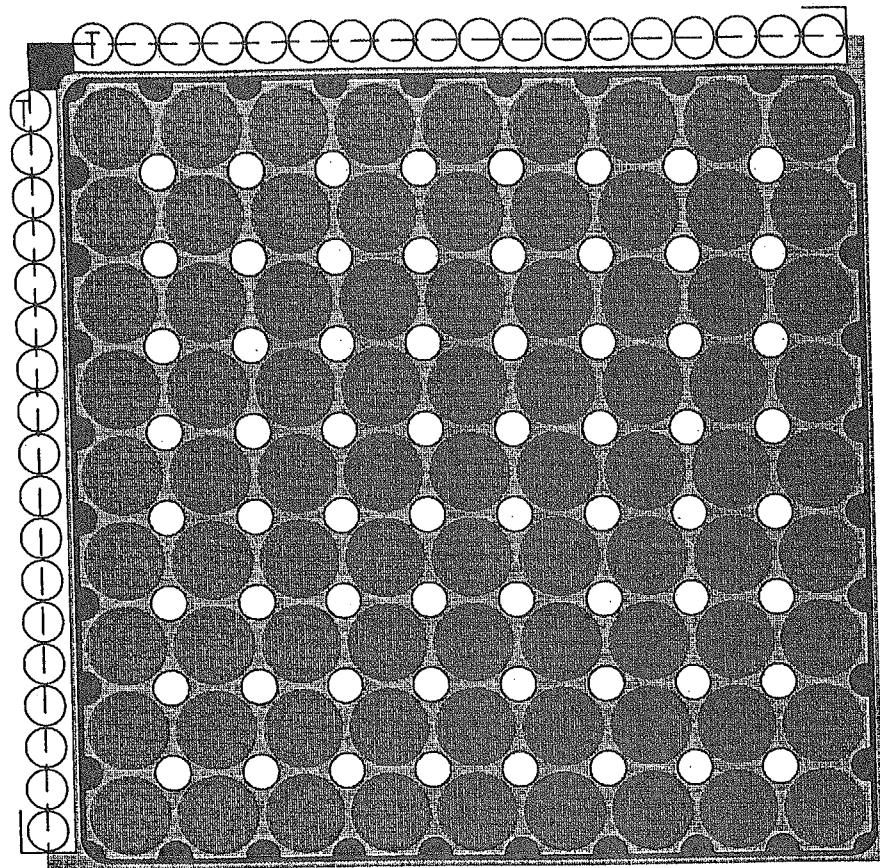


図2 BWR低減速スペクトル炉心（長サイクル炉心）

ポイド反応度低減方策の検討 ポイド管集合体



酸化プルトニウム 10.5w/φ又は9.0w/φ MOX

○ 中空チューブ

● 中実チューブ

○ 中空CR棒

① 可動インコアブルーブ

図3 燃料集合体 (9×9) 形状及び材量

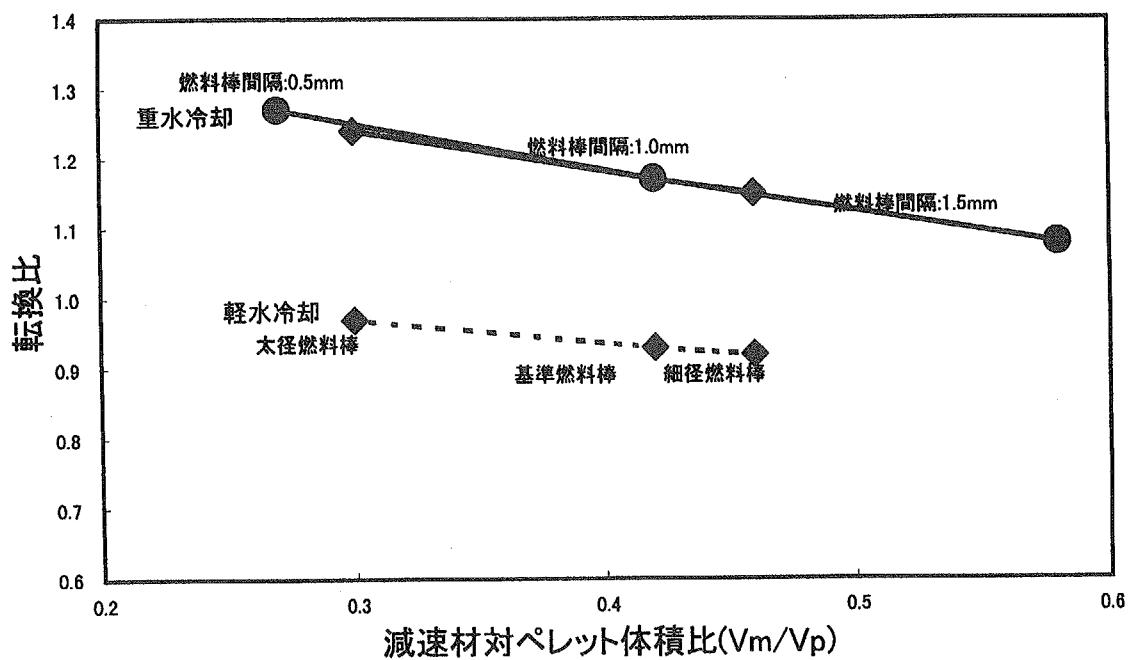
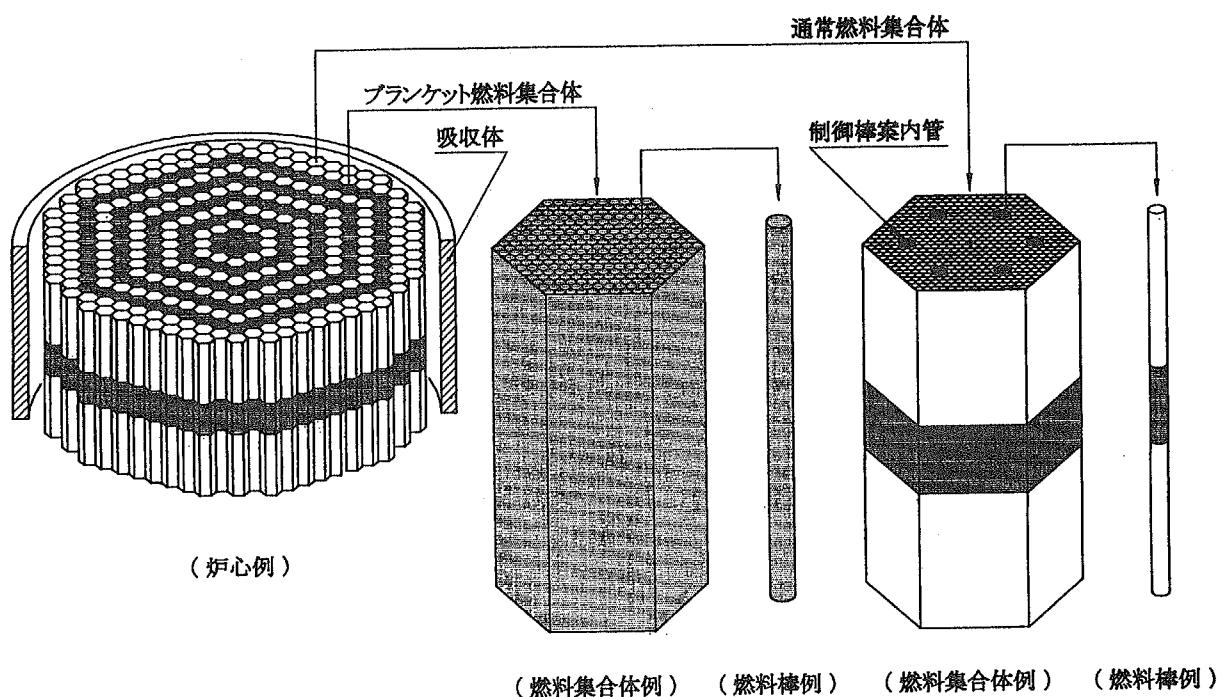
図4  $V_m/V_p$ に対する転換比の変化

図5 炉心の構成

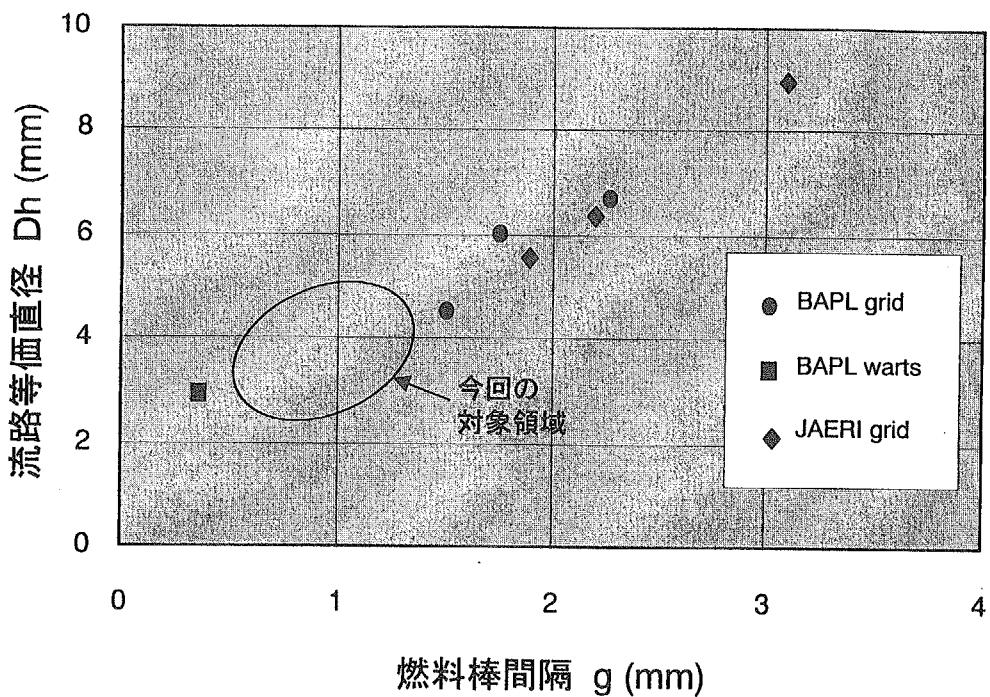


図6 稠密炉心体系に対する限界熱流束データ

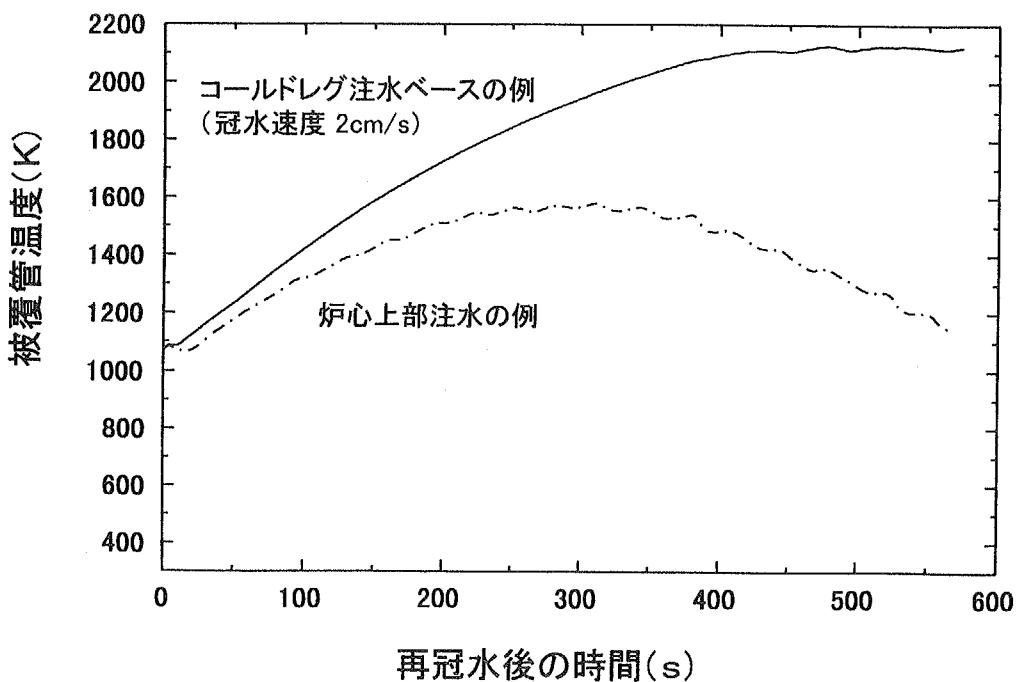


図7 L O C A 時再冠水過程の解析例

#### 4. 意見交換「Pu 利用高度化研究の展望」の概要

##### Outline of Opinion Exchange "View of Advanced Research for Plutonium"

Commentators presented their opinions at first and then discussed including hearers. Their main opinions and discussions are on the necessity of the research of Pu used by LWR and how to promote the research.

Chairman :

Akira Omoto(TEPCO)

Commentators:

Seiji Shiroya(Kyoto University) , Yasuo Tsuchie(JAPC),

Takayuki Magari(KEPCO) , Renzo Takeda(Hitachi),

Kohichi Sakurada(Toshiba) , Hiroshi Tochihara(MHI),

Masayuki Nakagawa(JAERI)

座長：

尾本 彰（東京電力）

コメンテイター：

代谷誠治（京都大学）、土江保男（日本原子力発電所）、鈴 孝幸（関西電力）、竹田

練三（日立製作所）、桜田光一（東芝）、柄原 洋（三菱重工）、

中川正幸（日本原子力研究所）

意見交換は尾本座長の挨拶に引き続き、各モデレーターから OHP を利用した意見発表が行われた。使用された OHP は付録-8-1～7 に示した。

###### (1) コメンテイターの意見発表

###### 1) 代谷コメンテイターの意見要旨

本来、U 資源の有効利用の観点からは Pu の増殖を図る必要がある。一方、核拡散防止の観点からは余剰 Pu を抑制する必要があり、水炉で Pu を利用するにあたって、Pu 増殖を最小限に抑制する必要がある。

また、Pu 利用には、長サイクル運転のように供用期間中の燃料交換がいらないような原子炉も考えられる。水対燃料比は Pu の増殖か消費かで変る。これらいずれの研究でも、MA の処理等のバックエンドを含む核燃料リサイクルを考えていく必要がある。、

原子力は海外のエネルギー政策の影響を受け易いので、今後のPu利用についてはどのような状況にも対応できるように、広くオプションを研究していく必要がある。大学ではオプションを広げる研究をしていきたいし、しなければならない。そのためには、Pu燃料を装荷した炉心の特性の把握が必要であり、そのための国内実験施設が必要である。また、国際協力も不可欠である。

Pu利用での炉心設計については、MA、Puといった共鳴の核種が多く入ってくるので、それを長く燃焼するとなると、設計上の高度化が必要となる。

## 2) 土江コメンテイターの意見要旨

今日、一般的に言えば、原子力開発の本命は高速増殖炉である。しかし、経済性、安全性が厳しくなっており、現在は将来の道を探しているところである。開発にあたっては、地球環境、核不拡散、国際貢献を考慮していく必要がある。

水冷却炉におけるPu利用高度化のテーマとしては、Puサーマル、ミストラル計画、高燃焼度化、ROX-PWRがある。そして、高速炉への繋ぎとしての高転換炉がある。

水冷却炉でのPu利用高度化については、ニーズは国、産業界が出し、開発主体は原研と考える。開発に当たっては、国際的動向、日本の役割、炉型、燃料サイクル、試験施設、開発コスト、軽水炉の重み、タイミング等を考慮して行く必要がある。

## 3) 鈴木コメンテイターの意見要旨

Pu利用での基本的考え方は、現在の燃料リサイクル・Pu利用路線は当面堅持すること、FBR技術の確立時期を見直す必要はあるが、改良研究を継続すること、FBR本格導入までプルサーマル・中間貯蔵等でそなえることと考えている。

一方、これまでの燃料リサイクル方針に対して、もんじゅ事故、海外FBRの後退、電力自由化、新規ウラン資源の開発、核不拡散等の不確定要因が加わり、中間貯蔵等の対応が必要となってきた。特に、電力自由化は今後の原子力の動向を左右することになるかもしれない。ウラン資源は、海水ウランも含め、不透明である。ナトリウム技術の成立性も不透明である。FBRへの代替炉の開発はこのような状況への対応の一つとしての位置付けである。

軽水炉におけるPu利用の課題は、既存軽水炉における経済性向上のための、MOX燃料成型加工費の低減および高燃焼度MOX燃料の開発等がある。また、資源論的には将来的に不確定なところがあり、将来の炉への多様性を考えて、転換比の大きい軽水型増殖炉の可能性を追求し、将来に備える検討も必要である。

## 4) 竹田コメンテイターの意見要旨

今後の原子力発電の開発は、これから10年間で目標を達成できるように進めるべきである。その理由の一つが、原子力発電は関係者の大変な努力により成り立っているが、10年後には人的状況が変る可能性があることである。次ぎが、近い将来、原子力発電の是非について民意に問う時がくると予想され、それまでに準備しておく必要があることである。そして、今後も継続して原子力発電に数千億円規模の開発費は出

ないことである。

原子力開発のためには、実用化済みの軽水炉技術で、Pu 等を有効利用しながら、エネルギー長期安定供給を実現する技術を実証する必要がある。このためには、原研 JPDR 跡地に 200MW 程度の軽水増殖炉実証炉を建設する必要がある。

#### 5) 桜田コメンティターの意見要旨

FBR の導入時期が不透明な現在、水冷却炉での Pu 利用高度化研究をする必要がある。研究を進めるに当たっては、プルサーマルでできることは何か、燃料サイクルへどのような貢献ができるかを考える必要がある。

Pu 利用としては、フル MOX 炉心の実用化、被覆管の改良等が必要な高燃焼度化、ミストラル等で研究している高減速 MOX 炉心、そしてマルチリサイクル等が可能な低減速 MOX 炉心がある。

今後、燃料サイクル全体の中で MOX 炉心の方向性を見極め、原研、サイクル機構、NUPEC、民間での役割分担を考え、開発を進める必要がある。特に、原研には基礎的基盤技術の実験データ等を期待する。

#### 6) 栃原コメンティターの意見要旨

70 年代の第一世代の PWR から始まり、2000 年代が第 4 世代の改良型 PWR、2010 年代が次世代 PWR、その次ぎの炉として高転換のリサイクル型 PWR を位置づけている。日本の原子力開発は一步一步着実に進めることで、プルトニウムリサイクルの本格開始までこぎつけた。

リサイクル型 PWR は、燃料格子の稠密化等を図るが PWR 技術の延長上にあり、マルチリサイクル Pu 利用、天然資源の節約、先進的リサイクルの適用を目的としている。この結果、核燃料サイクル全体としての経済性向上、廃棄物低減、核不拡散性向上が期待できる。開発に当たっては、例えば転換比を、現在の 0.6 程度からいきなり FBR の 1.2 程度を狙うのではなく、0.9 程度を経験し、次ぎへ行くという着実な進め方が必要である。

#### 7) 中川コメンティターの意見要旨

ウラン資源の有効利用と余剰プルの削減を目的とした水炉 Pu 有効利用として、プルサーマル、ワنسスルーおよび高転換炉がある。その中には、中間貯蔵、高燃焼度化の問題もある。また、使用済 MOX のリサイクルをどうするかも考える必要がある。この内、プルサーマルは産業界が中心に研究を進めており、原研は協力する立場である。ワنسスルーの岩石燃料は当面原研が中心に研究を進める。高転換炉は原研と産業界と共同で研究を進めたい。

高転換炉の課題としては転換比等の炉心核特性の向上、TCA 臨界実験による核特性の検証、除熱性能の実証、そして炉心性能の実証がある。また、扁平炉心での制御性も課題である。炉心特性の向上はそれぞれがアイデアを出し合って、よいものを残していくのがよい。臨界実験等のインフラが必要なものは原研で整備してオールジャバ

ンで利用するのがよい。最終的に炉心性能の実証のための炉をつくるところまで辿り着きたい。

## (2) 意見及び質疑応答

コメンテーターの意見発表に引き続き、参加者も含めて幅広い意見、質疑応答がなされた。その中で水炉による Pu 利用の高度化の必用性、経済性、今後の研究の進め方にに関する概要を以下に記する。(注 : C ; コメント、Q ; 質問、A ; 回答)

### (a) 必要性

C. 水炉による Pu 利用の高度化には色々な方向がある。FBR に代る可能性も十分にある。

Q. 国内に試験施設が必要との話がでたが、TCA については原研予算として検討費用をつけた。海水ウランについては原研の柱の一つとして研究を進める。ところで、軽水炉で Na 使用の FBR の代替に本当に得るか。

A. FBR は国内でも莫大な費用をかけて開発してきた。また、フランス等の海外でも多くのデータがある。一方、軽水炉はデータがなく、特に燃焼が進んだ時点でのデータがなく、FBR とは対等に議論できる状態でない。軽水炉で Na 使用の FBR の代替になり得るかを確認するためにも、炉心の実証が必要である。一方、資源論的には、1500 万トンの天然ウランを軽水炉で燃焼すると、1.5 万トンのプルトニウムができ、これで 1500 基分の火種ができる、これを使って転換比 1 の炉で 1500 万トンを燃やしつくすとして、10 の 4 乗年間燃やすことができ、十分意味がある。

Q. FBR が予定どおりだったら、水炉による高転換の話はなかったのか。FBR の開発を妨げることはないのか。

A. 現状で言えることは、FBR は増殖比が大きいので、将来的には FBR であろう。水炉はまだサーベイの段階と考える。

C. 現状では FBR は先が見えない。日本の FBR はロシアと共に孤立する可能性もある。また、連続的に FBR に移行できるようにする必要がある。水炉による高転換は現行の軽水炉技術に基づくものであり、連続性の点からもよい。

### (b) 経済性

Q. 電力自由化で経済性が課題となっているが、水炉での Pu 利用技術で電力自由化を乗り切れるか。

A. 乗り切りたいが、現状の技術シーズではまだむずかしいのではないか。乗り切れれば非常にありがたい。

Q. 電力自由化に関して聞きたい。自由化の占める割合が、全電力の例えば 1 % 程度と少なければ、経済性への影響は問題とならないのではないか。

A. kw·h で 1/3 が自由化されることとなっている。自由化という市場競争の中で公益性、即ち、資源、環境をどう考えていくかは、原子力に限らないが、特に原子力でのプルトニウム利用は難しい問題である。

- C. 大学の博士過程に役人の人がきているが、彼らの研究をみていると、自由化の議論の中には、原子力でまだ考えていないものがある。それも含めて経済性を見ていく必要がある。
- C. 経済性については、燃料サイクルコストを含めたトータルコストで考えるべきである。

(c) 研究の進め方

- Q. 国内で実験装置が必要との話がでたが、建設に当たっては国民に説得性のある根拠が必要である。足元を固めたシナリオが必要である。現状では、余剰 Pu への貢献等が必要である。もんじゅがだめなので、代替のものが必要では受入られないのではないか。
- A. 現在ある施設を活用することも考えられる。
- C. 実証炉の規模は 500 億円程度であろう。原子力開発を今のままにしておくと、ドイツのように原子力廃止の方向になる可能性がある。燃料サイクルは、湿式再処理でもよいから、早く完結させることが是非必要である。

最後に、FBR の開発状況を考えると、原子力開発のオプションを追加する必要があり、そのための研究を原研が主体的に進めて欲しい、との尾本座長のコメントで意見交換会を終了した。

## 付録－1

### 基調講演 OHP 集

「プルトニウム利用の動向」

神田 啓治 (京都大学)

## 「プルトニウム利用の動向」

京都大学

神田啓治

水冷却炉における  
Pu利用の高度化に関する研究会

平成11年3月2日

日本原子力研究所

炉型	役割	問題点	解決
FBR	増殖炉、消滅炉 Pu純化装置	Na技術	技術的習熟
プルサーマル	Pu燃焼炉 (シフトスペクトル) Pu資源的有効利用 (高転換炉・ ハードスペクトル)	Puベクトルの劣化	FBR又は解体核

## 【当面の問題】

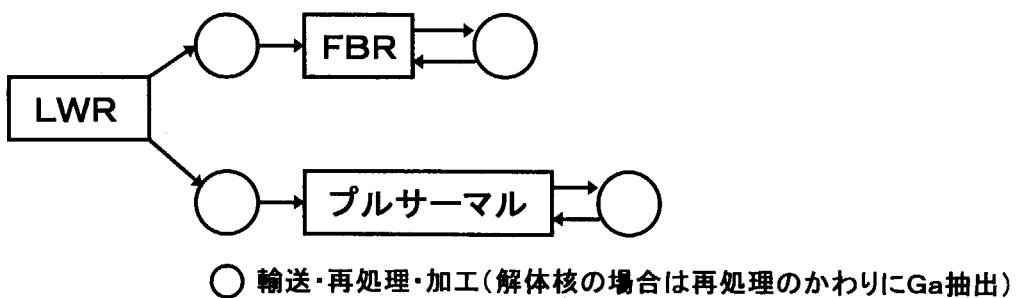
### 政治的

1. Puの毒性という話  
— 肺からの排泄  
核兵器転用の可能性  
— 黒鉛炉と軽水炉のデータの混合
2. グリーンピースと反核団体の動き  
— NCIとグリーンピースの合体
3. 核防護と核テロ

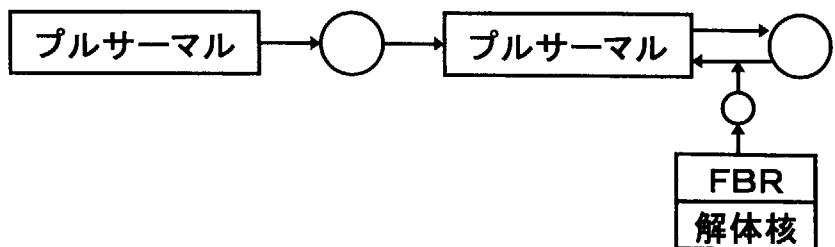
### 技術的

1. Puの加工、再処理コスト
2. PuからGaの抽出

### 第1サイクル



### 第2サイクル以降



# JAERI-Conf 99-014

## THE 1998 SANTA FE ENERGY SEMINAR

The Second U.S.-Japan Workshop on Nuclear Energy Futures with the  
Los Alamos and Sandia National Laboratories

### *Nuclear Power in the Post-Kyoto World*

April 28 - May 1, 1998

Draft Program  
(Revised 3/25/98)

#### April 28, Tuesday

7:00 pm      Welcome Reception at the Presidential Suite of the Hotel Loretto

#### April 29, Wednesday

8:15 - 8:30      Welcome and Orientation by Mr. Scott Campbell, President Washington Policy and Analysis, and Dr. Ed Arthur, Deputy Director, Industrial Technology Programs, Los Alamos National Laboratory.

8:30 - 10:00      Morning Session: *Practical Visions, Advanced Technologies, and U.S.-Japan Cooperation*

Introduction by Mr. William F. Martin, Chairman, Washington Policy and Analysis, and former Deputy Secretary of Energy. Mr. Martin will discuss his findings from the GEMS Energy Model and the need for nuclear power to meet Kyoto Protocol emission reductions.

U.S. Keynote Address: Dr. Ernest Moniz, Under Secretary of Energy, to discuss nuclear research and development priorities as the world approaches the new millennium. (invited)

Japanese Keynote Address: Dr. Yoichi Fuji-iie, Vice Chairman and Commissioner of the Atomic Energy Commission, to articulate a practical nuclear vision for the 21st century.

-- Question and Answer Session

10:00 - 10:15      Coffee Break

10:15 - 11:45      Morning Session (continued)

Dr. Ed Arthur, Deputy Director, Industrial Technology Programs, Los Alamos National Laboratory, "A Nuclear Energy Architecture for the Twenty-First Century."

Dr. John Woodard, Vice President for Energy, Environment, and Information Technology, Sandia National Laboratories, "Technology Opportunities."

1

11:45 - 1:30      Luncheon: *The Public Challenges Facing Nuclear Power in the 21st Century*  
Mr. Richard Rhodes, Pulitzer prize-winning author and host of the PBS special *Frontline: Nuclear Reaction, "Building Bridges to the Nuclear Future."*

1:30 - 3:30      Panel #1: Short-Term and Long-Term Opportunities for U.S.-Japan Cooperation

#### The Future of Nuclear Power

- ◊ Mr. Joe Colvin, President, Nuclear Energy Institute
- ◊ Mr. Yoshihiko Suni, Chairman, Nuclear Executive Committee, Federation of Electric Power Companies and Executive Vice President, Kansai Electric Power Company

#### Nuclear Technology Research and Development (R&D)

- ◊ Dr. C.B. Tuli, Argonne National Laboratory (invited)
- ◊ Dr. Hiroshi Takahashi, Brookhaven National Laboratory, "Nuclear Fuel Cycle for Second Generation of Nuclear Energy"

3:30 - 3:45      Coffee Break

3:45 - 5:15      Panel #1: (continued) Short-Term and Long-Term Opportunities for U.S.-Japan Cooperation

#### The Potential for Advanced Fuel Cycle Technology and Nuclear Waste Disposal and Plutonium Utilization

- ◊ Dr. Keiji Kanda, Professor, Kyoto University, to discuss utilization of excess weapons plutonium
- ◊ Mr. Katsuya Tomono, Vice Chairman, Nuclear Executive Committee, Federation of Electric Power Companies, and Executive Vice President, Tokyo Electric Power Company
- ◊ Representative from the Sandia National Laboratories
- ◊ Mr. Myron Kratzke, former Deputy Assistant Secretary of State

5:15      Adjourn

7:00      Dinner: Reception and dinner hosted by the Federation of Electric Power Companies at the Contemporary Southwest Galleries.  
Remarks by Mr. Yoshihiko Suni, Chairman, Nuclear Executive Committee, Federation of Electric Power Companies, and Executive Vice President, Kansai Electric Power Company.

# JAERI-Conf 99-014

April 30, Thursday

8:30 - 12:30 Working Group Sessions: *Developing Public Acceptance Strategies and Setting Priorities for U.S.-Japan Cooperation.* The morning and afternoon sessions will be divided into two main streams, each with two sub-topics. Each stream will be led by a U.S. and Japanese moderator with one rapporteur to record findings and recommendations.

## Morning Session:

8:30 - 12:30 TOPIC A: NUCLEAR POWER GENERATION

Room 1: Improving Economics and Safety. Moderated by Dr. John Ireland, Deputy Division Director, Los Alamos National Laboratory

### U.S. Speakers:

- ◊ U.S. Utility Executive
- ◊ Mr. Sam Harkness, Westinghouse

### Japanese Speakers:

- ◊ Mr. Koichi Hasumi, Vice Chairman, Nuclear Executive Committee, Federation of Electric Power Companies, and Executive Vice President, Chubu Electric Power Company
- ◊ Representative from Hitachi or Mitsubishi

8:30 - 12:30 TOPIC B: NUCLEAR FUEL CYCLE OPTIONS

Room 2: Interface between Civilian MOX and Weapons Material Disposition. Moderated by Dr. Keiji Kanda, Professor, Kyoto University.

### U.S. Speakers:

- ◊ Mr. Neil Numark, President, Numark Associates, to discuss the problems of interaction between the two programs
- ◊ Mr. David Alberstein, LANL Program Manager for MOX Fuels (invited)

### Japanese Speakers:

- ◊ Dr. Atsuyuki Suzuki, Professor, University of Tokyo, to discuss possible areas of cooperation in the disposition of surplus weapons plutonium program
- ◊ Mr. Kazuo Mori, Nuclear Fuel Industries, to discuss technical areas to be resolved

12:30 - 2:00 Luncheon: *Nuclear Power in Japan: The Media and Public Opinion*  
Mr. Ryuichi Teshima, Bureau Chief, NHK (Japan Broadcasting Co.).

