

JAERI-Conf  
98-013



低減速スペクトル炉に関する研究会報告書  
1998年3月4-5日, 東海研究所, 東海村

1998年9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、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1998

編集兼発行 日本原子力研究所

低減速スペクトル炉に関する研究会報告書

1998年3月4-5日、東海研究所、東海村

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

(1998年7月28日受理)

将来の軽水炉を目指した研究・開発として、高転換あるいは増殖への関心が高まっており、その研究・開発状況や今後の研究課題についての研究会が、平成10年3月4、5日に原研主催の「低減速スペクトル炉に関する研究会」として開催された。本報告書は、その研究会の内容をまとめたものである。

研究会は、先ず「低減速炉心研究への期待」と題する基調講演で始まり、続いて、高転型炉心研究のレビューとして、既往の類似研究のまとめがPWR及びBWRそれぞれについて報告された。

低減速スペクトルMOX炉心研究としては、①超臨界圧水炉の開発、②RBWRの開発、③BWRによる先進的核燃料サイクルの開発、さらに④加圧水型増殖炉の開発に関する最新状況について、研究・開発を進めている大学、メーカーからの報告があった。

また、原研における研究の現状と将来計画として、低減速スペクトル炉心の設計研究及びアクチニド研究施設についての説明があった。

以上の基調講演ならびに報告、説明については、本報告書に8編の論文及びOHPを添付資料として掲載した。

最後に、「低減速MOX炉心研究の今後の展開と技術的課題」と題するパネルディスカッションが行われた。パネラーからの当該研究・開発に関する発言の後、当該開発の進め方、社会の受容性、今後の展望、電力の協力あるいは原研への要望等についての意見が述べられ、幅広い質疑応答が行われた。この、パネルディスカッションについては、その概要を本文にまとめるとともに、その内容の詳録を添付資料として掲載した。

The Study Meeting Report on the Undermoderated Spectrum Reactor  
March 4-5, 1998, JAERI, Tokai Japan

(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 July 28, 1998)

The interest to the high converter or in the breeder is rising as the research and the development of the light water-type nuclear reactor in future. A study session about the undermoderated spectrum reactor of the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) sponsorship was held in March, 1998 4, on the 5th. This report is the contents of the study session.

The study session began with the basis lecture to entitle to be "The expectations to the undermoderated core study" almost.

Next, the review of the high conversion-type core study about PWR and BWR was reported.

As the undermoderated spectrum MOX core study, the latest situation of (1) the development of the supercritical pressure water reactor, (2) the development of RBWR, (3) the development of the advanced fuel cycle by BWR and (4) the development of the pressurized water-type breeder were reported from the university and the maker.

As also the study present situation and the plan in future in JAERI, there was an explanation about the design study of the undermoderated spectrum core and the actinide research facility.

The basis lecture, and the report and the explanation were reported as eight papers and OHP on this paper and the attached paper.

The panel discussion lastly, to entitle to be "Undermoderated MOX core research and development of the future and the technical issues" was done. There was an opinion about the way of carrying forward concerned research

and development, the acceptability of the society, the view of the future, the cooperation of the electric power or the desire to JAERI and there was wide inquiry replying.

The outline of the panel discussion was described and the whole text of the panel discussion was reported as the attached papers.

**Keywords:** Undermoderated Spectrum Reactor, High Conversion-type Core, MOX Core, RBWR, Advanced Fuel Cycle, Pressurized Water-type Breeder, Actinide Research Facility

This is a blank page.

## 目 次

1. まえがき .....	1
2. 基調講演「低減速炉心研究への期待」 .....	3
3. 講演論文 .....	8
3.1 高転換型炉心研究のレビュー .....	8
3.1.1 PWR に関するレビュー .....	8
3.1.2 BWR に関するレビュー .....	18
3.2 低減速スペクトル MOX 炉心研究(1) .....	26
3.2.1 超臨界圧水炉について .....	26
3.2.2 RBWR について .....	35
3.2.3 BWR による先進的核燃料リサイクル .....	44
3.3 低減速スペクトル MOX 炉心研究(2) .....	49
3.3.1 加圧水型増殖炉について .....	49
3.4 原研における研究現状と将来計画 .....	56
3.4.1 低減速スペクトル炉心の設計研究 .....	56
3.4.2 アクチニド研究施設 .....	63
4. パネルディスカッション「低減速 MOX 炉心研究の今後の展開と 技術的課題」の概要 .....	70
5. あとがき .....	76
付録－ 1 OHP 集 基調講演「低減速炉心研究への期待」 .....	77
付録－ 2 OHP 集 高転換型炉心研究レビュー (1)PWR に関するレビュー .....	96
付録－ 3 OHP 集 高転換型炉心研究のレビュー (2)BWR に関するレビュー .....	116
付録－ 4 OHP 集 低減速スペクトル MOX 炉心研究(1) 超臨界圧水炉について .....	149
付録－ 5 OHP 集 低減速スペクトル MOX 炉心研究(1) RBWR について .....	181
付録－ 6 OHP 集 低減速スペクトル MOX 炉心研究(1) BWR による先進的核燃料リサイクル .....	191
付録－ 7 OHP 集 低減速スペクトル MOX 炉心研究(2) 加圧水型増殖炉について .....	213
付録－ 8 OHP 集 原研における研究現状と将来計画 低減速スペクトル炉心の設計研究 .....	233
付録－ 9 OHP 集 原研における研究現状と将来計画 アクチニド研究施設 .....	247
付録－ 10 パネルディスカッション詳録「低減速 MOX 炉心研究 の今後の展開と技術的課題」 .....	257
付録－ 11 研究会プログラムと参加者名簿 .....	276

## Contents

1.	Introduction .....	1
2.	Basis Lecture "Expectations to the Undermoderated Core Study".....	3
3.	Lecture Paper .....	8
	3.1 Review of the High Conversion-type Core Study .....	8
	3.1.1 Review about PWR .....	8
	3.1.2 Review about BWR .....	18
	3.2 Undermoderated Spectrum MOX Core Study (1).....	26
	3.2.1 Supercritical Pressure Water Reactor .....	26
	3.2.2 RBWR .....	35
	3.2.3 Advanced Fuel Cycle by BWR .....	44
	3.3 Undermoderated Spectrum MOX Core Study (2).....	49
	3.3.1 Pressurized Water-type Breeder .....	49
	3.4 Present Situation and the Future Plan of Research in JAERI .....	56
	3.4.1 Design Study of the Undermoderated Spectrum Core .....	56
	3.4.2 Actinide Research Facilities .....	63
4.	Outline of Panel Discussion "Future and Technical Issues about Undermoderated MOX Core Study" .....	70
5.	Afterword .....	76
Appendix- 1 Handout of Basis Lecture		
	- The Expectations to the Undermoderated Core Study .....	77
Appendix- 1 Handout of Review of the High Conversion-type Core Study		
	- Review about PWR .....	96
Appendix- 3 Handout of Review of the High Conversion-type Core Study		
	- Review about BWR .....	116
Appendix- 4 Handout of Undermoderated Spectrum MOX Core Study (1)		
	- Supercritical Pressure Water Reactor .....	149
Appendix- 5 Handout of Undermoderated Spectrum MOX Core Study (1)		
	- RBWR .....	181
Appendix- 6 Handout of Undermoderated Spectrum MOX Core Study (1)		
	- Advanced Fuel Recycle by BWR .....	191
Appendix- 7 Handout of Undermoderated Spectrum MOX Core Study (2)		
	- Pressurized Water-type Breeder .....	213
Appendix- 8 Handout of Present Situation and the Future Plan of Research in JAERI-design Study of the Undermoderated Spectrum Core .....		233

Appendix- 9	Handout of Present Situation and the Future Plan of Research in JAERI-actinide Research Facilities .....	247
Appendix-10	Details of Panel Discussion Record Future and Technical Issues about Undermoderated MOX Core Study .....	257
Appendix-11	Study Session Program and Participant List .....	276

This is a blank page.

## 1. まえがき

次世紀においては、世界人口の増大と発展途上国の経済成長に伴ってエネルギー需要は確実に増大する。化石燃料によるエネルギー供給は大気中炭酸ガス濃度の増加をもたらす。最も豊富に存在する化石燃料である石炭が、最も炭酸ガスを放出するのである。地球温暖化を抑制するためには、CO<sub>2</sub>総排出量を2000年以後、おおむね1990年レベルで安定化することが国際的に合意されているが、エネルギー資源確保、経済成長及び環境保全を整合を図りつつ実現するためには、世界的にも我が国においても、2050年には原子力発電の規模を5～10倍<sup>1), 2)</sup>、<sup>3)</sup>などに増加する必要があり、我が国においては脆弱なエネルギーセキュリティ対策の観点からもその必要性が一段と高いと言える。原子力によるエネルギー供給をこのように大規模にかつ長期的に継続するためには、核燃料リサイクルの確立が重要である。

平成6年6月24日に原子力委員会が決定した原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画においては、我が国の原子力エネルギー利用に関する基本方針である高速増殖炉による本格的核燃料リサイクルの確立とともに、MOX燃料利用について国内外の理解と信頼を深めるため、核燃料リサイクル上の柔軟性を有する新型転換炉による核燃料リサイクルの継続が必要であることが示された。しかしながら、その後の情勢変化は著しく、平成7年8月25日、原子力委員会は主として経済的理由から新型転換炉開発を中止し、軽水炉によるMOX利用をより積極的に進める 것을決定した。また、同年12月の「もんじゅ」におけるNa漏洩、平成9年3月の東海再処理施設アスファルト固化処理施設における火災爆発事故及び9年6月のフランスにおける「スーパーフェニックス」開発計画の中止決定等により、Na冷却高速増殖炉を中心とする核燃料リサイクル計画及びその推進策は大きな影響を受けた。その後の議論により、我が国における核燃料リサイクル計画の必要性は再確認されたものの、高速増殖炉の実用化が相当遅延することが懸念される状況にいたった。

一方、軽水炉発電は着実に定着しており、軽水炉利用の長期化傾向は一層強まる方向にあり、軽水炉技術の高度化研究に対する要請は益々強くなっている。

将来の軽水炉を目指した研究として、産業界を中心に次世代型軽水炉研究が進められているが、原研はより長期的視点に立って将来の原子炉システムの研究を行う。今般、これまで進めてきた高速炉研究、先進的核燃料リサイクル研究に加えて、軽水炉技術の利用・応用によって実現しうる最適なエネルギー戦略及び原子炉システムを追求することとし、まず、10年度から増殖又は高転換を目指した低減速スペクトルMOX炉心の設計研究を開始する予定である。

この種の研究として、我が国の大学及び産業界では、転換比が1.0を超えるような軽水炉及び超臨界圧水炉の設計研究が行われている。これらの研究は、現時点では大学、メーカー、電力及び研究機関が個別に小規模な概念検討を進めてい

る段階で、必ずしも相互の情報交換が十分ではない。

以上の状況を踏まえ、原研は、下記要領で国内の専門家による低減速スペクトルMOX炉心の研究会を開催し、過去における類似研究のレビュー、研究開発の現状と研究課題について議論し、本研究の推進に資することとした。本文は、この研究会の報告をまとめたものである。

#### 参考文献

- 1) 国際原子力学会協議会「原子力次の 50 年のビジョン」委員会、「原子力次の 50 年のビジョン — ビジョンと戦略」、日本原子力学会誌、Vol.38, No. 6(1996)
- 2) Weinberg: (原子力学会誌 38 卷 1 号)
- 3) 柏木「地球環境から見たこれからのエネルギー・システム」応用物理、第 63 卷、第 8 号 (1994)

## 2. 基調講演 Basis Lecture

### 低減速炉心研究への期待 Expectations to the Undermoderated Core Study

岡 芳明  
Yoshiaki Oka

東京大学工学付属原子力工学研究施設  
*University of Tokyo*

Recently, for 1/3 centuries, the population of the world was increasing by twice and the energy consumption is increasing by 4times. The important problem in the 21th century is to correspond to the increasing energy demand without destroying environment. At present, 400 light water reactors are operated in the world. It says that uranium resources is impending and that the fast-breeder reactor becomes necessary when supposing that the light water reactor increases to 2000 plants in future.

The expectations to the undermoderated core study are to search for the limit of breeding at LWR. In the reorganization of the light water reactor study, the experimental study of the undermoderated core is especially expected.

To carry forward the study to pursue the possibility of LWR, it is necessary to construct a technical test reactor. Many problems occur in light water reactor study's leaning only to the improvement safety of the light water reactor at present. The study of the tight lattice core is one of the study example to search for in the utmost of the light water reactor.

米国や英国の電力業は規制緩和の荒波にもまれている。電力会社は小規模な発電会社との競争にさらされている。原子力発電所は資本費が高く建設期間も長いので、短期的な利潤追求にはなじまず、資本費が安く投資回収が容易で、近年技術革新の目覚ましいガスタービン複合発電との競争に敗れている。安全規制が厳しく、予測が立ちにくいことも原因と言われている。一方日本は島国で電力を輸入できないことや、電力会社も大規模で建設期間も短いことから原子力発電は米国のような厳しい環境には置かれていなさい。

規制緩和は国への依存心の強い日本の国民性とも簡単にはなじまないので、単純に米国の真似をしてうまく行くとは思われない。官僚の優秀さ、メーカの強さなど日本のよい点を生かしつつ、米国の創るシステムをいかに利用するかという発想もあるう。

現在の日本の原子力発電の厳しさはプラント建設のスローダウンによるものである。しかし今後20~30年先を考えると電力業の構造変化もあるかもしれない、それまでは猶予期間であると考えて研究開発においても発想の転換と準備を進める必要があるようと思われる。

これまでの日本の原子力研究開発は「原子力国産化」という視点でなされてきたのではなかろうか。原子力発電所の輸出が話題にのぼるようになったのはごく最近のことであるが、エネルギー需要、電力需要の急激な増加は途上国が産業化する過程で生じるので今後は研究開発においてもグローバリゼーション、国際化という視点で考え実行することが重要になる。「原子力国産化」のフェーズは終了したと考えるべきである。

西欧式の原子力発電の安全性は公衆の急性死亡は1人もなく素晴らしいものであるにもかかわらず、安全性の要求を専門家がエスカレートさせてきたのではなかろうか。さらにもんじゅのNaの漏洩に見られるように細かいトラブルでも大騒ぎになるのは日本特有の事情である。安全設計の考え方も欧米のメーカーが安全系のみしっかりと品質管理をして作ればよく他の機器は火力並で調達できるものと考えているのに対し、日本では安全系以外でも過重な品質管理をよしとする傾向がありはしないだろうか。安全性が設計の一部であるという観点が乏しいのも原子力導入国である日本や韓国に見られる現象である。今後の国際化を考える時には日本のよい点は残しつつ、技術の合理性を追求し、外国メーカーや火力発電とも日本の原子力が外国で競争できるようにしていきたいものである。技術開発のみならず、これらの点を日本の専門家集団がどう考えられるかも今後の原子力の行方を大きく左右すると考える。

最近1/3世紀の間に世界の人口は2倍にエネルギー消費は4倍に増えている。今後中国、インド、インドネシアなど人口の多い国が発展していく過程で多量のエネルギーを必要とするのは明らかである。これらの国の人一人当たりのエネルギー消費量は日本の1/5以下であり、これらが増加するとともにエネルギー消費により健康が増進し平均寿命が延びて人口が増加することが重なる。一方昨年のCOP3では炭酸ガスの放出を抑えるという国際的約束が出来た。環境を保護しつつ、増大するエネルギー需要をどうまかなうかは21世紀の重要な課題である。

現在世界の軽水炉は400基程度であるが、これが2000基になるとウラン資源が逼迫し、高速増殖炉が必要になると言われている。プルトニウム利用・増殖炉の意義としては

#### 1.ウラン資源の有効利用、使用済燃料の資源化、資源のリサイクル利用

2. 準国産資源としてエネルギーセキュリティの確立
3. 濃縮ウラン利用に対する保険的意味 バーゲニングパワー
4. 地球温暖化防止、CO<sub>2</sub>放出抑制
5. 略奪型エネルギー（化石燃料）から技術集約型エネルギーへ転換

などが挙げられる。プルトニウムを利用して経済性のある発電ができれば日本などの多くの資源小国にとって最良の選択肢を提供することになる。

確認可採埋蔵量を年消費量で除した可採年数は石油、天然ガスがそれぞれ約50年、高品位の石炭が約200年と言われている。21世紀の前半に生じるであろう人口とエネルギー需要の爆発は2100年頃には安定化するとしてもその時の毎年の必要量は現在の10~20倍と考えられ、これを化石燃料にたよればすぐに消費されてしまうことになる。2015年頃には安価な石油の減産が、2050頃には石油と天然ガスの減産が生じると言われている。

80 \$/kg以下の天然ウランの可採年数は約70年と言われている。TMI事故後、天然ウランの価格は安値で推移している。最近はロシアの軍事用ウラン500tから希釈した濃縮ウランを米国が1995年から20年間にわたって購入することや、米国の軍事用ウラン100tの民生市場への放出も予定されており、当面は濃縮ウランは供給過剰状態が続く。しかし長期的には低コストのウラン資源は払底するとの予想である<sup>(1)</sup>。

短期的にはプルサーマルによるプルトニウム利用技術の確立や、再処理・増殖炉・廃棄物処分技術の確立が重要である。しかし長期的にはプルトニウム利用・増殖炉の経済性が問題である。技術開発の途上にあるものについて商業化された軽水炉と比較するのは必ずしも適切でないかもしれないが、増殖炉の建設費、再処理のコスト、プルトニウム燃料の成型加工費の低減が必要である。豊富なウラン資源、ウラン濃縮との競争であり、その厳しさについても認識が必要である。「もんじゅ」や六ヶ所再処理工場の建設費は日本特有の事情による部分も多いと思われ、従来の原子力国産化の視点から国際化へ視点を移して今後は研究開発にあたる必要があると考えられる。

再処理や成型加工についてはUPuの共抽出による单一溶媒抽出サイクルを用いる改良湿式法や高温電気化学法による酸化物燃料の乾式再処理と振動充填法による燃料製造などの新方式も技術開発テーマとしては興味深い。

プルトニウム利用や増殖炉の意義については長期的には人類や日本にとって必要不可欠であろうことは間違いないが、その実用化時期について資源論のみからみるのは一面的すぎる。

ウラン資源についても未知資源量は前述の確認可採埋蔵量の4~5倍はあると考えられている。過去にも資源量は探鉱費の増減に比例して増減している。探鉱が進めば資源は増えるものである。化石燃料についても非在来型の石油資源であるオイルシェールやオイルサンド、低品位炭などは多量にあるが、前述の確認可採埋蔵量に含まれていない。化石燃料のコストが高くなればこれらも市場に参入していくと考えられ、実際はこれらとの競争により実用化時期が決まってくると考えた方がよい。なお現在は化石燃料が安いため、苦戦をしいらでいる高温ガス炉にもチャンスが来るがその実用化時期もこれらとの競争で決まる。炭酸ガス税、CO<sub>2</sub>放出権取引などは化石燃料のコストに含まれる。

環境問題の点ではCO<sub>2</sub>放出量を一定値に抑制する条件下ではFBRのコストが軽水炉や火力と同程度であれば2030年以降FBRが多数導入されるとの試算がある<sup>(2)</sup>。本日の研

究会のテーマである水冷却の低減速炉心による増殖炉の可能性については、この方式ではナトリウム冷却炉ほどの高い増殖比は無理と思われるが、コスト低減、プルトニウム本格利用の早期実現の観点で興味深い。

低減速炉心研究への期待としては軽水炉での増殖性の限界の探求がまず挙げられる。もう少し広い視野でみると軽水冷却方式は他産業でも広く用いられており、その原子力分野での可能性について恒常的な研究開発を行うことが望ましい。即ち軽水冷却炉研究の再構築、特に実験的研究の再構築のための1つの柱としての低減速炉心研究に期待したい。実験炉を作り、それを中心に軽水冷却炉の多様な可能性を追求するべきである。現行軽水炉の改良発展という限られた範囲でしか軽水冷却炉が研究開発されていないのは極めて片手落ちである。火力発電の会議に出席すると多様な可能性がコスト低減、他分野との競争の観点で追求されているのに驚く。原子力分野で安全研究しか軽水炉研究がないのはバランスを欠いている。火力と同じベースで原子力が競争できるようになるためにもこうした観点の研究が必要である。

現在のウラン燃料の軽水炉は設計上の様々な制約から最適化された姿に近いものとなっている。稠密格子炉心はプルトニウム燃料を用い炉心高さが大きく変わるなど、既存軽水炉の制約をはずして設計を考えるのに適切な題材である。

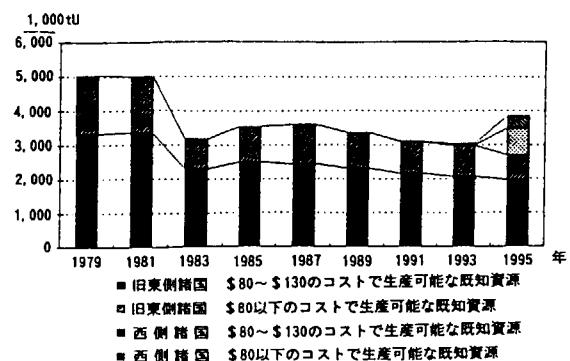
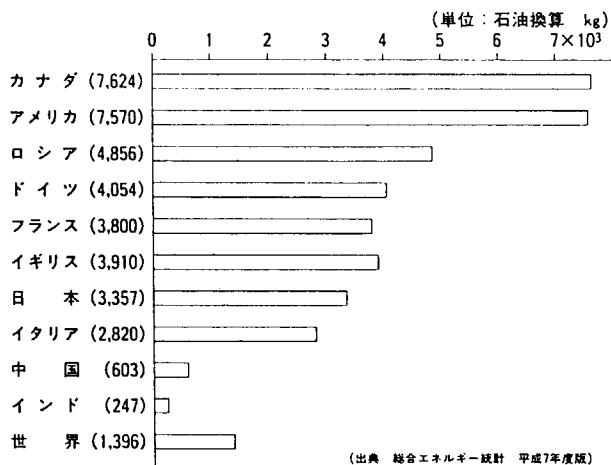
稠密格子炉心は軽水炉の1つの極限の探求の1例であるが、これ以外の極限軽水炉技術研究テーマとしては高燃焼度化、新型燃料（窒化物、振動充填燃料）、高熱負荷除熱、火力技術の応用等、様々なものがあろう。これらの極限技術を実験的に追求した成果は現在の軽水炉の設計上の制約をのり越えるのに役立つはずであり、低減速炉心研究を1つの核としてこれらの極限軽水冷却炉技術研究が花開くことを期待したい。

大学での原子力研究の方向について付言すると、21世紀は応用科学、複雑科学の時代であり、経験的な工学、医学、生物学等が革新されていく時代と考えられる。原子力は当初より理学と工学の境界にあり、新フロンティアは境界領域にあると考えると原子力は経験的な工学をより演繹的な工学に変革するのに中心的役割を果たせると考えている。物理学の第一原理と呼ばれるもので設計される工業製品はまだほとんどないが、計算技術を介してこれを可能にするような学問の方向が考えられる。我々はこれを原子力モデリング工学と呼んでいる<sup>(3)</sup>。今後の原子力分野の研究のためのハードウェアとしては原子炉、加速器、レーザー等があることは言うまでもない。ハードとソフトの両面で原子力ルネサンスを花開かせたいものである。

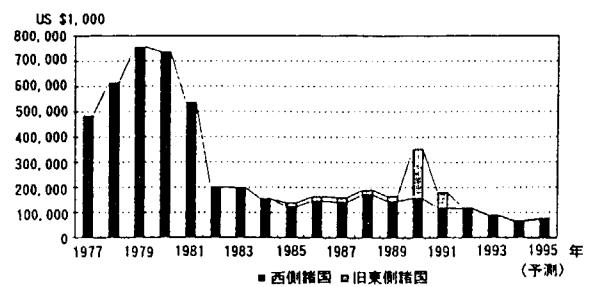
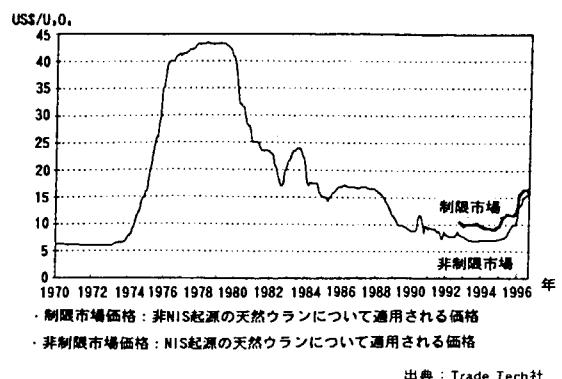
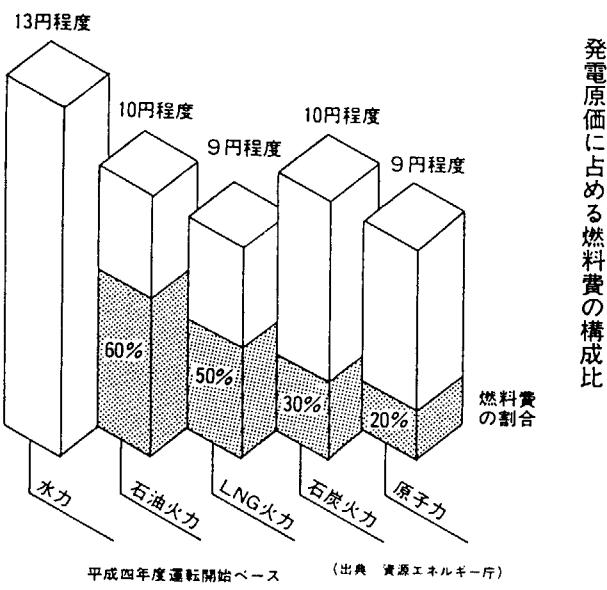
## 参考文献

- (1)長島秀雄他「世界のウラン資源・需給の見通し」動燃技報 No.103, p29-34 (1997).
- (2)K.Yamaji "Nuclear Power in the Global Energy -Environmental System"  
Progress in Nuclear Energy ,vol.32 No3/4 p235-241(1998),Proceedings of the Second International Symposium GENES-2,Guest Editors: H.Ninokata and T. Sawada.
- (3)班目春樹他「原子ルネッサンス、大学におけるこれからの原子力工学研究の一提案」  
日本原子力学会誌 vol.39, p821-831 (1997).
- (4)竹内栄次「原子力発電の話」(財)日本電気協会新聞部(1997).

## 1人当たりの一次エネルギー消費量(1993年)



## ●1キロワット時あたりの耐用年発電原価(送電端)



### 3. 講演論文 Lecture Paper

#### 3.1 高転換型炉心研究のレビュー Review of the High Conversion-type Core Study

##### 3.1.1 PWRに関するレビュー Review about PWR

大久保 努  
Tutomu Ookubo

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

The study of the high conversion light water reactor was proposed by Edlund in the United States of America in 1975. This theme was aggressively studied in the 1980s. As the reason, the increase of Pu produced from the reprocessing and the delay of practical use of FBR is given. A high converter core can realize comparatively easily by changing core of existing PWR to the tight and short core.

In this report, the high converter core study about PWR were reviewed. In the United States of America, the study has already ended but an aggressive study is carried forward in Germany, Japan and so on. In addition to the reactor physics computation, the wide range study of such as critical experiment, conduct experiment of the heat transfer, the fracture behavior of fuel and the reactor-type strategy are carried forward. To investigate these studies is extremely useful in examining a future.

## 1. はじめに

高転換軽水炉に関する研究は、1975年頃に米国の Edlund<sup>①</sup>によってなされた提案を契機に、1980年代において積極的に進められた。当時高転換軽水炉が注目された背景として、再処理から得られる Pu の増加と FBR の実用化の遅れがあった。これらにより当面増加が予想される Pu 資源を、将来の FBR での利用の時まで劣化させずに温存して行くこととともに、当面の軽水炉利用の長期化及び増加から予想される U への需要増への対策のために、燃料利用率を向上させることが必要とされていたが、既存の PWR の炉心のみを稠密で短尺な MOX 炉心と交換することにより、これらの要求を同時にかつ比較的容易（短期及び経済的）に達成できる魅力的なアイデアとして高転換軽水炉が提案され、各方面の興味を引いた。

Edlund の論文のみならず、その後の米国の Uotinen 等<sup>②</sup>やドイツの Oldekop 等<sup>③</sup>の 1980 年代初期の論文によれば、減速材対燃料体積比 ( $V_m/V_f$ )=0.5 程度の稠密炉心により、0.95 程度の高転換比が達成可能であり、ボイド反応度係数も負にでき、DNBR 等の熱的な問題や LOCA 時の冷却等の安全性に関して良好とのことで、有望な結果が示された。しかしながら、その後検討が進み設計手法の進歩により予測精度が向上するにつれて、特にボイド反応度特性に差異の生ずることが明らかとなり、上記の炉心に対する当初の期待を否定する結果が得られることとなった。これを受け、その後の設計の対象は、転換比は下がっても問題点を容易に回避できる  $V_m/V_f=0.8$  程度以上の稠密度を下げた領域へシフトして行くこととなった。結果的に、高転換軽水炉に関する研究の大半がこの様な準稠密と言われる領域で行われた。この背景として、上に述べた「既存 PWR に対する最小限の変更による実用化の達成」という大前提の下では、高転換比を追求し続ける上で予想される技術的困難を解決する努力を払うだけの意義付けがなされなかったという点が挙げられる。

その後、米国においては上記の検討で終了してしまったが、ドイツ、フランス、日本等で積極的な検討が進められ、多彩な提案がなされた。研究の内容も、炉物理計算はもとより、臨界実験、実験を含む伝熱流動挙動、被覆管の破損挙動、炉型戦略／導入効果等の多岐に渡っている。これらの成果は、今後の検討の出発点となることはもとより、今後の検討においても直接利用できるものを少なからず含んでいると考えられる。以下に、PWR に関して行われた研究を幾つかのグループにまとめてレビューする。本レビューは、全体的な研究の流れに重点を置き、個々の研究の内容は概要に止めたものなので、より詳細な情報については、文献 4) 等及び本文においても参照している各研究論文を参照されたい。

尚、BWR に関するレビューは別途なされるが、BWR に対しては、ボイドの存在が有利に働くことにより、1.0程度という高転換比の達成が可能な炉心の提案がなされている。

## 2. 1980 年代初期までの研究

この時期の研究は、高転換軽水炉研究の出発点となったもので、前章で述べた 3 つの研究が挙げられる。即ち、米国の Edlund<sup>1)</sup>、米国の Uotinen 等<sup>2)</sup>及びドイツの Oldekop 等<sup>3)</sup>の研究である。これらの研究結果は、 $V_m/V_f=0.5$  程度の単純な稠密炉心により、0.90 ~ 0.98 程度の高転換比が容易に達成可能であり、ボイド反応度係数も負にでき、D N B R 等の熱的な問題や L O C A 時の冷却等の安全性に関しても良好であり、燃焼度に関しても 45GWd/t 程度の高い値が達成できると言うものであった。

しかし、一方では、設計手法の妥当性の検討の必要性や制御系には大幅な変更が必要であること等の課題が提示されていた。特に前者に関しては、後に研究が進むにつれて大きな問題点が指摘されることとなったが、この時点では、この炉は総合的に非常に有望なアイデアであるとの見方がなされ、ドイツ、フランス、日本等を中心として積極的なフィージビリティスタディが進められた。

これら初期の研究のより具体的な内容に関しては、文献5)及び6)においてレビューされている。これらの結果の数値は後に見直される事となったものの、例えば、Fig.1 に示す関係に関しては、普遍的な結果であり、後の研究に於いても用いられている。この図は、炉心の実効増倍率及び転換比と  $V_m/V_f$  の関係を Pu 富化度をパラメータにして示したものである。この図から、 $V_m/V_f$  を小さくして行くことにより転換比を高くすることが出来るものの、実効増倍率は減少する傾向を示し、その結果 Pu 富化度を大きくしなければならないことも起こり得るが、Pu 富化度を大きくすると今度は転換比を下げる効果が出て来る関係にあることが分かる。この様に、高転換炉心の諸特性の間には、いわゆるトレードオフの関係が存在し、それらのバランスを考えて設計する必要がある。この他にも、重要な炉心の特性である反応度ボイド係数及び温度係数に対しても、 $V_m/V_f$  を小さくしたり Pu 富化度を大きくすると正の方向に移動して行く関係があり、 $V_m/V_f$  を小さくして行くとともにボイド係数を負の値に保つ設計上の工夫が必要となる。その後の研究の足跡を振り返ると、高転換炉心の設計は、まさに、この「ボイド係数の正化との戦いの歴史」であったと言っても過言ではないと言える。今後目指している  $V_m/V_f$  のより小さな領域では、この状況は一層厳しくなることは明らかである。

## 3. 1980 年代半ばまでの研究

その後、研究の中心は主としてドイツに移り、さらにフランス及び日本へと拡がって行ったが、基本的には、第 1 章で述べた初期の研究を継承した均質稠密格子炉心の検討が主流であった<sup>4)</sup>。しかしながら、この間の研究の進展により、主として核設計手法に大きな進歩が見られ、計算の予測精度が大きく向上した。すなわち、それまでは、従来の熱中性子炉に使用されてきた設計手法がそのまま転用されていたが、スイスの PROTEUS 臨界実験等からの新たな炉物理データや各国

の専門家によるベンチマーク計算等により、これまであまり検討されていなかつたものの高転換軽水炉の設計において重要となる共鳴領域の取り扱い手法が徐々に確立されて行った。

その結果として、それまでの転換比を高くしようとした設計においては、ボイド反応度係数特性や燃焼性能に難点が生ずることが明らかとなり、初期に提案された炉心に期待された高い性能を否定する結果が得られることになった。このため、これらの難点を容易に回避する方法として、 $V_m/V_f=0.7 \sim 0.8$  程度に稠密度を下げて、結果として転換比が 0.9 以下に下がった設計が採られるように研究の動向が変化して行った<sup>9)</sup>。

#### 4. 1980 年代半ば以降の研究

さらに検討が進むにつれて、検討の範囲は以下に述べる様に  $V_m/V_f=0.8$  以上の稠密度をより下げた領域へと変化して行った。これは、転換比は下がるもの、問題点の解決が容易な方向を選択した結果であった。さらに、転換比の低下を補うこと等を狙った非均質炉心(seed/blANKET)，親物質棒等を用いたスペクトルシフト炉心，U置換炉心等のアイデアが出され、稠密度はさらに下がって、結果的に準稠密と言われる領域( $V_m/V_f=1.1 \sim 1.4$ )で多くの研究が行われた。この動向の背景として、高転換軽水炉に対して与えられた「既存 PWR 対する最小限の変更による実用化の達成」という大前提の下では、高々 0.9 程度の高転換比を追求し続ける上で生ずると予想される新たな技術的困難を解決する努力を払うだけの研究の意義付けがなされなかったという点が挙げられる。

以下に、その後のドイツ、フランス及び日本の研究をレビューする。

##### 4.1 ドイツ／スイスの研究

ドイツにおいては、KWU(現在の Siemens)を中心として、KfK(現在の FZK)，TUBS，GKSS 及びスイスの EIR(現在の PSI)が共同で研究を分担して積極的に進められた<sup>4)</sup>。

核設計としては、均質炉心のほか非均質炉心も検討された。均質炉心については、Table 1 に示すように稠密度を下げた  $V_m/V_f=0.7$  で転換比 0.9 のものが検討され<sup>9)</sup>、その後さらに稠密度を下げた  $V_m/V_f=1.1$  で転換比 0.8 程度のものまで提案された<sup>9)</sup>。一方、転換比の向上を狙った非均質炉心が提案され<sup>9)</sup>、Table 1 に示すように、seed 部及び blanket 部で各  $V_m/V_f=1.05$  及び 0.37 の設計により、炉心全体としては 0.96 という高転換比を達成するとともに、負のボイド係数も確保している。この炉心の水平断面図を Fig.2 に示す。しかしながら、この炉心に対する大破断 LOCA 解析の結果では、燃料被覆管最高温度が 1285°C との熱的に厳しい結果が得られている<sup>10)</sup>。

また、核設計と並行して、EIR の PROTEUS を用いた臨界実験<sup>11)</sup>が進められ、設計手法の妥当性の確認のためのデータが提供された。

熱水力設計に関しては、稠密格子炉心に対するDNB相関式としてKfKのDalle Donne等によって新しい式<sup>12)</sup>が開発され、原研においてもその精度の良さが確認され設計に使用された。また、稠密格子炉心の圧力損失に関しては、KfKのRehmeによって開発された相関式<sup>13)</sup>が、燃料棒ピッチ対直径比( $p/d$ )=1.03以上のワイヤスペーサやヘリカルフィンスペーサの集合体に対して高い精度で使用できることが示された。

再冠水挙動に関しては、KfKのFLORESTAN実験( $p/d=1.06$ 及び $1.24$ )<sup>14)</sup>とEIRのNEPTUN-III実験( $p/d=1.13$ 及び $1.27$ )<sup>15)</sup>が実施されたが、特にFig.3に示す前者の $p/d=1.06$ の実験においては、炉心における流動抵抗が大きいためFig.4に示す様に5m水頭程度にも達する炉心部の圧力損失が観測され、重力注水の有効性の確認が必要であることが指摘された。この点に関しては、稠密度が高くなる程厳しい状況になると予想され、検討すべき重要な点となると考えられる。

さらに、KfKで被覆管のバースト実験が実施され<sup>16)</sup>、高転換軽水炉で使用が考えられているステンレス(SUS)のものは従来用いられているジルカロイのものに比べ、Fig.5に示すようにバースト温度が200度程度高いことが明らかにされた。また、ヘリカルフィン付きの被覆管はFig.6に示すように周方向歪みが20%程度と小さいことが示された。

#### 4.2 フランスの研究

フランスにおいては、CEAとFRAMATOMEが協力して研究を進めた。核設計においては、稠密度を下げた $V_m/V_f=0.7$ の均質稠密炉心の検討がなされた<sup>17)</sup>が、ボイド反応度係数対策のため、さらに稠密度を下げた $V_m/V_f=1.1 \sim 1.4$ のスペクトルシフト炉心の検討<sup>18)</sup>へと移行した。これは、親物質棒のメカニカルシフトによるものであるが、制御の複雑化が課題であった。さらに、この炉心をベースとして、Puの需給状況に柔軟に対応可能な炉心として、水チューブを用いて $V_m/V_f=1.6 \sim 2.0$ としたU置換炉心(RCVS)<sup>19)</sup>を提案するに至った。この状況をFig.7に示す。

また、これらと並行して、ERASMEやMORGANEの臨界実験やICAREの照射実験等<sup>20)</sup>が実施され、計算コードAPOLLO等の改良に活用された<sup>21)</sup>。

熱水力設計に関しては、グルノーブルを中心に、OMEGAやGRAZIELLAを用いた $V_m/V_f=0.6$ 及び $1.1$ に対するDNB実験が実施され<sup>19)</sup>、相関式の作成や計算コードFLICAの改良に用いられた。並行して、ECHO-B及びPERICLESによる再冠水実験が実施されるとともに、親物質棒に対する冷却特性実験が実施された<sup>19)</sup>。

#### 4.3 日本の研究

日本では、三菱と関西電力の協力研究、各大学、原研等が独自の研究を進めた。核設計において、三菱と関西電力では、最初から稠密度を下げた $V_m/V_f=1.4$ の均質準稠密炉心の検討がなされた<sup>20), 21)</sup>が、さらに稠密度を下げた $V_m/V_f=1.2 \sim 1.4$ のスペクトルシフト炉心の検討<sup>22)</sup>へと移行した。これは、親物質棒のメカニカルシフトにより転換比を0.85程度に増加させることを狙ったものである。さらに、こ

の炉心をベースとして、Pu の需給状況に柔軟に対応可能な炉心として、水棒を用いて  $V_m/V_f=1.4 \sim 1.6$  としたU置換炉心を提案するに至った。一方、原研<sup>23)</sup>では、 $V_m/V_f=0.81$  の均質稠密炉心(HCLWR-J1)の検討がなされたが、ボイド係数が正で熱的にも厳しいとの結果であったため、さらに稠密度を下げた  $V_m/V_f=1.46$  の均質準稠密炉心(HCLWR-J2)の検討がなされた。この炉心は、開発要素は少ないものの、転換比が 0.75 であった。そのため、転換比向上を狙って、 $V_m/V_f=1.22 \sim 1.46$  の親物質棒によるスペクトルシフト炉心(HCLWR-J2S)の検討へと移行し、0.79の転換比を得た。さらなる転換比向上を目指し、中性子の軸方向への漏れを利用してボイド係数を負にするために、有効長50cmと扁平化した  $V_m/V_f=0.71$  の稠密炉心(HCLWR-JF1)を提案し、0.9 の転換比を達成したが、熱出力が 1/3 程度と著しく小さくなるため、扁平炉心を 2 段重ねた形状の扁平二重炉心(HCLWR-JDF1)を提案した。本炉心は、有効長60cmの炉心を中間ブランケットを介して 2 段重ねたもので、 $V_m/V_f=1.06$  で転換比 0.83 という設計であった。

また、これと並行して、京都大学のK U C A<sup>24)</sup>や原研のF C A及びT C Aによる稠密格子臨界実験<sup>25)</sup>が実施された。

熱水力設計に関しては、三菱では、D N B 実験を実施して設計用相関式の改良を行うとともに、親物質棒に対するD N B 実験も実施した<sup>26)</sup>。また、原研<sup>27)</sup>では、 $p/d=1.13 \sim 1.33$  の稠密格子に対するD N B 実験を実施するとともに、 $p/d=1.1 \sim 1.3$  の稠密格子に対する流動特性実験を実施して、熱水力設計用の基礎データとした。さらに、扁平二重炉心に対する再冠水実験を実施して、再冠水の達成を確認した。

## 5. おわりに

以上、P W R 型高転換炉心研究のレビューを行った。これらの成果は、今後の検討の出発点となることはもとより、今後の検討においても直接利用できるものを少なからず含んでいると考えられる。

## 参考文献

1. Edlund, M. C. : "High Conversion Ratio Plutonium Recycle in Pressurized Water Reactors", *Annals Nucl. Energy*, **2**, 801-807 (1975).
2. Uotinen, V.O. et. al. : "Technical Feasibility of a Pressurized Water Reactor Design with a Low water Volume Fraction Lattice", EPRI-NP-1833 (1981).
3. Oldekop, W., Berger, H. and Zeggel, W. : "General Features of Advanced Pressurized Water Reactors with Improved Fuel Utilization", *Nucl. Technol.*, **59**, 212-227 (1982).
4. 日本原子力学会「高転換軽水炉」研究専門委員会 : "高転換軽水炉の研究と展望" (1991).
5. 松浦 祥次郎 : "高転換加圧水炉の概念と技術課題", 日本原子力学会誌, 第 26 卷第 6 号, 468-473 (1984).
6. 竹田 敏一 : "高転換軽水炉 - 各国の開発状況とわが国の現状 -" 原子力工業, 第 31 卷第 3 号, 41-44 及び 第 31 卷第 4 号, 43-49 (1985).
7. "Advanced Light and Heavy Water Reactors for Improved Fuel Utilization", IAEA-TECDOC-344 (1985).
8. Broeders, C. H. M. and Dalle Donne, M. : "Conceptual Design of a (Pu,U)O<sub>2</sub> Core with a Tight Fuel Rod Lattice for an Advanced Pressurized Light Water Reactor", *Nucl. Technol.*, **71**, 82-95 (1985).
9. Moldaschl, H. and Zeggel, W. : "The German High Converter", HCLWR Research Information Exchange Mtg., May 28-30, 1991, JAERI Tokai (1991).
10. Dalle Donne, M. and Ferrero, C. : "Loss-of-Coolant-Accident and Anticipated Transient without Scram Calculations for Homogeneous and Heterogeneous Advanced Pressurized water Reactors", *Nucl. Technol.*, **80**, 133-152 (1988).
11. Chawla, R., et. al. : "Comparisons of Calculated and Measured Parameters for a Pu Fueled LWHCR Lattice", NUREG/CP-0034, 902 (1982).
12. Dalle Donne, M. and Hame, W. : "Critical Heat Flux Correlation for Triangular Arrays of Rod Bundles with Tight Lattices, including the Spiral Spacer Effect", *Nucl. Technol.*, **71**, 111-124 (1985).
13. Rehme, K. : "Pressure Drop Correlations for Fuel Element Spacers", *Nucl. Technol.*, **17**, 15-23 (1973).
14. Erbacher, F.J. and Wiehr, K. : "Experimental Investigations on the Reflooding and deformation Behavior of an Advanced Pressurized Water Reactor Tight-Lattice Fuel Rod Bundle in a Loss-of-Coolant-Accident", *Nucl. Technol.*, **80**, 153-160 (1988).
15. Dreier, J., Analytis, G. and Chawla, R. : "NEPTUN-III Reflooding and Boiloff Experiments with an LWHCR Fuel Bundle Simulator: Experimental Results and Initial Code Assessment Efforts", *Nucl. Technol.*, **80**, 93-106 (1988).
16. Millot, J.P. : "Framatome Studies on High Conversion Water Reactor Concept", IAEA-TECDOC-344, 43-46 (1985).
17. Hittner, D., Millot, J.P. and Valle, A. : "Preliminary Results of the Feasibility Study on the Convertible Spectral Shift Reactor Concept", *Nucl. Technol.*, **80**[2], 181-189 (1988).

18. Bergeron, J. et. al. : "The French Neutronic Program Addressing the Requirements of Future Pressurized Water Reactors", *Nucl. Technol.*, **80**[2], 269-281 (1988).
19. Courtaud, M., Derauz, R. and D'Aillon, L.G. : "The French Thermal-Hydraulic Program Addressing the Requirements of Future Pressurized Water Reactors", *Nucl. Technol.*, **80**, 73-82 (1988).
20. Saji, E. et. al. : "Feasibility Studies on High Conversion Pressurized Water Reactors with Semitight Core Configurations", *Nucl. Technol.*, **80**, 18-28 (1988).
21. Umeoka, T. et. al. : "Current Status of High Conversion Pressurized Water Reactor Design Studies", *Nucl. Technol.*, **80**, 29-41 (1988).
22. 津田 他 : "高転換型PWRの概念設計研究について", 日本機会学会講演論文集, No.890-60, (1989).
23. 奥村 啓介 他 : "高転換軽水炉の炉心概念設計", JAERI-M 90-096 (1990).
24. 城谷 誠治, 大学連合 : "高転換軽水炉の熱水力工学の研究", KURRI-TR-328, 25 (1990).
25. Osugi, T. et. al. : "Experimental Study on Criticality and Reactivity Worth in High Conversion Light Water Reactor Using FCA-HCLWR Core", Proc. Int. Conf. Phy. of Reactors, Operation, Design and Computation, Marseille, April 23-27, 1990, Vol. 3 PI-93 (1990).
26. Akiyama, Y., Hori, K. and Tsuda, S. : "DNB Experiments for High Conversion PWR Core Design", *Proc. NURETH-4*, 788-793 (1989).
27. 伝熱流動研究室 : "高転換軽水炉の熱水力工学の研究", JAERI-M 91-055 (1991).

Table 1 Main Data of PWR and APWR Designs

Reference PWR	APWRs				
		Homogeneous Reactor (Wider Lattice)		Heterogeneous Reactor	
		Seed	Blanket	Seed	Blanket
Fuel rod diameter (mm)	10.75	9.5	9.5	7.4	11.1
Fuel rod pitch-to-diameter ratio	1.33 <sup>a</sup>	1.20	1.123	1.30	1.10
Water-to-fuel-volume ratio	1.67	0.70	0.47	1.05	0.37
Active core height (m)	3.90	2.20	2.00	2.18	
Conversion ratio	0.55	0.90 <sup>b</sup>	0.98 <sup>b</sup>	0.96 <sup>b</sup>	
Total void reactivity coefficient <sup>c</sup>		$-1.05 \times 10^{-3}$	$+1.5 \times 10^{-2}$	$-1.34 \times 10^{-3}$	
Water density reactivity coefficient $dk/d\rho$ at nominal operating conditions <sup>b</sup> (cm <sup>3</sup> /g)	$10 \times 10^{-2}$	$7 \times 10^{-2}$	~0	$3 \times 10^{-2}$	
Core pressure drop (bars)	1.25	2.28	3.70	3.27	
Average nominal rod linear rating (W/cm)	208	180	165	195	159
Plant net electrical power [MW(electric)]	1300	1285	1230	1275	

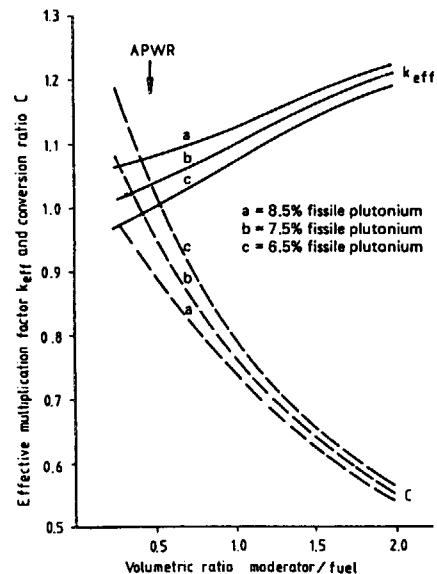
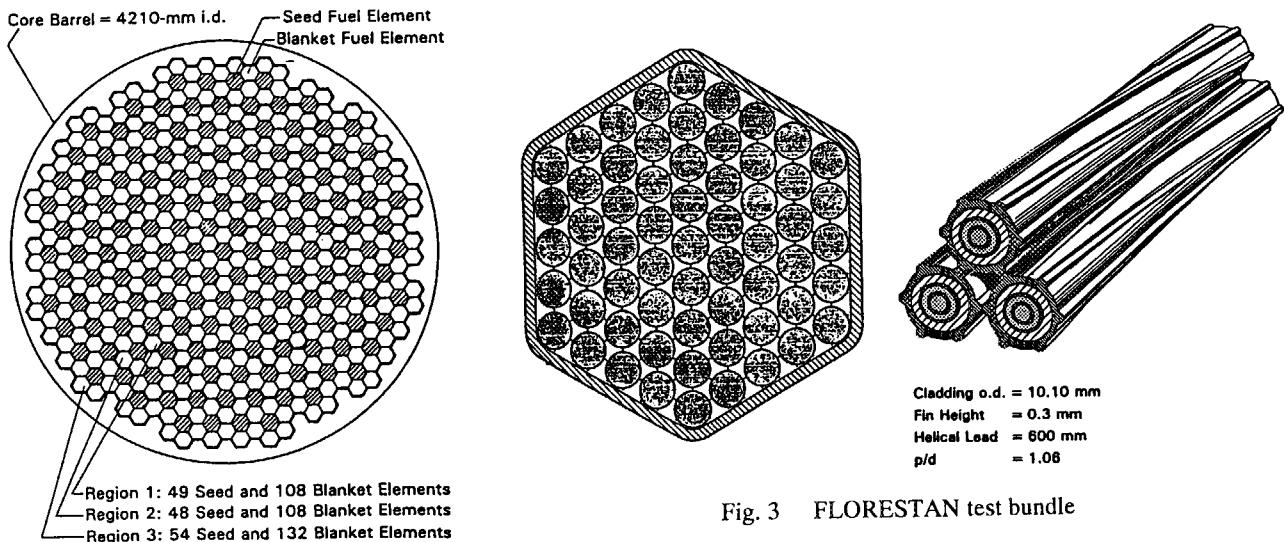
<sup>a</sup>Square cross section. For the APWRs the fuel rod lattice array is triangular.<sup>b</sup>Calculated at the end of the first core cycle.Fig. 1 Multiplication factor  $k_{eff}$  and conversion ratio  $C$  of unpoisoned  $\text{PuO}_2/\text{UO}_2$  lattices.

Fig. 3 FLORESTAN test bundle

Fig. 2 Horizontal cross section of the reference heterogeneous APWR core.

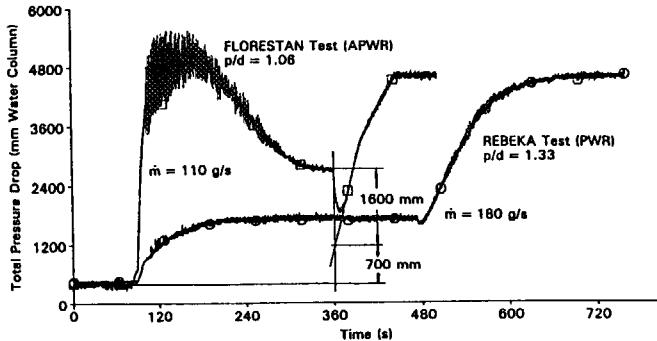


Fig. 4 Pressure drop

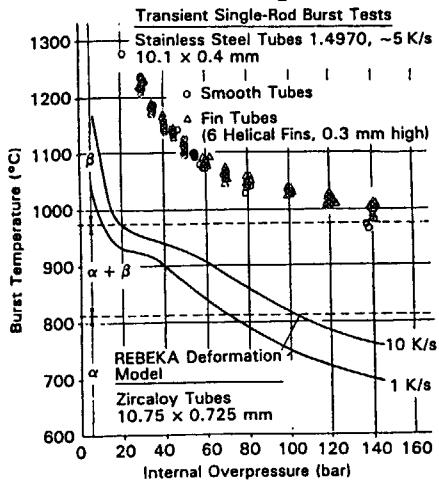


Fig. 5 Burst temperature compared to internal overpressure of Zircaloy and stainless steel cladding tubes.

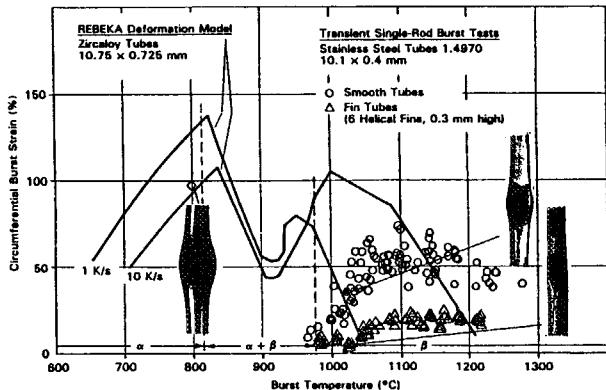


Fig. 6 Burst strain compared to burst temperature of Zircaloy and stainless steel cladding tubes (uniform temperature on circumference).

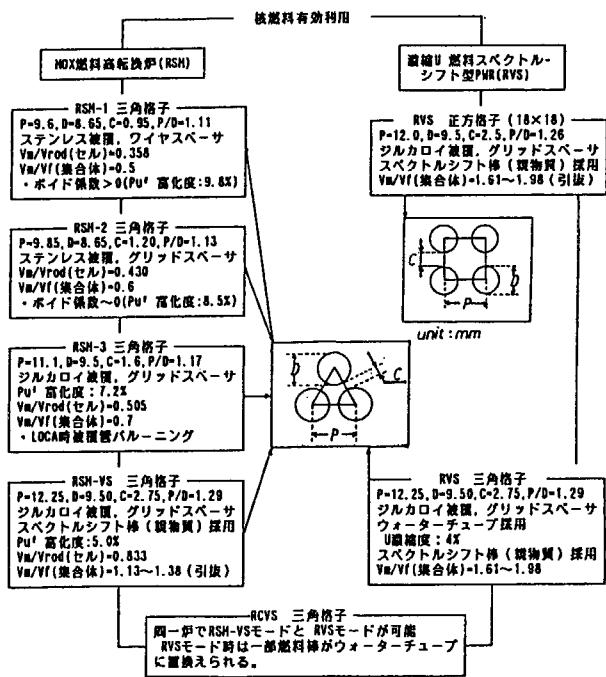


Fig. 7 フラマトム社 高転換軽水炉概念の推移

### 3.1.2 BWRに関するレビュー Review about BWR

竹田 練三  
Renzoh Takeda

(株)日立製作所  
Hitachi Ltd.

The study of the power was begun by the study of the fast-breeder reactor and the study of BWR, too, aimed to develop a breeder-type reactor. Some kinds of nuclear superheat reactor are designed around 1960.

The first paper about high conversion-type BWR was reported at 1983. A paper about HCBWR was reported by the conference which was held in the cooperation with Japan, France and Germany in 1991. JAERI reported a paper about the concept in the core of 4 piles. Toshiba reported the result of the examination of the fuel cycle expenses focused on the fuel manufacture and the repocessing expenses. Hitachi reported about the K lattice core, the future generation BWR and the Pu breeder reactor.

## 1. はじめに

発電用原子炉の研究が高速増殖炉から始まったように当初から商用炉をめざした BWR も増殖炉を目標に開発が始まった。1960 年前後に 200MWe 内臓型、300MWe の分離型の核過熱炉、300MWe の混合スペクトル型の核過熱炉 MSS が設計されている。この当時は燃料破損が発生した時にタービン側を汚染させる問題や炉心再冠水時の反応度投入等の問題が解決されず、蒸気冷却による増殖炉心部分が放棄されバーナー部分だけが残り、直接サイクルであるにもかかわらず PWR の二次系とほぼ同じ蒸気条件の BWR に落着いている。

70 年代後半になって PWR で始まつたいわゆる高転換炉の BWR 版の最初の文献は、83 年ハノーバ大学のステッゲマン教授の下でロドリゲスが実施した博士論文の仕事であろう。電気出力 770MW で  $7 \times 7$  の稠密正方格子 2 ケース、燃料棒 61 本及び 91 本六角形燃料集合体各 2 ケースの合計 6 ケースの集合体からなる炉心が設計され、転換比 0.8 から 0.98 の値が示されている。しかし Pu 富化度の値が我々の常識より低く納得しかねる論文ではある。

1986 年 6 月には日本原子力研究所から原子力委員会に「高転換軽水炉について」と題する小冊子が提出され、その中で以下の諸点を目標として高転換軽水炉の研究開発を進めることが記されている。

- (1) 核燃料転換比を現行軽水炉の値約 0.5 から約 0.9 以上まで高める
- (2) 現行プラント設計の変更は最小にとどめる。変更は原則として炉心(燃料及び制御要素)に限る
- (3) 出力及び総合運転特性は現行軽水炉と同程度とする
- (4) 現行軽水炉の安全評価指針に適合できるものとする
- (5) 燃料として中富化度(6~10%程度)の  $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$  を用い、Pu バーナーであると共に、Pu ストーリッジとして機能させる
- (6) 将来の高速炉燃料サイクルの先導的役割を果たすと共に、高速炉の経済性及び増殖性が十分でない期間は、そのパートナーとして高転換軽水炉・高速炉の組合せで、全体としての経済性と核燃料利用効率を高める

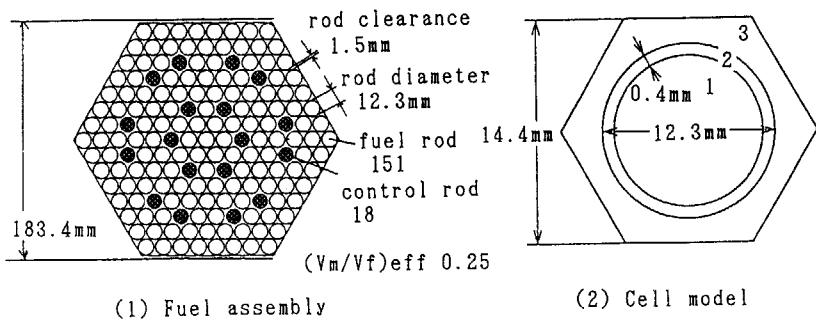
又同年 7 月には、日本原子力学会主催の第 18 回「炉物理・夏期セミナー」で「高転換軽水炉の諸問題」が取り上げられ、開発の経緯、目標、課題等に統いて設計手法についてのいくつかの報告のあと、炉型戦略からみた課題の報告では転換比が 1.0 にかぎりなく近いことが開発の重要な条件であることが述べられている。その他 80 年代後半には高転換軽水炉について学会、各種委員会等で多くの発表がなされたが、その一つの総括として 91 年 5 月 28 日から 3 日間にわたり原研の主催で日仏独の関係者が集まって開催された「HCLWR Research Information Exchange」での報告から、BWR 型の高転換軽水炉の具体的な設計例についてその概要を記す。

## 2. 日本原子力研究所設計の HCBWR

本 HCBWR は、水対燃料体積比を 0.3 以下とし、天然ウランに Pu を富化して転換比 1.0 をめざした BWR 炉心で、転換比 1.0 と負のボイド係数を同時に実現するために炉心高さ方向に炉心部を 4 層に分割し、その間に 3 層の内部ブランケットを設けた炉心である。格子定数は高速群 5 群、熱群 4 の合計 9 群で、巨視断面積を燃焼度と履歴ボイド率で内挿するテーブル読み取り方式、瞬時ボイド率については二次まで考慮して作成され、半径方向の中性子漏洩をバックリングで考慮した高さ方向一次元の平板計算でハイリング分布を仮定した燃焼計算が実施された。燃料集合体の構造と、燃料棒セル計算モデルを図 2.1 に示す。燃料集合体は外径 12.3mm 7 層からなる六角集合体で、クラスタ型制御棒の吸収棒 18 本と燃料棒 151 本が間隙 1.5mm で正三角格子に配置され、六角形のチャンネルボックスに納められている。

電気出力 600MW、運転サイクル期間 12FPM、Pu を富化した厚さ 45cm の炉心部分が 4 層、天然ウラン又は Pu を 1,2,3w/o 富化した 5,10,15,20cm 厚さの内部ブランケット 3 層をはさんだ炉心に上下それぞれ 20cm 厚さの軸方向ブランケットが付設された炉心

・Effective One Rod Cell Model:  
Conserve the Volume Ratio (Moderator, Fuel, Structure)



(1) Fuel assembly (2) Cell model

図 2.1 Cell Burnup Method

定数は高速群 5 群、熱群 4 の合計 9 群で、巨視断面積を燃焼度と履歴ボイド率で内挿するテーブル読み取り方式、瞬時ボイド率については二次まで考慮して作成され、半径方向の中性子漏洩をバックリングで考慮した高さ方向一次元の平板計算でハイリング分布を仮定した燃焼計算が実施された。燃料集合体の構造と、燃料棒セル計算モデルを図 2.1 に示す。燃料集合体は外径 12.3mm 7 層からなる六角集合体で、クラスタ型制御棒の吸収棒 18 本と燃料棒 151 本が間隙 1.5mm で正三角格子に配置され、六角形のチャンネルボックスに納められている。

表 2.1 Core Specifications and Basic Performances of the Axially Heterogeneous Core

Parameter	Unit	Numeric value
Core thermal power	MW	2620
Electrical output	MW	900
Number of fuel bundles	—	601
Number of batches	—	10.1
Core equivalent diameter	m	4.49
Active core height (total)	cm	45, 30, 30, 45 (150)
Number of axial blanket	—	5
Blanket thickness	cm	15
Inventory	t	116.42
Active core	t	57.16
Axial blanket	t	57.16
Total	t	172.58
Discharge exposure	Gwd/t	45.0
Active core	Gwd/t	13.6
Axial blanket	Gwd/t	34.7
Total <sup>a)</sup>	Gwd/t	51.8
Effective discharge exposure <sup>b)</sup>	FPD <sup>c)</sup>	228
Operating cycle length	FPD <sup>c)</sup>	9.66
Fissile plutonium enrichment	w/o	11.15
Fissile plutonium inventory	t	1.03
Pu generation ratio	—	1.00
Fissile surviving ratio	—	1.00
Specific power	kW/kg	19.7
Active core	kW/kg	5.8
Axial blanket	kW/kg	15.2
Total	kW/m	18.7
Average L.H.G.R. <sup>d)</sup>	kW/m	5.0
Active core	kW/m	12.8
Axial blanket	kW/m	26.1
Total	kW/m	1.30
Maximum L.H.G.R.	%	50
Minimum critical power ratio	—	1.6×10 <sup>-4</sup>
Average void fraction	Δk/k/%void	2.4×10 <sup>-4</sup>
Void reactivity coefficient (near rated flow) <sup>e)</sup>	Δk/k/%void	0.40
Void reactivity coefficient (whole core void)	Δk/k/%void	3.8
Excess reactivity	—	25.1
Hot cold swing reactivity	—	0.565 / 0.349 / 0.057 / 0.029
Total control rod worth	—	0.558 / 0.349 / 0.064 / 0.029
Pu vector (49/40/41/42)	—	—
Fresh	—	—
Discharged	—	—

<sup>a)</sup> Total thermal output ÷ Total heavy metal inventory  
<sup>b)</sup> Total thermal output ÷ Heavy metal inventory in active core

<sup>c)</sup> Full Power Day

<sup>d)</sup> Linear Heat Generation Rate

<sup>e)</sup> 3.4×10<sup>-4</sup> Δk/k/%void for the basic core axial configuration

が比較評価された。内部プランケットの厚さと Pu 増倍比の関係では、内部プランケット厚さを 18cm にすることにより内部プランケットがない場合に比べて Pu 増倍比が 1% 上昇することが示された。又内部プランケット厚さとボイド係数の関係では、内部プランケット厚さを 18cm にすることにより内部プランケットのない場合に比べて  $3.5 \times 10^{-4} \Delta k/k\% \text{ void}$  だけ負の方向に移行することが示された。

本研究は、研究会開催後も継続され、三次元核熱水力結合燃焼計算プログラムが開発された後、詳細計算により決められた主要諸元を表 3.1 に示す。電気出力 900MW 燃料集合体数 601 本、Pu を富化した炉心厚さが上部から 45,30,30,45cm の 4 層でその間に厚さ 15cm の内部プランケットが 3 層と、炉心の上下に厚さ 15cm の軸方向プランケットが付設されている。核分裂性 Pu の富化度は 9.66w/o、核分裂性 Pu の装荷量は 11.15 トンで Pu を富化した炉心部分の平均燃焼度が 45GWd/t、プランケットを含めた平均燃焼度は 34.7GWd/t で Pu 増倍比が 1.03 転換比は 1.00 を達成された。ボイド係数は  $1.5 \times 10^{-4} \Delta k/k\% \text{ void}$  で負のボイド係数を達成するには到らなかったが、本炉心ではドプラー係数が大きいため、出力係数は負を保っており安全上、運転上は特に問題はない。なお熱的余裕の指標である最大線出密度は 26.1kW/m、MCPR は 1.30 でいずれも設計基準を十分満たしている。

### 3. 東芝設計の HCBWR

東芝の HCBWR の主要諸元を表 3.1 に示す。電気出力 1350MW で六角型の燃料集合体数 499 体で炉心高さ 2.3m 核分裂性 Pu 富化度 7.4w/o、燃焼度 45GWd/t で転換比 0.85 の高転換炉である。炉心の断面と燃料集合体の断面図を図 3.1 と 3.2 に示す。燃料集合体は直径 10.4mm の燃料棒 247 本が燃料棒間隙 2mm で正三角形格子を構成し、24 本の中性子吸収棒が格子点に挿入され、燃料集合体 3 体分の吸収棒を 1 基の制御棒駆動機構で操作される。制御棒クラスターの構造と炉心断面を図 3.3, 3.4

表 3.1 HCBWR Design Data

Core Thermal Power (MW)	3926
Electric Power (MW)	1350
Number of Fuel Assemblies	499
Number of Fuel Rods per Assembly	247
Number of Guide Tubes per Assembly	24
Fuel Rod Lattice	Triangular
Fuel Rod Diameter (mm)	10.9
Fuel Rod Pitch (mm)	12.9
Fuel Rod Length (m)	2.3
Hydrogen to Heavy Metal	1.5
atomic number ratio(Void fraction = 40%)	
Power Density (kW/l)	83
Average Linear Heat Rate (kW/ft)	4.3
Pressure (MPa)	7.1
Recirculation Flow (kg/hr)	$5.2 \times 10^7$
Cycle Length (months)	15
Average Discharge Burnup (GWd/t)	45
Seed Fuel	Puf 7.4w/o
Average Conversion Ratio	0.85

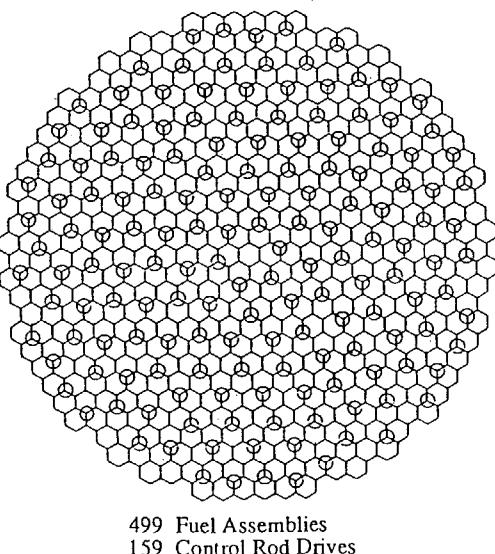


図 3.1 Cross-section View for HCBWR Core

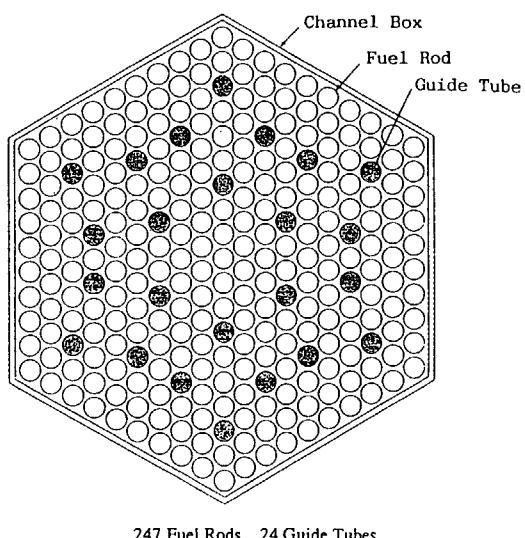


図 3.2 Fuel Assembly Concept

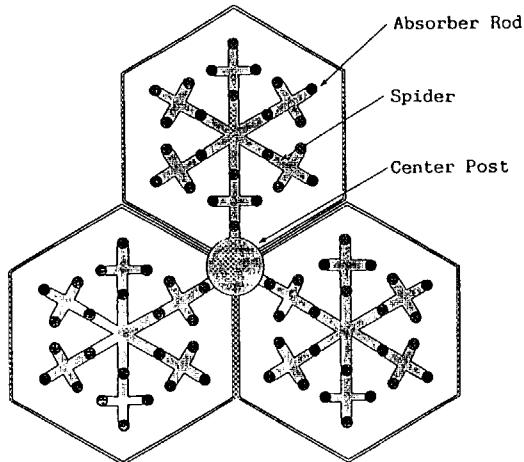


図 3.3 Control Rod Cluster Configuration

に示す。駆動装置は 159 基で炉心下部から炉心に挿入される構造である。この炉心の異常な過渡変化と冷却材喪失事故時の挙動が評価された。異常な過渡変化として、負荷の喪失と給水過熱喪失時の  $\Delta$  MCPR が評価され、それぞれ 0.14, 0.12 である。一方 ABWR の値はそれぞれ 0.07, 0.12 で、負荷の喪失については若干大きくなっているが、両過渡変化とも設計基準を十分満足している。又高圧注水系配管破断による冷却材喪失事故時の燃料被覆管最高温度は 766K で ABWR の 812K より低くなっている。

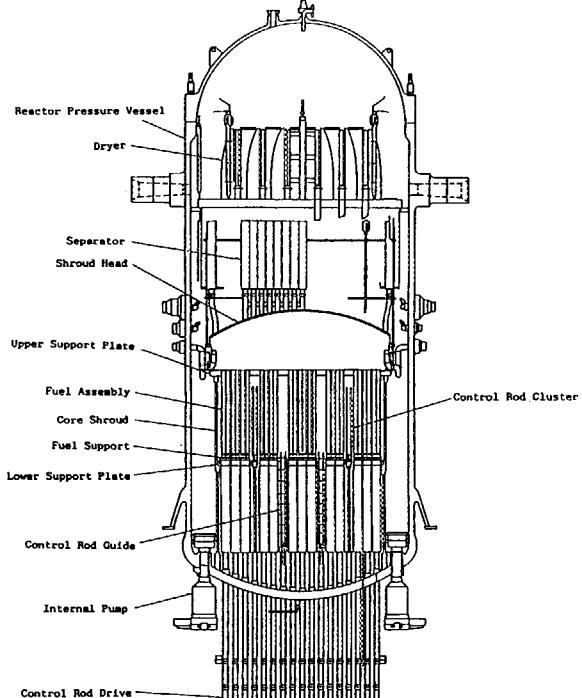


図 3.4 Reactor Internals

#### 4. 日立製作所設計の HCBWR

本 HCBWR は、燃料集合体格子を大型化し、現行炉と同じ低濃縮ウラン燃焼型の燃料集合体と高転換型の燃料集合体に互換性を持たせている。図 4.1 に示すように制御棒の格子間隔は現行炉と同じにして、燃料

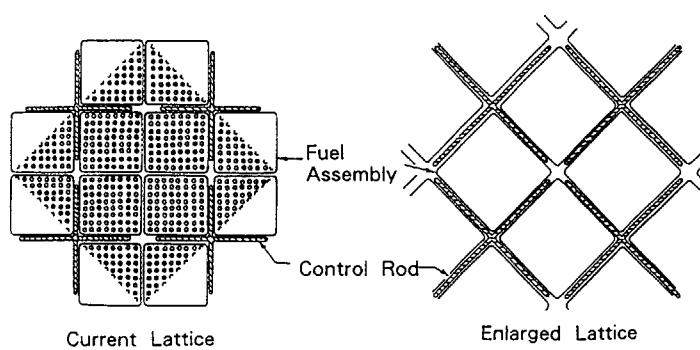


図 4.1 Lattice Configuration

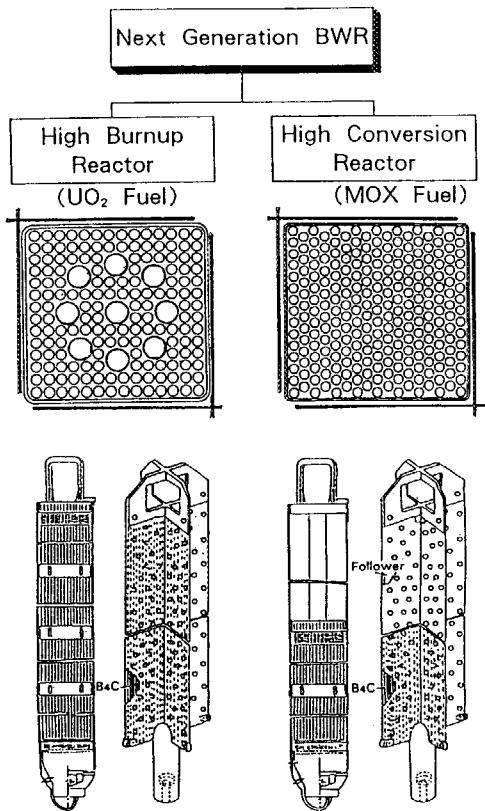
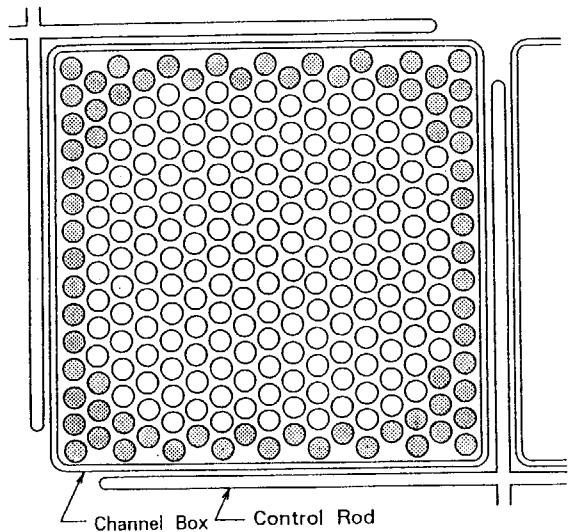


図 4.2 Fuel Assembly and Control Rod  
of Next Generation BWR



○ High Enriched Pu Fuel Rods	175
● Medium Enriched Pu Fuel Rods	72
Total Number Of Fuel Rods	247

図 4.4 Fuel Assembly Configuration

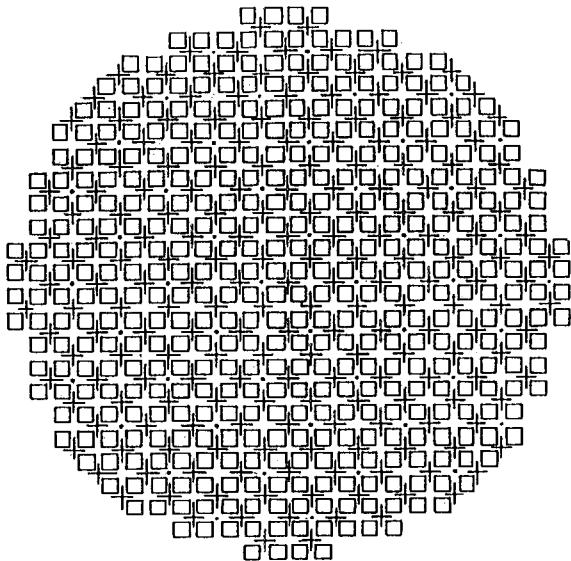


図 4.3 Core Configuration (1350MWe Class)

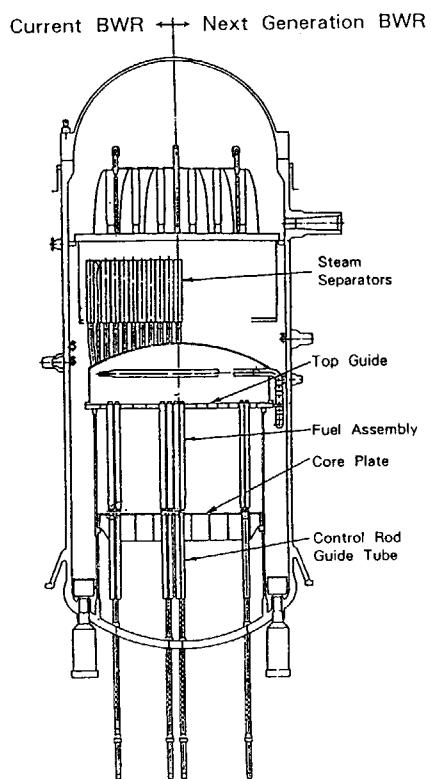


図 4.5 Reactor Structure

集合体の大きさを現行炉の 2 倍、制御棒の翼長を長くした炉心である。図 4.2 に高燃焼 UO<sub>2</sub> 燃料と高転換 MOX 燃料の概念図が示され、MOX 燃料は正方形のチャンネルボックスに燃料棒を三角格子状に配列して短尺稠密化、高転換化をはかっている。図 4.3 に電気出力 1350MW 炉の炉心断面を示している。燃料集合体は大型化され、ABWR の 872 本から 432 本に半減し、制御棒は 205 本である。燃料集合体あたりの燃料棒本数は 247 本で集合体断面を図 4.4、圧力容器内の断面を図 4.5 に示す。炉心の主要特性は実効的な水対燃料体積比が約 0.7、転換比が 0.8~0.84、冷温停止から定格運転温度までの反応度差が約 5%△k、70% ポイドから 0% ポイドまでの反応度差が約 3.5%△k、制御棒反応度価値が約 22%△k、局所、半径、軸方向の出力ピーニング係数がそれぞれ約 1.4, 1.3, 1.2 である。

## 5. 日立製作所設計の PGBR

天然ウランに Pu を富化して、新燃料に富化される Pu と使用済燃料から取り出される Pu の量が同じすなわち Pu 増倍比が 1.0 の Pu 増倍炉 PGBR I, II, III の主要諸元を表 5.1、燃料集合体構成を図 5.1、主要特性を表 5.2 に示す。

PGBR-I は電気出力 600MW で外径が 12.3mm の燃料棒 151 本、クラスター制御棒用吸収棒 18 本を燃料棒間隙 1.5mm で配置された燃料集合体 601 体が装荷され炉心高さが 2m、出力密度が現行 BWR とほぼ同じ 51.4kW/l の炉心で、核分裂 Pu 富化度 6.5w/o で Pu 增倍比 1.0 を達成している。PGBR-II は燃料棒外径を 11.8mm 燃料棒間隙を 1.3mm と狭くし出力密度を 85.1kW/l に上昇させて電気出力 900MW に增加了した炉心である。この両炉心のポイド係数は  $2 \times 10^{-4} \Delta k/k/\%void$  である。出力

表 5.1 Specification of Plutonium Generation BWR

Parameter	PGBR-I	PGBR-II	PGBR-III
Electric power (MW)	600	900	900
Dome pressure (MPa)	7.2	7.2	7.2
Coolant flow rate ( $10^4 t/h$ )	1.04	2.25	2.19
Core active length (m)	2.00	2.00	1.35
Core outer diameter (m)	4.9	4.7	5.3
Number of fuel bundle	601	601	781
Number of fuel rods per bundle	151	151	151
Fuel rod outer diameter (mm)	12.3	11.8	11.8
Fuel rod-to-rod clearance (mm)	1.5	1.3	1.3
Moderator-to-fuel volume ratio	0.53	0.50	0.50
Specific power (kw/kg)	10.7	17.5	20.0
Average power density (kw/l)	51.4	85.1	97.0
Average linear heat generation rate (kw/m)	9.9	14.9	17.0
Core outlet quality (%)	40	27	28
Core average void fraction (%)	56	51	51

ITEM	PGBR-1	PGBR-2, 3
BUNDLE PITCH (mm)	183.4	174.6
FUEL ROD OUTER DIAMETER (mm)	12.3	11.8
FUEL ROD - TO - ROD CLEARANCE (mm)	1.5	1.3
CLADDING AND CHANNEL MATERIALS	SUS	SUS

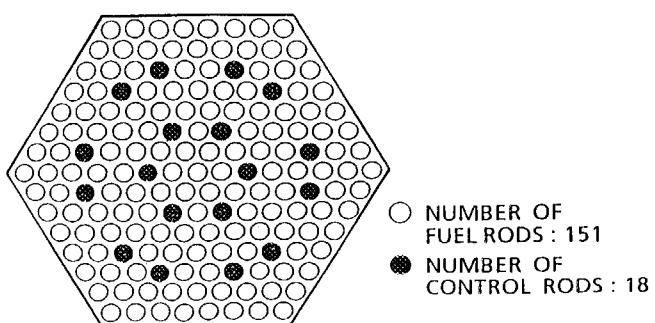


図 5.1 Fuel Bundle Configurations

係数は負であるので運転上問題はないが、PA 対策用としてボイド係数を零にしたのが PGBR-III 炉心である。本炉心では炉心高さを 1.35m に短くして Pu 富化度 7w/o で Pu 増倍比 1.0 を達成している。又 PGBR では Pu と同時にアクチニドもリサイクルすることが可能で、図 5.2 に Np-237 を同時にリサイクルした時の Np-237 の重量変化を示している。

図 5.3 には 1500 万トンの天然ウラン資源で電気出力 1GW の軽水炉 1400 機の運転継続可能期間を PGBR の導入により現行軽水炉のみの場合に比べて約 100 年延長出来ることを示している。

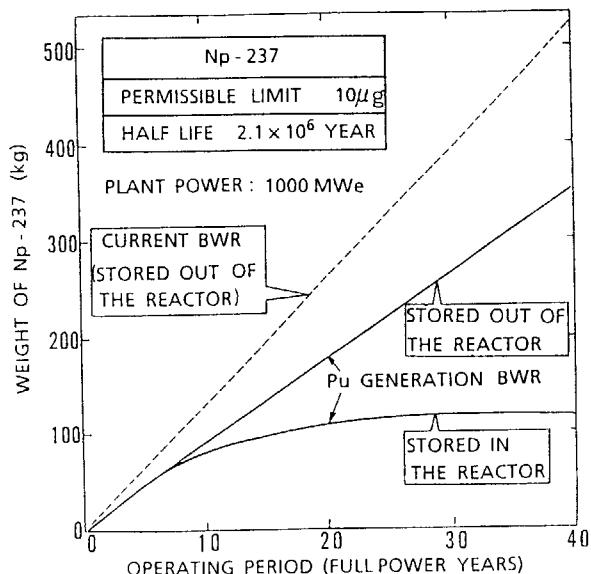


図 5.2 Accumulation of Np-237

表 5.2 Core Performance of Plutonium Generation BWR

Parameter	PGBR-I	PGBR-II	PGBR-III
Discharge exposure (GWd/t)	45	45	45
Operational cycle length (months)	12	12	12
Pu-fissile enrichment* (w/o)	6.5	6.5	7.0
Plutonium fissile inventory (t)	10.9	10.0	9.4
Plutonium generation ratio**	1.02	1.02	1.0
Maximum linear heat rate (kW/m)	18	27	30
Minimum critical power ratio	>1.3	>1.3	>1.3

\* The fissile plutonium is fed to the natural uranium.

\*\* Plutonium Generation Ratio  
=  $\frac{\text{Pu-fissile amount in discharged fuel}}{\text{Pu-fissile amount in new fuel}}$

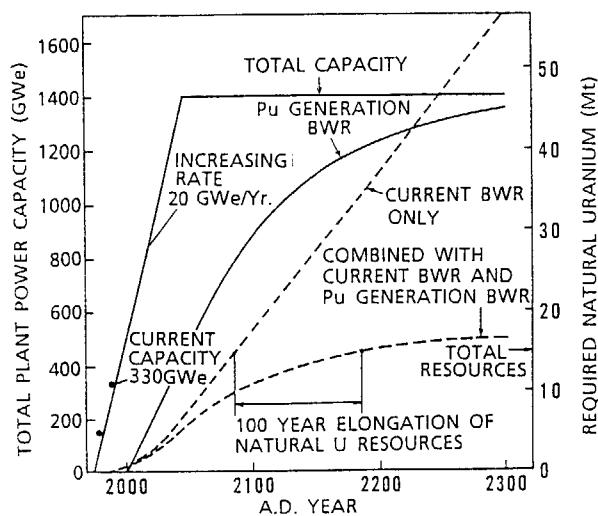


図 5.3 Change of Plant Power Capacity and Required Natural Uranium

## 参考文献

HCLWR Research Information Exchange Meeting 予稿集. JAERI Tokai, May 28-30, 1991

## 3.2 低減速スペクトル MOX 炉心研究(1) Undermoderated Spectrum MOX Core Study (1)

### 3.2.1 超臨界圧水炉について Supercritical Pressure Light Water Reactor

岡 芳明、越塚 誠一  
Yoshiaki Oka and Seiichi Kosizuka

東京大学大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設  
*University of Tokyo*

The supercritical pressure light water cooling reactor is a nuclear reactor concept with the once through type and the direct cycle reactor cooled with supercritical pressure water. The cooling water controlled with the feed pump flows directly to the turbine and a recirculation is never done by the nuclear reactor of this type.

Therefore, this system isn't equipped with the recirculation system and the steam separator, the system becomes simple.

As for this system, it is expected that the cost performance improves. Here, the outline of former study is described.

## 1. はじめに

超臨界圧軽水冷却炉は、超臨界圧水を冷却材とする貫流型直接サイクルの原子炉概念である[1-4]。貫流型では給水ポンプによって駆動される冷却水が、再循環されることなく直接原子炉を冷却し、タービンへと向かう。従って、再循環系や気水分離器などの機器が無く、単純で簡素なシステムとなり、飛躍的な経済性の向上が期待できる(図1)。

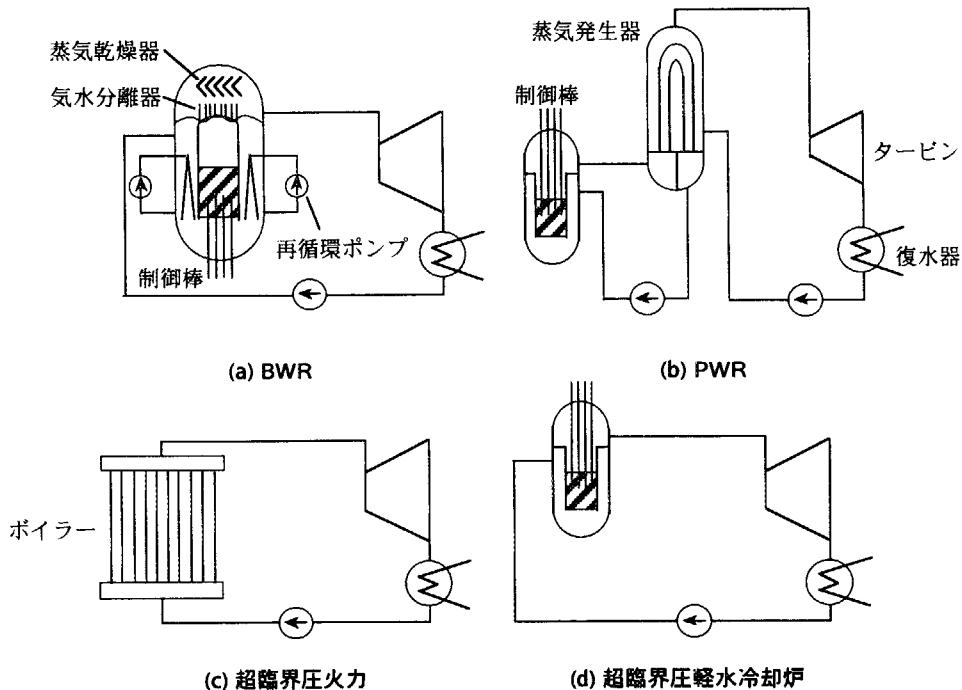


図1 発電プラントシステムの比較

## 2. 設計研究

これまで、ステンレス被覆を用いて被覆表面最高温度制限を450°Cとした設計、およびインコネル被覆を用いて被覆表面最高温度制限を620°Cとした高温炉心の設計を行なった。燃料棒については、座屈しないこと、クリープ破断しないこと、過渡事象時に破断応力の1/2を越えないことおよび塑性歪み1%以下であること、が主要な制約であり、これを満たすように被覆厚さを決めている。

超臨界圧流体では伝熱劣化現象が知られており、過去にはMCPRと同様のMDHFR (Minimum Deterioration Heat Flux Ratio)を用いて熱流束の制限を課した設計を行なっていました。しかしながら、超臨界圧水は気液間の相変化が無いので(図2)、基本的には単相流として扱うことができる。単相乱流モデル( $k-\epsilon$ モデル)を用いた超臨界圧水の熱伝達率の

数値解析結果を、山懸らの実験結果と比較したものを見図3に示す[5, 6]。熱流束が大きくなるにつれて熱伝達率が低下していく伝熱劣化現象が計算されており、実験結果と良く一致していることがわかる。そこで最近では数値解析によって得られた熱伝達率を用いて被覆表面の最高温度を計算し、これを制限することでMDHFRを設計制約条件からはずした[7]。こうすることで、炉心流量の低減と高温化が可能になった。

熱中性子炉では減速を確保するために、多数の太径水ロッドを入れる設計とする(図4)[8]。貫流型では平均出口冷却材温度が低下しやすいため、新燃料を炉心の外側に入れるようにし、炉心径方向にオリフィスを用いて流量配分を行う(図5)。さらに、給水の一部は圧力容器上部ヘッドから制御棒案内管を経由し、水ロッド内を下降することで、炉心出口冷却材温度を高くすることができる(図6)。水ロッド内の流量を制御

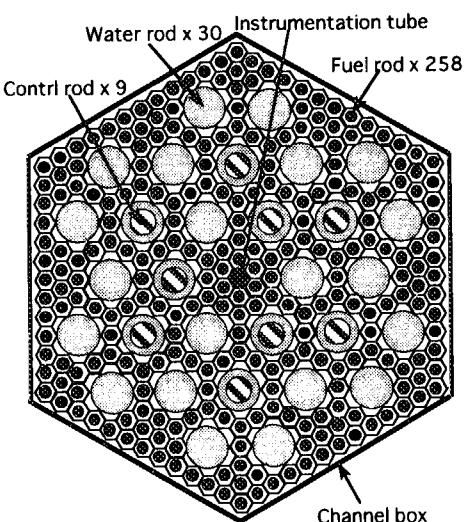


図4 SCLWR-Hの燃料集合体断面

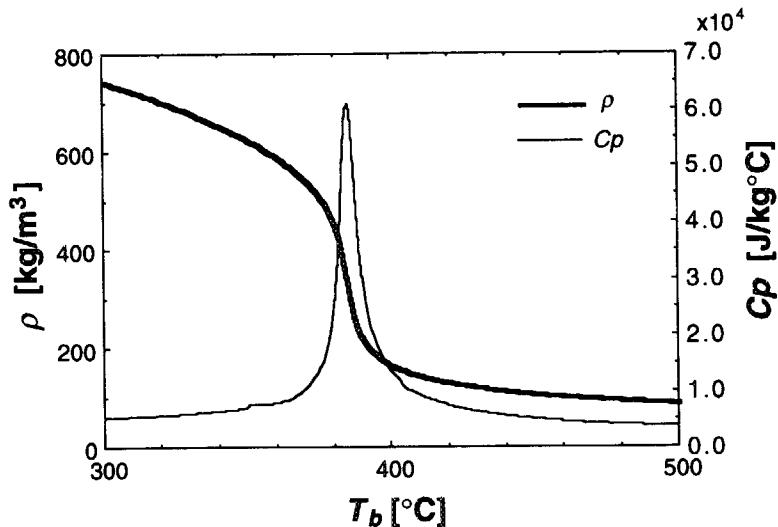


図2 超臨界圧軽水の物性(圧力25MPa)

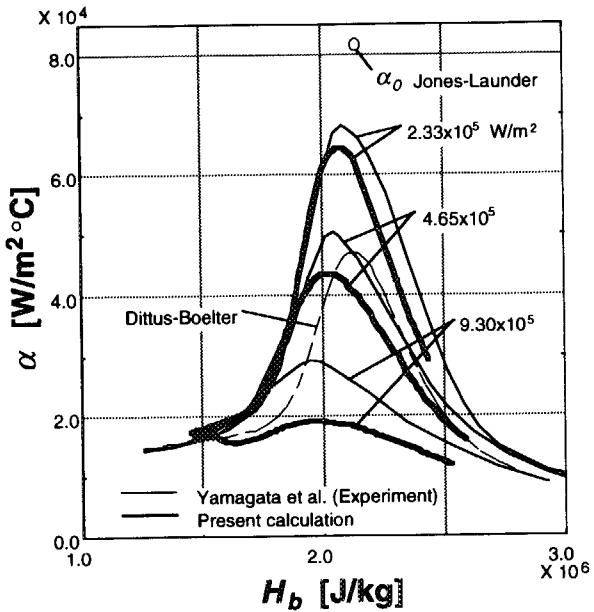


図3 超臨界圧軽水の熱伝達率

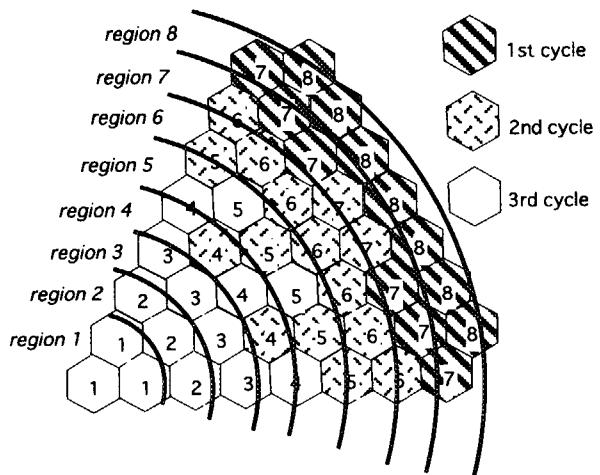


図5 SCLWR-Hの燃料集合体配置とオリフィス領域

することにより、燃焼反応度を補償でき、制御棒の合理化が可能であることも示されている。

初期の1100MWeのSCLWRは伝熱劣化条件を用いて設計されていたため、流量が多くBOP系の機器の物量が増加し、スケールデメリットも加わって、発電単価は米国のABWRよりも高くなると評価されていた[9, 10]。しかしながらこれらの点は、改良された設計では出力が1500MWe、単位電気出力当たりの給水流量がABWRの26%減となり、改善されている(表1)。

ここに示した以外に、BOP系[11]、制御[12]、起動についても研究している。

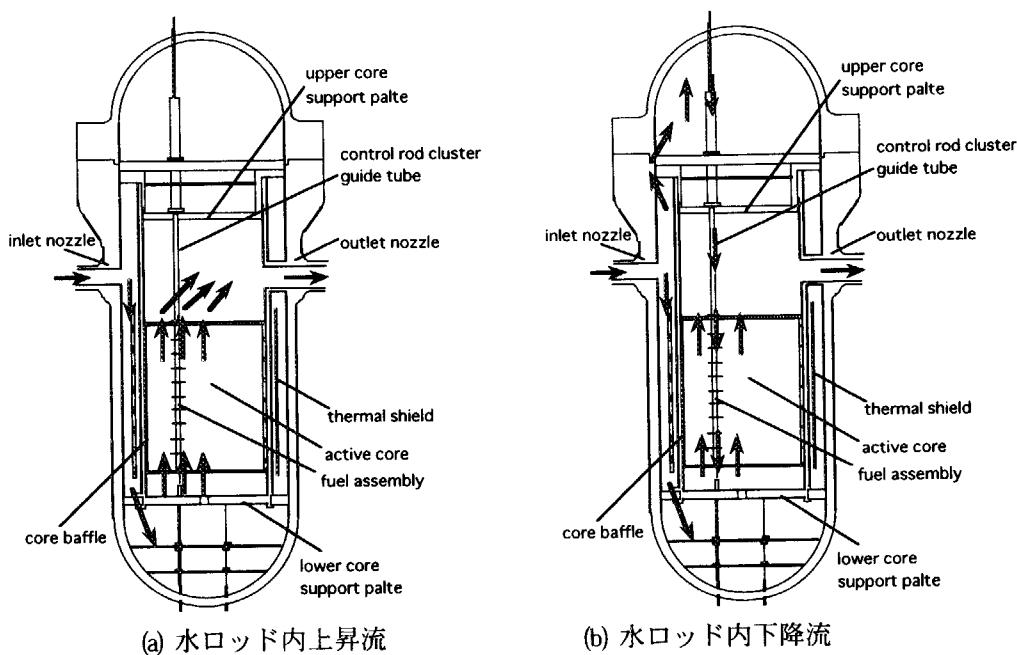


図6 格納容器内の冷却材の流れ

表1 SCLWR, SCLWR-H, ABWRの比較

炉心	高温炉心(SCLWR-H)	低温炉心(SCLWR)*	ABWR
熱/電気出力 [MW]	3568/1570	2490/1013	3926/1356
熱効率 [%]	44.0	40.7	34.5
被覆/制限温度	Ni合金/620C	S.S./450C	Zr/-
水ロッド型	下降流	上昇流	上昇流
集合体数	211	163	872
平均濃縮度 [%]	4.94	5.43	3.2
炉心高/等価直径 [m]	4.20/3.32	3.70/2.92	3.71/5.16
平均出力密度 [MW/m³]	101	101	50.6
炉心入口/出口温度 [C]	280/508	324/397	278/287
流量 [kg/s]	1816	2314	2122
電気出力当り流量 [kg/s/MW]	1.16	2.28	1.56

\*伝熱劣化の制約あり

### 3. 増殖性

高速炉では、大型炉において負のボイド反応度を確保するために、ブランケット集合体内に水素化ジルコニウム層を局所的に入れる。こうすることで、ボイド化した時にブランケット集合体内での高速核分裂の増加を抑え、吸収を増やすことができる[13, 14]。

軽水を冷却材に用いているので、通常運転時の中性子スペクトルはナトリウム冷却炉よりも柔らかくなる(図7)。そこで超臨界圧軽水冷却高速炉の増殖に対する感度解析を行った。径方向非均質炉心について燃料ピン間ギャップや被覆厚さなどを変化させたところ、図8に示すように、核分裂性 plutonium の残存率は H/HM によって整理できることが分かった。図中で RBWR の結果も記載されているが、これが感度解析の結果と違うのは、炉心のシード部とブランケット部の出力分担が感度解析に用いた炉心と異なるためである。

表2に3種類の高温超臨界圧軽水冷却高

速炉(SCFR-H)の性能比較を示す。Standard SCFRはピン間ギャップ 1.3mm で、残存率が 1.0 をやや上回る程度である。燃料に窒化物を用いれば複合倍増時間 (CSDT) が 82 年となる。Aggressive SCFR では被覆厚さ 0.25mm のコラプス燃料としピン間ギャップを 0.9mm として、CSDT が酸化物燃料で 15 年、99%<sup>15</sup>N 濃縮窒化物燃料で 12 年となった。

アイランド状にブランケットを配置した非均質炉心についても設計した。その炉心特性を SCLWR-H とともに表3に示す。なお、核計算には SRAC、熱計算には独自に開発したコードを使用した。

表2 3種類のSCFR-Hの性能比較

炉心	Standard SCFBR		Conservative SCFBR		Aggressive SCFBR	
燃料(Pu in depleted U)	Oxide	Nat.	Nitride	Oxide	Nat.	Nitride
入口/出口温度[°C]	360/444			280/414		400/518
被覆管厚さ[mm]	0.52			0.52		0.25
ピン間隙[mm]	1.3			1.8		0.9
残存率	1.003		1.021	0.979		1.067
CSDT[year]	-		82	-		15
						1.083

#### 4. 安全性

超臨界圧軽水冷却炉は貫流型であるので、給水流量の喪失がそのまま炉心流量の喪失につながる。従って、給水流量を維持することが安全性確保の基本方針となる。基本的には、従来の軽水炉と同様に高圧および低圧の注水系を多重に設ければ給水を確保することができる(表4)。ただし、緊急時に速い立ち上げが必要であるため、高圧系はタービン駆動とする。高圧ポンプを電動としないことで、非常用ディーゼルの容量を減らすことができ、建屋も小さくできる。蓄圧注入系はピン間ギャップのより狭いSCFRにのみ必要な設備である。また、給水とともに冷却水の出口を確保することも重要で、タービンバイパス弁および逃し安全弁がその役割を持つ(図9)。

大破断LOCAについては、超臨界圧からのプローダウンを解析できるSCRELAコードを開発し、熱中性子炉および高速炉の解析を行い、安全性を確認している。LOCA時のふるまいはおおよそPWRと似ている(図10)[15]。その他の事故・過渡についても、軽水炉の安全審査指針で取り上げられるような事象は全て解析し、安全であることを確かめている[16-18]。貫流型の特徴として、給水流量が失われる事象が比較的厳しい。図11に外部電源喪失の解析結果を示す。被覆最高温度が540°C程度まで上昇するが、過渡解析基準である610°Cは下回っている。一方、図12に示すように負荷喪失による蒸気加減弁急閉止は厳しくならない。これは、弁の閉止によって炉心内の冷却材が停滞し、燃料からの伝熱によって炉心内の冷却材密度が低下するためである。これはBWRのふるまいとは逆である。

確率論的安全評価も行なった[4]。超臨界圧軽水冷却炉では、BWRの再循環系や

表3 高温超臨界圧軽水冷却炉心の主要特性

	SCLWR-H <sup>*1</sup>	SCFBR-H <sup>*2</sup>
熱／電気出力[MW]	3568/1570	3550/1540
熱効率[%]	44.0	43.4
運転圧力[MPa]	25	25
入口／出口温度[°C]	280/508	320/490
給水流量[kg/s]	1816	2102
単位電気出力当りの流量[kg/s/MW]	1.16	1.36
炉心有効高さ／直径[m]	4.2/3.29	3.2 <sup>*3</sup> /3.63 <sup>*3</sup>
燃料	UO <sub>2</sub>	MN (99% <sup>15</sup> N)
燃料棒直径／ピッチ[mm]	8.0/9.5	8.8/10.1
被覆材料／最高表面温度[°C]	Inconel/620	Inconel/620
被覆厚さ[mm]	0.40	0.52
最高線出力[W/cm]	390	400
最大／平均出力密度[W/cm <sup>3</sup> ]	499/100	407/107 <sup>*3</sup>
燃料／プランケット集合体数	211/0	216/295
燃料濃縮度(富化度)	5.31 235U%	12.0-13.3 Pu <sub>f</sub> %
平均取出し燃焼度[GWd/t]	45	37.6
冷却材密度係数[dk/k/(g/cc)]	0.4	0.014
Pu <sub>f</sub> 残存率	-	1.018

\*1 水ロッド下降流冷却

\*2 プランケット下降流冷却

\*3 プランケット含む

表4 SCLWRとABWRの安全系の構成

	ABWR(1350MWe)	SCFBR(1245MWe)
○原子炉隔離時 冷却設備(RCIC)	タービン駆動 1 台 :50kg/sec/unit	タービン駆動 1 台 :80kg/sec/unit
○補助給水系(AFS) (HPCF:ABWR)	電動機駆動 2 台 :50kg/sec/unit	タービン駆動 2 台 :80kg/sec/unit
○自動減圧系(ADS)	8弁:105kg/sec/unit at 7.9MPa	8弁:420kg/sec/unit at 25.0MPa
○蓄圧タンク(ACT)		3台:作動圧力<1.5MPa
○低圧注入系(LPCI) (LPFL:ABWR)	電動機駆動 3 台: 264kg/sec/unit at 1.2MPa	電動機駆動 3 台: 400kg/sec/unit at 1.0MPa
○安全系配管	TD-RCIC LPFL/RHR MD-HPCF LPFL/RHR	TD-RCIC LPCI/RHR TD-AFS LPCI/RHR

PWRの1次系のような自然循環が形成されるループが無いが、多様な手段で流量の確保ができるため、現行の軽水炉並の炉心損傷確率となった(図13)。

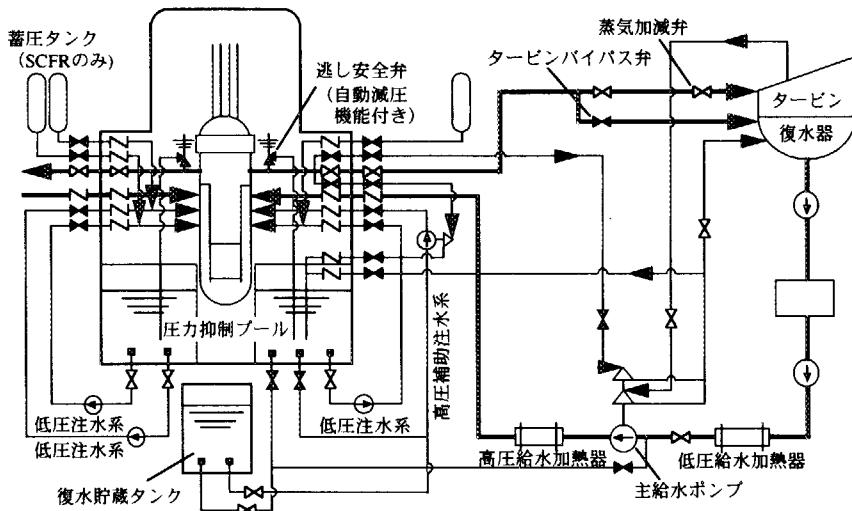


図9 SCFRプラントシステムの概略

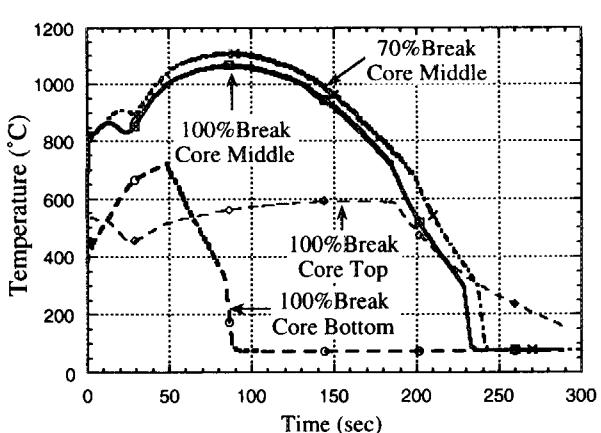


図10 SCFRの大破断LOCAの解析結果

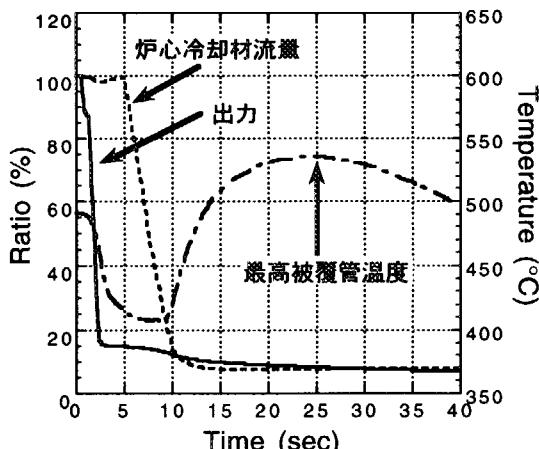


図11 SCFRの外部電源喪失の解析結果

## 5. まとめ

これまでの設計研究および安全解析により、超臨界圧軽水冷却熱中性子炉(SCLWR)、高速炉(SCFR)およびそれらの高温炉(SCLWR-H, SCFR-H)の概念の成立性が示された。特に高温炉では単位電気出力当たりの給水流量を下げるため、BOP系側も物量の低減が期待でき、現行軽水炉からの大幅なコストダウンが実現できると考えられる。

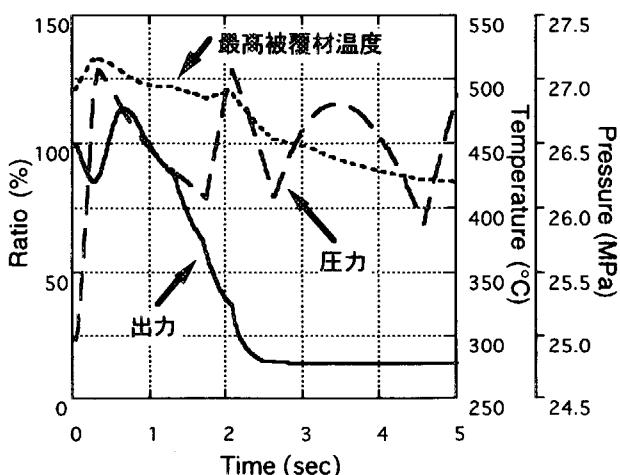


図12 SCFRの蒸気加減弁急閉止(タービンバイパス弁不動作)の解析結果

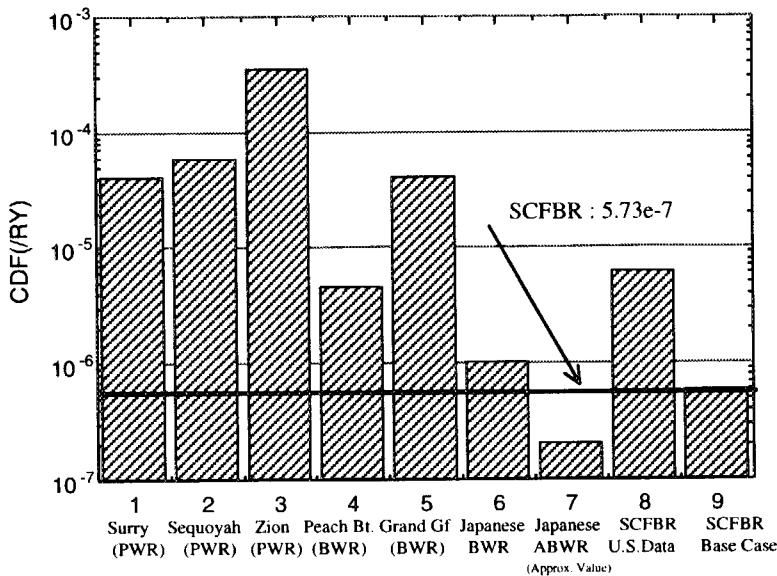


図13 超臨界圧軽水冷却炉のPSAの結果

## 参考文献

- [1] 岡芳明 「超臨界圧軽水炉の概念」 第28回炉物理夏期セミナーテキスト, 1996, p.109-127
- [2] Y. Oka, S. Koshizuka, T. Jevremovic and Y. Okano, "Supercritical-Pressure, Light-Water-Cooled Reactors for Improving Economy, Safety, Plutonium Utilization and Environment," *Progress in Nuclear Energy* **29**, 431-438 (1995)
- [3] Y. Oka and S. Koshizuka, "General Features of Direct-Cycle, Supercritical-Pressure, Light-Water-Cooled Reactors," *Proc. 4th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE-4)*, Vol.2, New Orleans, 1996, p.191-198
- [4] Y. Oka, S. Koshizuka, J. H. Lee, Y. Okano, K. Kitoh, T. Nakatsuka, K. Dobashi and T. Mukohara, "Design and Safety of Light Water Cooled Reactor Operating at Supercritical Pressure," *Proc. Int. Meet. Advanced Reactors Safety (ARS'97)*, Orlando, 1997, p.45-52
- [5] 越塚誠一, 高野直樹, 岡芳明「超臨界圧水の伝熱劣化に関する数値解析」日本機械学会論文集 (B) **60**, 2497-2503 (1994)
- [6] S. Koshizuka, N. Takano and Y. Oka, "Numerical Analysis of Deterioration Phenomena in Heat Transfer to Supercritical Water," *Int. J. Heat Mass Transfer* **38**, 3077-3084 (1995)
- [7] K. Kitoh, S. Koshizuka and Y. Oka, "Improvement of Transient Criteria of a Supercritical Water Cooled Reactor Based on Numerical Simulation," *Proc. 5th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE-5)*, Nice, 2341, 1997
- [8] K. Dobashi, A. Kimura, Y. Oka and S. Koshizuka, "Conceptual Design of a High Temperature Power Reactor Cooled and Moderated by Supercritical Light Water," *Ann. Nucl. Energy*, **25**, 487-505 (1998)

- [9] S. Tanaka, Y. Shirai, M. Mori, I. Takekuro, Y. Komano, K. Nunokawa, J. Otonari, K. Kataoka, Y. Kataoka and K. Moriya, "Core Design of Supercritical-Pressure Light Water Reactor," *Proc. 4th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICON-E-4)*, Vol.2, New Orleans, 1996, p.199-211
- [10] S. Tanaka, Y. Shirai, M. Mori, K. Yamada, Y. Kataoka and Y. Komano, "Plant Concept of Supercritical Pressure Light Water Reactor," *Proc. 5th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICON-E-5)*, 2346, Nice, 1997
- [11] K. Dobashi, Y. Oka and S. Koshizuka, "Core and Plant Design of the Power Reactor Cooled and Moderated by Supercritical Light Water with Single Tube Water Rods," *Ann. Nucl. Energy*, **24**, 1281-1300 (1997)
- [12] T. Nakatsuka, Y. Oka and S. Koshizuka, "Control of a Fast Reactor Cooled by Supercritical Light Water," *Nucl. Technol.* **121**, 81-92 (1998)
- [13] T. Jevremovic, Y. Oka and S. Koshizuka, "Effect of Zirconium-Hydride Layers on Reducing Coolant Void Reactivity of Steam Cooled Fast Breeder Reactors," *J. Nucl. Sci. Technol.* **30**, 497-504 (1993)
- [14] Y. Oka, T. Jevremovic and S. Koshizuka, "Negative Void Reactivity in a Large Liquid-metal Fast Breeder Reactor with Hydrogenous Moderator (ZrH1.7) Layers," *Nucl. Technol.* **107**, 15-22 (1994)
- [15] J. H. Lee, S. Koshizuka and Y. Oka, "Development of a LOCA Analysis Code for the Supercritical-Pressure, Light-Water-Cooled Reactors," *Proc. 4th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICON-E-4)*, Vol.1-B, New Orleans, 1996, p.533-542
- [16] Y. Okano, S. Koshizuka, K. Kitoh and Y. Oka, "Flow-Induced Accident and Transient Analyses of a Direct-Cycle, Light-Water-Cooled, Fast Breeder Reactor Operating at Supercritical Pressure," *J. Nucl. Sci. Technol.* **33**, 307-315 (1996)
- [17] Y. Okano, S. Koshizuka and Y. Oka, "Flow and Pressure-induced Transient Analysis of the Supercritical-Pressure, Light-Water-Cooled and Moderated Reactor," *Proc. 4th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICON-E-4)*, Vol.1-B, New Orleans, 1996, p.771-780
- [18] K. Kitoh, S. Koshizuka and Y. Oka, "Control-rod, Pressure and Flow-induced Accident and Transient Analyses of a Direct-Cycle, Supercritical-Pressure, Light-Water-Cooled Fast Breeder Reactor," *Proc. 4th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICON-E-4)*, Vol.2, New Orleans, 1996, p.537-545

### 3.2.2 RBWRについて RBWR

竹田 練三

Renzoh Takeda

(株)日立製作所

*Hitachi Ltd.*

At present, there are problems such as the non-spread of the nuclear weapon, the long lifetime radioactive waste disposal, the occurrence of Pu for the army, the stopping of the FBR development in Europe and United States.

The concept of RBWR is the result to have examined the limit of existing light water reactor technique to get such problem solution.

A problem of the transportation of Pu is solved by establishing the international atomic energy fuel center which connected the manufacture factory of MOX fuel and the reprocessing facility of used fuel on one site.

With using RBWR, the actinide nuclide can be recycled with Pu. In the design case of 135 kW of electric generating powers, RBWR fits into the reactor pressure vessel of present ABWR. In this condition, the void coefficient of RBWR becomes negative and the breeding ratio becomes 1.

## 1. はじめに

エネルギー問題を半永久的に解決するという付託を受けて「原子力」が始まって50年近くになり、そろそろ約束を果たすべき時にきているとの思いが強い。この間カータ大統領以降の急激な核不拡散の動き、長寿命放射性廃棄物処理のシナリオの再構築、軍用Pu/HEU問題の発生、欧米でのFBR開発の中止等の状況変化の下で、確立済の軽水炉技術でどこまで付託に答えうるかを検討した結果がResource Renewable BWR(RBWR)である。

BWRの開発の初期の段階では、MSSR<sup>1)</sup>のように増殖比1.0以上の実現をめざしていたが、同時に過熱蒸気を求めていたために、温度上昇による被覆管材料の問題と、放射性の腐蝕生成物や、燃料破損が生じた場合の核分裂生成物等の沸騰による蒸溜作用がなくなり、タービン側に放射性物質が移行する問題等で開発をあきらめた経緯がある。そこで、現在世界で400基以上の炉が安全に運転中で、30年以上の運転実績をもつ軽水炉の技術で、Puマルチリサイクルによるエネルギー長期安定供給のシナリオの成立性について検討する。<sup>2,3)</sup>

## 2. エネルギー長期安定供給に対する考え方

Fig.2.1にエネルギー長期安定供給の考え方を示す。まず、前提となるウラン資源量について検討する。旧自由世界でのウラン資源量は、確認埋蔵量と推定追加埋蔵量を合わせて480~620万トン、期待値埋蔵量が960~1210万トンと見積もられており、電力共研で将来計画を立案する時には、軽水炉で使用可能な世界の天然ウラン資源量として、この両者合わせた1500万トンという数字を使っている。天然ウラン1500万トンから約300トンの濃縮ウランが得られ、100万kWの軽水炉1000基を100年間運転できる。その結果、1500万トン弱の劣化ウランと、使用済燃料中に1.5万トン強の核分裂性Puが我々に残される。なお、現在世界で運転中の原子炉は1991年末現在で100万kW換算で343基である。ソ連で100トンのPuの処理が話題になっているが、商用炉から発生した使用済燃料中には、すでに400トンの核分裂性Puが蓄積されているはずである。かりに、炉外を含めた核分裂性Puインベントリーが10トン以下で増殖比1.0の100万kWのエネルギー長期安定供給に対応したBWR、RESOURCE-RENEWABLE BWR(RBWR)である。

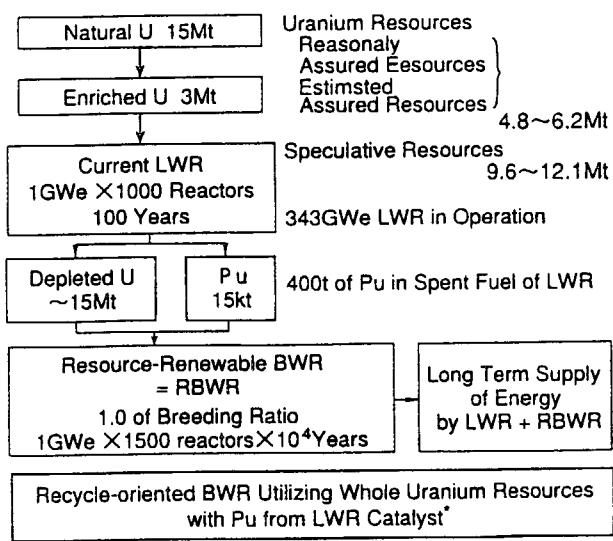


Fig.2.1 Scenario of Long Term Energy Supply

BWR) が実現できれば、1500 基の 100 万 kW の RBWR を  $10^4$  年運転することが可能となり、現在の軽水炉と RBWR の組合せにより、長期的エネルギー安定供給のシナリオが成り立つ。

RBWR は、軽水炉から発生した Pu を触媒のようにして、(その間 Pu 量は不变の意) 全てのウランを燃やしきるリサイクル型の軽水炉と言える。

世界の原子力発電設備容量と所要天然ウラン量の推移を Fig.2.2 に示す。全発電設置容量を、全世界の百万 kW 換算の基数を実線で示し、日本は全世界の 1/10 と考える。運転実績によると 1976 年から毎年百万 KW 20 基づつ建設されたとほぼ等価で、その状態が 2050 年、百万 kW 1500 基まで継続し、それ以降は、1500 基で一定に推移すると設定している。現実には、2050 年で特異点が生じるのではなく、この 2 つの直線に内側から漸近するような曲線を描くと考えている。1991 年末で百万 kW 換算 343 基の実績は実線上の 320 基とほぼ同じであり、1/10 が日本と考えた場合、2000 年が 5000 万 kW、2010 年が 7000 万 kW は、国の長期計画の 2000 年に 5050 万 kWe、2010 7250 万 kWe ともほぼ一致した予測である。RBWR の投入計画については、いくつかの考え方方が可能だが、Fig.2.2 では、2011 年から新設 20 基のうち 10 基を RBWR とし、2050 年まで Pu の生成量に応じて RBWR を投入し、2050 年からは廃炉の代替炉の一部を RBWR に置き換え、現行軽水炉は漸減し、2200 年までに全基 RBWR に置き換えられると考える。Fig.2.2 の点線は、所要天然ウラン量の累積量を示しており、全発電設備容量を現行軽水炉で対応する場合は、約 100 年後の 2080 年頃に天然ウラン総使用量が 1500 万トンに達し、以後単調に増加していく。一方、現行軽水炉と RBWR 併用の場合には、2200 年に 1400 トンになり、以後軽水炉に使用した濃縮ウランのテイルとして残された劣化ウランを使用して  $10^4$  年間天然ウランなしで、100 万 kW 1500 基の RBWR の運転が可能である。なお、この評価では、RBWR の核分裂性 Pu インベントリーは、炉外を含めて 100 万 kWあたり 10 トンとしている。RBWR の導入ペースを遅くして、出来るだけ速く 1400 万トンの天然ウランを使いきり、早く Pu を作ってから RBWR を導入すると、2130 年頃には、全設備容量を RBWR に置き換えることが出来る。この場合は、一時期現行軽水炉の使用済燃料や Pu の貯蔵量が多くなる。一方、Pu の発生量に応じて RBWR を作っていく方式だと、2300 年頃まで併用時代が継続するが、当然の事ながら、いずれの場合も所要天然ウラン量は同じである。

次に、核不拡散に対応した燃料サイクルについての基本概念を述べる。エネルギー長期

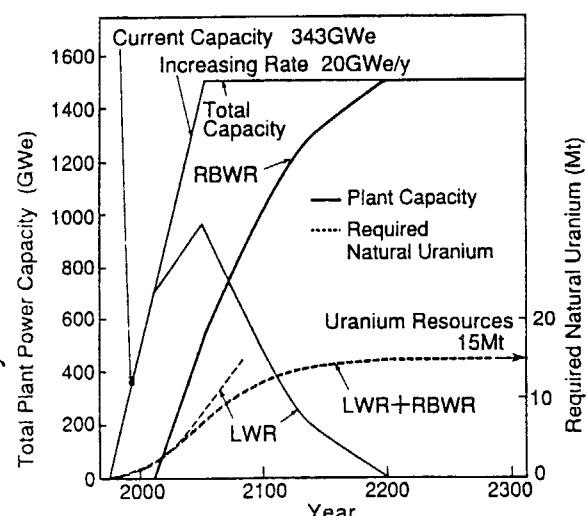


Fig.2.2 Change of Plant Capacity and Required Natural Uranium

安定供給を実現するためには、Puをリサイクルし、アクチノイド核種(Actinides)と核分裂生成物(Fission Product)を地層処分するフェーズⅠで十分であるが、耐核不拡散性を考慮すると、LWRとRBWRの併用運転期(フェーズⅠA)においては、Puの単独抽出を撤廃し、Pu富化度25%のPu-U混合体として取り扱う。LWRでは、Pu全量とUの3%を混合した状態で抽出し、残りの97%のUとFP、Acを回収する。又、RBWRでは、Pu全量とUの30~50%の混合体を抽出し、残りの70~50%のUとFP、Acを回収する。又、RBWR単独運転期(フェーズⅠB)においては、燃料製造から再処理まで一貫して、Pu、U一体でリサイクルし、各サイクルで、燃焼度に対応して減少した若干のUを添加するだけでよい。その際、Pu、U混合体中のPu、Uの全量が抽出され、FPとAcが回収される。現実的なPu、Acを同時にリサイクルする方法はPu、Acを別々に抽出した後、富化度分布を調整してリサイクルするフェーズⅠCである。

最終の姿としては、長寿命の放射性廃棄物を後世に残さないよう、AcをPu、Uと一緒にリサイクル(フェーズⅡ)する。但しこの場合富化度調整が不能で一領域炉心になるためボイド係数は若干正となると考えられる。フェーズⅠCとフェーズⅡは、地層処分するのは、FPのみとなり、Puを含むアクチノイド核種は、たえず一定量、すなわち、各サイクルでの新規の発生量は零となり、その全量が炉心と再処理施設に閉じ込められた状態となる。

### 3. 設計目標と具体策

Fig.3.1にRBWRの設計目標とその具体策を示す。燃料棒格子を現在の四角格子から燃料棒間隙1.3mmの三角格子の六角型集合体にして稠密化するとともに、ボイド率を現在より少し高くして、水対燃料体積比を実効的に0.3程度に低減することにより、劣化ウランにPuを富化した燃料で増殖比1.0を実現する。燃料集合体の六角化にともない制御棒も十字型から3面の翼を持つY字型に変更する。同時に運転基数を増大するために、ABWR<sup>4)</sup>と同程度の集合体出力で短尺の燃料集合体にして単位出力あたりのPuインベントリーを低減する。ABWRと同程度の集合体出力、圧力容器半径で、建設費を現行炉と同程度に維持し、同じ被覆材と燃焼度を採用して混合酸化物燃料によるRBWRの燃料の成型加工費の増加分が、RBWRで不要となる現行軽水炉

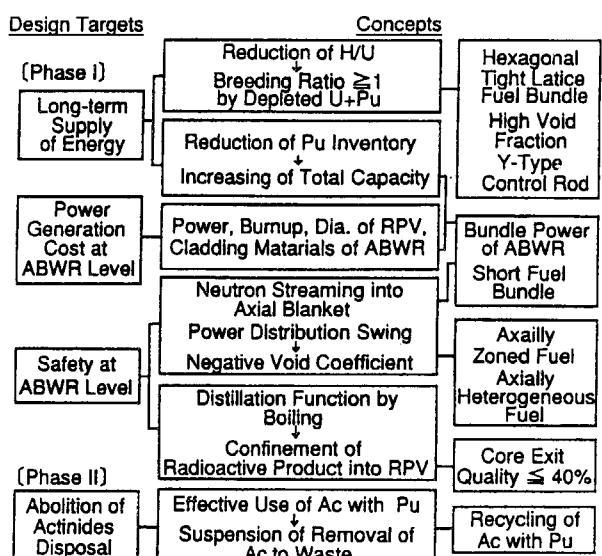


Fig.3.1 Design Targets and Concepts of RBWR

の天然ウラン費と濃縮費で相殺され、同程度の燃料サイクル費が維持されれば、現行軽水炉と同程度の発電コストを維持することができる。又、短尺燃料体の採用による軸方向の中性子漏洩効果と、ボイド率上昇時の沸騰開始点移動による出力分布の軸方向スキューリング効果等により、負のボイド係数を実現するとともに、炉心出口蒸気重量率を40%以下に保つことにより、冷却材の沸騰による蒸留機能を維持して、炉の運転中に発生するコロージョン生成物や破損燃料発生時に生じる冷却材中の放射化物質を圧力容器内に閉じ込めることにより、蒸気冷却型高速炉にみられるような放射性物質の圧力容器外への移動をふせいで、軽水炉と同程度の安全性を保つことを目指す。

フェーズⅠCでは、Puと同時にマイナーアクチノイド核種を同時にリサイクルすることにより、長寿命の放射性廃棄物を炉心と再処理施設内にとじこめることが可能となる。又、現在の軽水炉から発生するアクチノイド核種をRBWR炉心の各核種の平衡量だけ新燃料に富化しておくと、その燃料ではアクチノイド核種の消滅量と発生量が同じとなりRBWRにおいては、実効的にアクチノイド核種の生成量が零、すなわち、新規に発生せず、発電量に無関係に一定量に維持される。この際、PuのみをリサイクルするフェーズⅠとPuとアクチノイド核種を同時にリサイクルするフェーズⅠCで、実効増倍率や増殖比に殆んど変化がないことが確認されている。

#### 4. RBWRの主要諸元と核熱水力特性

RBWRの主要諸元と燃料集合体仕様、炉心平均の炉心高さ方向ボイド率分布を、ABWRの値と比較してTable 4.1とFig.4.1に示す。RBWR-HOは、軸方向Pu富化度2領域の燃料を持つPuインベントリを最小にした炉心で、電気出力はABWRと同じ1356MW炉心圧力7.2MPa、炉心の外接半径が2.88mある。燃料集合体数はABWRより少くなるよう720体である。燃料集合体3体に1体の割合で燃料集合体の間隙に223のY字型の制御棒が挿入されている。制御棒の先端部には、制御棒を引き抜いた時に水を排除できるようジルカロイと黒鉛からなるフォロワーが設けられている。炉心の高さは52cmで上下にそれぞれ25cm、20cmの劣化ウランの軸方向ブランケットが設けられている。炉心冷却材は流量が $2.6 \times 10^4$ トン/hで入口で若干サブクールの状態で

Table 4.1 Specifications and Core Performance

Item	RBWR-HO	RBWR-B2	RBWR-AC	ABWR
Electric Power MWe	1356	1356	1356	1356
Dome Pressure MPa	7.2	7.2	7.2	7.2
Core Outer Radius m	2.88	2.88	2.88	2.69
Number of Fuel Bundles	720	720	720	872
Burnup GWd/t	45	70	45	38
Core Active Height <sup>1</sup> m	0.52	0.70	0.68	3.71
Coolant Flow Rate 10 <sup>4</sup> t/h	2.6	3.2	2.9	5.2
Core Exit Quality %	34	28	31	14.5
Average Void Fraction %	65	59	64	38
Core Pressure Drop MPa	0.15	0.16	0.19	0.17
Fissile Pu Enrichment %	10.8	10.7	10.3	3.6
Fissile Pu Inventory <sup>2</sup> t	4.4	5.8	5.5	...
Breeding Ratio	1.01	1.01	1.01	...
Max. Linear Heat Generation Rate <sup>3</sup> kW/ft	13.3	13.1	13.3	12.5
MCPR <sup>3</sup>	1.32	1.40	1.32	1.30
Void Coefficient 10 <sup>-4</sup> Δk/void	-0.5	-0.5	-0.5	-7.0
Axial Pu Distribution	w/o cm w/o cm w/o cm	12 17 10 35 18 19	18 22 DU 29 13.5 23	13.5 27 DU 18 13.5 23

1:Upper and Lower Blanket 25, 20cm 2:For 1GWe 3:Hailing

炉心に入り、出口で 34% のクオリティになっており、出力過渡状態においても二相流状態を維持し、沸騰による放射性物質の蒸溜機能を維持し、放射性物質の圧力容器内への閉じ込める役割をはたすよう設計されている。ABWRと同じ出力であるため蒸気量は同じで、炉心流量は約半分になっている。燃料集合体の格子間隔は制御棒がある方向 199.3mm、制御棒がない側が 194.4mm である。チャンネルボックスの辺間距離は 193.6mm、肉厚は 2mm である。制御棒翼の厚さは 7.5mm、制御棒翼とチャンネルボックスの間隔は 1.6mm、制御棒のないところのチャンネルボックス間隙は 0.8mm である。燃料集合体あたりの燃料棒数は 271 で、燃料棒外径は 10.08mm、燃料棒間隙は 1.3 で三角格子状に配列されている。スペーサは、嵌合型の円筒型で、集合体あたり 4 個設けられている。外囲部のチャンネルボックスと燃料棒の間隙は 1.05mm を保っている。燃料ペレットは直径 8.63mm で PuO<sub>2</sub> と劣化ウランの混合酸化物燃料で、上部が 12w/o、核分裂性Puの富化度は上部 17cm が 12w/o 下部 35cm が 10w/o である。核分裂性Puのインベントリーは、100 万 KWe 換算で 4.4 トンである。使用済燃料の平均燃焼度は 45GWd/t で増殖比は 1.01 である。炉心平均のボイド率の炉心高さ方向分布は平衡炉心であるので下部ブランケットの発熱によりサブクール状態の冷却材が炉心下端でボイド率約 30% になっているが、炉心出口では、約 80% と ABWR の約 70% に近い値になっている。炉心平均のボイド率は、ABWR の 38% に比べて 65% と大きくなっている。ヘイリング分布における半径方向出力ピーピングは 1.20、炉心高さ方向の出力ピーピングは軸方向ブランケットの影響で 1.72、最大線出力密度 13.3KW/ft、熱的制限値 MCP R は 1.32 である。核分裂の平均エネルギーは約 10KeV で FBR より一桁以上小さく、ドップラー係数は  $-3.7 \times 10^{-5} \Delta k/k/c$  で ABWR の 2 倍以上であり、ボイド係数は  $-0.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/\%void$  と、その絶対値は ABWR より 1 桁小さいが負を保っている。