3

*The 1998 Santa Fe Energy Seminar*  
April 28 - May 1, 1998

## Transmutation of Weapon-Grade Plutonium in Existing Japanese LWRs\*

*Keiji KANDA*

Graduate School of Energy Science, Kyoto University  
Research Reactor Institute, Kyoto University  
Kumatori-cho, Sennan-gun, Osaka 590-0494, Japan

Tel : +81-724-53-2145  
Fax : +81-724-51-2604  
E-mail : kanda@kuca.rri.kyoto-u.ac.jp

\* This paper has been submitted to Journal of Nuclear Science and Technology. (Y. Hanayama\*\*, A. Yamamoto\*\* and K. Kanda, Graduate School of Energy Science, Kyoto University, "Transmutation of Weapon-Grade Plutonium in Existing Japanese PWRs Under the Multiple Recycling Strategy.")  
\*\* Present address: Nuclear Fuel Industries, Ltd. (NFI), 950 Noda, Kumatori-cho, Sennan-gun, Osaka 590-0481, Japan

## 兵器級 Pu の PWR での MOX リサイクル特性とコスト評価

Multiple Recycling Characteristics and Fuel Cycle Cost of MOX Fuel

Using Weapon-Grade Plutonium

京都大学大学院エネルギー科学研究所 ○池本 一郎 神田 啓治

IKEMOTO ICHIRO KANDA KEIJI

ロシアの兵器級 Pu と原子炉級 Pu を混合して MOX 燃料に成形加工後、日本の PWR で燃焼処理する場合の炉心・燃料特性と経済性について評価し、この処理方法が規模的にも経済的にも現実的であることを明らかにした。

キーワード: 余剰兵器用プルトニウム、MOX 燃料、複数回リサイクル、炉心・燃料特性、燃料サイクルコスト

- はじめに 米・ロの戦略兵器制限条約(START-I)の発効にともない、米国、ロシア各 50トンといわれている当面の余剰兵器用 Pu の処分問題が大きな課題となっている。この兵器級 Pu の処分方法として、原子炉級 Pu とロシアの兵器級 Pu を混合して、日本の PWR で複数回 MOX リサイクルして燃焼処理する場合の炉心燃料特性と燃料サイクルの経済性について検討した。

第 1 表 原子炉プラントおよび炉心・燃料の仕様

項目	仕様
炉型式	3 ループ・17x17型燃料 PWR
炉心熱出力	2652 MW
電気出力	870 MW
炉心燃料集合体数 (うち、MOX 燃料)	157 体 (40 体)
燃料集合体重量	460 kgHM/体
ウラン燃料濃縮度	4.1 %
Gd 入ウラン燃料濃縮度	3.9 %
MOX 燃料 Pu 富化度	9.7 %
燃料取り替えバッチ数	2.6 バッチ
バッチ当たり取替集合体数 (内、MOX 燃料装荷体数)	60 体 (16 体)
取り出し燃焼度(平均)	4.0 GWd/t
燃料サイクル期間	13.5 E F P M (注) (15.2 GWd/t)

(注) Equivalent Full Power Month : 実効定格運転月数

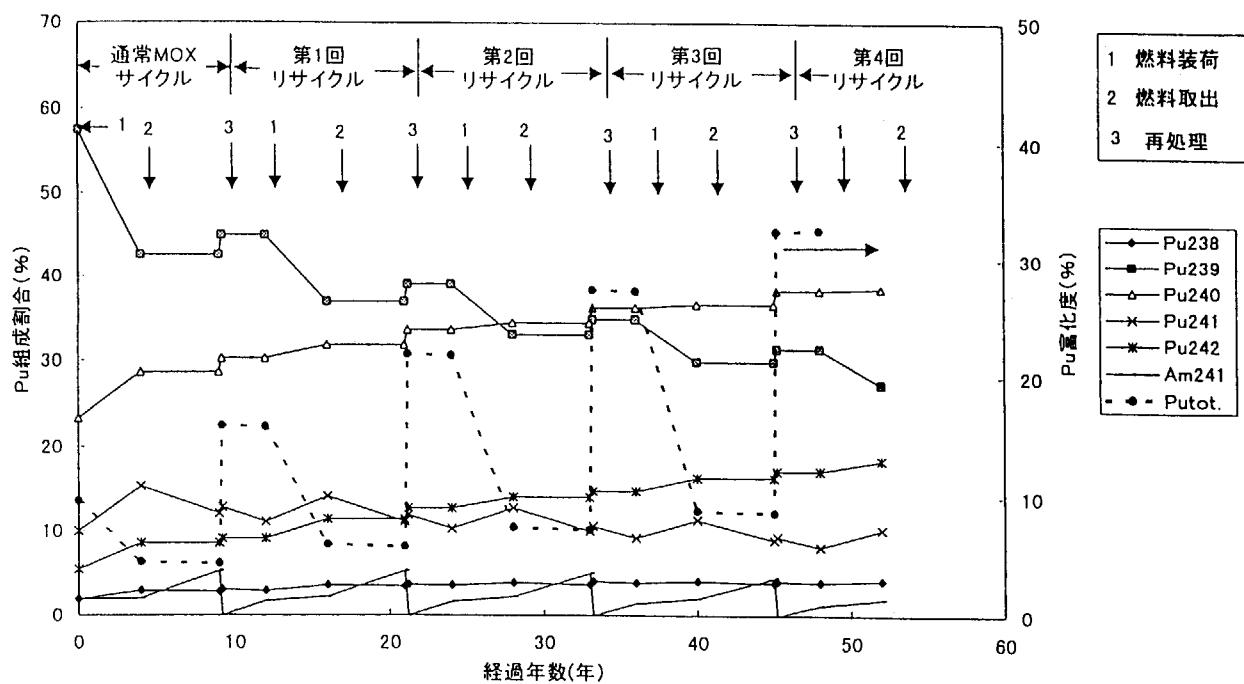


図1 原子炉級MOXリサイクルのPu組成変化

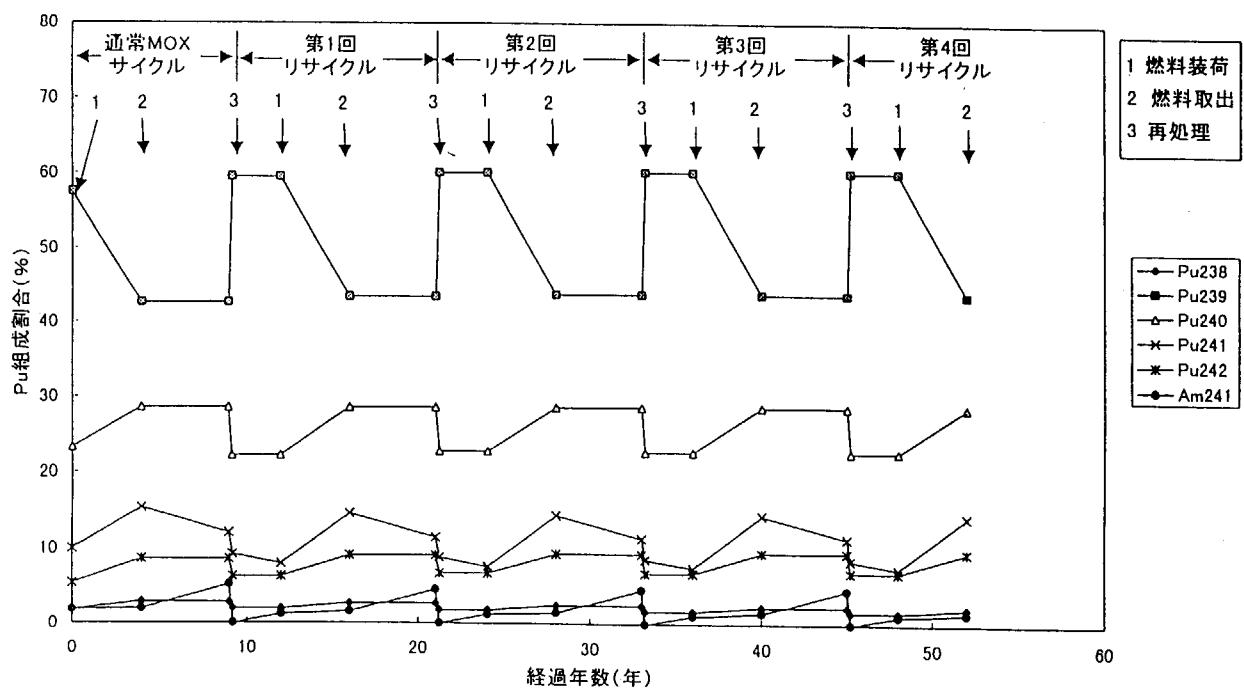


図2 兵器級Pu混合MOXサイクルのPu組成変化

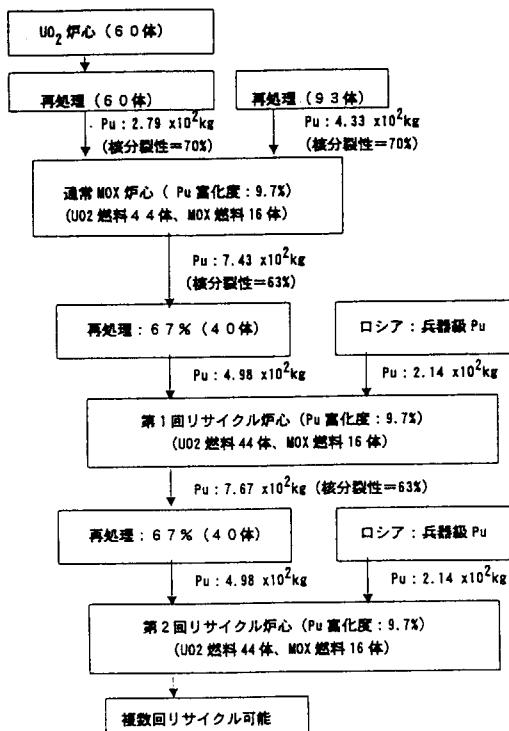


図3 兵器級Pu混合MOXリサイクル時のPuフロー

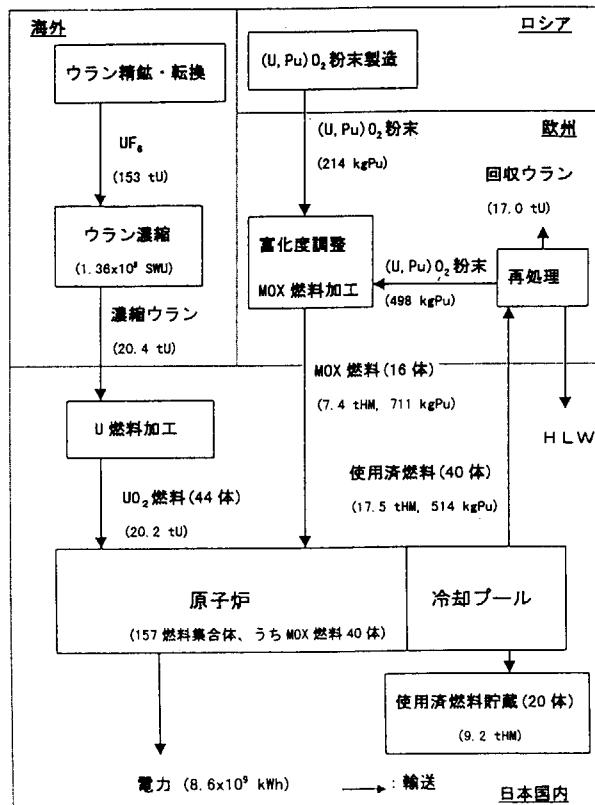
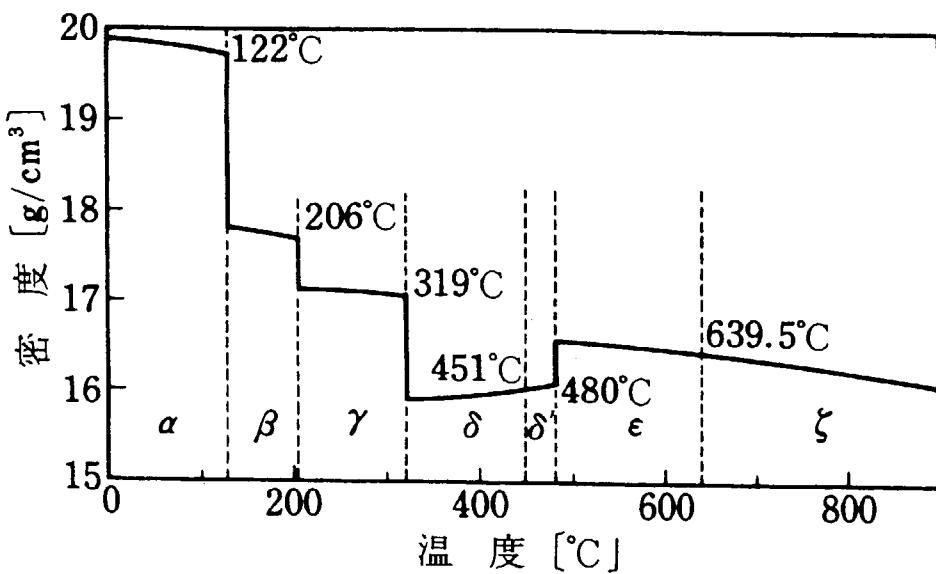


図4 兵器級Pu混合MOXリサイクルの物質フロー



金属プルトニウムの密度

## 兵器級 Pu の PWR での MOX リサイクル特性とコスト評価

Multiple Recycling Characteristics and Fuel Cycle Cost of MOX Fuel

Using Weapon-Grade Plutonium

京都大学大学院エネルギー科学研究所 ○池本 一郎 神田 啓治

IKEMOTO ICHIRO KANDA KEIJI

ロシアの兵器級 Pu と原子炉級 Pu を混合して MOX 燃料に成形加工後、日本の PWR で燃焼処理する場合の炉心、燃料特性と経済性について評価し、この処理方法が規範的にも経済的にも現実的であることを明らかにした。

**キーワード:**余剰兵器用プルトニウム、MOX 燃料、複数回リサイクル、炉心・燃料特性、燃料サイクルコスト

1. はじめに 米・ロの戦略兵器制限条約 (START-I) の発効にともない、米国、ロシア各 50 トンといわれている当面の余剰兵器用 Pu の処分問題が大きな課題となっている。この兵器級 Pu の処分方法として、原子炉級 Pu とロシアの兵器級 Pu を混合して、日本の PWR で複数回 MOX リサイクルして燃焼処理する場合の炉心燃料特性と燃料サイクルの経済性について検討した。

2. MOX のリサイクル特性 対象原子炉は日本の 90 万 kW 級 3 ループの商業用 PWR で、ウラン燃料の富化度は 4.1%、MOX 燃料の富化度は全 Pu で 9.7% であり、約 1/4 炉心に MOX 燃料を装荷する。兵器級 Pu を混合せずに原子炉級 Pu をそのまま複数回リサイクルする場合、リサイクルの回数が増加するにしたがって、核分裂性の  $^{239}\text{Pu}$  の顕著な減少により、Pu の富化度を徐々に大きくして炉心の反応度を確保する必要があり、炉心制御性の観点から原子炉級 Pu をそのまま複数回リサイクルするのは困難である。

一方、兵器級 Pu を 30% 混合して Pu 富化度が 9.7% になるように成型加工した炉心燃料を繰り返しリサイクル(以下、兵器級 Pu 混合 MOX リサイクルという)した場合には、Pu の各同位体組成割合が各リサイクル毎に一定しており、非核分裂性の偶数同位体割合も増えない。このため、複数回のリサイクルが可能となる。

3. 燃料サイクルコスト評価 5 年間冷却した使用済燃料を欧洲において再処理して抽出した原子炉級 Pu と、ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末への転換までロシアで行った兵器級 Pu を、欧洲において混合・富化度調整をし、MOX 燃料の成型加工を行う。完成した MOX 燃料は日本に輸送し商業用 PWR に装荷する。天然ウランの調達、転換、濃縮は海外で行い、ウラン燃料の成型加工は日本において行う。これらの燃料を平均して 4 年間 (2.6 パッチ) 炉内で燃焼し、取り出した使用済燃料はサイト内で 5 年間冷却貯蔵する。以上の工程を繰り返す兵器級 Pu 混合 MOX リサイクルについて燃料サイクルコストの評価を行ない、通常のウラン燃料サイクルコストと比較した。

兵器級 Pu 混合 MOX リサイクルの燃料サイクルコストは、ウラン燃料よりも数%～10 数% ほど安い結果となり、軽水炉による兵器級 Pu 処理は経済的にも現実的な方法であることがわかった。

4. おわりに 炉心・燃料設計を兵器級 Pu の燃焼を目的として最適化すれば、装荷する兵器級 Pu の量をもっと多くすることができ、より効率的かつ経済的な燃焼処理も可能である。

## 第5回MISTRAL日仏レビュー会議

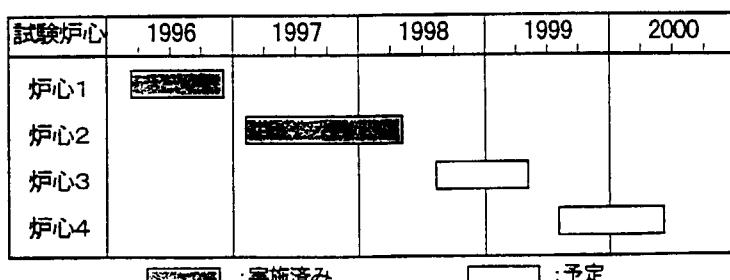
1. 期間 1998年6月8日（月）～12日（金）
2. 場所 原子力発電機構（東京・藤田観光虎ノ門ビル）
3. 出席者
 

(日本側)	主査 神田啓治（京都大学） 竹田敏一（大阪大学） 高畠勇人（関西電力） 桜田光一、馬野琢也（東芝） 松浦秀文、丸山博見、民谷正（日立） 佐々木誠、金川孝、菅太郎（三菱） 異雅洋（原燃工） 佐治悦郎（東電ソフトウエア） 太田博己、上路政雄、横山勉、山本徹、岩田豊、岩本昭子（NUPEC）
(フランス側)	L. Costa (CEA/DNR) A. Santamarina (CEA/SPRC) P. Fougeras (CEA/SPEX) J. P. Chauvin (CEA/SPEX) J. Taxi (CEA/SPEX) S. Cathala (CEA/ SPEX) M. Soldevila (CEA/SERMA) P. Girieud (FRAMATOME)
4. 議題
 

MISTRAL試験計画2の進捗状況及び結果報告  
   MISTRAL試験計画3、4の進め方検討  
   BWR試験計画

1表 MISTRAL計画の測定項目

項目	炉心1	炉心2	炉心3	炉心4
减速材対燃料体積比	1.8	1.8	2.1	~2
减速材対燃料原子数比	5.1	5.1	6.2	~6
燃料濃縮度(全Pu富化度)	UO <sub>2</sub> -3.7%	MOX-7.0%	MOX-7.0%	MOX-7.0%
臨界質量	○	○	○	○
ホウ素濃度	○	○	○	○
バックリング	○	○	○	
スペクトルインデックス	○	○	○	
径方向出力分布				○
軸方向出力分布				○
温度反応度係数(等温)	○	○	○	
ホウ素反応度値	○	○	○	○
吸収材値	○(4種類)	○(4種類)	○(2種類)	
制御棒クラスタ値				○(2種類)
2次元ボイド			○	
過発中性子割合( $\beta_{eff}$ )	○	○		
燃料棒置換(ウォータホール)	○	○		



1図 MISTRAL試験スケジュール

## 付録－2

### 講演 OHP 集

「全 MOX-BWR 炉心」

青山 肇男 (日立製作所)

水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会

## 全MOX-BWR炉心

平成11年3月2日

(株)日立製作所 電力・電機開発本部  
原子力第1部 青山 肇男

HITACHI

### はじめに

#### 背景

- 原子力長期計画(1994年6月)に軽水炉でのMOX燃料利用計画が示される。  
→既存炉で取替燃料の一部として本格的に利用
- 全炉心にMOX燃料を装荷する  
改良型BWR(フルMOX-ABWR)計画

#### 報告内容

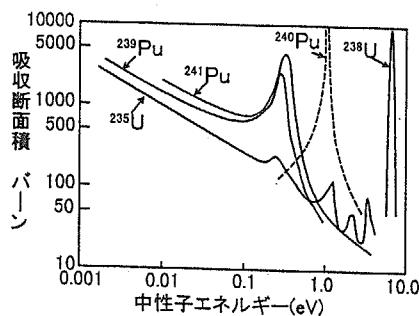
- フルMOX-ABWRの燃料・炉心設計、安全評価

HITACHI

## プルトニウム同位体の核的特徴

- (1) 热中性子吸收断面積がウランより大
- (2) 核分裂性プルトニウムの  
热中性子核分裂断面積が $^{235}\text{U}$ より大
- (3) 共鳴吸收領域の中性子吸收が大
- (4) 遅発中性子発生割合がウランより小

- ▼
- [特徴 I]  
ボロン、ガドリニアの  
反応度制御能力低下
  - [特徴 II]  
ボイド反応度係数が  
負値で増大



HITACHI

## MOX燃料装荷炉心特性への影響

### ■ MOX燃料の炉心特性への影響

- (1) 制御棒効果: 低下  
→ 炉停止余裕が減少
- (2) ボイド係数(負の絶対値): 増大  
→ 過渡変化幅が増加
- (3) ウラン燃料との混在時にスペクトルミスマッチ: 增大  
→ 熱的余裕が減少

### 設計方針

- ・ABWRの特徴を活用
- ・融通性の高いMOX燃料集合体設計

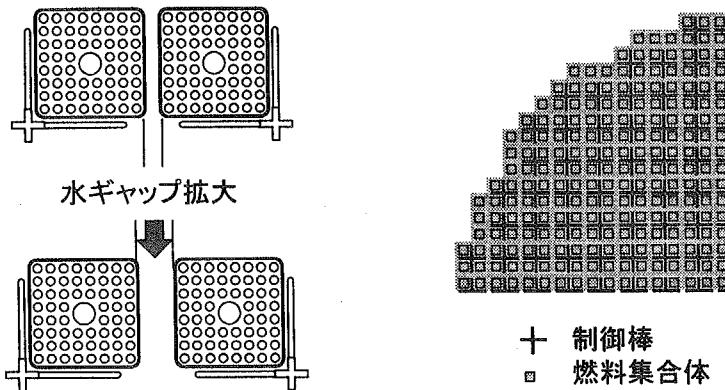
HITACHI

## MOX燃料装荷に対するABWR炉心の特長

① 燃料体間の水領域拡大      ② 制御棒密度が高い

▼  
熱中性子の割合増大

▼  
炉停止能力が大



HITACHI

## フルMOX-ABWR炉心の基本仕様

### ■ ABWR炉心

熱出力 : 3926MW

燃料集合体体数 : 872体

制御棒体数 : 205体

### ■ 燃料集合体

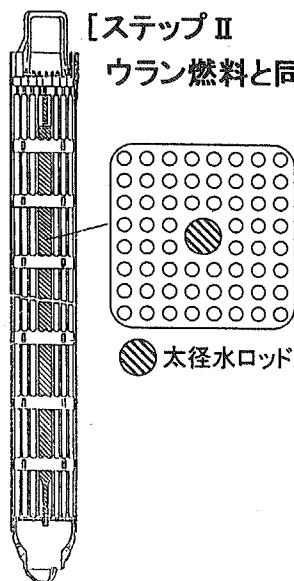
	MOX	ウラン
燃料格子配列	8 × 8	9 × 9
燃料棒本数(本)	60	74
燃料棒外径(mm)	12.3	11.2
ペレット構成	MOX	UO <sub>2</sub>
	UO <sub>2</sub> -Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	UO <sub>2</sub> -Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
最高燃焼度(GWd/t)	40	55

HITACHI

## 燃料集合体構成

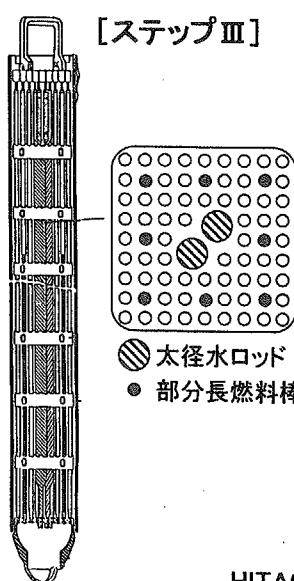
MOX燃料体

[ステップⅡ  
ウラン燃料と同じ]



ウラン燃料体

[ステップⅢ]

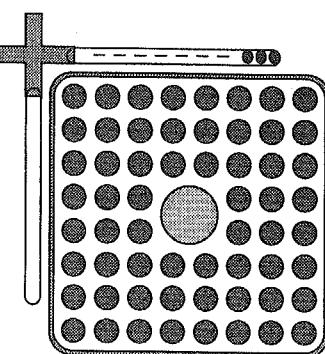


HITACHI

## MOX燃料集合体設計概念

- ウラン燃料との共存性を考慮し  
MOX装荷率によらない共通設計
- MOX燃料棒割合増大  
→ Gd入り燃料棒以外は  
全てMOX燃料棒
- 成型加工の簡素化  
→ 軸方向Pu富化度分布一様

平均濃縮度	約1.2wt%
平均Pu富化度	約2.9wt%
Pu富化度種類	4



MOX燃料棒 : 80%  
Gd入り  
ウラン燃料棒 : 20%

HITACHI

## 炉心性能

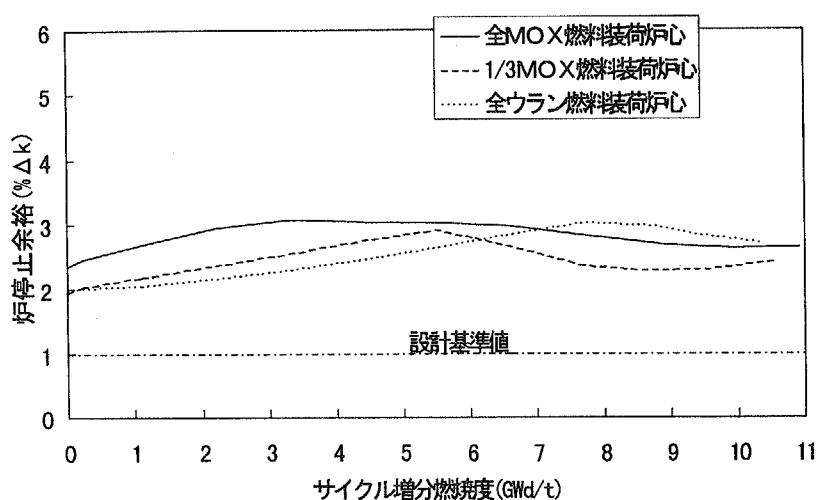
- MOX装荷率によらず、  
ウラン炉心と同等の炉心性能が可能
- Pufは、0~1.1[t/年]で柔軟に使用可能

項目		ウラン炉心	1/3MOX炉心	フルMOX炉心
装荷率 (%)	ウラン MOX	100 —	67 33	— 100
炉心能	停止余裕 (%Δk)	2.0	1.9	2.3
	最大線出力密度(kW/m)	38	40	40
	最小限界出力比	1.38	1.37	1.59
Puf 使用量(t/年)	0	0.4	1.1	

HITACHI

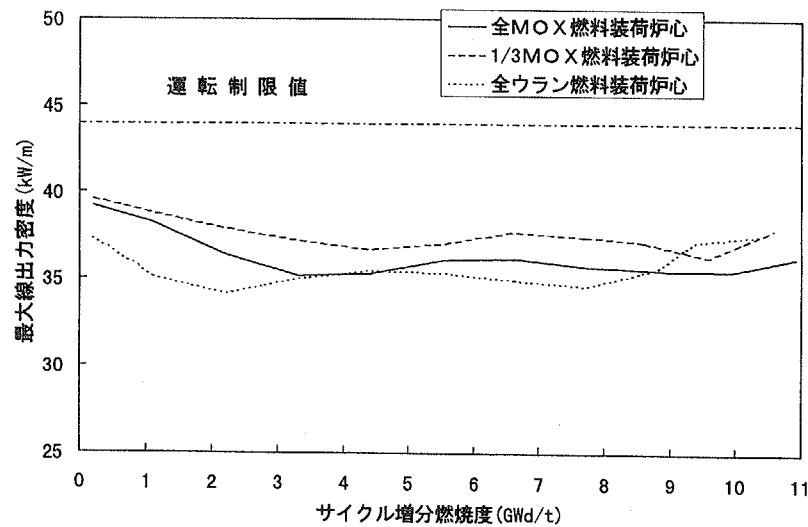
## 平衡炉心特性(1)

### 一炉停止余裕一



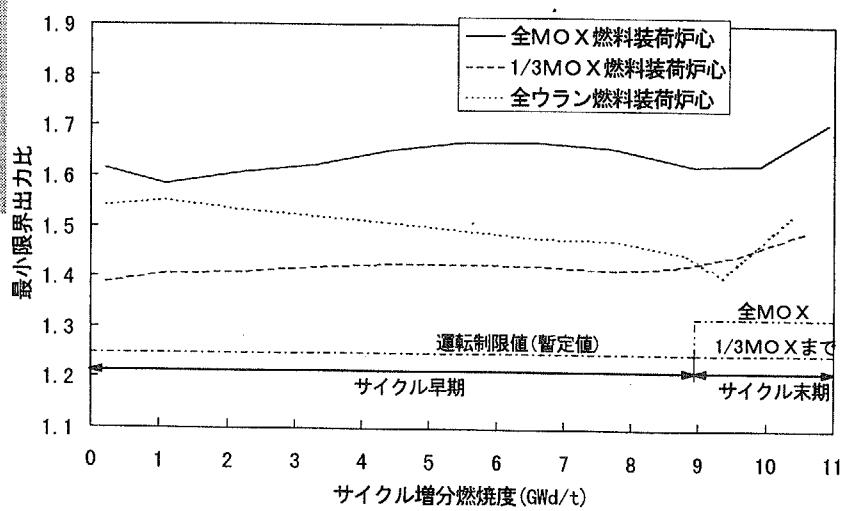
HITACHI

## 平衡炉心特性(2) —最大線出力密度—



HITACHI

## 平衡炉心特性(3) —最小限界出力比—



HITACHI

## 炉心運転管理面の検討

### ■ Pu同位体組成比の影響

- ・Pu富化度を調整して取出燃焼度を確保する。
- ・核分裂性Pu割合が10%程度変動した場合の炉心特性の変化は炉心設計や炉心運用上の余裕に比べて小さい。

### ■ Am-241の影響

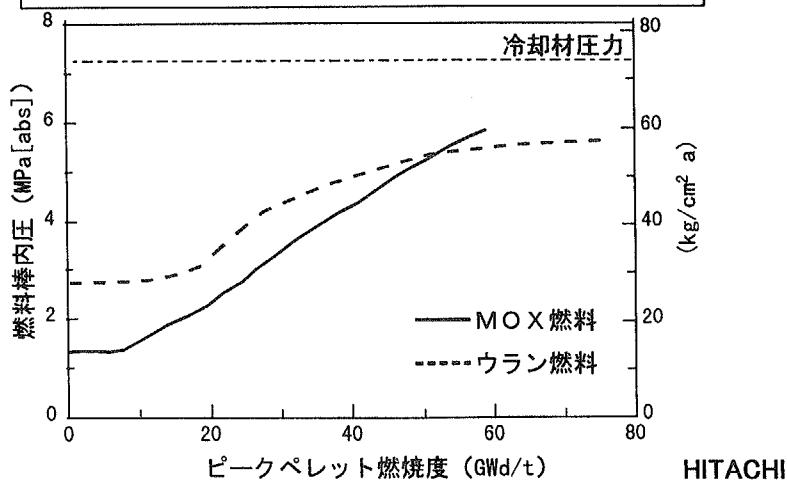
- ・装荷時期の大幅変更を除き運転継続時間への影響は小さい。

HITACHI

## MOX燃料棒熱・機械特性

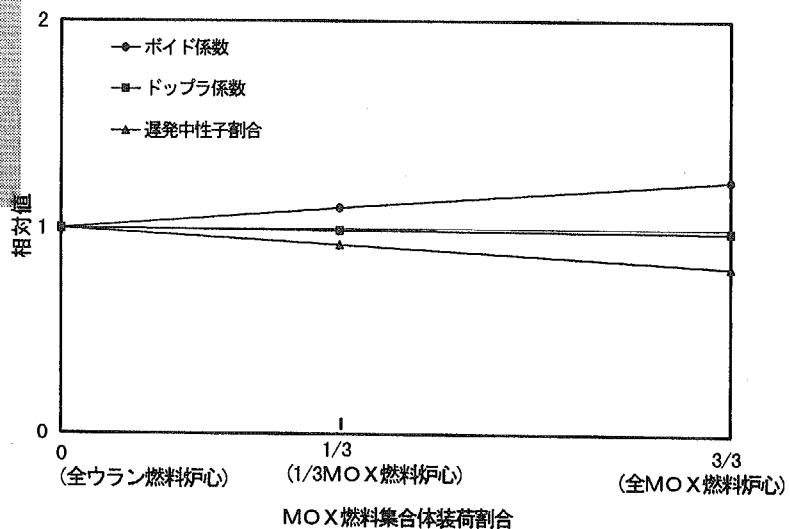
### MOX燃料の特徴

- ・ペレット熱伝導度の減少
- ・FPガス放出、Heガス放出の増大



HITACHI

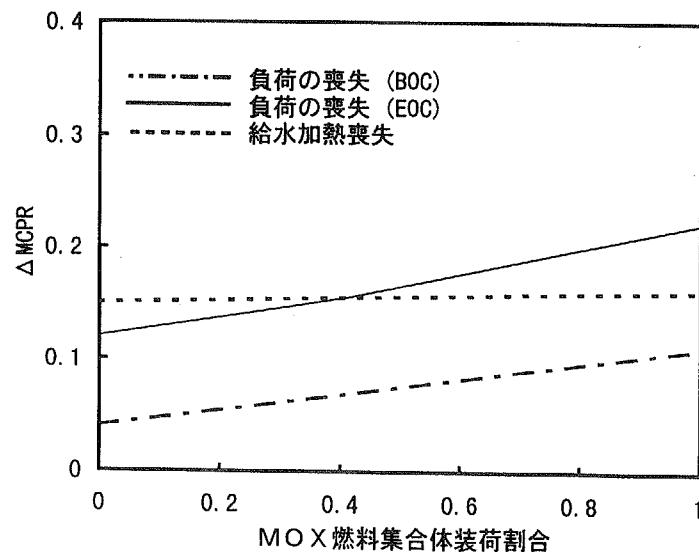
## 炉心特性パラメータの評価



HITACHI

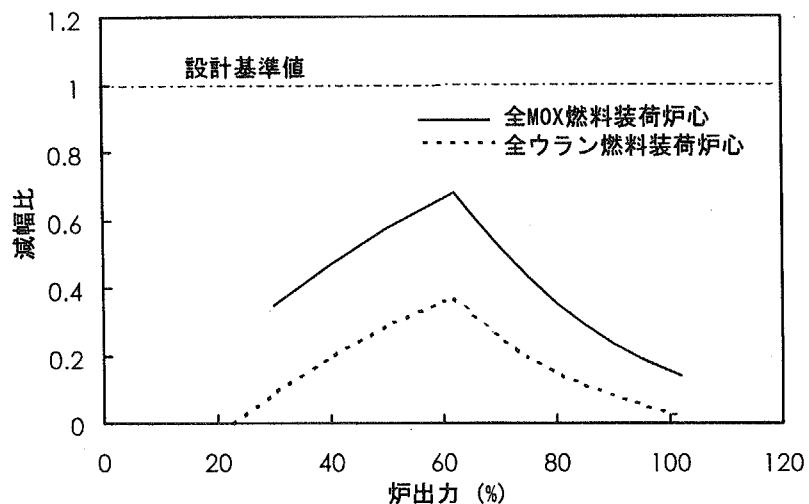
## プラント過渡解析

### —MOX燃料装荷割合に対する $\Delta$ MCPRの変化—



HITACHI

## 炉心安定性解析

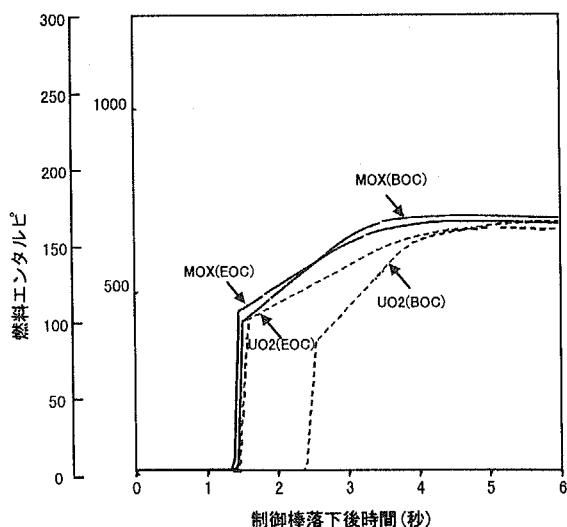


HITACHI

## 制御棒系事故解析

### -制御棒落下事故時の燃料エンタルピの変化-

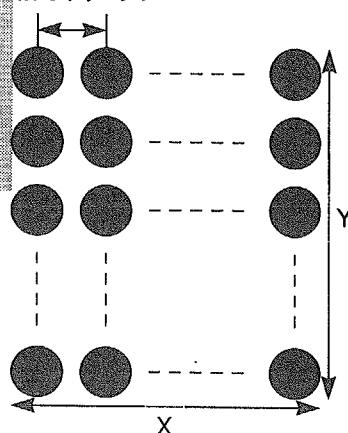
(cal/gUO<sub>2</sub>) (kJ/kgUO<sub>2</sub>)