## 5. 設計手法

RBWR の特徴の一つは、水対燃料の実効

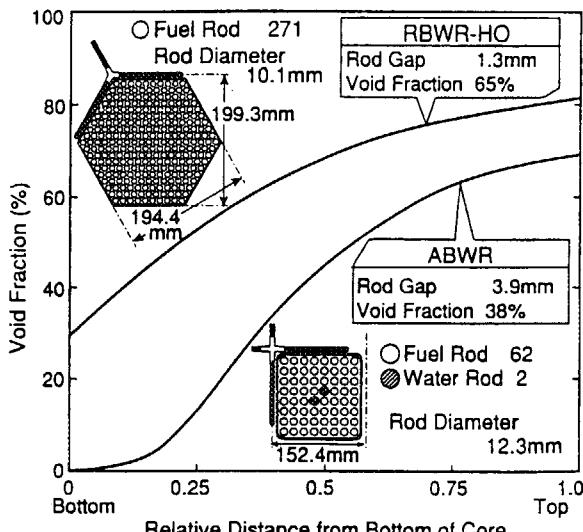


Fig.4.1 Specification of Fuel Bundle and Core-Averaged Void Distribution

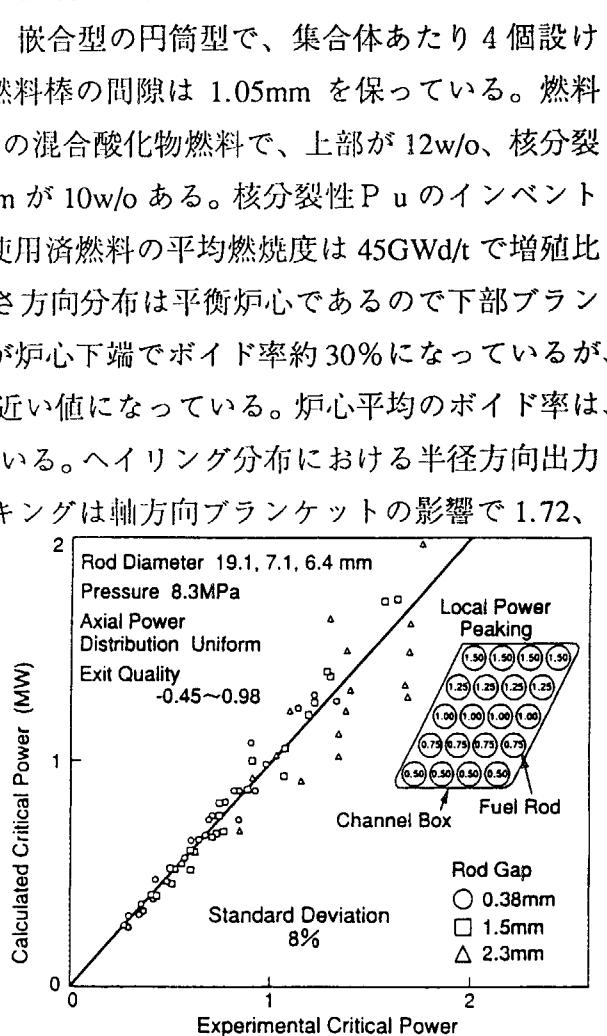


Fig.5.1 Comparison of Calculated and Experimental Critical Powers

体積比が小さいことで、熱外中性子束の実効断面積、共鳴領域の核データの取り扱いが核特性評価の重要な役割を担っている。燃焼計算と結合したベクトル化された燃料集合体のモンテカルロ計算プログラム VMONT<sup>5)</sup>が開発され、PROTEUSの実験データで、プログラムの稠密炉心への適用の妥当が確認<sup>6)</sup>されている。熱水力特性は、CISEの臨界出力相関式<sup>7)</sup>をベースにした修正CISE式<sup>8)</sup>を用いて評価した。BAPLでの稠密格子でのバーンアウト実験データ<sup>9)</sup>と修正CISE式による解析値との関係をFig.5.1示す。実験値と解析値のずれは、標準偏差で8%以内に入っている。

## 6. 過渡解析と安全解析

RBWR-HO炉心の典型的な過渡事象の解析結果をFig.6.1に示す。過渡時のMCPRの減少量の最大値は0.10で、再循環ポンプ故障時であり、ABWRの給水過熱喪失時の△MCPRとほぼ同じ値である。定格出力運転時のMCPRは1.30以上になるよう設計されているので、燃料の健全性は十分確保され、過渡事象中の最大熱流束や圧力容器にかかる圧力もABWRの値以下になることが計算により確認されている。LOCA解析のもっとも厳しい事象として高圧注水系配管破断の解析結果をFig.6.2に示す。燃料被覆管の最高温度は672°CでABWRの場合より約130°C高くなっているが安全基準の1200°Cには十分余裕があり特に問題ないことが確認された。

## 7. アクチノイド核種の有効利用

RBWR-AC炉心にはPuと一緒にマイナー・アクチノイド核種(An)をリサイクルする炉心である。Fig.7.1にRBWR-AC炉心におけるNp-237、Am-241、Am-242M、Am-243、Cm-244、Cm-245の平衡に達する装荷量と各核種の半減期を示している。同時に200万年の半減期を持つNp-237の蓄積量を示す。通常のLWRで炉外貯蔵する場合に比べて、RBWR炉心で炉外貯蔵の場合炉心中性子スペクトルの違いにより蓄積量は

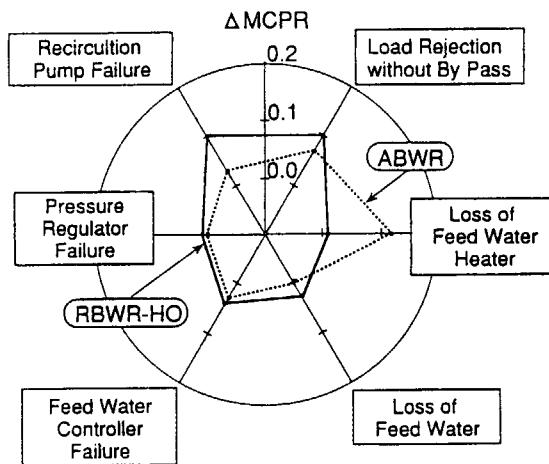


Fig.6.1 Thermal Margin During Typical Abnormal Transients

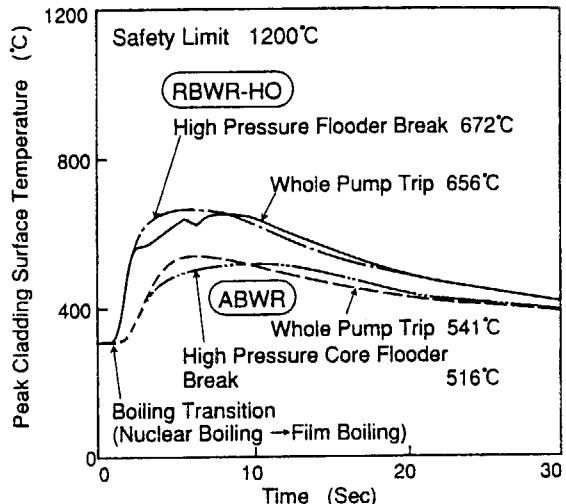


Fig.6.2 Peak Cladding Surface Temperature for Loss of Coolant Accident

半分となる。一方、Puと一緒にAcをリサイクルすると40kgで平衡に達する。LWRから発生するNp-237を最初から40kg装荷しておくと、発生と消滅量が同じで、運転中にNp-237が増加することはない。このように、Acを軽水炉技術でRBWR-AC炉心と再処理施設にとじこめることができ、炉外貯蔵を撤廃出来る。又、核分裂炉がその使命を終える時には、PuAcを順次に集約し、最後は一基の炉心中にPuとAcが残るようにすることが可能である。

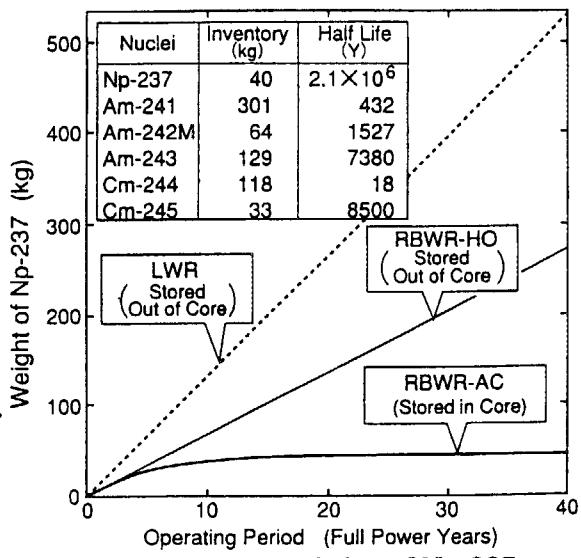


Fig.7.1 Accumulation of Np-237

## 8. 国際原子力燃料センターと核不拡散への対応

この原子力開発の本来の目的であるエネルギー長期安定供給と核不拡散を両立させるために、世界の数個所に燃料の再処理と燃料製造を一つの敷地内で行なう国際原子力燃料センターを設置し、そのセンターとRBWR発電所サイトの間は、燃料集合体の状態で移動させることとし、Puはエネルギー国際通貨のように取り扱い、国際原子力燃料センターで定量的な管理を行い、核不拡散に対応させる。新燃料と使用済燃料の間で核分裂性Pu量が殆んど変化しないRBWRの採用によりPuの管理が容易になり、国際管理が現実のものとなることを期待したい。

Fig.8.1にRBWRに軽水炉からとり出されたPuを装荷しリサイクルを繰り返した時のPuの同位元素の変化を示す。核分裂Puの割合が69%から58%に減少し、Pu-240が26%から38%に増加し、核不拡散に有効である。

## 9. おわりに

ABWRと同程度の経済性と安全性の下でエネルギー長期安定供給に対応できる電気出力1350MWeのRBWR-HO、B2の概念設計をまとめた。RBWRは稠密六角型の燃料集合体、炉心平均のボイド率が約65%、Y字型制御棒の組合せで0.3より少し小さい水対

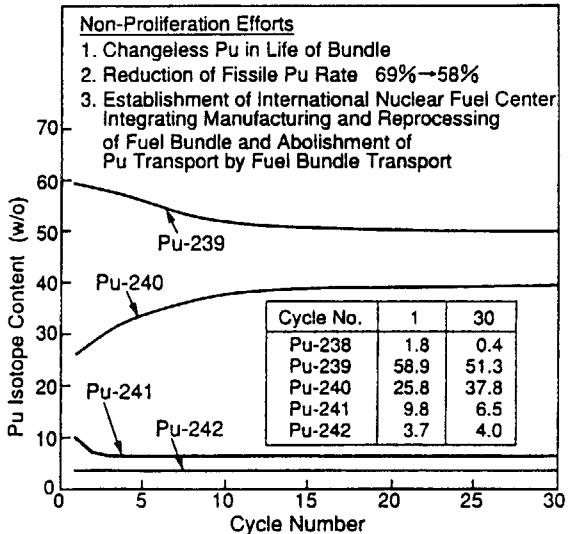


Fig.8.1 Non-Proliferation Efforts and Pu Isotope Content

燃料実績体積比で増殖比 1.0 を実現するとともに、短尺燃料集合体による炉心上下方向の中性子漏洩の活用やボイド率上昇時の沸騰開始点移動による出力分布のスキーイングの活用等により負のボイド係数を得ている。旧自由世界のウラン埋蔵量 1500 万トンを 100 万 kW<sub>e</sub> の現行軽水炉 1000 機で約 100 年間燃焼させると、1.5 万トンの核分裂性 Pu と 1500 万トン弱の劣化ウランが残される。残された核分裂 Pu と劣化ウランで 100 万 kW<sub>e</sub> の RBWR 1500 機を 104 年間運転することが可能である。炉心出口における蒸気の重量率は 40 以下におさえられており、常に飽和温度に保たれるため現行 BWR と同じ材料が使用可能で、沸騰による蒸溜作用により放射性物質を圧力容器内にとじこめることができある。長寿命の放射性廃棄物を次の世代に残さないため Pu と一緒にアクチノイド核種をリサイクルする RBWR-AC 炉心の概念設計をまとめた。さらに燃料製造と再処理施設を一体化した原子力燃料センターを世界に数ヶ所設置することにより、RBWR と原子力燃料センター間の燃料集合体の輸送に留めて Pu 単独輸送を撤廃でき核不拡散に寄与する。

## 参考文献

- 1) R.T.PENNINGTON, "Nuclear Superheat Project Eighth Quarterly Progress Report," GEAP-3785 (1961)
- 2) R.TAKEDA et al., Trans. Am. Nucl. Soc., 72, 389 (1995)
- 3) R.TAKEDA et al., Proc. of International Conference on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems. GLOBAL '95 Versailles, France, September, 1995, P.938
- 4) S.A.HUCIK et al., "Outline of the Advanced Boiling Water Reactor (ABWR)," Proc. of second International Topical Meeting on Nuclear Power plant Thermal Hydraulics and Operations, 4-10, (1986)
- 5) H.MARUYAMA et al., "A Monte Carlo Method with Pseudo Scattering for Neutron Transport Analysis" in Proc. of International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, Mathematics and Computation, Paris (Apr. 1987)
- 6) 森本裕一、他、「ベクトル処理型モンテカルロ核特性解析プログラム VMONT の開発 (3) — 稠密格子体系の解析 —」、昭和 62 年日本原子力学会秋の大会 予稿集、D60 (1987.9)
- 7) S.BERTOLETTI et al., "Heat Transfer Crisis with Steam-Water Mixtures," Energia Nucleare, 12, 121 (1965)
- 8) 松本知行、他、「稠密格子燃料集合体の限界出力評価式の開発」、昭和 62 年原子力学年会 予稿集、E40(1987.4)
- 9) B.W.LETOURNEAU et al., "Critical Heat Flux and Pressure Drop Tests with Parallel Upflow of High Pressure Water in bundles of Twenty 0.25-and 0.28-inch Diameter Rods," WAPD-TM-1013,(1975)

### 3.2.3 BWRによる先進的核燃料リサイクル Advanced Fuel Recycle by BWR

松山慎一郎、坂下 嘉章  
Shinichiro Matuyama and Yoshiaki Sakashita

(株)東芝  
*Toshiba Corporation*

The concept of BARS (BWR with Advanced Recycle System) is described. This system is to recycle fuel for breeding type BWR using spent fuel by the dry reprocessing.

At present, it is studying about the high spectrum core cooling with light water, the dry reprocessing, Vibration Compaction fuel and so on. In the dry reprocessing method used oxide, RE and DF are one of the technical issues. In the case that DF is about 10, RE doesn't influence a core behavior. According to improve the present process, the possibility lies in making DF from 5 to equal or more than 10 sufficiently. Here, the outline, the development situation of these studies and the prospect of BARS from ability are explained.

## 1. はじめに

B A R S (BWR with Advanced Recycle System)の概要を図1に示す。軽水炉使用済み燃料を、乾式再処理／振動充填燃料加工によりBBWR (Breeding BWR) の燃料としてリサイクルするシステムである。現在、軽水冷却高速スペクトル炉心、乾式再処理、振動充填燃料等に関する研究が行われている。ここでは、それぞれの概要、開発状況等について紹介する。

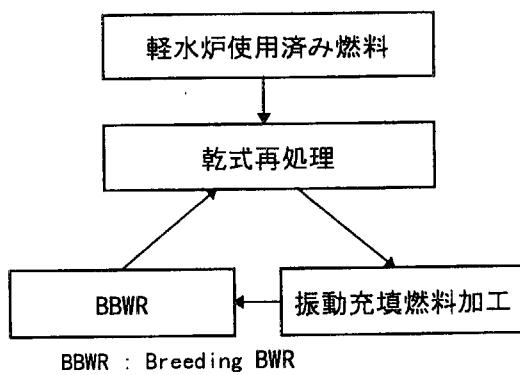


図1 BARS の概要

## 2. 軽水冷却高速スペクトル炉心<sup>(1)</sup>

水対燃料比を0.5程度に低減することにより、高速炉に近い中性子スペクトルを持ったBWR炉心の評価を行い、BWRによる増殖の可能性について核的検討を行った。

### (1) 検討対象炉心

大型BWR（炉出力3900 MWt、炉心径5.4m、炉心高さ1.6m）において大型バンドルを使用し、三角燃料棒配列による稠密格子を採用するとともに、水ギャップ部分には中空フォロワー付き制御棒を配置することで、水対燃料の断面積比を0.5程度まで小さくし、中性子エネルギーを高速スペクトル化した炉心を対象とした。

### (2) 検討結果

上記炉心の中心部での中性子スペクトルの評価結果を図2に示す。一般に中性子スペクトルが硬くなると、 $\eta$ 値が増加して増殖の可能性が増大する。一方、ボイド増大時のスペクトルシフトによりボイド反応度係数は正となる傾向がある。ボイド反応度係数を負とするため、炉心高さを従来BWRより低減するとともに、軸方向中性子ストリーミングの増大のために通常集合体より炉心高さの低いパーシャル燃料集合体を配置することとした。

炉心のRZ断面図を図3に示す。この炉心を対象に1年サイクル、4バッチ交換炉心の平衡サイクルでの増殖比をJENDL-3を用いた2次元RZ7群拡散計算により解析した。燃料は軽水炉使用済み燃料をリサイクルした混合酸化物燃料とし、炉心上下に軸ブランケット燃料を配置した。評価結果を図4に示す。これらの結果から増殖のためにはボイド率の増大、軸ブランケット厚さの増大、燃料スメア密度の増大等が有効であることが分かった。

また、上記検討炉心を対象とし、乾式再処理における希土類元素(REE)の除染係数(DF)をパラメータとして、炉心燃料に混入してくるREEが炉心特性に及ぼす影響を評価し、DFが10程度以上では、REE混入が炉心特性へ及ぼす影響が小さいことを確認した。

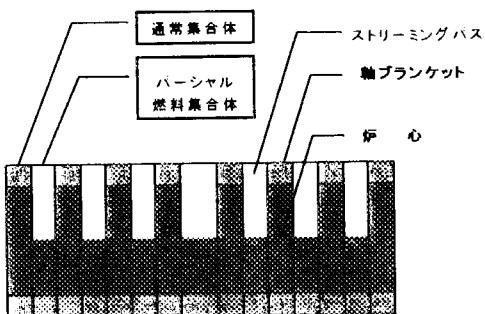


図 3 炉心断面図

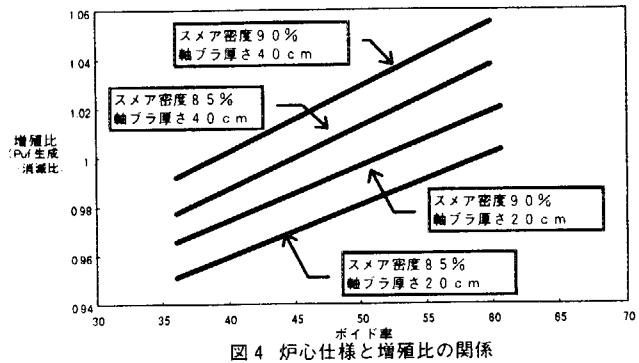


図 4 炉心仕様と増殖比の関係

### 3. 乾式再処理

乾式再処理の1つである酸化物乾式法は、ロシアにて開発が進められている<sup>(2)</sup>。それを改良した陽極溶解・同時析出法は、酸化物の溶融塩中への溶解と電解によるUの陰極への析出(酸化物のかたち析出)を同時に行うものである。図5に本法の処理工程の概要を示す。

Puは、Uの回収後に酸素+塩素ガスの吹き込みにより酸化物のかたちで沈殿させ回収する。Puの回収方法としては、この他に溶融塩中に酸素と塩素の混合ガスを吹き込みながら電解する事により(U+Pu)酸化物として回収する方法も可能である。

得られる酸化物の密度は非常に高く、理論密度比で97~99%程度であり、これは顆粒として振動充填燃料を製造するのに適したものである。

ロシアでは、実使用済み燃料を用いた再処理試験が既に実施されている<sup>(3)</sup>。また、国内でもUを用いた試験でその成立性を確認するとともに<sup>(4)</sup>、上記の陽極溶解・同時析出法を開発し、処理速度の向上と塩素ガス使用量の低減を可能としている。<sup>(5)(6)</sup>

### 4. 振動充填燃料

ロシアでは、約20年にわたり、酸化物乾式法による燃料製造と組み合わせた振動充填燃料の開発を行っており、高速炉、軽水炉で多くの燃料製造、照射実績を有する。ロシアの軽水炉(PWR)振動充填燃料の製造、照射試験実績を表1に示す<sup>(7)</sup>。ロシアの軽水炉燃料は、金属ウラン粉末を混入させることにより、高いスマア密度の燃料を製造しており、最高では、金属ウラン30 wt%でスマア密度10.6g/cm<sup>3</sup>のことである。

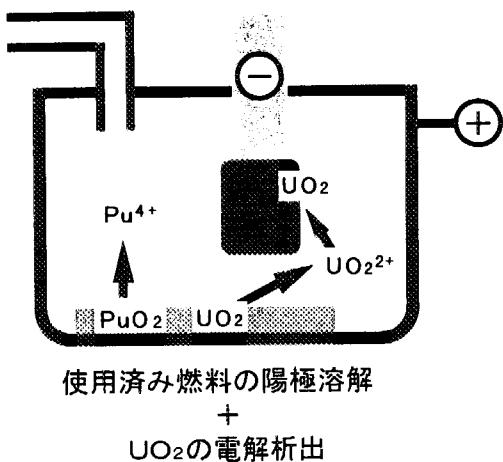


図 5 陽極溶解・同時析出法の処理工程

表1 ロシア軽水炉振動充填燃料の照射試験実績

目的	燃料棒 本数	スミア密度 [g/cm <sup>3</sup> ]	線出力 [W/cm]	照射期間 [day]	燃焼度 [MWd/t]	備考
振動充填技術開発	40	9.4~10.6	—	—	—	長さ 0.2~4 m 金属 U 0~30 % Gd 0~15 %
	25					
	12					
組織変化、熱・機械特性	18	>10.3	>65	250		
出力変動	35	9.8	>56	>535	43000	4300 サイクル
寿命評価	24	9.8	>55	>550	32000	試験完了
MIR	6	10.2	>40		47500	
MIR(ループ)	12	10.4	>50		35900	
MR						
燃料棒破損 UO <sub>2</sub> , (UPu)O <sub>2</sub>	11	10.3	>85	>500		初期欠陥、照射中 破損、端栓欠陥

一方、国内でも振動充填燃料の技術開発が進行中である。

燃料製造技術に関しては、酸化物乾式法による燃料粒子製造試験及び生成粒子を用いた振動充填試験、燃料粒子の機械的挙動解析コード開発、燃料非破壊検査技術開発等である<sup>(8)</sup>。また、炉心・燃料設計技術に関しては、熱・温度特性、焼結・組織変化挙動等の照射挙動の調査、検討、振動充填燃料炉心特性評価等である<sup>(9)(10)(11)</sup>。

当社で製造した振動充填燃料の断面写真を図6に示す。大小粒子が均等に被覆管内に分布している。

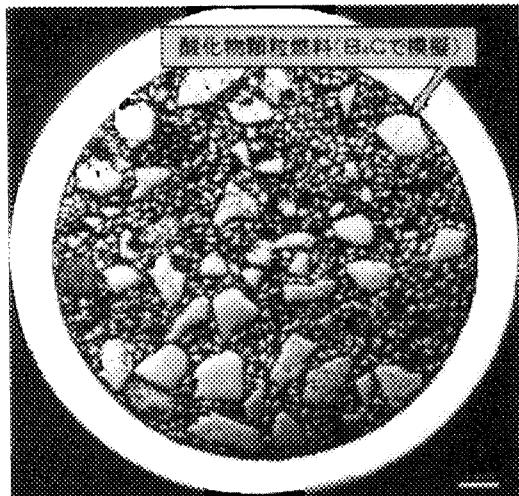


図6 振動充填燃料の径方向断面写真

## 5.まとめ

BWRで増殖のためには、85%TD程度以上の高スミア密度が必要である。酸化物乾式法により得られる粒子は理論密度に近い高密度粒子であり、この粒子を用い、また、金属ウランを混入させることによりこの程度の高スミア密度の燃料の製造は十分可能であると考えられる。また、酸化物乾式法では、REのDFが問題となるが、炉心特性評価ではDFが10程度以上であればRE混入が炉心特性に及ぼす影響が小さいとの結果がでており、乾式再処理においても今後のプロセス改良によりDFを現状の5程度から10以上に向上することは十分実現可能な範囲と考えられる。

以上の検討により、BAR-Sの成立性についての見通しを得ることができた。

## 6.参考文献

- (1) 横山他，“軽水冷却型高速スペクトル炉心における増殖性に関する検討”，日本原子力学会，1997秋の大会，F76
- (2) O.V.Skiba, et al., “Technology of pyroelectrochemical reprocessing and production of nuclear fuel”, Proc. GLOBAL'93, p. 1344(1993)
- (3) 麻生他，“陽極溶解・同時析出試験”，日本原子力学会，1996春の年会，L61
- (4) 麻生他，“陽極溶解・同時析出試験(2)”，日本原子力学会，1996秋の大会，k9

- (5) A.V.Bychkov, et al., "Pyroelectrochemical reprocessing of irradiated FBR MOX fuel. III. Experiment on high burn-up fuel of the BOR-60 reactor" , Proc. GLOBAL'97 p. 912
- (6) K.Suzuki, et al., "Feasibility study of pyrochemical reprocessing and production of nuclear fuel" , Proc. GLOBAL'95, p. 1200
- (7) A.A.Mayorshin, et al., "Calculated-experimental justification of using vibropack UO<sub>2</sub> and PuO<sub>2</sub> in PWR" , Proc. GLOBAL'97 p. 510
- (8) S.Matsuyama, et al., "Vibrating compaction of UO<sub>2</sub> particles produced by anodic dissolution method" , Proc. GLOBAL'97 p. 1432
- (9) 横山 他, "顆粒酸化物燃料による炉心特性の研究" , 日本原子力学会, 1995 春の年会, B43
- (10) 松山 他, "振動充填燃料炉心の開発(3) -高速炉炉心特性への影響評価-", 日本原子力学会, 1995 秋の大会, D61
- (11) 渡辺 他, "振動充填燃料炉心の開発(5) -振動充填燃料を用いた BWR 燃料核特性の予備的評価-", 日本原子力学会, 1996 春の年会, B29

### 3.3 低減速スペクトル MOX 炉心研究(2) Undermoderated Spectrum MOX Core Study (2)

#### 3.3.1 加圧水型増殖炉について Pressurized Water-type Breeder

柘原 洋、駒野 康男

Hiroshi Tochihara and Yasuo Komano

三菱重工業株式会社

*Mitubishi Heavy Industry*

The purpose of this development is the advance of the PWR core. The conversion ratio (the breeding ratio) are examined.

In the case of heavy water as the coolant, the breeding ratio can be achieved about 1.1 with using a hexagonal lattice and space about 1 mm assembly fuel.

In the case of light water coolant, the breeding ratio becomes about 1.0, using a hexagonal lattice and fuel space about 0.5mm fuel assembly.

Here, it reports on the situation of the examination such as the nucleus design of core, the design of fuel assembly, the heat hydraulics design of the core, the structure design and so on.

## 1. はじめに

PWR プラントの改良開発は、図 1 に示すように 1970 年代に導入の第 1 世代 PWR より始まり、今後に導入が予定されている第 4 世代 PWR まで着実に進められてきた(1)(2)。将来的には、次世代 PWR の開発が予定されているが、その 1 つの要素として転換比向上を検討した結果、以下のように PWR で増殖炉が達成できる見通しを得た(3)(4)(5)。

- (1) 軽水冷却材使用で約 0.5 mm 間隔の六角格子燃料集合体で転換比が約 1.0 程度
- (2) 重水冷却材使用で約 1 mm 間隔の六角格子燃料集合体で転換比が約 1.1 程度

今回は、図 2 に示すような転換比向上炉心のうちの重水冷却材使用で転換比が約 1.1 程度の増殖型 PWR について検討状況を報告する。

## 2. 目的

以下のような目的を達成できる PWR 技術の延長上にある増殖型 PWR を構築する。

- (1) マルチリサイクル Pu の有効利用
- (2) 天然資源の節約
- (3) Pu サーマル利用との組み合わせ

増殖型 PWR であれば、図 3 に示すように核分裂性 Pu 割合は燃焼取り出し後もほとんど減少しないので何回でも再処理してリサイクルすることが可能である。

## 3. 目標

下記の増殖型 PWR を目標とする。

- (1) 転換比は、約 1.1 程度を目標とする。
- (2) 冷却材ボイド係数は、運転中、負を達成する。
- (3) 100 万 kW<sub>e</sub> 以上の電気出力を目標とする。
- (4) 低開発コストおよび低建設コストを目標にする。

転換比が約 1.1 程度であれば、図 4 に示すように 2100 年時点でも日本全体での天然ウラン資源積算消費量は、約 100 万トン強であり世界究極資源量の 10% 以下に余裕をもって収まることが分かる。又、図 5 に示すように重水利用であれば、転換比約 1.1 程度の増殖型 PWR は実現可能な見通しがある。

## 4. 増殖型 PWR の成立性

増殖型 PWR の技術的成立性を確認するために下記の項目について検討している。

- (1) 炉心核設計 · · · · · 転換比、炉心反応度、ボイド係数など
- (2) 燃料集合体設計 · · · · 稠密六角格子燃料の製作性、燃料健全性など
- (3) 炉心熱水力設計 · · · 熱的余裕、炉内圧損など
- (4) 安全評価 · · · · · 事故時の安全性確認 (Non-LOCA, LOCA)

(5) 炉心構造設計・・・・・・緻密六角格子燃料の炉心構造検討

(6) プラント設備・・・・重水系統設備など

以下に各項目の検討状況を報告する。

#### 4. 1 炉心核設計

##### (a) 転換比

- ・転換比は炉心寿命平均で約1.1が達成できる。
- ・燃料とブランケット（減損ウラン）を組み合わせた非均質炉心という構成とする。

##### (b) 炉心反応度

- ・燃焼による反応度減少は、サイクル当たり約3% $\Delta k / k$ である。
- ・Pu f 富化度は約12%が必要である。
- ・通常時の反応度制御は、濃縮B-10のB4C制御棒で対応できる。
- ・炉停止時および事故時の反応度制御に濃縮B-10ケミカルシムを使用する。

##### (c) ポイド係数

完全ポイド発生による負の反応度効果（ポイド係数）は下記の設計にて対応する。

- ・燃料とブランケット（減損ウラン）を組み合わせた非均質炉心という構成とする。
- ・出力分布を炉心周辺にひずませた中性子漏洩重視設計を取り入れる。
- ・反射体部分への中性子吸収材の配置も考慮する。
- ・固定形の水素含有減速材（ZrH<sub>2</sub>など）の配置も考慮する。

上記の対策を有機的に組み合わせることにより運転中の冷却材ポイド係数を負にすることが出来る。

#### 4. 2 燃料集合体設計

##### (a) 細密六角格子燃料集合体の製作性について以下を検討している。

- ・スペーサーグリッドによる支持方式により燃料棒間隔約1mmの燃料集合体を試作して製作性の見通しを得た。
- ・スパイラルフィン付燃料棒により燃料棒間隔約0.5mmの燃料集合体を試作して製作性の見通しを得た。

##### (b) 燃料の健全性については下記を検討している。

- ・高速炉では中性子吸収効果が問題となるので被覆管にはSUS管を使用する。
- ・通常時の健全性はPWR燃料設計手法で確認している。
- ・照射後の健全性は、今後、照射試験が必要である。
- ・流動による健全性は、今後、流動試験が必要である。
- ・将来は超高燃焼度燃料をねらう。

#### 4. 3 炉心熱水力設計

##### (a) 热的余裕の推定

・高転換炉での稠密格子燃料のDNB試験結果から推定する。

・稠密格子燃料でのDNB相關式 $K_f K$ で热的余裕を推定する。

現在のPWR並みの热的余裕を確保する設計が成立する見通しである。

今後、DNB試験を実施して稠密六角格子燃料での热的余裕を確認する。

##### (b) 炉内圧損増加の推定

・圧損増加を設計により推定して炉心構造物、1次系ポンプ仕様への影響を検討している。

・今後、流動試験で圧損増加などを確認する。

#### 4. 4 安全評価

増殖型PWRの事故時安全評価(LOCA, Non-LOCA)を概略評価中である。

・炉心パラメータ(各種反応度係数など)変更による影響評価をしている。

・稠密六角格子燃料による影響評価をしている。

・厳しくなる評価事象に対しては設備対応にて対処可能である。

今後、LOCA時を模擬した各種試験の実施が必要である。

#### 4. 5 炉心構造設計

稠密六角格子燃料集合体の炉心構造について検討している。

・APWR用大型圧力容器を使用する。

・太径制御棒六角格子燃料集合体用の炉心構造の設計をしている。

今後、炉心構造物確証のため各種流動試験が必要である。

#### 4. 6 プラント設備

下記以外は基本的にAPWRプラントとほぼ同じである。

・重水系統設備が追加設備となる。

(重水濃度調整設備、重水精製設備など)

・1次系冷却材ポンプの高揚程化が必要である。

#### 5. 開発上の課題

前述のような増殖型PWRを開発するには、今後、以下のような課題(設計および試験)について検討する必要がある。

(1) 核設計・・・・・・臨界実験による転換比、ボイド係数などの検証

- (2) 热设计 ······ DNB 試験による热的余裕の検証など
- (3) 燃料設計 ······ 製造性確認後、各種流動試験、照射試験など
- (4) 安全評価 ······ LOCA 時の热除去試験など
- (5) 炉心構造設計 ······ 各種流動試験、制御棒挿入試験など

## 6. まとめ

従来の PWR プラントのハードウェアをベースとして重水冷却材を導入して、以下の特徴をもつ増殖型 PWR を構築できる見通しを得た。

- (1) 燃料棒間隔約 1 mm 程度の稠密六角格子燃料集合体
- (2) 燃料とブランケットを組み合わせた非均質炉心
- (3) 現行 PWR と同程度の最高線出力を維持した炉心燃料
- (4) 現行並みの MOX 燃料仕様

今後、開発上の課題を計画的に実施していくことにより、21世紀前半に必要になる増殖型 PWR の実現を目指していきたい。

## 7. 参考文献

- (1) K. TAKAKUWA et al., "Advanced PWR in Japan", Proc. of ICONE-3, 2, 663, (1995)
- (2) M. ISHIDA et al., "Improved Full MOX Operation for an Advanced PWR", Proc. of 10th PBNC, 1, 690, (1996)
- (3) H. Tochihara et al., "Nuclear Design for Mixed Moderator PWR", Second International Symposium on Global Environment and Nuclear Energy System (1996).
- (4) M. Ishida et al., "Mixed Moderator PWR for Flexible Plutonium Utilization", Proc. of Advances In Nuclear Fuel managenent 2, 1, 10-25, (1997).
- (5) M. Ishida et al., "Conceptual Design of a Mixed Moderator Spectral Shift Reactor for Flexible Plutonium Utilization", Proc. of International Conference on Future Nuclear Systems", 1, 737-742, Global'97, (1997).

現時点					
	70 年代	80 年代	90 年代	2000 年代	2010 年以降
三菱の PWR 建設実績と改良	第 1 世代 PWR 9 基 (6793 MWe) ・ 技術導入 ・ 国産化	第 2 世代 PWR 7 基 (5805 MWe) ・ 信頼性向上 ・ 安全性向上	第 3 世代 PWR 7 基 (6768 MWe) ・ 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	燃料国产化	燃料信頼性向上	高燃焼度化 1 (48 GWd/t)	高燃焼度化 2 (55 GWd/t) MOX 燃料実用化	高燃焼度化 3 (~70 GWd/t)

図 2 増殖型 PWR について

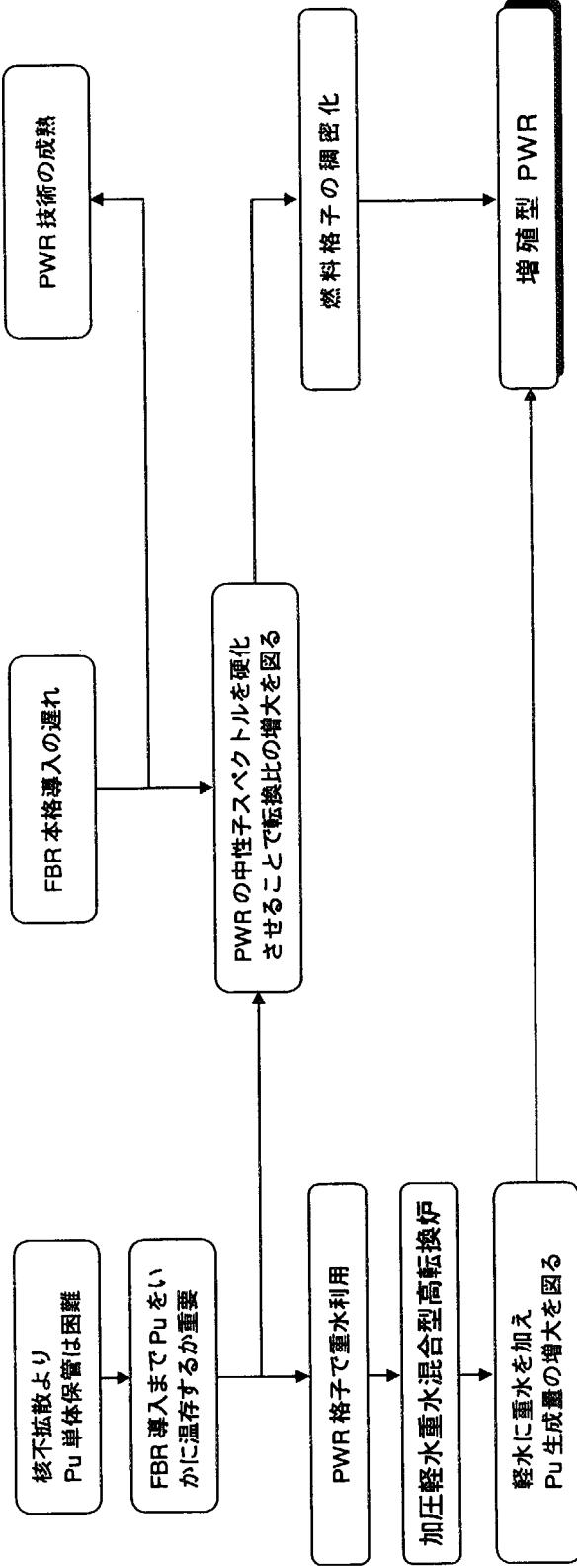


図 1 PWR プラント改良・開発の流れ

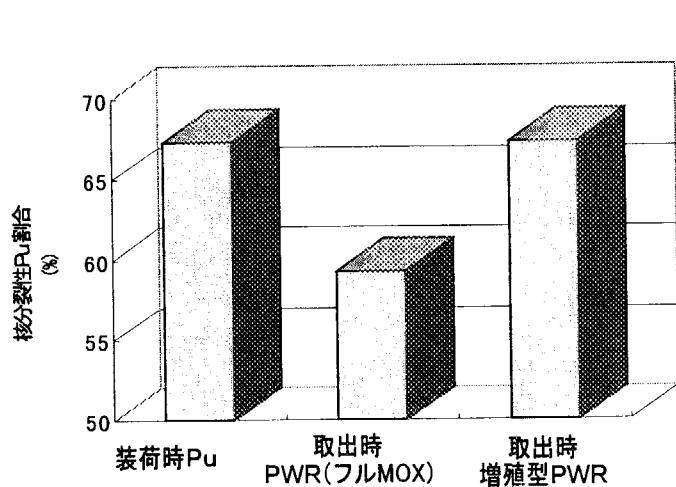


図3 Pu組成の変化

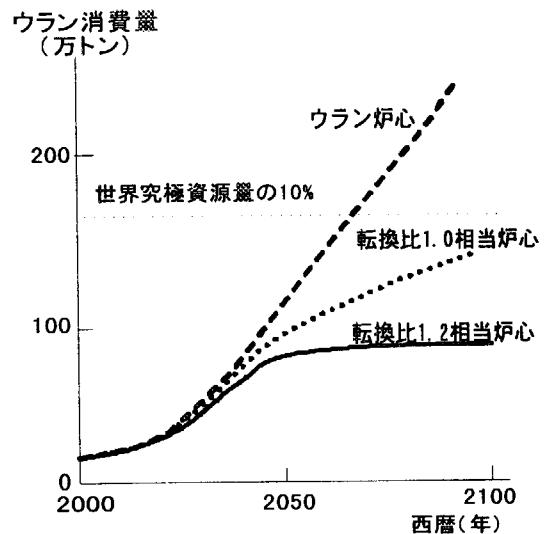


図4 資源利用について

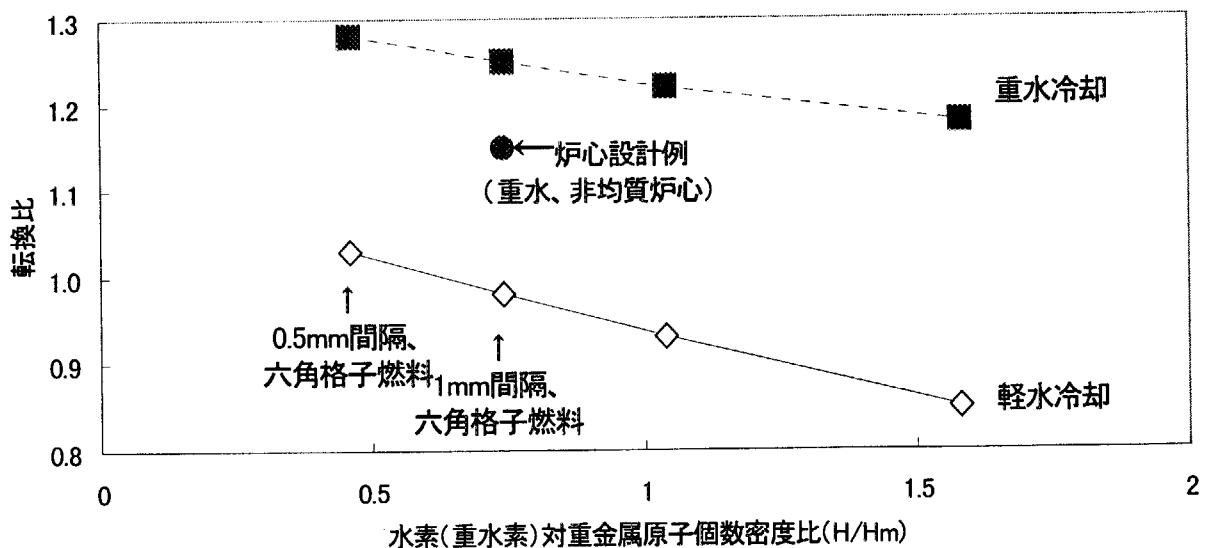


図5 燃料稠密化と転換比の関係

### 3.4 原研における研究現状と将来計画

#### Present Situation and the Future Plan of Research in JAERI

##### 3.4.1 低減速スペクトル炉心の設計研究

###### Design Study of the Undermoderated Spectrum Core

落合 政昭  
Masaaki Ochiai

原研原子炉工学部受動的安全炉研究室  
*Japan Atomic Energy Research Institute*

Based on the experience of the high converter research, the examination of the undermoderated-type PWR core are started. The design goal is equal to or more than 1.0 conversion ratios, a large-sized core with 1,200,000kWe class, the taking-out burn up of 60GWd/t.

The present design condition is the tight core by about 1mm fuel gap in cooling heavy water. This design is the non-homogeneous forming core composed in 4 areas and ZrH arranged between the fuel and the blanket area.

In the future, it examines about the case of the 5 area core in PWR condition and the case of the BWR condition, too. JAERI examines the influence of fuel gap on DNB heat flux, critical experiment of undermoderated spectrum core.

## 1. はじめに

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る。一方、核燃料リサイクルについては、新型転換炉の開発中止、「もんじゅ」におけるNa漏洩、東海再処理施設アスファルト固化処理施設における火災爆発事故等によりフランスにおける「スーパーフェニックス」開発計画の中止決定等により、Na冷却高速増殖炉を中心とする核燃料リサイクル計画及びその推進策は大きな影響を受けた。その後の議論により、我が国における核燃料リサイクル計画の必要性は再確認されたものの、高速増殖炉の実用化が相当遅延することが懸念される状況にいたった。このため、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一つの方法として、既に成熟段階にある軽水炉技術を最大限に活用することが考えられる。

軽水炉が他の種々の炉型と比較して広く利用されているのは、優れた安全性、信頼性及び経済性を有するためである。これら長所の多くは、使用経験が豊富で化学的に安定な水を冷却材として使用していることに起因しているが、正の密度係数等の固有の自己制御性は減速材が同時に冷却材である熱中性子炉であることに起因している。一方、熱中性子炉であるため、ウラン資源の利用効率が低く、使用済燃料中のMA量も多い。このため、原研では、軽水炉システムにおいて中性子スペクトルを硬化させ、固有の自己制御性を損なわない範囲で、水炉の長所と高速中性子炉の長所をあわせ持つ、低減速スペクトル炉心の設計研究に着手したところである。

## 2. 設計研究の現状

軽水炉の燃料格子を稠密になると、中性子スペクトルがエネルギーの高い方へ移行し、転換比が上昇する。図1に示すように、天然ウラン利用率は転換比が1に近づくと急激に高まる。現行軽水炉プラントを大幅変更することなく、天然ウラン利用率を向上させることを目的とした高転換型軽水炉が1980年代に大きな関心が持たれた。BWR炉心設計研究によれば、準稠密炉心でボイド率を大きくすることにより、低減速スペクトル炉とし、1.0程度の転換比が可能である<sup>1)</sup>と報告されている。また、PWR炉心においても、燃料格子を稠密化し、軽水の代わりに減速能の低い重水を用いると、低減速スペクトル炉とし、1.0を上回る転換比の可能性があることも報告されている<sup>2)</sup>。このような低減速炉心ではプルトニウム組成の燃焼による変化が小さく、プルトニウムの多重サイクル利用が可能であり、また、燃焼による炉心反応度の変化が軽水炉に比べて小さい。従って、低減速炉心は、軽水炉技術による核燃料サイクルへの貢献、長期連續燃焼による経済性向上の可能性等が見込まれることから、原研では将来の原子炉の候補の一つとして開発研究を開始した。原研においては、過去に、主としてPWR型の高転換炉の設計研究を行い、二重扁平炉心<sup>3)</sup>等の設計を報告している。これは、出力低下を抑制しつつ、ボイド係数を負にするため炉心有効長60cmと扁平な炉心を2段組いた設計である。出力はPWRの2/3程度で、転換比は0.83と期待した程の成果は得られなかった。今回は、この研究の経

験を踏まえてPWR炉心から設計研究を開始することとし、重水利用等の現行プラントの変更も許容する方針で研究を進めることとした。

設計目標として、1.0以上の転換比及び負のボイド係数を設定するとともに、現行軽水炉に匹敵する経済性という観点から、120万kWe級の大型炉心及び60GWD/tの達成燃焼度を設定した。

まず、原研で開発したSRACコードを用いて燃料対減速材の体積比を変えてパラメトリックな評価を行った。同コードの計算精度確認のために一部連続エネルギーモンテカルロコードMVPコードを使用した。ついでCOREBURNコードによりボイド係数の評価を行った。燃料棒はPWRの $17 \times 17$ 燃料の燃料棒直径と同じ9.5mmとし、燃料集合体は6角配列の稠密格子とした。燃料組成は、将来の高燃焼を想定して、55GWD/t取り出しのPWR燃料からのプルトニウムの利用を想定した。本炉心は3バッチ取り替えとし、取り出し時の平均燃焼度を取り出し平均で60GWD/tとした。

SRACコードによるパラメトリック計算結果として燃料対減速材体積比と転換比との関係を図2に示す。同図から、体積比を0.5より小さくすると急激に転換比が上昇することが分かる。なお、このような炉心では、Na冷却高速炉と同様に減速材のボイド係数が正になるので、それを負にする方策が必要である。炉心を偏平にする方法が一般に取られているが、120万kWe級の大型炉心では圧力容器の制限と、出力達成の点から炉心長の短尺化には限界がある。ボイド係数を負にする方策は多かれ少なかれ反応度を犠牲にし、プルトニウム濃度の上昇を招き、そのため転換比を減少させるので、ブランケットを適切に配置した最適炉心を設計する必要がある。

ボイド係数を負にする方策として、径方向ブランケットを炉心内部に配置する非均質炉心を採用、ブランケットと燃料領域の間にZrH<sub>2</sub>を配置する、炉心の周辺部に新燃料を装荷する等の方法で中性子の漏れを大きくする配置とする等の方法を採用した。

ZrH<sub>2</sub>の配置は例えば図3に示すように、ブランケット集合体の外側の燃料棒をZrH<sub>2</sub>棒に置き換える方法で実現できる。

炉心の多分割化によるボイド係数及び転換比の感度解析を行ったところ、図4に示すように、燃料領域を4、ないし5分割すると、ボイド係数を負とすると同時に、1以上の転換比を実現できる設計点が存在するように考えられた。そこで、径方向を4分割した炉心につき、富化度を調整して見たところ、図5に示すように、ボイド係数及び転換比の条件を満足する設計点が存在した。この炉心について、具体的に3サイクルの燃焼計算を行った結果、表1に示すように、燃焼度の目標は未達成であるが、ボイド係数及び転換比の点では目標を達成できる見通しを得た。

### 3. 技術課題の検討

重水利用高転換型PWRの有用性は転換比に、成立性はボイド係数の正負に強く依存するものの、いずれも設計余裕が小さい。このように、本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。従って、さらに、本炉の成立性を確認するためには、重水利用システム及び稠密燃料集合体の成立性とともに、核設計の計算精度を確認する必要がある。

重水利用については、表2に示すように重水と軽水の熱的物性値に大差はなく、この観点からはプラント構成を大きく変更せずに成立しうるものと判断できる。また、重水冷却炉であるCANDU炉の被覆材及び構造材は軽水炉で使用実績のあるもので、材料面での成立性にも問題ない。最大の問題は重水の価格と重水素の放射化に伴うトリチウムであろう。現行PWRでは、抽出及び漏洩した一次冷却水は放射性液体廃棄物として取り扱い、希釈放流等の方法で処理している。しかしながら、重水は高価であるので回収する必要があり、ATRと同様に重水回収設備が必要となる。また、使用済み燃料貯蔵プール水は当然軽水であるから、従来の燃料交換方式では、重水と軽水の混合が避けられない。従って、重水の減損を極力避けるための燃料交換システムの検討が必要である。

CANDU炉等の既存の重水炉では、大量のトリチウムが生成されることがよく知られているが、重水利用高転換型PWRでは、中性子スペクトルが硬いこと及び炉心領域の冷却材量が少ないことから、発生トリチウム量はそれほど多量ではなく、軽水炉の約1.4倍程度と見込まれる。しかしながら、前述したように、価格の点から一次冷却水の排出は不可能であり、燃料交換時に原子炉容器の蓋を開放できるようにするには、一次冷却材中のトリチウム濃度を軽水炉並に保つ必要があり、トリチウム除去系が必要となる。トリチウム除去系は蒸留塔方式で可能であるが、容量等の定量的検討が必要である。

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熱流束及びLOCA時の再冠水挙動については、本炉心をカバーするような条件での実験はなされておらず、今後この分野の実験的研究が必要である。原研には図6に示す高圧小型ループのように、かつて高転換炉研究に使用した実験装置があるので、これら装置を改造して実験研究を行う計画である。

核設計手法の精度を確認するためには、低減速炉心体系で臨界実験を行う必要がある。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2m、深さ約2m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、図7に示すように、1600本程度のMOX燃料棒（外径約10mm、長さ約1m、富化度11%）を中心部に、ブランケット棒（外径約10mm、長さ約1m、天然ウラン）をその周囲に、バッファー燃料棒（外径約10mm、長さ約1m、天然ウラン）及びドライバー燃料（外径約10mm、長さ約1m、約3%濃縮ウラン）を外側に配置することによって、低減速炉のスペクトルを模擬でき、臨界量、転換比、ボイド係数、温度係数反応率分布、核分裂率等を測定する。なお、TCA装置を一部改造することによって重水利用も可能である。

#### 4. 今後の計画

今後、PWR型炉心については、当面、5領域炉心により設計目標の達成を目指すが、より簡素な炉心での達成を目指し、燃料領域の上下に吸収体を配置する等のFBR設計の経験を踏まえた検討を進める予定である。また、BWR型炉心についても、増殖炉の可能性を探求するための設計研究を行う。

稠密化については製造技術上及び伝熱上の限界がある。製造技術上の限界については産業界の協力により確認したい。伝熱上の限界については、PWR及びBWR体系でのDNB熱流束実験並びにPWR体系での再冠水挙動実験を燃料ギャップをパラメータとして行う計画であり、これにより確認する。

また、核設計の精度確認を目的とした低減速スペクトル炉心の臨界実験については、当面、試験計画の検討、設置変更の準備等を進める。

さらに、重水利用システムの成立性確認の観点から、トリチウム除去系及び燃料交換システムの技術的及び経済的成立性の検討を行う。

#### (参考文献)

- 1) 竹田他、日本原子力学会 1994 年秋の大会
- 2) Y.Ronen et al., Nuclear Technology Vol.62(1983) and Nuclear Technology Vol.73(1986)
- 3) 奥村他、JAERI-M 90-096 (1990)

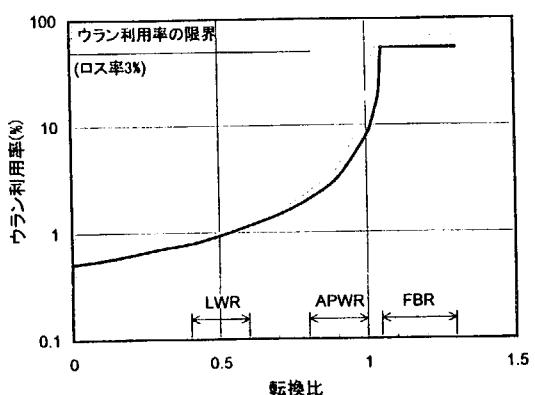


図1 転換比に対する燃料再処理プロセスにおける天然ウランの利用率

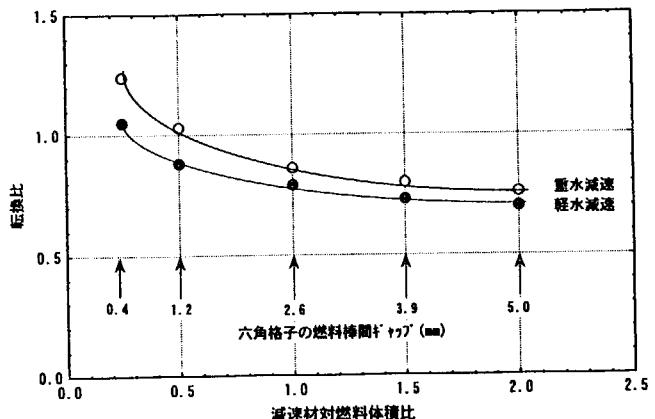


図2 重水減速 PWR の転換比と減速材対燃料体積比の関係

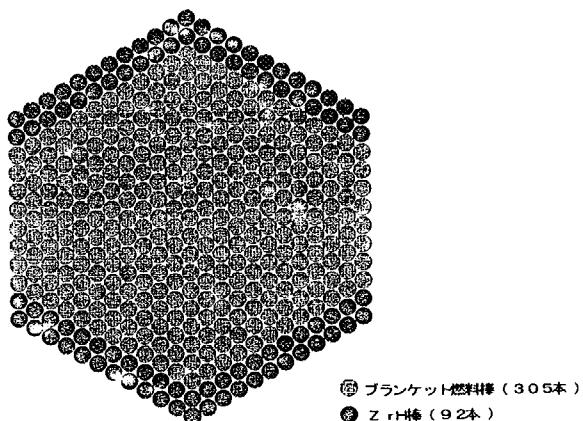


図3 ブランケット燃料集合体構成例

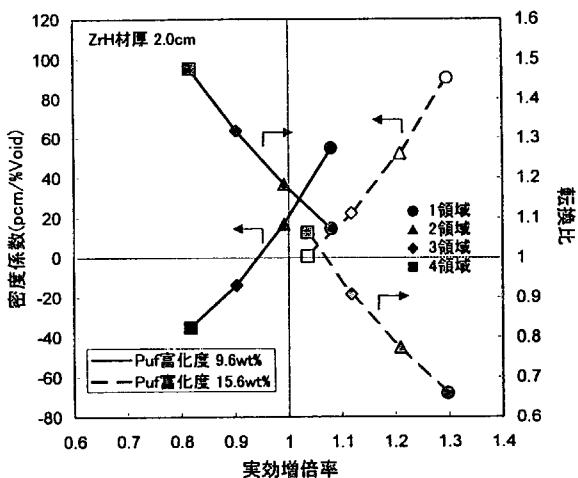


図4 燃料の多分割化による密度係数及び転換比の感度評価

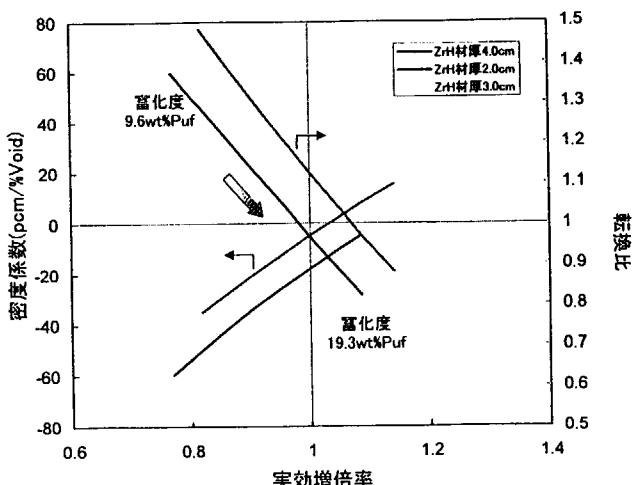


図5 径方向の4分割炉心の密度係数及び転換比

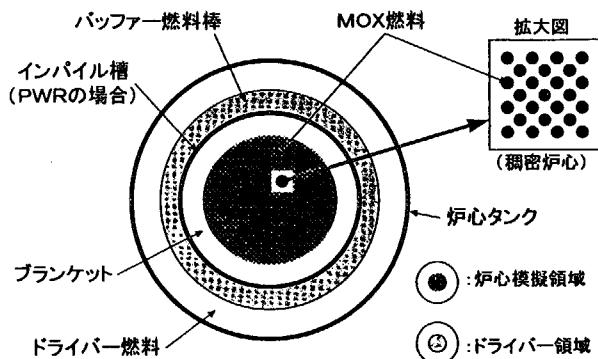
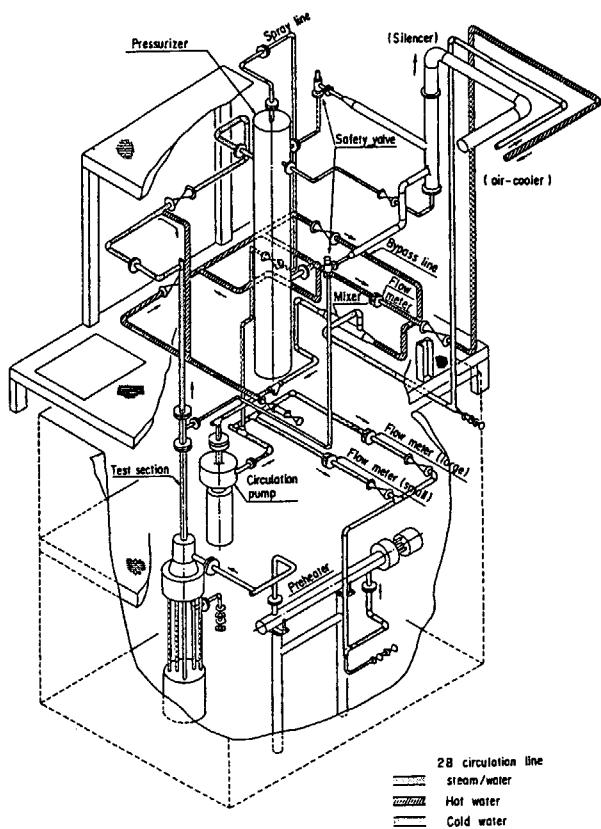


表1 炉心評価結果

- 燃料富化度 : 13.5 wt%Pu<sup>f</sup>
- サイクル寿命 : 15000 MWd/t
- 転換比 : 1.02 (第3サイクル末期)
- ボイド係数 : -5 pcm/%Void以下

表2 重水の物性、重水炉の材料

1. 重水の物性	重水	(軽水)
密度 (kg/m <sup>3</sup> )	1073	967
定圧比熱 (kJ/kgK)	4.17	4.20
動粘性係数 (mm <sup>2</sup> /s)	0.356	0.338
熱伝導率 (mM/mK)	633	671
プラントル数	2.51	2.06
蒸発熱 (Cal/mol)	9919	9719
沸点 (°C)	101.4	100
体膨張率 (/K) @280~360°C	0.00038	0.000423

2. 重水炉の材料
CANDU1次系材料: ジルカロイ4、インコロイ800、炭素鋼

@ 360° K

### 3.4.2 アクチニド研究施設 Actinide Research Facilities

小川 徹

Tooru Ogawa

日本原子力研究所物質科学部融体燃料プロセス研究室

*Japan Atomic Energy Research Institute*

About 1% of Pu and about 0.1% of MA are contained in spent fuel. In the future, as the result of using a high burn up fuel and a pull thermal, the higher actinide in the spent fuel and the rise of the plutonium enrichment degree of the early stage fuel and so on are estimated. The influence of Pu and MA on the fuel behavior, the safety the fuel cycle and so on must be correctly evaluated.

There are actinide research facilities in Japan Atomic Energy Research Institute and it is the facilities which are well-proportioned in this country. To examine a fuel cycle in future, a basic study of the dry reprocessing about some kinds fuel (oxide, nitride, metal) included Am, Cm is necessary. A research program about the basis study of fuel is carried forward.

## 1. はじめに

使用済み燃料中にはPuが約1%、マイナーアクチニド（MA: Np, Am, Cm）が約0.1%含まれている。今後、燃料の高燃焼度化やプルサーマル利用の結果、使用済み燃料中のアクチニドの全体的な高次化、初期燃料のプルトニウム富化度の上昇等が予測され、これらが燃料挙動／安全性／燃料サイクル等に及ぼす影響を正しく評価する必要がある。ここでは、これらの課題に取り組むための、原研におけるアクチニド研究施設の現状と将来計画について述べる。

## 2. アクチニド科学と燃料工学

すでに現在計画中のPuサーマル利用におけるPu富化度程度のMOXについても、その使用条件によっては、中性子捕獲反応生成物のCm-242からのヘリウムガスの放出が燃料挙動に及ぼす影響が懸念されている<sup>1)</sup>。また、PuやMAを添加することによって、燃料の熱特性（熱伝導度、融点等）は、UO<sub>2</sub>燃料に比べて劣化する<sup>2)</sup>。一例として、Fig.1には、金属状態におけるU~Cmの融点と熱伝導度の積を示した。融点と熱伝導度の積は定性的にその物質を用いた燃料要素の線出力密度の上限に対応する。Uに比べ、超ウラン元素の熱特性が顕著に悪いことが見て取れる。酸化物では金属に比べ、Np、Puにおける極小（Np及びPu金属の融点が低いことに起因している）は出現しないが、原子番号増大とともに右肩下がりで熱特性が低下する傾向は同様である。

さらに、また、二酸化物の化学的安定性は原子番号増加とともに低下する。AmO<sub>2</sub>は空気中でさえ1200°C以上の高温では酸素を放出してしまう<sup>3)</sup>。言い換えれば、Amを含有する酸化物燃料は通常の酸化物燃料に比べて被覆管を酸化する力が強いことになる。高富化MOXさらにその高燃焼度という条件では、Am等の超プルトニウム元素の含有量が増加し、PCIにおいても従来の常識とは違った現象が出現することが予想されるのである。また、これらの課題を考慮すれば、新しい炉型、燃料型の探索はバックエンド研究開発と密接な連携を保って進められるべきである。

従来、軽水炉燃料の安全性に関する最も基礎的な部分でのデータは欧米から提供されてきたと言って良い。我が国のすぐれた燃料技術はその結論部分を受容するうえに築かれてきた。しかし、新しい原子力概念を開拓するためには、上記のような種々の問題について正確な基礎データに基づいた評価を行う能力が求められる。今後の課題の探索と解決に当たっては、その基盤を適切な国際協力で補うと同時に、かなりの程度まで自前で作っていく必要がある。しかし、国内のアクチニド研究の基盤整備は遅れている。また、国際的には、米国の政策等の影響から、むしろこの分野の研究能力は衰退傾向にある。

### 3. 原研のアクチニド研究体制 一 現状

Table 1に原研のアクチニド固体科学関連研究施設の概要を示す。原研では、主要なアクチニド研究施設として、東海研にPu研究1棟が、また、大洗研に燃料研究棟がある。MOX等Pu含有物質の基礎研究について、国内では最も充実した体制ができつつある。また、これらの施設では、Puに加えてNpをマクロ量扱うことが可能である。一方、照射後試験については、実用燃料試験施設の $\beta/\gamma$ セル・ラインでPu富化度5%、燃焼度56GWd/tまでのMOXを集合体規模で扱える他、試験用セグメント規模でPu高富化燃料を扱うための $\alpha/\gamma$ セル・ラインが整備されている。さらに、WASTEFにおいては、Cm等のTRU含有廃棄物模擬試験体の試験研究が進められている。TRU研究の円滑な進展には、ウラン系物質での豊富な経験の蓄積や新手法開発が不可欠であるが、これについては研究4棟において集中的に進められている。

国際協力としては、平成3年度から米国オークリッジ国立研究所と、超ウラン元素基礎物性に関する研究協力が行われており、超ウラン元素の合金化挙動についてシステムティクなデータ取得が続けられている。また、平成9年度からはフランスCEAと消滅処理燃料分野での協力が開始された。

### 4. 原研のアクチニド研究体制 一 計画

以上のように、基礎データ取得という側面では、U~Npについては、原研において将来にわたっての要求にある程度こたえられる体制ができつつある。しかし、Am、Cmについては、十分な $\gamma$ /中性子遮へいを備えた設備が要求されるために、取組は遅れている。

TRU消滅処理研究に関連しては、平成9年度からWASTEFにTRU窒化物の研究設備を導入し、平成10年度試験開始のために準備を進めている(Fig.2)。第1期の計画としてはAmN、CmNを炭素熱還元法によって合成し、その高温安定性を調査する。2期以降は、要請に応じて、酸化物系の基礎物性についても研究を進めたい。

将来の燃料サイクルの検討のために、原研では、Am、Cmまでを含めた各種燃料（酸化物、窒化物、金属）について、乾式再処理の基礎研究を進めている。乾式再処理技術は、必ずしも炉型、燃料型によらない、共通の基盤としての展開が期待される。このため、NUCEFに $\alpha/\gamma$ /中性子遮へいを備えたアクチノイド高温化学モジュールを設置する計画を進めている(Fig.3、4)。Table 2には同モジュールにおけるアクチニド取扱い量を示す。これにより、高純度不活性雰囲気中で乾式再処理に関する高精度の基礎データの他、MA含有燃料の基礎物性の研究が可能になる。

## 参考文献

1. M. Billaux et al., IAEA Specialist's Meeting on Water Reactor Fuel Performance Modeling, Preston, U.K., Sep. 19-22, 1988.
2. 小川 徹、「TRU燃料挙動予測とデータベースの現状」、日本原子力学会「消滅処理」研究専門委員会編、「消滅処理研究の現状」、(1994年8月)、pp.117-124.
3. S. Casalta et al., "A thermodynamic properties study of the americium-oxygen system", in Proc. Intern. Conf. Global-1995, Sep. 11-14, 1995, Versailles, France, pp. 1667-1674.

Table 1 原研の主要アクチノイド研究施設 (照射後試験施設以外)

施設名	竣工年	施設面積 (m <sup>2</sup> )	Pu使用許可量 (kg/年)	RI* (1日/年間)
核燃料物性関連				
プルトニウム研究1棟	1960	430	0.8	Np-237 約1g/約10g Am-241 約30 μg/日
大洗研燃料研究棟	1974	600	16	Np-237 約11g/約190g
廃棄物 (TRU燃料) 関連				
WASTEF (廃棄物安全試験施設)	1981	870	0.06	Np-237 約14g/日 Am-241 約20g/日 Cm-244 約1.5g/日
再処理安全/廃棄物/基礎				
NUCEF B棟	1993	1350	1.3	

\*許可量はBq単位。これを重量に換算。

Table 2 NUCEF鉄セル 線源強度計算条件

線源取扱量	1日取扱量	3ヶ月取扱量	1年取扱量
Am - 241	5g	15g	60g
Am - 243	0. 1g	0. 3g	1. 2g
Cm - 244	0. 01g	0. 03g	0. 12g
Np - 237	10g	30g	120g
プルトニウム (組成)	100g (Pu238 : Pu239 : Pu240 : Pu241 : Pu242 = 0. 2 : 80. 3 : 15. 5 : 3. 6 : 0. 4)  Pu 100gに随伴して、Am241の3gを評価上考慮。		
天然ウラン	400g		
濃縮ウラン	100g		

\*セル遮蔽は3カ月分が一度に床上に出ることがありえるとして計算。貯蔵庫遮蔽は1年間分に対して計算。

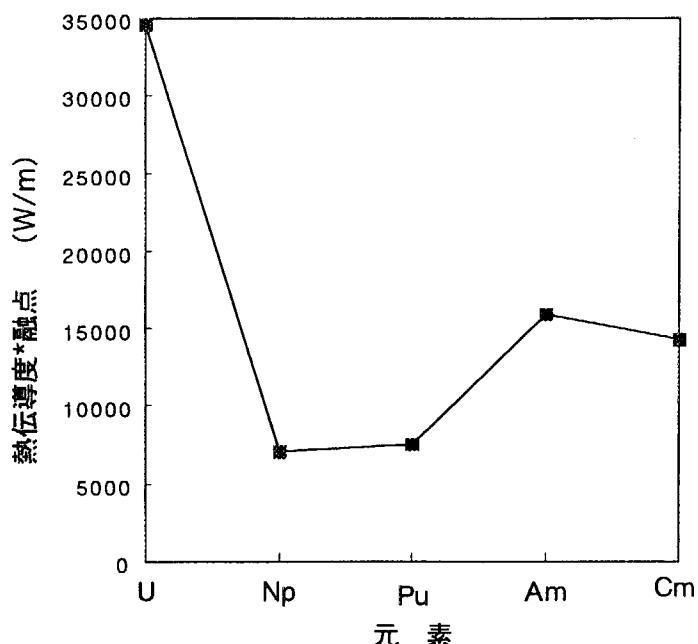


Fig.1 アクチニド金属の熱伝導度と融点の積

燃料の熱伝導度の融点までの温度積分は、燃料要素の線出力密度の上限を定める。定性的に、熱伝導度と融点の積は燃料の線出力密度の上限の相対的な尺度である。Uに比べて超ウラン元素金属はこの意味で燃料として使いにくい。酸化物ではNp, Puの数値がAm, Cmより相対的に大きくなるが、金属と似たような傾向を示す。

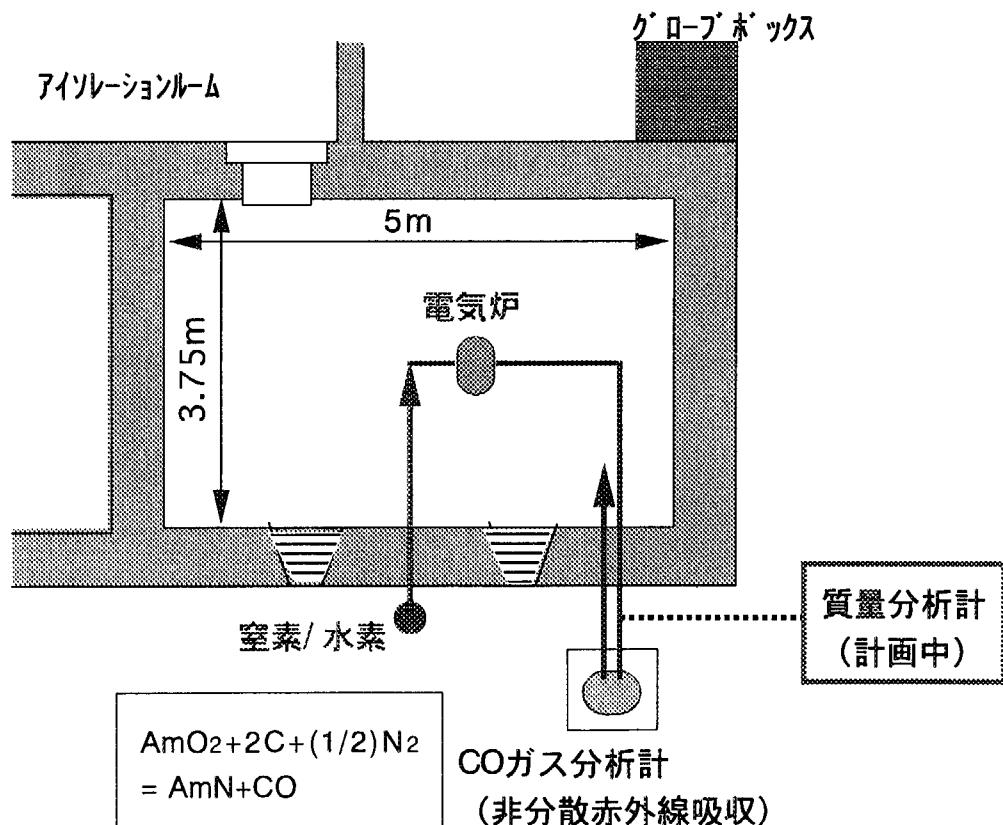
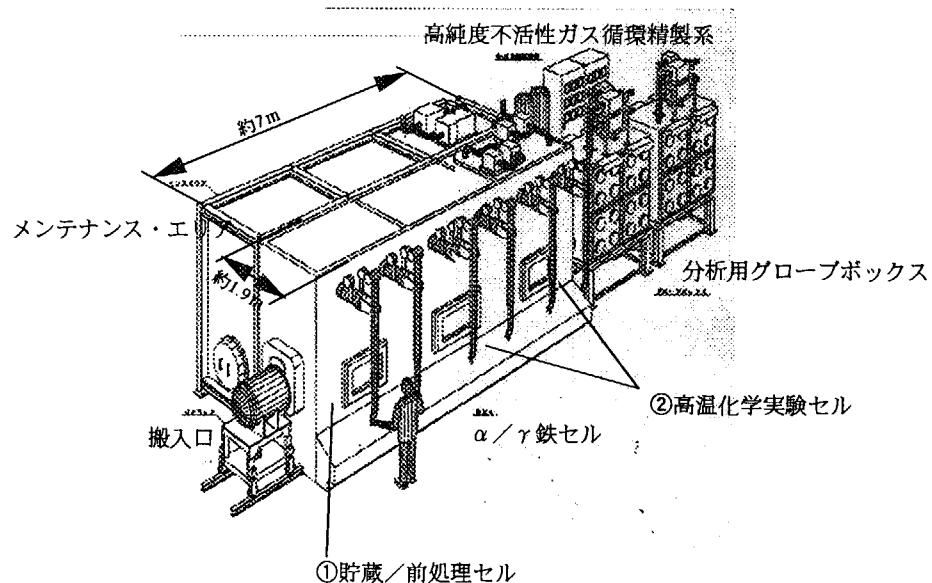


Fig.2 WASTEFにおけるAmN, CmN調製試験 (H10開始)

セル内装

- ・電気化学実験装置
- ・高温分離抽出試験装置
- ・化合物／合金調製装置

グローブボックス内装

- ・高温X線回折装置
- ・熱分析装置

Fig.3 アクチノイド高温化学モジュール。設置場所： NUCEF B棟 実験室IV。

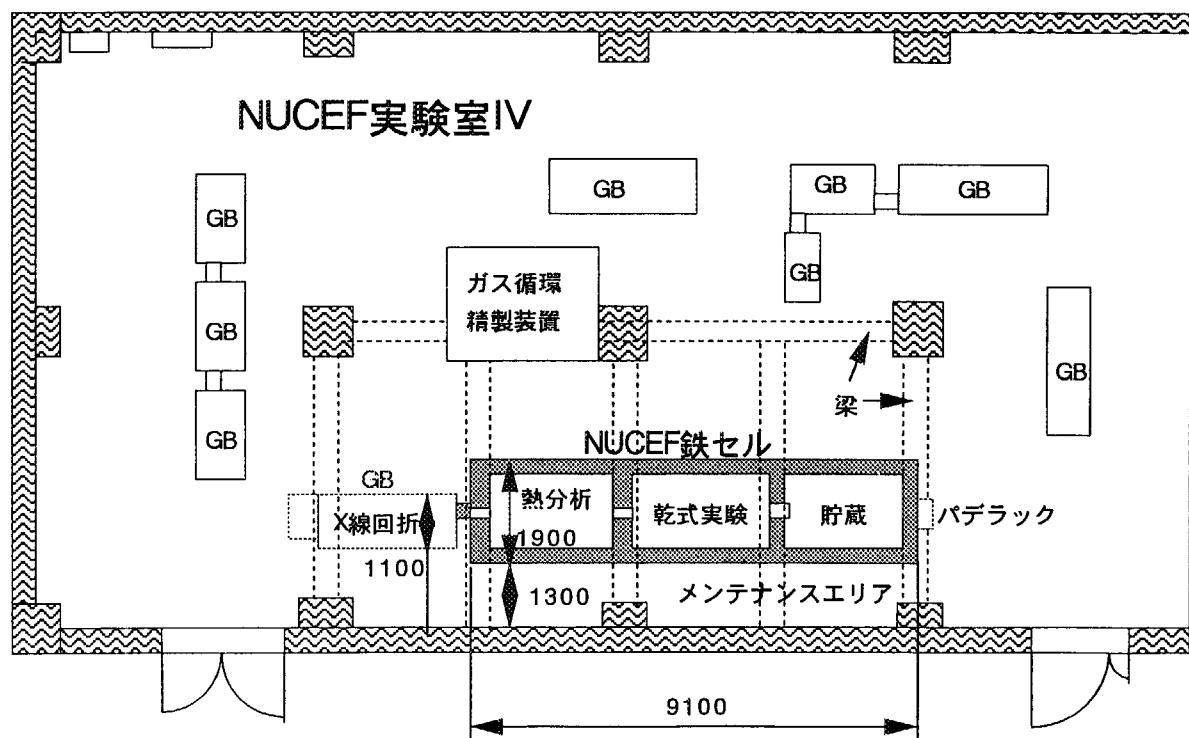


Fig.4 Amセルの建屋内配置概念

4. パネルディスカッション  
「低減速 MOX 炉心研究の今後の展開と技術的課題」の概要  
Outline of Panel Discussion  
Future and Technical Issues about Undermoderated MOX Core Study

#### 4. パネルディスカッション「低減速MOX炉心研究の今後の展開と技術的課題」の概要

座長 中川 正幸

パネラー 越塚 誠一、竹田 錬三、丹沢 富雄、松岡 強、落合 政昭

パネルディスカッションは、中川座長の挨拶に引き続き、各パネラーから短い発表を行うことで始まった。

##### (1) パネラーの発言

###### 1) 越塚(東大)

超臨界圧炉について、2つの利点が説明された。

1点は、非均質炉心、水素化ジルコニウム層、あるいはパーシャル集合体等を利用することにより、大型炉心でボイド係数を負に出来れば、炉心の稠密化により出力密度を高くすることができ、同じ格納容器で出力の大きな炉が可能となり、MOX炉心の経済性を最大限高めることが出来ること。

2点目は、火力発電での再循環型あるいは、貫流型への発展を原子力に置き換えた場合、稠密炉心化し、貫流型にすることにより、現在の軽水炉よりシンプルとなり、MOXを使用しても現在の軽水炉より安くすることが可能であること。

###### 2) 竹田(日立)

RBWRの解析の難しさ、プルトニウムのロスの軽減、及び実規模で試験できる試験炉の建設の希望が述べられた。RBWRの炉心内部は、ボイドに分布が大きいため、下部と上部では燃焼の状態が大変異なっており、3次元の核熱を解析できるコードを開発が必要である。

現在の再処理システムは純粋なプルトニウムを採取する方法が取られているが、増殖比を1にする事に力点を置くならば、むしろ現在FPに含まれるプルトニウムをゼロにし、高レベル廃棄物にプルトニウムが残らないような再処理システムを開発する必要がある。

RBWRは現在の軽水炉技術の範囲内で設計しているので新たな技術開発は必要ないが、実際に熱が取れることを中途半端な規模でなく、実規模で試験をやってもらいたいので、原研では非技術試験炉を建設してもらいたい。

###### 3) 丹沢(東芝)

スペクトルが大きく異なる高転換炉の場合には解析が非常に難しくなるとの考え方には同感であること、低減速炉の意義と方向性、さらに、原研への期待について述べられた。

BWRはPWRに比べ、炉心の非均質性が高いので、今までのFBRや軽水炉の経験だけでは難しい面がある。

資源論を含めたプルトニウム利用をどのようにするか、廃棄物処理問題をどのようにするか、等を燃料サイクル全体として開発する必要があり、経済性をはっきりと視点に入れたものでなければならない。その際、従来は軽水炉からFBRに移行する事であつたが、FBRは重要な一つの選択肢であり、軽水炉を利用した色々な検討の流れがある。その意味で、リサイクルの考え方を提案するところである。

低減速炉については、ボイド率と増殖性の問題で、原理的な可能性、究極な性能を追求していく中で、BWRとしてどれだけ出力密度が上げられるかは大きなテーマと考えている。燃料サイクル上の位置付けと、本当に増殖が必要であるか等を含めた目標設定が重要であり、開発コストをどこまでかけられるかも重要な要素になる。

原研への期待としては、開発の基盤になるところは共通な部分も多いので、技術試験炉の構想、あるいは、断面積の見直し等の燃料物性データの取得とホットセルでの取扱い技術の蓄積、充実に期待したい。

#### 4) 松岡(三菱)

軽水炉の安全性、経済性向上のための技術開発の必要性、転換比が1以上の低減速炉の有効性について述べた。

軽水炉も30年近くたち、技術的には成熟期になってきたが、次の飛躍となる開発がないと技術は衰退する。火力発電では成熟期を迎えた時、超臨界あるいは超々臨界さらには複合サイクルといった高効率化へ発展した例があるように、軽水炉発電も次の発展が必要である。特に、軽水炉からバックエンド側を見た課題としてコストが高くなることと使用済み燃料の保管が大きな問題となる。その解決策として転換比を1以上とすることは有効である。

マイナーアクチノイドを含んだ低汚染プルトニウムの利用により再処理のコスト低減が可能である。それは、乾式であっても湿式であってもコスト低減に効果がある。

転換比を1以上にすることには大変魅力があるため、核設計、熱設計の基本骨格の確認検討を進めているが、かなり明るい見通しを得ている。

今後は、各種の要素試験や燃料集合体レベルの試験も必要で、そのためには技術試験炉が必要となる。しかし、民間で保有することは不可能なので、原研にお願いしたい。このような軽水炉を基本とした開発は、継続性が重要であり、官民一体となつた開発形態が望ましい。

#### 5) 落合(原研)

高燃焼度燃料の開発過程を参考に、低減速炉の開発に関して、今後の伝熱流動や臨界試験等の要素試験の進め方や、原研の役割について述べた。準稠密炉心で、少

数燃料体の照射試験、臨界試験による設計手法の確認までは十分可能であろう。しかしながら、高稠密では、既存試験炉や動力炉を用いた確証試験あるいは実証試験を実施することは不可欠である。技術試験炉のような研究施設を検討する必要がある。

## (2) パネラーの発言に対する質疑応答

- 1) 転換比1を目指す軽水炉の開発は、BWR, PWRで設計、タイプは違うが、目的は同じ所があるため、臨界実験、DNBや熱除去などは共同で開発した方がよいと考えるが、その範囲、程度についてどのように考えるかとの質問があった。
- 2) この考え方には同感である。BWRは世界的に見て比較的勢力が狭いので、PWRの力を借りたい。速いスペクトル炉心ではフルコアの試験が必要で、JPDRクラスのもので確証、実証試験で成果を得ないことにはデモンストレーションにならないと思う。そのため、圧力容器は共通で、BWR, PWR両方の試験が可能な試験炉のコンセプトを原研に提案しているので、それをたたき台に、是非検討を進めて頂きたい。
- 3) 開発コストを低減する、あるいは新しいコンセプトを創って行くという点からも、共同で開発するしかないと思う。原理的な部分の踏み込みは、計算では難しい部分が有り、臨界実験での確認が必要である。原研にはTCAも有りますが、ドライバーも含めてファーストスペクトルを実現しようとすると相当の本数のMOX燃料が必要である。その辺の、インフラ整備をどのように進めるかの知恵を絞って協力する必要がある。
- 4) 実用化までに、燃料棒単位の臨界試験とか照射試験とかではなく、燃料集合体レベルあるいは炉心特性がある程度分かるような、かなり大きな試験が必要ですので、原研が中心となってBWR、PWR共通に試験できる施設を作つて開発を進めることが望ましいことと思う。
- 5) 高速炉での試験などで積分データや核データは随分検証されている。臨界試験とか試験炉による実証試験がどこまで必要であるかの意見を知りたい。
- 6) 少なくともPWR条件では、そのような試験が必要である。従来の燃料棒間隔に比べて、狭くなってしまい、スペクトル的にはサーマルではなく、ファーストでもないその間の領域だと思う。高速炉用のコードと軽水炉用のコードで計算するとかなり異なったものもあるので、やはり、臨界試験を含めて実証して行くことが是非必要だと思う。
- 7) 高減速炉の話は、FBRと長期サイクルという面から議論する段階にまだ来ていない、増殖比1を目指すということで議論するためには、最低限どれだけの試験をやらなければならないかという段階です。局所的でなく、完全にスペクトルを模擬出来るためには、JP DR規模でも小さいぐらいである。
- 8) 低減速炉を目指すところは高出力密度であり、高燃焼度になるので、燃料ピンの照射特性が随分厳しい条件になる。今後、極限にチャレンジしていくことも炉心実現のテーマだと思う。
- 9) 今後の開発競争も資金面でも大変厳しくなる。プロジェクトと大きく立ち上げることには困難が大きいが、開発体裁に拘ることなく、英知を集めて低コスト、速やかに開発するた

めには、電力、官庁あるいは一般の人々に夢のプロジェクトであることを分かってもらう必要がある。

- 10) 電力の小売の動向を考えると、安い電力と競争すると、核燃料サイクルは再処理を止め、長期貯蔵をするほかないと考えられる。一般の方は、火力より安い値段の電気を期待しているのではなく、エネルギー問題を半永久的に解決するという約束を負っていると思う。今の原子力は100年しか持たないので、国民との約束を果たしていない事になるのではと思う。ナトリウムで出来ればそれにこした事はないが、そのバックアップとして軽水炉がどこまで頑張れるかを明らかにしたい。
- 11) 高度成長期には、エネルギーが必要だ、それに高速増殖炉のコンセプトはそれを実現するために必要だとする説明には説得力があった。今、節約の時代、飽食の時代と言われる時、エネルギーが必要だという説明は説得力に乏しいのではないか。
- 12) 今は増殖炉は逆風かも知れないが、将来的には、エネルギーの半永久的な確保という資源論的な観点から、一般の人に説明するかが重要である。今まででは、原子力の人々が狭い村に閉じこもっていたのではないか。しかし、技術的な仕事をきつとやる必要があり、技術者は、税金を納めている一般の人たちに技術のすばらしい芽を絶えず説明する必要があるのではないか。
- 13) エネルギー資源論的にいえば、増殖炉は軽水炉より二桁くらい使用できる。日本は技術立国だから、技術で食べて行くしか方法は無いと思える。
- 14) 低減速スペクトル炉に対して現在海外の関心あるいは具体的な研究開発計画があるかの質問に対して、各国の事情による部分が大きいが、将来炉に対する関心は極めて高い。
- 15) BWRで、ギャップ1.3mmで増殖比1.01という概念があるが、更なる設計の向上は期待できるか。
- 16) 増殖比を上げると、ボイド係数がかなり厳しくなる。燃焼度を小さくすれば増殖を上げることは可能になる。増殖比は1.01で燃焼度を伸ばす方向が良いのではないか。圧力容器の寸法を大きくして、出力密度を下げればまだ可能性はあるが、出力の低下はコストに影響が大きいので、経済性、安全性、あるいは燃料経済性のどれかを犠牲に出来れば、増殖比を上げることは可能である。

### (3) 今後の研究の進め方について

- 1) 原研に試験炉を作つてもらいたいという希望が多いことが分かった。しかし、昨今の原子力をめぐる事情から、全産業界を上げて支援頂かないと資金の面を含めて厳しい状況に有る。
- 2) 原研の軽水炉の研究開発分野では、民間との協力あるいは交流が限られていたようと思われる。今後、産業界との協力無くしては有り得ないので、今回の勉強会を機会にこのテーマに関して賛同を頂き、この分野で積極的に協力を進めたい。
- 3) 日本の大きなプロジェクト動かすには一つの組織、一つの企業ではもう出来ないのでないか。巨大プロジェクトはそういった時代になってきていると思う。フランスは、原子

力庁の機関とEDFがうまく連携してかなりの勢いがついている良い例ではないか。協力体制をとつて、夢のある低減速スペクトル炉を作つて頂きたい。

#### (4) 電力からの意見

- 1) このテーマは非常に可能性の有りそうな分野であると再認識した。目標設定をどこにするかが大きな課題の一つである。特に、再処理、プルトニウム利用との関係が重要である。その解答が得られることになれば大変結構である。しかし、今のところ技術的に解決しなければならない課題も有るので、今後の努力に期待したい。電力界としては、方向性として可能性が高いのであれば、協力するのはやぶさかではない。
- 2) 技術的にはまだ解決しなければならない課題も多い段階でどうするとの立場を決めかねる。しかし、原子力開発にはオプションが必要なので、その点での協力する方向になる。

最後に、今後も定期的にこのような会合をもち、本研究会で議論された課題解決のために互いに協力していくことが提案された。

なお、会場でテープ録音を文章化した詳細を添付資料-10としてまとめた。

## 5. あとがき

低減速スペクトル炉に関する研究会には所外からの参加者50名を含め、100名の専門家が参加し、多くの専門家が本テーマに大きな関心を持っていることが分かった。

研究会は、早田東海研究所副所長の挨拶で始められ、低減速スペクトル炉に関する従来研究のまとめとして、PWRおよびBWRについての研究紹介があった。

本テーマについては、

- (a) 転換比の可能性、負のボイド係数の可能性
- (b) BWRのボイド挙動、3次元の詳細解析手法の開発の必要性
- (c) PWRの燃料ギャップと事故時の再冠水挙動の検討の必要性
- (d) 出力、燃焼度の期待度の見極め
- (e) 燃料サイクル、特に再処理方法との関連の重要性

に関わる課題のあることが議論された。

一方、今後については、

- (i) 本テーマは将来への期待が大きいこと、技術的な可能性があること
  - (ii) 開発に当たっては、国の支援が不可欠であること
  - (iii) 研究・開発のインフラについて、原研への期待が大きいこと
  - (iv) 本テーマを国民や若い研究者・技術者の夢につなぐこと
- 等に関する議論があった。

最後に、本テーマに関する研究会を継続し、低減速スペクトル炉の実現に協力して行くことが確認された。

付録一 1

OHP集

基調講演

「低減速炉心研究への期待」

講演者 岡 芳明

## 低減速炉心研究への期待

東大 岡 芳明

1. 原子力発電をめぐる情勢
2. 人口、環境、エネルギー問題
3. プルトニウム利用と増殖炉
4. 低減速炉心研究への期待

規制緩和・・・米国再生の戦略

1980～1985 トランク、鉄道、銀行

航空、ATT、CATV

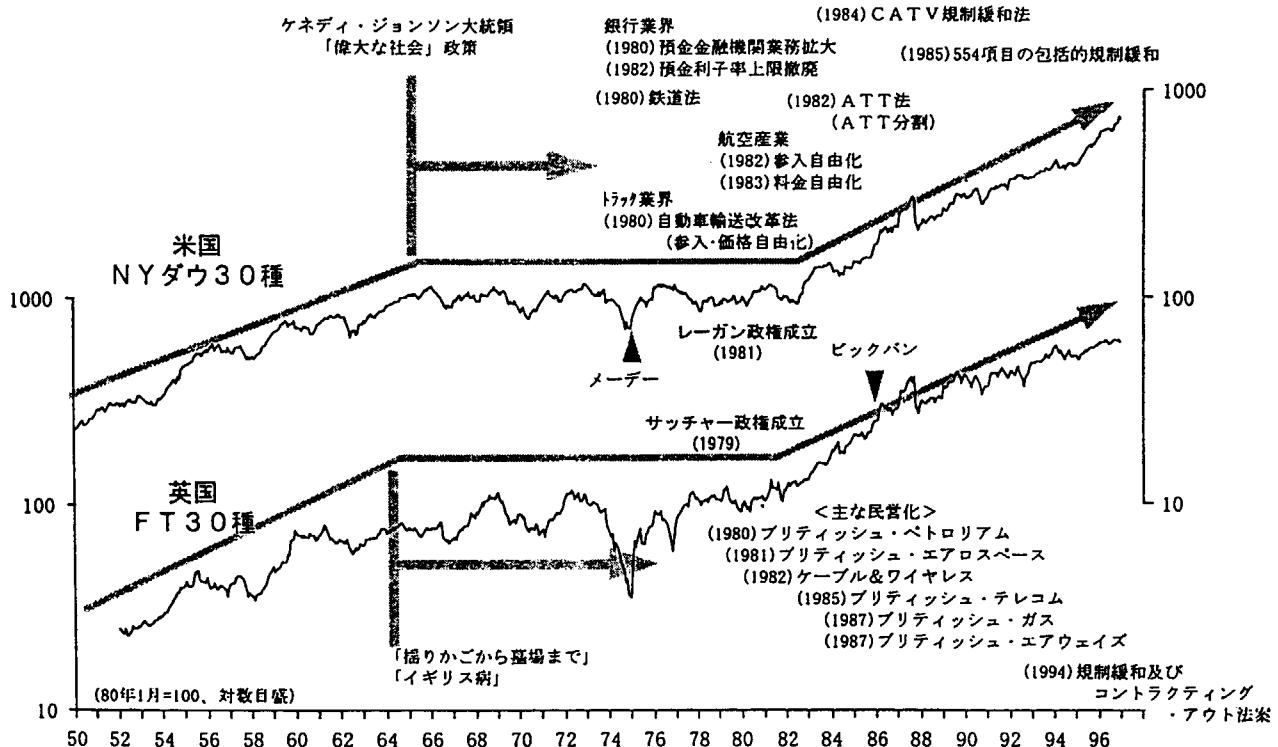
1992年 電力業（発電、送電、配電）

グローバリゼーション

生産活動と市場の国際化

## 規制緩和で先行するアメリカとイギリス

### ～規制緩和の効果発現～



## 電力業をめぐる情勢の変化

日本：円高に伴う内外価格差の低減要求

ヤードスティック料金算定方式の導入

卸発電業の自由化

米国：電力業（発電、買電、送電等）の自由化

小規模の発電会社との競争

資本費の高い原子力発電所が売れない

*International Status of Deregulatory Reforms*

Table 2.1  
The Degree of Competition in the ESI

Countries	Competitive Opening	
	In Generation	In Retail Supply
England	yes	all (1998-)
Scotland	yes	all (1998-)
Northern Ireland	yes, limited	all (1998-)
Norway	yes	all
Sweden	yes	all
Finland	yes	all (1997-)
New Zealand	de jure yes (de facto difficult)	all
Australia	yes	all (approx. 2000-)
Chile	yes	yes, limited
Argentina	yes	yes, limited
United States	yes	no
California*	yes	all (2002-)
EU	yes	$\geq 9 \text{ GWh}$ (2003-)
France (proposed)	capacity addition only	no
Netherlands	yes, limited	yes, limited
Portugal	yes, limited	yes, limited
Spain	yes, limited	yes, limited
Japan	capacity addition only	yes, limited**

\* Legislative decision in September, 1996.

from M. Yajima "Deregulatory  
Reforms of the Electricity Supply Industry"

\*\* Restricted to demands in newly developed areas.

*Discourse Books*, 1997

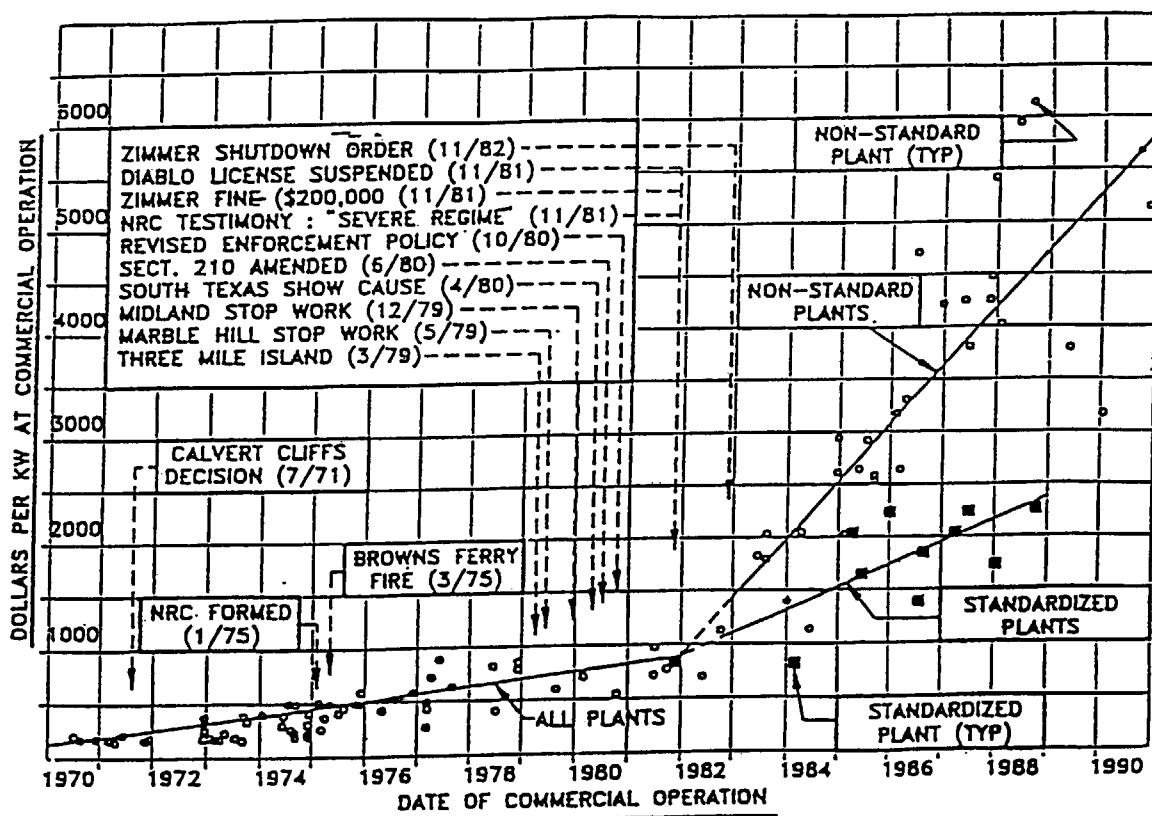


FIG. 1. Construction Cost History of U.S. Commercial Nuclear Power Plants

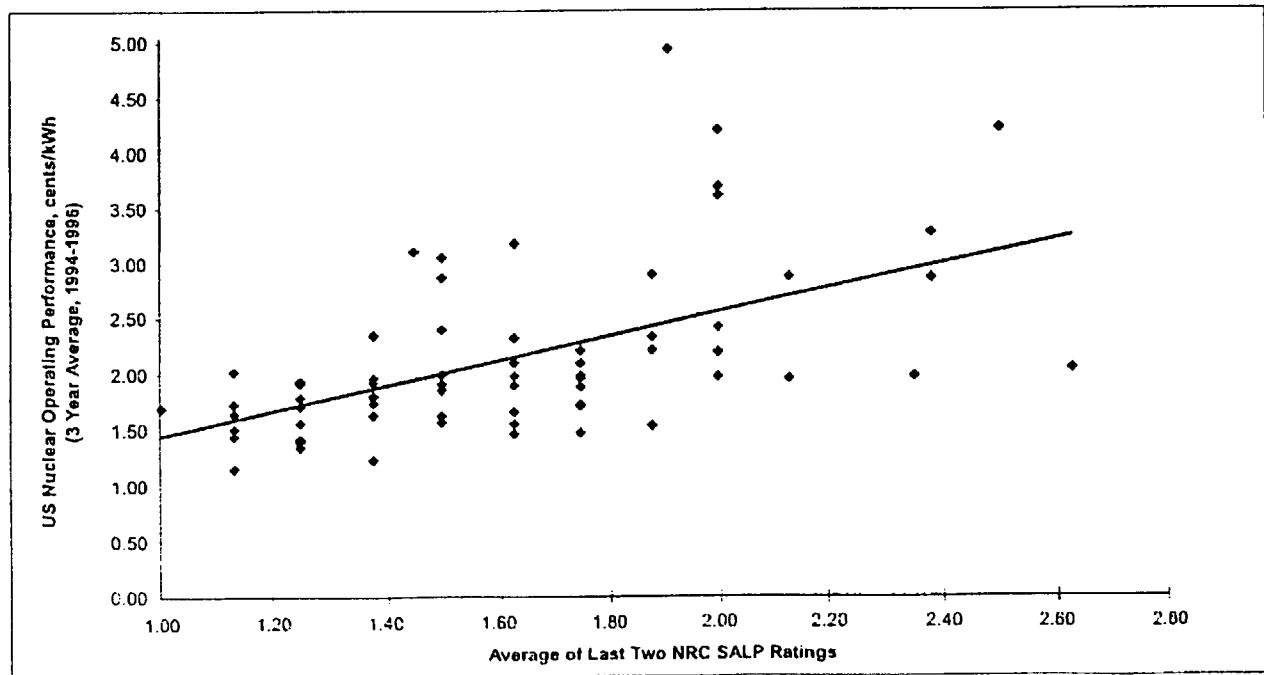
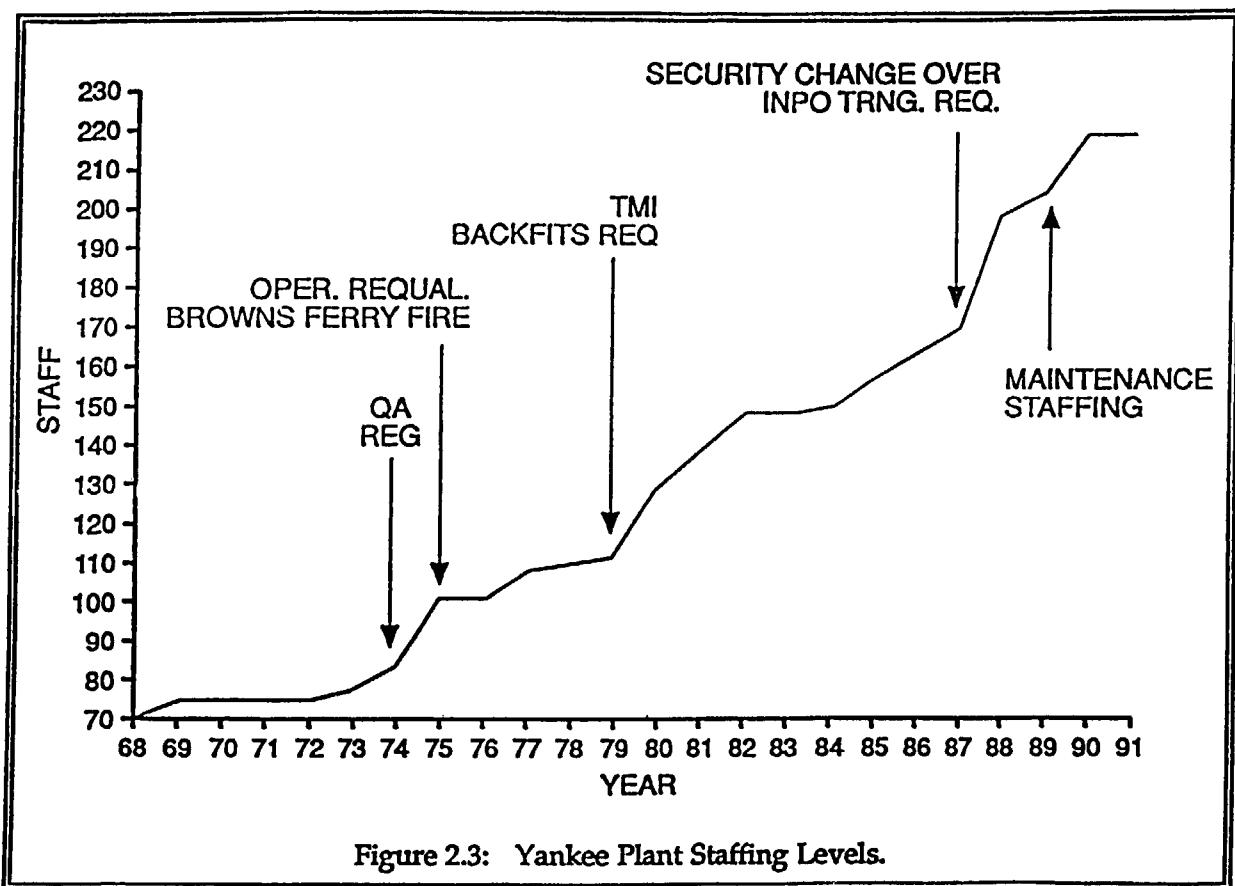
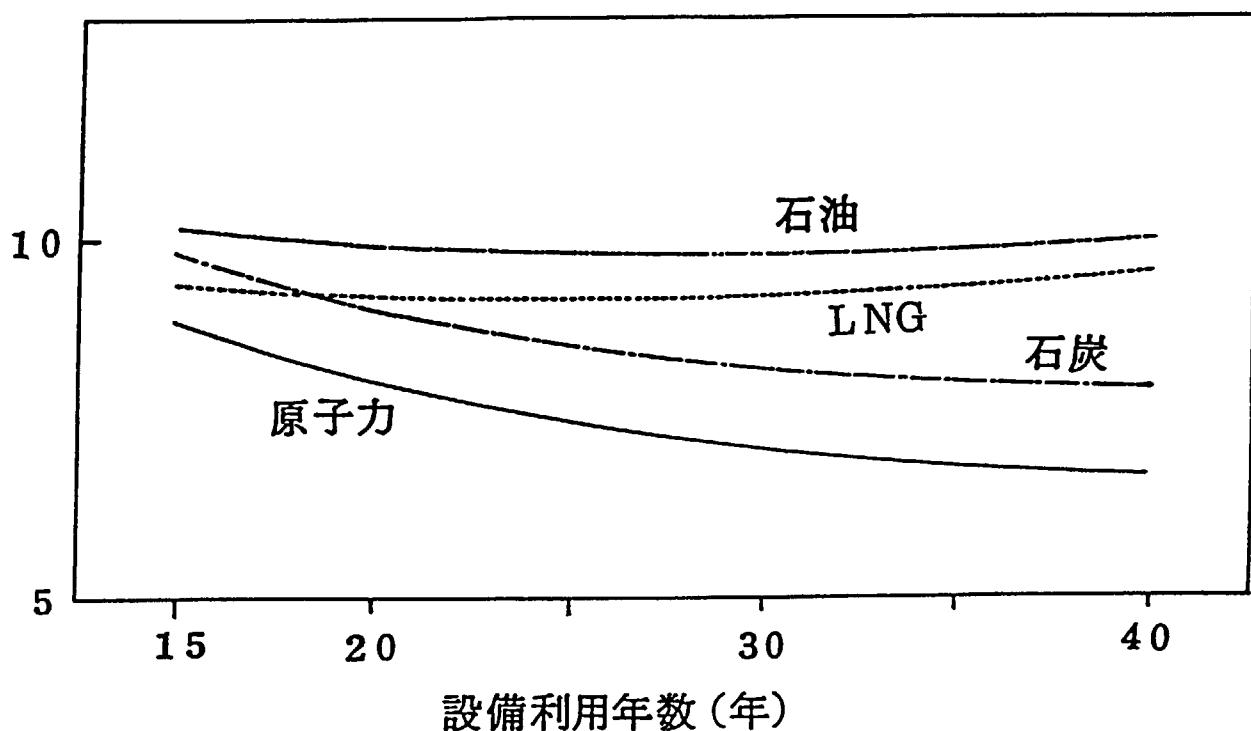


Fig. 1: Relationship between unit of cost of production of U.S. nuclear plants and regulatory performance (NRC Systematic Assessment of Licensee Performance [SALP])

### 設備利用年数を変化させたときの発電コスト（単位：円／kWh）



### 日本の原子力の特殊事情

電気を輸入できない

本当の競争は未だ：10～20年の猶予期間？

(現在の厳しさはプラント建設のスローダウンによるもの)

細かいトラブルでも大きわぎ（もんじゅNa漏洩）

安全性が設計の一部という観点が乏しい（原子力導入国共通）

### 今後の視点

原子力国産化時代は終了、研究開発も国際化の視点で

猶予期間を利用して準備する必要

## 規制緩和とグローバリゼーションへの対応

米国流の導入では米国の一人勝。安易な米国の真似は危険。  
国への依存心の強い国民性はすぐには直らない。国民性も規制緩和にすぐにはなじまない（c・f中国人）。戦後の自由平等教育の影響

米国の創るシステムをいかに利用するかが当面の戦略では？

例：核不拡散

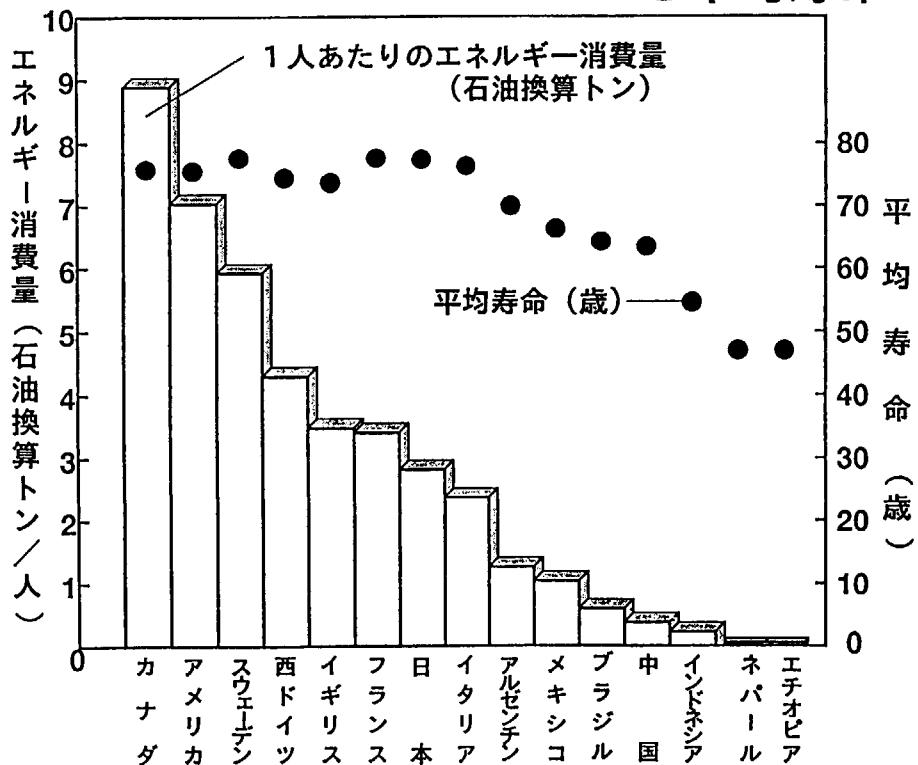
日本特有のシステムを改革しつつ利点を生かす必要

例：官僚の優秀さ、メーカーの強さ、情報の共有

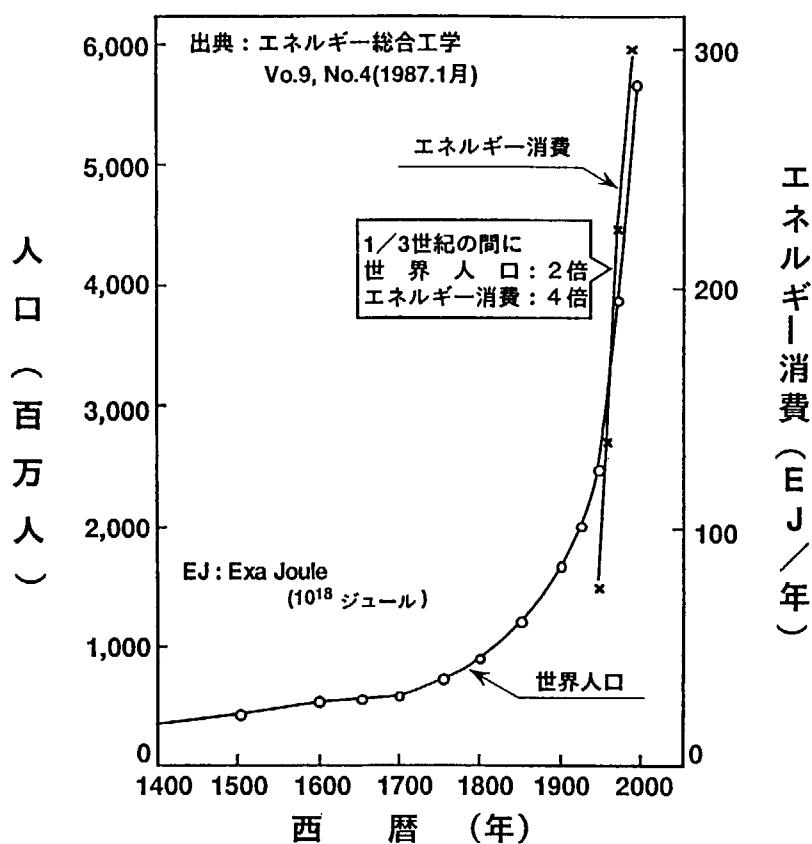
情報化時代への対応

例：地方分権

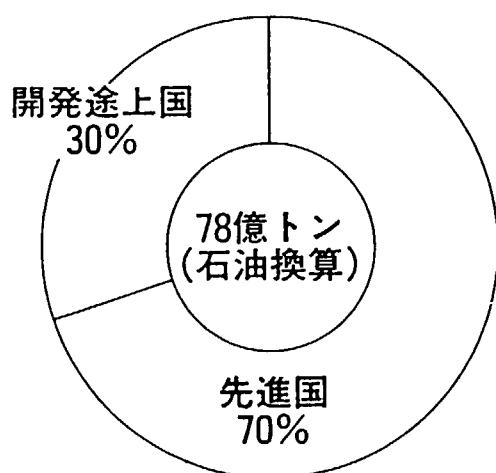
### 各国の1人あたりのエネルギー消費量 と平均寿命



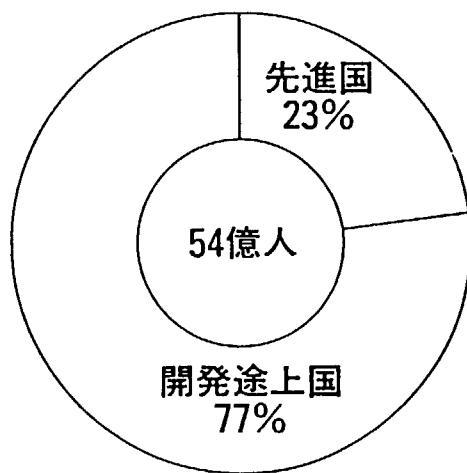
## 世界の人口とエネルギー消費



## 一次エネルギー消費量(1993年) 人口(1992年)



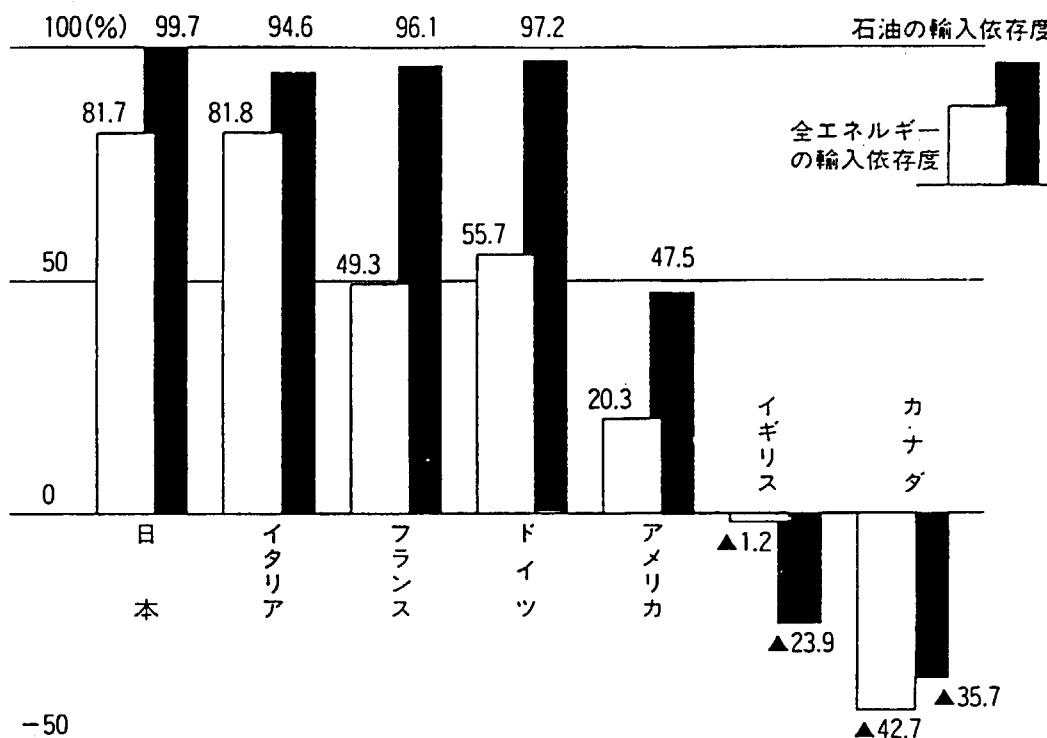
(出典：総合エネルギー統計平成7年度版)



(出典：世界統計年鑑1993)

## 主要国のエネルギー輸入依存度(1993年)

単位：%

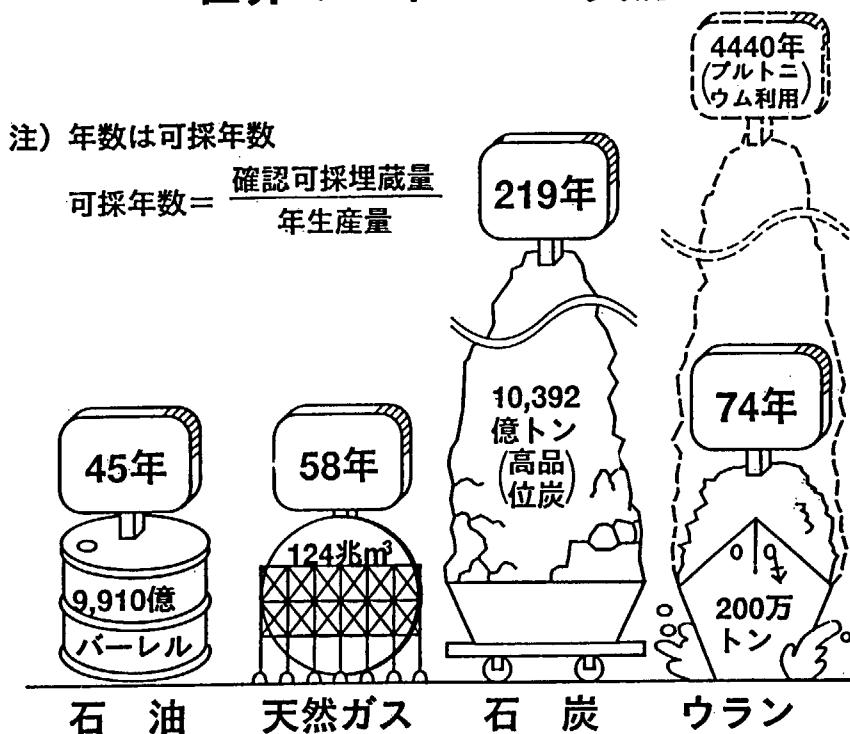


出展：OECD 「Energy Balances (1992-1993)」  
「図表で語るエネルギーの基礎1995」

## プルトニウム利用・増殖炉の意義

- ・ウラン資源の有効利用
- ・資源のリサイクル利用
- ・エネルギーセキュリティ、準国産資源
- ・濃縮ウラン利用に対する保険的意味  
バーゲニングパワー、使用済ウラン燃料の資源化
- ・地球温暖化、CO<sub>2</sub>放出抑制
- ・略奪型エネルギー（化石燃料）から  
技術集約型エネルギー（原子力）へ
- ・プルトニウム利用で経済性のある発電ができれば  
資源小国にとってベスト

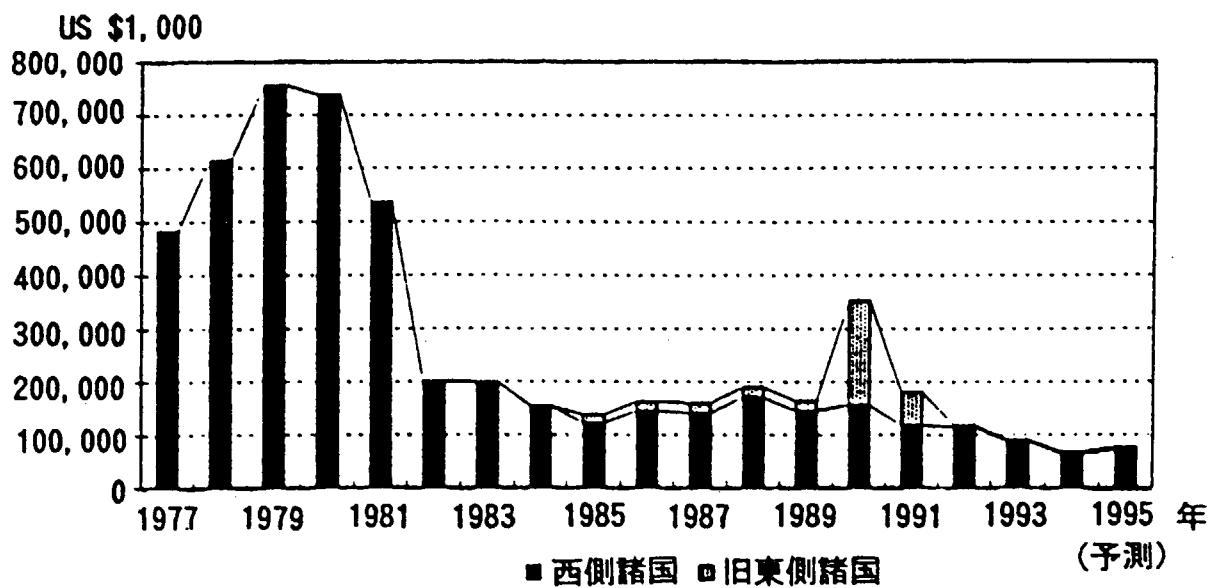
## 世界のエネルギー資源



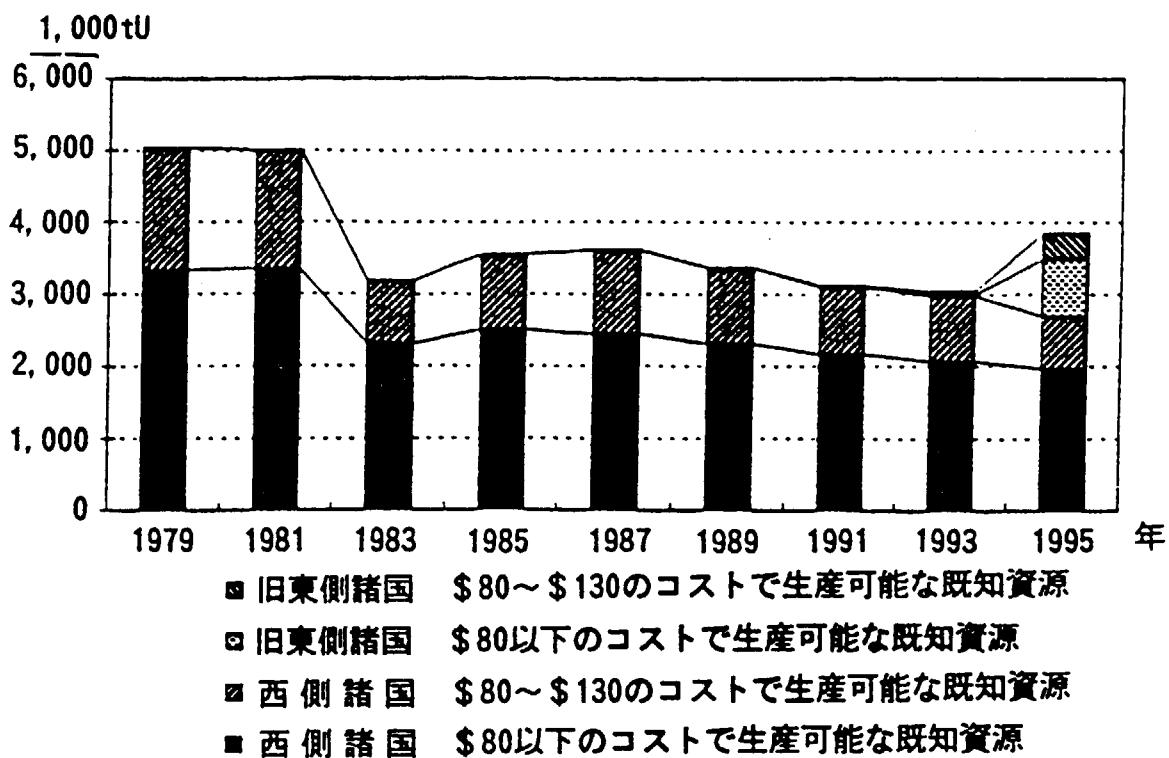
出所：「総合エネルギー統計」H4年度版、電事連「原子力図面集」93年版

## ウラン資源とその動向

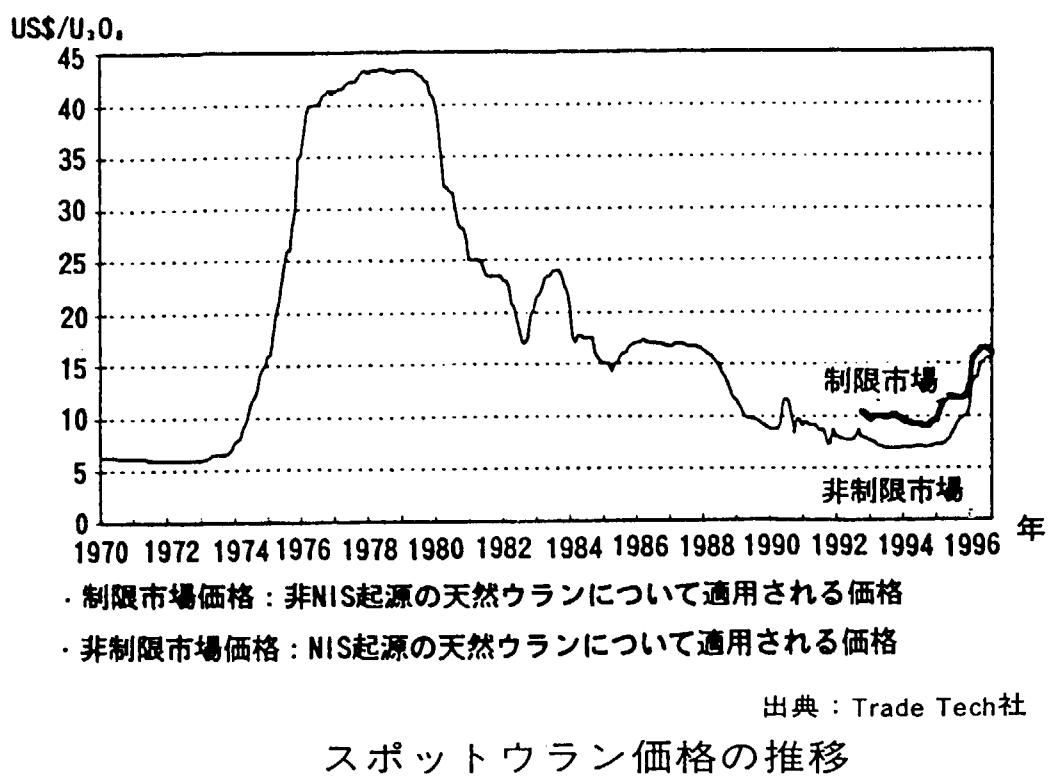
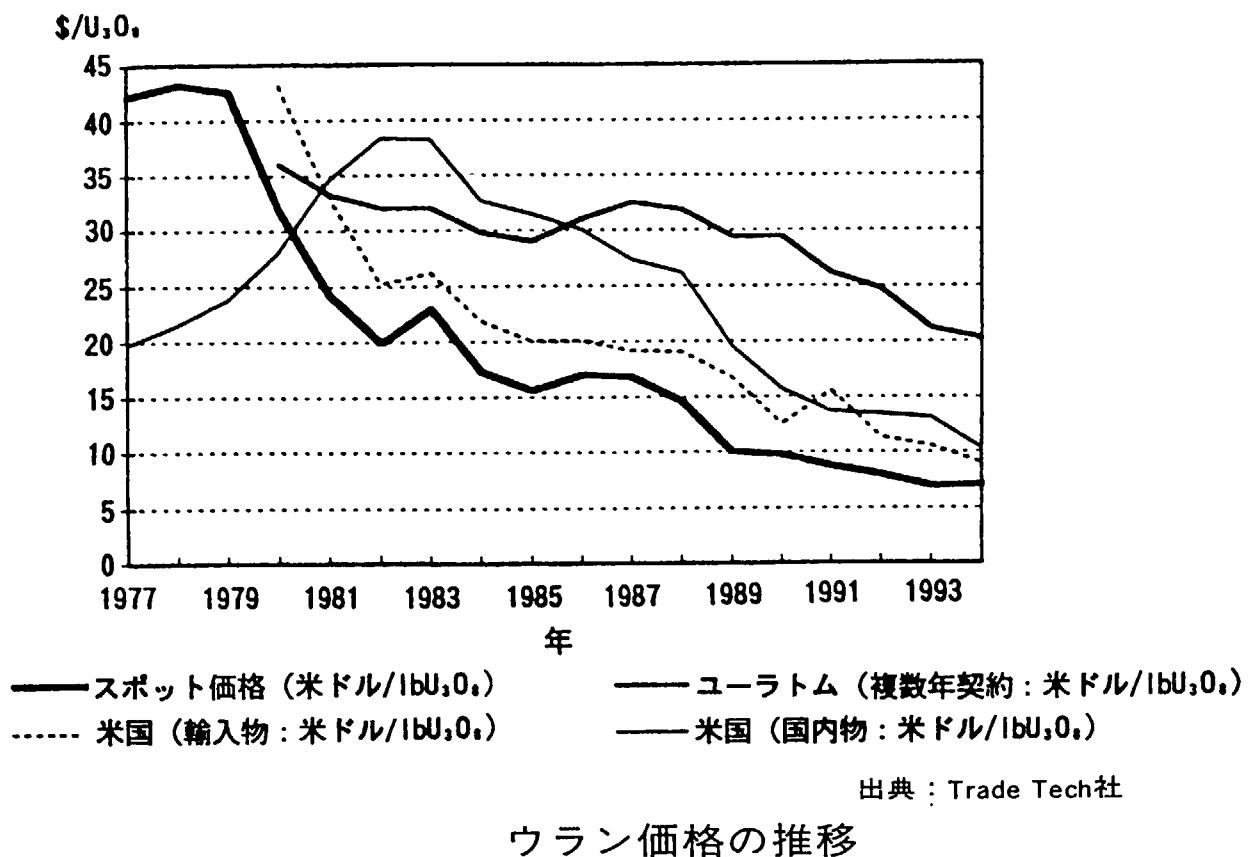
- 40\$/t以下 の既知資源は18~23年分ある (1995年需要量で)
- 80\$/t以下 の既知資源は48~49年分ある
- 未発見資源量は既知資源量の4~5倍と言われている
- ロシアの軍事用ウラン (500t) から希釈した濃縮ウランを米国が1995年から20年間に購入。米国の軍事用ウラン (100t) も1998年より民生市場へ放出予定
- 現在はウラン生産量は必要量の半分程度、軍事ウランの民生転用終了後回復か
- 長期的には低コストのウラン資源は払底の予想



出典：OECD-NEA/IAEA URANIUM 1995  
世界のウラン探鉱費の推移



出典：OECD-NEA/IAEA URANIUM 1995  
世界の既知ウラン資源量の推移



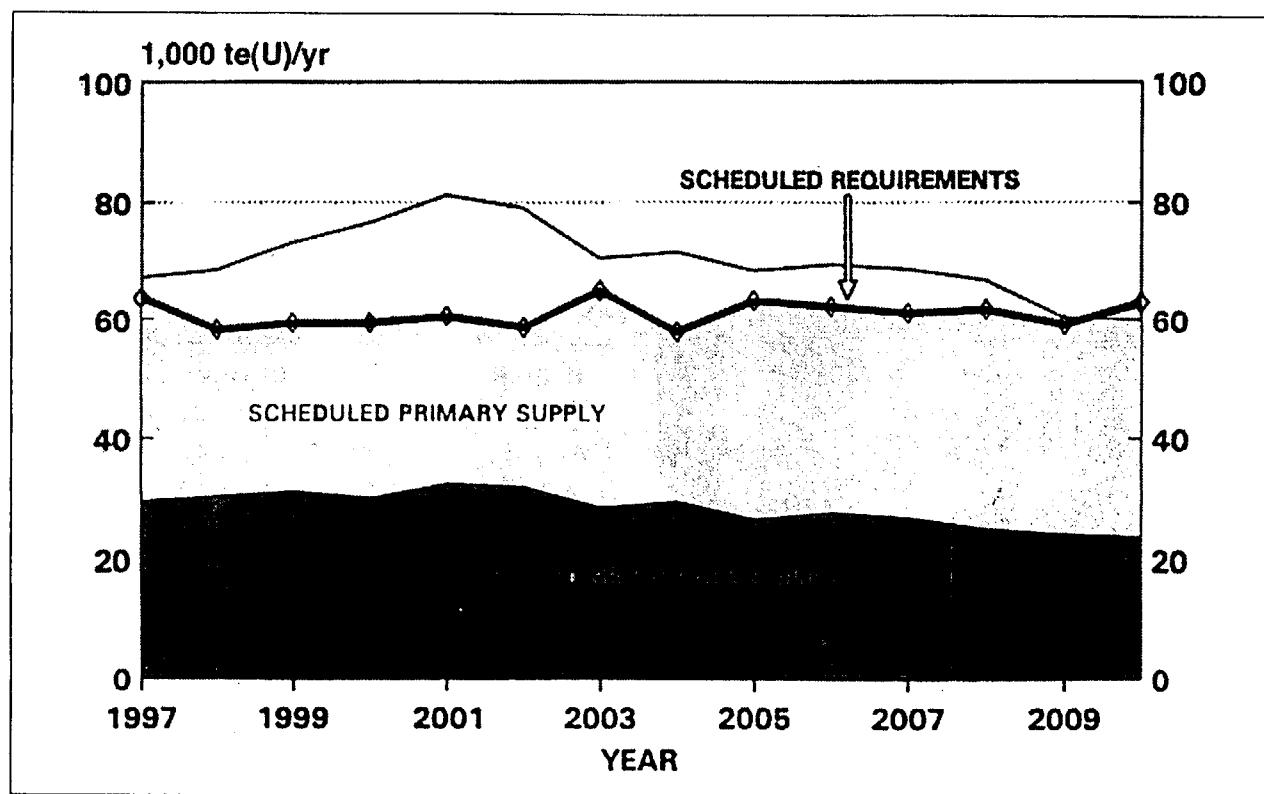
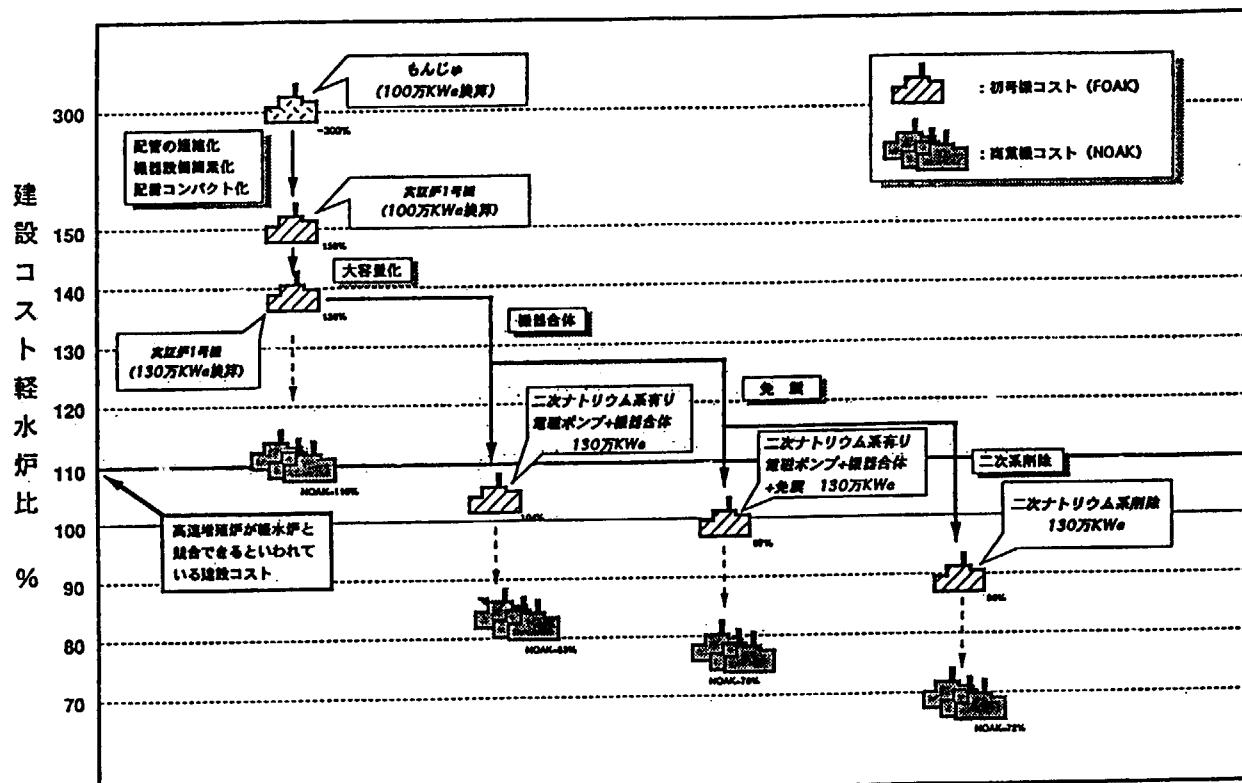


Fig. 2.: Projected uranium supply-demand balance to 2010, with secondary supplies shown on lower part of chart

## プルトニウム利用の経済性の問題

- ・ナトリウム冷却高速増殖炉の建設費  
もんじゅ (280MWe, 6000億円)  
ABWR (1350MWe, 4000億円)
- ・再処理コスト  
六ヶ所再処理工場の建設費 (当初予想の3倍)
- ・Pu燃料成型加工費  
ウラン燃料の4~6倍
- ・原子力国産化の視点を変更する必要性
- ・豊富なウラン資源、ウラン濃縮との競争の厳しさの認識必要



第1図 高速増殖炉プラントの建設コスト推移図

## 先進的FBR核燃料サイクルの例

- 改良湿式法
- U・Puの共抽出による单一溶媒抽出サイクル
- 乾式 金属燃料 (ANL方式)
- 乾式 酸化物燃料 (ロシア、原子炉科学研究所方式)
- 高温電気化学法、振動充填

# 原子炉科学研究所 (RIAR)

ディミトロフグラード (モスクワから東南に1100km)

原子炉燃料・材料の研究開発、照射試験

乾式再処理と振動充填によるMOX (U-Pu混合酸化物) 燃料製造  
主要装置

高速実験炉 (BOR-60) 、材料試験炉 (SM-2) 、高出力研究炉 (MIR、100MW) 、プール型研究炉 (6~10MW、3基) 、  
自然循環沸騰水型炉 (VK-50) 、照射材料試験施設、  
乾式再処理・燃料製造パイロットプラント、  
各種放射線源製造施設

## MANUFACTURE OF FUEL PINS WITH VIBROPACKED OXIDE FUEL

Kind of fuel	Reactor	Amount of FAs, numbers	Amount of fuel pins, numbers
UPuO <sub>2</sub> (p.g.)	BOR-60	426	15762
UPuO <sub>2</sub> (w.g.)	BN-350	2	254
UO <sub>2</sub> (reg.)	BN-350	7	889
UO <sub>2</sub> (reg.)	BN-600	6	762
UPuO <sub>2</sub> (w.g.)	BN-600	6	762
UPuO <sub>2</sub> (p.g.)	BN-600	4	508
UPuO <sub>2</sub> (w.g.,p.g.)	BFS	8	1016
UO <sub>2</sub> (reg.)	BOR-60	235	8695

p.g. - power grade Pu

w.g. - Weapon grade Pu

reg. - enriched U after reprocessing

Total (as of the March 1997): FAs - 714 pieces, fuel pins - 29402 pcs.