HITACHI

## TCA実験MOX体系(フルMOX)の解析評価 —実験体系緒元—

格子間ピッチ



燃料棒配列(X-Y)

ウラン体系  $15 \times 15 \sim 25 \times 25$   
MOX体系  $19 \times 20 \sim 24 \times 24$

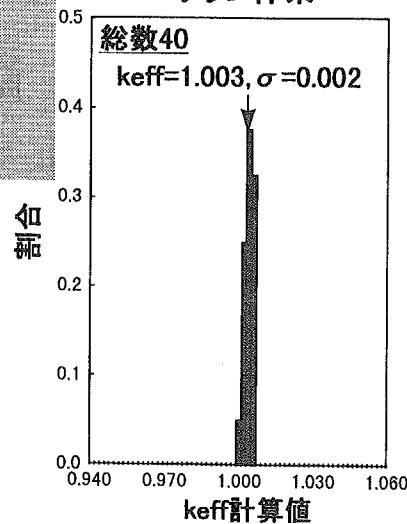
## 実験体系との比較

項目	TCA		BWR
	ウラン	MOX	
燃料棒外径(cm)	1.417	1.223	約1.1 ~1.3
濃縮度/富化度(wt%)	約2.6	約3.0	約2~4
格子ピッチ	約1.85 ~2.29	約1.83 ~2.47	約1.4 ~1.6
減速材対燃料体積比	約1.50 ~3.00	約2.42 ~5.55	約2.5 ~3.1

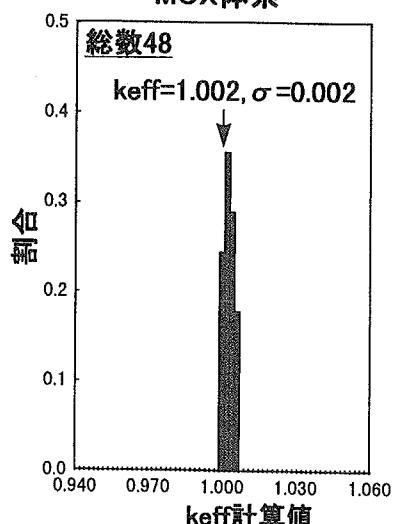
HITACHI

## TCA実験MOX体系(フルMOX)の解析評価 —解析結果(1)—

ウラン体系



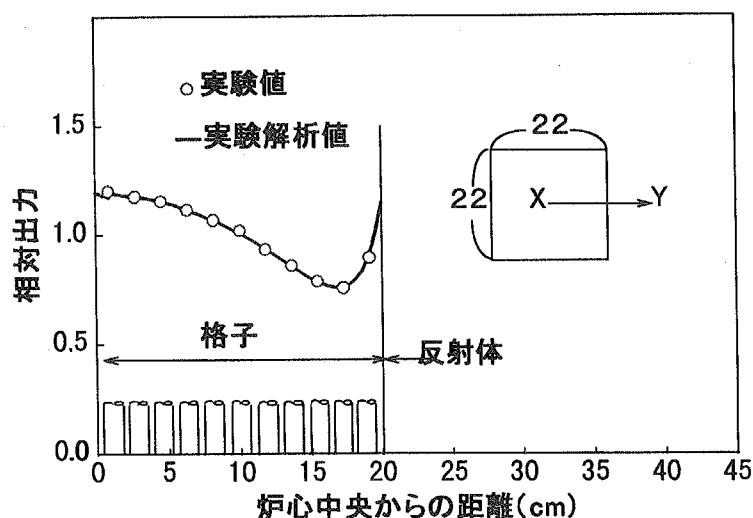
MOX体系



HITACHI

## TCA実験MOX体系(フルMOX)の解析評価 —解析結果(2)—

径方出力分布の比較例(燃料棒間ピッチ1. 825cm)



HITACHI

## まとめ

■ フルMOX-ABWR炉心の燃料棒熱・機械設計、炉心設計及び安全評価を実施

- ・ウラン炉心と同様、それぞれの設計基準を満足できることを確認

- ・安全評価ではMOX燃料・炉心の特性を適切に考慮した解析を実施し、ウラン炉心と同様、安全評価の基準を満足できることを確認

HITACHI

付録－3

講演 OHP 集

「全 MOX-PWR 炉心」

駒野 康男 (三菱重工)

水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究資料

**全MOX-PWR炉心について**

平成11年3月

三菱重工業株式会社

三菱重工業(株)

**PWRプラントにおける100%MOX炉心設計**

三菱重工業(株) 駒野康男、柄原洋、石田睦美

**目的**

100%MOX炉心の現行技術の延長での成立性

100%MOX PWR炉心の特徴

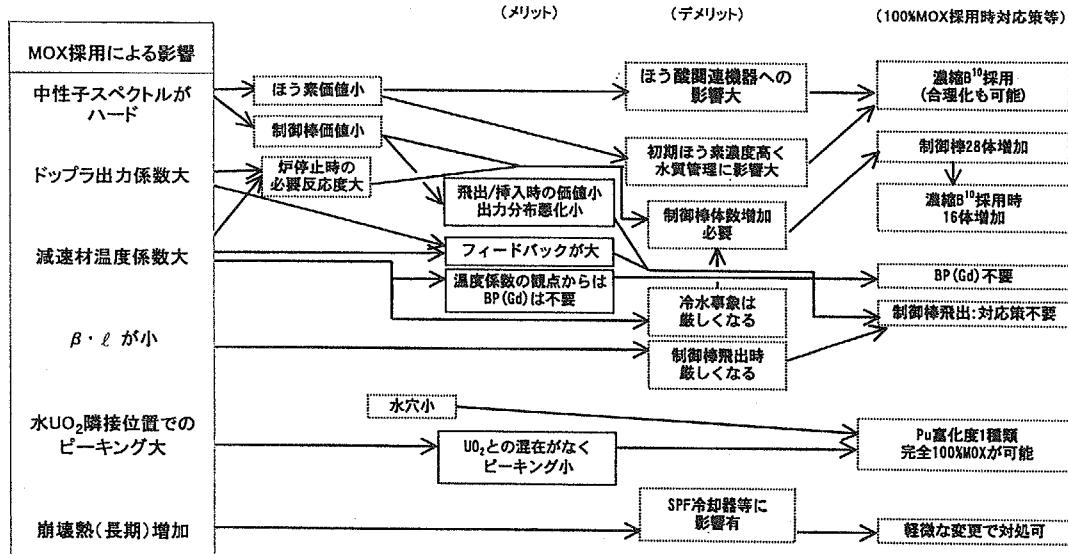
**対象**

142万KWe 改良型PWR (APWR)

三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心

## 100% MOX採用による影響



三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心

## 100% MOX燃料設計と特徴

- ・燃料格子／棒径等変更無し
- ・集合体内1富化度分布
- ・バーナブル・アブソーバー無し
- ・部分MOXに比べ高燃焼度化が容易

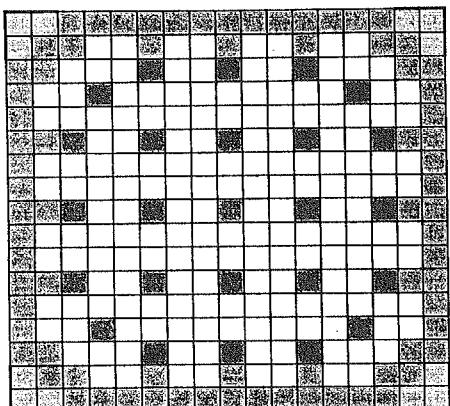
燃料棒／集合体燃焼度比が約8%低下  
第3サイクル出力が減少



部分MOX48GWd/t(A)と100%MOX 55GWd/t(A)が同等(内圧面)

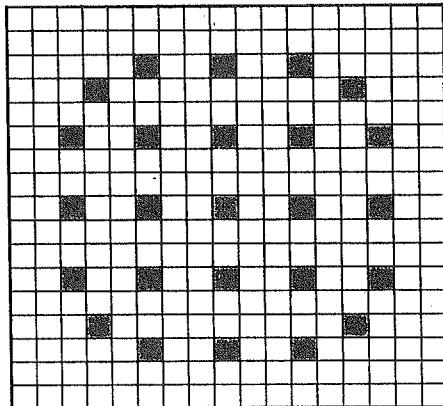
三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心

MOX燃料集合体

■ 売内核計装案内シンプル(1本)  
 MOX燃料棒  
 □ 高富化度.....176本  
 ■ 中富化度.....76本  
 □ 低富化度.....12本

(a) 部分MOX炉心用



■ 制御棒案内シンプル(24本)  
 □ MOX燃料棒.....264本(富化度一定)

(b) 100%MOX炉心用

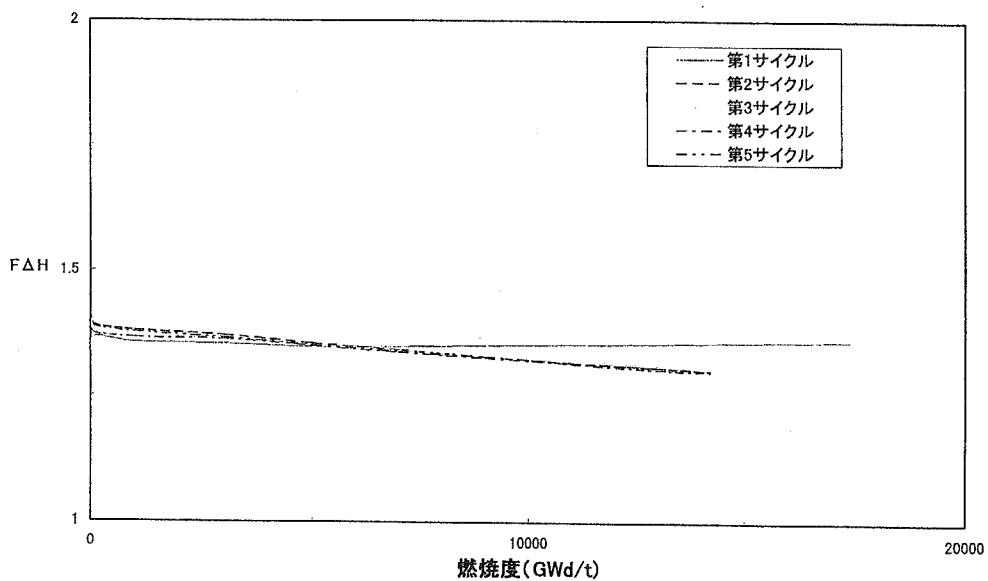
三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心

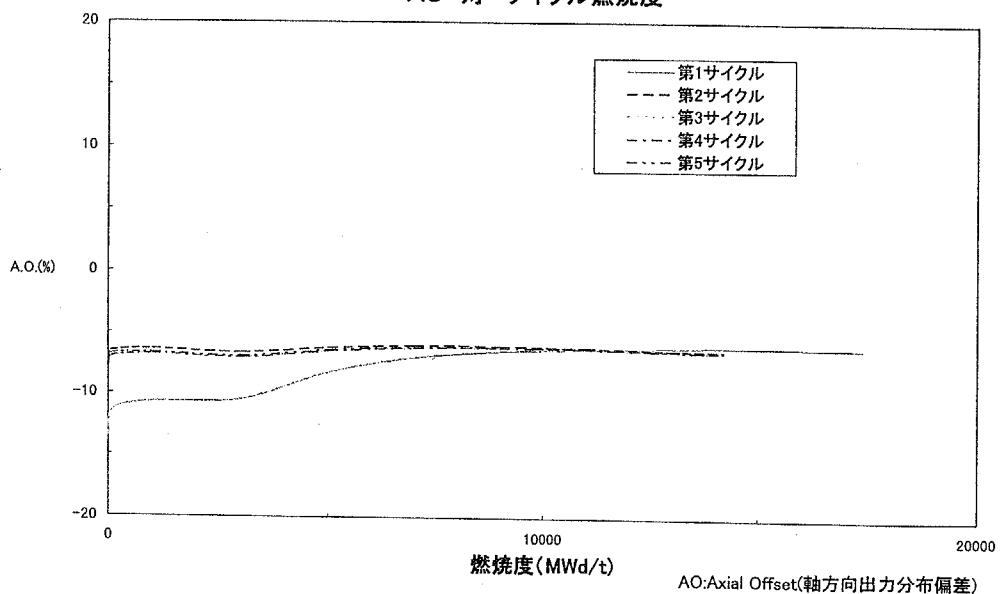
## 100%MOX炉心主要パラメータのまとめ (1/2)

設計条件 及び評価パラメータ	100%MOX炉心				
	Cycle-1	Cycle-2	Cycle-3	Cycle-4	Cycle-5
サイクル長さ (EFPM)	16.5	13.5	13.5	13.5	13.5
バーナブル・アブソーバー	不要	不要	不要	不要	不要
Pu富化度(wt%)/体数					
第1領域	2.0/89	2.0/ 1			
第2領域	4.9/84	4.9/84			
第3領域	5.9/84	5.9/84	5.9/81		
第4領域		5.9/88	5.9/88	5.9/81	
第5領域			5.9/88	5.9/88	5.9/81
第6領域				5.9/88	5.9/88
第7領域					5.9/88

三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心横方向ピーキング( $F\Delta H$ )対サイクル燃焼度三菱重工業(株)全MOX-PWR炉心

## AO 対 サイクル燃焼度

三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心**説明内容**

- ・プラント仕様(APWR)
- ・100%MOX燃料採用による影響
- ・100%MOX燃料設計と特徴
- ・100%MOX炉心設計と特徴
- ・100%MOX炉心の安全性への影響
- ・100%MOXでの長サイクル運転の成立性
- ・100%MOX炉心のまとめ

三菱重工業(株)全MOX-PWR炉心**主要プラント仕様の比較**

	APWR	4-LOOP PWR
電気出力 (MWe)	~1420 (~1530)	1180
熱出力 (MWth)	~4100 (~4450)	3411
線出力密度 (kW/m)	16.2 (~17.6)	17.9
集合体体数	257	193
燃料有効長 (m)	3.6	3.6
燃料配列	改良型17x17	17x17
燃料棒外径 (cm)	0.95	0.95
ペレット外径 (cm)	0.82	0.82
燃料装荷量 (MTU)	118	89
制御棒体数(本)	69	53
制御棒材質	Ag-In-Cd(AIC)又は 濃縮B <sup>10</sup> B4C/AIC/ハイブリッド	Ag-In-Cd
集合体内制御棒本数	24	24
ケミカルシム	濃縮B-10	天然B

三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心

## 100% MOX炉心の安全性への影響

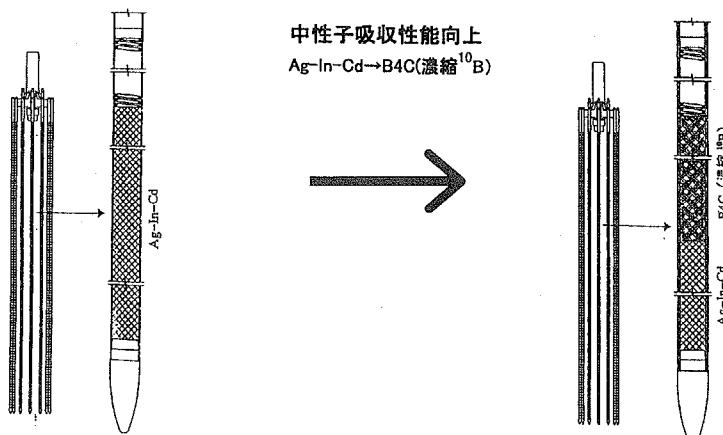
・DNBR	減速材密度係数大に伴い軸方向上方部の出力小 ↓ 10%程度DNB余裕増加
・主蒸気管破断事故(SLB)	減速材密度係数大 制御棒価値小 ↓ 制御棒体数増加 69→97体(AIC:Ag-In-Cd制御棒) 高性能制御棒(濃縮 $B^{10}$ とAICとのハイブリッド)により85体で可能
・制御棒飛出事故(EJECTION)	$\beta, l$ が小となるが、飛出制御棒価値小により反応度事故(即発臨界)とはならない。飛出価値:0.29% $\Delta \rho < \beta : 0.36$
・LOCA	LOCA時被覆管温度に影響なし。 LOCA時の沸騰によるほう素析出の問題なし

三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心

従来型制御棒

高性能制御棒



ハイブリッド型制御棒クラスタ概念図

三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心

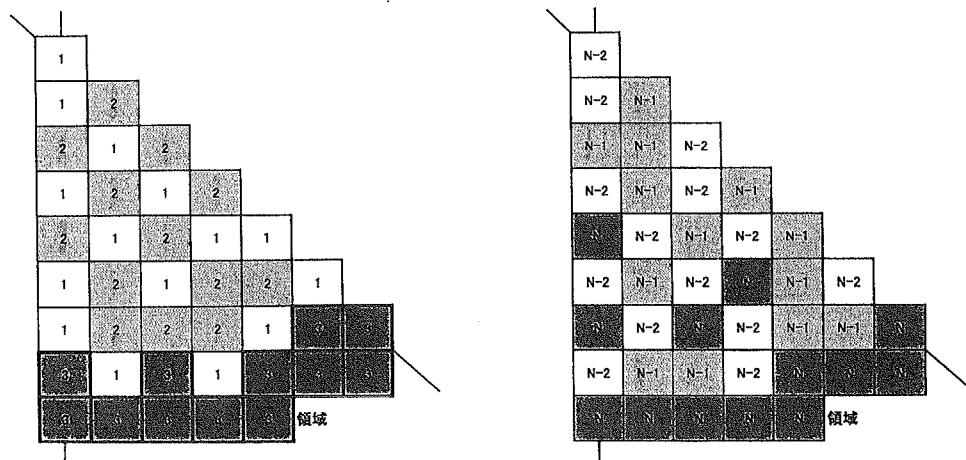
100%MOX炉心主要パラメータのまとめ（2/2）

設計条件 及び評価パラメータ	100%MOX炉心		制限値
	Cycle-1	Cycle-5	
<b>燃焼度特性</b>			
最大集合体燃焼度 (MWd/t)	21300	47100	48000
FΔH	1.39	1.4	1.51
FQ	2.13	1.93	2.5
Axial offset (%)	-11.4/-6.1	-6.2/-7.0	
<b>炉心主要パラメータ</b>			
<b>減速材温度係数</b>			
BOC, HZP, ARO, NO-XE (pcm/°C)	-6.1	-17.2	0
EOC, HFP, RIL, EQ-XE (pcm/°C)	-75.6	-76.5	-94
反応度停止余裕 (% Δ ρ)	3.23	2.71	2.5
<b>制御棒飛び出し事故</b>			
飛出制御棒値値 (% Δ ρ)			
BOC, HZP	0.21	0.18	0.44
EOC, HZP	0.29	0.19	0.52
飛び出し時 FQ			
BOC, HZP	6.3	4.9	11
EOC, HZP	10.1	7.6	18

三菱重工業（株）

全MOX-PWR炉心

燃料装荷パターン



第1領域富化度(89体) 2.0wt%Pu-f  
 第2領域富化度(84体) 4.9wt%Pu-f  
 第3領域富化度(84体) 5.9wt%Pu-f

第 N-2 領域富化度(81体) 5.9wt%Pu-f  
 第 N-1 領域富化度(88体) 5.9wt%Pu-f  
 第 N 領域富化度(88体) 5.9wt%Pu-f

(a)初裝荷爐心

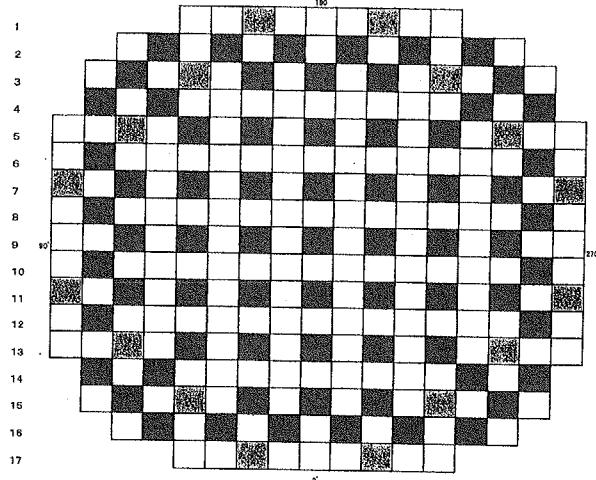
### (b) 平衡サイクル炉心

三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心

APWR制御棒位置

T S R P N M L K J H G F E D C B A



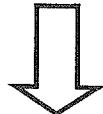
69体制御配置  
 16体増設位置

三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心

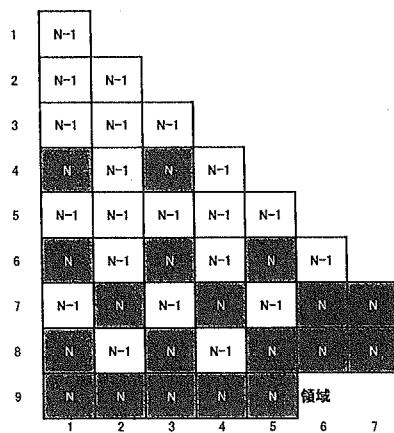
### 100% MOX炉心での長サイクル運転の成立性

運転期間	22.5EFPM	制限値
取替体数	132体	—
Pu <sup>f</sup> 富化度	7.5wt% (高富化度分布無)	—
BP	不要	—
減速材温度係数(pcm/°C)	-4 ~ -71	0 ~ -94
横方向ピーキング最大	1.42	< 1.51

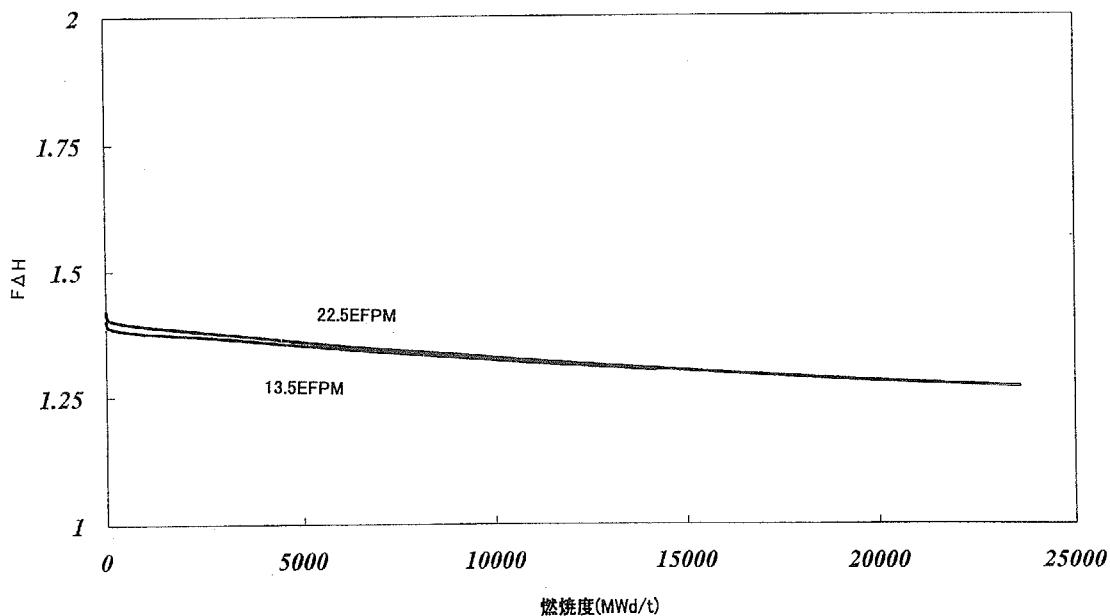


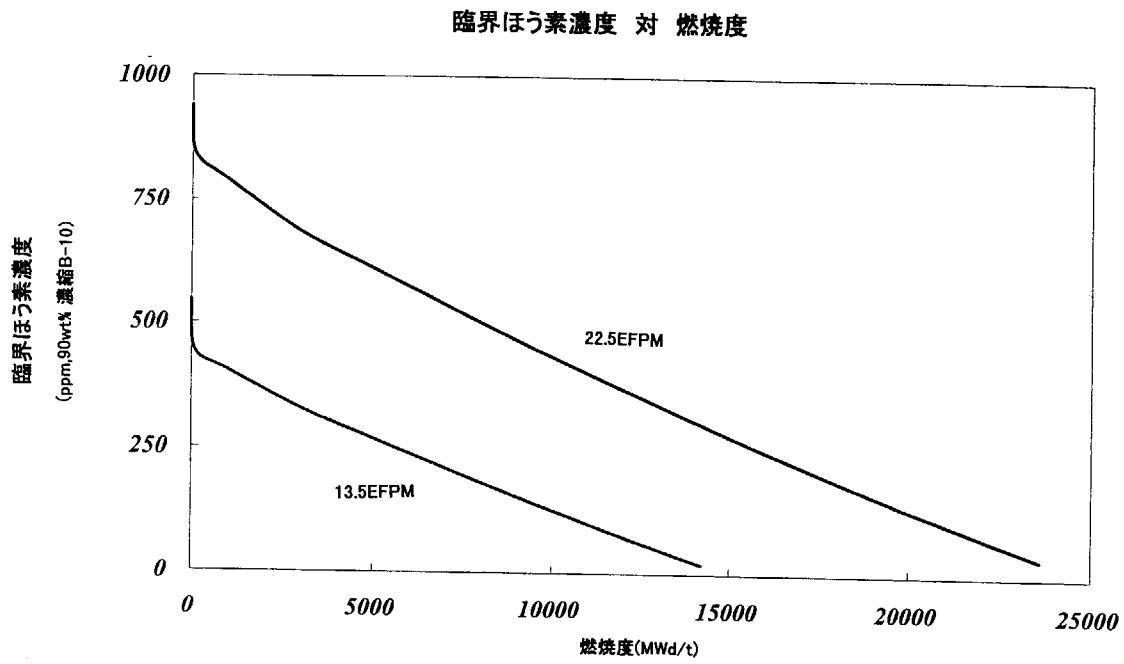
24ヶ月運転が富化度1種類／BP無のシンプル設計で可能

三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心24ヶ月運転 平衡サイクル炉心

N-1: 1回照射燃料(125体)  
 N: 新燃料(132体)

三菱重工業(株)全MOX-PWR炉心FΔH 対 燃焼度三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心三菱重工業(株)全MOX-PWR炉心

**100% MOX: まとめ (1/2)**

・100%MOX-APWRの特徴

- ・全燃料棒をMOXで構成可能。Pu大量使用が可能(約2トン／年)
- ・1富化度、BP無しのシンプルな炉心構成可能。製造管理面有利
- ・24ヶ月長サイクル運転の炉心構成も容易
- ・DNB余裕は増加(約10%)

三菱重工業(株)

全MOX-PWR炉心

100% MOX: まとめ (2/2)

- ・現行技術の延長で100%MOX-APWRは成立

- ・制御棒の増設 69体→97体(Ag-In-Cd)



高性能制御棒により85体で対応可能  
H/HM4→5によりさらに12~16体削減可能

・課題

- ・高性能制御棒の確証試験(臨界実験、照射試験、流動／落下試験)
- ・MOXデータの拡充(高燃焼照射データ等)

三菱重工業(株)

## 付録－4

### 講演 OHP 集

#### 「ミストラル計画の現状」

山本 徹 (原子力発電技術機構)

# MOX炉物理試験MISTRAL計画 の現状とその解析

(財)原子力発電技術機構  
システム安全部  
山本 徹

## 背景

- プルトニウムの軽水炉での利用  
(プルサーマル)の長期化
- プルトニウムを有効利用する  
炉心技術

## 「プルトニウム有効利用炉心技術調査」

(通産省からの受託事業、平成6年度一平成11年度)

### ■ プルトニウム有効利用炉心調査

- MOX燃料を炉心に全数装荷する炉心において  
プルトニウムの燃焼効率を高める炉心・燃料  
概念

### ■ MOX炉心解析手法の高度化

- MOX燃料炉物理試験 (NUPEC-CEA共同研究)
- 試験結果の解析

## プルトニウム有効利用炉心

### ■ 目標

- MOX燃料を炉心に全数装荷する炉心において既存炉心のプルサーマルに比べ核分裂プルトニウムを消費割合(\*)を増加する

\*核分裂性プルトニウム(Pu $f$ )消費割合

=核分裂性プルトニウム消費量／  
新燃料装荷時の核分裂プルトニウム装荷量  
核分裂性プルトニウム消費量

=新燃料装荷時と取り出しひ時の核分裂性プルトニウム  
装荷量の差

## プルトニウム有効利用炉心

### ■ 範囲

- 改良型軽水炉(ABWR、APWR)の燃料集合体数、炉内配置ピッチを保存  
(炉内構造物の変更を最小限とする)
- 炉心概念の設定、平衡炉心を対象として基本核熱水力特性を確認し、プラントの過渡・事故解析等への影響評価

## BWR高減速MOX炉心

- MOX燃料を炉心に全数装荷したことによりPu装荷量が1／3プルサーマルより2.3倍に増加
- H／HMを約5(基準)から6～7に増加したことにより基準MOX炉心に比べPu装荷量が3～7%減少、基準MOX炉心に比べPu消費割合が17～22%増加

## PWR高減速MOX炉心

- MOX燃料を炉心に全数装荷したことによりPu装荷量が1／3プルサーマルより2.6倍に増加
- H/HMを約4(基準)から5～6に増加したことにより基準MOX炉心に比べPu装荷量が14～25%減少、Pu消費割合が24～47%増加