## ●1キロワット時あたりの耐用年発電原価(送電端)

13円程度

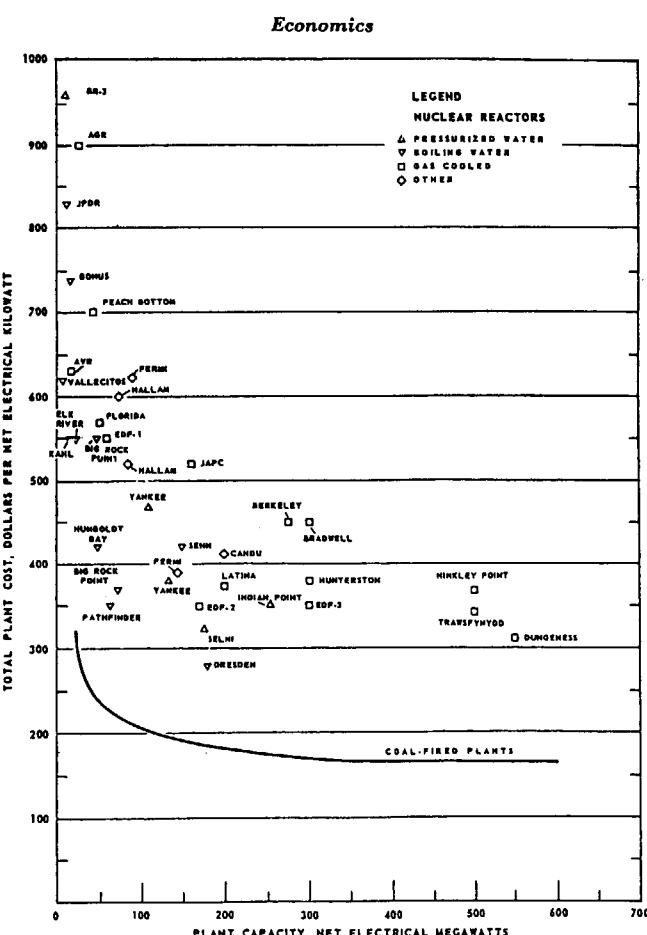
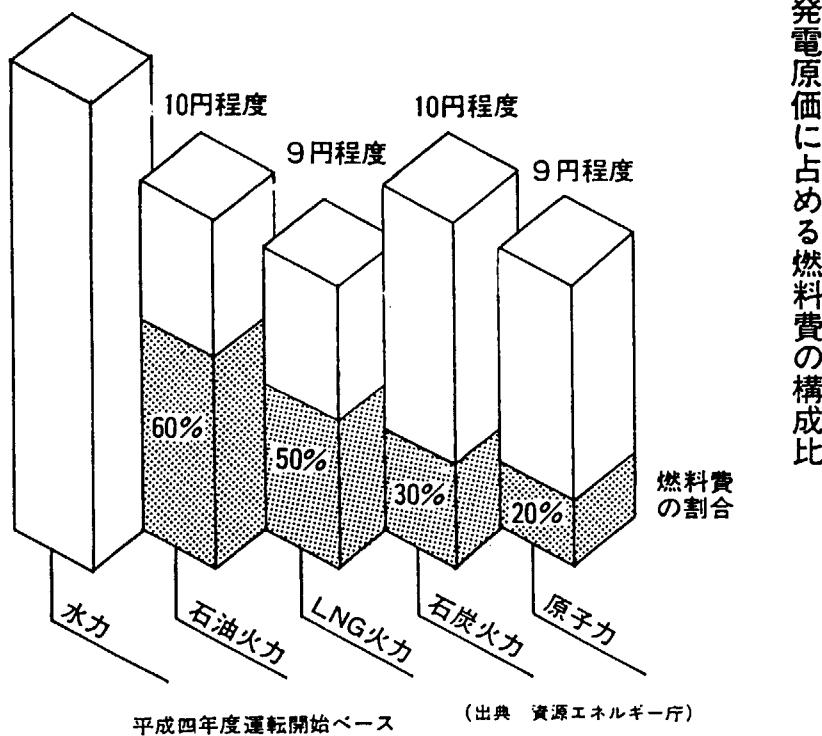


Fig. 12.1 Costs of various nuclear power plants in dollars per net electrical kilowatt. (Courtesy United States Atomic Energy Commission.)

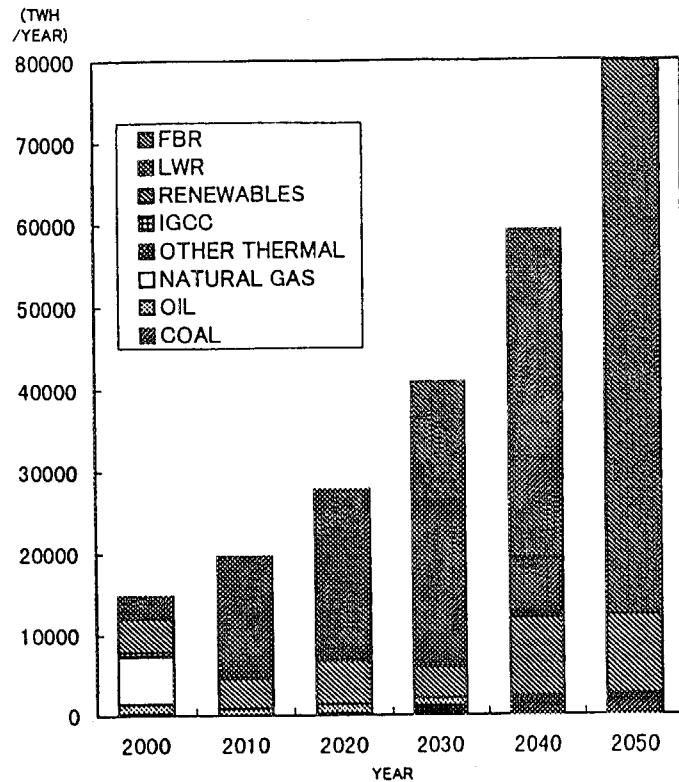


Figure 7 Electricity Generation  
(CO<sub>2</sub> Stabilization, Standard FBR Plant Cost)

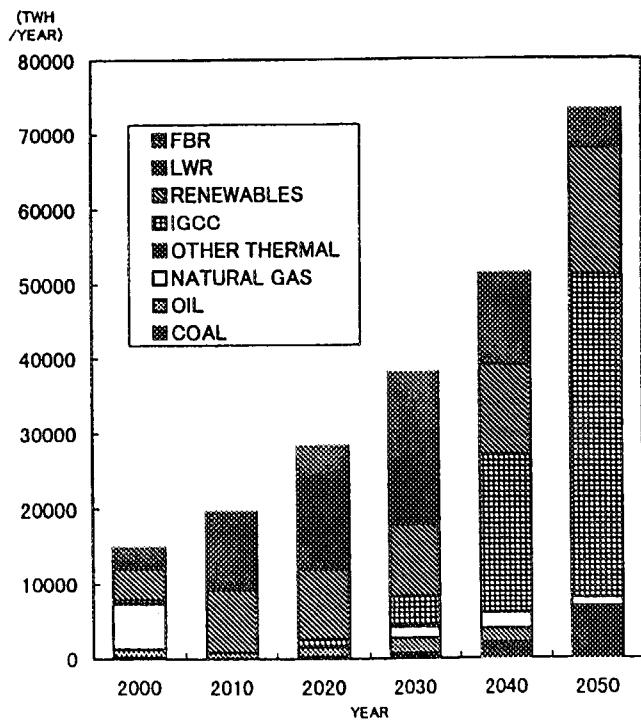


Figure 12 Electricity Generation  
(CO<sub>2</sub> Stabilization, No FBR)

## 不確定な因子

エネルギー・電力需要増大要因（2100年時点）

世界人口	2倍
一人当たりのエネルギー消費量	5倍
電力化率	2倍
合計	20倍

エネルギー資源（確認可採埋蔵量/年消費量）

化石燃料	石油	45年÷20=2.25年
	天然ガス	63年÷20=3.1年
	石炭	231年÷20=11.55年
ウラン資源		72年÷20=3.6年

環境制約、省エネルギー、再生エネルギー技術の動向

## 低減速炉心研究への期待

- ・不確定な未来（人口、エネルギー需要）への備えとしてプルトニウム利用、増殖の研究が必要
- ・軽水炉研究の再構築の1つの柱、特に実験的研究の再構築
- ・軽水冷却方式を原子力研究開発の柱として追求を
- ・プルトニウム利用の経済性向上方策の1つ
- ・軽水炉での増殖性の限界の探求
- ・極限軽水炉技術の研究の一方向

## 極限軽水炉技術研究の例

- ・稠密格子：増殖性の限界とその役割
- ・高燃焼度化、被覆管、腐食、FP放出
- ・新型燃料：窒化物燃料、振動充填燃料
- ・高熱負荷除熱、ポストドライアウト
- ・火力技術の応用
- ・受動原理による機器の単純化

現在の軽水炉の設計上の制約を越えたい時に役立つのは。

付録一 2

OHP集

高転換型炉心研究のレビュー  
(1)PWRに関するレビュー

大久保 努

## 高転換型炉心研究のレビュー

### (1) PWRに関するレビュー

原 研

大久保 努

低減速スペクトル炉心に関する研究会  
平成10年3月4日，原研 東海研究所

JAERI

### 高転換軽水炉研究

1975年頃のEdlundの提案を契機に、1980年代に積極的に進められた

#### 注目された背景

- ・ 再処理からのPuの増加
- ・ FBRの実用化の遅れ
  - ↓
- ・ Pu資源を将来のFBRでの利用時まで劣化させずに温存
- ・ 軽水炉の長期化等によるU需要に対し、燃料利用率向上
  - ↓

既存PWRの炉心のみを稠密短尺MOX炉心と交換して、上記要求を比較的容易(短期及び経済的)に達成できる魅力的なアイデア

JAERI

## 1980年代初期までの研究

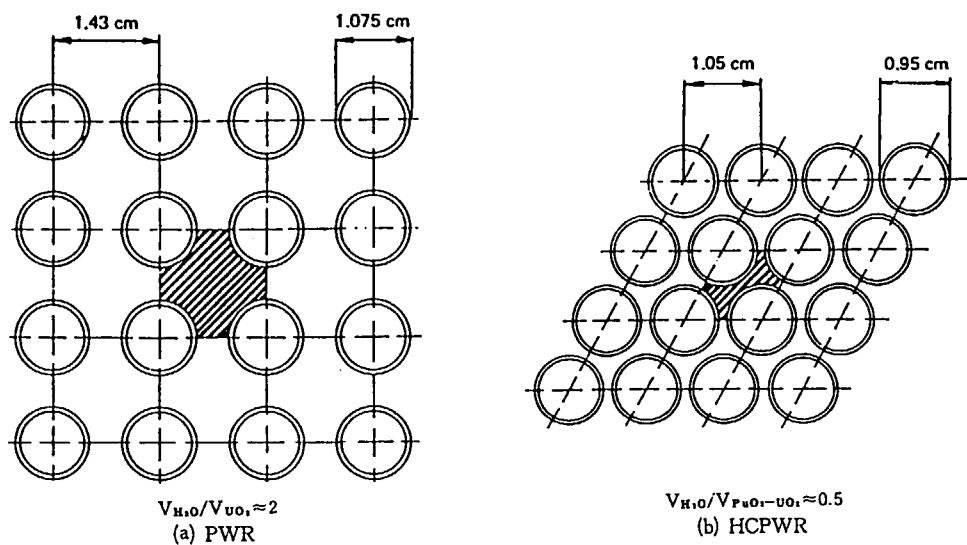
(Edlund, Uotinen等, Oldekop等の論文)

- $V_m/V_f=0.5$ 程度の稠密炉心
- 0.95程度(0.90~0.98)の高転換率
- ボイド反応度係数は負
- DNBR等は良好
- LOCA時の冷却等の安全性も良好
- 45GWd/tの高燃焼度
  
- 設計手法の妥当性の検討が必要
- 制御系は、大幅変更



総合的には有望

JAERI



PWR と HCPWR の燃料格子概念<sup>⑩</sup>

JAERI

## PWR と HCPWR の要目比較 (KWU 型)

項目	PWR	HCPWR	主変更
熱出力(MW)	3,782	3,782	
燃料材	UO <sub>2</sub>	PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	○
インペントリー(t HM <sup>†</sup> )	103.5	121.5	
濃縮度、富化度(%)	3.2 <sup>235</sup> U	7.5 <sup>239+241</sup> Pu	○
炉心有効高さ(cm)	390.0	233.0	○
炉心有効直径(cm)	364.3	370.0	
平均出力密度(W/cm <sup>3</sup> )	93	151	○
平均燃焼度(MWd/t HM <sup>†</sup> )	33,000	45,000	○
反応度変化/サイクル(%)	10	2	○
全出力日数/サイクル	300	290	
転換比	0.55	0.95	○
燃料集合体数	193	511または235	○
集合体構成(燃料棒-吸収棒-構造ピン)	236-20-0	199-12-6または439-24-6	○
燃料棒間スペーサ	グリット	ヘリカルフィン	○
燃料被覆管外径(cm)	1.075	0.95	

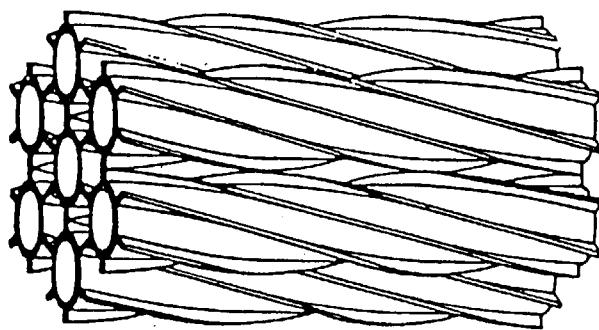
<sup>†</sup> HM: Heavy Metal

JAERI

## PWR と HCPWR の要目比較 (KWU 型)

項目	PWR	HCPWR	主変更
燃料被覆管厚(cm)	0.072	0.040	○
燃料被覆材	Zry-4	SUS	○
燃料格子ピッチ(cm)	1.43	1.05	○
減速材対燃料体積比	2.00	0.53	○
平均熱流束(W/cm <sup>2</sup> )	61	52	
線出力(W/cm)	206	155	○
核燃料平均比出力 (W/g·HM <sup>†</sup> )	36.4	31.0	
制御要素	61×20 (Ag-In-Cd)	61×7×9 または 66×3×21 (B <sub>4</sub> C)	○
ボロン反応度価値 (ppm/% Δk/k)	100	3,250	○
1次系圧力(bar)	158	158	
1次系流量(kg/s)	18,800	16,500	
冷却材出入口温度(°C)	326/291	326/286	

JAERI



HCPWR の 燃 料 集 合 体<sup>(1)</sup>

JAERI

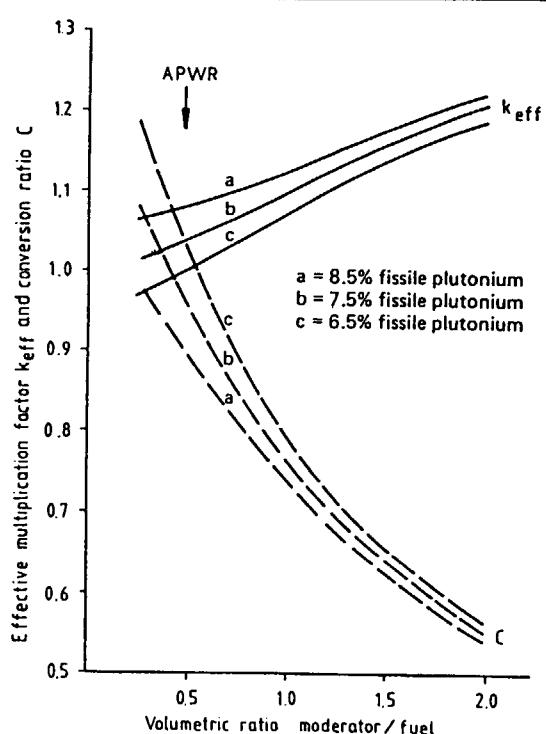
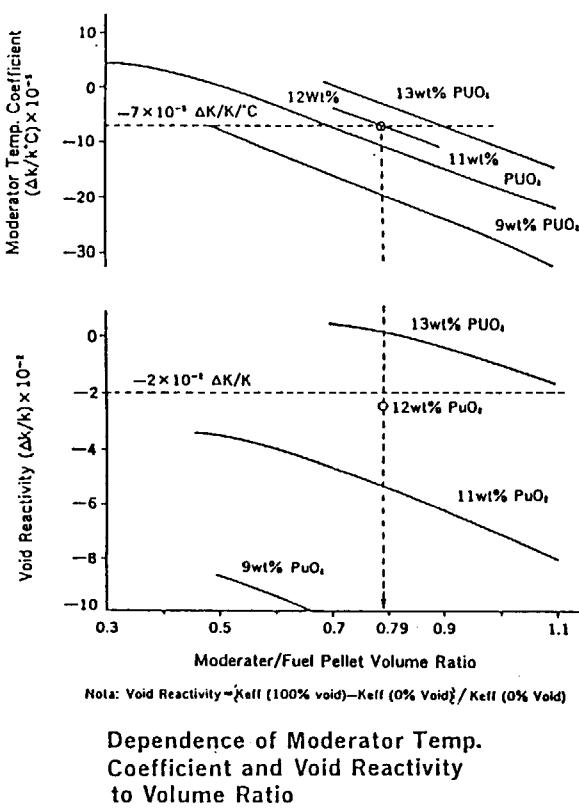


Fig. 4. Multiplication factor  $k_{eff}$  and conversion ratio  $C$  of unpoisoned  $\text{PuO}_2/\text{UO}_2$  lattices.

JAERI



JAERI

## 1980年代半ばまでの研究

初期の研究を継承した均質稠密格子炉心の検討が主流

- ・ 転換率は高い
- ・ ボイド反応度特性や燃焼性能に難点



初期に提案された炉心に期待された高性能を否定する結果

## 原因

初期には、従来の熱中性子炉に使用されてきた設計手法が転用されていたが、その後検討が進み、設計手法の進歩により予測精度が向上

JAERI

## 1980年代半ば以降の研究

- ・ 稠密度を下げる領域( $V_m/V_f \geq 0.8$ )へシフト  
転換率は下がるが、問題の回避が容易
- ・ 更に、非均質炉心(seed/blacket), スペクトルシフト炉心,  
U置換炉心等のアイデアが出され、稠密度は更に下がつ  
て、準稠密と言われる領域( $V_m/V_f = 1.1 \sim 1.4$ )で多く  
の研究が行われた。

## 背景

「既存PWRに対する最小限の変更」という大前提の下では、  
敢えて高転換率を追求し続ける上で予想される困難を解決  
する努力を払うだけの意義付けがなされなかった。

*JAERI*

## 各国の研究のレビュー

- ・ ドイツ／スイス  
KWU(Siemens), KfK, TUBS, GKSS, EIR(PSI)
- ・ フランス  
CEA, FRAMATOME
- ・ 日 本  
三菱／関電, 大学, 原研

*JAERI*

## ドイツ／スイス

### 核 設 計

- 均質稠密炉心(稠密度低下)

$$p = 10.5 \rightarrow 11.4 \text{ mm}$$

$$Vm/Vf = 0.5 \rightarrow 0.7$$

$$CR = 0.95 \rightarrow 0.9$$

- 非均質炉心(seed/blanket)

転換率の向上(0.96)

ボイド反応度係数負

### 臨界実験

- PROTEUS(EIR)

**JAERI**

Main Data of PWR and APWR Designs

	Reference PWR	APWRs			
		Homogeneous Reactor (Wider Lattice)	Homogeneous Reactor (Tight Lattice)	Heterogeneous Reactor	
				Seed	Blanket
Fuel rod diameter (mm)	10.75	9.5	9.5	7.4	11.1
Fuel rod pitch-to-diameter ratio	1.33 <sup>a</sup>	1.20	1.123	1.30	1.10
Water-to-fuel-volume ratio	1.67	0.70	0.47	1.05	0.37
Active core height (m)	3.90	2.20	2.00	2.18	
Conversion ratio	0.55	0.90 <sup>b</sup>	0.98 <sup>b</sup>	0.96 <sup>b</sup>	
Total void reactivity coefficient <sup>b</sup>		$-1.05 \times 10^{-2}$	$+1.5 \times 10^{-2}$	$-1.34 \times 10^{-2}$	
Water density reactivity coefficient $dk/d\rho$ at nominal operating conditions <sup>b</sup> ( $\text{cm}^3/\text{g}$ )	$10 \times 10^{-2}$	$7 \times 10^{-2}$	$\approx 0$	$3 \times 10^{-2}$	
Core pressure drop (bars)	1.25	2.28	3.70	3.27	
Average nominal rod linear rating (W/cm)	208	180	165	195	159
Plant net electrical power [MW(electric)]	1300	1285	1230	1275	

<sup>a</sup>Square cross section. For the APWRs the fuel rod lattice array is triangular.

<sup>b</sup>Calculated at the end of the first core cycle.

**JAERI**

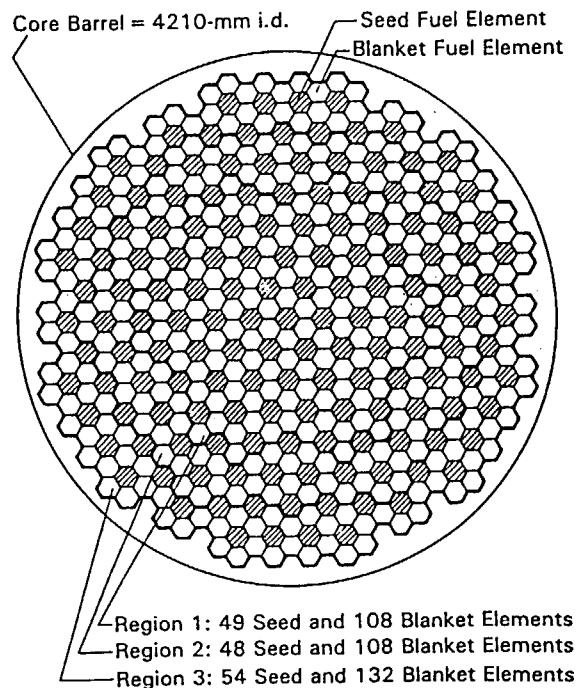


Fig. 5. Horizontal cross section of the reference heterogeneous APWR core.

**JAERI**

#### Main Results of the Present Investigations

Reactor	Maximum Fuel Rod Cladding Temperature During LOCA (°C)	Maximum Coolant Pressure in the Reactor Vessel During ATWS (bars)
Reference PWR	1040	180
Homogeneous APWR		
Wide fuel rod lattice	1120	182
Tight fuel rod lattice	1100	>230
Heterogeneous APWR		
Seed	1285	
Blanket	975	215

**JAERI**

### 熱水力設計

- DNB  
KfK相関式
- 圧力損失  
Rehmeの相関式( $p/d \geq 1.03$ )

### 再冠水実験

- FLORESTAN(KfK)  
 $p/d=1.06$  (gap:0.6 mm), 61本ロッド  
流動抵抗による大きな圧力損失(数m水頭)  
重力冠水実験の実施

JAERI

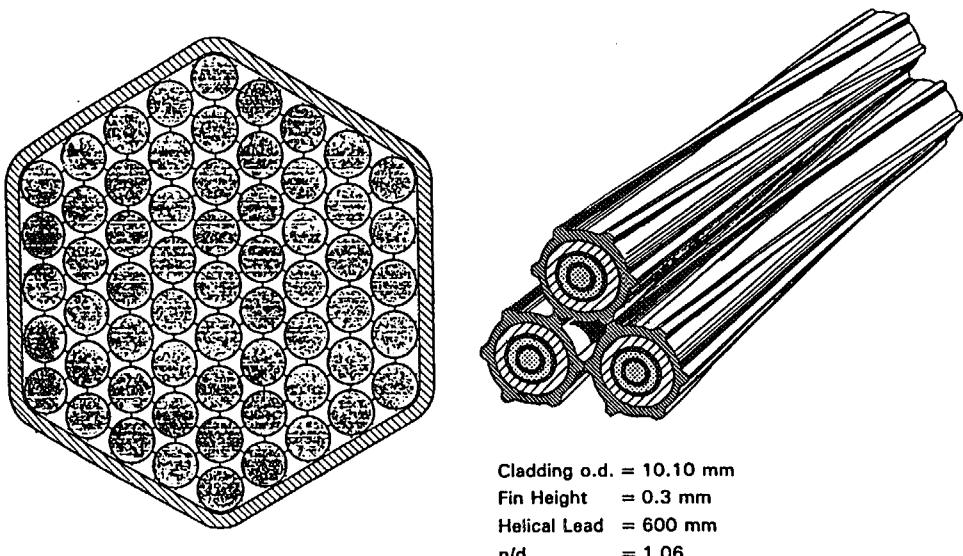


Fig. 2. Test bundle.

JAERI

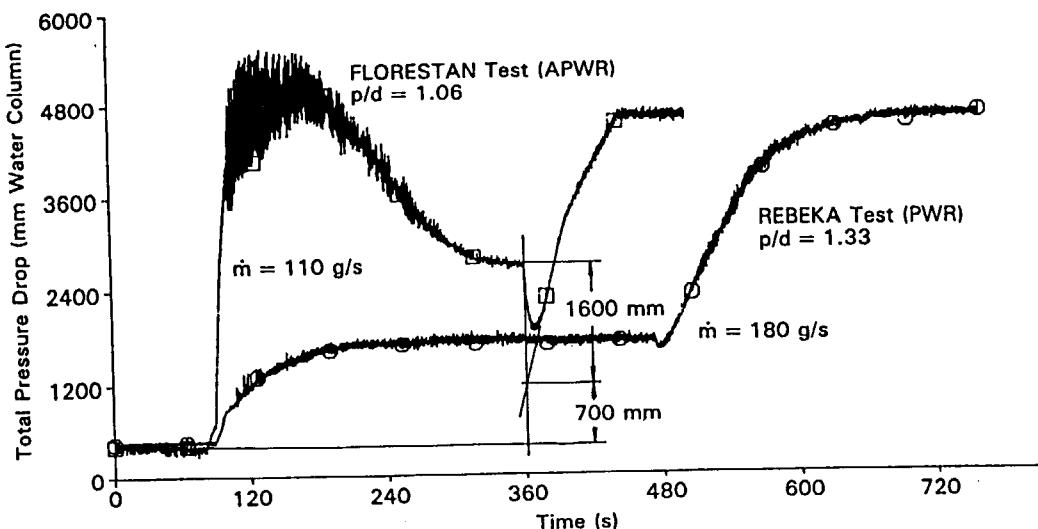


Fig. 6. Pressure drop.

JAERI

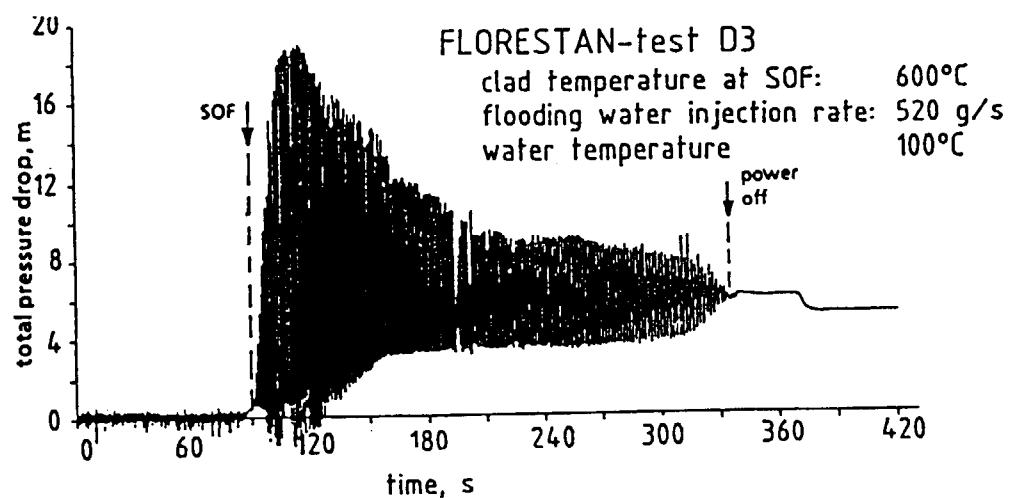


Fig. 9 Total pressure drop in the test bundle in FLORESTAN gravity feed test D3

JAERI

### 再冠水実験(続き)

- NEPTUN-III(EIR)  
 $p/d=1.13$  (gap:1.4 mm), 37本ロッド  
 Combined injection模擬(?)

### 被覆管バースト実験

- KfKでの単管実験  
 SUSはZircaloyに比べてバースト温度が200度程高い  
 ヘリカルフィン付きの場合は歪みが20%程度と小さい

**JAERI**

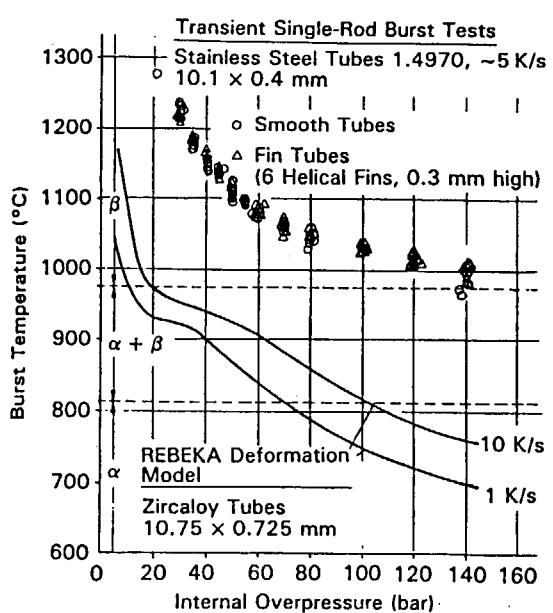


Fig. 9. Burst temperature compared to internal overpressure of Zircaloy and stainless steel cladding tubes.

**JAERI**

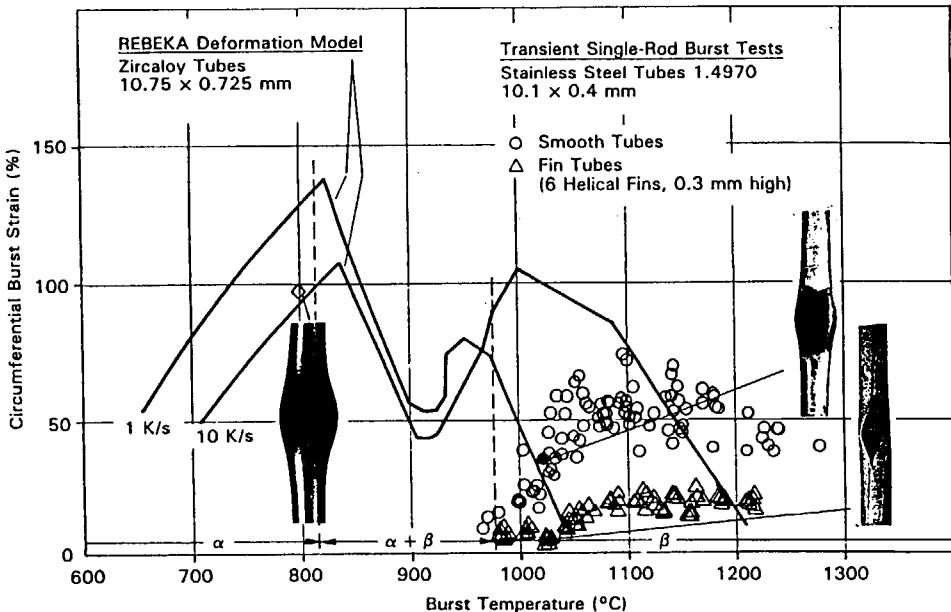


Fig. 10. Burst strain compared to burst temperature of Zircaloy and stainless steel cladding tubes (uniform temperature on circumference).

**JAERI**

## フランス

### 核 設 計

- ・ 均質稠密炉心  
稠密度を下げた設計 ( $V_m/V_f = 0.5 \rightarrow 0.7$ )  
ボイド反応度係数対策



- ・ スペクトルシフト炉心  
 $V_m/V_f = 1.1 \sim 1.4$   
親物質棒のメカニカルシフト



- ・ U置換炉心(RCVS)  
Water tubeを用いて  $V_m/V_f = 1.6 \sim 2.0$

**JAERI**

JAERI

## フラマトム社 高転換性水炉概念の推移

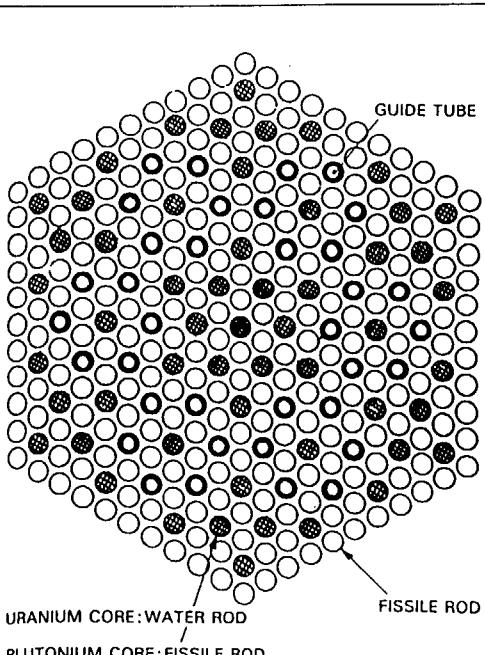
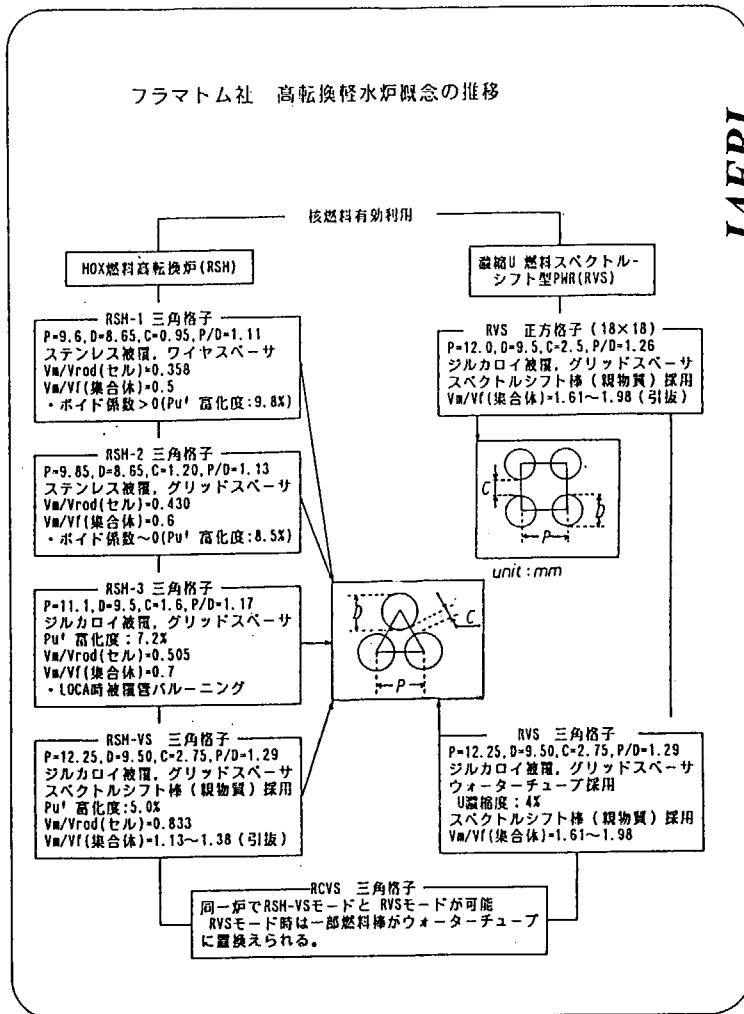


Fig. 2. Transversal cross section of the RCVS fuel assembly.

JAERI

### 炉物理実験

- ・ 臨界実験  
ERASME, MORGANE
- ・ 照射実験  
ICARE

➡ APOLLOコードの改良

### 熱水力実験

- ・ DNB実験  
OMEGA/GRAZIELLA(  $V_m/V_f = 0.6, 1.1$ )  
FLICAコードへのデータ提供  
GSM.6相関式の作成

JAERI

### 熱水力実験(続き)

- ・ 再冠水実験
  - ・ ECCHO-B (37本ロッド)  
 $V_m/V_f = 0.6, 1.1$   
Top injection → CCFL発生
  - ・ PERICLES (127本ロッド)  
 $V_m/V_f = 1.1$
- ・ 親物質棒の冷却実験

JAERI

## 日本

### 核設計(三菱/関電)

- ・ 均質準稠密炉心

$V_m/V_f = 1.4$



- ・ スペクトルシフト炉心

$V_m/V_f = 1.2 \sim 1.4$

親物質棒の利用(転換率:0.85)



- ・ U置換炉心

Water rodを用いて  $V_m/V_f = 1.4 \sim 1.6$

JAERI

### 核設計(原研)

- ・ 均質稠密炉心(HCLWR-J1)

$V_m/V_f = 0.81$

ボイド係数が正で、熱的にも厳しい

- ・ 均質準稠密炉心(HCLWR-J2)

$V_m/V_f = 1.46$

転換率は0.75だが開発要素が少ない

- ・ 準稠密スペクトルシフト炉心(HCLWR-J2S)

$V_m/V_f = 1.22 \sim 1.46$

親物質棒の利用(転換率:0.79)

JAERI

## 核 設 計(原研、続き)

- ・ 稠密扁平炉心(HCLWR-JF1)  
 $V_m/V_f = 0.71$ , 炉心有効長:50 cm  
 転換率が0.9で、ボイド係数は負  
 热出力が1／3程度しか取れない
- ・ 準稠密扁平二重炉心(HCLWR-JDF1)  
 $V_m/V_f = 1.06$ , 炉心有効長:60 cm × 2段  
 転換率が0.83で、ボイド係数は負  
 热出力が2／3程度しか取れない

**JAERI**

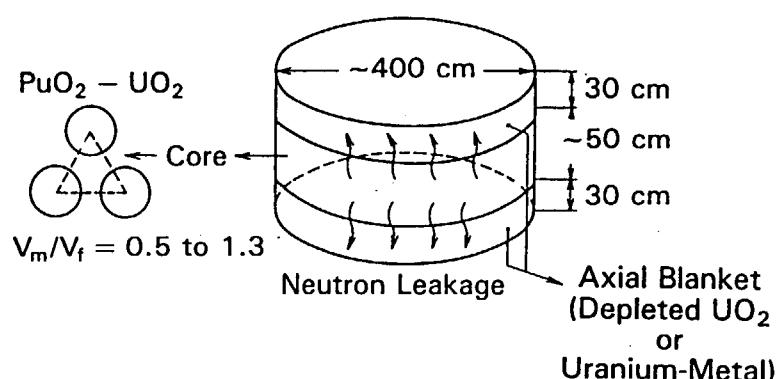


Fig. 1. Conceptual illustration of a pancake-type HCLWR.

**JAERI**

Burnup Characteristics of a Pancake-Type HCLWR by One-Dimensional Calculation ( $V_m/V_f = 0.5$ )

Item	Case 1	Case 2	Case 3
Core thermal output [MW(thermal)]	1042	1042	1042
Equivalent core diameter (cm)	400	400	400
Fissile core height (cm)	50	50	50
Blanket thickness (cm)	30	30	30
$V_m/V_f$ (in assembly)	0.5	0.5	0.5
Loading fissile plutonium enrichment (wt%)	11.8	11.8	10.5
Blanket material	Uranium-metal	UO <sub>2</sub>	Uranium-metal
Average linear heat rating at BOC			
Core (W/cm)	161	163	161
Blanket (W/cm)	7.5	5.8	7.9
Axial power peaking factor at BOC	1.24	1.22	1.24
Conversion ratio at BOC (Blanket + core)/core	0.88/0.67	0.84/0.66	0.95/0.72
Conversion ratio at EOC	1.00/0.77	0.94/0.77	1.02/0.79
FSR	0.92/0.84	0.90/0.84	0.96/0.91
PSR	0.98/0.90	0.96/0.91	0.99/0.95
FPSR	0.94/0.84	0.91/0.84	0.97/0.91
Three-batch discharge burnup (GWd/tonne)	50	49	31
Burnup/net consumption of fissile inventory (GWd/fissile·tonne)	5622	4100	7460
Cycle length (FPD)	517	499	318
Moderator void reactivity coefficient at EOC (pcm/% void)	+9.5	+22.6	-8.7

JAERI

## 臨界実験

- KUCA  
U燃料による稠密格子炉実験
- FCA  
U燃料による稠密格子実験  
Pu燃料による稠密格子実験
- TCA  
U燃料による稠密格子実験  
Pu燃料小格子炉心実験

JAERI

## 熱水力実験

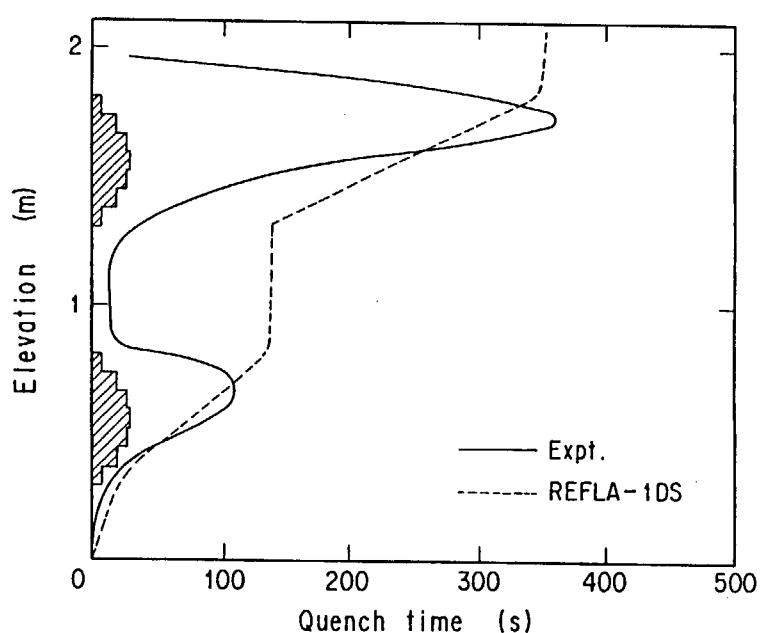
### ・ 三 菱

DNB実験による相関式の改良  
親物質棒に関するDNB実験

### ・ 原 研

$p/d=1.13 \sim 1.33$ の稠密格子DNB実験  
扁平二重炉心再冠水実験  
 $p/d=1.1 \sim 1.3$ の稠密格子流動特性実験

**JAERI**



**JAERI**

表V.1-1 高転換率水炉の炉型別燃焼性能比較

	PWR(参考)	HCPWR-J1	HCPWR-J2S	HCPWR-J2S	HCPWR-JF1	HCPWR-JDF1
炉心型式	現行4A-7'	均質稠密型	均質埠密型	埠密ズベ・クラ・シフト型	埠密扁平小型	埠密扁平二重炉心
熱出力 (MWt)	3411	3411	3411	3411	1213	2432
径方向ブランケット 軸方向ブランケット	無	無	有	有	有	有
ビン 直径 (mm)	9.5	9.5	9.5 [10.2]	9.5 [10.2]	8.5[8.5]	9.5[9.5]
ビン ピッチ (mm)	12.6	11.1	>12.1 [12.1]	12.1 [12.1]	9.6[9.6]	11.7[11.7]
燃速材対燃料体積比(V <sub>n</sub> /V <sub>f</sub> )	1.9	0.81	1.46 [0.80]	1.22~1.46 [0.80]	0.71 [0.54]	1.06 [0.79]
炉心等価直徑 (cm)	337	375	348 [397]	348 [397]	410 [456]	437[480]
炉心有効長	366	223	340	340	(30)+50+(30)	(30)+60+(30)+60+(30)
バッテ数	3	3	3 [6]	3 [6]	4 [6]	5.2/6.6/8.1/10.0
初装荷Pu'富化度 (w/o)	2.1/2.6/3.1	6.5/7.5/9.0	2.4/4.8/5.4	2.4/4.8/5.4	12.5	10.0
平衡炉心富化度 (w/o)	3.2 ***U	9.0	6.6	6.6		
全炉心イバントリ (H.M.t)	89	103	101+[41]	101+[41]+(9.85)	29.2+[35.1]+(72.8)	66.1+[27.9]+(49.8)
再処理イバントリ (H.M.t/cycle)	33.7	38.8	38.2+[7.7]	38.2+[7.7]+(6.8)	11.0+[5.85]+(24.3)	18.7+[5.3]+(14.1)
初装荷炉心Pu' (t)	2.31 ***U	7.83	4.3	4.3	3.07	4.94
平衡イバントリPu' (t/cycle)	0.95 ***U	3.15	2.2	2.2	1.22	1.65
再処理Pu'イバントリ/取得イバントリ	1.0	2.6	1.38	1.35	2.18	1.86
装荷Pu'イバントリ/取得イバントリ	1.0	0.91	0.67	0.75	1.78	1.04
平衡初期炉心平均線出力 (W/cm)	183	163	154	154	153	147
取り出し燃焼度 (Gwd/t)						
炉心部	33.0	36.4	48.0	48.6	53.6	42.5
径方向ブランケット	—	—	6.1	5.8	1.2	4.9
軸方向ブランケット	—	—	—	—	2.6	内部 16.6 / 外部 6.8
線物質構成	—	—	—	4.1	—	—
実燃焼度 (スリット加熱加味)	33.0	36.4	49.7	50.9	60.2	56.1
ifik期間 (FPD)	290	370	490	501 ≈ 158+86x4	481	380
平均転換比(ACR)	0.55	0.79	0.75	0.79	0.90	0.83
核分裂性物質残存比(FCR)	0.45	0.87	0.73	0.76	0.90	0.84
Pu'残存比(PuFCR)	—	0.88	0.74	0.77	0.91	0.86
Pu'残存比(PCR)	—	0.91	0.81	0.83	0.95	0.91
ミキシング初期	○	×	○	○	×	○
ミキシング反応係数	○	×	○	○	○	○
ラン燃料置換型炉心	—	×	○	○	×	○
キット・インフリード・モード	>1.3	0.91~1.12		≥1.2		1.78~1.80

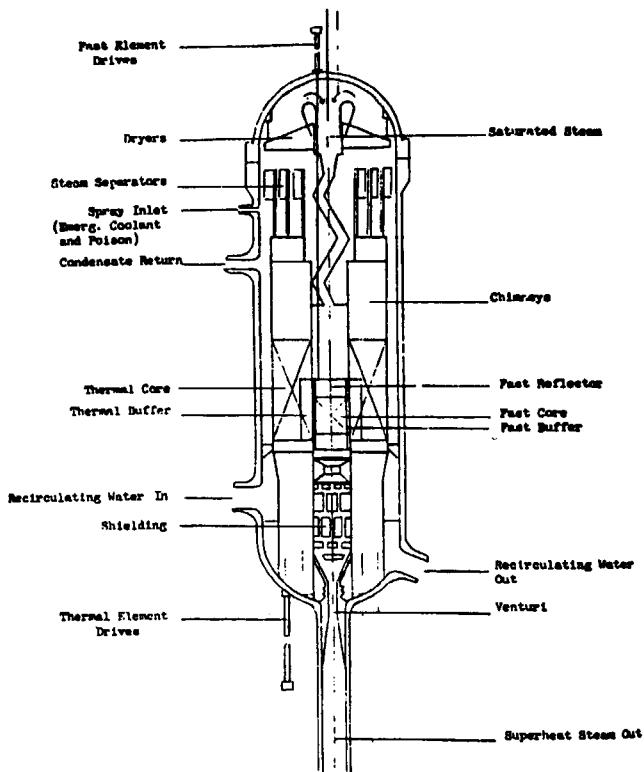
[ ]: 径方向ブランケット, ( ) : 軸方向ブランケット, ( ) : 線物質構成, \* PWRに規格化(再処理イバントリにおいて、径方向ブランケットの分は炉内滞在期間に依存するため考慮外)  
 \*\* 6ヶ月燃焼, \*\*\* 112X過負荷, XFK相関式, 様は計算を行って依存

付録一 3

OHP集

高転換型炉心研究のレビュー  
(2) BWRに関するレビュー

竹田 練三



SCHEMATIC REPRESENTATION OF 300 MWe MSSR.

図 10.2.2 300 MWe MSSR (1960年9月)

表 10.2.1 MSSのプロトタイプ炉(65MWt)と参考設計炉(300MWe)  
の設計パラメータ [1]

パラメータ	0.65 MWt プロトタイプ炉			300 MWe 参考設計炉	
	高速炉心 1次通路	高速炉心 2次通路	熱中子子 バッファー	沸騰域	沸騰域
燃和外径 (inch)	1.740 (0.685)	1.740 (0.685)			0.711 (0.280) (0.444)
軸機厚 (inch)	0.102 (0.040)	0.102 (0.040)			0.0508 (0.020) (0.036)
ビッチ／直径	1.04	1.10			1.14
最高表面温度 °C (°F)	5655 (1050)	660 (1220)			677 (1250) (628)
最高燃料温度 °C (°F)	2371 (4300)	2204 (4000)		2482 (4500)	2482 (4500)
伝導熱率 cal/cm²sec (Btu/hft²)	15.8 (210000)	15.8 (210000)			4.60 (610000) (362000)
平均熱率 cal/cm²sec (Btu/hft²)	723 (96000)	723 (96000)			1.69 (224000) (90000)
圧力 kg/cm² (psi)	703 (1000)	703 (1000)	703 (1000)	703 (1000)	10545 (1500) (1500)
冷却材出口温度 °C (°F)	421 (790)	518 (950)	285 (545)	285 (545)	510 (950) (600)
熱出力 MW	1.28	2.4		4.5	2.45
冷却材流量 kg/h (lbs/h)	108000 (241000)	108000 (241000)		1083×10⁴ (241×10⁴)	1270×10⁴ (28×10⁴) (30×10⁴)
冷却材流速 cm/sec (ft/sec)	3505 (115)	4115 (135)		244 (8)	5578 (183) (10)
出力密度 kwt/liter	41.8	62.8	18.3	18.8	31.7
最高／平均 出力比					
半径方向	1.63	1.12	1.44	1.37	1.5
輻方向	1.3	1.3	1.5	1.5	1.5
轴	1.34	1.34	2.03	2.03	1.34
全体	2.84	1.95	4.38	4.17	2.62
					3.65

表102.2 MSSのプロトタイプ炉(65MWt)と参考設計炉(300MWt)  
の設計パラメータ(3)

パラメータ	65MWtプロトタイプ炉				300MWt参考設計炉	
	高速炉心 1次路路	高選炉心 2次路路	熱中性子 バッファー	沸騰域	高速炉心	沸騰域
体積 liters	3284	1179	1168	1254	1127	15,940
体積比:						
燃料	0.585	0.563	0.250	0.267	0.455	0.207
蒸気	0.164	0.248	0.120	0.113	0.237	0.113
水	-	-	0.480	0.527	-	0.527
ステンレス鋼またはZr	0.251	0.189	0.150	0.093	0.308	0.093
冷却材／燃料	-	-	2.4	2.4	-	2.4
燃費燃焼度 %						
U-235 装荷時	170	170	120	364	-	23
Pu-239 装荷時	-	-	-	-	130	-
燃料装荷量 (kg)				-		
U-235	217	103	32	112	-	0.05
Pu-239	-	-	-	-	832	-
中性子寿命 $\mu$ sec			8.0			2.4
10 keV以下の核分裂率			100			240
flooding効果を寄にするためのEu含有量、体積%			0.6			0.2

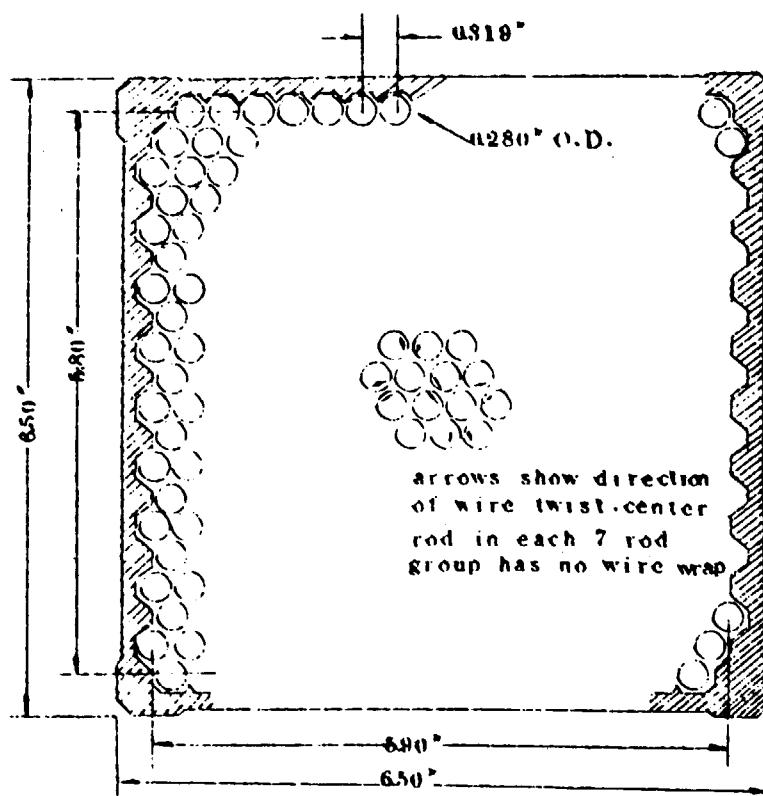


図102.6 MSSR 過熱域燃料

表 2.7 GE社の実験炉 E S C R との比較

	E S C R (GE社)	低圧隔壁炉心 (日立)
熱出力 (MW)	141	2726
電気出力 (MW)	50	1000
冷却材圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )	105	109.5
入口温度 (C)	319	326
出口温度 (C)	441	513
炉心直徑 (cm)	107.9	316.4
高さ (cm)	45	100
炉心領域数	—	2
燃料要素外径 (mm)	5.7	6.0
炉心体積比	燃料	0.351
	冷却材	0.352
	構造材	0.297
半径方向ブランケット厚 (cm)	4.5*	4.0
軸方向 (cm)	2.4*	4.0
ピーキング・ファクタ	—	1.618
平均比出力 (MW/kg-Pu)	0.447	0.806
分裂性物質装荷量 (ton)	~0.25	3.13
濃縮度 内部 (%)	~28	10.84
外部 (%)		13.57
内部増殖率	—	0.814
ドッブラー係数 ( $T \frac{dk}{dT}$ )	-0.0064	-0.0250
全冷却材そり失反応度 (%)	+0.168	+0.024

(注) \* Ni を主成分とした反射体の寸法

表 2.6 西独の蒸気冷却高速炉との比較

	カールスルーエ研 (西独)	高圧隔壁炉心 (日立)
熱出力 (MW)	2517	2698
電気出力 (MW)	1000	1000
冷却材圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )	17.0	18.2
入口温度 (C)	365	365
出口温度 (C)	540	541
炉心直徑 (cm)	263	251.2
高さ (cm)	151	120
炉心領域数	2	2
燃料要素外径 (mm)	7.0	6.0
6角格子のピッチ (mm)	8.15	7.2
炉心体積比	燃料	0.442
	冷却材	0.331
	構造材	0.227
ブランケット厚 (mm)	3.8	4.0
ピーキング・ファクタ	1.585	1.757
平均比出力 (MW/kg-Pu)	0.731	1.012
分裂性物質装荷量 (ton)	3.27	2.48
濃縮度 内部 (%)	10.1	9.59
外部 (%)	12.4	12.52
内部増殖率	0.95	0.88
増殖率	1.15	1.23
ドッブラー係数 ( $T \frac{dk}{dT}$ )	-1.575 × 10 <sup>-3</sup> *	-2.876 × 10 <sup>-3</sup> **
蒸気密度反応度係数	-0.27 × 10 <sup>-3</sup> /(kg/m <sup>3</sup> ) <sup>+</sup>	+0.18 × 10 <sup>-3</sup> /(kg/m <sup>3</sup> ) <sup>++</sup>
全冷却材そり失反応度 (%)	+3.6% dk <sup>+</sup>	+0.4% dk <sup>++</sup>

(注) \* 900 °Kにおける反応係数 -1.75 × 10<sup>-3</sup>/Cより換算  
\*\* 燃料温度を 1300 °Cから 1800 °Cまであげたときの反応度変化から換算。

+ 燃焼度が 100,000 MWD/T で運したときの値

++ クリーン・コルト炉心での値

表 2.3 Abagian ライブライヤによる核計算結果(新)

炉型	超臨界	高圧亜臨界	低圧亜臨界
(1) 余剰活性度 (%)	2.00	2.00	2.00
(2) 燃料被覆度 (%)			
内 部	9.32	9.59	10.84
外 部	12.14	12.52	13.57
(3) 燃料インベントリ (ton)			
Pu <sup>239</sup>	2.24	2.48	3.13
U <sup>235</sup> ガバ心	18.57	19.90	22.41
ブランケット	30.08	30.53	31.28
全 体	48.65	50.43	53.69
(4) 出力平坦化係数			
半径方向	1.331	1.319	1.252
軸 方 向	1.332	1.332	1.292
全 体	1.773	1.757	1.618
(5) 増殖率			
ガバ心	0.875	0.882	0.814
半径方向ブランケット	0.143	0.145	0.105
軸方向ブランケット	0.177	0.206	0.307
全 体	1.195	1.233	1.226
(6) 中性子寿命 (sec)	$8.70 \times 10^{-7}$	$7.71 \times 10^{-7}$	$7.16 \times 10^{-7}$
(7) 逃逸中性子の割合	~0.0036	~0.0036	~0.0034
(8) 冷却材そり失反応度 (%)	-0.627	+0.040	+0.024
(9) Flooding 反応度 (%)	+21.49	+23.50	+27.82

(注) (2) : Pu<sup>239</sup> / (Pu<sup>239</sup> + U<sup>235</sup>)

(4) : 軸方向は Chopped Cosine での計算値

(5) : 軸方向については,

$$(BR)_{ax} = (BR)_{rad} \times \frac{\text{軸方向への中性子の流れ}}{\text{半径方向への中性子の流れ}}$$

で近似した。

表 2.1 蒸気条件, 組成, 体積率

	超臨界炉心	高圧亜臨界炉心	低圧亜臨界炉心
蒸気圧			
炉心入口 (kg/cm <sup>2</sup> )	256.6	182.0	113.5
圧力損失 (kg/cm <sup>2</sup> )	~7	~1.2	~7
蒸気温度			
炉心入口 (C)	398.9	365.0	326.7
炉心出口 (C)	568.3	541.0	512.8
体積率			
燃料 (PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> )	0.468	0.442	0.377
冷却材 (Steam)	0.303	0.331	0.394
構造材 (インコネル)	0.229	0.227	0.229

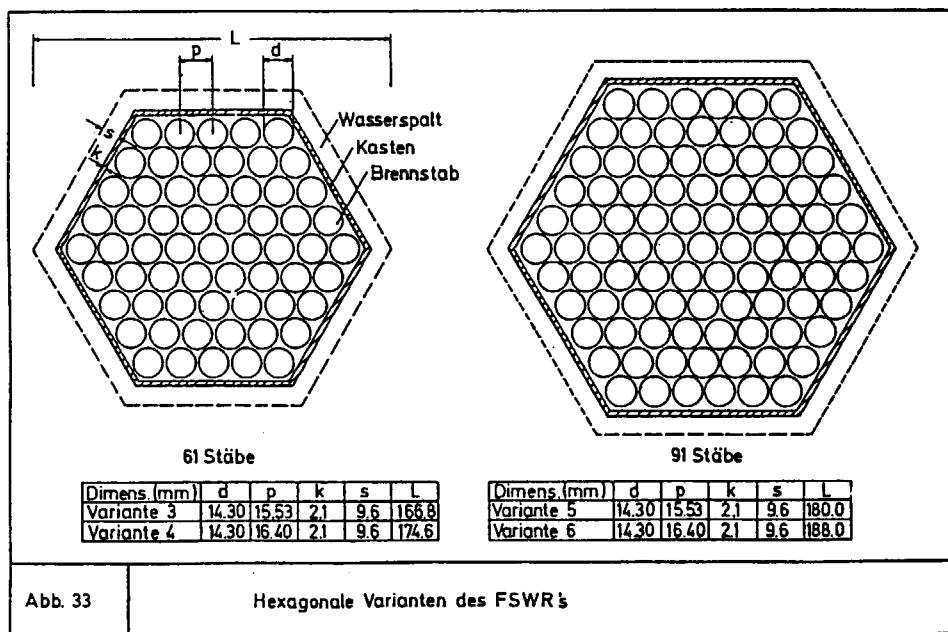
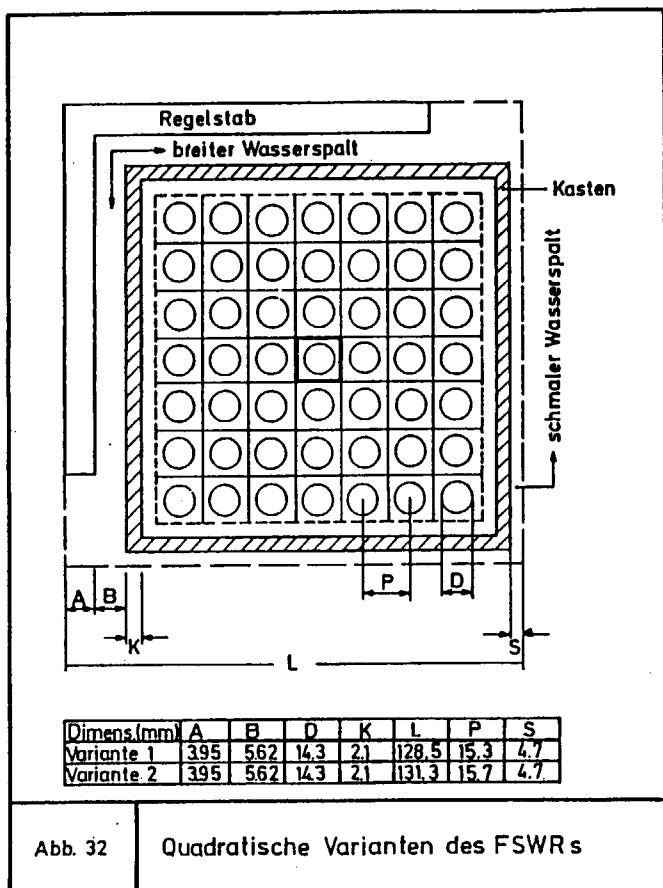
表 2.2 ガバ心, ブランケットの寸法

	超臨界炉心	高圧亜臨界炉心	低圧亜臨界炉心
炉心寸法			
直 径 (cm)	235.6	251.2	316.4
高 さ (cm)	120.0	120.0	100.0
体 積 (L)	5,231	5,940	7,861
ブランケット厚			
半径方向 (cm)	40.0	40.0	40.0
軸 方 向 (cm)	40.0	40.0	40.0

TABELLE 2.3.1: Hauptdaten der SWR-Anlagen

Betriebsdruck	72 atm
Gesamt-Kerndurchsatz	32.600 t/h
Mittlerer Bündeldurchsatz	54.5 t/h
Kühlmitteltemperatur am Kerneintritt	277 °C
Kerneintrittsenthalpie	292 kcal/kg
Kühlmitteltemperatur am Kernaustritt (Sättigungszustand)	286 °C
Mittlere Stablängenleistung	230 W/cm
Mittlere Wärmestromdichte	51.4 W/cm <sup>2</sup>
<b>Maximal zulässige lokale Wärmeerzeugung im Kern:</b>	
Stablägenleistung	607 W/cm
Wärmestromdichte	135 W/cm <sup>2</sup>
Equivalenter Kerndurchmesser	3970 mm
Aktive Kernhöhe	3660 mm
Gitterabstand der Einheitskernzellen	305 mm
<b>Brennelement</b>	
Anordnung der Brennstoffstäbe im Bündel	7x7-quad.
Gitterteilung	18,75 mm
Stababstand	4,46 mm
Zahl der Abstandshalter	7
Wanddicke des Kastens	2,1 mm
<b>Brennstab</b>	
Brennstofftabletten-Durchmesser	12,4 mm
Sinterdichte des Uranoxids	10,25 g/cm <sup>3</sup>
Hüllmaterial	zircaloy-2
Außendurchmesser der Hülle	14,30 mm
Wandstärke der Hülle	0,90 mm