## MOX炉物理試験 (MISTRAL計画)

- 試験目的
  - 高減速MOX炉心の炉物理パラメータを取得
  - 試験データを炉心解析コードで解析し手法の高度化をはかる

# 試験装置

## ■ CEA/DRNのEOLE軽水炉臨界試験装置 (タンク型) カダラッシュ研究所

- MOX燃料棒 7.0%Put(約1600本)  
8.7%Put(約200本)  
4.3%Put(約200本) 他
- UO<sub>2</sub>燃料棒 3.7% (約1600本)
- 燃料有効長 80 cm
- 最大出力 100 W
- 反応度制御 クラスタ制御棒、水位、ボロン濃度、微調整棒
- 炉心温度制御 10-80°C

# 炉心体系と測定項目

- 炉心1 : UO<sub>2</sub> - 3.7% H/HM - 約5 一様炉心
- 炉心2 : MOX - 7.0% 他 H/HM - 約5 一様炉心
- 炉心3 : MOX - 7.0% H/HM - 約6 一様炉心
- 炉心4 : MOX - 7.0% 他 H/HM - 約5~6 PWRモックアップ 体系
- 測定パラメータ : 臨界質量、バックリング・出力分布、スペクトルインデンシス、温度係数、ボロン価値、吸収材・制御棒価値、ウォータロッド価値、ボイド反応度、遅発中性子割合

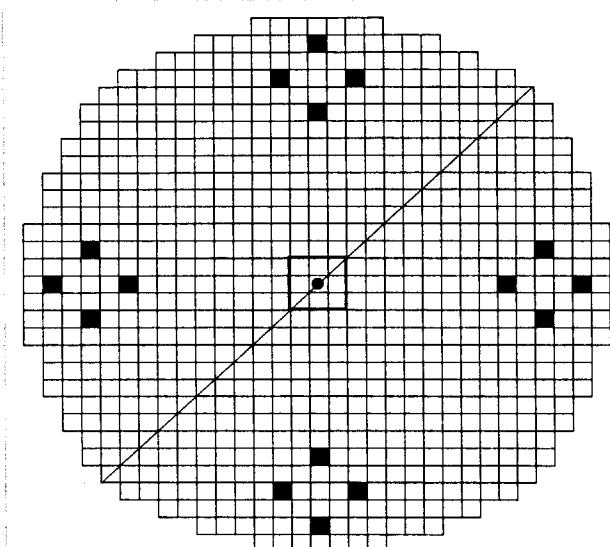
## 炉心構成と測定項目(1)

	炉心1	炉心2	炉心3	炉心4
H/HM	5. 1	5. 1	6. 2	検討中
燃料	UO <sub>2</sub> - 3.7%	MOX- 7.0%	MOX- 7.0%	MOX- 7.0%
格子	一様	一様	一様	PWR モックアップ
ボロン濃度	○	○	○	○
スペクトルイン デックス	○	○	○	
出力分布	○	○	○	○

## 炉心構成と測定項目(2)

	炉心1	炉心2	炉心3	炉心4
温度係数	○	○	○	
ボロン価値	○	○	○	○
吸収材価 値	○	○	○	
ウォータホー ル価値	○	○		
クラスター価 値				○
2D ボイド			○	
$\beta_{\text{eff}}$	○	○		

# 炉心1の試験体系



燃料棒(オーバークラッド付き  
PWR標準燃料棒) :

3. 7wt%UO<sub>2</sub> 約750本

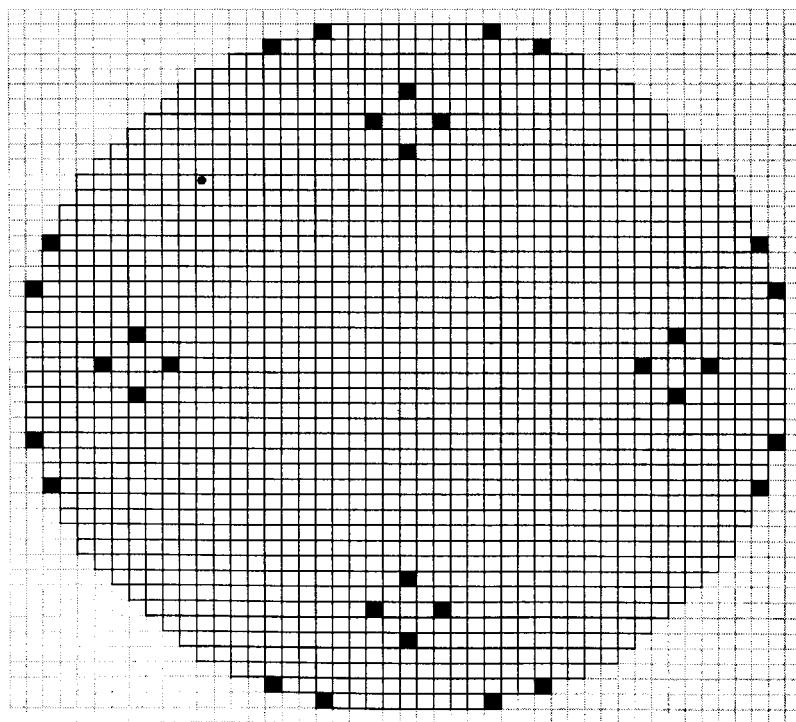
燃料棒ピッチ: 1. 32cm

安全系制御棒・微調整棒:  
17本

減速材温度: 20°C

ボロン濃度: 300ppm

炉水位: 燃料有効部の上  
約20cm



## 炉心2の試験体系 (1997年4月)

7. 0 %Pu<sub>t</sub>MOX燃  
料 : 約1600本

8. 7 %Pu<sub>t</sub>MOX燃  
料 : 臨界調整用  
燃料棒ピッチ: 1. 32  
cm

安全系制御棒・微調  
整棒: 17本

減速材温度: 20°C

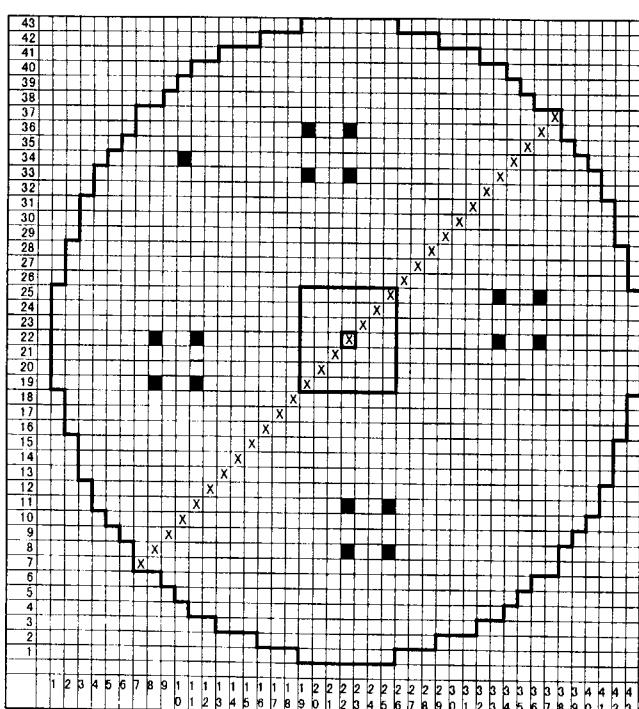
ボロン濃度: 0ppm

炉水位: 燃料有効部  
の上約20cm

# EPICURE計画

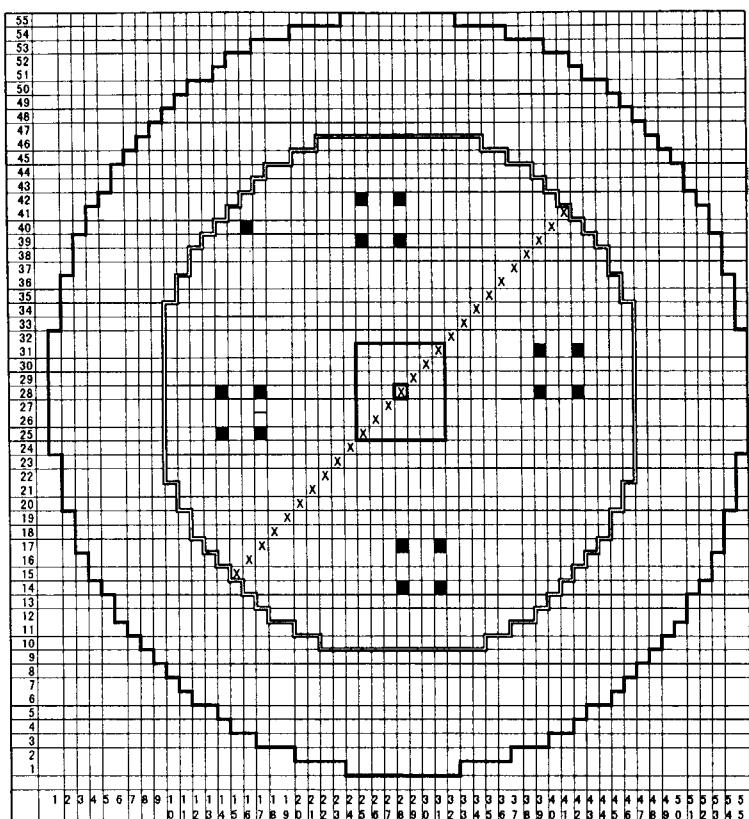
## UH1.2炉心とMH1.2炉心の試験項目

炉心	基準炉心	吸收材反応度価値 試験	ポイド試験
UH1.2	・臨界量（実効増倍率） ・径方向出力分布	・吸收材反応度価値 ・径方向出力分布 <u>吸收材</u> ほう珪酸ガラス Ag-In-Cd 天然B <sub>4</sub> C	・ポイド反応度価値 ・径方向出力分布 <u>ポイド率</u> 30%、50%、100%
MH1.2	・臨界量（実効増倍率） ・径方向出力分布 ・スペクトル インデックス (相対核分裂率) $^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ 、 $^{241}\text{Pu}/^{235}\text{U}$	・吸收材反応度価値 ・径方向出力分布 <u>吸收材</u> ほう珪酸ガラス Ag-In-Cd 天然B <sub>4</sub> C $\text{UO}_2+\text{Gd}_2\text{O}_3$ 、Hf	・ポイド反応度価値 ・径方向出力分布 <u>ポイド率</u> 30%、50%、



EPICURE計画  
UH1.2炉心体系

3. 7%ウラン燃料：  
約1400本  
燃料棒ピッチ: 1.26  
cm  
安全系制御棒・微調整棒: 17本  
炉水位: 燃料有効部  
の上約20cm



EPICURE計画  
M H 1. 2炉心試験体系

7. 0 %PuMoX燃料棒 : 約1200本  
3. 7 %ウラン燃料棒 : 約1100本  
ピッチ: 1. 26cm  
安全系制御棒・微調整棒 : 17本  
炉水位: 燃料有効部の上約20cm

## 核分裂率分布測定

■ミニチュアファイッションチャンバ:  
237Np、235U

■燃料棒ガンマスキャン  
■幾何学的バックリングの決定

# スペクトルインデックス測定

ミニチュアフィッショングランバ  
235U, 239Pu, 241Pu

$$\frac{\bar{\sigma}f_9^{M1}}{\bar{\sigma}f_5^{M1}} = \left( \frac{C_9^{M1}}{C_5^{M1}} \right) \times \frac{\bar{\sigma}f_9^{Th}}{\bar{\sigma}f_5^{Th}}$$

## コンバージョンファクタの測定

- コンバージョンファクタ:  
238Uの吸収／全核分裂
- 燃料棒ガンマ線:  
238Uの吸収: 239Np 277 keV  
(238U+n→239U→239Np→239Pu)  
FP: 143Ce 293 keV  
140Ba 537 keV

## 温度係数の測定

- 10, 20, 30, 40, 60, 65, 70, 75, 80 °C
- 反応度測定: ホ"ロン濃度変化  
+ 炉周期
- 核分裂率分布: 20,65,80 °C

## 吸収材価値・ウォーターホール価値(1)

- 炉心中心燃料棒を吸収材と置換:  
UO<sub>2</sub>-Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>、Ag-In-Cd  
天然B<sub>4</sub>C、濃縮B<sub>4</sub>C
- ウォーターホール: 炉心中心の3x3燃料棒  
を引き抜く

## 吸収材価値・ウォーターホール価値(2)

- 反応度測定: ポロン濃度変化  
+ 炉周期
- 炉心半径方向核分裂率分布:  
ガンマスキャン

## MOX炉物理試験の再現解析

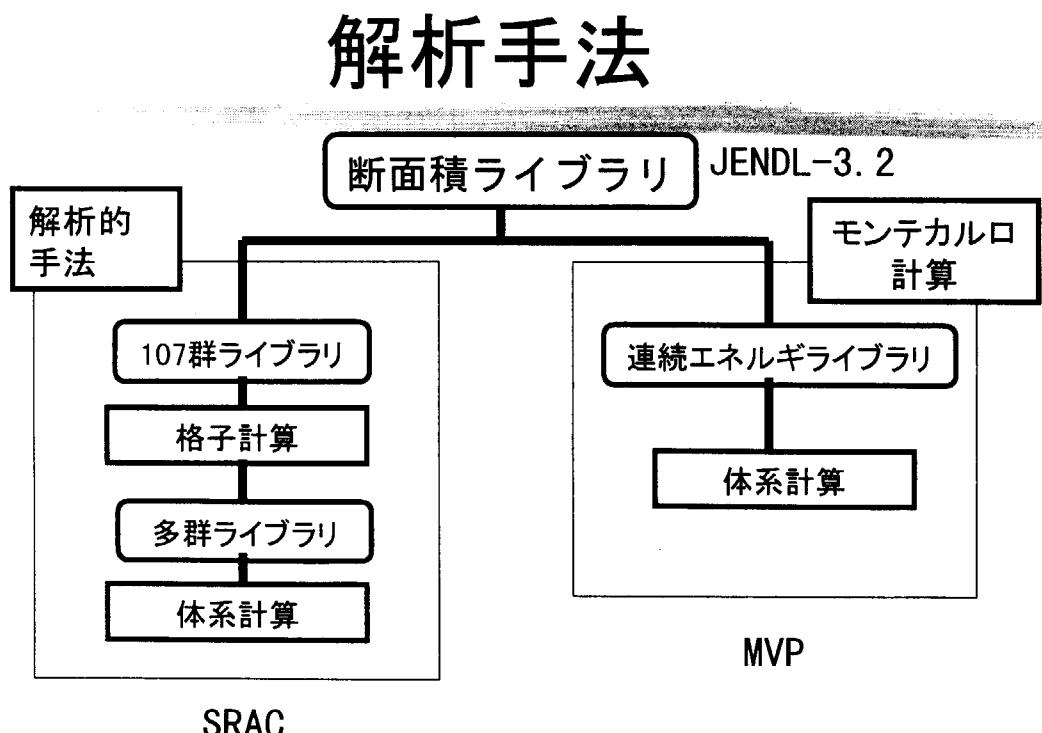
- MISTRAL計画・EPICURE計画で得られた試験結果を2種類の解析コードにより解析し、解析手法の妥当性の確認、課題の摘出を行う

# 解析手法

## ■ 断面積ライブラリ : JENDL-3.2

### ■ 解析コード（2種類）：

- 解析的手法（決定論的多群計算）SRAC：  
炉心設計で使用される格子計算と同等
- 連続エネルギーモンテカルロ計算MVP：  
解析手法上の近似少なく断面積ライ  
ブライの特徴が現れる



# 臨界固有値の比較

	MISTRAL	MISTRAL	EPICURE	EPICURE
炉心	炉心1	炉心2	UH1.2	MH1.2
燃料棒	3.7% UO <sub>2</sub>	7% MOX (一部 8.7% MOX)	3.7% UO <sub>2</sub>	3.7% UO <sub>2</sub> + 7% MOX
H/HM	5.1	5.1	3.7	3.7
炉心直径	~ 40 cm	~ 60 cm	~ 50 cm	~ 70 cm
MVP	+ 0.39 %Δk ± 0.03 % (1σ)	+ 0.65 %Δk ± 0.02 % (1σ)	+ 0.51 %Δk ± 0.02 % (1σ)	+ 0.43 %Δk ± 0.02 % (1σ)
SRAC ( Pij + TWOTRAN )	- 0.19 %Δk	+ 0.37 %Δk	+ 0.07 %Δk	+ 0.29 %Δk

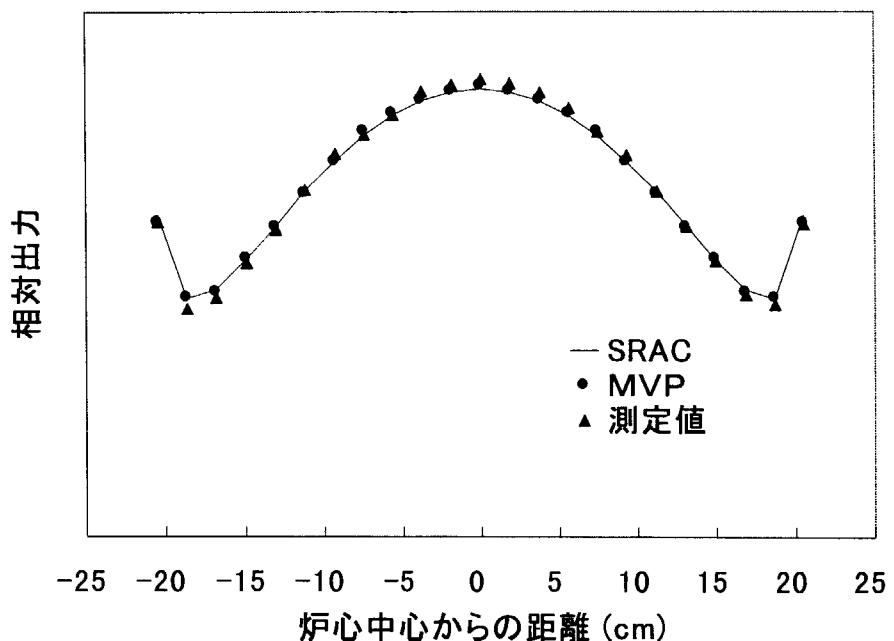
# スペクトルインテックス等の比較 (C/E)

	MISTRAL	MISTRAL	EPICURE	
炉心	炉心1	炉心2	MH1.2	
燃料棒	3.7% UO <sub>2</sub>	7% MOX (一部 8.7% MOX)	3.7% UO <sub>2</sub> + 7% MOX	
H/HM	5.1	5.1	3.7	
位置	中心	中心	UO <sub>2</sub> 領域	MOX 領域
スペクトルイン デックス	239Pu/235U 241Pu/235U	1.01 ( 2.4 ) 1.00 ( 3.6 )	1.02 ( 2.0 ) 0.96 ( 2.9 )	1.05 ( 2.1 ) 0.97 ( 2.9 )
コンバージョン ファクタ*		1.02 ( 3.0 )	1.01 ( 2.7 )	—

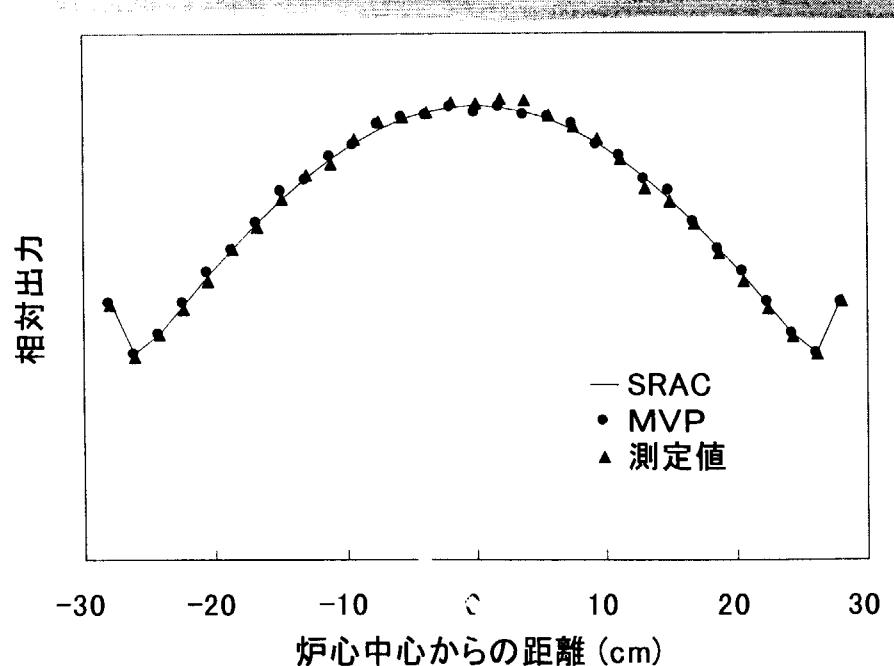
( ): 測定誤差% (1σ)

\* 238U吸収／全核分裂

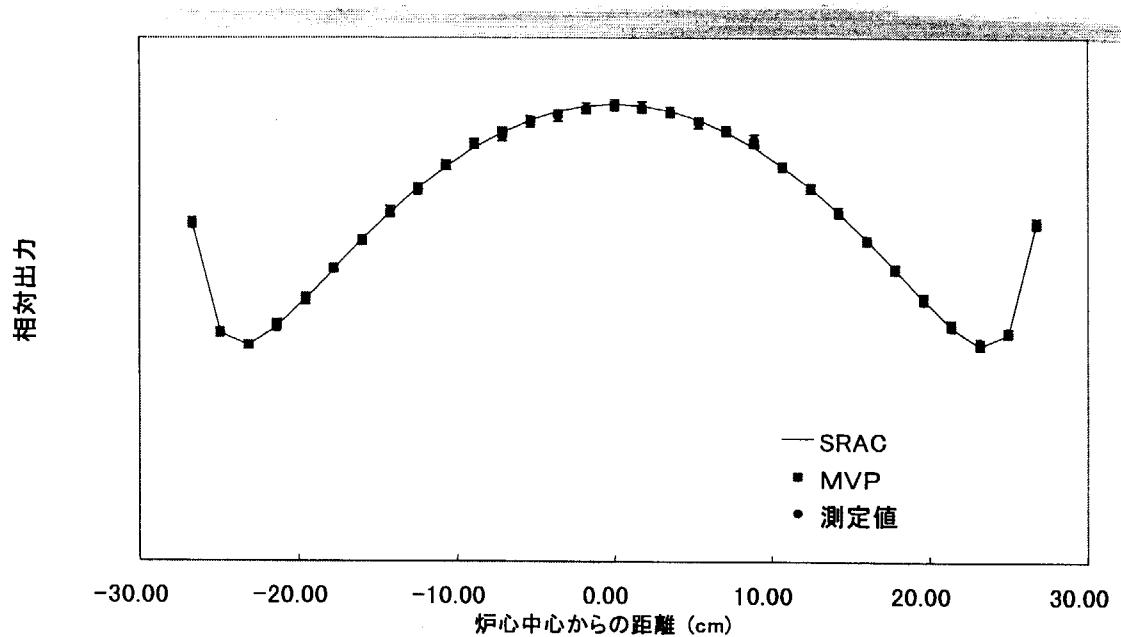
## MISTRAL炉心1の径方向出力分布の比較



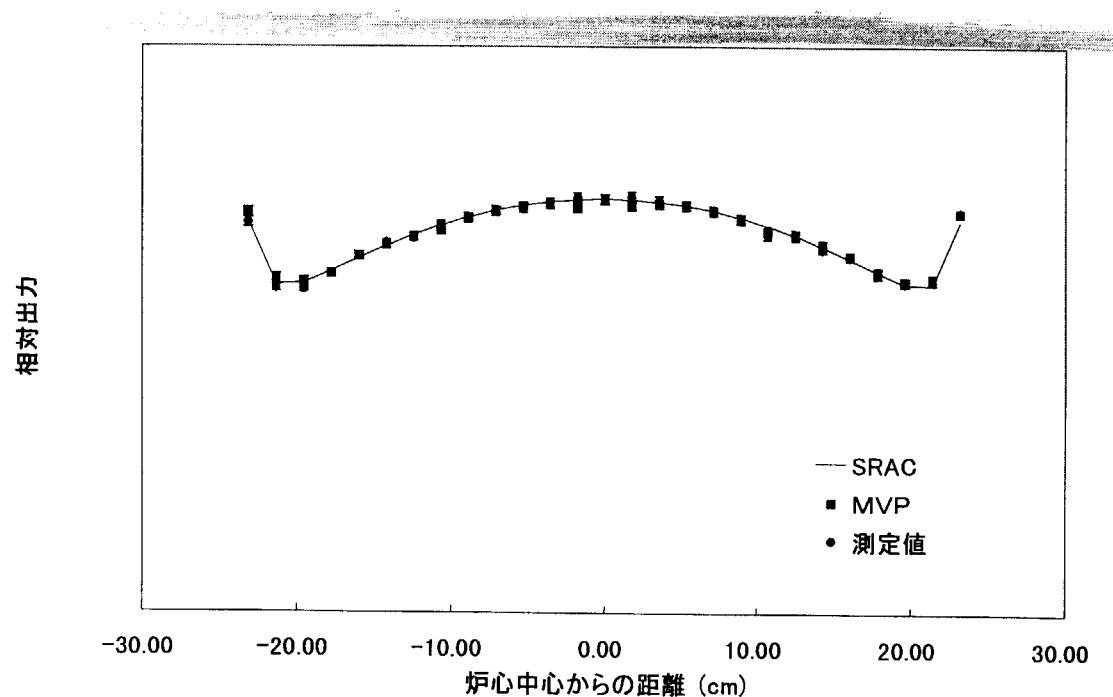
## MISTRAL炉心2の径方向出力分布の比較



## UH1. 2炉心の径方向出力分布の比較



## MH1. 2炉心の径方向出力分布の比較



## 解析結果

### ■ MISTRAL炉心1・2、EPICUREのUH1. 2、MH1. 2炉心

- 臨界性 : 0.4~0.6%  $\Delta k$ 程度の差 (MVP)
- 出力分布 : 平均自乗差で1~2%程度
- スペクトルインテックス : 核分裂性核種については5%程度の差
- 吸収材価値、ボット価値 : 測定誤差程度の差

## あとがき

- MOX炉物理試験(MISTRAL)については2000年に終了予定である
- EPICURE及びMISTRALの炉物理試験の解析を継続している

## 付録－5

### 講演 OHP 集

「全 MOX 高燃焼 PWR」

大久保 努 (日本原子力研究所)

# 全MOX高燃焼PWR

原 研

大久保 努

水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会

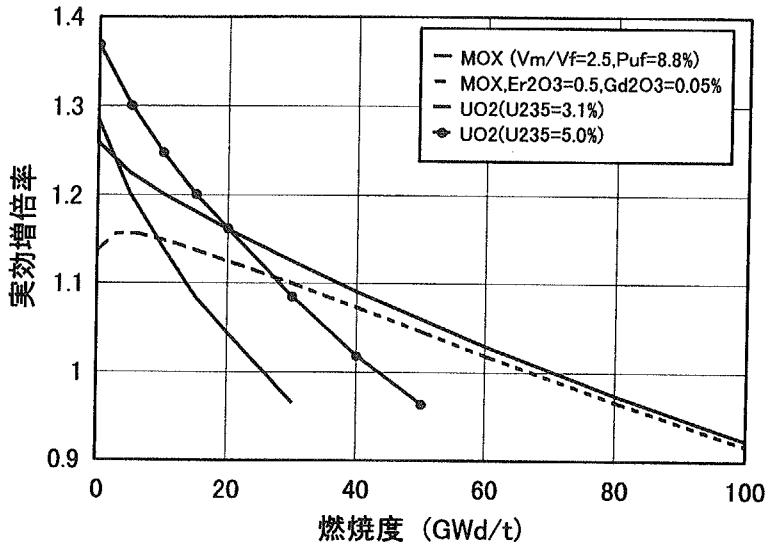
平成11年3月2日, 原研 本部, 東京

JAERI

## 高燃焼度長期サイクル運転フルMOX軽水炉

- ・ 燃料の高燃焼度化( $\sim 100 \text{ GWd/t}$ )
- ・ 炉の長期サイクル運転化( $\sim 3\text{年}$ )
- ・ プルトニウムの有効利用(フルMOX)
- ・ 使用済燃料の発生量低減(高燃焼度化)
- 全体として経済性の向上に導き、今後予想される  
軽水炉時代の長期化に対するオプションとする
- システムでは受動安全機能の活用

JAERI



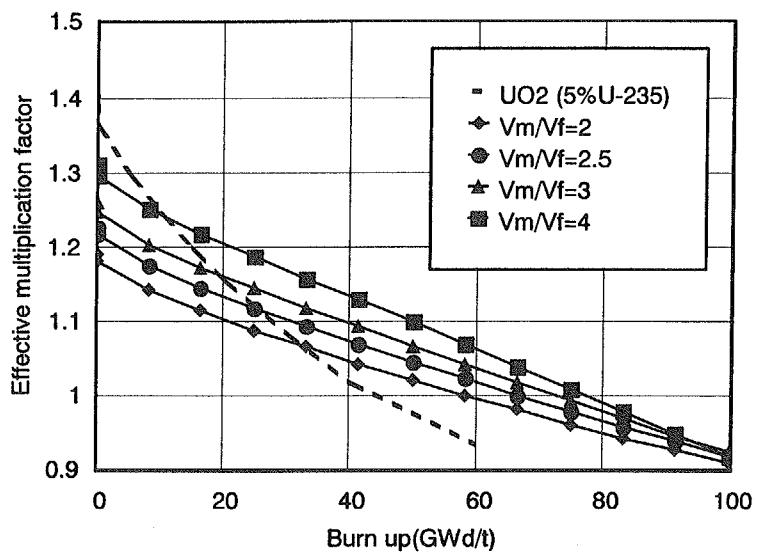
フルMOXによる高燃焼度化の達成概念

JAERI

### 設計目標

- ・ 高燃焼度( $60 \rightarrow 100 \text{ GWd/t}$ 程度)
- ・ 長期サイクル運転(2→3年程度)
- ・ Puの有効利用(フルMOX炉心)
- ・ 安全性、信頼性の向上  
(受動的安全機器,  $600 \rightarrow 1,100 \text{ MWe}$ )

JAERI



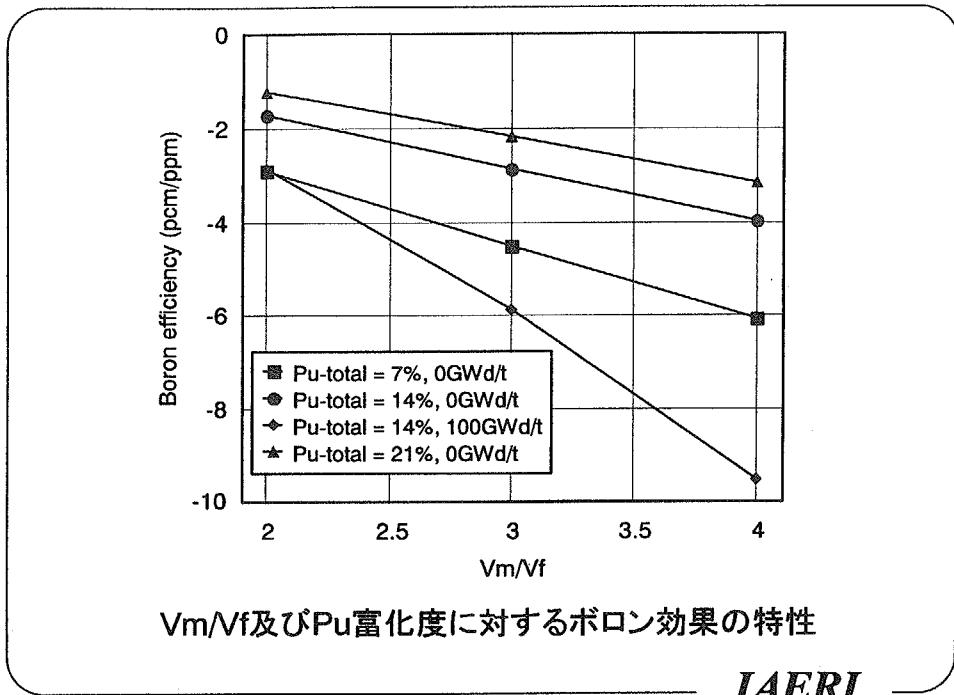
Vm/Vfに対する反応度の燃焼特性( Pu富化度14 w/o )

JAERI

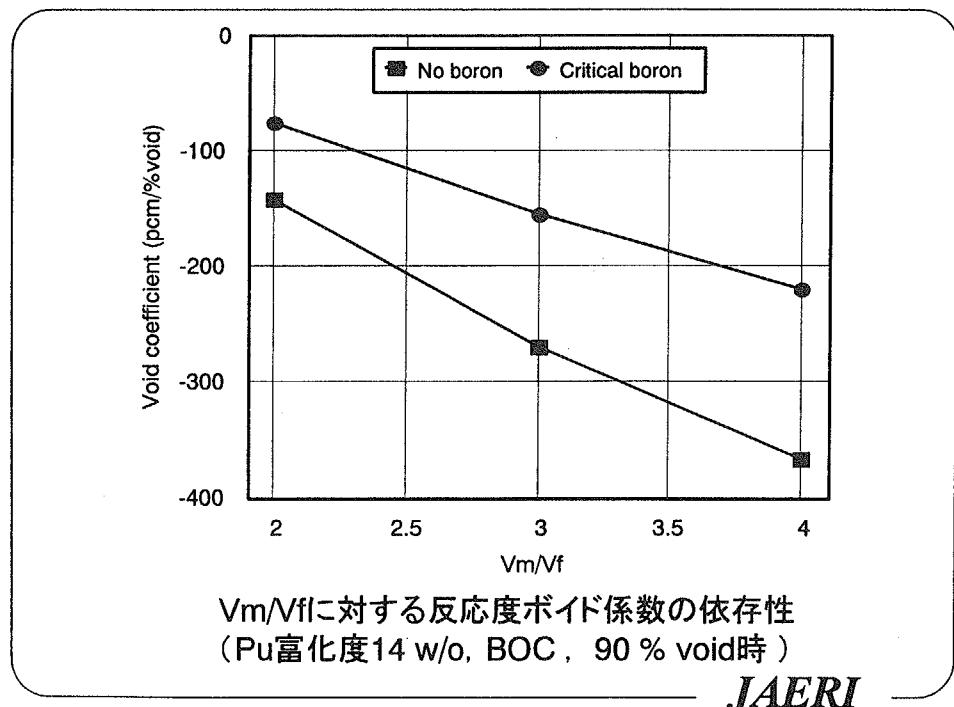
### 核計算に使用したPu組成

Pu(wt%)							Pu	Pu-fis.
238	239	240	241	242	Am-241			
2.94	52.60	23.74	11.67	7.24	1.81	1	0.6427	

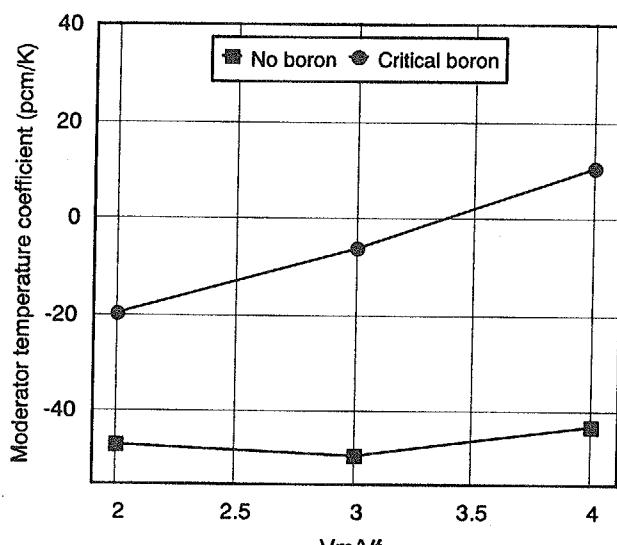
JAERI



JAERI



JAERI



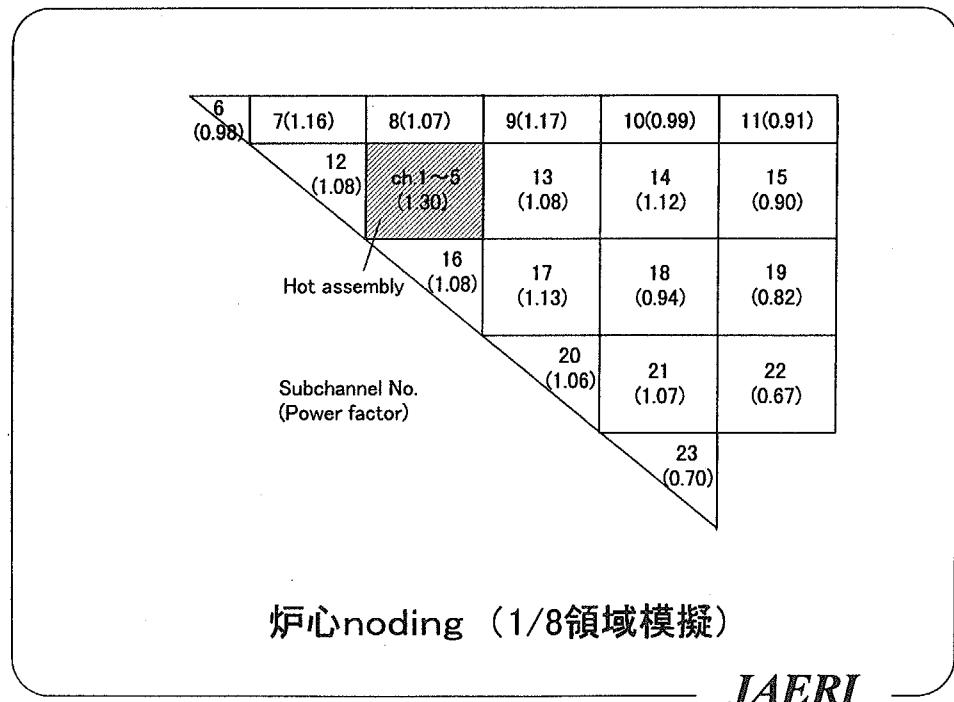
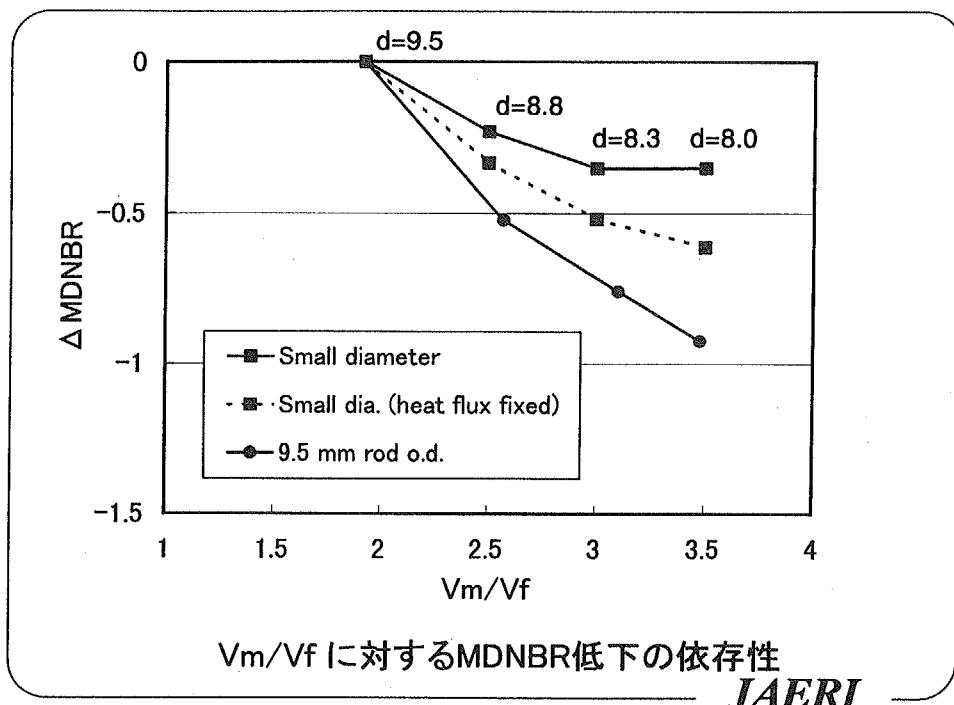
$V_m/V_f$ に対する減速材温度係数の依存性  
(Pu富化度14 w/o, BOC)

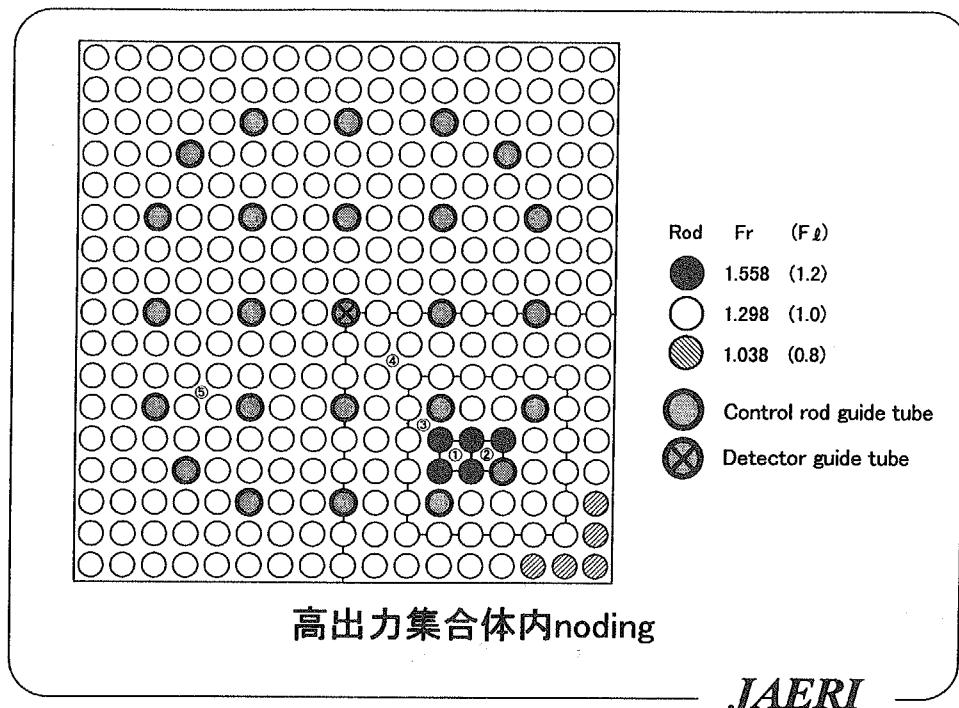
JAERI

### 高減速化( $V_m/V_f$ 増加)の方法

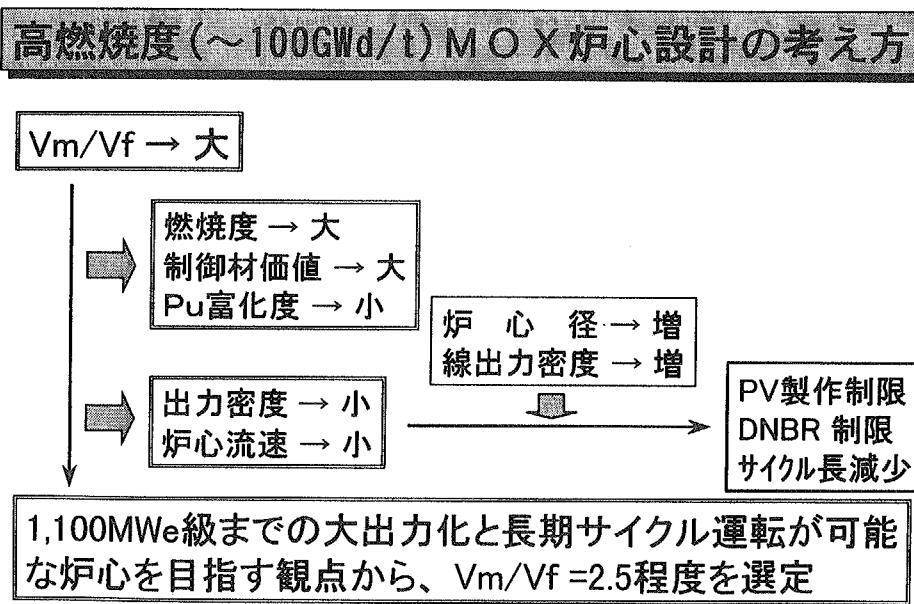
1. 燃料棒配列ピッチの増加
2. 燃料棒の細径化
3. 燃料棒を水穴／水棒で置換

JAERI





JAERI

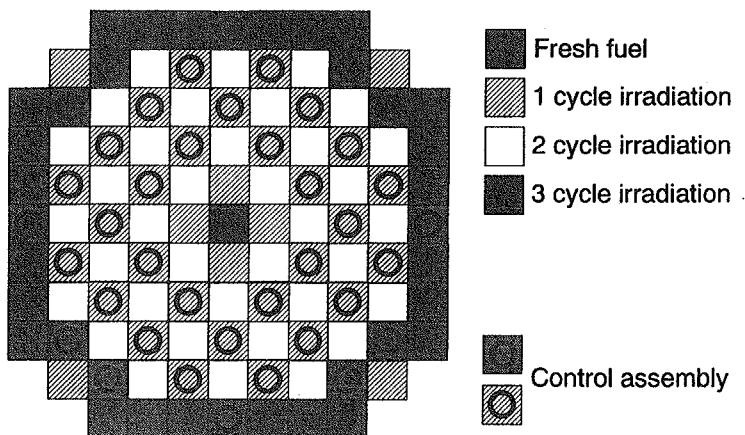


JAERI

## 炉心仕様

V m/V f	2.6
燃料棒径	9.5 (mm)
燃料棒ピッチ	13.8 (mm)
集合体配列	17×17
Thimble本数	25
集合体数	109
バッチ数	3
熱出力	1685 (MWt)
平均線出力密度	16 (kW/m)
平均燃焼度	60/100 (GWd/t)
サイクル長	20/33 (EFPM)
Puf富化度	7/12 (w/o)

JAERI



炉心断面図及び燃料装荷パターン

JAERI

### 平衡炉心の主要核特性

取出し燃焼度 (GWd/t)	60	100
サイクル長 (EFPM)	20	33
ピーキング係数		
Fr (BOC-HFP)	1.2	1.31
Fr * Fz (BOC-HFP)	1.52	1.75
F local (BOC-HFP)	1.11	1.11
最大線出力密度 (kW/m)	29	34
燃焼反応度 (%dk/kk')	9.8	10.6
ボロン効果 (pcm/ppm) (BOC)	-3.5	-2.5
初期臨界ボロン濃度 (ppm) (BOC)	2,800	4,200
減速材温度係数 (pcm/°C) (臨界ボロンBOC)	-26	-11
ドップラー係数 (pcm/°C) (BOC)	-2.7	-2.4

JAERI

### 制御棒の主要仕様

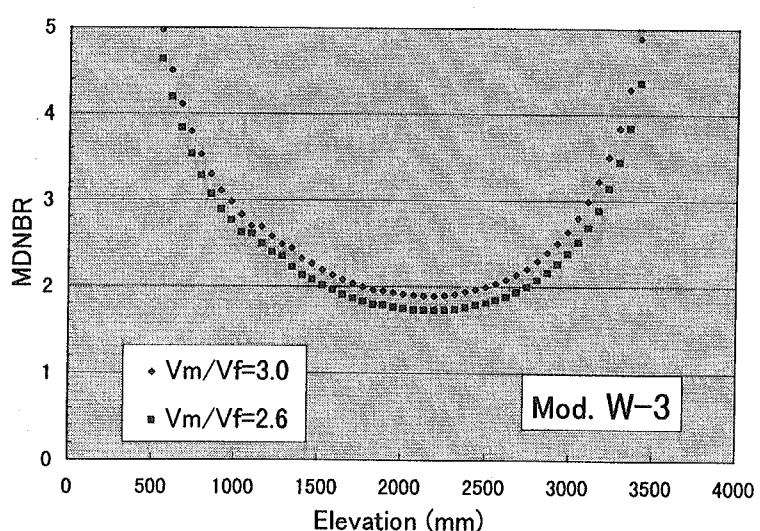
シンプル管外径 (mm)	13.4
シンプル管厚さ (mm)	0.4
シンプル管材質	SUS
制御棒外径 (mm)	10.9
制御棒被覆管厚さ (mm)	0.5
制御棒被覆材質	SUS
中性子吸收材	天然B4C
吸收材密度 (%TD)	80

JAERI

## 炉心仕様(細径化)

$V_m/V_f$	3.0
燃料棒径	8.3 (mm)
燃料棒ピッチ	12.6 (mm)
集合体配列	17×17
Thimble本数	25
集合体数	133
バッチ数	3
熱出力	1685 (MWt)
平均線出力密度	13 (kW/m)
平均燃焼度	100 (GWd/t)
サイクル長	31 (EFPM)
Puf富化度	12 (%)

JAERI



各軸方向位置におけるMDNBRの値

JAERI

### 燃料棒細径化の効果

燃料棒を13%細径化して、 $V_m/V_f=3.0$ の高燃焼度の設計が可能である。 $V_m/V_f=2.6$ の場合に比べ、Puの富化度で3%、装荷量では13%低くなつたが、サイクル長も8%短くなつた。また、最小DNBRは、10%大きくなつた。

JAERI

### 代表的な事故事象の過渡解析

- ・ 原研提案の受動的安全炉JPSRの炉心として使用することとして検討した。
- ・ 解析した事故事象は、全流量喪失、除熱喪失、主蒸気管破断及び冷却材喪失事故(LOCA)で、それらの解析事象における安全性を確認した。

JAERI

## 付録－6

### 講演 OHP 集

「ROX-PWR」

秋江 拓志 (日本原子力研究所)

## ROX PWR

秋江拓志, 山下利之, 白数訓子, 高野秀機, 安濃田良成, 木村英雄  
日本原子力研究所

岩石型酸化物(Rock-like Oxide : ROX)燃料

- $\text{PuO}_2 + (\text{Zr}, \text{Y})\text{O}_2(\text{SZR})-\text{MgAl}_2\text{O}_4$ (スピネル) : Zr-ROX
- $\text{PuO}_2 + \text{ThO}_2$ -スピネル : Th-ROX

- 高いPu消滅特性
- 照射安定性、化学的、地質学的安定性
- ドップラー係数
- 燃焼反応度変化 = 出力ピーキング
- 燃料融点

Zr-ROX燃料軽水炉 炉心特性の改善

- 反応度事故(RIA)
- 冷却材喪失事故
- 燃料温度

- イナートマトリクス燃料ワークショップ  
- OECD/NEA革新的燃料新型炉ワークショップ  
(ともに1998年10月、スイスPSI)  
発表論文に基づく

### Pu消滅特性

Input and transmuted amount (tonne/GWe/300EFPD) of plutonium  
(1170EFPD = 45GWd/t for MOX PWR)

	W-Pu		R-Pu		
	Input	Transmuted	Input	Transmuted	
1/3Zr-ROX+2/3UO <sub>2</sub>	Pu-239	0.34	0.25(75%)	0.27	0.18(67%)
	total Pu	0.36	0.16(43%)	0.46	0.19(41%)
(in 1/3ROX only)	Pu-239		0.33(99%)		0.26(98%)
	total Pu		0.31(86%)		0.34(74%)
Zr-ROX(Er)-UO <sub>2</sub>	Pu-239	0.93	0.85(92%)	0.80	0.70(88%)
	total Pu	0.99	0.69(69%)	1.36	0.81(60%)
Zr-ROX-ThO <sub>2</sub>	Pu-239	0.97	0.94(97%)	0.80	0.75(93%)
	total Pu	1.03	0.82(79%)	1.37	0.90(66%)
MOX (once-through)	Pu-239	0.88	0.56(63%)	0.99	0.44(45%)
	total Pu	0.94	0.30(32%)	1.69	0.41(25%)
(recycle once)	Pu-239	0.76	0.54(71%)	0.76	0.44(58%)
	total Pu	0.81	0.35(43%)	1.30	0.48(37%)

## ROX燃料の安定性 (1)

イナートマトリクス候補材

- 蛍石型相(SZRまたは $\text{ThO}_2$ )-スピネル相
- 蛍石型相-コランダム相( $\text{Al}_2\text{O}_3$ )
- 蛍石型相-スピネル相-コランダム相

Possible Inert Matrices				
	chemical stability	irradiation stability	thermal conductivity	actinide,FP retainability
SZR	XX	XX	-	XX
Spinel	X	X	X	X
Corundum	X	-	XX	X
Magnesia( $\text{MgO}$ )	-	XX	XX	X

XX : excellent, X : good

- 照射挙動(JRR-3照射試験) : 蛍石型相-スピネル相

## ROX燃料の安定性 (2)

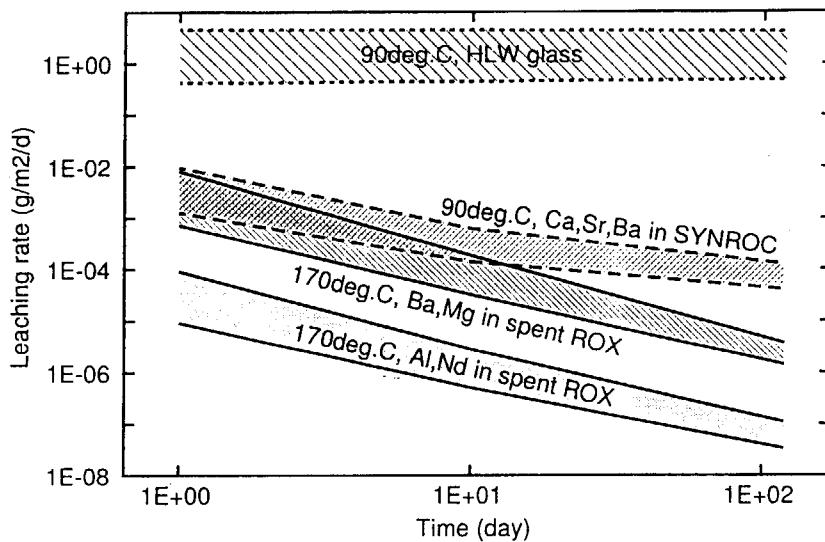
高温硝酸中での模擬ROX(模擬使用済ROX)の溶解 :

3mol%  $\text{HNO}_3$ 、420Kで3日間

- 溶解量
  - Zr : 2%
  - Al および Mg : 30-50%
  - Ba : 60-89%
- 蛍石型相は高温の硝酸に対して極めて安定  
= Puのホスト相として好適

## ROX燃料の安定性 (3)

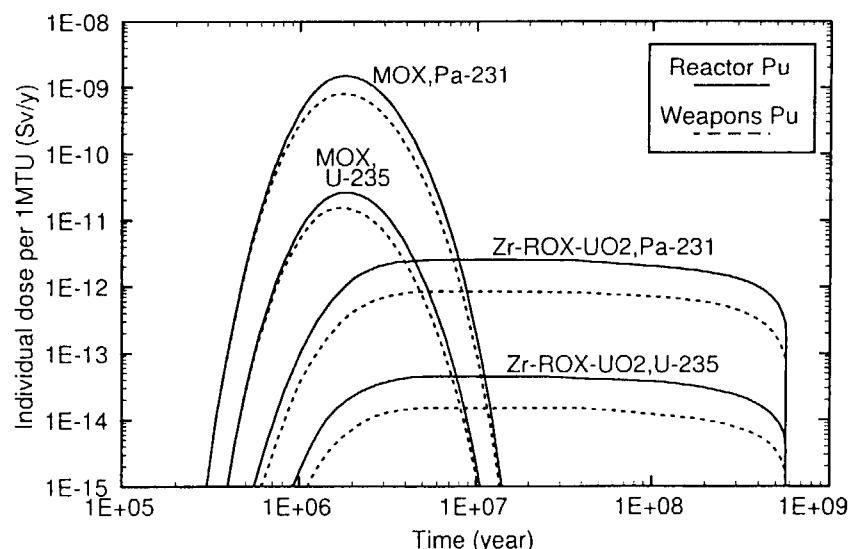
### 高温水中での模擬使用済ROXの溶解



- 使用済ROXの浸出率はガラス固化体よりはるかに小さい

## 環境安全性

### α放射核種について処分廃棄物からの被曝線量評価



- 個人被曝線量：ROXはMOXより2けた以上小

## 炉心特性の改善

- ドップラー係数

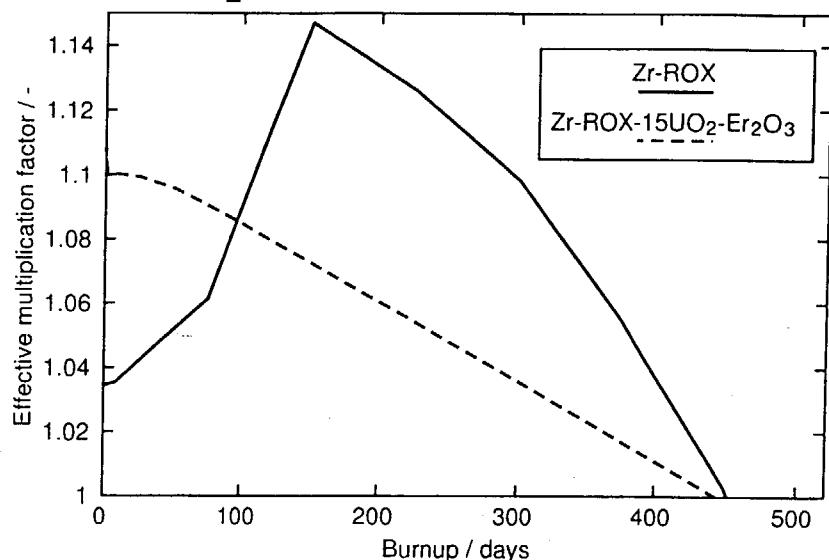
  - Zr-ROX+UO<sub>2</sub> 非均質炉心

  - Zr-ROXへUO<sub>2</sub>あるいはThO<sub>2</sub>添加

- 出力ピーキング

  - UO<sub>2</sub> or ThO<sub>2</sub>

  - Er<sub>2</sub>O<sub>3</sub>添加



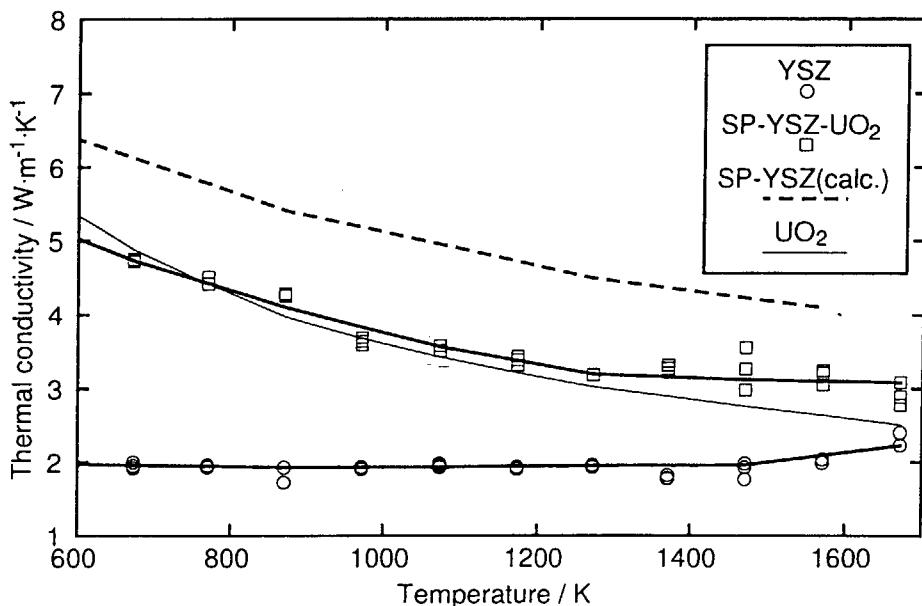
Burnup reactivity swing of Zr-ROX PWR (weapons Pu)

## ドップラー反応度(%dk/k)と出力ピーキングファクタ(BOC)

	Doppler reac. (900→1200K)	Peaking factor
Weapons-Pu		
Zr-ROX	-0.098	2.7
Zr-ROX(Er)-15UO <sub>2</sub>	-0.61	2.1
Zr-ROX-24ThO <sub>2</sub>	-0.56	2.4
1/3Zr-ROX+2/3UO <sub>2</sub>	-0.48	2.8
Reactor-Pu		
Zr-ROX(Er)-8UO <sub>2</sub>	-0.59	2.2
Zr-ROX(Er)-18ThO <sub>2</sub>	-0.64	-
UO <sub>2</sub>	-0.75	2.0

### Zr-ROX燃料物性

- 密度 :  $\text{UO}_2$  の 1/2 程度 (~5.5)
- 融点(共晶温度) :  $\text{UO}_2$  より低 (~2200K)
- 热伝導率 :  $\text{UO}_2$  より良(組成依存)



- SP-SZR-UO<sub>2</sub> : 37mol% spinel, SP-SZR(calc.) : 56mol%spinel

### RIA時特性改善

#### Maximum fuel enthalpy (E) and fuel temperature (FCT)

	E (kcal/kg)	E (kcal/cm <sup>3</sup> )	FCT (K)
<b>Weapons-Pu</b>			
Zr-ROX	>>230		>>2200
Zr-ROX(Er)-15UO <sub>2</sub>	193	1.08	1700
Zr-ROX-24ThO <sub>2</sub>	224	1.25	1950
1/3Zr-ROX+2/3UO <sub>2</sub>	244	1.36	2100
<b>Reactor-Pu</b>			
Zr-ROX(Er)-8UO <sub>2</sub>	192	1.08	1700
UO <sub>2</sub>	93	1.02	2080

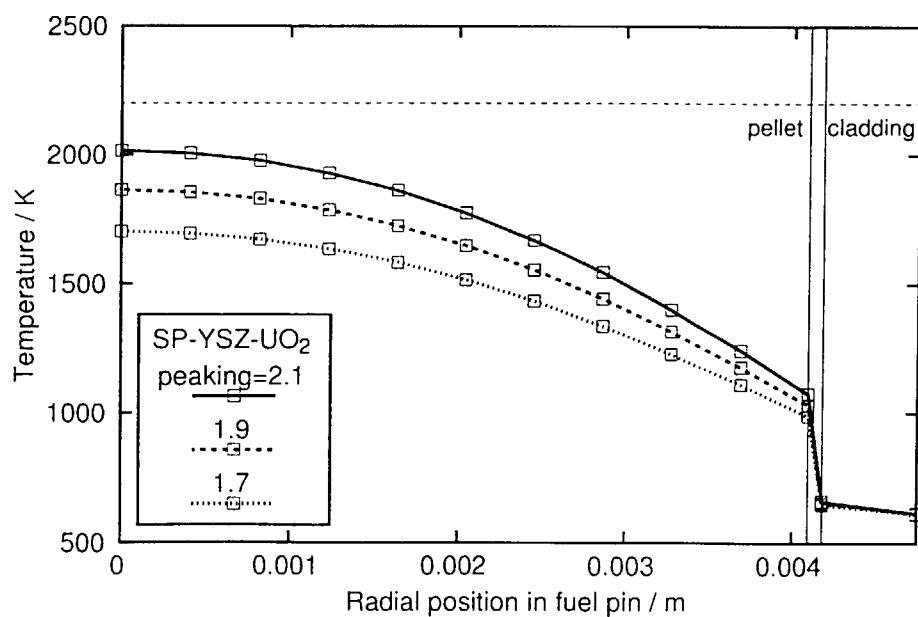
LOCA時特性改善Peak cladding temperature (PCT)PCT (K)

## Weapons-Pu

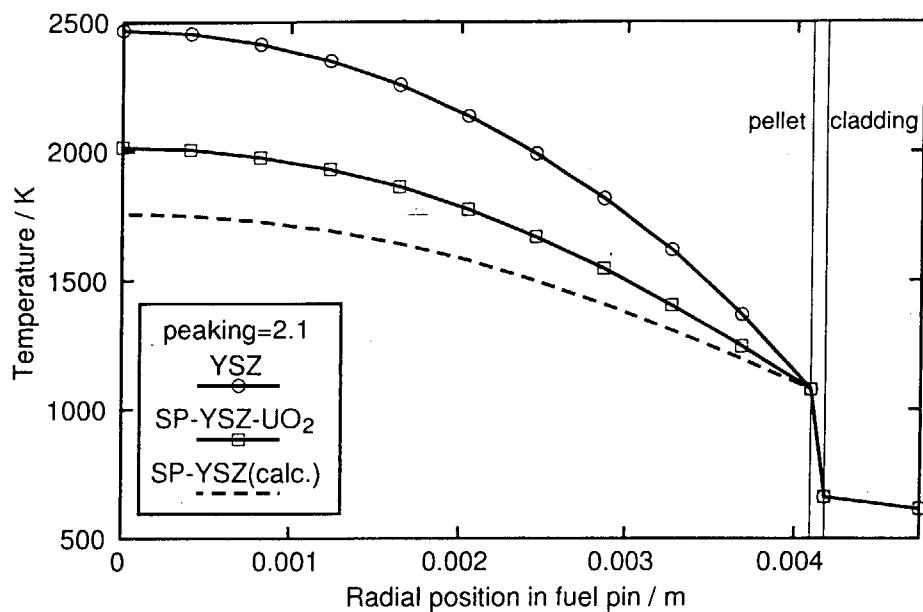
Zr-ROX	>1470
Zr-ROX(Er)-15UO <sub>2</sub>	1090
Zr-ROX-24ThO <sub>2</sub>	1240
1/3Zr-ROX+2/3UO <sub>2</sub>	1240