Variante	1	2	3	4	5	6
	Quadrat	Quadrat	Hexagonal	Hexagonal	Hexagonal	Hexagonal
Zahl von Stäben	49	49	61	61	91	91
Verhältnis V(H <sub>2</sub> O)/V(Br)-Stabzelle	0.6	0.7	0.4	0.6	0.4	0.6
Verhältnis V(H <sub>2</sub> O)/V(Br)-Bündelzelle	1.3	1.7	1.0	1.23	0.88	1.1
Brennstabdurchmesser (mm)	14.3	14.3	14.3	14.3	14.3	14.3
Gitterteilung (mm)	15.30	15.73	15.53	16.4	15.53	16.4
breiter Wasserspalt (mm)	9.6	9.6	9.6	9.6	9.6	9.6
schmaler Wasserspalt (mm)	4.7	4.7	-	-	-	-
Kasten-Dicke (mm)	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1
Stablänge (m)	2.30	2.30	2.30	2.30	2.30	2.30
Anreicherung Pu(sp) - (%)	3.0	4.0	4.0	4.0	5.0	4.6
Mittlerer Abbrand (MWd/kg)	50	-	60	60	-	-
Konversionsrate	0.88	0.8	0.95	0.90	0.98	0.95
Tabelle: 7.1	<b>FSWR - VARIANTEN</b>					



Preliminary Study of Neutronic Characteristics of  
an Axially Heterogeneous Type High Conversion  
Boiling Water Reactor Core

Y. Morimoto  
K. Okumura  
Y. Ishiguro

Reactor System Laboratory, JAERI

## 1. Introduction

### (1) Target of Research

- Achieve Greater Improvement of Natural Uranium Utilization by Pu Recycle
- Conversion Ratio  $\approx 1.0$

### (2) Basic Concept to Achieve the Target

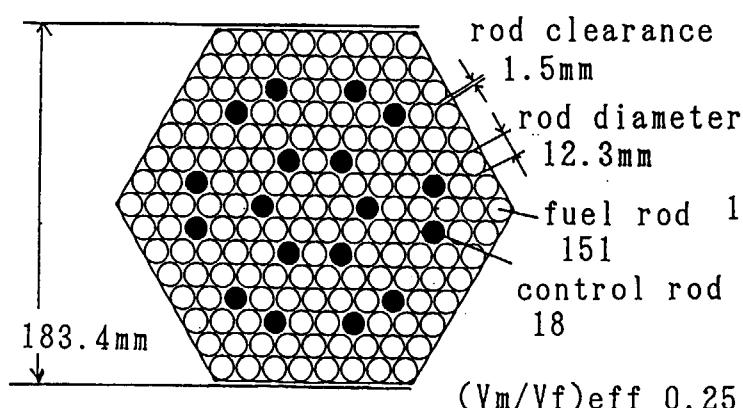
- Effective Moderator to Fuel Volume Ratio  $< 0.3$
- Boiling Water Reactor Core with
  - a) Closely Packed Hexagonal Lattice
  - b) Higher Void Fraction than Current BWR

## 2. Subject of this research

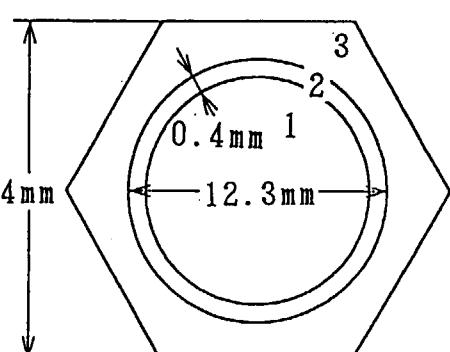
- Void Reactivity Coefficient < 0.0 ?  
(Power Coefficient < 0.0 by Doppler Effect)
- Axially Heterogeneous Core Concept
- Evaluate the Effectiveness of the Core Concept  
to Reduce Void Reactivity Coefficient and  
to Improve Conversion Ratio

## 6. Cell Burnup Method (2)

- Effective One Rod Cell Model :  
Conserve the Volume Ratio (Moderator, Fuel, Structure)



(1) Fuel assembly



(2) Cell model

## 7. Core Burnup Method

Code	COREBN2, HIST2
Core model	Axial one dimensional slab Radial leakage: geometrical buckling Burnup calculation under Haling strategy
Lattice constant	9 group (fast:5, thermal:4) Interpolation of tabulated macroscopic cross section Quadratic expression for void feed back effect

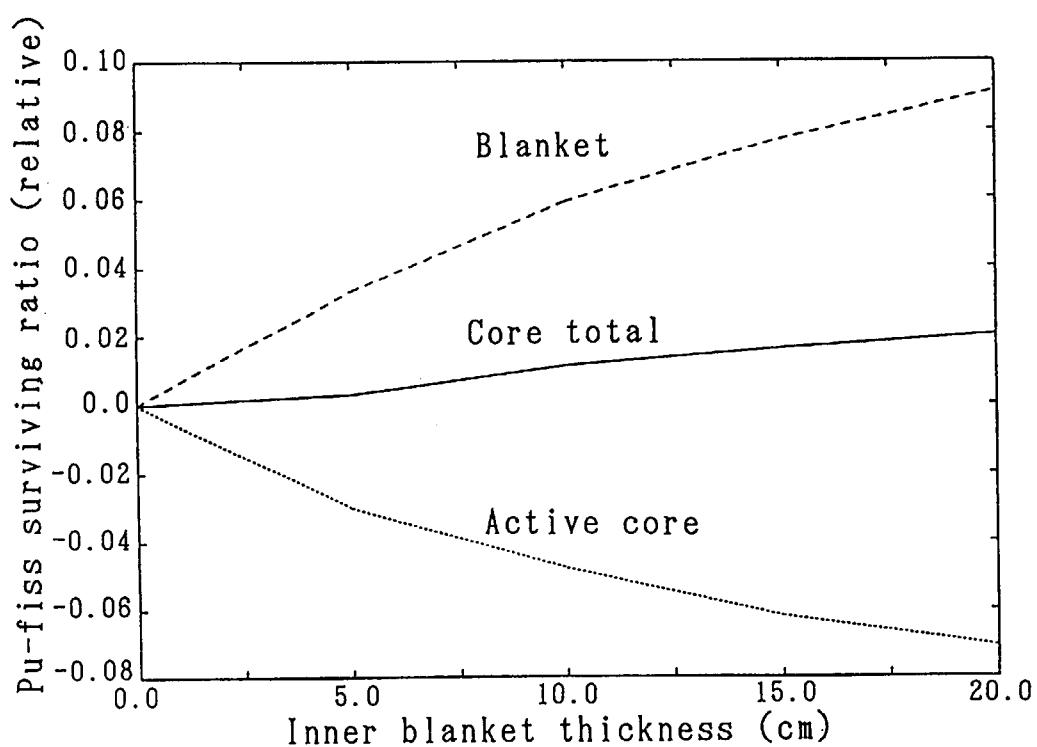


Fig. 2 Pu-fiss surviving ratio vs.  
inner blanket thickness  
(Natural uranium)

## 9. Calculational Assumptions of the Axially Heterogeneous Type High Conversion Boiling Water Reactor Core

Electrical output	600	MW
Thermal output	1800	MW
Operating cycle length	12	FPM
Active core height	45	cm × 4
Inner blanket thickness	5, 10, 15, 20	cm × 3
Pu-fiss enrichment of inner blanket	0, 1, 2, 3	wt%
Upper and lower blanket	20	cm
Core diameter	4.9	m

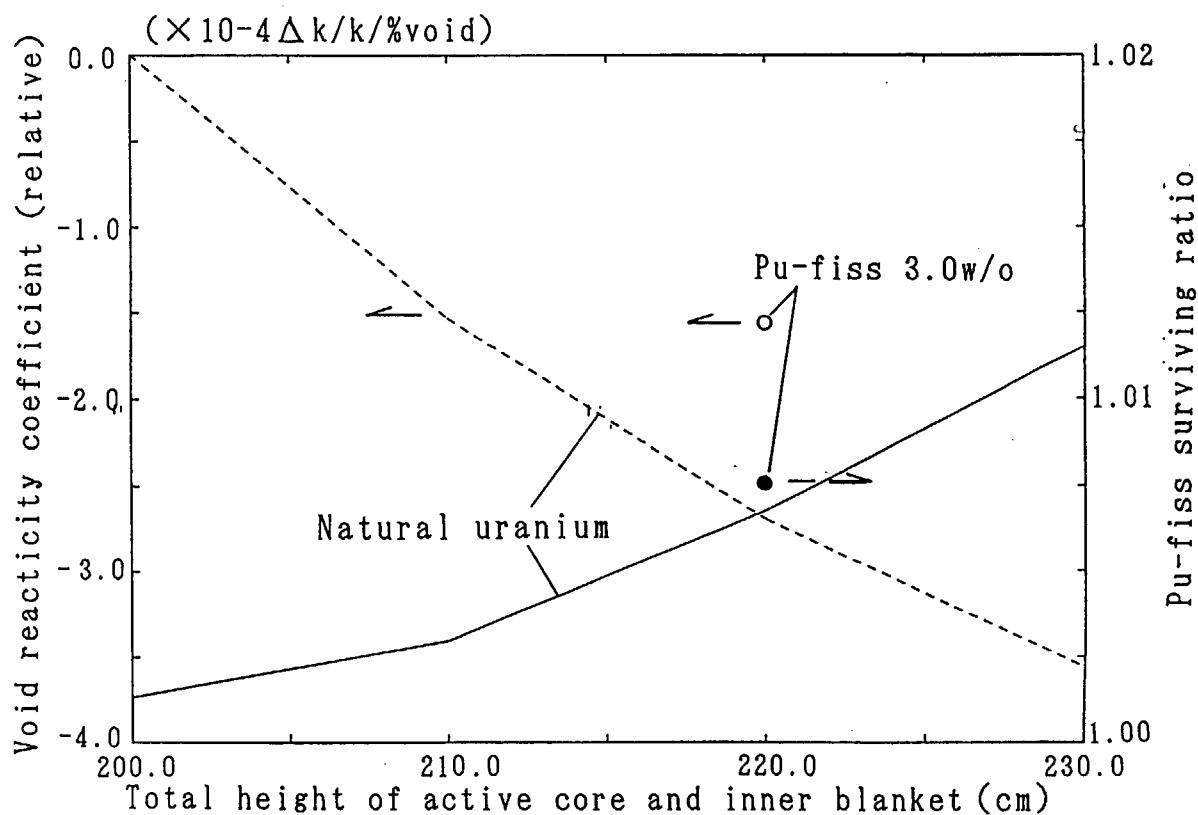


Fig. 7 Void reactivity coefficient and Pu-fiss surviving ratio vs. total height of active core and inner blanket

## Summary and Conclusion (2)

### 2.1 Pu-fiss Surviving Ratio

- Pu-fiss Surviving Ratio  $> 1.0$
- Pu-fiss Surviving Ratio Improved  $\approx 1.0\%$   
with Inner Blanket Thickness 18cm

### 2.2 Void Reactivity Coefficient

- Void Reactivity Coefficient Reduced  
with Increasing Inner Blanket Thickness  
and Decreasing Pu-fiss Enrichment of Inner Blanket
- Void Reactivity Coefficient Reduced  
 $3.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/\% \text{void}$  with Inner  
Blanket Thickness 18cm.

#### Evaluation of Fuel Cycle Costs

##### Fuel Types

- UO<sub>2</sub> Fuel in Conventional BWR
- MOX Fuel in Conventional BWR (1/3-MOX)
- HCBWR Fuel

##### Evaluations

Levelised Fuel Cycle Cost  
(The Economics of the Nuclear Fuel Cycle, OECD/NEA,1985)

Unit Prices ( for UO<sub>2</sub> Fuel )  
Domestic Values (JAPAN)  
Pu Credit = 0

Unit Price Assumption for MOX Fuels  
(Factors to UO<sub>2</sub> Fuel Unit Prices)

	Fabrication	Reprocessing
1/3-MOX	$\times 1.7$	$\times 1.1$
HCBWR	$\times 3.5$	$\times 2.0$

TOSHIBA

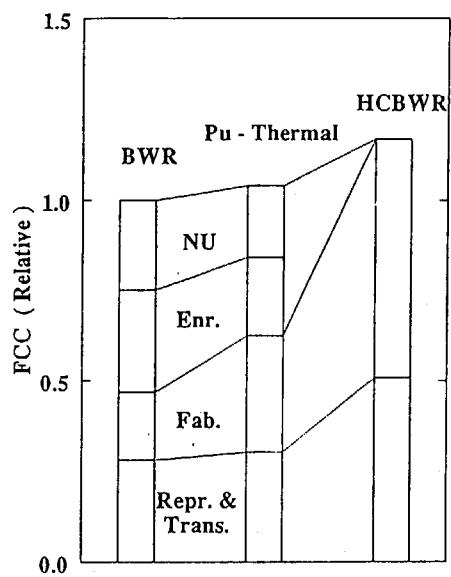


Figure FCC Comparison

TOSHIBA

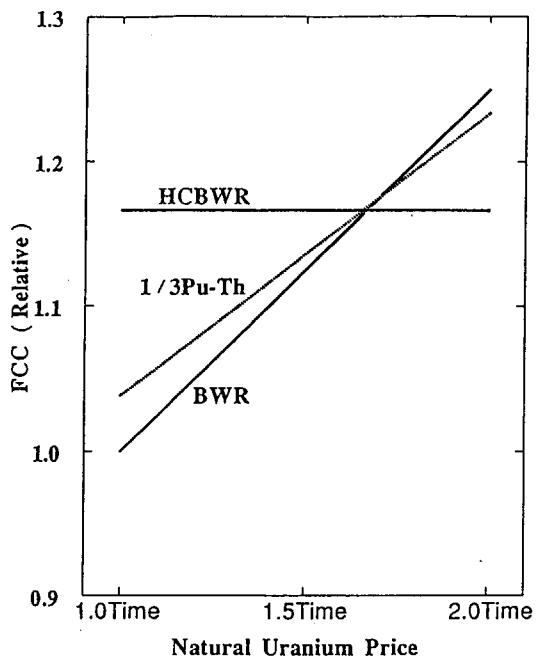


Figure Dependence of FCC on NU Price

TOSHIBA

# Thermal Hydraulic Research on HCBWR at JAERI

Y. Murao

*Japan Atomic Energy Research Institute*

## HCLWR Research Information Exchange Meeting

*May 28-30, 1991, JAERI, Tokai*

### (4) Planned Facilities

#### (a) High Pressure Water Loop for BWR

##### Objectives :

- CHF data under steady state and transient conditions
- Transient two-phase flow data

##### Specifications :

- Max. pressure : 8 MPa
- Max. power : 1.1 MW
- Number of rods : 7

## (b) High Pressure Air-Water Two-Phase Flow Loop

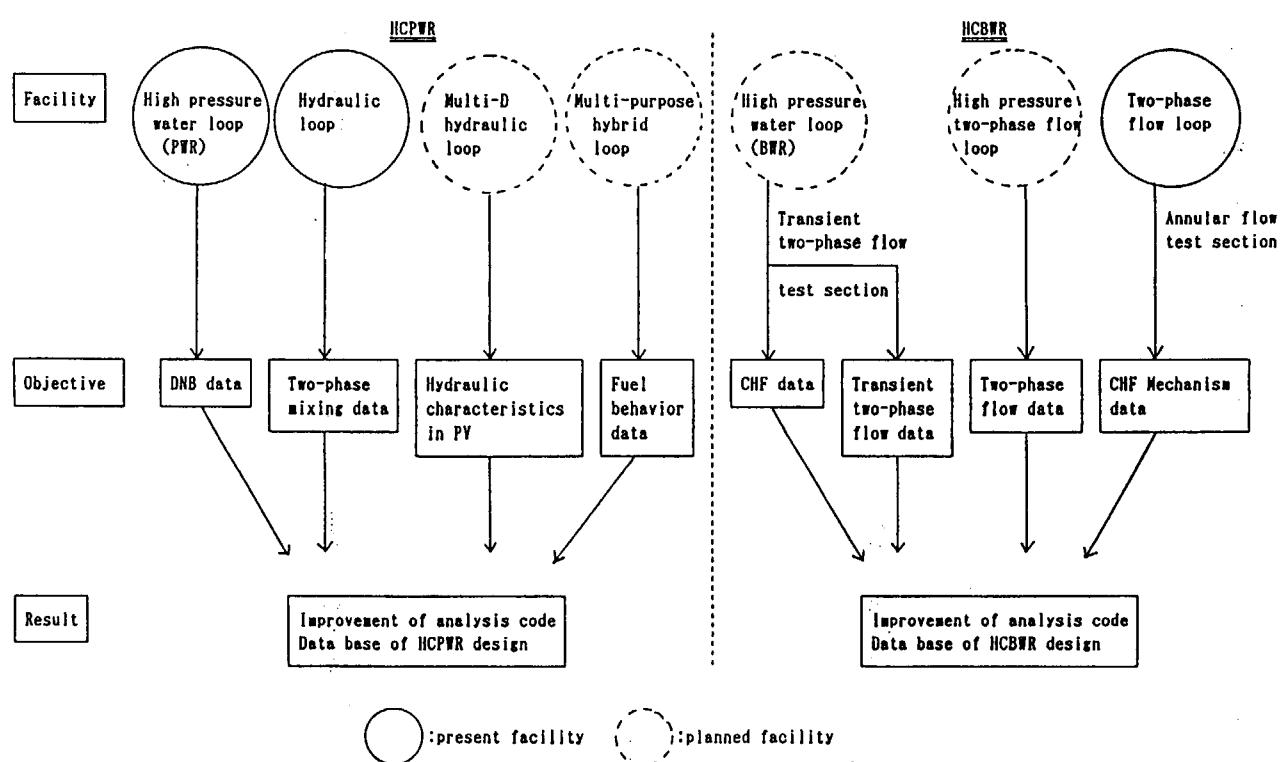
### Objectives :

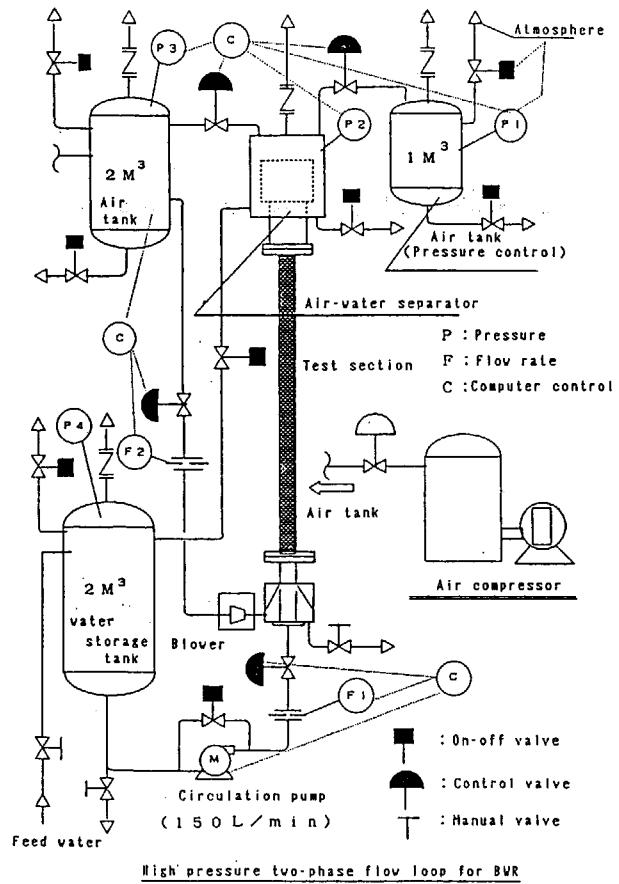
- Two-phase flow characteristics under BWR operational condition
  - Void fraction
  - Pressure drop
  - Film thickness
  - Wall shear stress

### Specifications :

- Working fluid : Air/Water
- Max. pressure : 5 MPa  
(Air-water density ratio  $\approx$  steam-water density ratio under 7 MPa)
- Number of rods : 19

The Second Phase of HCLWR Thermal-Hydraulic Research





## High Conversion BWR and its Effect in the Fuel Cycle

### 1. HCBWR Design Study

Lattice Physics Method  
HELIOS.HX: model and verifications

Thermal Hydraulics  
Critical Quality Correlation

Design and Evaluations  
HCBWR Design Concept

### 2. HCBWR Fuel Cycle Related Study

Objectives

Computer Code and Parameters

Results and Conclusions

NU Consumption

Fuel Cycle Cost

TOSHIBA Hiroshi Mizuta  
Ritsuo Yoshioka

TOSHIBA

TABLE  
Comparison of Calculated and Measured  $k_{\infty}$ 's and Void Coefficients

	Experiment (PROTEUS)	Code				
		WIMS-D	EPRI-CPM	SRAC/J2	MC	H.HX
$k_{\infty}$ <sup>a</sup> (in C/E)						
Core 1 ( $\text{H}_2\text{O}$ )	$1.045 \pm 1.1\%$	0.990	1.012	1.005	0.996	0.996
Core 3 (Dowtherm)	$0.991 \pm 1.5$	0.975	1.014	0.993	0.985	0.988
Core 2 (Air)	$0.905 \pm 0.8$	1.023	1.070	0.993	0.969	0.979
Void Coefficient <sup>b</sup> (in $10^{-4}/\%$ Voids)						
0.0 to 42.5%	$-10.1 \pm 3.5$	-14.0	-9.8	-13.0	-12.7	-12.0
42.5 to 100%	$-17.5 \pm 3.0$	-9.0	-8.2	-17.5	-20.3	-19.1
0.0 to 100%	$-14.4 \pm 1.4$	-11.1	-8.9	-15.6	-17.1	-16.1

<sup>a</sup>Defined as the ratio of productions to absorptions in the FM spectrum. The MC results (zero leakage calculation) were corrected by the factor defined as the ratio of two H.HX FM calculations with a target eigenvalue of 1.0 and the MC  $k_{\infty}$  to simulate the FM condition.

<sup>b</sup>Defined as  $(k_{\nu_2} - k_{\nu_1}) / [(\frac{1}{2} \cdot (k_{\nu_2} + k_{\nu_1}) \cdot (V_2 - V_1))]$ . The reduction factor from Dowtherm to idealized 42.5% void state was assumed to be 1.01 as given in Table XII of Ref. 8.

TOSHIBA

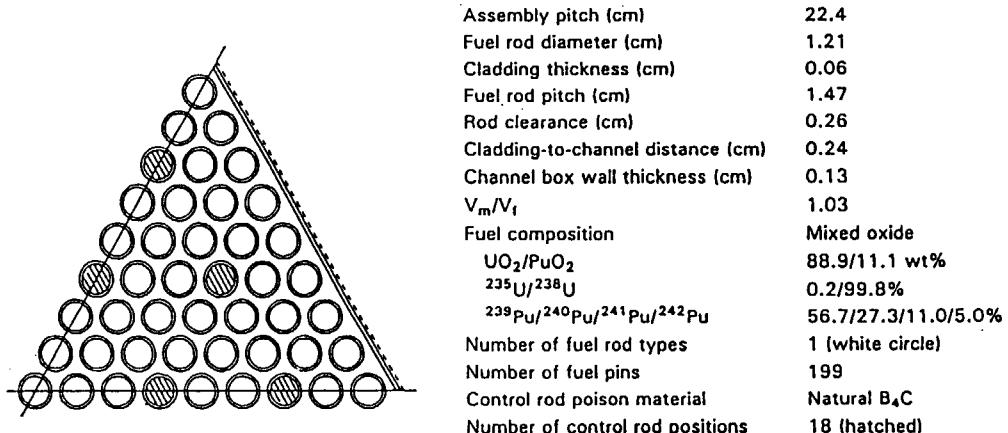


Figure Cross-section and Main Design Parameters  
for a 217-Pin Fuel Assembly

TOSHIBA

THERMAL-HYDRAULIC STUDY

1. Development of the Critical Power Correlation for HCBWR Tight-spaced Rod Bundles

- BIASI Critical Quality Correlation



Tight spaced triangular rod lattice  
boiling transition (BT) test data

Critical Quality Correlation for HCBWR Application

2. BT Power Tests with Annulus Tubes and Comparisons with the Present Correlation

- Annulus Tube Tests

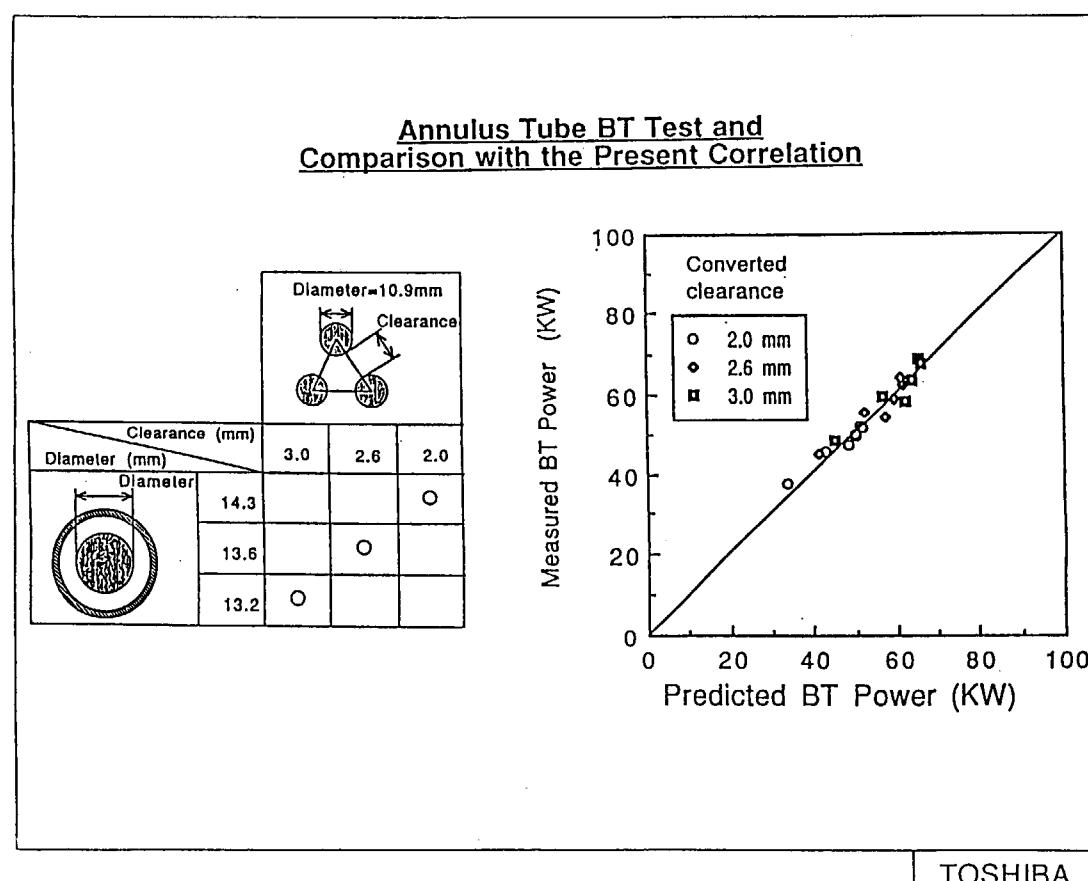
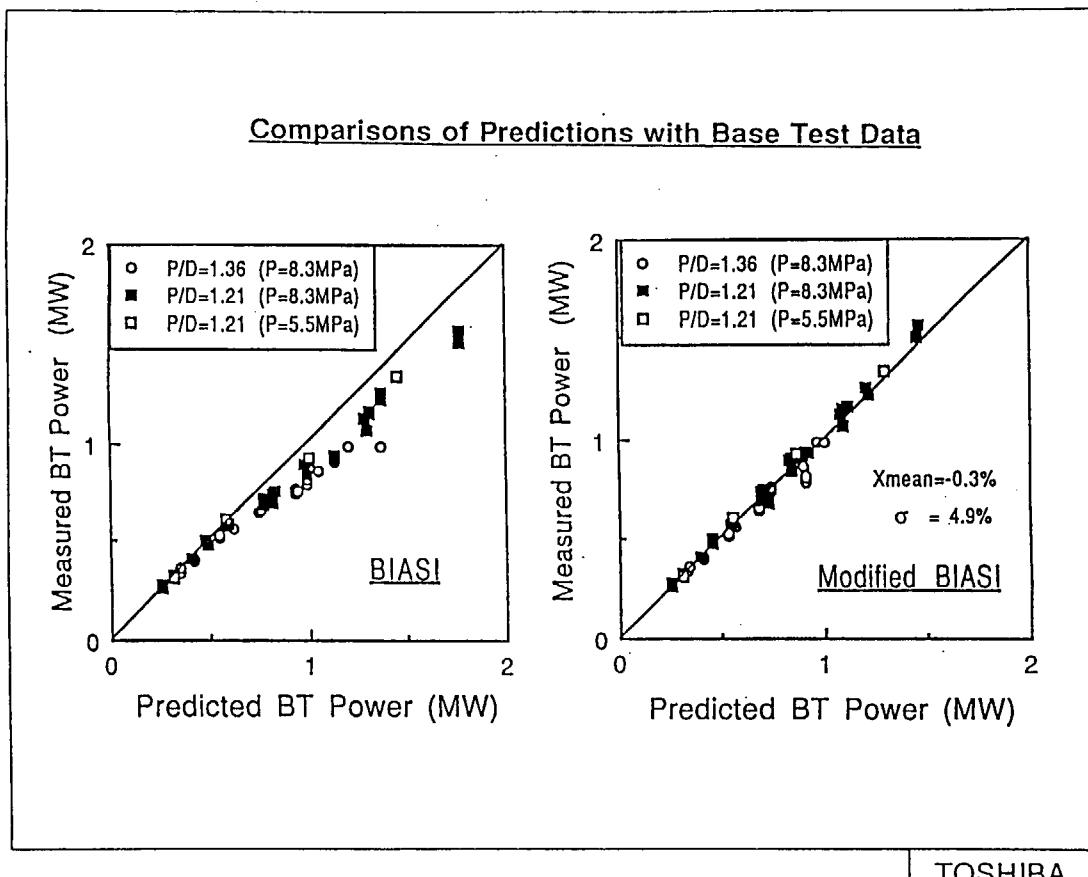
- To study critical power dependence on rod clearance on the basis of equal heated equivalent diameter

TOSHIBA

Data Base Boiling Transition Tests  
(Bettis Atomic Power Laboratory; WAPD-TM-1013)

	BT Test	HCBWR
Number of Rods	20	
Rod Arrangement	5x4 triangular array	triangular array
Pitch to Diameter Ratio	1.36 and 1.21	~1.2
Heated Length (m)	1.37	1.0
Pressure (MPa)	5.5 and 8.3	7.1
Mass Velocity (Kg/m <sup>2</sup> /sec)	340 - 4000	1800
Average Exit Quality	0.06 - 0.70	0.14

TOSHIBA



## HCBWR Design Data

Core Thermal Power (MW)	3926
Electric Power (MW)	1350
Number of Fuel Assemblies	499
Number of Fuel Rods per Assembly	247
Number of Guide Tubes per Assembly	24
Fuel Rod Lattice	Triangular
Fuel Rod Diameter (mm)	10.9
Fuel Rod Pitch (mm)	12.9
Fuel Rod Length (m)	2.3
Hydrogen to Heavy Metal	1.5
atomic number ratio(Void fraction = 40% )	
Power Density (kW/l)	83
Average Linear Heat Rate (kW/ft)	4.3
Pressure (MPa)	7.1
Recirculation Flow (kg/hr)	$5.2 \times 10^7$
Cycle Length (months)	15
Average Discharge Burnup (Gwd/t)	45
Seed Fuel	Puf 7.4w/o
Average Conversion Ratio	0.85

TOSHIBA

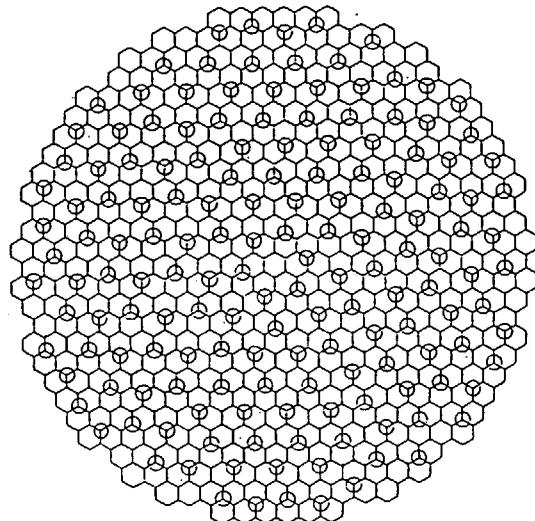
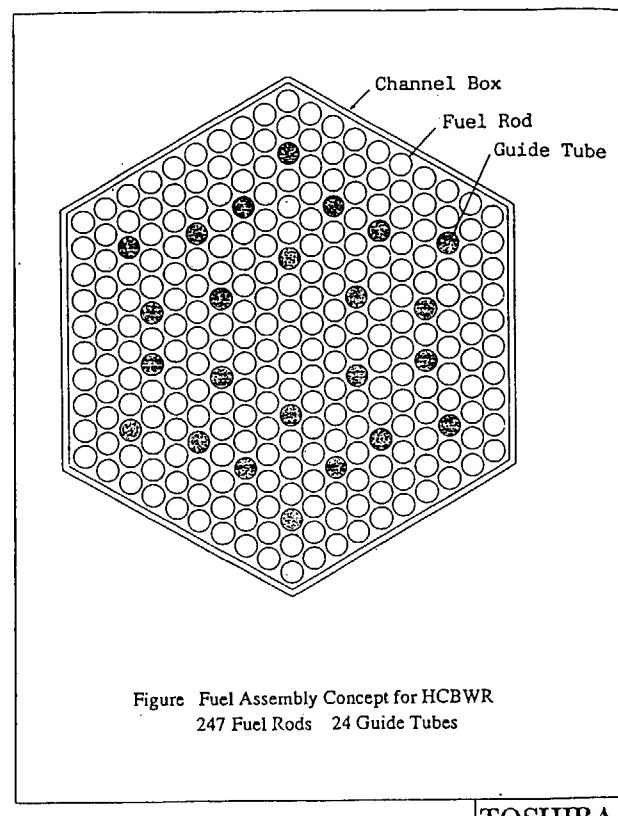


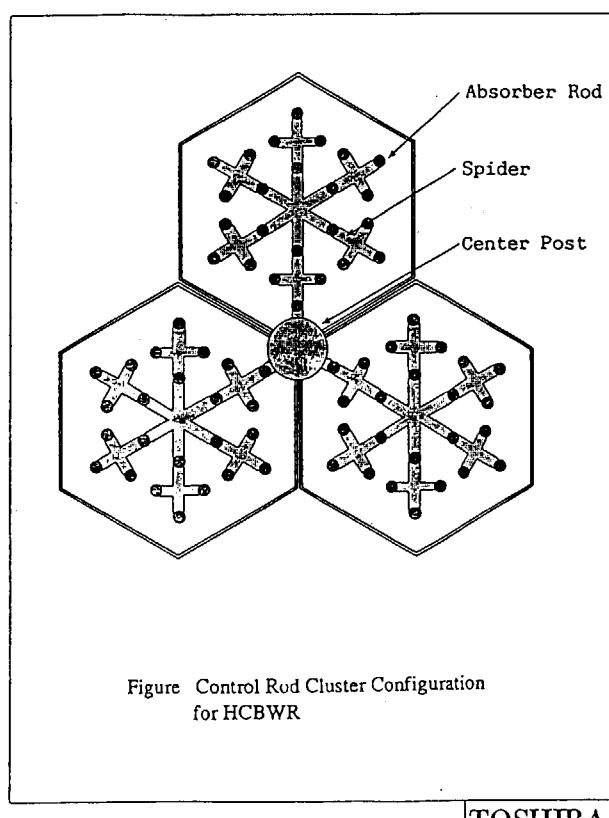
Figure Cross-section View for HCBWR Core

499 Fuel Assemblies  
159 Control Rod Drives

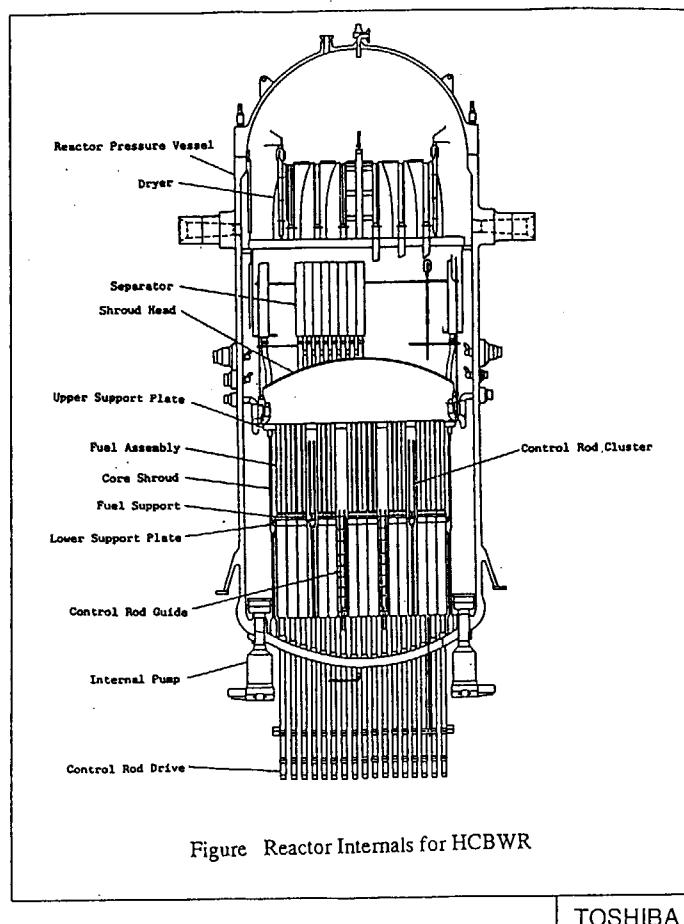
TOSHIBA



TOSHIBA



TOSHIBA



TOSHIBA

### Operational Transients and Accident Calculation Results

Reactor	Transients / Accident	ΔMCPR	PCT (K)
HCBWR	Load Rejection	0.14	
	Heater Cut	0.12	
	LOCA ( HPCF Pipe )		766
1350-MWe BWR	Load Rejection	0.07	
	Heater Cut	0.12	
	LOCA ( HPCF Pipe )		812

TOSHIBA

**HITACHI'S RESEARCH**  
**on**  
**HIGH CONVERSION LIGHT WATER REACTORS**

May 29, 1991

HITACHI Ltd,

**Table 1 HITACHI'S STRATEGY FOR NEXT GENERATION LWR DEVELOPMENT**

CURRENT BWR	NEXT GENERATION BWR	
	CONVENTIONAL RPV (ENLARGED LATTICE)	NEW RPV (HEXAGONAL LATTICE)
HIGH-ECONOMICAL CORE 32~45 GWe/E	HIGH BURN-UP CORE 55~70 GWe/E	HIGH CONVERSION & BURNER REACTOR 70~100 GWe/E
FUEL CYCLE COST -30% U-SAVINGS -20%	FCC -40% U-SAVINGS -30%	FCC -50% U-SAVINGS -40%
Pt-THERMAL CR ~0.6 ~32 GWe/E	HCBWR (I) CR: 0.8~0.85 NUR: ~1.6	HCBWR (II) CR: 0.8~0.9 NUR: 1.6~2.0
CR: CONVERSION RATIO Pt: Pt-GENERATION RATIO	HIGH BURN-UP Pt-THERMAL CR: ~0.6 ~70 GWe/E	Pt-GENERATION BWR PGR: ~1.0 NUR: ~1.0
	NURTANT UTILIZATION RATE (CURRENT BWR) / Pt-GENERATION RATIO	

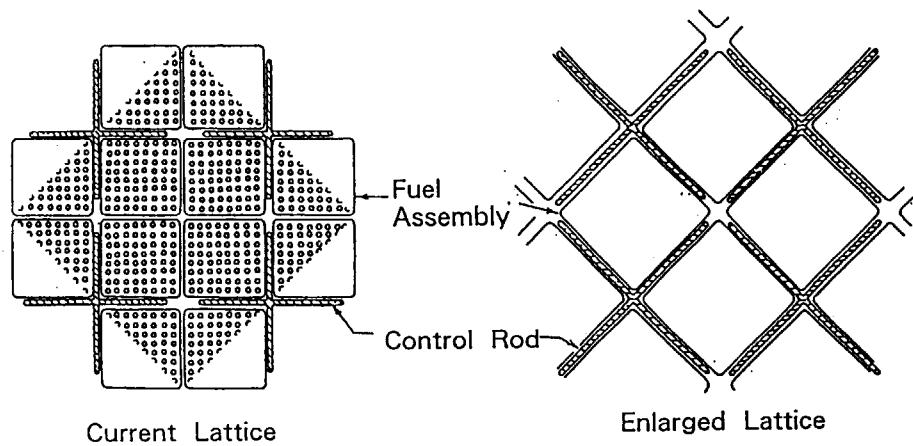


Fig. 1 Lattice Configuration Of Next Generation BWR Core  
for Conventional Reactor Pressure Vessel

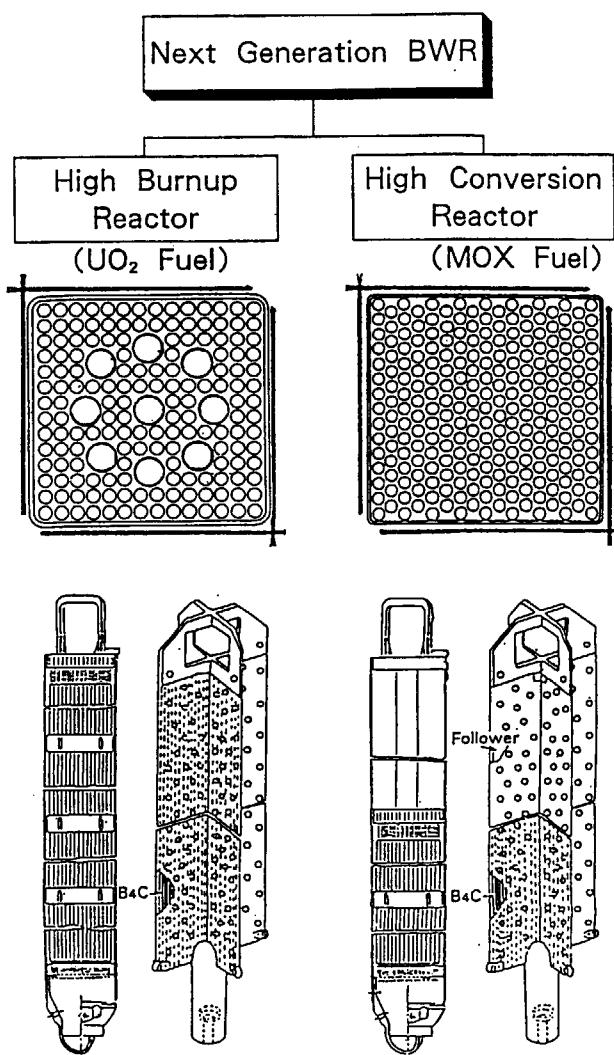


Fig. 3 Fuel Assembly And Control Rod Of  
Next Generation BWR

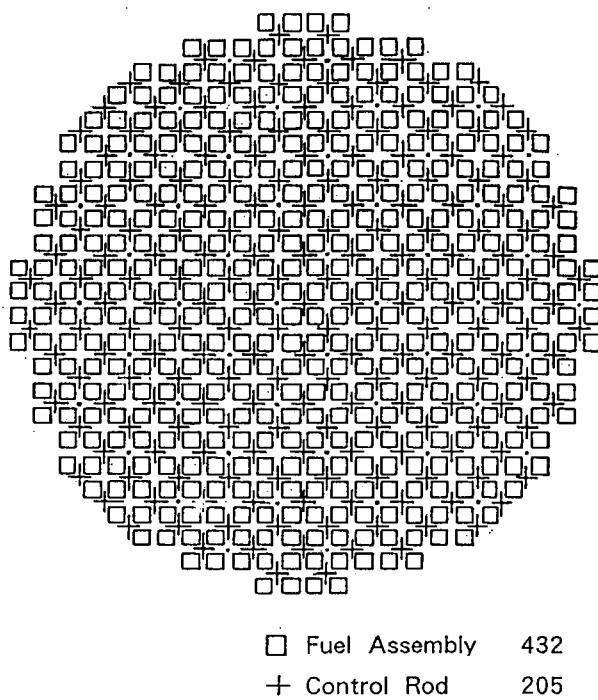


Fig. 5 Core Configuration (1350MWe Class)

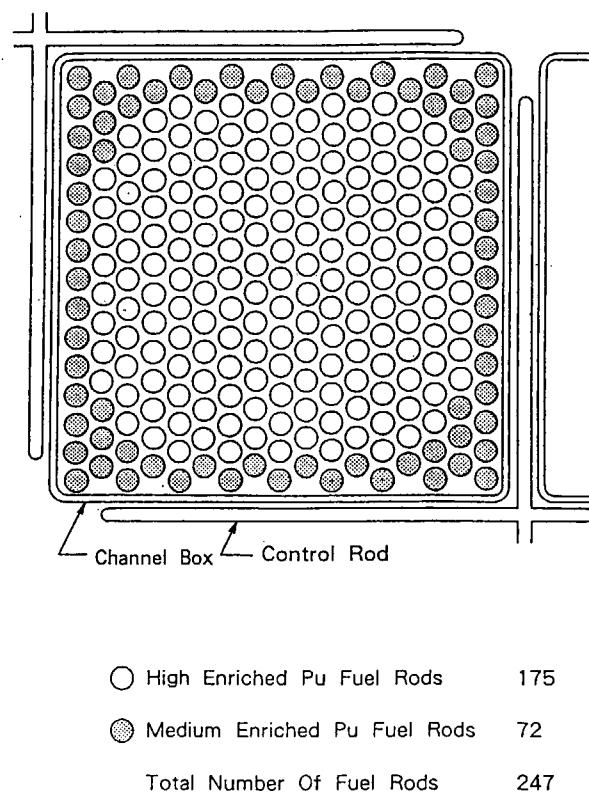


Fig. 6 Fuel Assembly Configuration For HCBWR

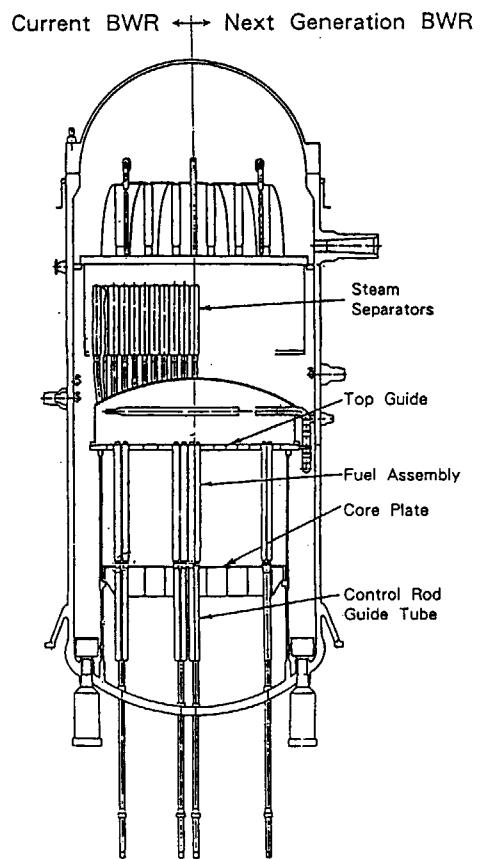


Fig. 4 Reactor Structure

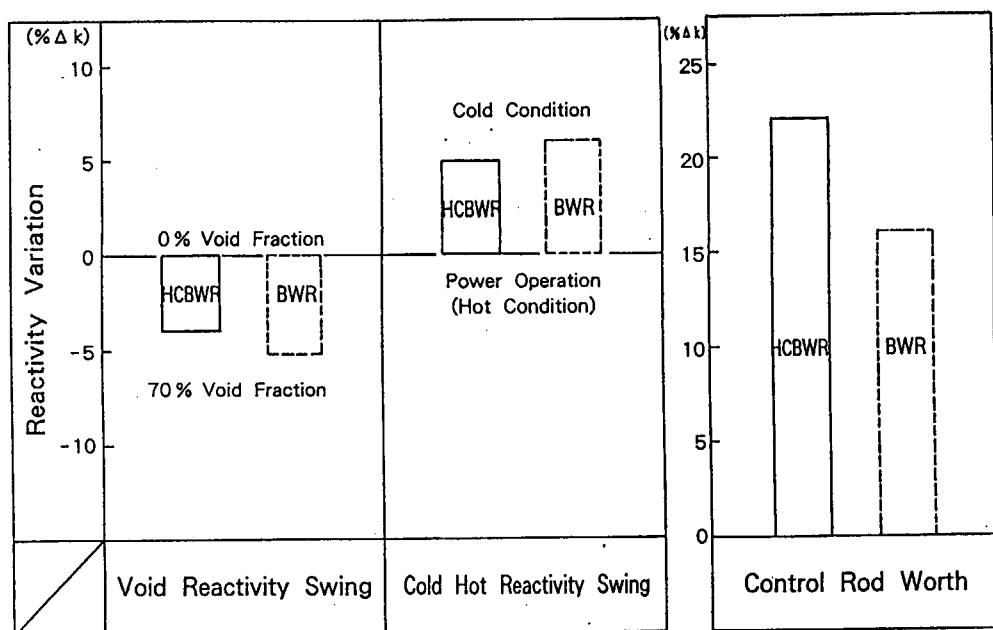


Fig. 9 Reactivity Variation Of HCBWR Core

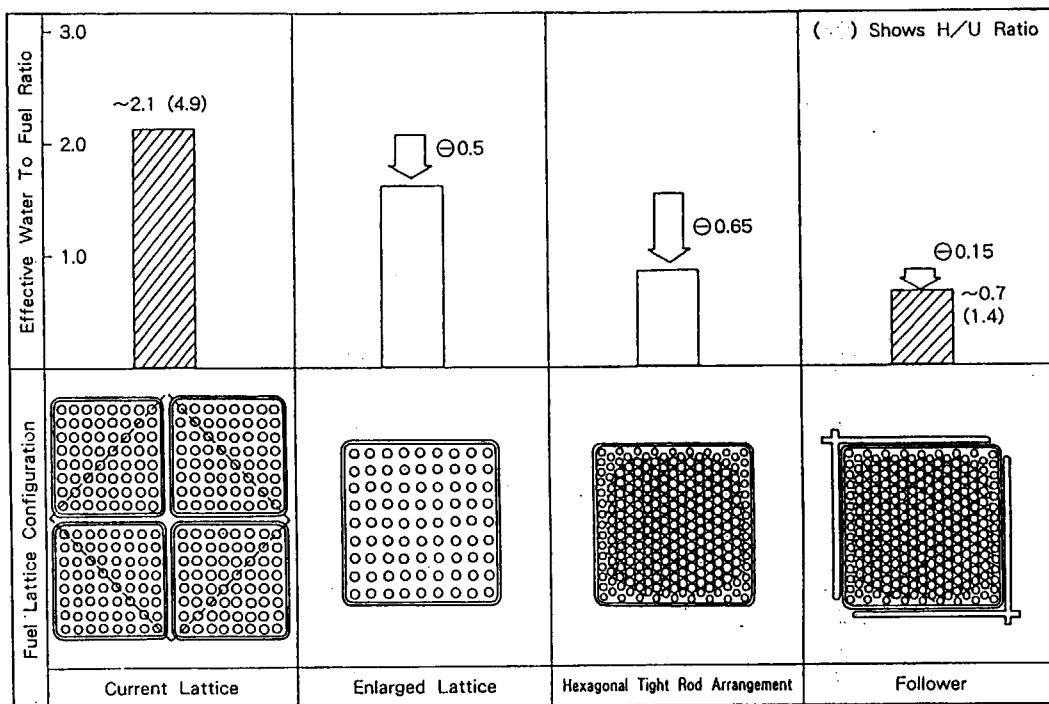


Fig. 2 Reduction Of Effective Water To Fuel Ratio

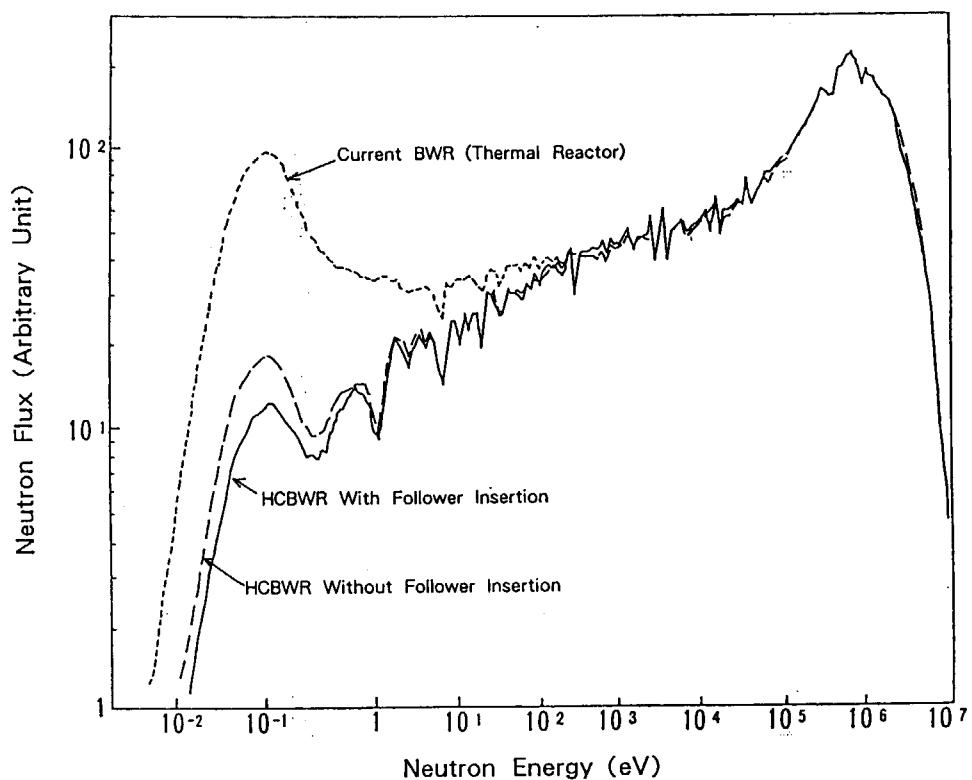


Fig. 7 Neutron Spectrum Of HCBWR

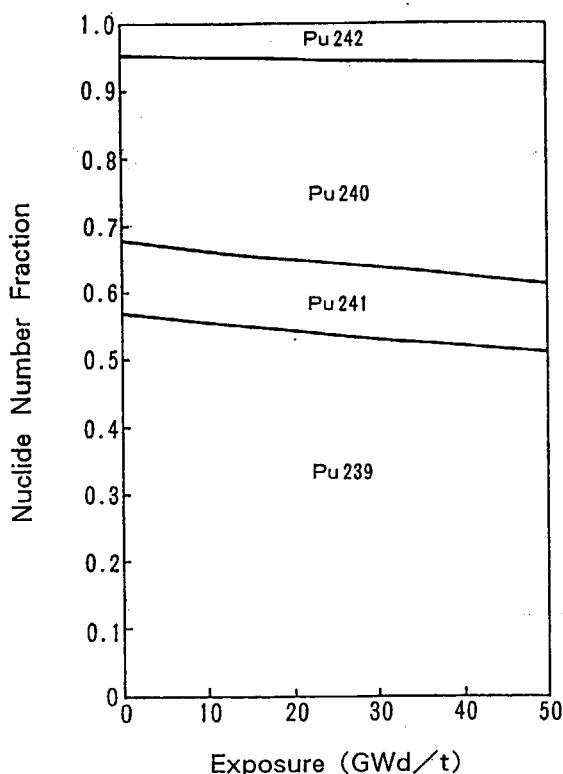


Fig. 8 Pu Isotope Change During Burnup

Table II HCBWR Core Characteristics

Item	HCBWR	Reference BWR	Note
1. Conversion Ratio	0.8~0.84	0.55	
2. Cold-Hot Reactivity Swing	$\sim 5\% \Delta k$	$\sim 6\% \Delta k$	Much Shutdown Margin
3. Void Reactivity Swing (From 70 % Void To 0 % Void)	$\sim -3.5\% \Delta k$	$\sim -5\% \Delta k$	Negative Reactivity Change Obtained
4. Control Rod Worth	$\sim 22\% \Delta k$	$\sim 16\% \Delta k$	
5. Local Power Peaking	$\sim 1.4$	$\sim 1.3$	Sufficient Thermal Margin
Radial Power Peaking	$\sim 1.3$	$\sim 1.4$	
Axial Power Peaking	$\sim 1.2$	$\sim 1.2$	

HCLWR Research Information  
Exchange Meeting  
May 28-30, 1991,  
JAERI, Tokai

A Conceptual Core Design of Plutonium  
Generation Boiling Water Reactor

R. Takeda

Energy Research Laboratory,  
Hitachi, Ltd.

Hitachi, Ltd.

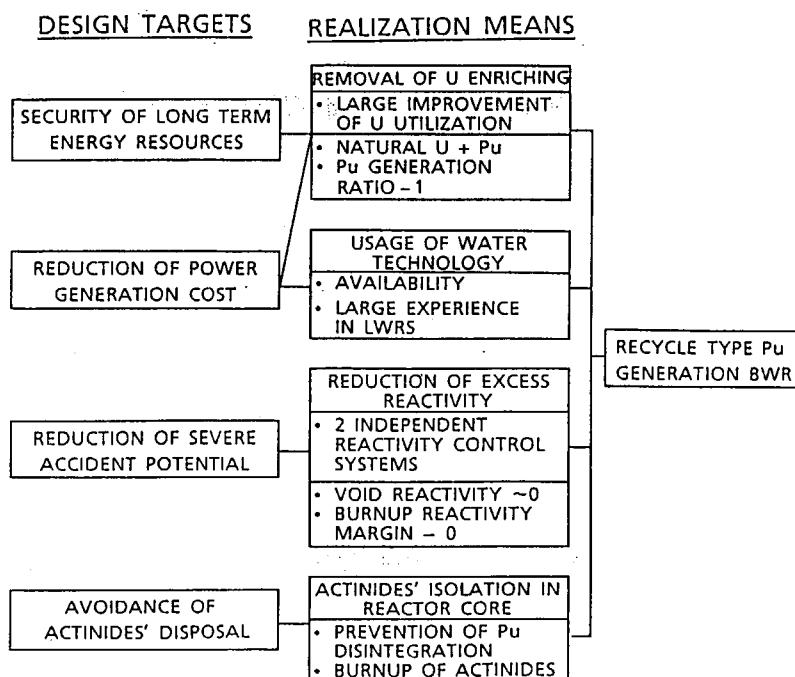


FIG. DESIGN TARGETS AND REALIZATION MEANS OF NEXT GENERATION LWRS

Hitachi, Ltd.

**TABLE I**  
**Specifications of Plutonium Generation BWR**

Parameter		PGBR-I	PGBR-II	PGBR-III
Electric power	(MW)	600	900	900
Dome pressure	(MPa)	7.2	7.2	7.2
Coolant flow rate	( $10^4$ t/h)	1.04	2.25	2.19
Core active length	(m)	2.00	2.00	1.35
Core outer diameter	(m)	4.9	4.7	5.3
Number of fuel bundle		601	601	781
Number of fuel rods per bundle		151	151	151
Fuel rod outer diameter	(mm)	12.3	11.8	11.8
Fuel rod-to-rod clearance	(mm)	1.5	1.3	1.3
Moderator-to-fuel volume ratio		0.53	0.50	0.50
Specific power	(kw/kg)	10.7	17.5	20.0
Average power density	(kw/t)	51.4	85.1	97.0
Average linear heat generation rate	(kw/m)	9.9	14.9	17.0
Core outlet quality	(%)	40	27	28
Core average void fraction	(%)	56	51	51

Hitachi, Ltd.

ITEM	PGBR-1	PGBR-2, 3
BUNDLE PITCH (mm)	183.4	174.6
FUEL ROD OUTER DIAMETER (mm)	12.3	11.8
FUEL ROD - TO - ROD CLEARANCE (mm)	1.5	1.3
CLADDING AND CHANNEL MATERIALS	SUS	SUS

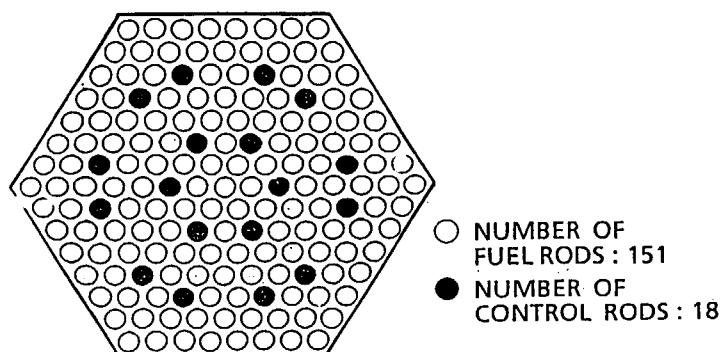


FIG. FUEL BUNDLE CONFIGURATIONS

Hitachi, Ltd.

TABLE III  
Core Performance of Plutonium Generation BWR

Parameter	PGBR-I	PGBR-II	PGBR-III
Discharge exposure (GWd/t)	45	45	45
Operational cycle length (months)	12	12	12
Pu-fissile enrichment* (%)	6.5	6.5	7.0
Plutonium fissile inventory (t)	10.9	10.0	9.4
Plutonium generation ratio**	1.02	1.02	1.0
Maximum linear heat rate (kw/m)	18	27	30
Minimum critical power ratio	>1.3	>1.3	>1.3

\* The fissile plutonium is fed to the natural uranium.

\*\* Plutonium Generation Ratio

$$= \frac{\text{Pu-fissile amount in discharged fuel}}{\text{Pu-fissile amount in new fuel}}$$

Hitachi, Ltd.

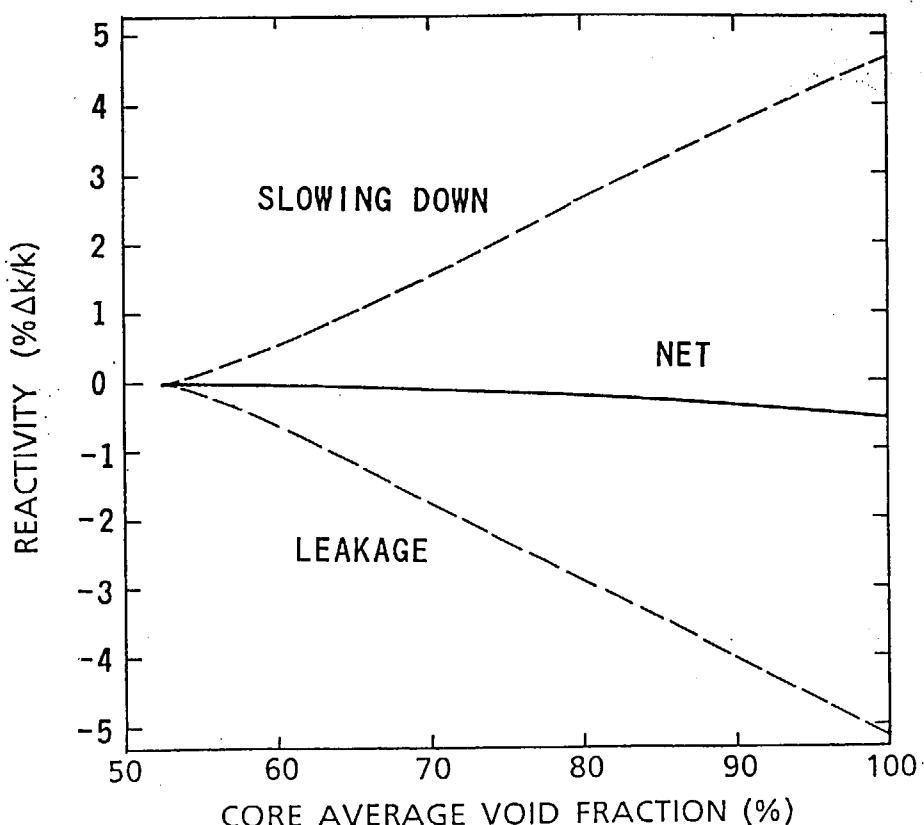


FIG. REACTIVITY CHANGE  
WITH VOID FRACTION IN PGBR-3

Hitachi, Ltd.

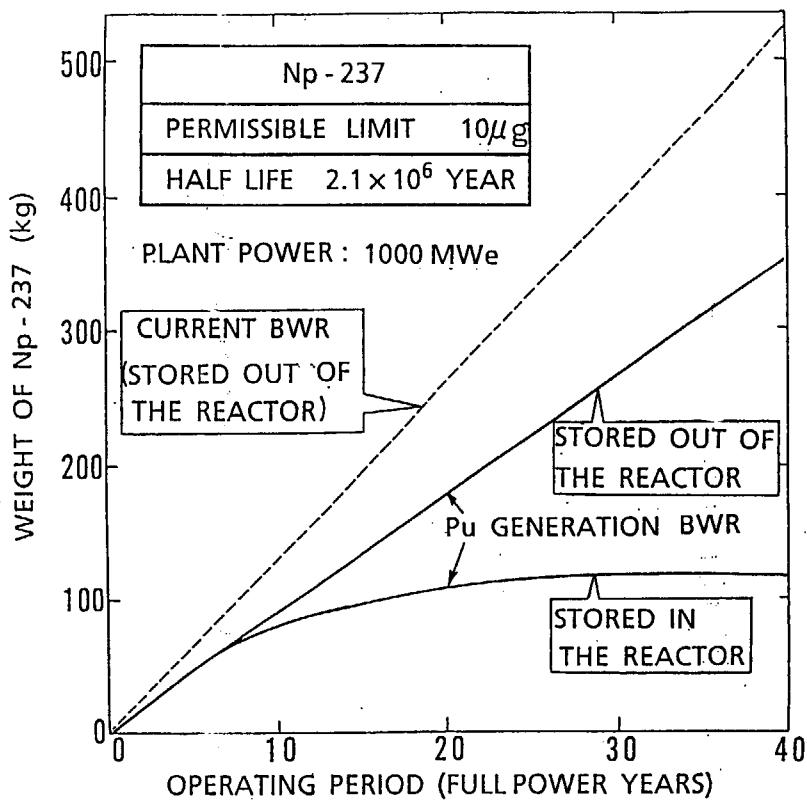


Fig. ACCUMULATION OF Np - 237  
Hitachi. Ltd.

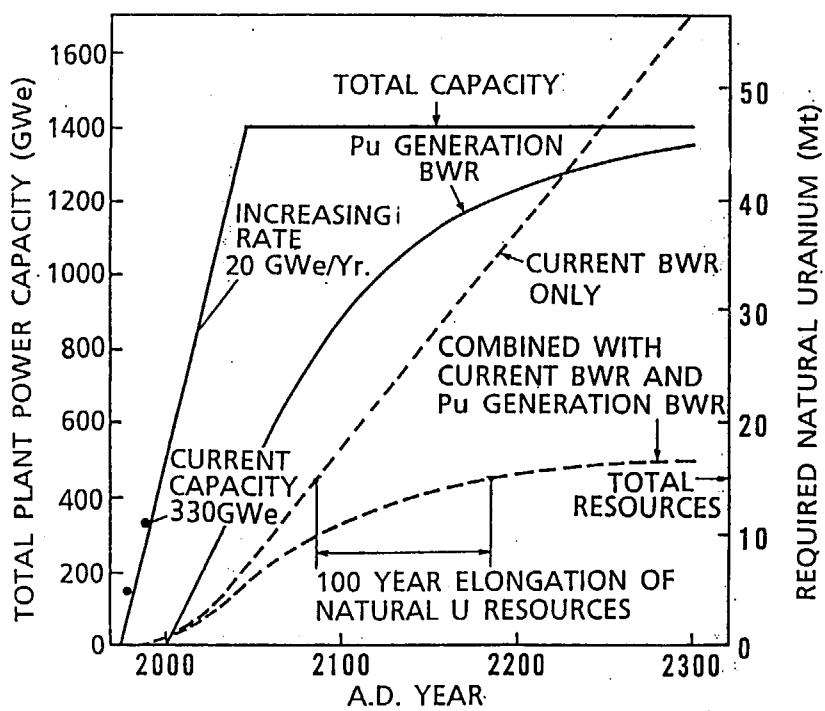


FIG. CHANGE OF PLANT POWER CAPACITY  
AND REQUIRED NATURAL URANIUM  
Hitachi. Ltd.

## CONCLUSIONS

DESIGN CONCEPT OF Pu GENERATION BWR WAS PROPOSED.

1. NUCLEAR, THERMAL - HYDRAULIC, AND SAFETY CHARACTERISTICS WERE EVALUATED.
2. ESTIMATED NATURAL URANIUM UTILIZATION OF Pu GENERATION BWR WAS 10 TIMES COMPARED WITH CURRENT LWRs .
3. FEASIBILITY OF ACTINIDES RECYCLING IN Pu GENERATION BWR WAS CONFIRMED.
4. CONCEPTUAL DESIGN OF Pu GENERATION BWR (900MWe) WAS PRESENTED.

Hitachi, Ltd.

付録－4

OHP集

低減速スペクトルMOX炉心研究(1)  
超臨界圧水炉について

越塚 誠一、岡 芳明

低減速スペクトル炉心に関する研究会

超臨界圧軽水炉

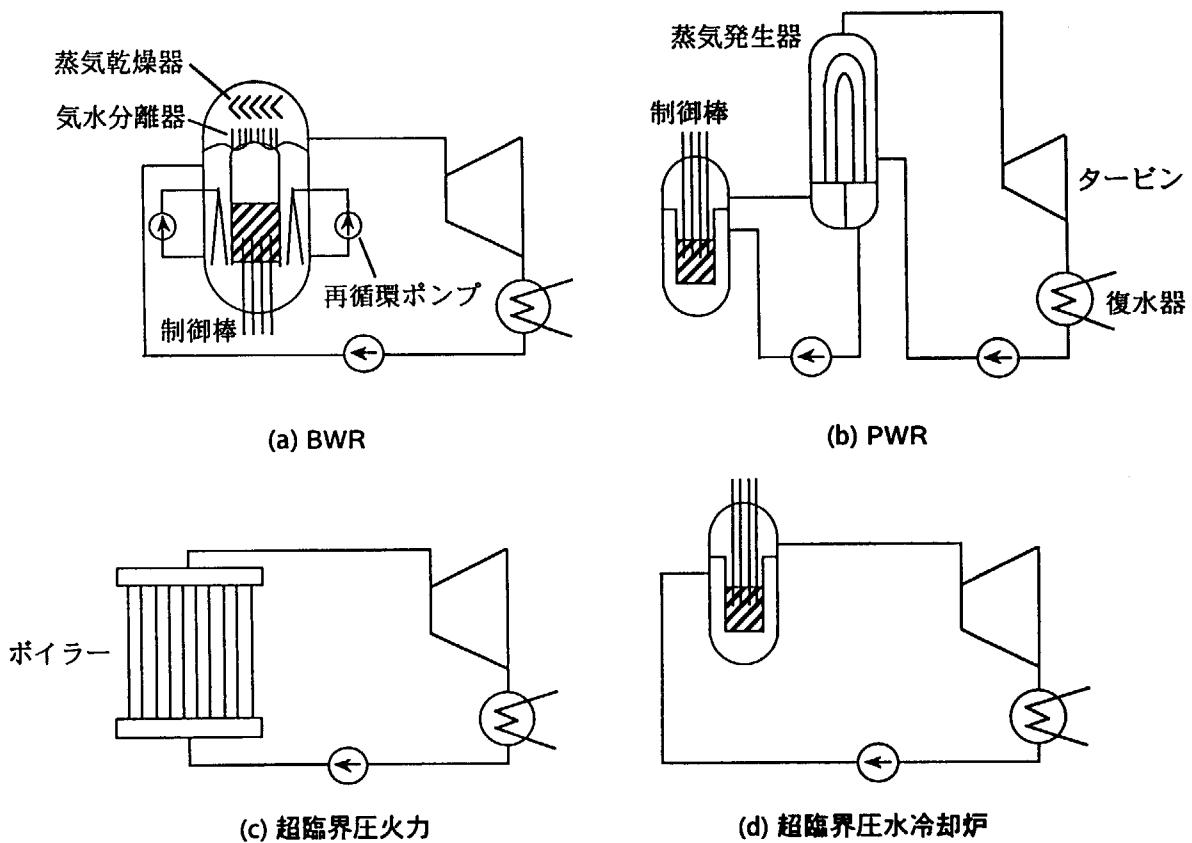
平成10年3月4日

東京大学工学部附属原子力工学研究施設

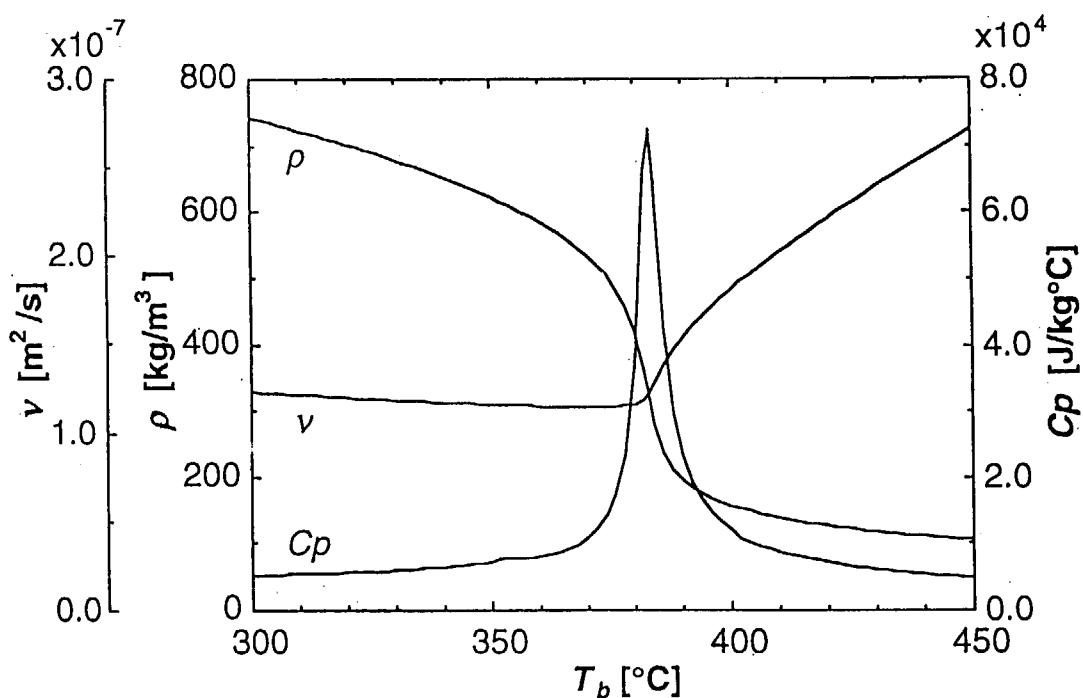
岡芳明、越塚誠一

目 次

1. 超臨界圧水の熱流動
2. 燃料棒設計
3. 高温超臨界圧軽水冷却減速炉(SCLWR-H)の設計
4. 安全系の設計
5. 安全解析

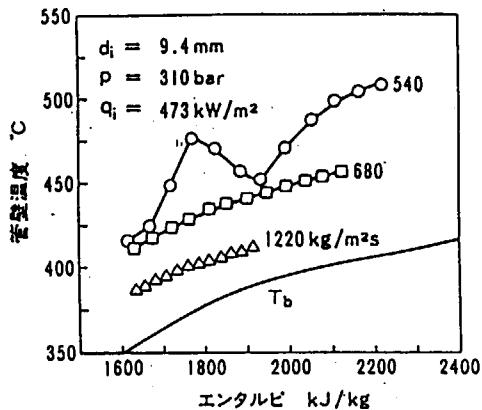


発電プラントシステムの比較

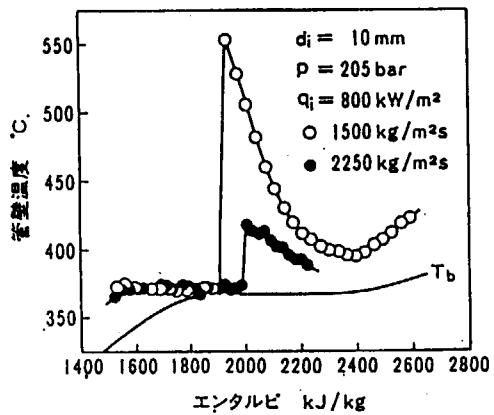


超臨界圧水の物性 (圧力24.52MPa)

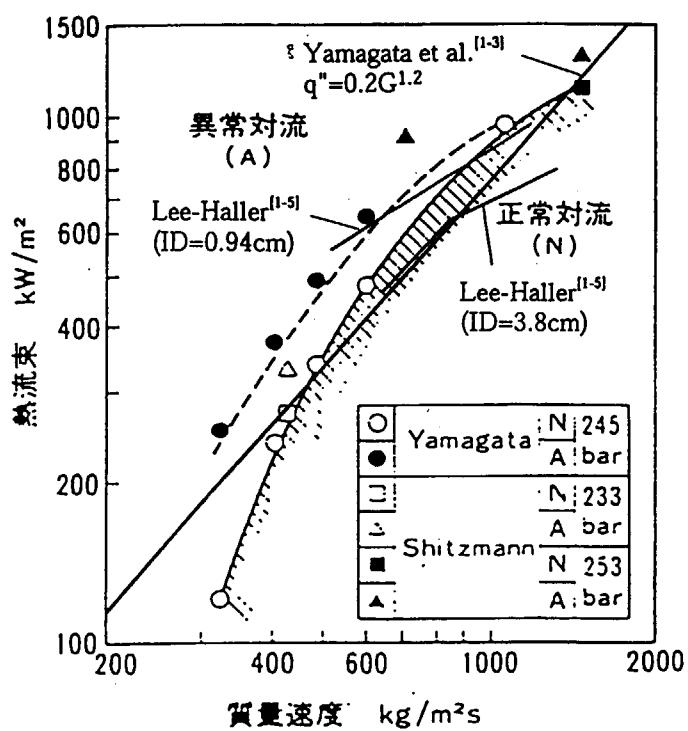
- ・熱流束に対して流量が十分にあれば、伝熱劣化は見られない。
- ・伝熱劣化を生じたとしても、擬臨界温度付近だけであり、管壁温度の上昇も緩やかである。

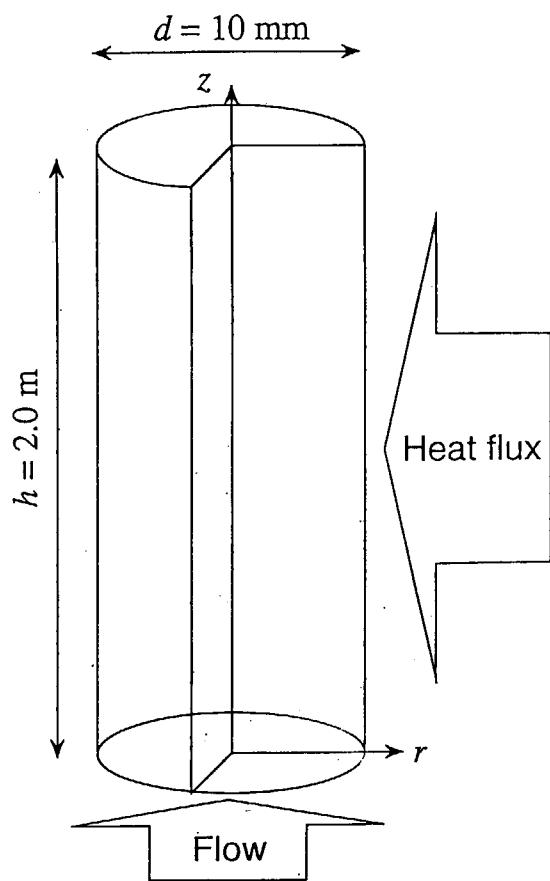


超臨界圧冷却における伝熱劣化現象



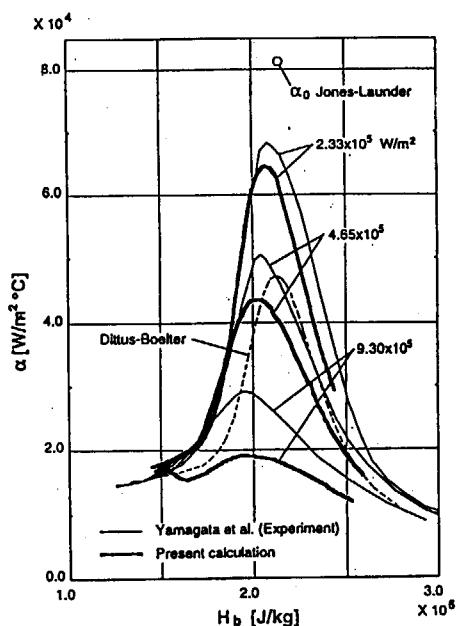
亜臨界圧冷却におけるドライアウト

Fig.1-2 伝熱劣化条件<sup>[1-4]</sup>

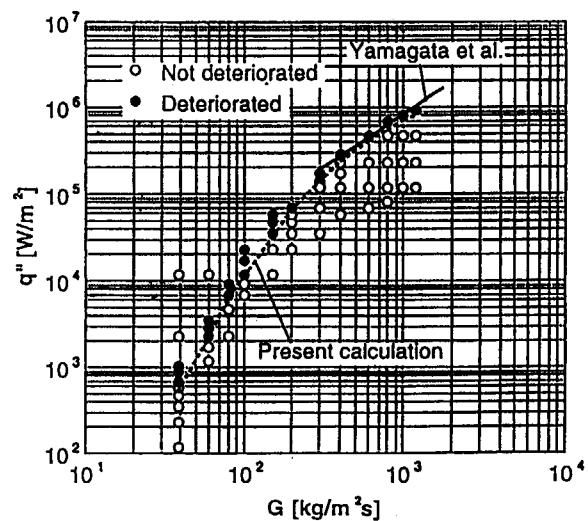


## 計算体系

- ・数値解析によって熱伝達率の予測ができる。



擬臨界温度付近における熱伝達率



伝熱劣化熱流束

## 超臨界圧水の熱流動に関するまとめ

1. 超臨界圧流体は擬臨界温度付近で伝熱劣化現象を生じる。

過去の設計では、伝熱劣化熱流束比(MDHFR)を設計制約条件としていた。

2. 伝熱劣化を含めて単相乱流数値解析により熱伝達率を計算できる。

伝熱劣化現象は、ガス炉における加速層流化現象と類似の現象である。

被覆温度制限を課すれば、MDHFR制限を用いる必要はない。

→ 設計の合理化に効果的

## 燃料棒の健全性にかかわる制限

○座屈を起こさないこと。

←ヤング率に強く依存

○クリープ破壊を起こさないこと。

←クリープ強さ

定格運転時の最高被覆管温度、運転時間に強く依存

○過圧破損を起こさないこと。

←最小引き張り応力の1/2

過渡事象発生時も含めた最高被覆管温度に強く依存

○OPCI破損を起こさないこと。

←0.2%耐力

燃料および被覆材料の熱膨張率、燃料のスウェーリング率に強く依存

表 燃料パラメータの比較

諸元	SCFR	SCLWR	BWR	PWR	CANDU
被覆材直径(mm)	8.8	8.0	12.5	9.4	13.1
被覆管厚さ(mm)	0.52	0.46	0.864	0.572	0.42
燃料ペレット直径(mm)	7.56	6.94	10.56	8.19	12.15
被覆材質	ステンレス	ステンレス	Zircaloy2	Zircaloy4	Zircaloy4
燃料形式	MOX	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
系圧力(MPa)	25.0	25.0	7.2	15.5	11.0

## 座屈条件の計算式

$$P = \frac{1}{3} \times 2.2E \left( \frac{t}{D} \right)^3 \quad \cdots (3)$$

P : 圧力(Pa, 燃料棒内外圧差と比較)

E : ヤング率(Pa)

t : 被覆材厚さ(m)

D : 被覆材平均直径(m)

## 代表的な材料のヤング率の値\*

ジルカロイ	$7.83 \times 10^{10}$ Pa
ステンレス鋼	$1.93 \sim 1.99 \times 10^{11}$ Pa
ニッケル鋼	$2.04 \times 10^{11}$ Pa

\* 出典 :

ジルカロイ, ステンレス鋼 原子力材料ハンドブック

ニッケル鋼 火力原子力発電必携

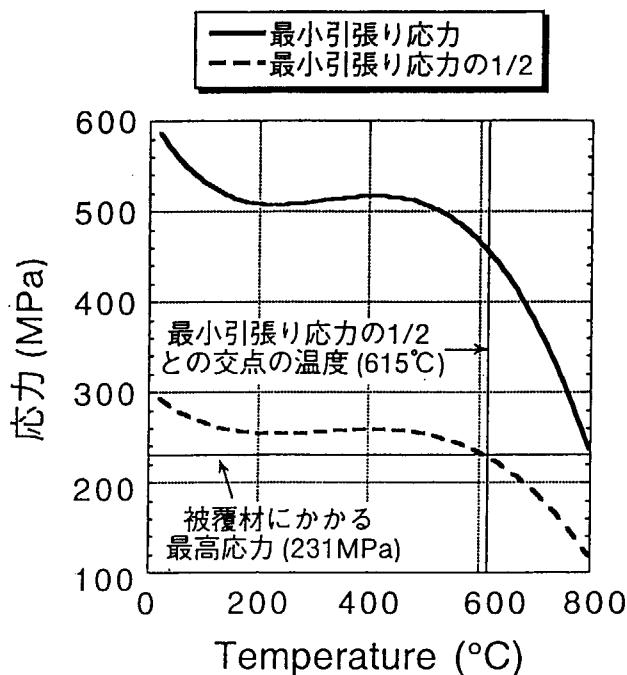


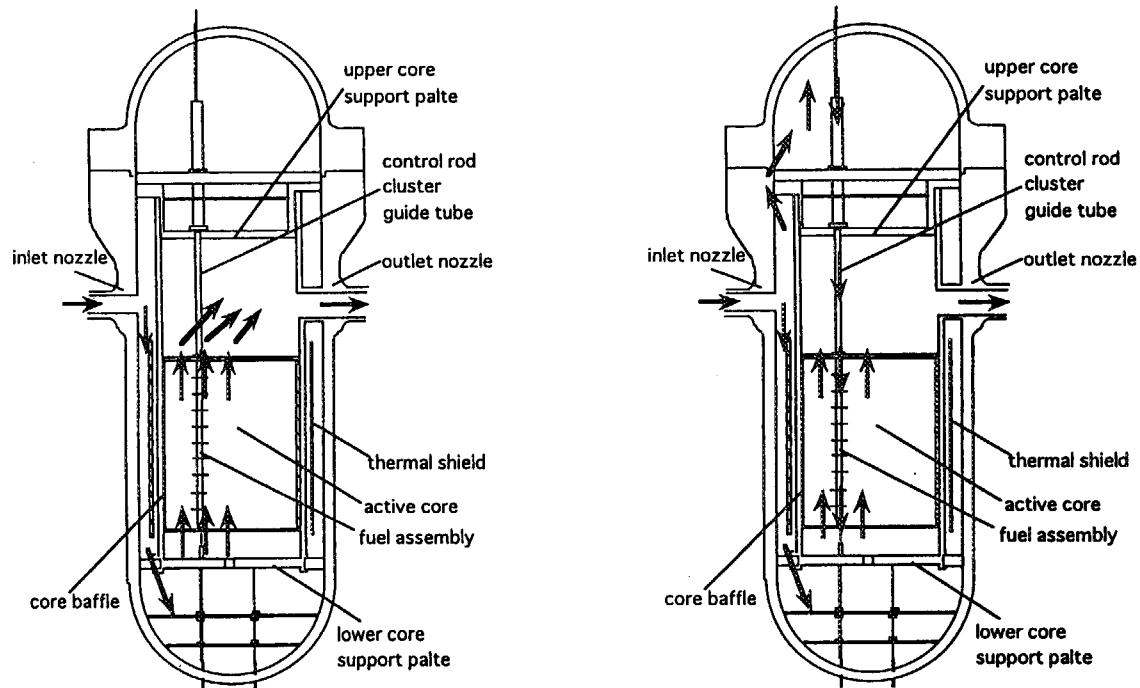
図 最小引き張り応力データ(SUS316)

出典 金属材料高温強度データ集(日本鉄鋼協会)  
 製造条件 空気中融解  
 54 φ × 7.6t TUBE  
 热処理 1100℃  
 水焼入

表 燃料棒破損様式と過渡基準の関係

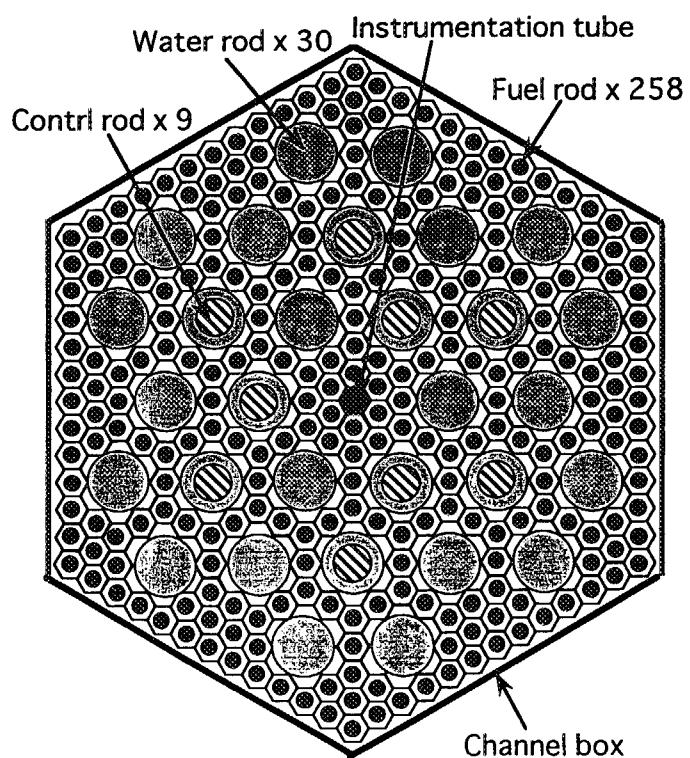
燃料状態	安全上の分類		燃料棒破損形式		
	安全レベル	安全評価の分類	機械的破損		熱的破損
			(1)燃料棒加圧破損	(2)PCI破損	(3)過熱破損
溶融	大量のFP放出	苛酷事故	破裂		
確実な破損	FP放出	設計基準事故			最高被覆材表面温度1260℃以下 酸化15%以下
系統的破損	いくらかのFP放出		変形または 破損の可能性有		
系統的 破損なし	FP放出なし	過渡・ 通常運転	設計応力比1以下 累積疲労係数1以下	塑性変形1.0%以下	被覆材温度が 制御温度以下
SCFRの過渡事象判断基準			被覆材最高温度	事象ごとに計算	不要
BWRの過渡事象判断基準			燃料ペレットが 溶融しないこと	出力180%以下	MCPR>1.07

## 5. 高温超臨界圧軽水冷却熱中性子炉の設計

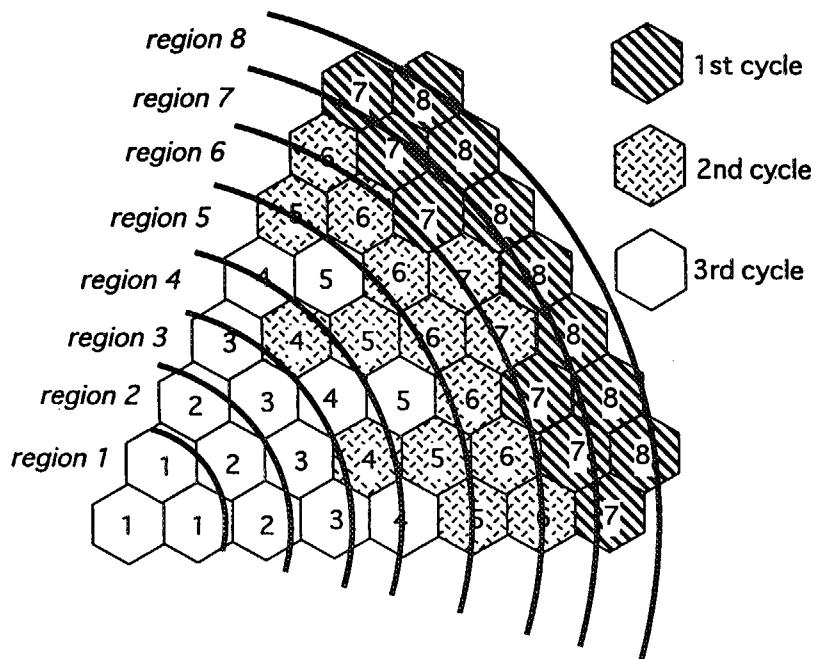


上昇流型水ロッド減速炉心

下降流型水ロッド減速炉心

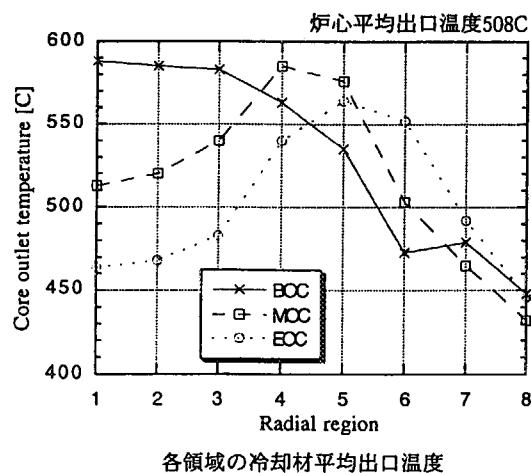
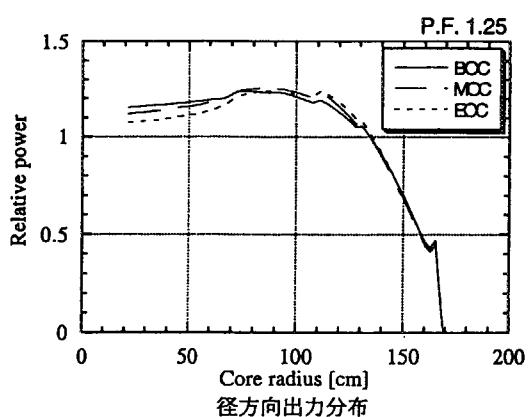


燃料集合体断面図



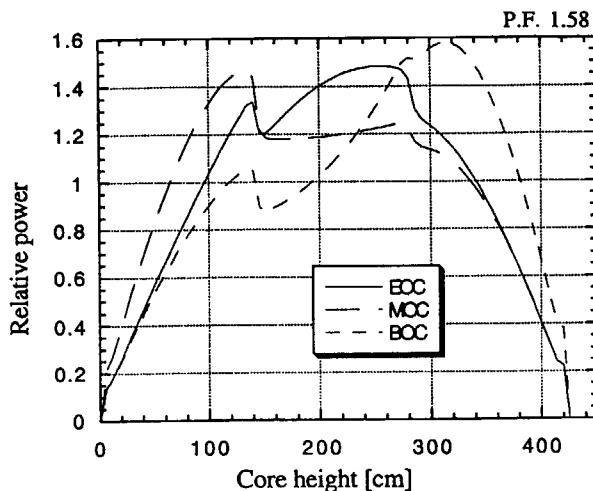
燃料配置を考慮した炉心図  
(数字はオリフィス種類を示す)

### 径方向出力分布



各領域の冷却材平均出口温度

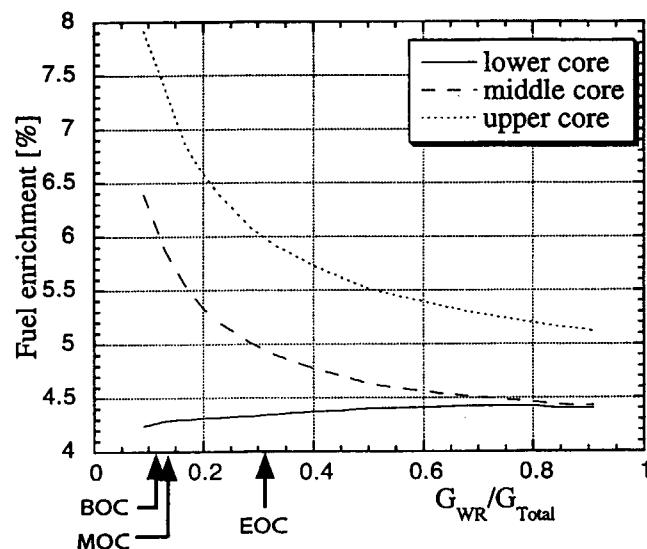
## 軸方向出力分布



上/中/下UO <sub>2</sub> 濃縮度[%]	5.75/4.81/4.33
上/中/下Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ピン割合[%]	20/20/20
上/中/下Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 濃縮度[w%]	3.3/3.6/3.8

## 流量制御による燃焼補償

水ロッドに流れる冷却材の割合を変化させることにより  
減速能力を制御し、燃焼反応度を補償する



流量割合の変化に伴う濃縮度の変化

## 過去の低温炉心、ABWRとの諸元比較

炉心	高温炉心(SCLWR-H)	低温炉心(SCLWR)*	ABWR
熱/電気出力 [MW]	3568/1570	2490/1013	3926/1356
熱効率 [%]	44.0	40.7	34.5
被覆/制限温度	Ni合金/620C	S.S./450C	Zr2/-
水ロッド型	下降流	上昇流	上昇流
集合体数	211	163	872
平均濃縮度 [%]	4.94	5.43	3.2
炉心高/等価直径 [m]	4.20/3.32	3.70/2.92	3.71/5.16
平均出力密度 [MW/m <sup>3</sup> ]	101	101	50.6
炉心入口/出口温度 [C]	280/508	324/397	278/287
流量 [kg/s]	1816	2314	2122
電気出力当り流量 [kg/s/MW]	1.16	2.28	1.56

\*伝熱劣化の制約あり

### 経済性評価（東電）\*

#### SCLWRの特性

	ベースケース	理想ケース
電気出力 [MW]	1100	1350
出口温度 [°C]	434	538
熱効率 [%]	41.8	43.3
燃料濃縮度 [%]	6	5

#### 評価方法

- ・1350MWe級USABWRを比較対象とする。
- ・下記の基本条件はUSABWRと同じとする。

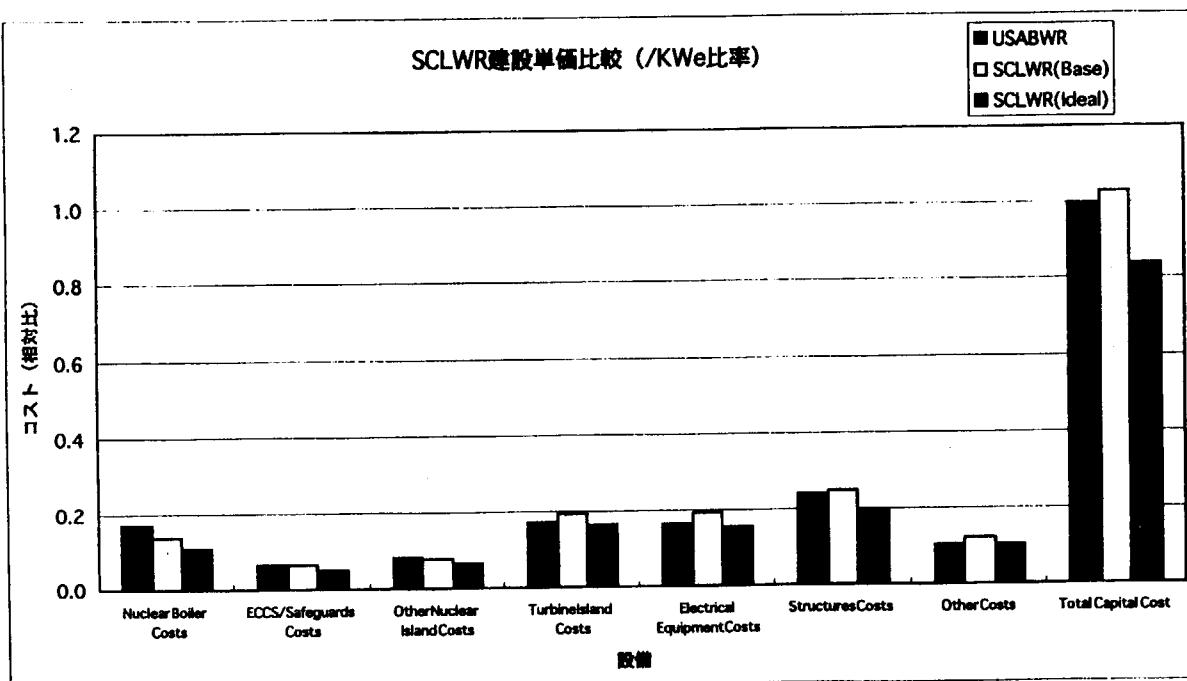
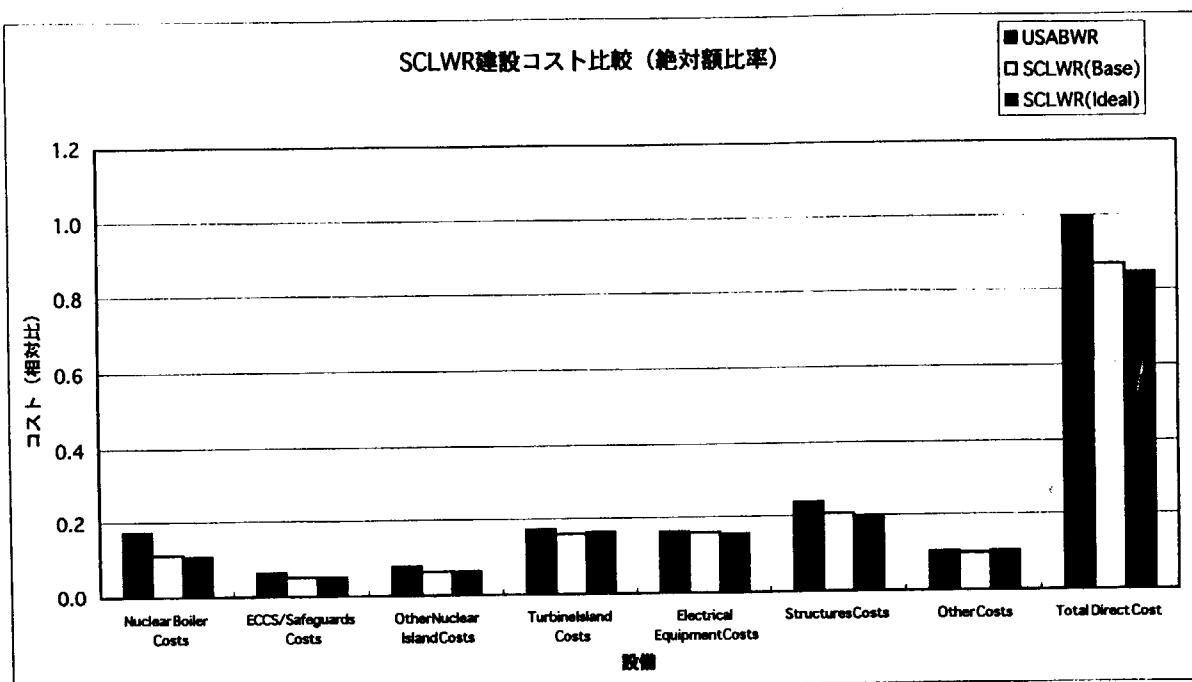
建設工期 : 52ヶ月

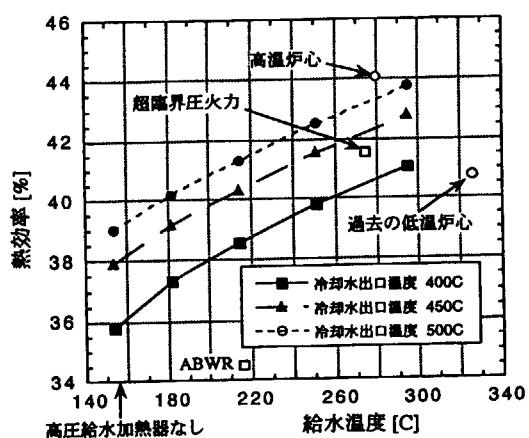
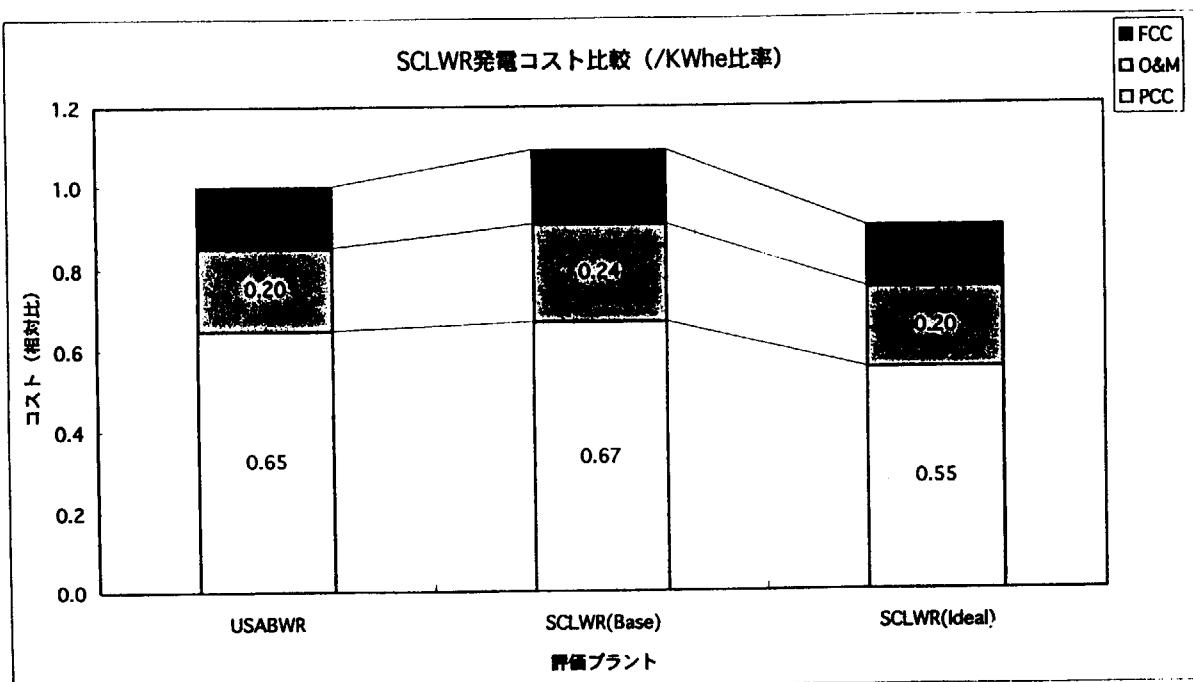
設計寿命 : 40年

運転サイクル : 13ヶ月

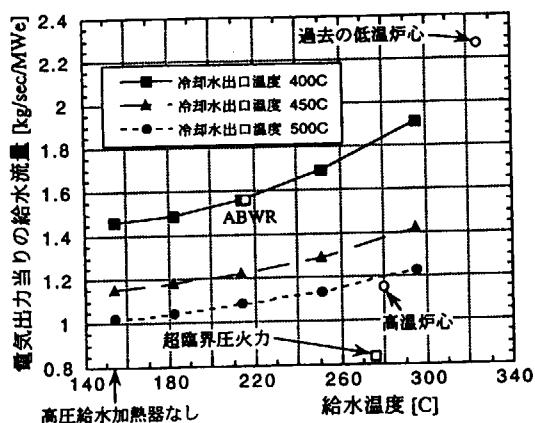
定検期間 : 55日

\* S. Tanaka et al., "Plant Concept of Supercritical Pressure Light Water Reactor," Proc. ICONE5, No.2346, 1997





給水温度と熱効率の関係



給水温度と電気出力当りの給水流量の関係

## 起動レベル

### (1) 給水流量

流量低レベル1	90 %	原子炉トリップ
流量低レベル2	10 %	高圧補助給水系(AFS)起動
流量低レベル3	5 %	自動減圧系(ADS)作動 低圧注入系(LPCI)起動

### (2) 圧力

圧力高レベル1	25.8MPa	タービンバイパス弁開 原子炉トリップ
圧力高レベル2	26.5MPa	逃し安全弁(SRV)開
圧力低レベル1	24.0MPa	原子炉トリップ
圧力低レベル2	23.5MPa	自動減圧系(ADS)作動 低圧注入系(LPCI)起動

## 安全系の設計

### 貫流型の特徴

- ・BWRの再循環系やPWRの1次系のような自然循環ループがない。

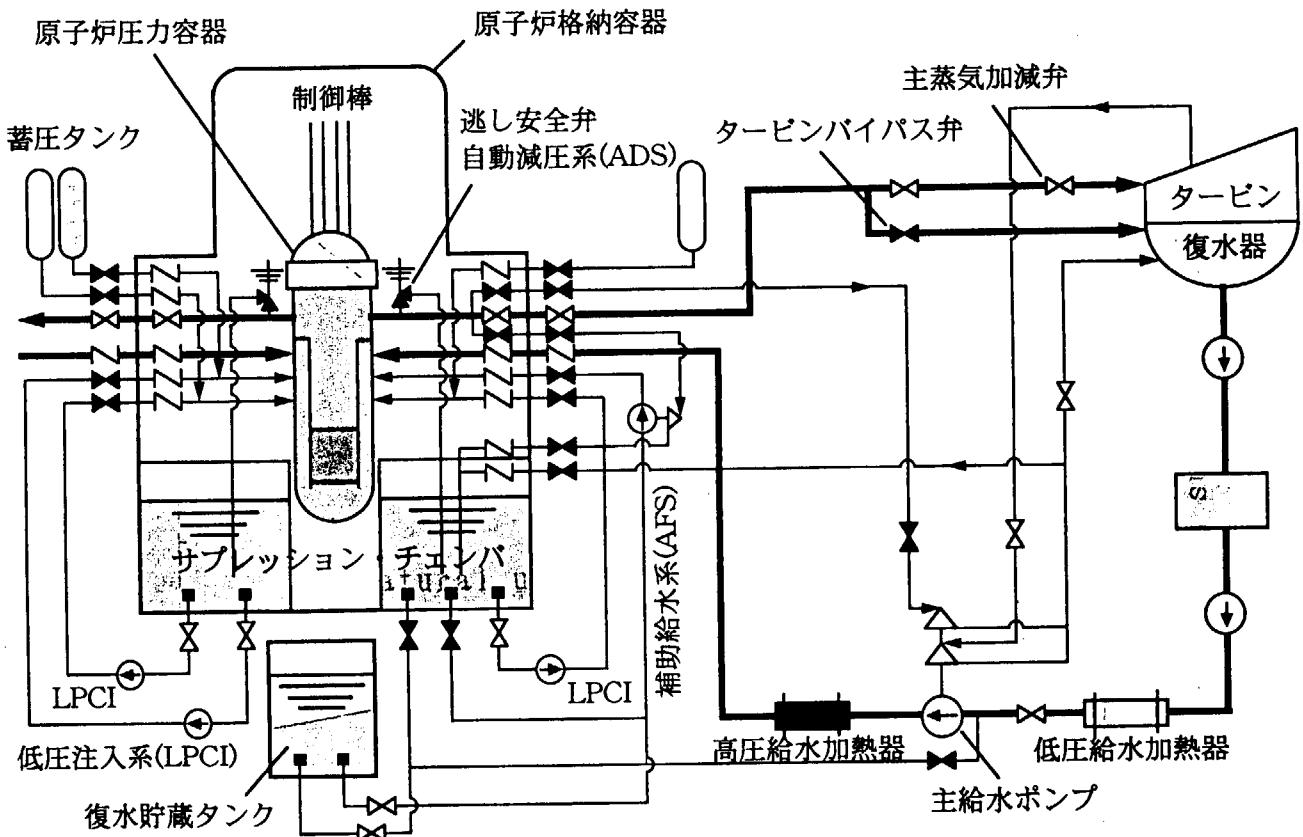
### 安全の考え方

#### 炉心流量の確保

- ・システムが単純で、異常検知との関係も直接的
- ・冷却水の駆動源を常に確保しておかなければならない。

#### 炉心流量確保のための条件

1. コールドレグ側での給水流量の確保：給水流量の計測により異常を検知
2. ホットレグ側での冷却水出口の確保：炉圧力の計測により異常を検知



超臨界圧軽水冷却炉プラント系統図

表 ABWRと超臨界圧高速炉(SCFR)の  
補助系および工学的安全施設等の比較

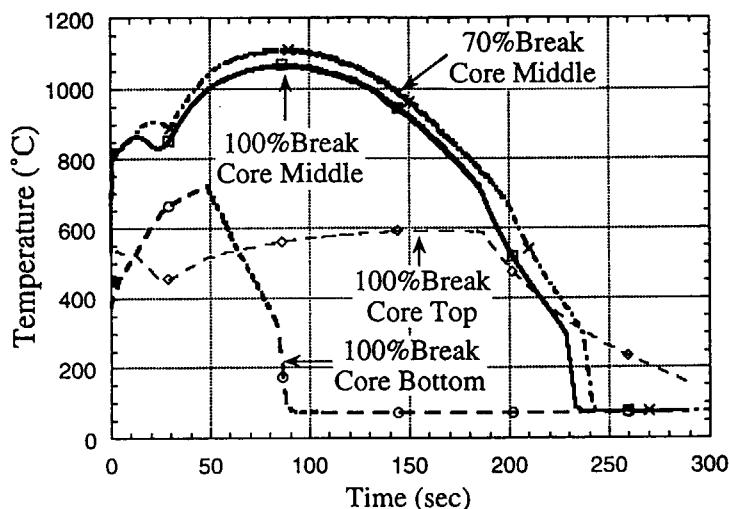
	ABWR(1350MWe)	SCFR(1245MWe)
○原子炉隔離時 冷却設備(RCIC)	タービン駆動 1 台 :50kg/sec/unit	タービン駆動 1 台 :80kg/sec/unit
○補助給水系(AFS) (HPCF:ABWR)	電動機駆動 2 台 :50kg/sec/unit	タービン駆動 2 台 :80kg/sec/unit
○自動減圧系(ADS)	8弁:105kg/sec/unit at 7.9MPa	8弁:420kg/sec/unit at 25.0MPa
○蓄圧タンク(ACT)		3台:作動圧力<1.5MPa
○低圧注入系(LPCI) (LPFL:ABWR)	電動機駆動 3 台: 264kg/sec/unit at 1.2MPa	電動機駆動 3 台: 400kg/sec/unit at 1.0MPa
○安全系配置	TD-RCIC LPFL/RHR MD-HPCF LPFL/RHR	TD-RCIC LPCI/RHR TD-AFS LPCI/RHR

## 大破断LOCA解析(SCFR)

0秒 コールドレグ 2本中 1本が大破断  
外部電源喪失

30秒 自動減圧系作動  
蓄圧タンク作動(2 out of 3, 20m<sup>3</sup>/unit)  
低圧注入系作動(2 out of 3, 400kg/s/unit)

被覆最高温度1100.C < 制限値 1260.C



大破断LOCA解析結果(SCFR)

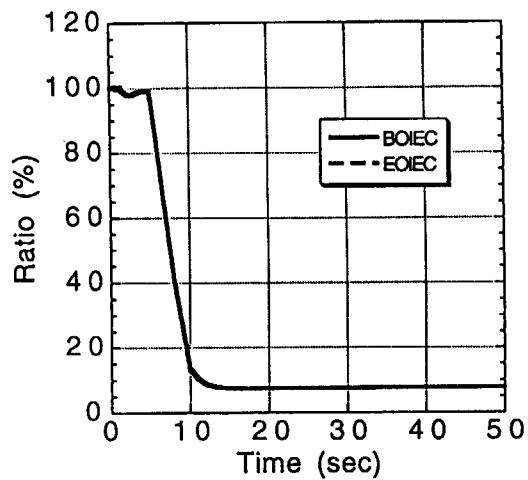
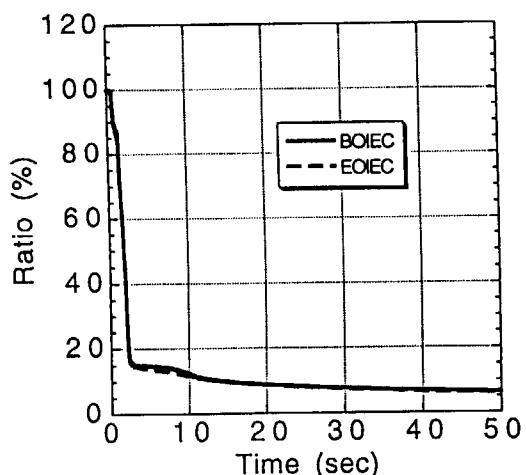
Table Comparison with the General Results of LOCA Analyses for Tight Lattice Core

Parameters	SCLWR	SCFR	RCVS*1	RSM0.6*2
○ Rod Diameter(mm); Df	8.0	8.8	9.5	8.65
○ Pitch(cm)	1.12	1.01	1.223	0.996
○ Hydraulic Dia.(mm); Dh	9.29	3.98	7.86	3.98
○ Core Length(m)	5.7	2.7	3.6	2.1
○ Coolant-to-fuel Volume Ratio	1.16	0.45	1.1	0.6
○ Turn-Around Point(sec)	- 20	- 135	- 50	- 130
○ Temper. Rise in Reflood(C)	110	220	- 110	- 220

\*1 RCVS : Convertible Spectrum Shift Reactor in the High Converting Light Water Reactors(HCLWRs) Program carried out by CEA and EDF[8]

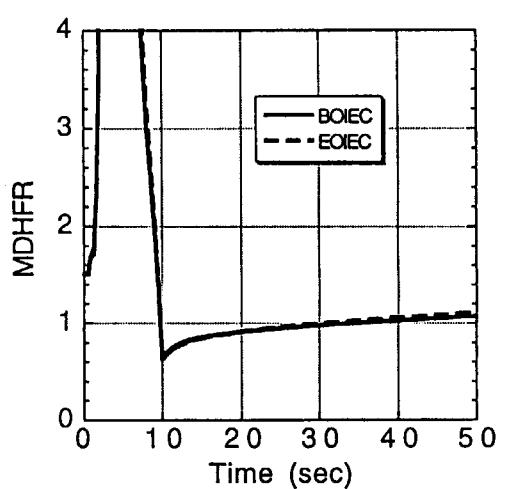
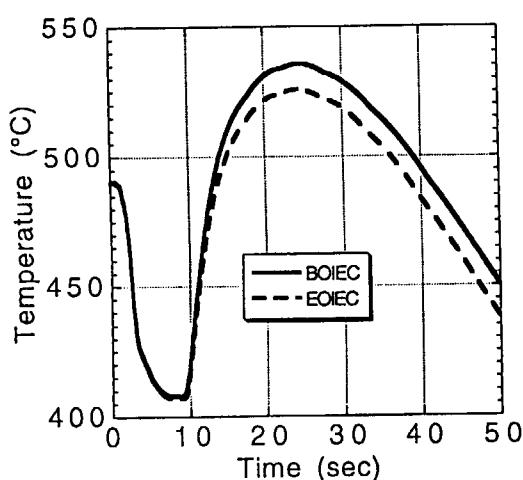
\*2 RSM0.6: Undermoderated Tight Lattice Reactor in the HCLWRs Program by CEA and EDF[8]

## 4.2 解析結果



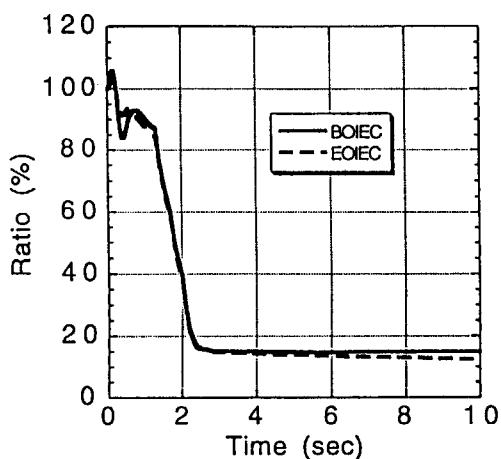
### 外部電源喪失（過渡事象）の解析結果

外部電源喪失5秒後に主給水ポンプトリップ

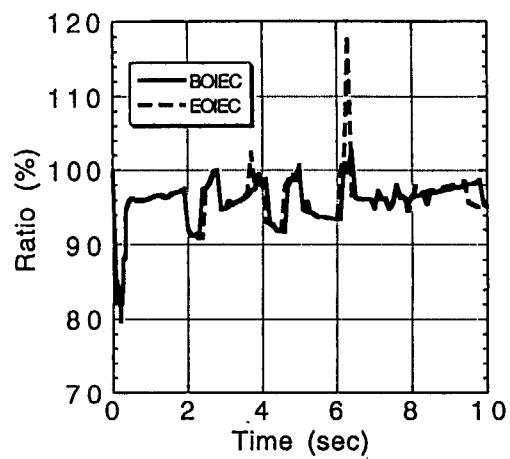


### 外部電源喪失（過渡事象）の解析結果

外部電源喪失5秒後に主給水ポンプトリップ



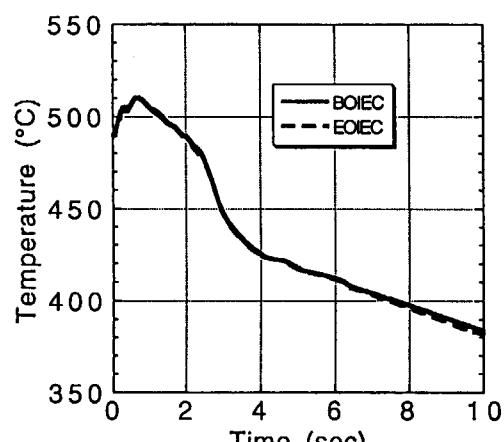
出力の推移(BOIEC,EOIEC)



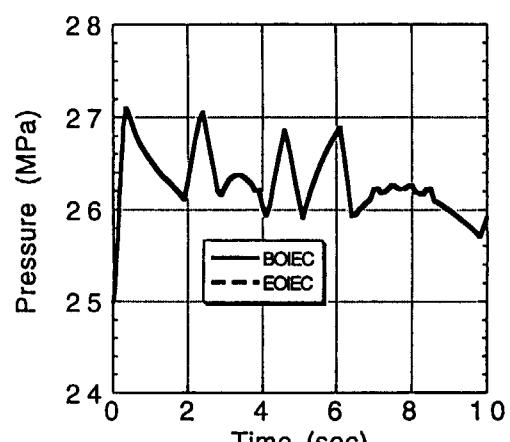
炉心冷却材流量の推移  
(BOIEC,EOIEC)

### 負荷喪失+タービンバイパス弁不作動（過渡事象）の解析結果

蒸気加減弁急速閉止



最高被覆管温度の推移  
(BOIEC,EOIEC)

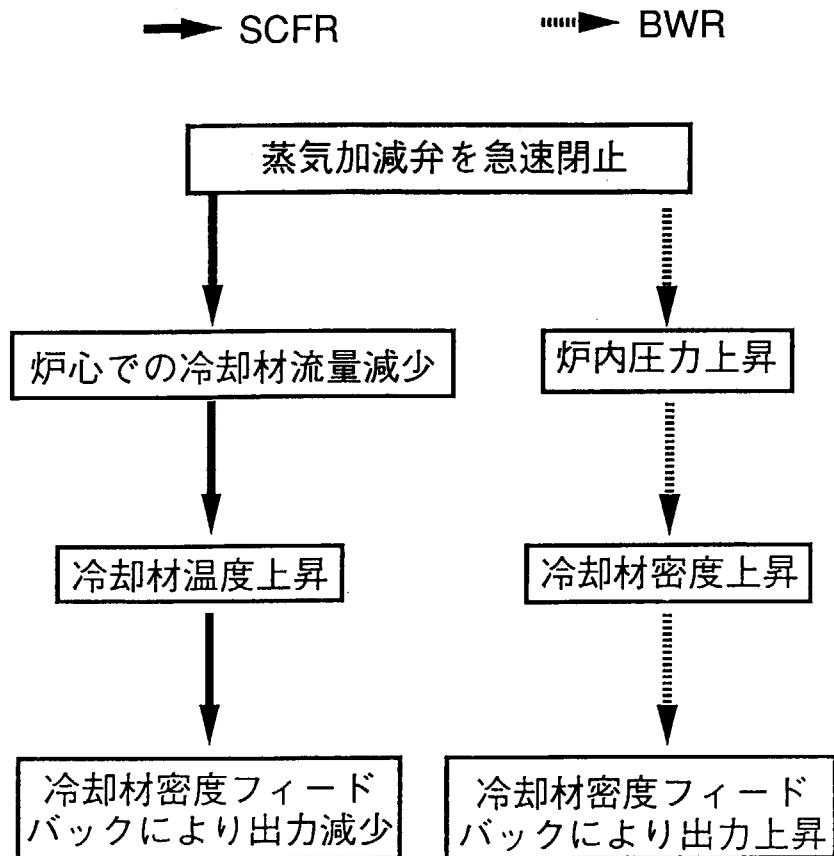


炉心圧力の推移(BOIEC,EOIEC)

### 負荷喪失+タービンバイパス弁不作動（過渡事象）の解析結果

蒸気加減弁急速閉止

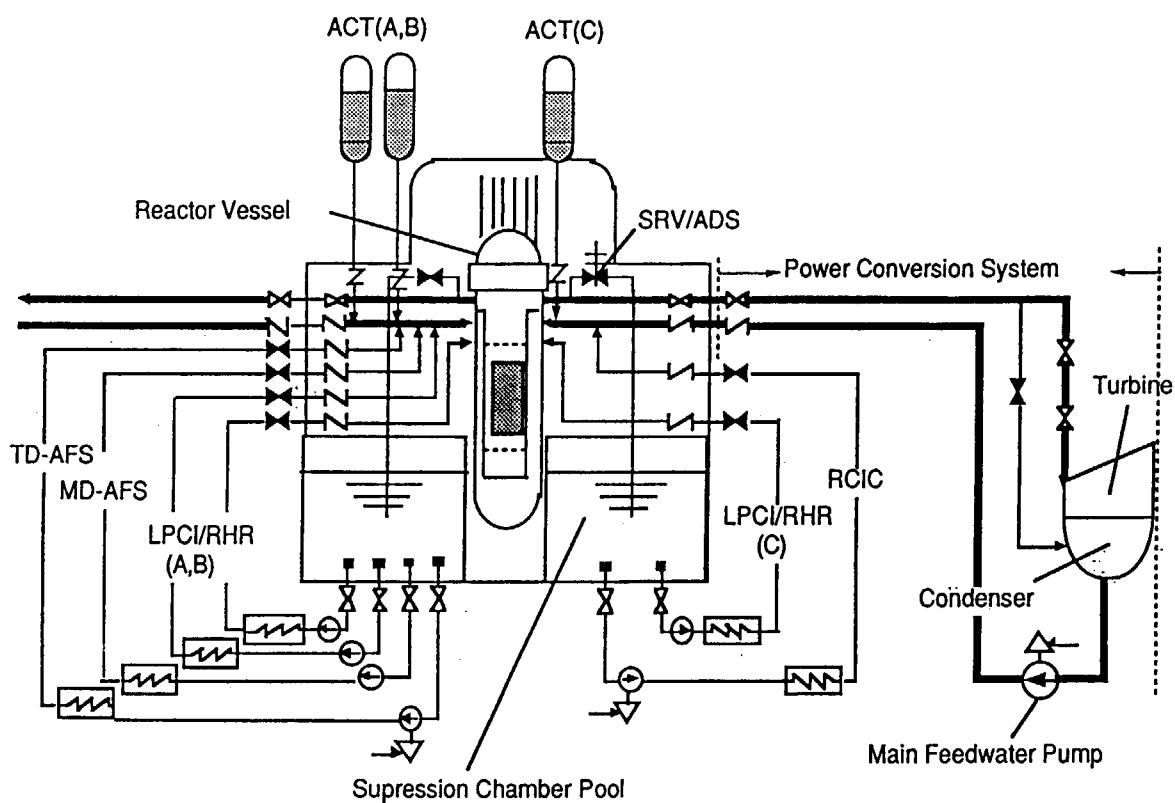
## 負荷喪失事象時の挙動の比較



## 安全解析に関するまとめ

- SCLWR, SCFBRとも検討した全ての事故・過渡解析で基準を満たしている。
- 過渡事象では貫流型独特のふるまいがある。
  - ・外電喪失や冷却水流量喪失が厳しい。
  - ・負荷喪失による主蒸気加減弁急速閉止では、炉心流量が停滞し、燃料からの伝熱で冷却水密度が減少し、出力上昇が押さえられ、厳しくならない。
- 大破断LOCAはPWRと類似
  - ホットレグ破断：初期に低温水が炉心中に入り反応度事象も伴う。

## 確率論的安全評価法による 超臨界圧軽水冷却炉の安全性の検討

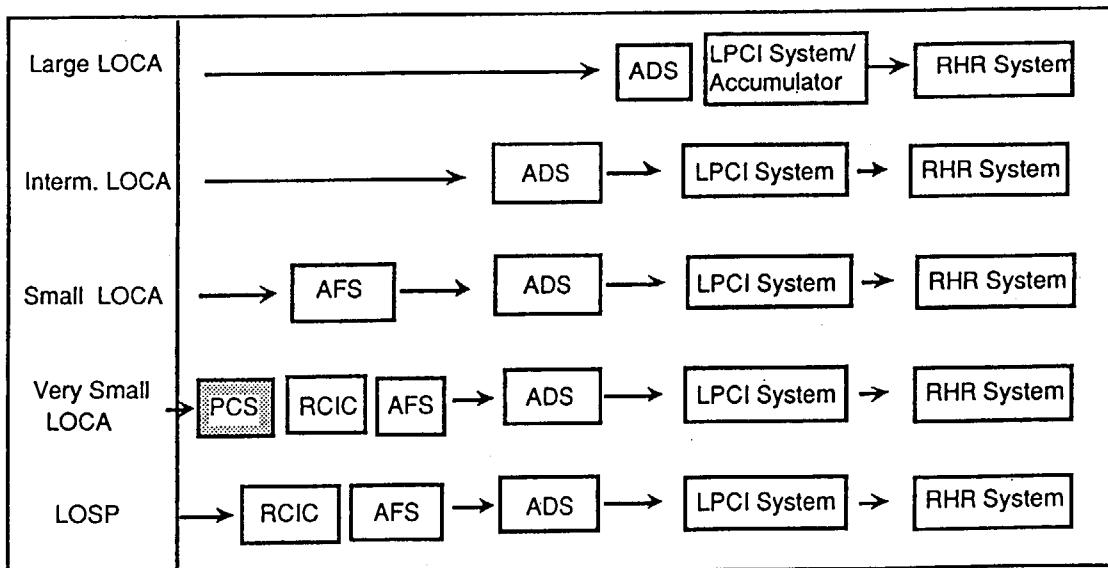
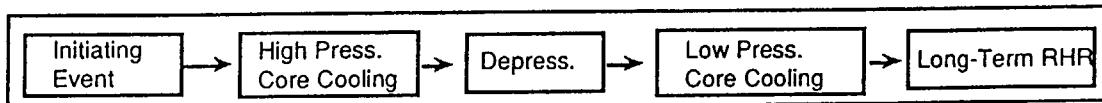


*Plant and Safety Related Systems of SCFBR*

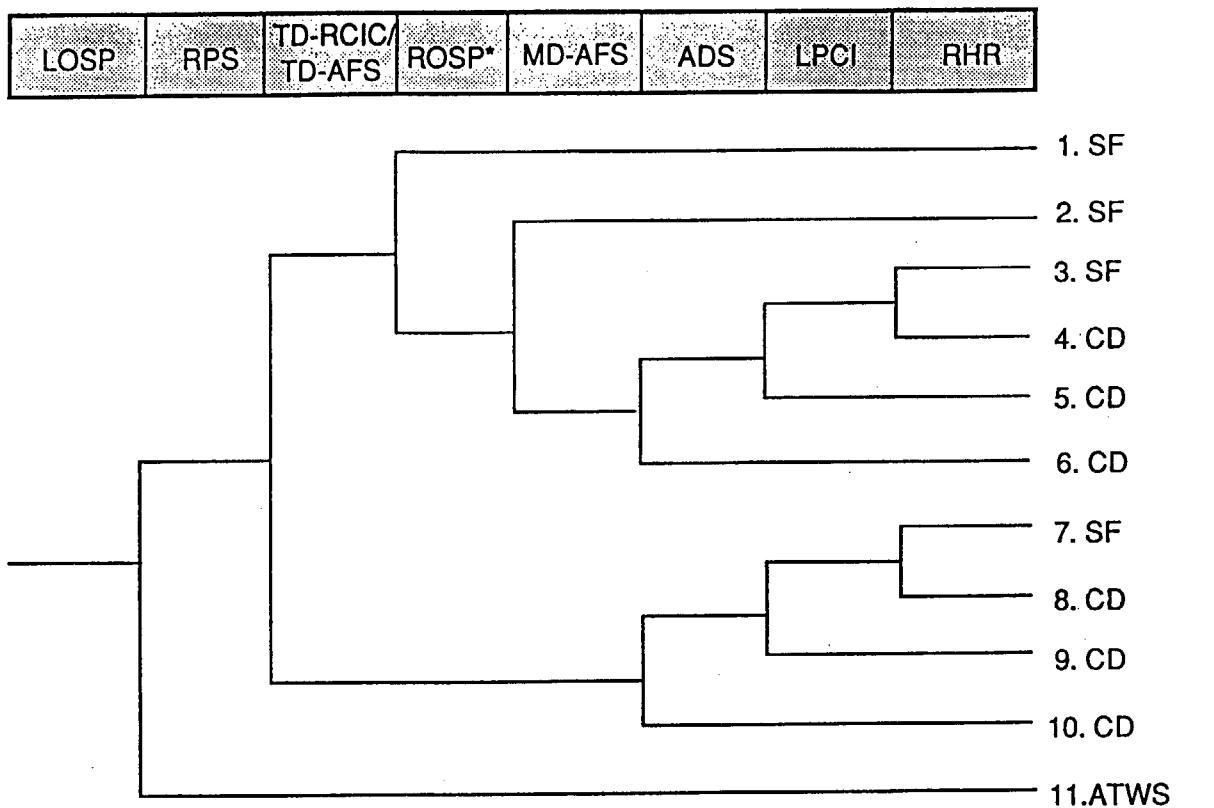
## *Safety System Configurations of ABWR and SCFBR*

<i>Contents</i>	<i>ABWR</i>	<i>SCFBR</i>						
<ul style="list-style-type: none"> <li>o RCIC</li> <li>o AFS (HPCF)</li> <li>o ADS</li> <li>o ACT</li> <li>o LPCI</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 1TD-RCIC :50 kg/sec/unit(2.4 %)</li> <li>- Motor Driven(MD)HPCF : 2 units           <ul style="list-style-type: none"> <li>• 50 kg/sec/unit</li> </ul> </li> <li>- 8 units:105 kg/sec/unit at 79bar</li> <li>—</li> <li>- MD-LPCI : 3 units           <ul style="list-style-type: none"> <li>• 264 kg(13%)/sec/unit at 12bar</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 1TD-RCIC:160 kg/sec/unit(8.0 %)</li> <li>- 1TD-AFS : 160kg/sec at 250bar, 1MD-AFS : 16kg/sec at 250bar</li> <li>- 8 units :420 kg/sec/unit at 250bar</li> <li>- 3 units, Operat. Pressure &lt; 15bar</li> <li>- MD-LPCI : 3 units           <ul style="list-style-type: none"> <li>• 400 kg(20%)/sec/unit at 10bar</li> </ul> </li> </ul>						
<ul style="list-style-type: none"> <li>o Safety Sys. Config.</li> </ul>	<table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 50%; text-align: center;">TD-RCIC LPFL/RHR</td> <td style="width: 50%; text-align: center;">TD-RCIC LPCI/RHR</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">MD-HPCF LPFL/RHR</td> <td style="text-align: center;">MD-HPCF LPFL/RHR</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">TD-AFS LPCI/RHR</td> <td style="text-align: center;">MD-AFS LPCI/RHR</td> </tr> </table>	TD-RCIC LPFL/RHR	TD-RCIC LPCI/RHR	MD-HPCF LPFL/RHR	MD-HPCF LPFL/RHR	TD-AFS LPCI/RHR	MD-AFS LPCI/RHR	
TD-RCIC LPFL/RHR	TD-RCIC LPCI/RHR							
MD-HPCF LPFL/RHR	MD-HPCF LPFL/RHR							
TD-AFS LPCI/RHR	MD-AFS LPCI/RHR							
<ul style="list-style-type: none"> <li>o Emer. D/G Requ. Cap.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 3 units : 306kw/unit</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 3 units : 340kw/unit</li> </ul>						