## Reactor-Pu

Zr-ROX(Er)-8UO <sub>2</sub>	1090
UO <sub>2</sub>	1080

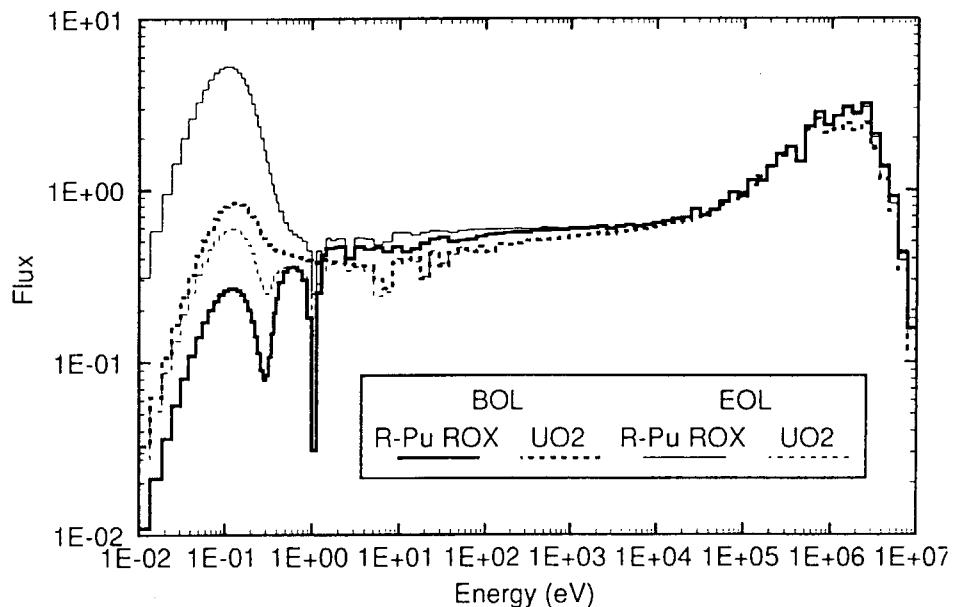
燃料温度 (BOC, 炉心出力ピーキング係数依存性)

## 燃料温度 (BOC, 燃料熱伝導率依存性)



## 非均質炉心の集合体内出力ピーキング (1) (検討中)

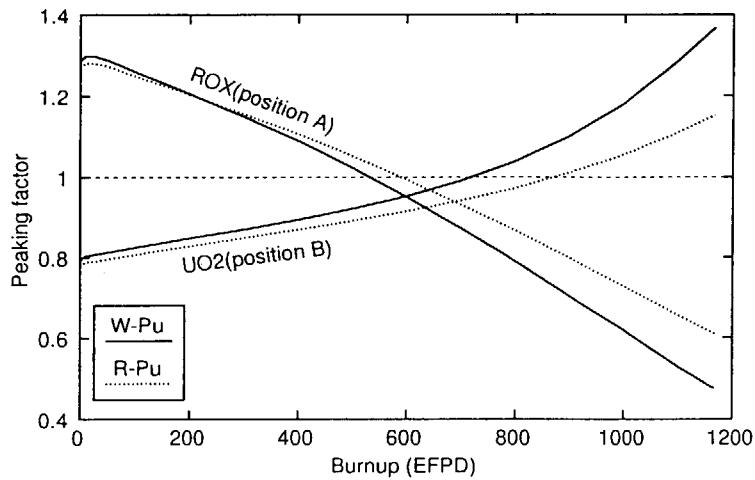
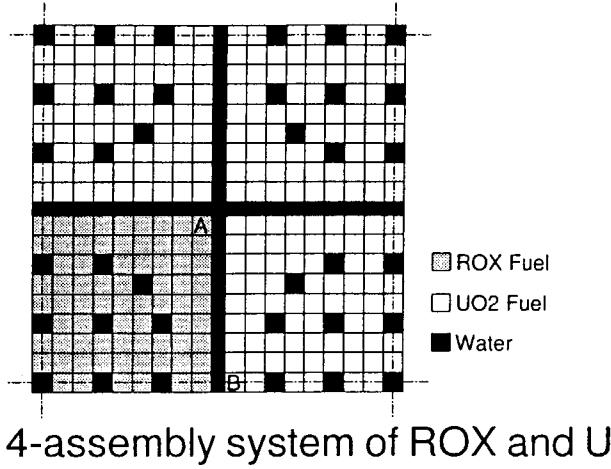
### ROX燃料とUO<sub>2</sub>燃料のスペクトルの相違



Neutron spectrum in Zr-ROX (reactor-grade Pu) and UO<sub>2</sub> fuels (pin cell calculation)

- ROX燃料 : BOLとEOLでスペクトルが大きく変化

## 非均質炉心の集合体内出力ピーキング(2)(検討中)



Peaking factors in the 1/4ROX-3/4 $\text{UO}_2$  assemblies system

- BOLはROXに、EOLは $\text{UO}_2$ にピーキング

### まとめ

- $\text{UO}_2$ あるいは $\text{ThO}_2$ 添加：RIAとLOCA特性改善
- $\text{UO}_2+\text{Er}_2\text{O}_3$ 添加： $\text{UO}_2$ 炉心並みRIA、LOCA特性
- 1/3Zr-ROX+2/3 $\text{UO}_2$ 炉心：  
さらなる改善が必要(出力ピーキング等)
- $\text{UO}_2+\text{ROX}$ 部分装荷炉心中のZr-ROX集合体：Pu消滅率高
- Zr-ROX全装荷炉心：Pu消滅量高
- 燃料温度：要検討(出力分布、燃料組成)

This is a blank page.

## 付録－7

### 講演 OHP 集

#### 「高転換型軽水炉」

落合 政昭 (日本原子力研究所)

(水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会)

## 高転換型水冷却炉の研究

平成11年3月2日

日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部  
将来型炉研究室長 落合 政昭

### 研究の背景

- ・軽水炉におけるPu利用の本格的開始
  - Pu利用の高度化を目指す
- ・FBR開発の不透明化
  - 軽水炉技術による燃料リサイクルの限界を探求
- ・原研－原電研究協力の枠組みで共同研究開始(平成10年度～)  
目的：低減速炉心による高転換及び長期燃焼サイクルの追求  
Phase 1(10～11年度)：概念創出  
Phase 2(12～ 年度)：概念の最適化、核熱実験による成立性確認

## 従来の研究

- ・主としてPWR、1980年代
  - ・準稠密炉心：現行炉への適用性を重視
    - ：転換率は高々0.85
    - ：FBRの早期実用化が計画されており、導入には至らなかった。
- 高稠密化による性能向上

## 高転換水冷却炉の研究

### 1. 炉心概念の検討

- ・BWR型炉心
  - 長サイクル炉心、高転換比炉心、単純炉心
- ・PWR型炉心
  - ・共通の核的課題は、高転換比と負のボイド係数の両立

### 2. 熱水力学的課題の検討

- ・限界熱流束
- ・LOCA時再冠水挙動

### 3. 核的性能の実証(TCA臨界実験)

## 高転換BWR炉心の研究

### 1. 炉心概念の基礎検討

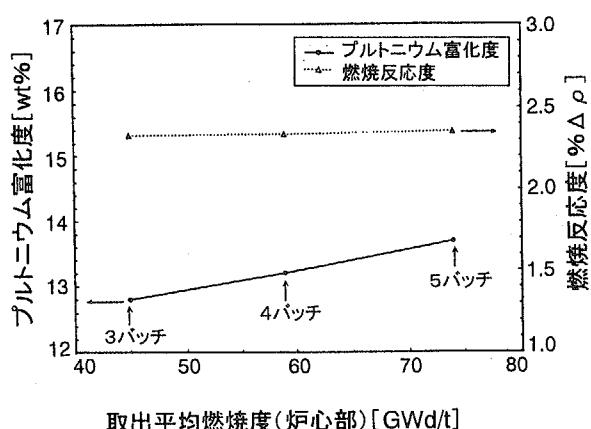
- ・ 炉心特性のパラメトリック評価
- ・ ボイド係数対策の検討

### 2. 炉心概念の構築

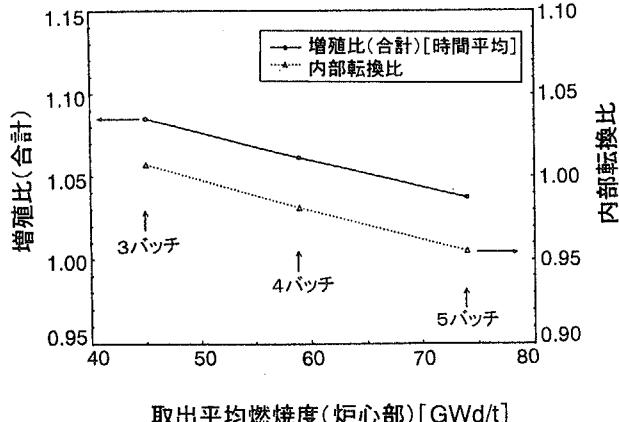
- ・ 炉心核特性評価
  - 長期運転サイクル(2年程度)追求炉心
  - 高転換比(1.1程度)追求炉心
  - 現行集合体ベースのブランケット無し単純炉心

#### 炉心仕様のパラメータサーベイ

取出燃焼度に対するPu富化度と燃焼反応度の変化



取出燃焼度に対する増殖比の変化

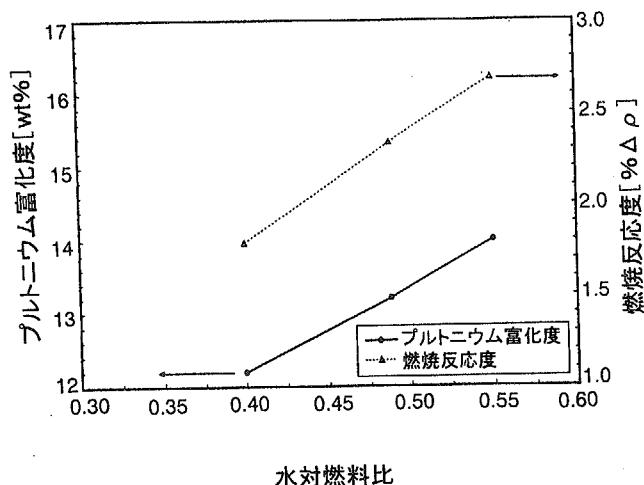


サイクル長さ: 21.6 力月  
水対燃料比: 0.49  
ボイド率: 60%

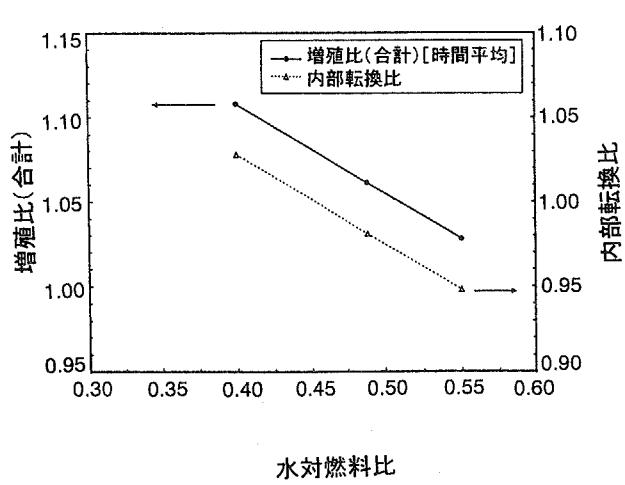
炉心高さ 160cm  
炉心径 5.2m

## 炉心仕様のパラメータサーベイ

水対燃料比に対するPu富化度と燃焼反応度の変化



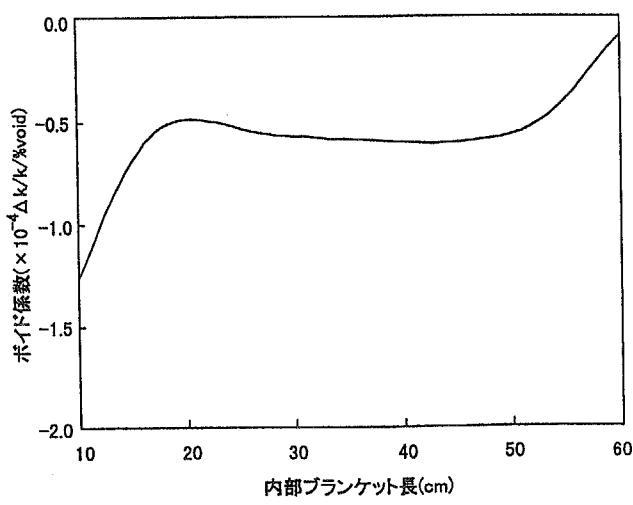
水対燃料比に対する増殖比の変化



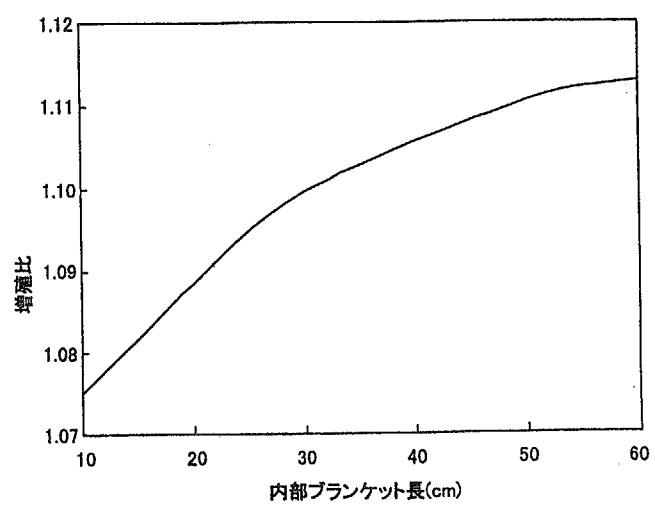
サイクル長さ: 21.6 カ月  
バッチ数: 4/バッチ  
ボイド率: 60%  
取出平均燃焼度: 56~62GWd/t

炉心高さ 160cm  
炉心径 5.2m

内部プランケットを挟んで上部 19cm、下部 20cm 炉心  
(上プランケット 35cm、下プランケット 30cm)



内部プランケット長とボイド係数の関係



内部プランケット長と増殖比の関係

## BWR低減速スペクトル炉心（長サイクル炉心）(1)

## 主要条件

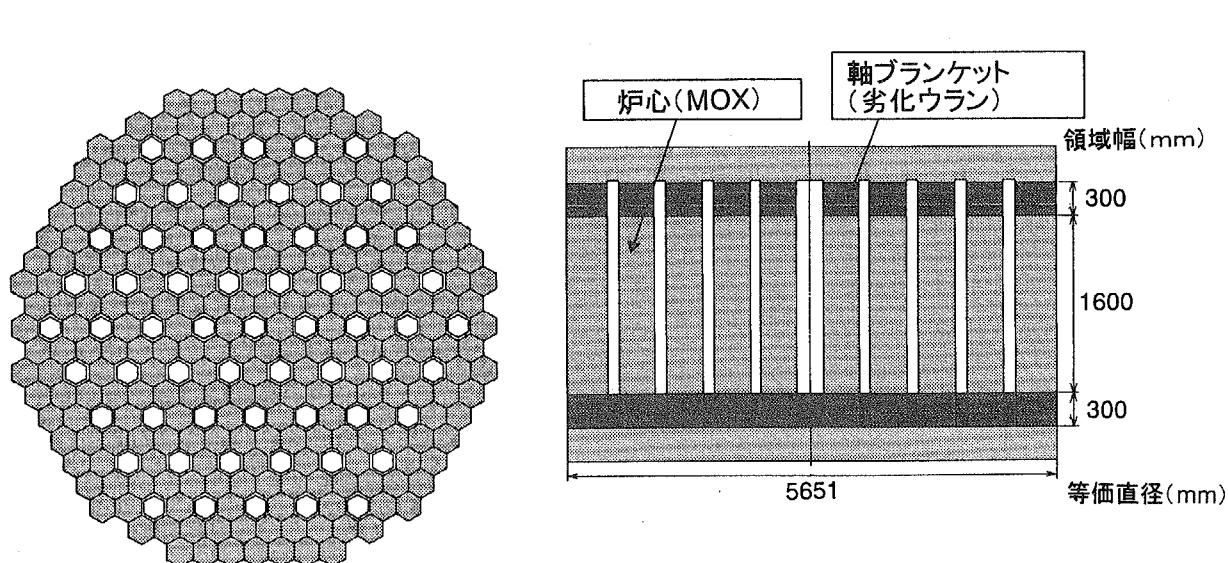
項目	条件
・型式	沸騰水型(BWR)
・冷却材	軽水
・炉心燃料形態	混合酸化物(MOX)燃料
・出力	熱出力 3926MWt (電気出力 135 万 kW <sub>e</sub> 相当)
・運転サイクル長さ	21.6 カ月 (2 年サイクル × 90%稼働率)
・転換比	1.0 以上
・ボイド係数	負

## 炉心設計の基本的考え方

項目	設計方策
・転換比増大	・稠密燃料を用いた水対燃料体積比低減（約 0.5）による高速スペクトル化
・ボイド係数低減	・ボイド管集合体（後述）によるボイド増大時中性子漏洩量増大 ・従来並みの炉心径の範囲内での炉心高さ低減によるボイド係数低減

## BWR低減速スペクトル炉心（長サイクル炉心）(2)

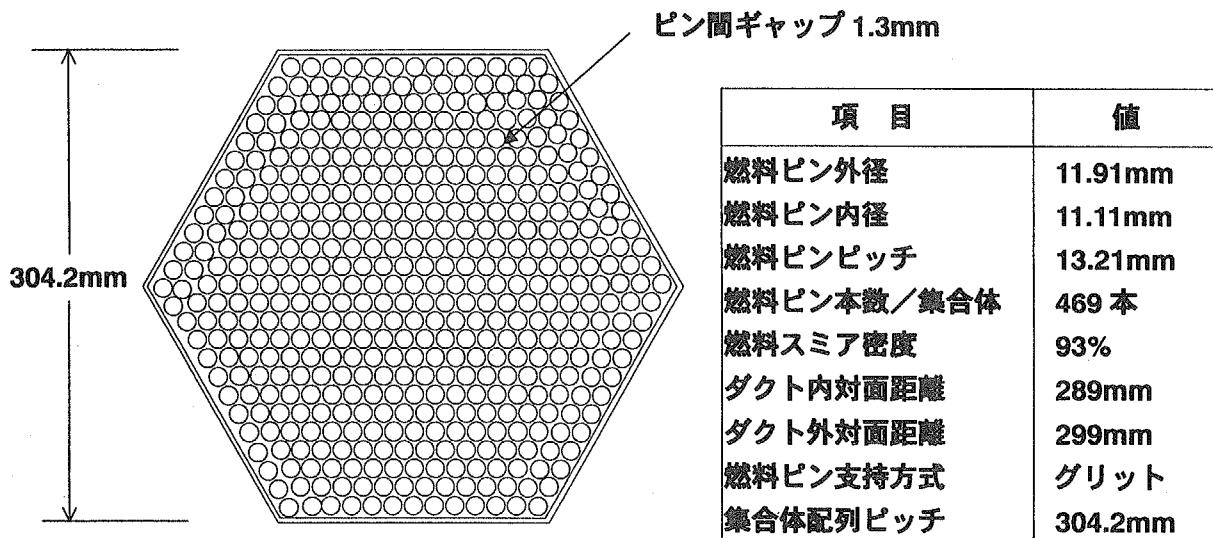
## ボイド係数低減炉心の炉心配置



- ◆ 炉心燃料集合体 252 体
- ◆ ボイド管集合体 61 体

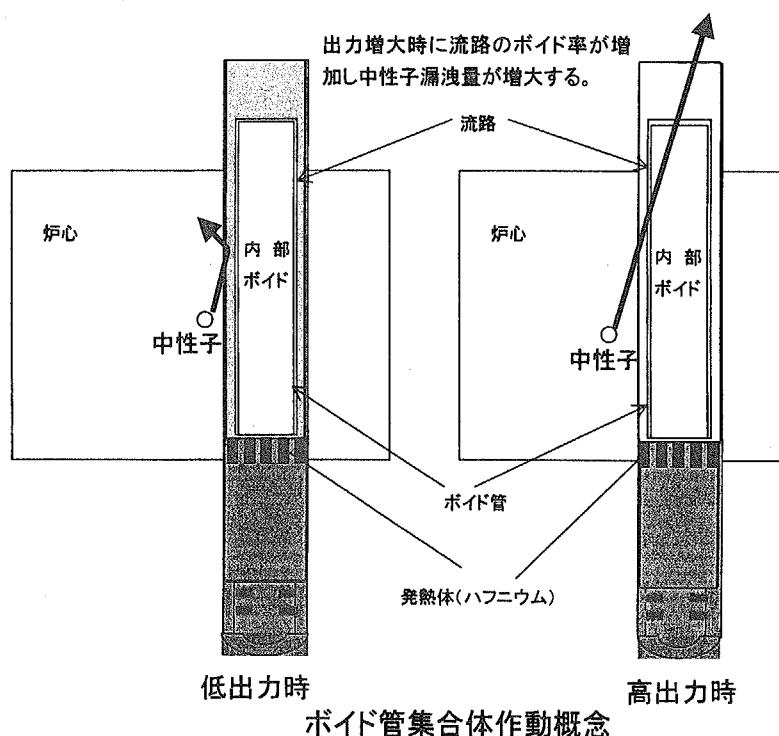
## BWR低減速スペクトル炉心（長サイクル炉心）(3)

## 炉心燃料集合体の構造仕様案（三角配列ピン大型稠密バンドル）



## BWR低減速スペクトル炉心（長サイクル炉心）(4)

## ボイド反応度低減方策の検討 ボイド管集合体



## BWR低減速スペクトル炉心（長サイクル炉心）（5）

## MVPコードによるポイド係数評価結果\*

炉心	ポイド率条件	炉心燃料部平均ポイド率(%)	ポイド管流路 ポイド率(%)	$K_{eff}$	% $\Delta k/k$	炉心部 ポイド率変化 (%)	ポイド係数 ( $\Delta k/k/\%void$ )
ポイド管集合体無し 160cm 高さ炉心	低ポイド率時	38.7	-	1.06105	-	-	-
	高ポイド率時	61.1	-	1.07737	1.515	22.3	+6.8×10 <sup>-4</sup>
ポイド管 集合体 配置炉心	低ポイド率時	38.7	68.7	1.05277	-	-	-
	高ポイド率時	61.1	83.7	1.04715	-0.537	22.3	-2.4×10 <sup>-4</sup>

\*)ヒストリー数 100 万、バッチ数 100.

ポイド管集合体の配置によりポイド係数を大きく低減することが可能である。

## BWR低減速スペクトル炉心（長サイクル炉心）（6）

## ポイド管集合体配置炉心の仕様例

項目	単位	ポイド管集合体配置炉心例	従来 A BWR 炉心例
炉出力	MWe	約 1 3 5 0	同左
炉心外接径	m	約 5. 8	約 5. 4
炉心高さ	m	約 1. 6	約 3. 7
炉心燃料集合体数	体	2 5 2	8 7 2
ポイド管集合体数	体	6 1	-
燃料棒数	本／集合体	4 6 9	6 2 (8×8)
燃料棒格子		三角格子 (六角管集合体)	正方格子 (8×8)
燃料棒直徑	mm	約 1 1. 9	約 1 2
被覆管肉厚	mm	約 0. 4 (SUS)	約 0. 9 (Zr)
燃料棒クリアランス	mm	約 1. 3	約 4
燃料棒ピッチ	mm	約 1 3. 2	約 1 6
バンドルピッチ	mm	約 3 0 4	約 1 5 5
水対燃料体積比		約 0. 5	約 3
燃料交換パターン		2年4バッチ交換	1年4バッチ交換
転換比		約 1. 0 1	約 0. 6
ポイド反応度係数	$10^{-4} \Delta K/K/\%void$	約 -2. 4	約 -7. 0

**BWR低減速スペクトル炉心（長サイクル炉心）(7)****まとめ**

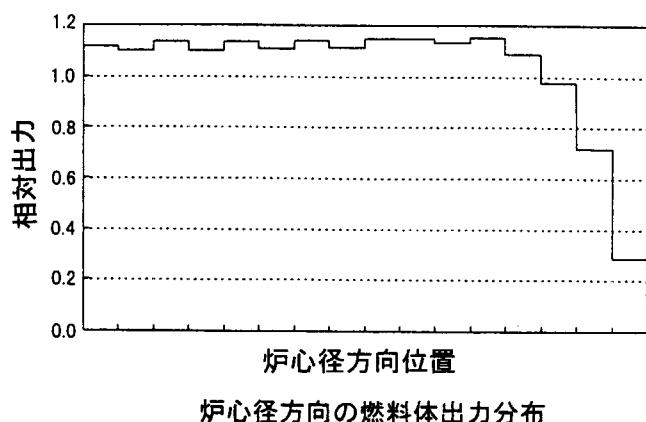
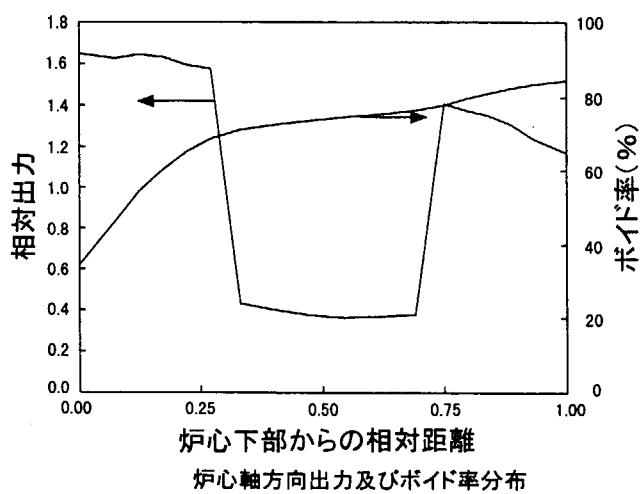
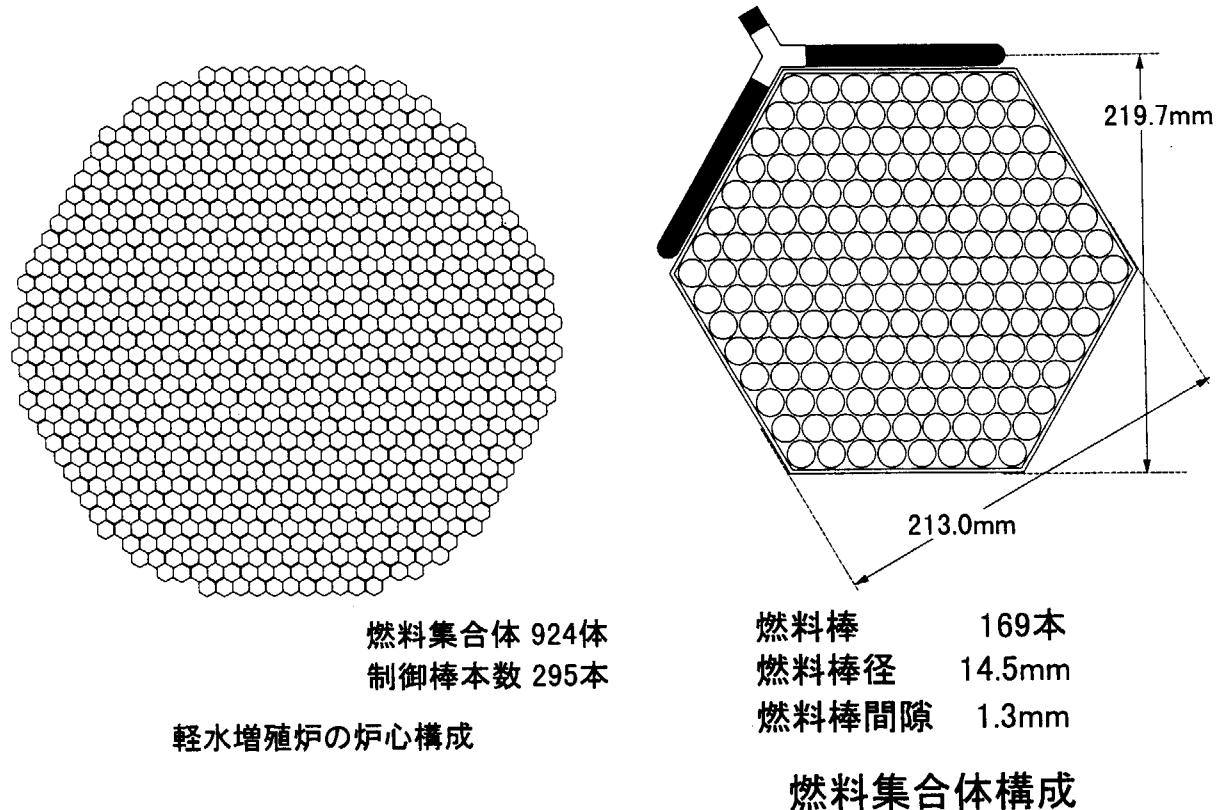
- (1) 転換比等の炉心主要特性と炉心高さ、燃焼度、炉心ボイド率、水対燃料比の関係をサー  
ペイした結果に基づき、運転サイクル長2年で転換比1を超える炉心燃料仕様の範囲を評  
価した。
- (2) この仕様範囲内でボイド係数を負とする方策を検討し、ボイド管集合体の概念を構築し  
た。
- (3) モンテカルロ計算によりボイド管集合体配置炉心のボイド係数を評価し、炉心径6m以  
内で負のボイド係数と、長期サイクル運転、転換比1以上が両立する大型炉心構築の見通  
しを得た。
- (4) 今後、本炉心の主要特性の確認、炉心仕様の詳細化を行う予定である。

**BWR低減速スペクトル炉心(高転換炉心)****主要諸元と炉心特性****—燃料棒間隙：1. 3mm—**

項目	軽水増殖炉	ABWR
電気出力 MWe	1100	1356
熱出力 MWt	3188	3926
原子炉圧力 MPa	7.2	7.2
炉心外接半径 m	<u>3.60</u>	2.69
燃料集合体数	924	872
取出燃焼度 GWd/t	45	38
炉心部高さ <sup>1</sup> m	0.68	3.71
炉心流量 10 <sup>4</sup> t/h	1.3	5.2
出口クオリティ %	56	14.5
平均ボイド率 %	70	38
Pu富化度 %	10.2	3.6 <sup>+</sup>
Pu装荷量 t	12.1	...
増殖比(Pu残存比)	1.06	...
(瞬時)転換比	1.10	...
最大線出力密度 kW/ft	17	12.5
MCPR	1.3	1.30
ボイド係数 $10^{-4} \frac{\Delta k/k}{\% \text{void}}$	-1.0	-7.0
連続運転期間 月	14	13
軸方向Pu fiss	w/o cm	18 18.5
	%	DU 29.5
富化度分布	w/o cm	18 20.0

Pu:核分裂Pu量 +:ウラン濃縮度

1:上下プランケット33.0, 20.0cm付設

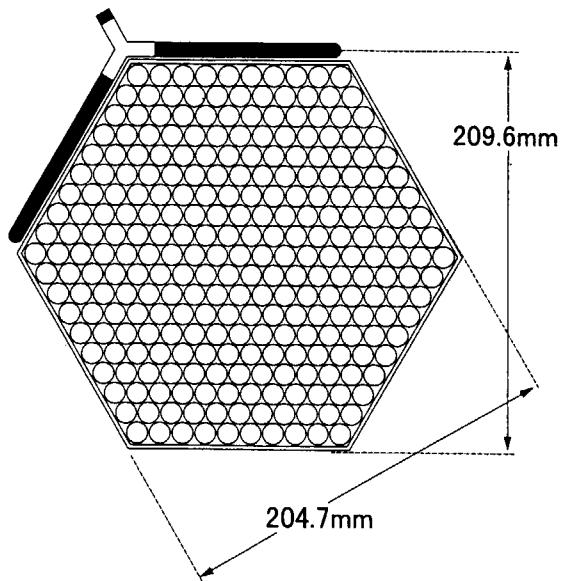


主要諸元と炉心特性  
—燃料棒間隙：1.0mm—

項目	軽水増殖炉	ABWR
電気出力 MWe	1100	1356
熱出力 MWt	3188	3926
原子炉圧力 MPa	7.2	7.2
炉心外接半径 m	3.04	2.69
燃料集合体数	720	872
取出燃焼度 GWd/t	45	38
炉心部高さ <sup>1</sup> m	0.69	3.71
炉心流量 10 <sup>4</sup> t/h	1.7	5.2
出口クオリティ %	43	14.5
平均ボイド率 %	66	38
Pu富化度 %	10.2	3.6 <sup>+</sup>
Pu装荷量 t	8.8	...
増殖比(Pu残存比)	1.06	...
(瞬時)転換比	1.10	...
最大線出力密度 kW/ft	14	12.5
MCPR	1.3	1.30
ボイド係数 $10^{-4} \Delta k/k$ %void	-1.0	-7.0
連続運転期間 月	10	13
軸方向Pu fiss	w/o cm DU cm w/o cm	18 19.0 30.0 18 20.0

Pu：核分裂Pu量 +：ウラン濃縮度

1：上下プランケット36.0, 17.0cm付設



燃料棒 271本  
燃料棒径 11.0mm  
燃料棒間隙 1.0mm

燃料集合体構成

---

BWR低減速スペクトル炉心(高転換炉心)

---

## まとめ

- (1) 110万KW級の転換比1.10を有す高転換炉心の概念を構築した。
- (2) 炉心の偏平化により負のボイド係数を達成した。
- (3) 燃料棒の間隔1.3mmの場合、炉心径が7mを越える。
- (4) 炉心径を6m程度とするには、燃料棒間隔を1.0mmとする必要がある。熱的、構造的成立性の検討が必要。

---

BWR低減速スペクトル炉心(単純炉心)

---

## 目標

- ・ ボイド係数負で転換比1.0～1.1
- ・ ABWR炉心僅少工事変更でバックフィット可能
- ・ 再処理工程でUとPu分離無し

## 方法

- ・ 中空チューブ付帯4角D格子燃料集合体の使用
- ・ フォロワー付十字型制御棒の使用

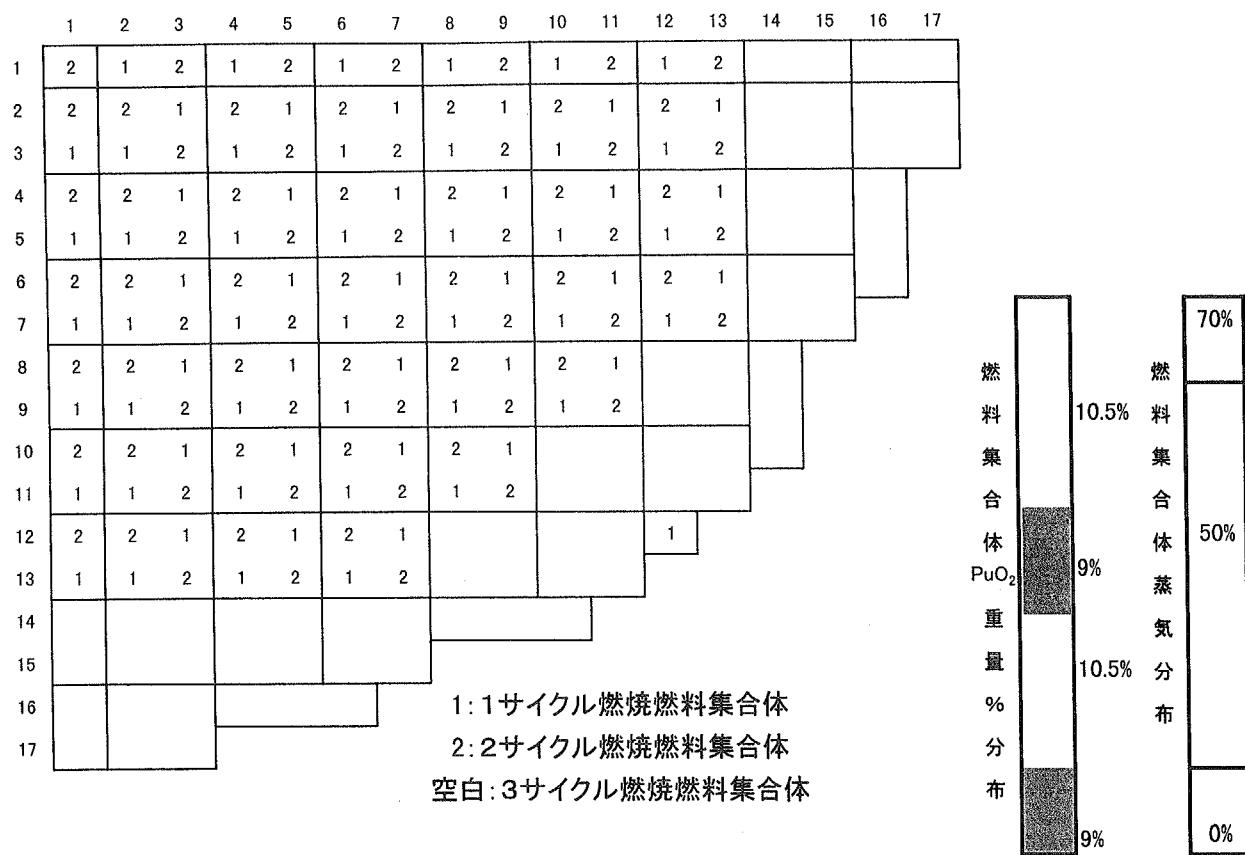
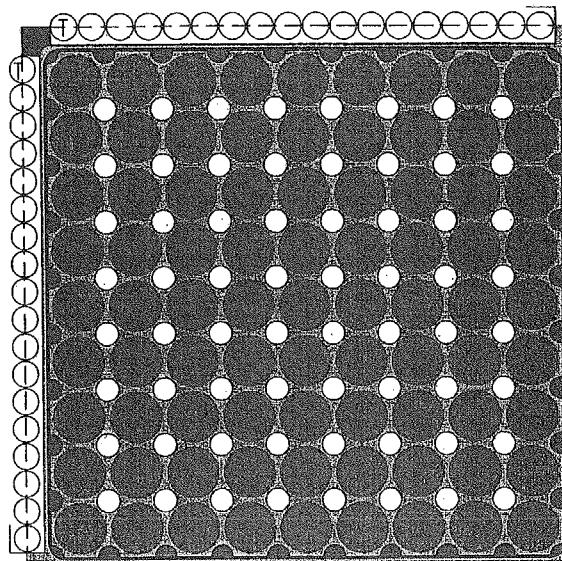


図 炉心燃料配置図



(●) 酸化プルトニウム 10.5w/φ又は9.0w/φ MOX

(○) 中空チューブ

(●) 中実チューブ

(○) 中空CR棒

(①) 可動インコアブルーブ

図 燃料集合体(9×9)形状および材質

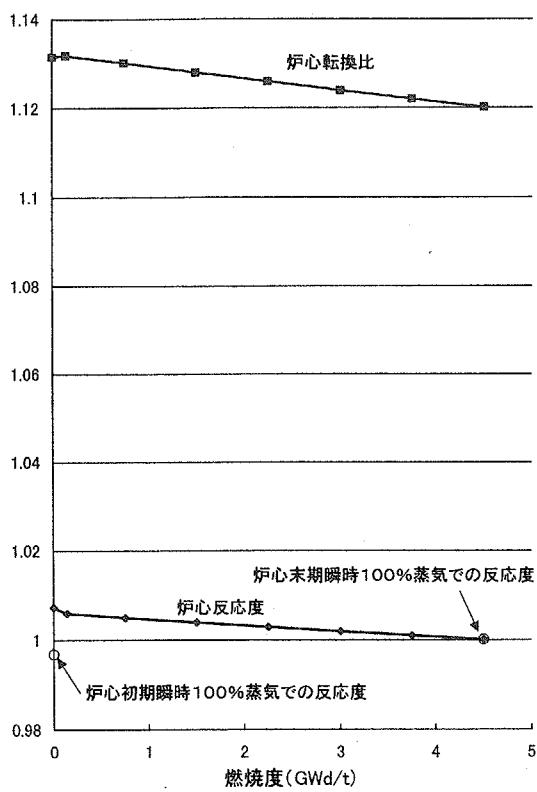


図 平衡炉心(燃料集合体9\*9)反応度と炉心転換比COREBN計算結果

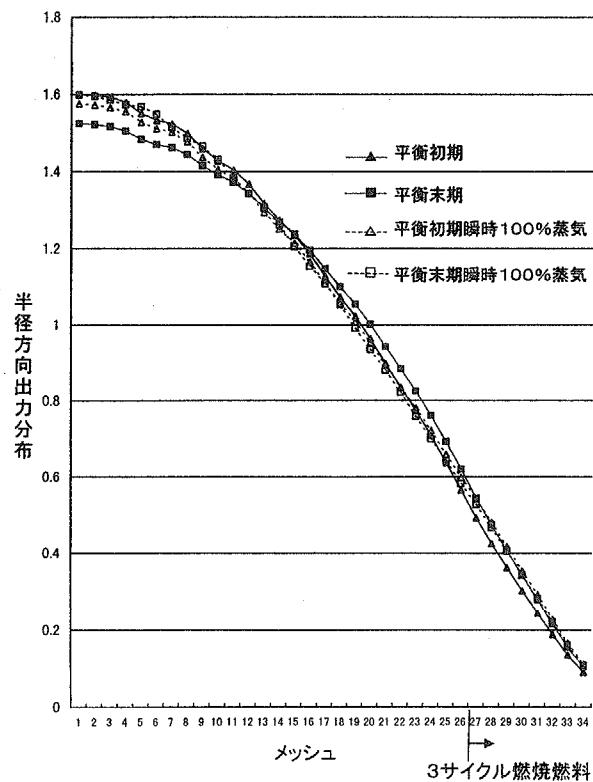


図 平衡炉心(燃料集合体9\*9)半径方向出力分布  
(中心から外)

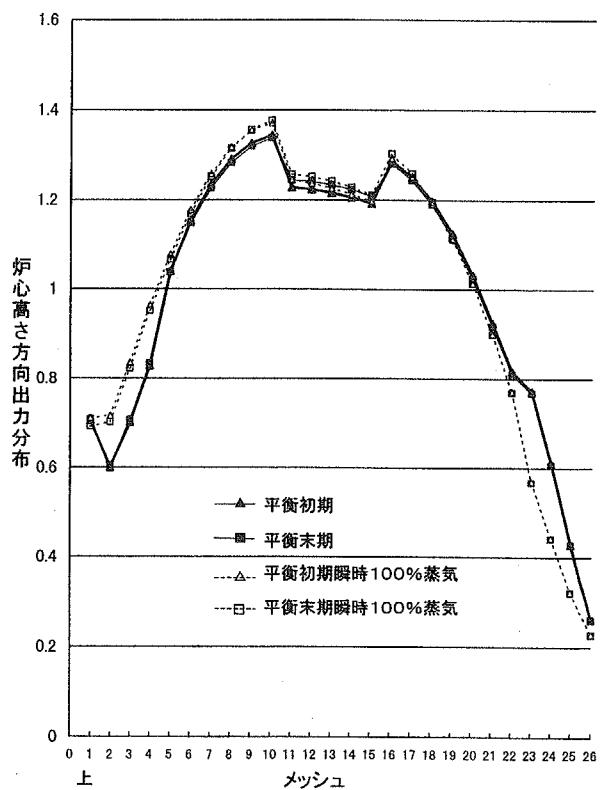


図 平衡炉心(燃料集合体9\*9)炉心高さ方向出力分布

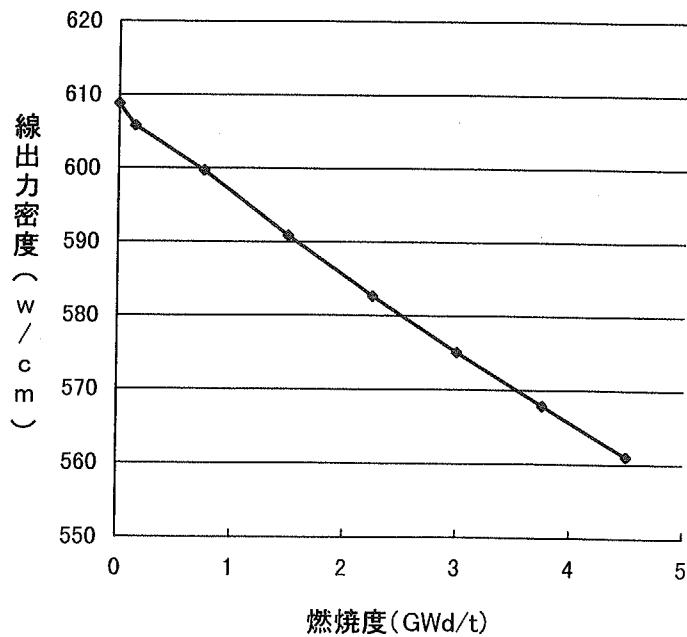
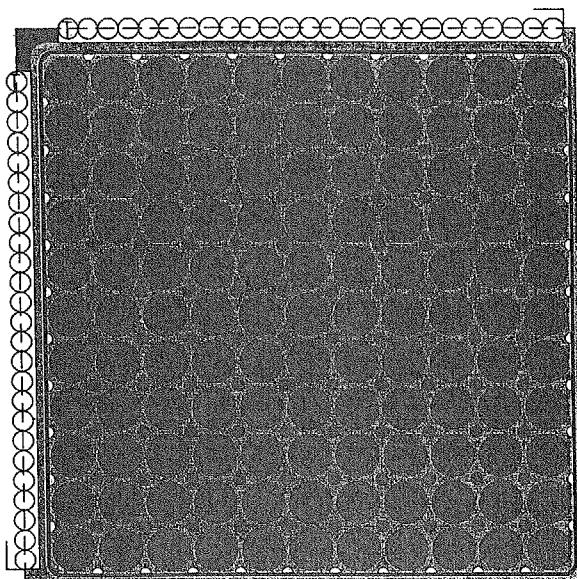


図 平衡炉心(燃料集合体9\*9)最大線出力密度の燃焼度依存性COREBN計算結果



● 酸化プルトニウム 11.0w/φ又は9.0w/φ MOX  
 ● 酸化プルトニウム 11.0w/φ又は9.0w/φ MOX  
 ○ 中空チューブ  
 ○ 中空CR棒 ① 可動インコアブルーブ

図 燃料集合体(11×11)形状および材量

表 主要炉心性能

項目	転換比～1.0炉心		転換比～1.1炉心	
燃料棒配列	11X11正方格子			9X9正方格子
取出燃料累積転換比	~1.02			~1.11
被覆管外側直径(mm)	11.94			15.17
被覆管肉厚(mm)	0.7			0.5
MOX中PuO <sub>2</sub> 重量割合(wt%)	11.0と9.0分布			10.5と9.0分布
出力(MW)	3926			3926X0.6
3バッチ交換。サイクル燃焼度(GWd/t)	3			4.5
取出燃料燃焼度(GWd/t)	9			13.5
サイクル日数(日)	113			328
稼動率(定検日数30日と設定)	0.79			0.92
平衡炉心時期	平衡初期	平衡末期	平衡初期	平衡末期
履歴蒸気約45%定格出力時反応度k <sub>eff</sub>	1.014	1.004	1.007	1
100%瞬時蒸気定格出力時反応度k <sub>eff</sub>	1.005	1.005	0.997	1
最大線出力密度(w/cm)	556	491	610	561
クリーン冷態炉心全CR挿入時反応度k <sub>eff</sub>	—	—	0.916	—
クリーン冷態炉心ワンロッドストップ反応度k <sub>eff</sub>	—	—	0.92	—

BWR低減速スペクトル炉心(単純炉心)

## まとめ

1. ABWRにそのまま適用できる、高転換BWR炉心を構築した。
2. 転換比1.1で負のボイド係数を達成できる。
3. ブランケットを設けておらず、再処理過程でPuとUの分離が不要であるため、再処理コストの低減化が図れる。
4. 大出力化、高燃焼度化が課題。
5. 設計の詳細化により、出力平坦化を図り、大出力化・高燃焼度化を目指す。

## 高転換 PWR 炉心の研究

### 1. 炉心概念の基礎検討

- 炉心特性のパラメトリック評価(格子計算)
- 炉心高さ、ブランケット効果の評価(炉心計算)

### 2. 炉心概念の構築

- 炉心核特性評価
- 炉心熱水力特性評価

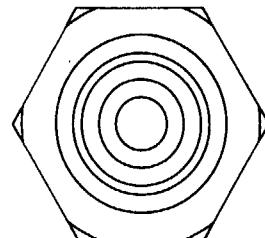
## 計算条件(格子計算)

パラメータ:

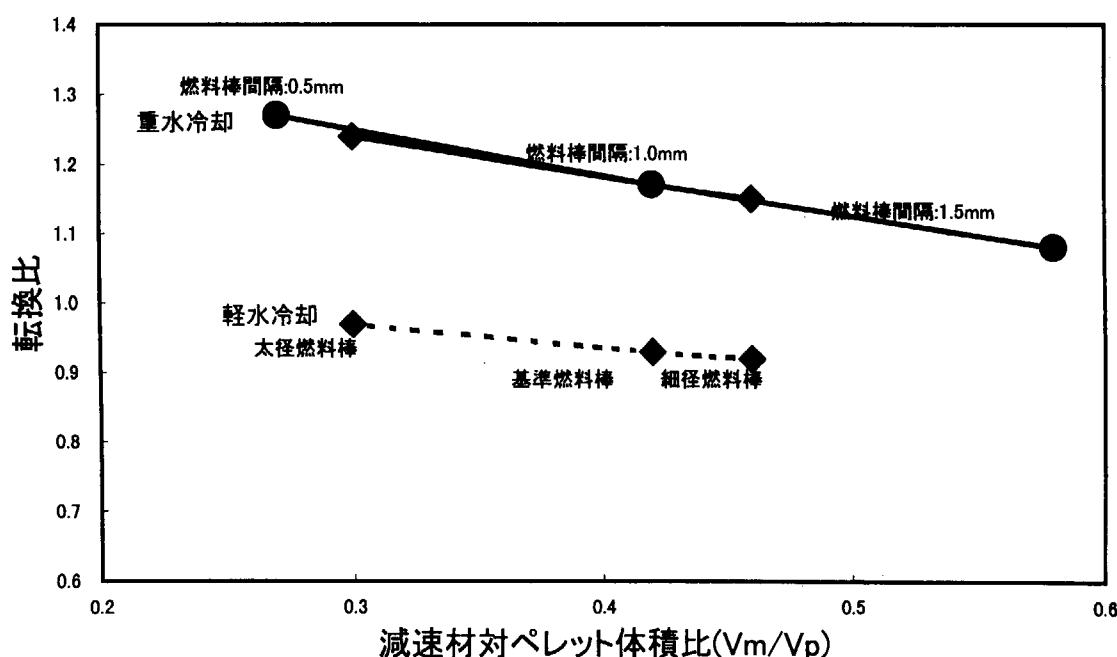
- 減速材材質: 軽水、重水
- 燃料棒棒径: 9.5mm(現行 PWR)、8.5mm(FBR)、15mm(太径)
- 燃料棒間隔: 0.5mm、1.0mm、1.5mm

計算条件:

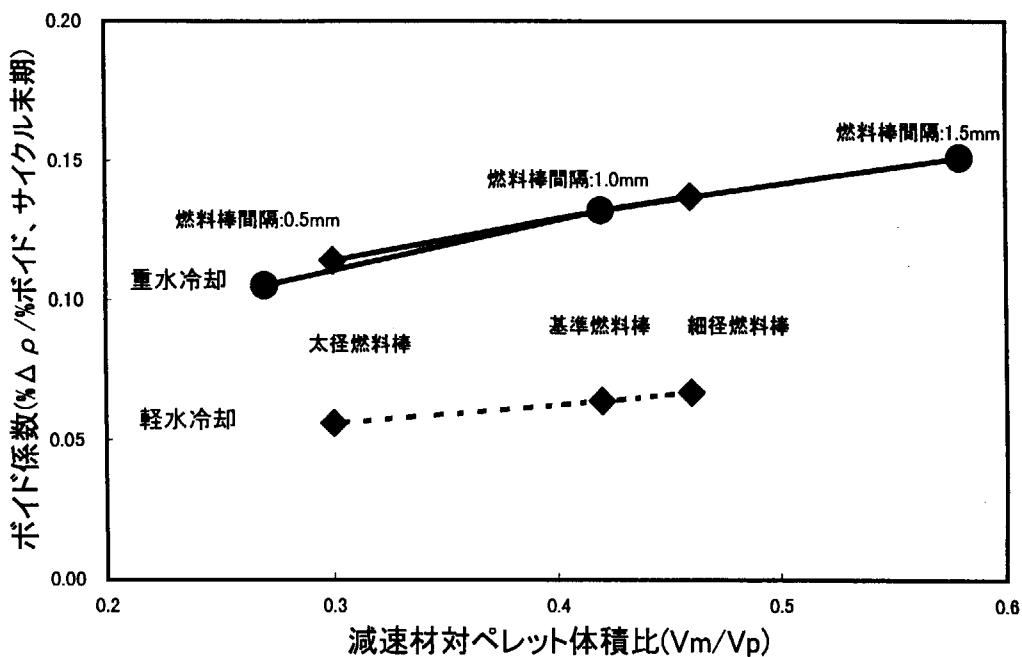
- 体系: 六角格子体系(单一セル)
- コード: SRAC'98-衝突確率法
- 核データ: JENDL'3.2-107 群
- 温度、線出力はPWRと同様



## Vm/Vpに対する転換比の変化



### V<sub>m</sub>/V<sub>p</sub>に対するボイド係数の変化



### 計算条件(炉心計算)

#### パラメータ:

- 均質炉心、炉心高さによる影響
- 横方向ブランケットの設置による影響
- 軸方向ブランケットの設置による影響
- 吸収体設置による影響

#### 計算条件:

- 計算体系: 2次元 R-Z
- コード: 炉心計算(COREBN)-10群
- 燃料仕様: 燃料棒棒径: 9.5mm(一部 15mm) 燃料棒間隔: 1.0mm  
冷却材材質: 重水
- 燃焼度設定: BOC: 14GWd/t(シード) 3GWd/t(ブランケット)  
EOC: 29GWd/t(シード) 5GWd/t(ブランケット)

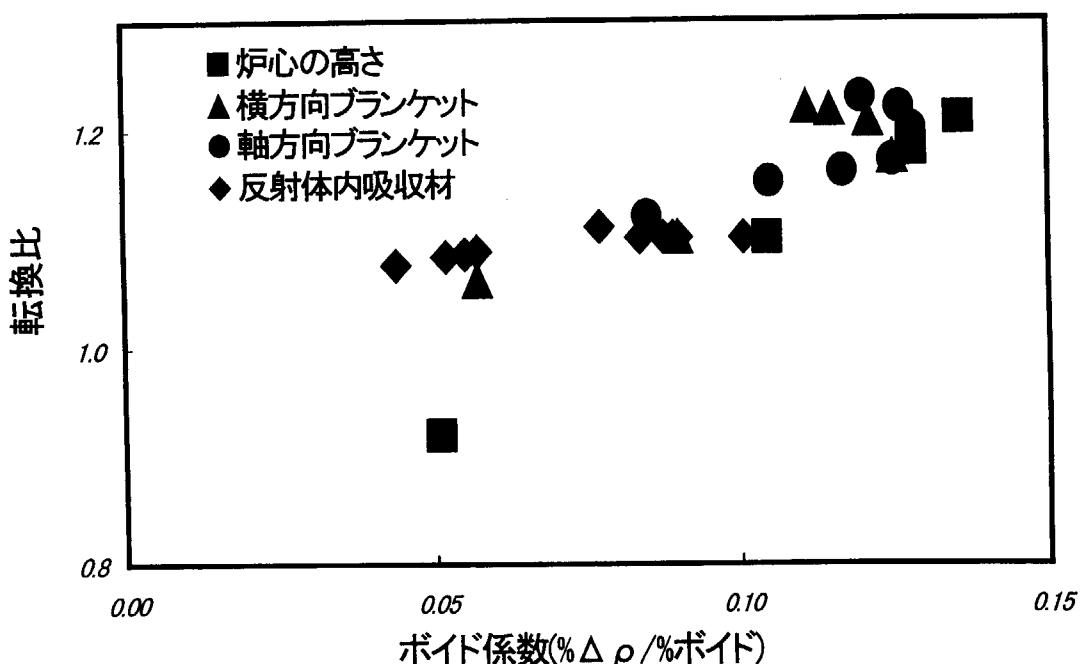
## 炉心の高さによる影響

主な条件: 均質炉心、炉心半径2m、燃料棒棒径: 9.5mm

炉心の高さ (m)	Puf 富化度 (%wt)	転換比	ボイド係数 (% $\Delta \rho$ / %ボイド)	燃焼反応度 (% $\Delta \rho$ )
0.5	11.4	0.92	0.05	2.2
1.0	9.1	1.10	0.10	1.1
2.0	8.3	1.18	0.13	0.6
3.7	8.0	1.21	0.14	0.3

・燃料棒棒径を 15mm にすることにより 0.05~0.07 転換比向上

### ボイド係数と転換比の関係



**炉心構築**

○炉心高さ 2m をベースに下記の組合せにより、炉心構築を実施

○横方向ブランケットの設置

○軸方向ブランケットの設置

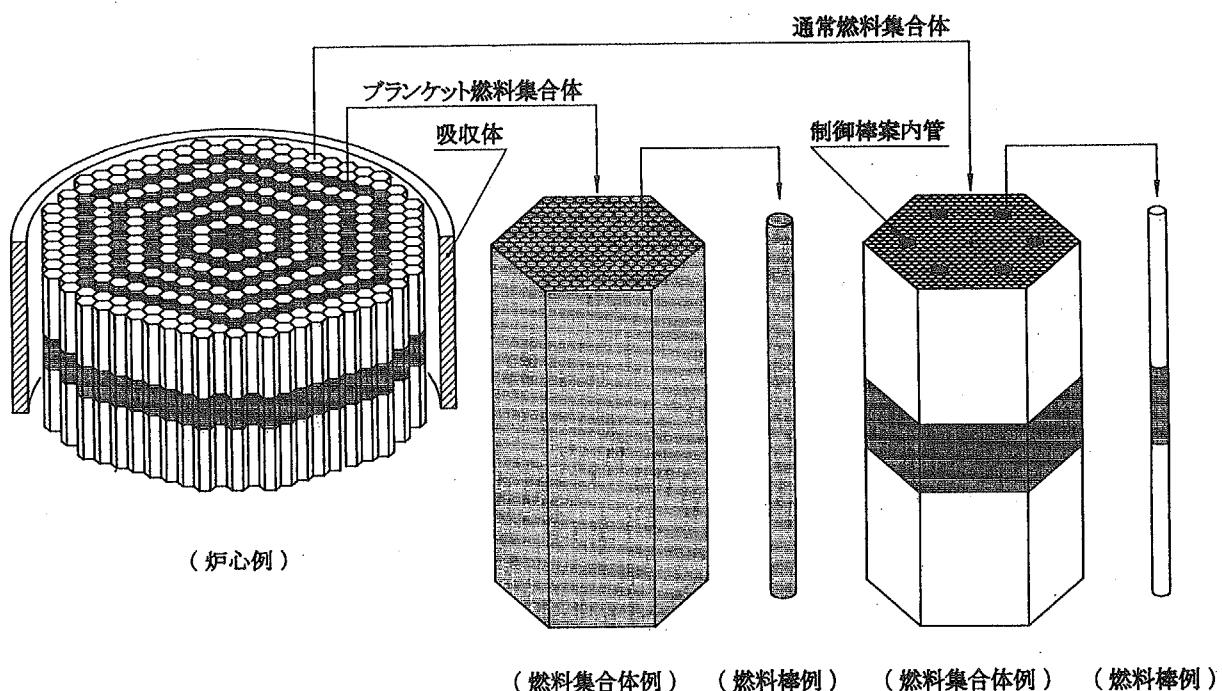
○吸収体設置

**炉心性能**

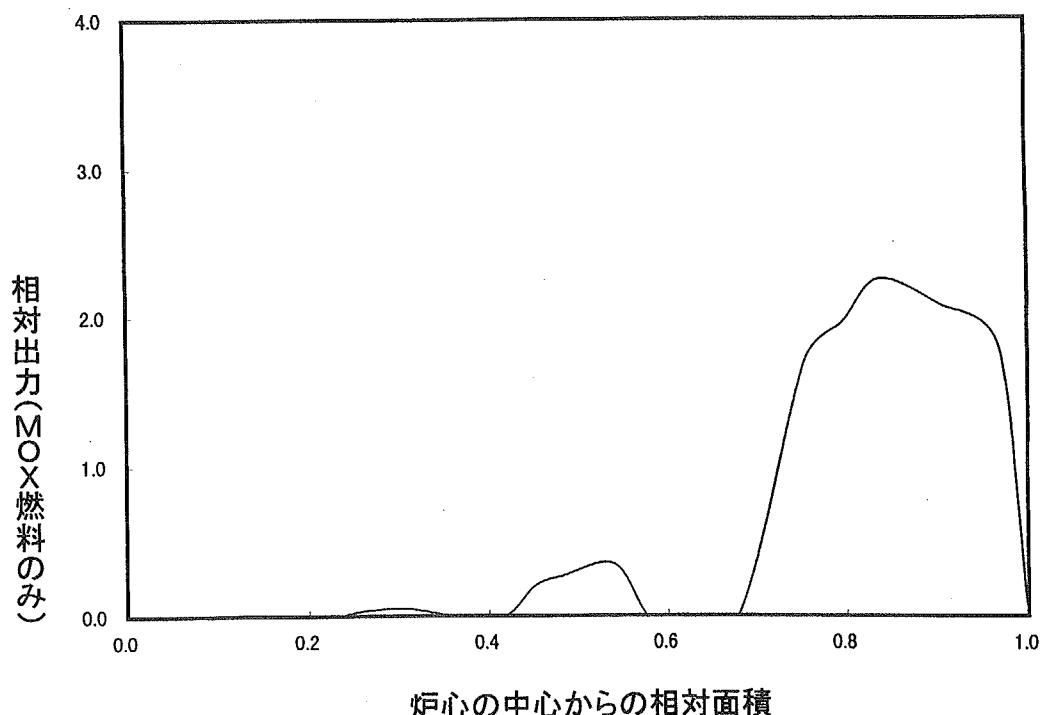
**燃料仕様(燃料/ブランケット)**

被覆管外径	9.50mm/13.7mm
被覆管内径	8.74mm/12.6mm
ペレット直径	8.60mm/12.5mm
被覆管材料	SUS-316/SUS-316
燃料棒配列	六角/六角
集合体中燃料棒数	504/271
燃料棒間ギャップ	1.0mm/1.0mm
集合体中制御棒数	6(7セル/1本)/0
燃料集合体数	228/151
分裂性Pu富化度	15wt%/劣化ウラン
炉心半径	2.5m
炉心有効長	2.0m
取り出し燃焼度	45GWD/T
転換比(サイクル平均)	1.01
ボイド係数(寿命末期)	-0.01% $\Delta k/\%$ ボイド

## 炉心の構成



## 径方向出力分布(BOC)



## 重水冷却PWR炉心

### まとめ

1. 転換比～1.01で負のボイド係数を有する100万KWe級大型炉心を構築した。
2. 設計の詳細化を通して、出力の平坦化・大出力化を目指す。

### 熱水力学的課題の検討

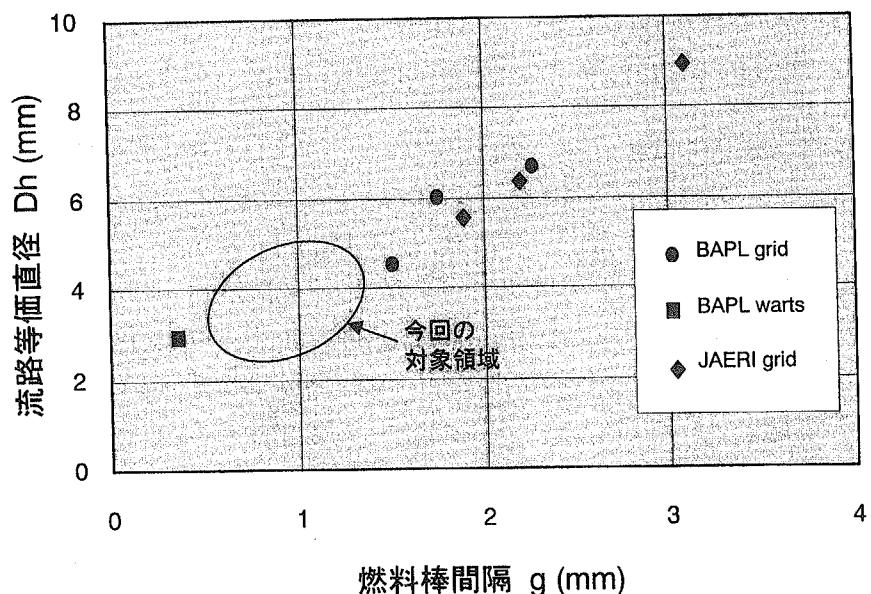
#### 1. 限界熱流束

- ・ 稠密炉心体系でのデータ不足
- ・ 評価手法の適用性の確認

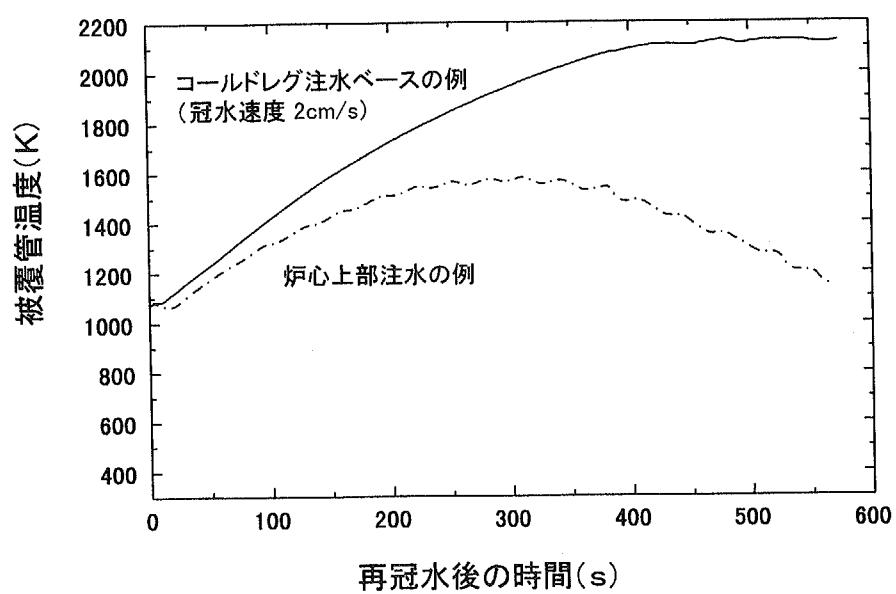
#### 2. LOCA時再冠水挙動

- ・ 稠密炉心体系でのデータ不足
- ・ ECCS方式の検討(多次元的挙動の重要性)

### 稠密炉心体系に対する限界熱流束データ



### LOCA時再冠水過程の解析例



## PWR炉心熱水力学的検討

### まとめ

#### 1. 限界熱流束実験

燃料棒間隙0.6mm～1.5mmで実験中

#### 2. 従来の注入方式に加え、上部注入の併用が再冠水拳動評価の結果、効果的

#### 3. 実験的、解析的検討を継続する

### 今後の課題

- ・炉心核特性の向上

- ・TCA臨界実験等による核特性の検証

- 12年度～TCA臨界実験準備

- 15年度～実験開始

- ・通常運転、異常過渡、事故時除熱性能の実証

- 限界熱流束、再冠水拳動、バルーニング等の実験による実証解析手法の検証

This is a blank page.

## 付録－8－1

### 意見交換 OHP 集

#### 「Pu 利用高度化研究の展望」

代谷 誠治 (京都大学)

## 資源論

U資源の有効利用 ⇒ Pu利用(Pu増殖)

資源論 ⇔ 核拡散防止？

余剰Puの抑制？ ⇒ 水炉におけるPu利用？

Pu増殖は必要最小限に抑制？

## Pu利用研究

水炉の燃料増殖率向上？

⇒ 高速炉時代への備え？ … 高転換軽水炉？

⇒ 水炉による燃料増殖？ … 高速増殖炉不要？

⇒ 供用期間中燃料交換不要な原子炉？

⇒ Puを効率的に燃焼(Pu消滅)

核燃料リサイクル技術の確立…含バックエンド

⇒ 高レベル核廃棄物(含MA)の処理・処分？

⇒ MAの有効利用？

⇒ 水炉でPu利用…高速炉はPuベクトル調整用？

Pu利用炉心概念の構築 … オプションが必要？

Pu燃料装荷炉心特性の正確な把握

⇒ 炉心設計の高度化

⇒ 実験の必要性 … 国内にも実験施設が必要

⇒ 國際協力も重要

## 付録－8－2

### 意見交換 OHP 集

#### 「Pu 利用高度化研究の展望」

土江 保男 (日本原子力発電)

水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会

(1999年3月2日：原研本部)

コ メ ン ト

原 電

研究開発本部 部長（新型炉）

土 江 保 男

1. 原子力開発の今日的一般論（目的、要件）

- ・開発の本命は高速増殖炉
  - ・再処理／Puリサイクル
  - ・資源の大幅な有効利用
- ・安全性
  - ・一層の安全性
  - ・固有安全炉
- ・経済性
  - ・火力等との競争、炉型間の競争
  - ・大型化、小型モジュール化
- ・地球環境、核不拡散、国際貢献

## 2. 水冷却炉におけるPu利用高度化のテーマと観点

テ　ー　マ	観　　点	備　　考
・Puサーマル	・余剰Puの焼却 ・Pu利用の練習、PA	・当面、現実性あり ・但し効率は悪い
・ミストラル 計画	・Puサーマルの内、燃料 中のPuをできるだけ 燃焼	
・高燃焼度化	・燃料製造費、使用済燃料 貯蔵負担の軽減	・被覆材の開発も必要
・R O X-PWR	・直接処分オプション選択 への備え研究	
・高転換炉	・軽水炉におけるPu利用 の究極 ・高速炉への繋ぎ	

## 3. 水冷却炉におけるPu利用の当面追求すべき研究

- ・メリット、開発課題、開発費用

## 4. 開発主体

- ・原研

## 5. その他（下記事項等につき、全体的なバランスを考慮のこと）

- ・国際（欧米動向、先進国／途上国）
- ・日本の役割、リーダーシップ
- ・炉型（高速増殖炉、軽水炉（P/B）、高温ガス炉等）
- ・燃料サイクル（在来技術、先進リサイクル技術）
- ・試験施設、試験炉（機能性、汎用性）
- ・開発のコスト・効率
- ・軽水炉の重み
- ・タイミング

（以　上）

This is a blank page.

## 付録－8－3

### 意見交換 OHP 集

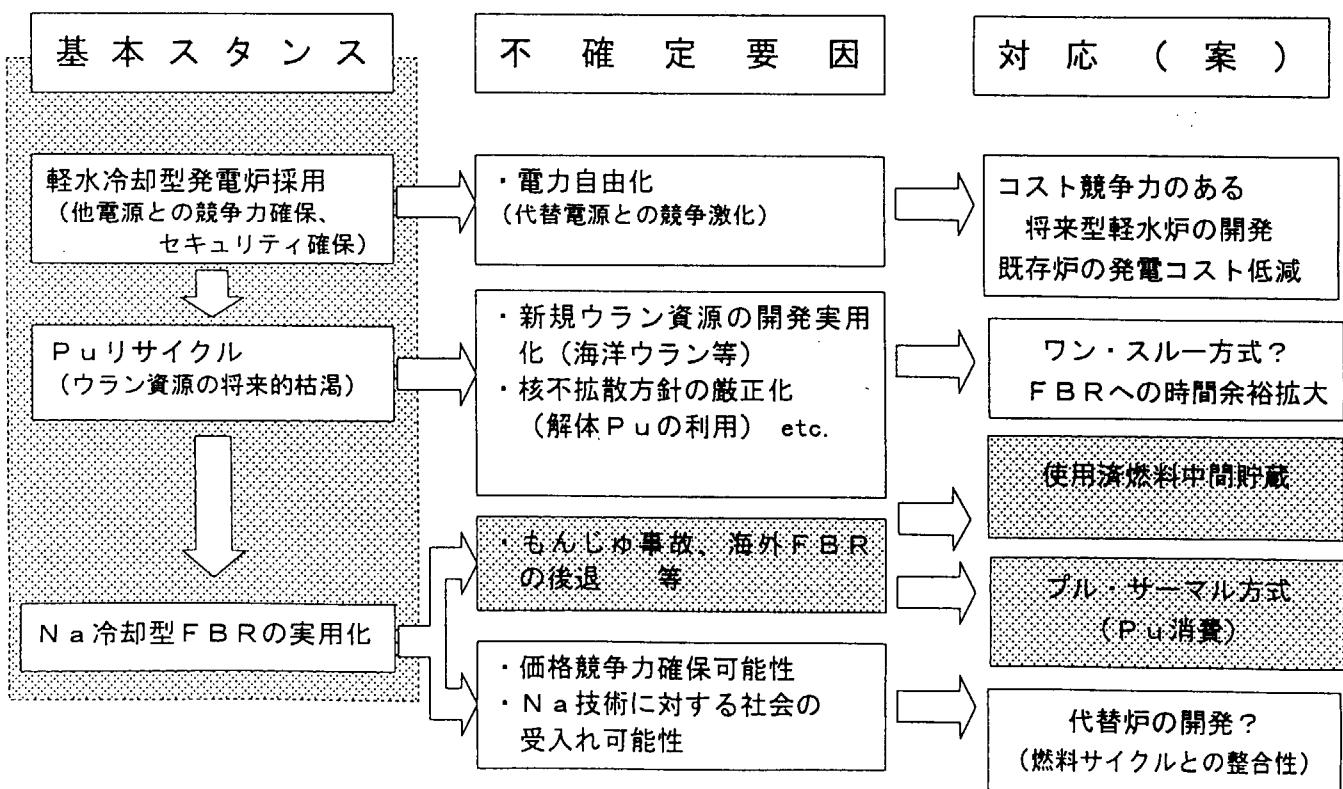
#### 「Pu 利用高度化研究の展望」

鈴 孝幸 (関西電力)

## Pu利用に係る基本的な考え方

1. ウラン資源の有効活用、エネルギー・セキュリティ確保、環境負荷低減等の観点から、燃料リサイクル・Pu利用路線は当面堅持。
2. この燃料リサイクル・Pu利用路線で重要なFBRの技術確立時期は、従前2030年頃としていたが、ウラン需給、経済性等を勘案し、見直しが必要と考えている。見直すとした場合にも、FBR建設費のコストダウン、再処理技術等の改良研究を継続実施する。
3. 本格的なFBRが導入されるまでの間、Puバランスを考慮し、回収されるPuは軽水炉の燃料として利用する。(= プル・サーマル)  
また、国内再処理能力を上回る使用済燃料は中間貯蔵し、将来に備える。

### 原子燃料リサイクルへの外乱要因



## 軽水炉におけるPu利用の課題

### 1. 既存軽水炉における経済性の向上

◎MOX燃料成形加工費用の低減

◎高燃焼度MOX燃料の開発

等

### 2. 将来への多様性確保可能性の追求(?)

◎軽水型増殖炉の可能性サーベイ(転換比1.15以上、燃料サイクルとの整合性確保、経済性確保)

This is a blank page.

付録－8－4

意見交換 OHP 集

「Pu 利用高度化研究の展望」

竹田 練三 (日立製作所)

## 水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会(原研 H11.3.2)

## Pu利用高度化研究の展望

日立・竹田

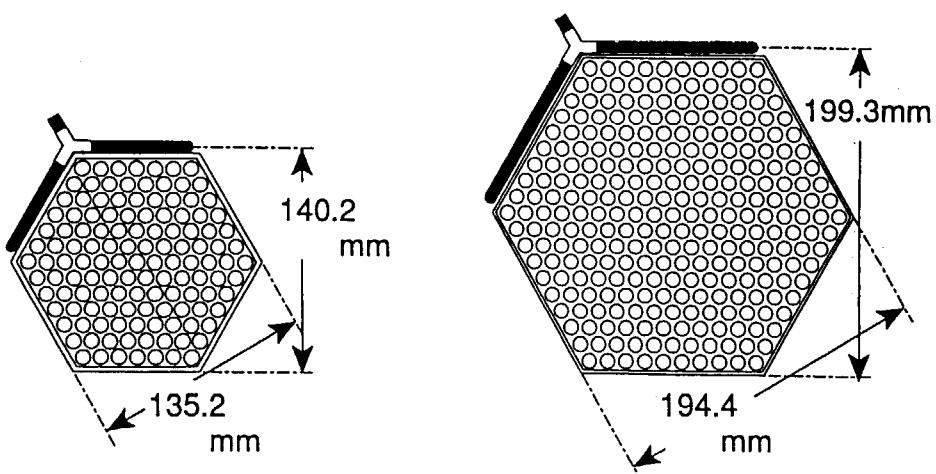
1. 「今後10年間で  
原子力開発(発電)の当初目標達成」をめざす
2. なぜ10年なのか
  - (1) 現在原子力発電は  
関係者の大変な努力により成立っている
  - (2) 近い将来  
「エネルギー安定供給への不安」と  
「原子力発電に対する漠然とした不安」の  
選択を民意に問う時が来る
  - (3) 今後も継続して原子力開発に  
数千億円規模の開発費が出るとは思えない
3. 実用化済の軽水炉技術で  
長寿命放射性廃棄物を有効利用しながら  
エネルギー長期安定供給を実現する技術の実証  
→原研のJPDR跡地に軽水増殖炉実証炉建設  
熱出力200MW規模, 増殖比1.0, 負のボイド係数  
Pu, Ac同時リサイクル, 反射体での長寿命FP消滅

表1 RBWR主要諸元と炉心特性

特 徴	JP/RBWR	ABWR												
	Pu炉心													
熱出力 MW	180	3926												
原子炉圧力 MPa	7.2	7.2												
炉心外接半径 cm	69.5	269												
燃料集合体数	75	872												
炉心部高さ cm	68	371												
炉心出力密度 kW/l	175	51												
取出燃焼度 GWd/t	45	38												
炉心流量 10 <sup>3</sup> t/h	1.0	52												
出口クオリティ %	41	14.5												
平均ボイド率 %	63	38												
炉心圧損 MPa	0.11	0.17												
Pu富化度 %	13.7	3.6 <sup>+</sup>												
増殖比	1.00 <sup>1</sup>	...												
最大線出力 kW/ft	13.4	12.5												
MCPR	1.30	1.40												
ボイド係数 10 <sup>-4</sup> k/k %void	-3.0	-7.0												
軸方向 富化度 分布	<table border="1"> <tr> <td>cm</td> <td>DU</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>cm</td> <td>15w/o</td> <td>23</td> </tr> <tr> <td>cm</td> <td>13w/o</td> <td>45</td> </tr> <tr> <td>cm</td> <td>DU</td> <td>25</td> </tr> </table>	cm	DU	30	cm	15w/o	23	cm	13w/o	45	cm	DU	25	
cm	DU	30												
cm	15w/o	23												
cm	13w/o	45												
cm	DU	25												

Pu: 核分裂Pu量 +: ワラン濃縮度

1: 半径方向ブランケット1層設置し毎年交換



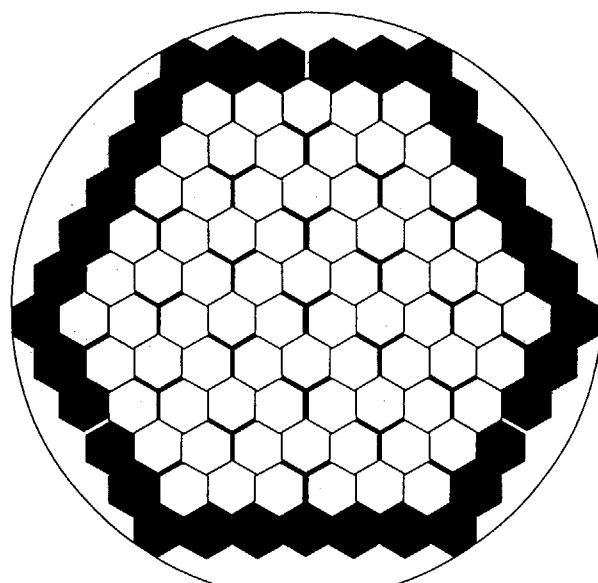
燃料棒 127本  
燃料棒径 10.1mm  
燃料棒間隙 1.3mm

RBWR-JP

燃料棒 271本  
燃料棒径 10.1mm  
燃料棒間隙 1.3mm

RBWR-HO, B2, AC

図1 燃料集合体仕様



○ 燃料集合体 75体  
● 径方向ブランケット 33体

図2 炉心構成

This is a blank page.

## 付録－8－5

### 意見交換 OHP 集

#### 「Pu 利用高度化研究の展望」

桜田 光一 (東芝)

# 水冷却炉のPu利用高度化

---

## 研究の必要性

FBRの導入時期の不透明

## 今後の燃料サイクルの進め方

- ・プルサーマルで出来ることは?  
(技術的可能性の検討)
- ・燃料サイクルへの貢献は?

## Pu利用と技術課題(1)

---

- ・フルMOX炉心  
実用化レベル
- ・高燃焼度化  
経済性向上、使用済燃料  
ウラン燃料でも研究  
ペレット、被覆管の改良、開発

- 高減速MOX炉心

U燃料からのPuを有効に利用

NUPEC、フランスで検討

MISTRAL試験、熱水力試験

- 高転換MOX炉心(低減速)

マルチリサイクル(FBRの役割の一部担う)

格子の稠密化、高富化度

核特性、熱水力、安全性、構造

---

## 今後の方針と役割分担

---

- 方向性の選択

燃料サイクルの方策の中で

MOX炉心の方針

- 役割分担

原研、サイクル機構、NUPEC、民間

This is a blank page.

## 付録－8－6

### 意見交換 OHP 集

#### 「Pu 利用高度化研究の展望」

柄原 洋 (三菱重工)

## PWRプラント改良・開発の流れ

現時点					
	70年代	80年代	90年代	2000年代	2010年代
三菱のPWR建設実績と改良	第1世代 PWR 9基(6793MWe) ・技術導入 ・国産化	第2世代 PWR 7基(5805MWe) ・信頼性向上 ・安全性向上	第3世代 PWR 7基(6768MWe) ・独自技術 ・経済性向上	第4世代 (改良型PWR) ・大容量化 ・経済性向上	次世代 PWR ・運転性向上 ・保守性向上 ・経済性向上
炉心・燃料の開発	燃料国産化	燃料信頼性向上	高燃焼度化1 (48GWd/t)	高燃焼度化2 (55GWd/t) MOX燃料実用化	高燃焼度化3 (~70GWd/t)

リサイクル型PWR  
(高転換PWR)

フルMOX炉心  
高燃焼MOX

三菱重工業株式会社

### リサイクル型PWRの炉心構築

三菱重工業株式会社

三菱重工業株式会社

## 目的

PWR技術の延長上にリサイクル型PWRを構築する。

**手段:**

- 格子の稠密化(六角格子、燃料棒間隔減少)
- 冷却材変更(軽水→重水)

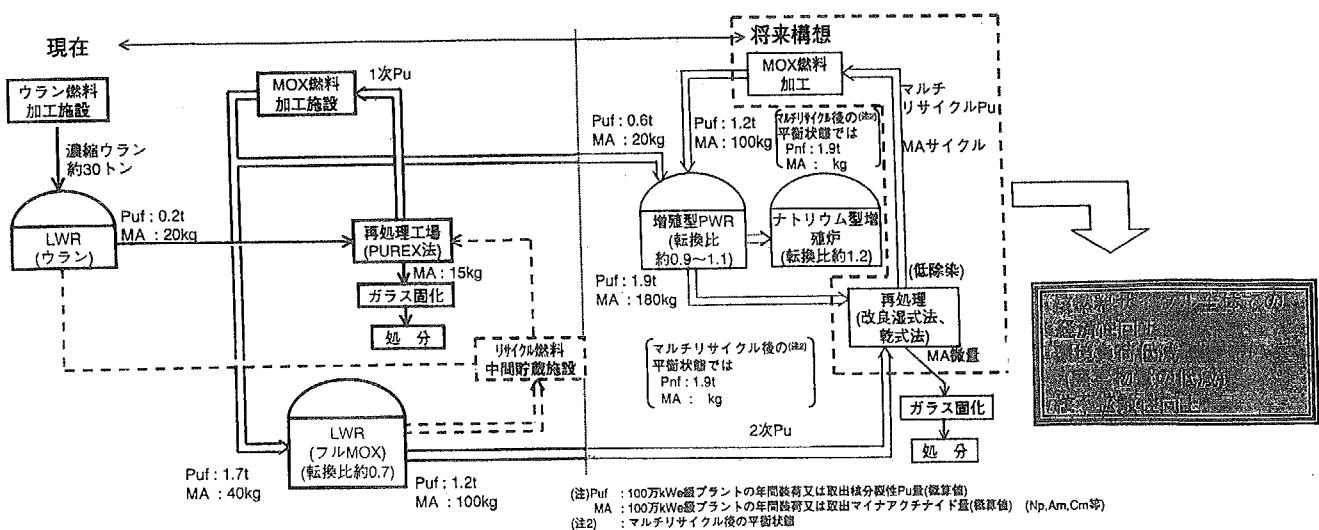
**目的:**

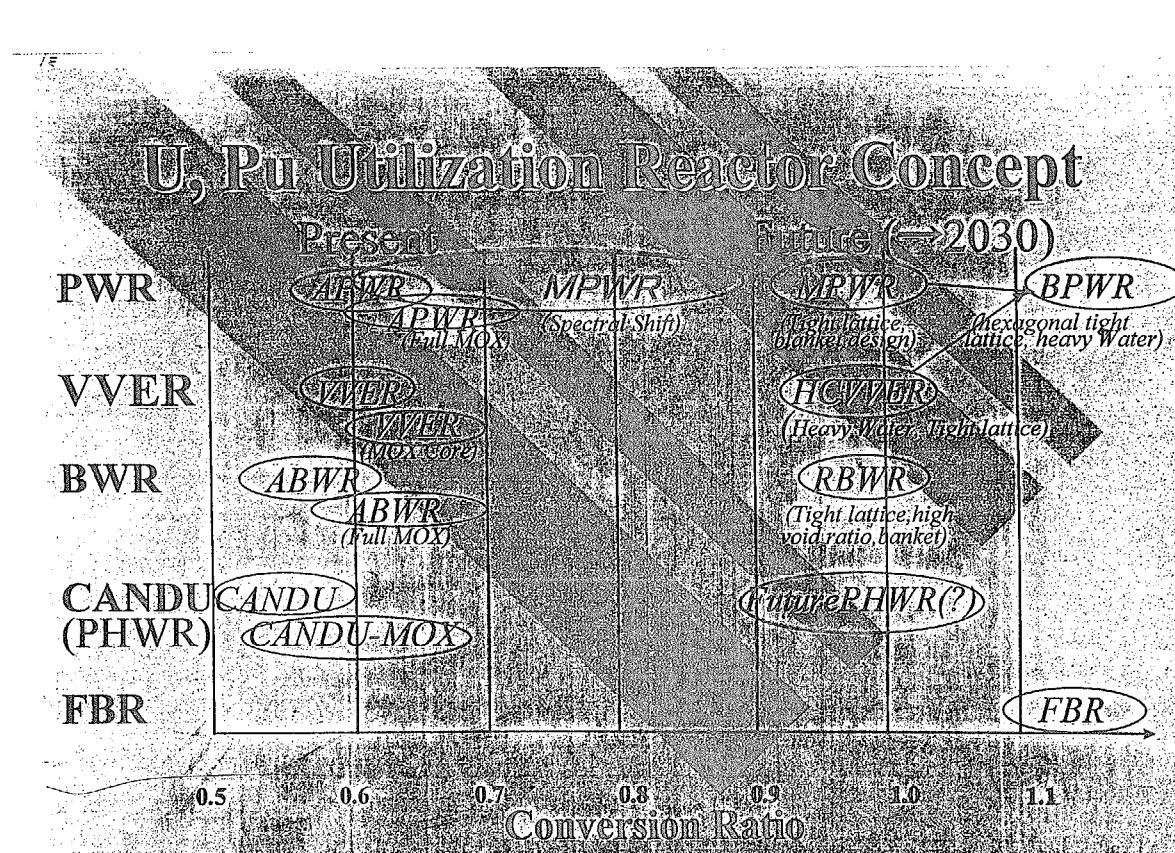
- マルチリサイクルPuの有効利用
- 天然資源の節約
- 先進的リサイクルへの適合性

三菱重工業株式会社

三菱重工業株式会社

## 軽水炉と核燃料サイクルの将来構想





付録－8－7

意見交換 OHP 集

「Pu 利用高度化研究の展望」

中川 正幸 (日本原子力研究所)

## 水炉におけるPuの有効利用

利用形態	意義	必要な研究（主たる担当機関）
プルサーマル	資源の有効利用	高燃焼度化（最適化）、使用済みMOX
	余剰プルを持たない	マルチリサイクルの成立性、経済性評価
	使用済み燃料貯蔵の削減	（電力、メーカーが中心、原研は協力）
ワンスルー	核不拡散への寄与	イナートマトリックス（岩石型）燃料の開発
	プルバランス	軽水炉における燃焼技術 （当面は原研が中心、国際協力）
高転換炉	資源の有効利用	炉心概念の確立と実験による検証
	Puの劣化を防ぎつつ	安全性、運転制御性に係わる研究
	FBRへの継ぎ又は代替	（原研—電力—メーカーの共同研究、
	Puの多重リサイクル	国際協力の可能性）（続く）

## 今後の課題

## ・炉心核特性の向上

高転換（転換比～1.0）、大出力（～100万kWe級）、高燃焼度（～60GWd/t）、負のボイド係数等を同時に満足する概念の確立

## ・TCA臨界実験等による核特性の検証

臨界実験による基本的核特性の検証

## ・通常運転、異常過渡、事故時除熱性能の実証

限界熱流束、再冠水挙動、バルーニング等の実験による実証  
解析手法の検証

## ・炉心性能の実証

## 付録－9

### 研究会プログラムと参加者名簿

水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会プログラム

1. 日時 平成11年3月2日（火） 10:00～17:00

2. 場所 東京富国生命ビル28F 第2会議室

3. 内容

(1) 10:00～10:05 開会の挨拶 早田 邦久（原研）

座長：岡 芳明（東大）

(2) 10:05～11:05 基調講演「プルトニウム利用の動向」 神田 啓治（京大）

座長：近藤 駿介（東大）

(3) 11:05～11:40 全MOX-BWR炉心 青山 肇男（日立）

(4) 11:40～12:15 全MOX-PWR炉心 駒野 康男（三菱）

12:15～13:15 昼食

座長：山根 義宏（名大）

(5) 13:15～13:50 ミストラル計画の現状 山本 徹（原機構）

(6) 13:50～14:20 全MOX高燃焼PWR 大久保 努（原研）

座長：竹田 敏一（阪大）

(7) 14:20～14:50 RDX-PWR 秋江 拓志（原研）

14:50～15:05 休憩

座長：代谷 誠治（京大）

(8) 15:05～15:35 高転換型軽水炉 落合 政昭（原研）

司会：尾本 彰（東電）

(9) 15:35～16:55 意見交換「Pu利用高度化研究の展望」

代谷 誠治（京大）、土江 保男（原電）、鈴 孝幸（関電）

竹田 練三（日立）、桜田 光一（東芝）、柄原 洋（三菱）

中川 正幸（原研）

(10) 16:55～17:00 閉会の挨拶 中川 正幸（原研）

## 第2回研究会参加者名簿（所外）

	氏名	所属
1	岡 芳明	東京大学工学部付属原子力工学研究施設
2	神田 啓治	京都大学 原子炉実験所
3	代谷 誠治	京都大学 原子炉実験所
4	山根 義宏	名古屋大学大学院工学研究科 原子核工学専攻
5	北田 孝典	大阪大学大学院工学研究科 原子力工学専攻
6	尾本 彰	東京電力(株) 原子力技術部
7	姉川 尚史	東京電力(株) 原子力技術部
8	山田 清文	東京電力(株) 原子力技術部
9	鈴 孝幸	関西電力(株) 原子力建設部
10	加藤 功	東北電力(株) 原子力部
11	土江 保男	日本原子力発電(株) 研究開発本部
12	和田 茂行	日本原子力発電(株) 研究開発部
13	片山 昇	日本原子力発電(株) 発電技術部 自営化G
14	田林 正雄	日本原子力発電(株) 高速炉開発部
15	吉岡 俊朗	原電情報システム(株)
16	池本 一郎	電力中央研究所 原子力政策室
17	亀山 高範	電力中央研究所 狛江研究所 原子力システム部
18	上路 正雄	原子力発電技術機構 システム安全部
19	山本 徹	原子力発電技術機構 システム安全部
20	町井 清吾	原子力発電技術機構 システム安全部
21	松浦 宏之	東芝(株) 原子力技術研究所
22	桜田 光一	東芝(株) 原子炉設計部
23	横山 次男	東芝(株) 動力炉開発部
24	永野 譲	東芝(株) 原子炉設計部
25	川島 正俊	東芝(株) 原子力技術研究所 原子炉技術
26	山岡 光明	東芝(株) 原子力技術研究所 原子炉技術
27	竹田 練三	日立製作所(株) 電力・電機開発本部
28	青山 肇男	日立製作所(株) 電力・電機開発本部 炉心システムグループ
29	山下 淳一	日立製作所(株) 日立工場
30	富永 研司	日立製作所(株) 原子力事業部
31	花村 郁男	日立製作所(株) 原子力事業部
32	佐々木 誠	三菱重工(株) 軽水炉プラント技術部
33	生川 孝一	三菱重工(株) 軽水炉プラント技術部
34	島村 和雄	三菱重工(株) 軽水炉プラント技術部
35	駒野 康男	三菱重工(株) 原子炉・安全技術部 核設計グループ
36	柄原 洋	三菱重工(株) 原子炉・安全技術部
37	河越 稔之	三菱重工(株)
38	磯貝 光	三菱重工(株) 新燃料部・新炉技術課
39	横堀 仁	新型炉技術開発(株)
40	小林 達夫	エンジニアリング開発(株)

41	野村 茂雄	核燃料サイクル開発機構 先進リサイクル部
42	中江 延男	核燃料サイクル開発機構 プルトニウム燃料センター
43	田中 健哉	核燃料サイクル開発機構
44	楠野 貞夫	エネルギー総合工学研究所 プロジェクト試験研究部
45	中川 政樹	丸紅ユティリティー・サービス(株)

## 第2回研究会参加者名簿（所内）

	氏 名	所 属
1	早田 邦久	原研 東海研究所
2	藤根 幸雄	原研 燃料サイクル安全工学部
3	岩村 公道	原研 本部 企画室
4	東稔 達三	原研 企画室 東海駐在
5	安濃田 良成	原研 原子炉安全工学部 熱水力安全研究室
6	中島 健	原研 燃料サイクル安全工学部 臨界安全研究室
7	中川 正幸	原研 エネルギーシステム研究部
8	中島 甫	原研 エネルギーシステム研究部
9	秋江 拓志	原研 エネルギーシステム研究部 新型燃料燃焼研究室
10	久語 輝彦	原研 エネルギーシステム研究部 炉特性研究室
11	岡島 成晃	原研 エネルギーシステム研究部 炉物理研究室
12	山根 剛	原研 エネルギーシステム研究部 炉物理研究室
13	秋本 肇	原研 エネルギーシステム研究部 伝熱流動研究室
14	大貫 見	原研 エネルギーシステム研究部 伝熱流動研究室
15	吳田 昌俊	原研 エネルギーシステム研究部 伝熱流動研究室
16	石川 信行	原研 エネルギーシステム研究部 制御知能工学研究室
17	山岸 秀志	原研 エネルギーシステム研究部 制御知能工学研究室
18	辻 宏和	原研 エネルギーシステム研究部 材料応用工学研究室
19	木内 清	原研 エネルギーシステム研究部 界面工学研究室
20	井岡 郁夫	原研 エネルギーシステム研究部 高温材料強度研究室
21	落合 政昭	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究室
22	大久保 努	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究室
23	中島 伸也	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究室
24	新谷 文将	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究室
25	吉田 啓之	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究室
26	嶋田 昭一郎	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究室
27	白川 利久	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究室
28	碓井 修二	原研 エネルギーシステム研究部 将来型炉研究室

敬称略、順不同

# 国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつSI組立単位

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

表2 SIと併用される単位

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

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

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

表5 SI接頭語

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

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1u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開発理事会指令では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

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

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

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

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

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 cal = 4.18605 J(計量法)
1	0.101972	$2.77778 \times 10^{-7}$	0.238889	$9.47813 \times 10^{-4}$	0.737562	$6.24150 \times 10^{18}$	$= 4.184 \text{ J} (\text{熱化学})$	
9.80665	1	$2.72407 \times 10^{-6}$	2.34270	$9.29487 \times 10^{-3}$	7.23301	$6.12082 \times 10^{19}$	$= 4.1855 \text{ J} (15^\circ\text{C})$	
$3.6 \times 10^6$	$3.67098 \times 10^5$	1	$8.59999 \times 10^5$	3412.13	$2.65522 \times 10^6$	$2.24694 \times 10^{25}$	$= 4.1868 \text{ J} (\text{国際蒸気表})$	
4.18605	0.426858	$1.16279 \times 10^{-6}$	1	$3.96759 \times 10^{-3}$	3.08747	$2.61272 \times 10^{19}$	仕事率 1 PS (仏馬力)	
1055.06	107.586	$2.93072 \times 10^{-4}$	252.042	1	778.172	$6.58515 \times 10^{21}$	$= 75 \text{ kgf}\cdot\text{m/s}$	
1.35582	0.138255	$3.76616 \times 10^{-7}$	0.323890	$1.28506 \times 10^{-3}$	1	$8.46233 \times 10^{18}$	$= 735.499 \text{ W}$	
$1.60218 \times 10^{-19}$	$1.63377 \times 10^{-20}$	$4.45050 \times 10^{-26}$	$3.82743 \times 10^{-20}$	$1.51857 \times 10^{-22}$	$1.18171 \times 10^{-19}$	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
1	$2.70270 \times 10^{-11}$	1	1	100	
$3.7 \times 10^{10}$	1		0.01	1	

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

線量当量	Sv	rem
1	100	
0.01	1	

(86年12月26日現在)

水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会報告書 平成11年3月2日、東京開催