\*\* note, % : percent ratio to the rated core flowrate



## *Mitigation Sequences of Core Cooling for Initiating Events*



\* ROSP : Recovery of Offsite Power

### *Event Tree for Loss of Offsite Power*

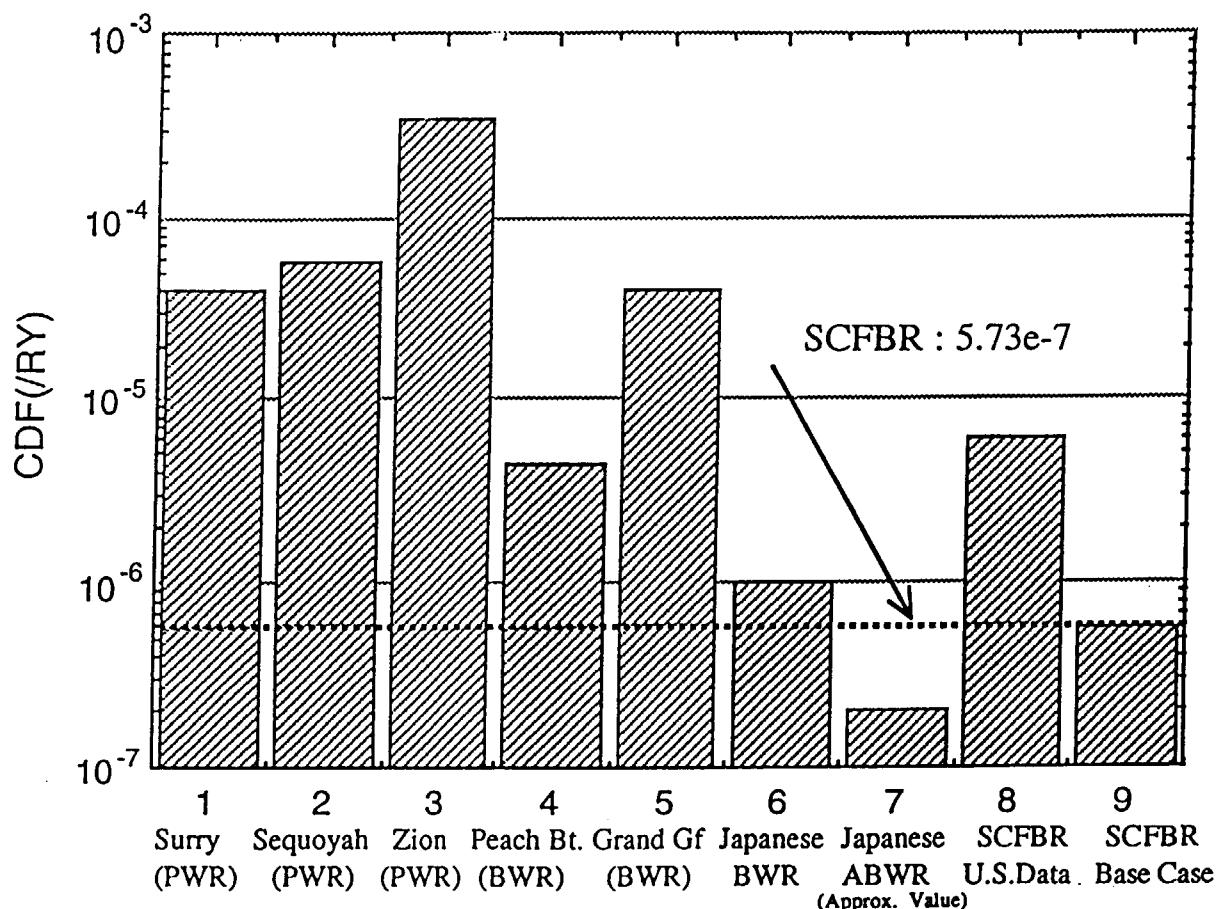
#### *Frequency of Initiating Events*

Initiating Events (Categories in Ref.9)	Surry (3 loop PWR)	Sequoyah (4 loop PWR)	Peach Bottom (1000MW BWR)	Grand Gulf (1250MW BWR)	Used Frequency in This Study
o Large LOCA	$5.0 \times 10^{-4}$	$5.0 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-4}$	A : $1.0 \times 10^{-4}$
o Intermed. LOCA	$1.0 \times 10^{-3}$	$1.0 \times 10^{-3}$	$8.0 \times 10^{-4}$	$8.0 \times 10^{-4}$	Im : $1.3 \times 10^{-4}$
o Small LOCA	$(2.1 \times 10^{-2})$	$2.0 \times 10^{-2}$	$(3.3 \times 10^{-2})$	$(3.3 \times 10^{-2})$	$(1.0 \times 10^{-3})$
- small LOCA	$1.0 \times 10^{-3}$	—	$3.0 \times 10^{-3}$	$3.0 \times 10^{-3}$	S2: $1.0 \times 10^{-3}$
- very small LOCA	$2.0 \times 10^{-2}$	—	$3.0 \times 10^{-2}$	$3.0 \times 10^{-2}$	—
o Loss of Offsite Powr.	$7.0 \times 10^{-2}$	$7.0 \times 10^{-2}$	$7.0 \times 10^{-2}$	$7.0 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^{-2(*)}$

\* Note : Taken from the values used in a PSA of Japanese PWR

**Table. Used and Referenced Unavailability of Safety Systems/Function**

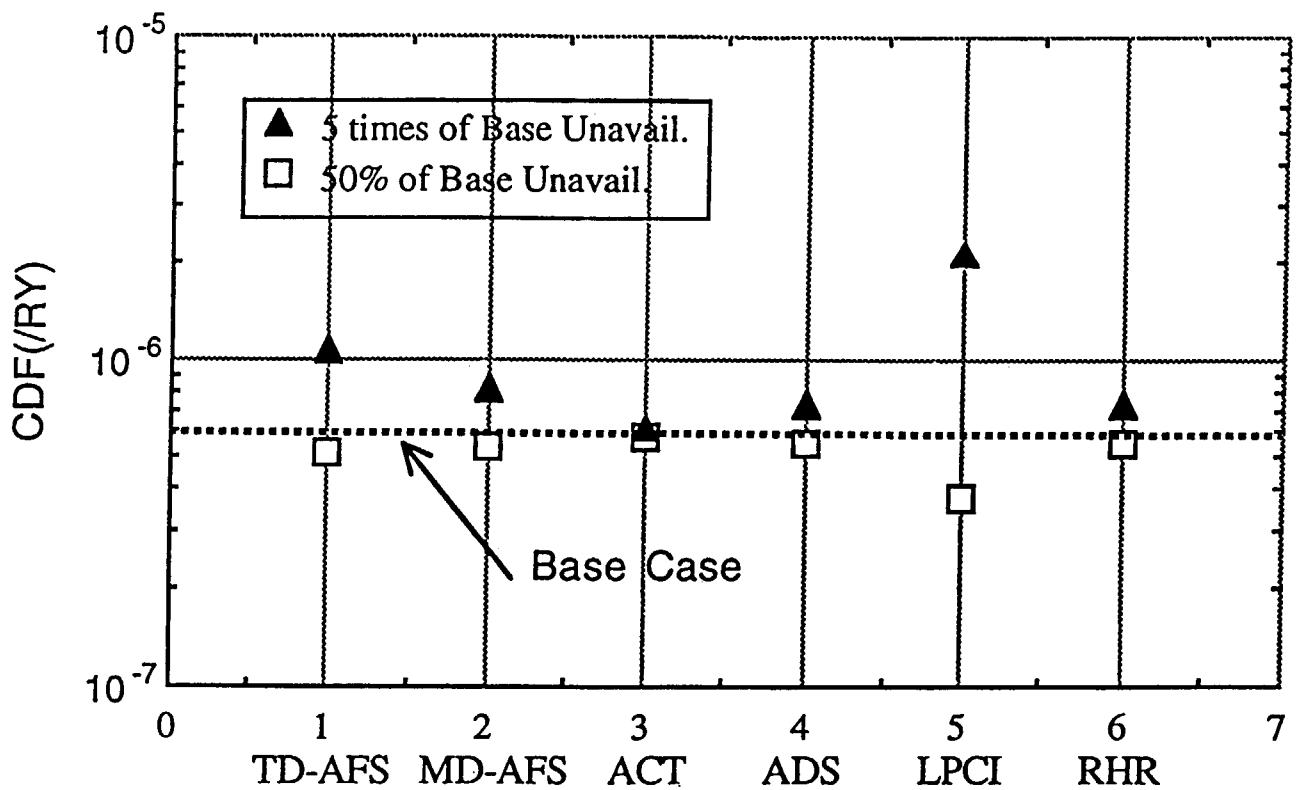
Safety Systems/Function	WASH-1400		Japanese Domestic Data	Used Data in This Study
	BWR	PWR		
o TD-AFS/RCIC	RCIC: $8.0 \times 10^{-2}$ (1/1) HPCS: $8.8 \times 10^{-2}$ (1/1) HPCS: $7.8 \times 10^{-3}$ (1/2)	-	-	1/2 : $1.0 \times 10^{-2}$ 1/1 : $1.0 \times 10^{-1}$ 2/3: $2.0 \times 10^{-2(8)}$ / $1.5 \times 10^{-2}$
o MD-AFS(HPCI)	-	$1.2 \times 10^{-2}$ (2/3)	-	1/1 : $1.0 \times 10^{-1}$
o Non-Recovery of Offsite Power	within 1 hr : 0.2 within 3.2hr: 0.08	within 1 hr : 0.2 within 3.2hr: 0.08	-	within 2 hrs : 0.05
o Accumulator	-	$9.5 \times 10^{-4}$ (2/2)	$2.1 \times 10^{-5}$ / $1.0 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-5}$ (1/2)
o LPCI	$1.5 \times 10^{-3}$ (3/4) $2.0 \times 10^{-4}$ (2/4)	$4.7 \times 10^{-3}$ (1/2)	-	$1.0 \times 10^{-3}$ (2/3)
o RHR (Recir. Mode)	$2.0 \times 10^{-4}$ (2/4)	$7.9 \times 10^{-3}$ (1/2)	-	$1.0 \times 10^{-4}$ (1/3)
o ADS	$5.0 \times 10^{-3}$ (4/5)	-	$1.1 \times 10^{-3}$ / $1.0 \times 10^{-4}$	$1.0 \times 10^{-4}$ (6/8)
o RPS(Reactor Prt. Sys.)	$4.0 \times 10^{-7}$	$3.6 \times 10^{-3}$	$4.2 \times 10^{-7}$	$1.0 \times 10^{-5}$



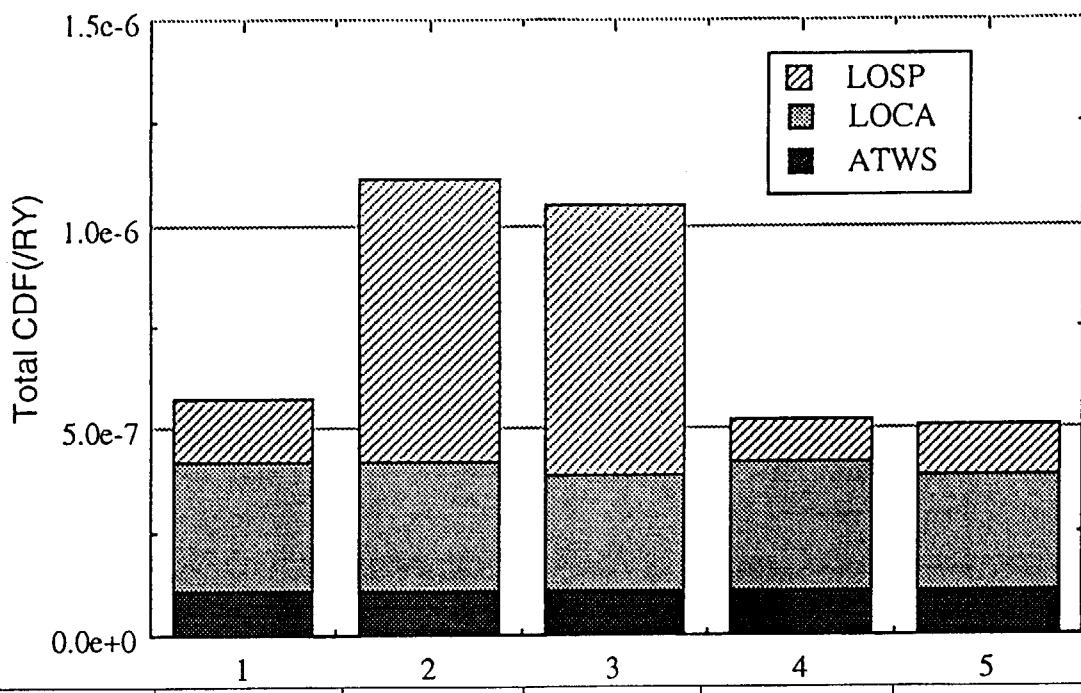
*Comparison of Total CDF with Current Plants*

### Calculated Core Damage Frequency

<i>Initiating event</i>	<i>Core Damage Frequency</i>	<i>1100MW BWR</i>
o <u>LOCA</u>	<u><math>3.11 \times 10^{-7}</math>(54.3%)</u>	<u>LOCA</u> <u>6%</u>
- Large LOCA(A)	$1.2 \times 10^{-7}$ (20.9%)	
- Intermediate LOCA(Im)	$1.6 \times 10^{-7}$ (27.9%)	
- Small Break LOCA(S1)	$3.1 \times 10^{-8}$ (5.0%)	
- Very-Small break LOCA(S2)	$1.2 \times 10^{-10}$ (0.0%)	
o <u>Loss of Offsite Power(LOSP)</u>	<u><math>1.56 \times 10^{-7}</math>(27.2%)</u>	<u>LOSP</u> <u>28%</u>
o <u>ATWS</u>	<u><math>1.06 \times 10^{-7}</math>(18.5%)</u>	<u>Transient</u> <u>66%</u>
o <u>Total</u>	<u><math>5.73 \times 10^{-7}</math>(100%)</u>	



*Sensitivity of Systems Unavailabilities*



Systems	Base Case	Alter. 1	Alter. 2	Alter. 3	Alter. 4
TD-RCIC	1	1	1	1	1
TD-AFS	1	1	2	1	2
MD-AFS	1	0	0	2	1

*Total CDFs in Base and Alternative Cases*

# 超臨界圧軽水冷却高速炉の増殖性

## ○過去のSCFBR設計

解析に誤りがあり、  
残存率等の再評価が必要

### SCFBR-Dの炉心仕様と諸元

SCFBR-D	過去の解析	再評価結果
熱/電気出力 [MWt/MWe]	3000/1245	<b>1155/479</b>
運転圧力 [MPa]	25	25
炉心直径/高さ [m]	2.52/3.50	2.52/3.50
入口/出口温度 [C]	310/431	310/424
燃料/ピン径/ピッチ [mm]	MOX/8.8/10.1	MOX/8.8/10.1
被覆管材/厚さ [mm]	SS/0.52	SS/0.52
Pu 富化度 [Wt%]	21.4/23.6	21.4/23.6
平均燃焼度 [GWd/t]	77.7	<b>55.0</b>
複合倍増時間 [y]	25	-
残存率(include U)	1.043	<b>0.968</b>
ボイド反応度 [%dk/k]	-1.16	<b>-1.24</b>

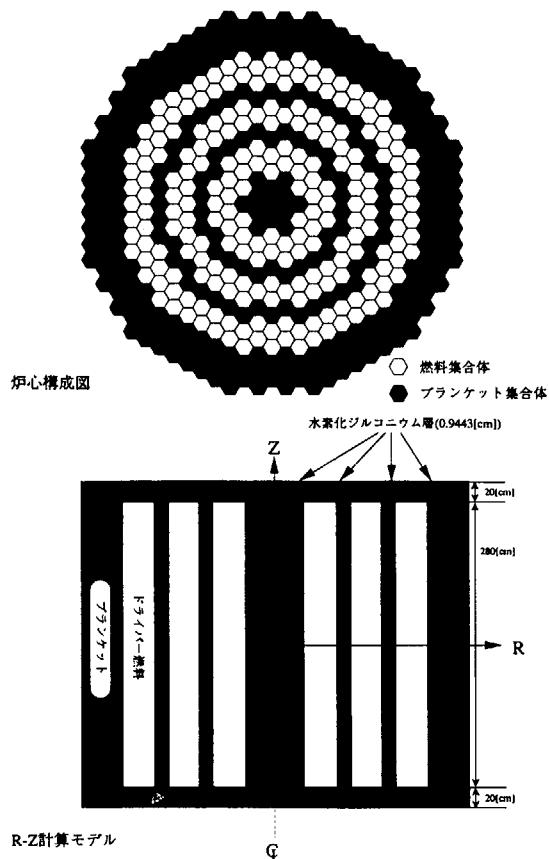
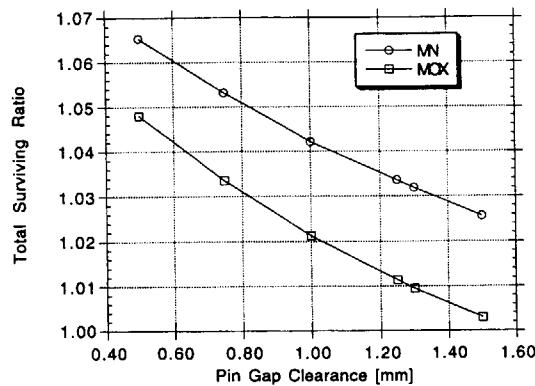
SCFBR-MNの炉心構成と  
炉心計算用R-Zモデル図

Table 1 SCFBR-MNの炉心緒元

燃料(Pu in d.U)	Natural Nitride
熱/電気出力[MW]	3600/1520
運転圧力[MPa]	25
入口/出口温度[°C]	330/438
炉心有効高さ/直径[m]	2.80/2.83
集合体寸法[mm]	152.4
燃料/プランケット集合体数	216/295
燃料棒外径/ピッチ[mm]	8.8/10.1
被覆管材/厚さ[mm]	Inconel/0.32
体積比[%]	
[燃料/冷却材/構造材/制御棒]	55.7/33.0/10.9/0.4
Pu fissile 富化度[%]	11.4/12.3/12.6
Pu fissile インベントリ[t]	3.5
平均燃焼度[GWd/t]	38.4
ボイド反応度[%dk/k]	-0.78
Pu fissile 残存率	1.014

## ○燃料棒間ギャップの感度解析

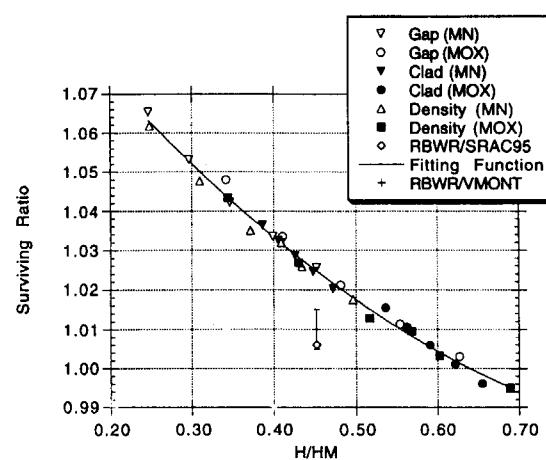
窒化物炉心とMOX炉心の間で  
残存率にして1.8%の差



燃料棒間ギャップと残存率の関係

## ○水素対重金属数密度比(H/HM)の感度

MN、MOXに関わらず、すべての  
結果がH/HMによって整理される

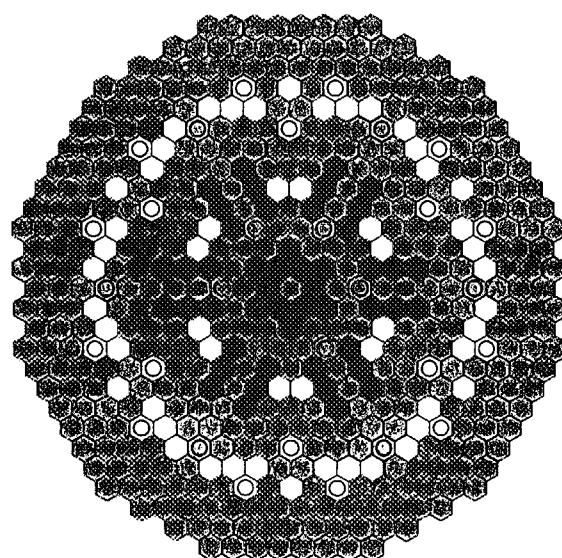


H/HMと残存率の関係

## ○各炉心仕様と特性

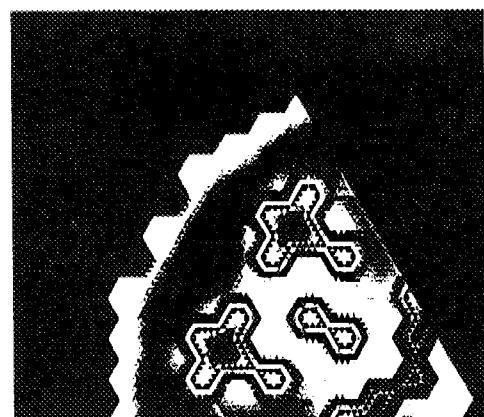
SCFBR	Conservative		Standard		Aggressive	
	Oxide	Nat. N	Oxide	99% <sup>15</sup> N	Oxide	99% <sup>15</sup> N
給水温度[℃]	280		360		400	
出口温度[℃]	414		444		518	
Seed水密度[g/cc]	0.43		0.30		0.14	
Bktr水密度[g/cc]	0.55		0.38		0.15	
集合体寸法[mm]	180.9		169.9		163.7	
被覆管厚さ[mm]	0.52		0.52		0.25	
ピン間隙[mm]	1.8		1.3		0.9	
Pu fis. 富化度[%]	16.4	14.0	14.8	11.7	11.6	9.6
燃焼度[GWd/t]	46.3	33.4	46.3	37.3	40.5	29.3
Void Reac.[%dk/k]	-4.4	-1.3	-4.5	-1.7	-4.3	-2.5
残存率	0.979	0.998	1.003	1.023	1.067	1.083
CSDT[year]	-	-	-	71	15	12

Aggressive SCFBRでCSDT25年以下を達成

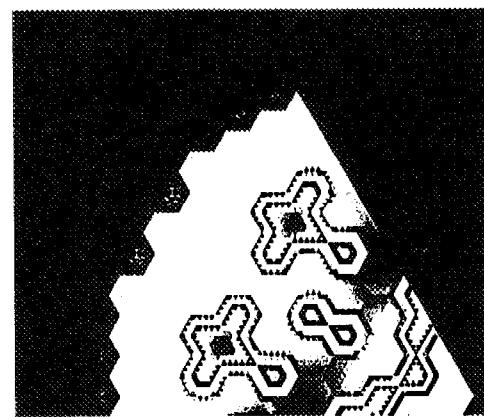


- ブランケット集合体
- 1サイクル目燃料集合体（低富化度）
- 2サイクル目燃料集合体（低富化度）
- ◎ 3サイクル目燃料集合体（低富化度）
- 1サイクル目燃料集合体（高富化度）
- 2サイクル目燃料集合体（高富化度）
- ◎ 3サイクル目燃料集合体（高富化度）
- ◎ 制御クラスタ付き燃料集合体

SCFBR-EN2の炉心構成



SCFBR-EN2の(1/6)出力分布(BOC)



SCFBR-EN2の(1/6)出力分布(EOC)

Table 3 SCFBR-ENの炉心諸元

SCFBR	EN1	EN2
燃料(Pu in d.U)	99.0% <sup>15</sup> N	99.0% <sup>15</sup> N
熱/電気出力[MW]	3640/1530	3550/1540
入口/出口温度[℃]	360/447	320/490
炉心有効高さ/直径[m]	2.80/3.16	2.80/3.22
集合体寸法[mm]	169.9	173.1
集合体数	216/295	216/295
燃料棒外径/ピッチ[mm]	8.8/10.1	8.8/10.1
被覆管材/厚さ[mm]	Inconel/0.52	Inconel/0.52
燃料体積比[%]	55.9	53.6
Pu fissile 富化度[%]	11.4/12.2	12.0/13.3
平均燃焼度[GWd/t]	37.6	37.6
ボイド反応度[%dk/k]	-1.47	-0.39
Pu fissile 残存率	1.023	1.018
CSDT[year]	71	116

## 超臨界圧軽水冷却炉のコスト低減方策

1. 単純化、小型化
2. 火力発電機器の利用
3. 安全系の限定
4. 改良発展軽水炉との共通技術や考え方の利用
5. 工期短縮（モジュール工法、バージ方式等）の追求

付録－5

OHP集

低減速スペクトルMOX炉心研究(1)  
RBWRについて

竹田 練三

# エネルギー長期安定供給に対応した 軽水炉(RBWR)の開発

(株) 日立製作所  
電力・電機開発本部  
竹田 練三

## 研究の目的

1. 確立済の軽水炉技術での  
エネルギー長期安定供給
  2. 長寿命放射性廃棄物の  
炉外貯蔵の撤廃
  3. Pu有効利用の際の  
核不拡散上の懸念への対応
- 
1. 開発着手時に原子力に対して何を期待したか
  2. 期待に十分答えられたか 期待する内容は変ったか
  3. 原子力をとりまく状況の変化
    - ・電力需要の伸びの低迷, 軍用Pu/HEU問題の発生,  
FBR開発の遅れと核燃料サイクルの未完,  
使用済核燃料と放射性廃棄物の蓄積量増大 (注1)
    - ・他電源とのコスト競争の激化
    - ・原子力に対する世論の変化
    - ・新規の大型投資は期待出来ない
  4. 今我々が成しうること
    - ・既存技術でのエネルギー長期安定供給シナリオの  
早期実現 → Puの積極的なリサイクルが不可欠
    - ・長寿命廃棄物の炉内燃焼による炉外蓄積撤廃
    - ・原子力の必要性についての民意の再確認

注1 INTERNATIONAL SYMPOSIUM ON NUCLEAR FUEL CYCLE  
AND REACTOR STRATEGIES : ADJUSTING TO NEW REALITIES  
Vienna, Austria, 3-6 June 1997



図 1 エネルギー長期安定供給の考え方

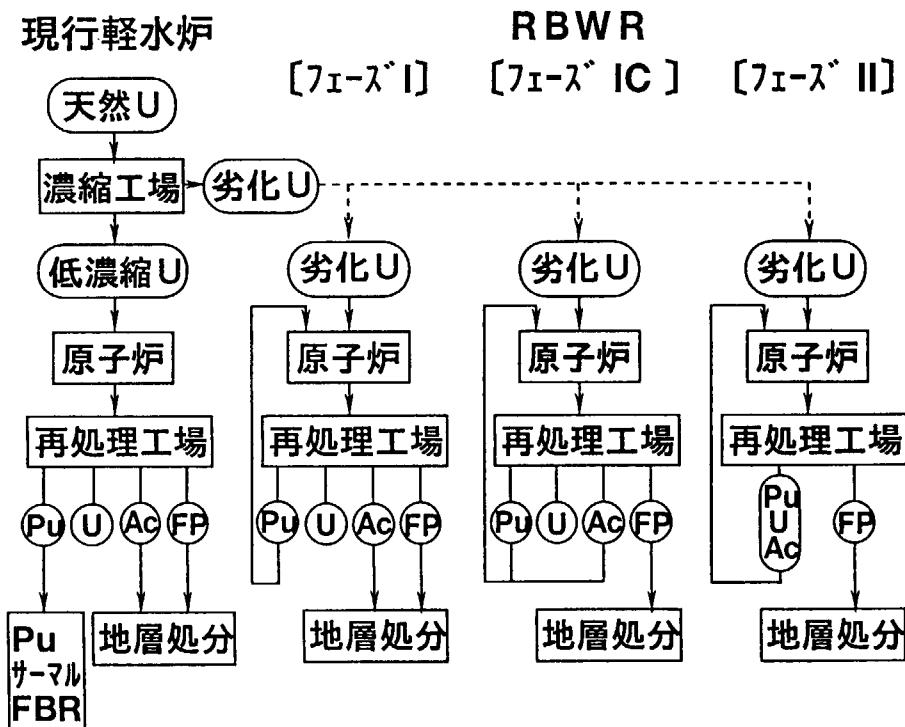


図 軽水炉の燃料サイクル

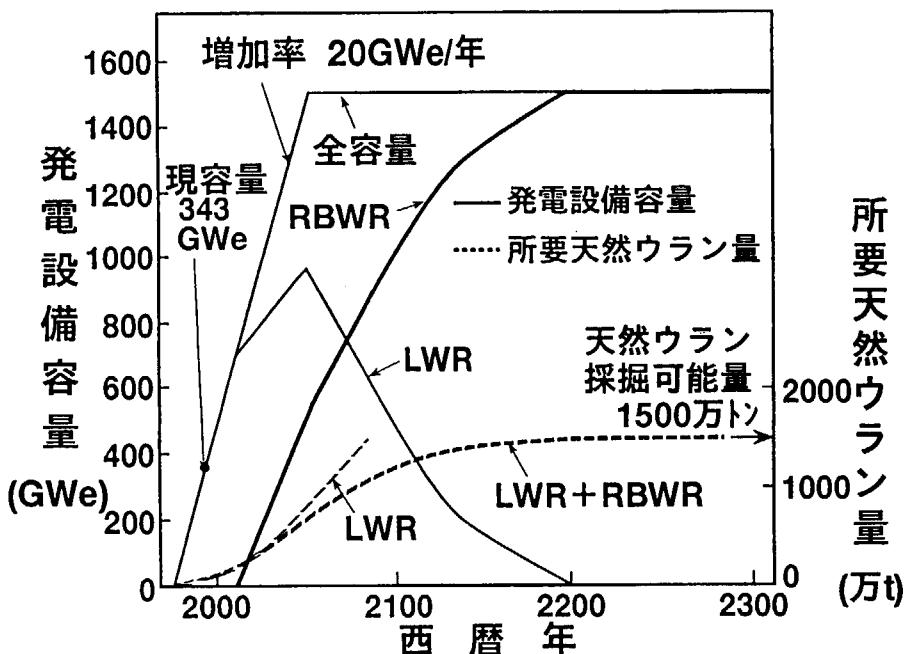


図 発電設備容量と所要天然ウラン量の推移

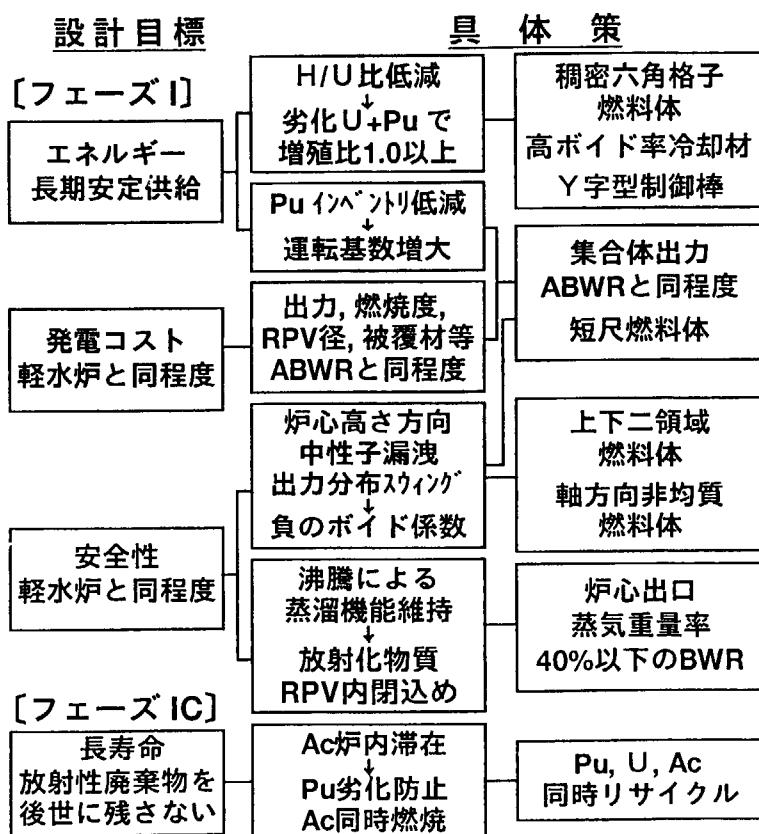
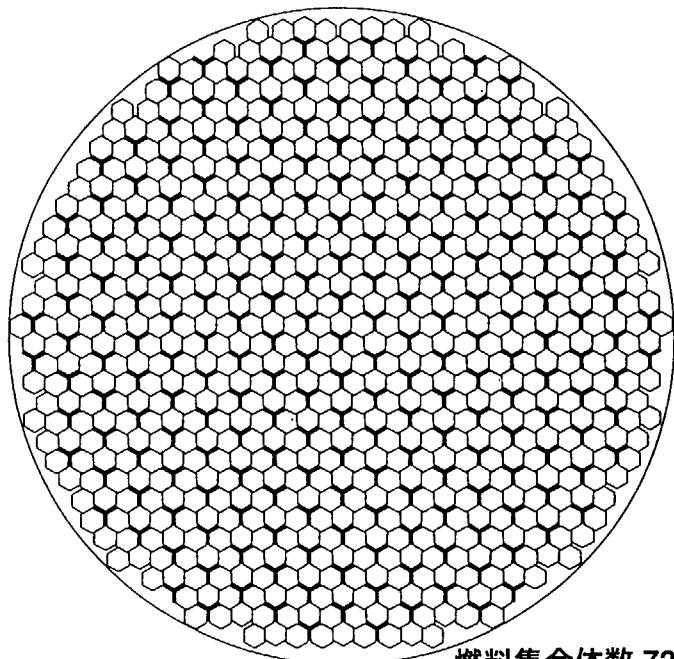


図 RBWRの設計目標と具体策



燃料集合体数 720体  
制御棒本数 223本

図5 RBWRの炉心構成

表1 RBWR主要諸元と炉心特性

項目	RBWR-HO	RBWR-B2	RBWR-AC	ABWR
電気出力 MWe	1356	1356	1356	1356
原子炉圧力 MPa	7.2	7.2	7.2	7.2
炉心外接半径 m	2.88	2.88	2.88	2.69
燃料集合体数	720	720	720	872
取出燃焼度 GWd/t	45	70	45	38
炉心部高さ <sup>1</sup> m	0.52	0.70	0.68	3.71
炉心流量 10 <sup>4</sup> t/h	2.6	3.2	2.9	5.2
出口クオリティ %	34	28	31	14.5
平均ボイド率 %	65	59	64	38
炉心圧損 MPa	0.15	0.16	0.19	0.17
Pu富化度 %	10.8	10.7	10.3	3.6 <sup>+</sup>
Pu装荷量 <sup>2</sup> t	4.4	5.8	5.5	...
増殖比	1.01	1.01	1.01	...
最大線出力密度 <sup>3</sup> kW/ft	13.3	13.1	13.3	12.5
MCPR <sup>3</sup>	1.32	1.40	1.32	1.30
ボイド係数 10 <sup>-4</sup> k/k <sub>%void</sub>	-0.5	-0.5	-0.5	-7.0
軸方向Pu	w/o cm	12 17	17 25	13.5* 27
富化度分布	w/o cm	10 35	DU 29	DU 18
		17 23	13.5* 23	

Pu:核分裂Pu量 \*:アクチニド1.3w/o添加 +:ウラン濃縮度

1:上下ブランケット25, 20cm 2:100万kWe換算量 3:ヘーリング出力分布

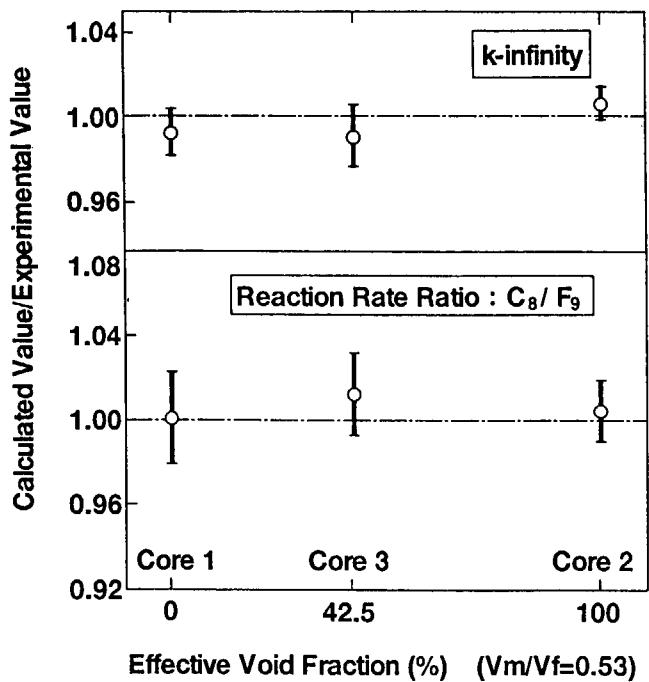


Fig. 9 Comparisons of Experimental and  
Calculated  $k$ -Infinity and Reaction Rate Ratios  
HITACHI

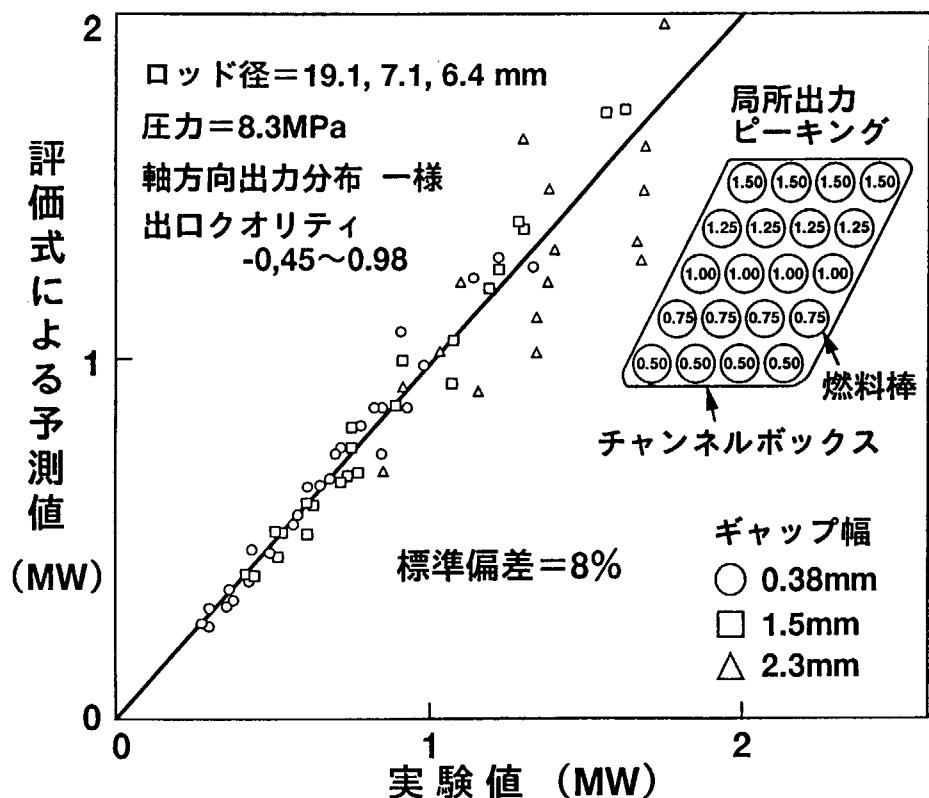


図 6 限界出力評価式の  
実験データによる検証

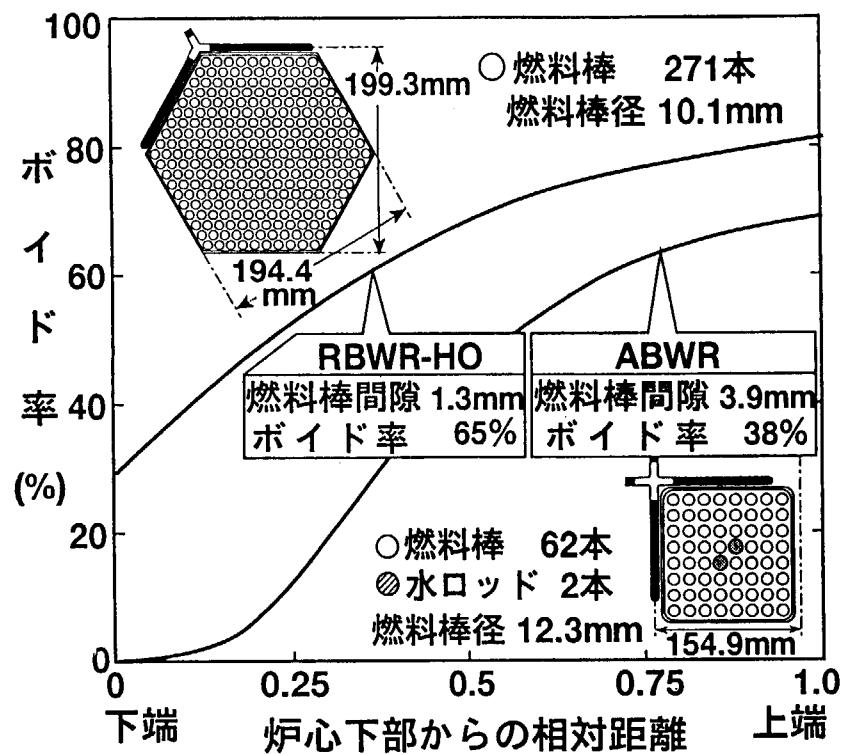


図 燃料集合体仕様とボイド率分布

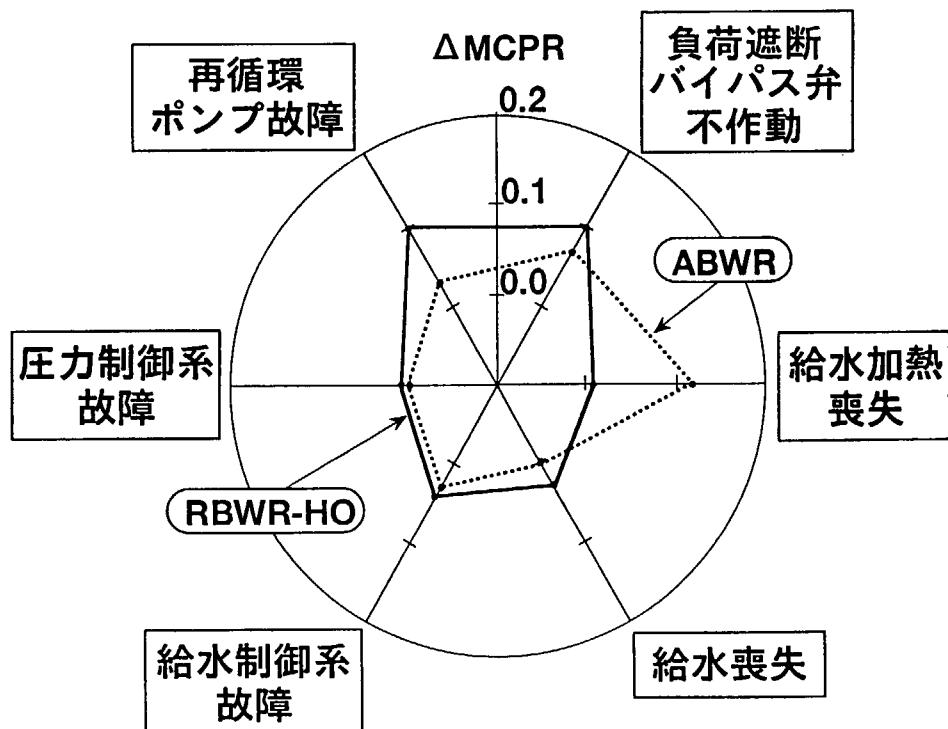


図 異常な過渡変化時の熱的余裕

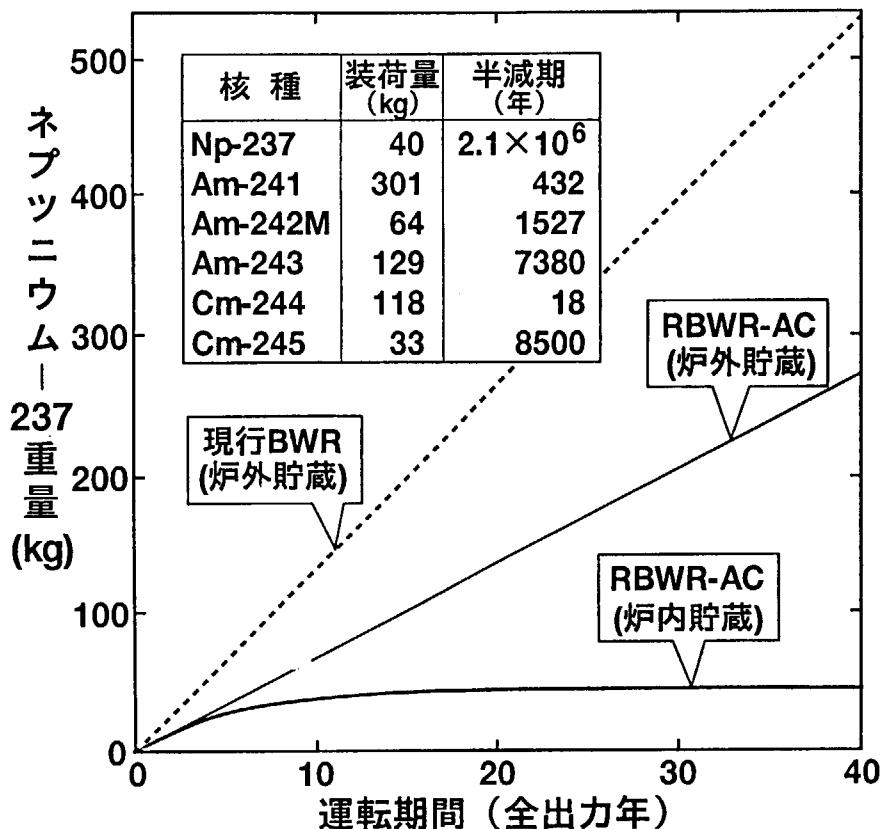
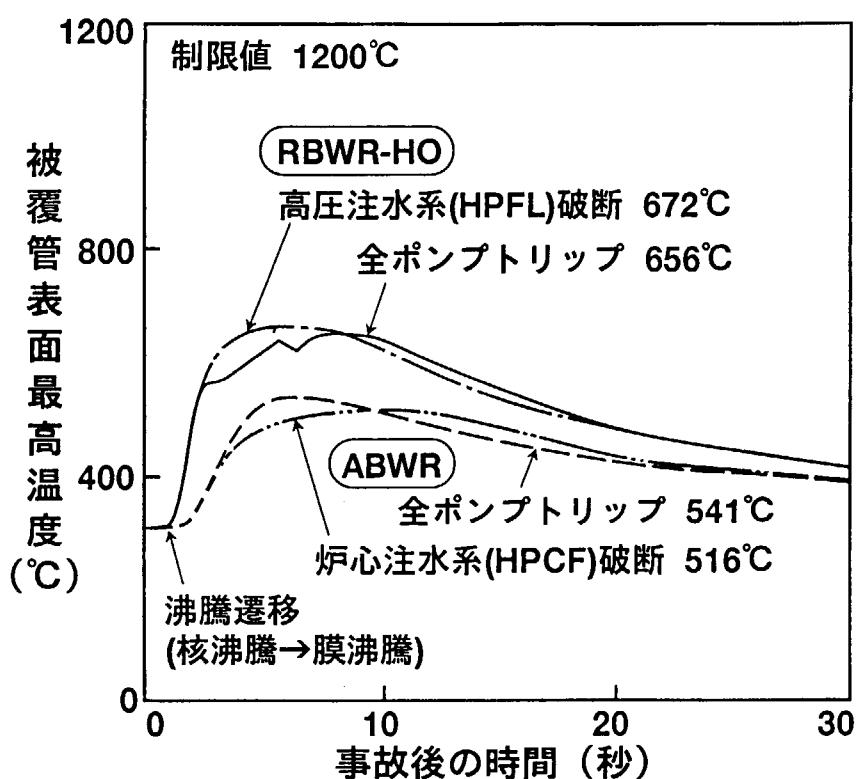


図 7 ネプツニウム-237の蓄積量

図 冷却材喪失事故時の  
燃料被覆管表面最高温度

## 核不拡散性を高める方策

1. 使用済燃料の再処理と新燃料製造を一体化した  
国際燃料センターを数個所設置し  
国際機関の管理の下におく
2. 各国に設置されるRBWRと国際燃料センター間は  
燃料集合体の輸送に限る
3. RBWRでは増殖比が1であり  
新燃料と使用済燃料間でPu量が変化しないので  
Pu単独輸送を撤廃できる
4. RBWRの平衡状態における  
Pu中のPu-240の割合が約38%と比較的高く  
保障措置有意量が大きくなる

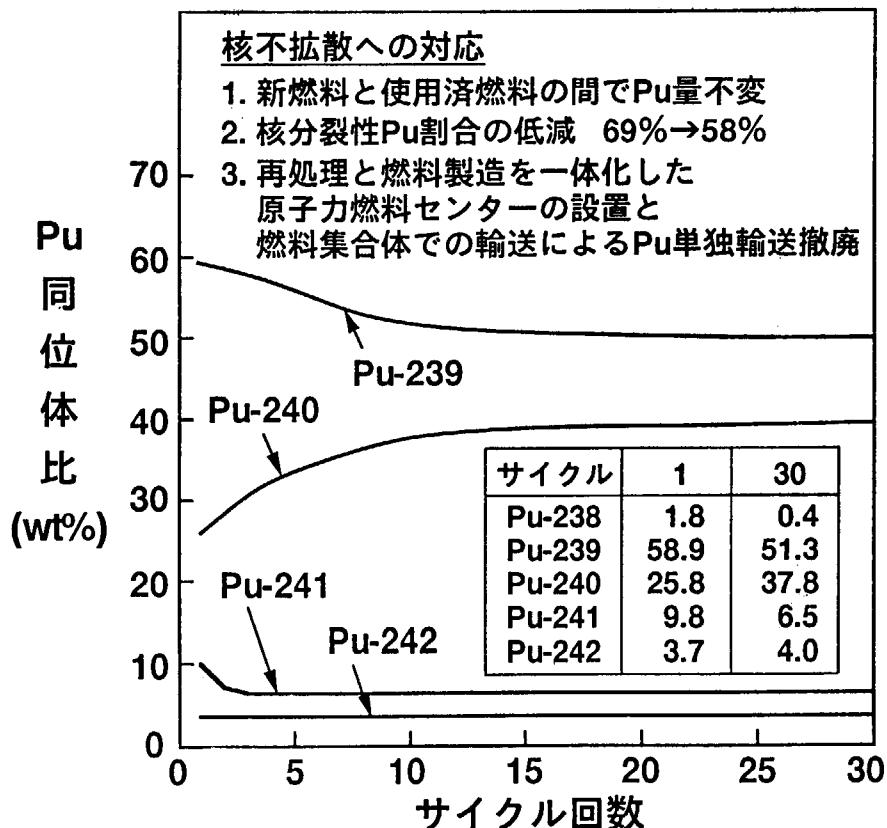


図 8 RBWRのPu 同位元素比と  
核不拡散への対応

## 結 言

- I. エネルギー長期安定供給に対応した  
電気出力 1350MWの軽水炉システム  
RBWR-HO, B2の概念設計
- II. 確立済の軽水炉技術を使って  
ウラン埋蔵量1500万トンで  
100万kWe 1500基 10<sup>4</sup>年の運転可能
- III. 長寿命放射性廃棄物アクチニドを  
Puと一体で有効利用する  
RBWR-AC概念
- IV. Pu有効利用の際の  
核不拡散上の懸念の軽減策

付録－6

OHP集

低減速スペクトルMOX炉心研究(1)  
BWRによる先進的核燃料リサイクル

松山 慎一郎、坂下 嘉章

平成10年3月4日  
低減速スペクトル炉心研究会

## BWRによる先進的核燃料リサイクル

(株)東芝 動力炉開発部

松山 慎一郎  
坂下 嘉章

1. BWRによる先進的核燃料リサイクルとは
2. 乾式再処理技術の概要
3. 振動充填燃料開発の現状と課題
4. 軽水冷却高速スペクトル炉心の設計例
5. まとめ

## 1. BWRによる先進的核燃料リサイクルとは (1) 将来の核燃料リサイクルへの期待

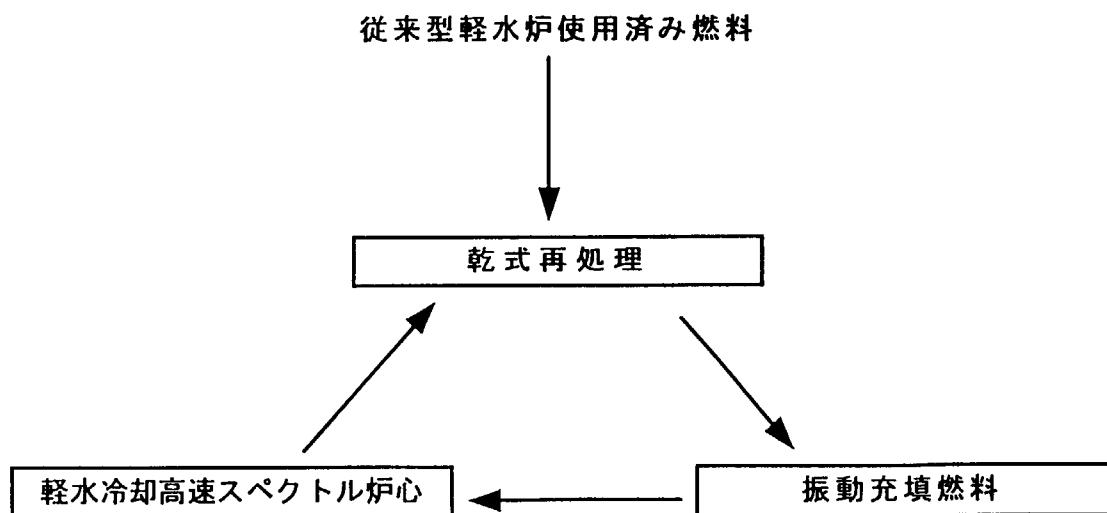
- 経済性の向上
- 資源の有効利用
- 環境負荷の低減
- 核不拡散への配慮

### BWRによる先進的核燃料リサイクルシステム

- ・乾式再処理
- ・振動充填燃料
- ・高速スペクトル型BWR

BARS : Breeding BWR  
with  
Advanced  
Recycling  
System

## 1. (2) 先進的核燃料リサイクルシステムの概念



## 1. (3) 経済性の向上

## ●乾式再処理、振動充填燃料

→工程が単純で施設がコンパクトにできる

●乾式リサイクル施設の経済性評価例<sup>1)</sup>

## [リサイクル施設の仕様]

## ・処理容量

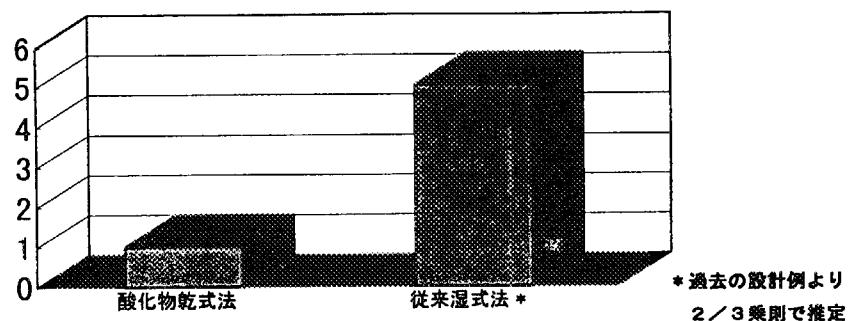
- 軽水炉使用済み燃料再処理 200 t HM／年

- 高速炉使用済み燃料再処理 75 t HM／年

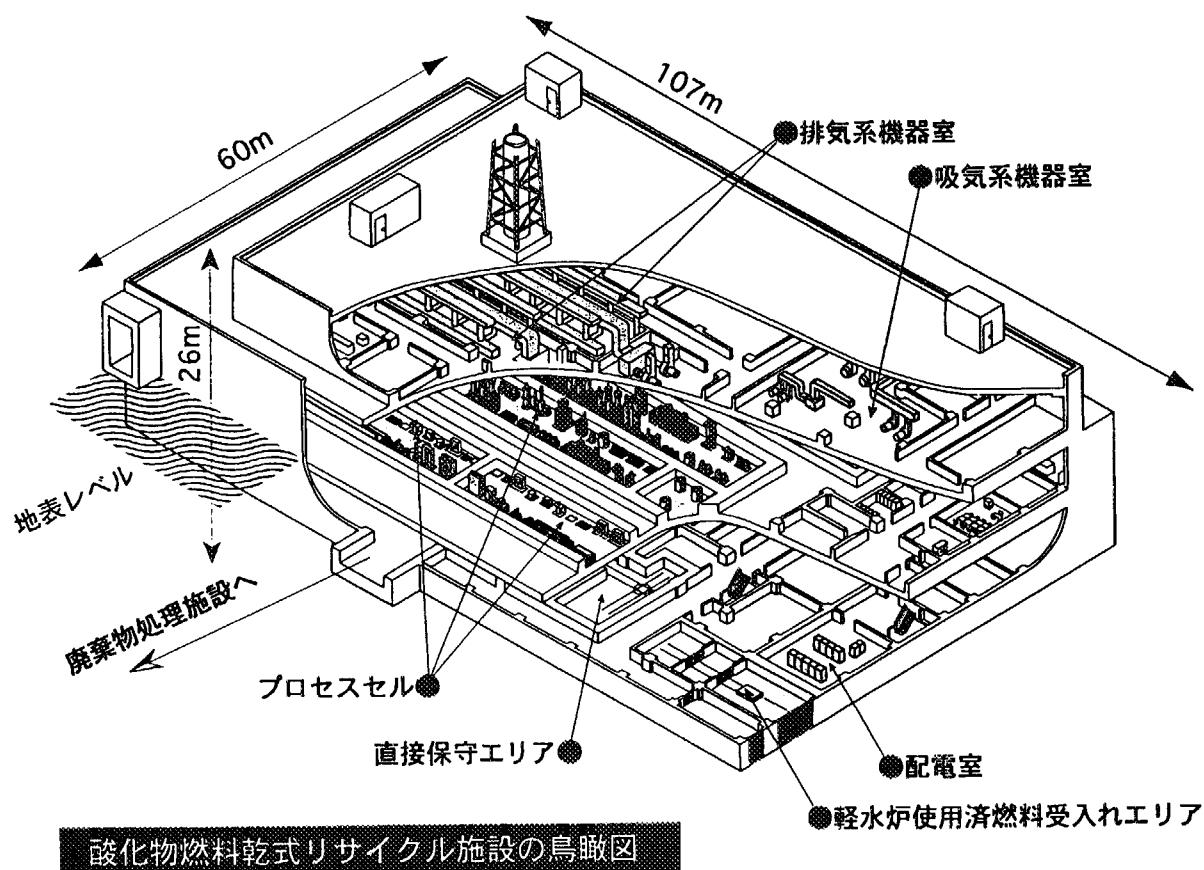
- 燃料製造(高速炉) 150 t HM／年

## [セル容積の比較]

(乾式法は燃料原料までを含む部分、湿式法は溶解～化学分離に相当する部分のセル)



1) 麻生他, 日本原子力学会, 1997 秋の大会, K64



## 1. (4) 資源の有効利用

## ●軽水冷却高速スペクトル炉心

軽水冷却炉において、転換比を1以上（増殖）とすることでウラン資源の有効利用を図る。

増殖が可能なように減速材である水割合を低減し、燃料割合を増加する。

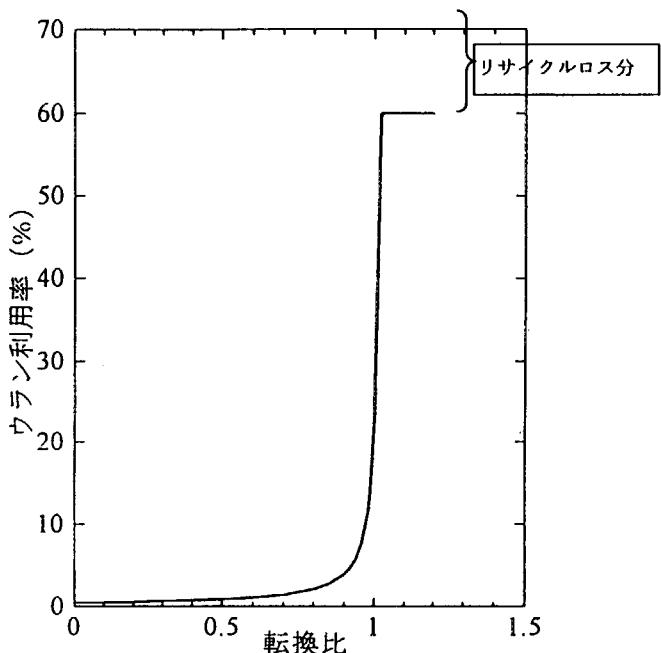


図 ウラン利用率と転換比の関係

## 1. (5) 環境負荷の低減、核不拡散への配慮

## 1. 環境負荷の低減

## ●乾式再処理

- プロセスからの廃液の発生がないため、低レベル廃棄物量が低減できる。
- MAの一部がUやPuと一緒に回収される。

## ●軽水冷却高速スペクトル炉心

- MAの消滅。

## 2. 核不拡散への配慮

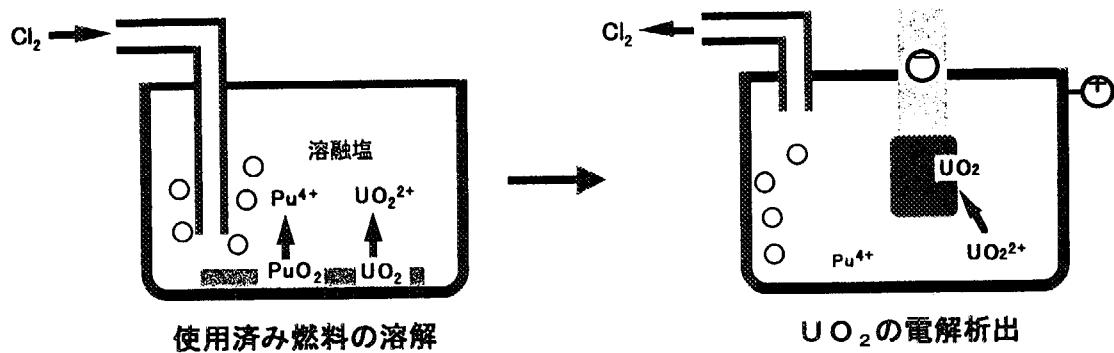
## ●乾式再処理

- PuはMAの一部と共に。
- FPの除染係数が従来の湿式法より低い。

## 2. 乾式再処理技術の概要（1）再処理工程の原理

### [酸化物乾式法]

ロシアにて開発が進められている方法。Uは陰極に酸化物として析出



### ● Puの回収方法

－沈殿法 or 電解共析法

#### ・沈殿法

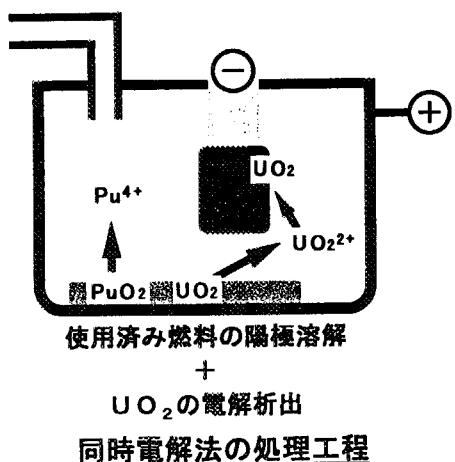
Uの回収後、酸素＋塩素ガスの吹き込みにより PuO<sub>2</sub>のかたちで沈殿回収

#### ・電解共析法

酸素＋塩素ガスを吹き込みながら電解し、(U・Pu)O<sub>2</sub>として回収

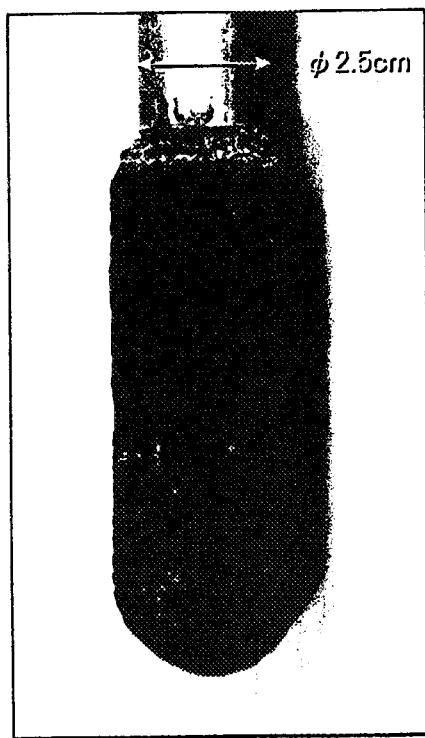
## 2. (2) 陽極溶解・同時析出法

処理速度向上を目的として、国内で開発が進められている方法



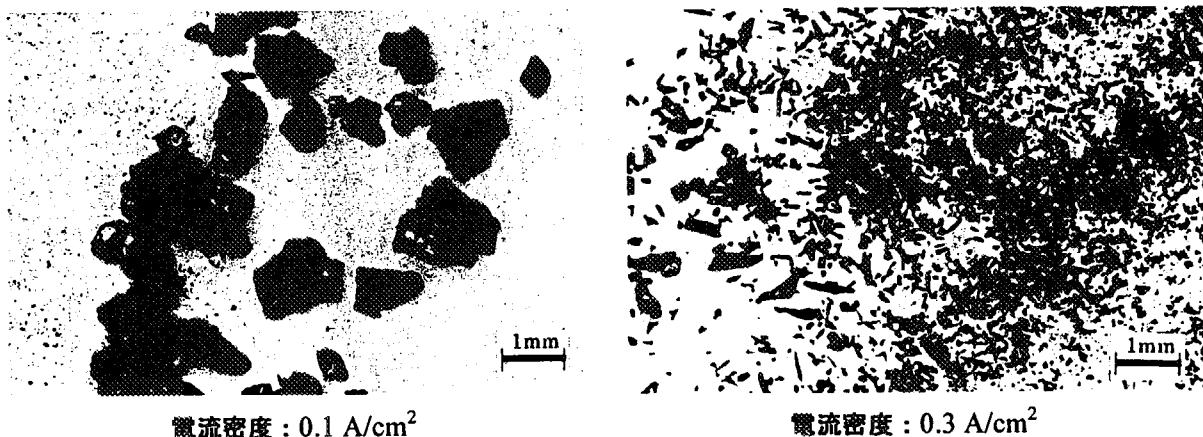
### [特長]

- ・燃料溶解とUO<sub>2</sub>析出の同時実施
- ・処理速度が約2倍
- ・塩素ガス使用量が少ない



同時電解法で得られた析出物

## 2. (3) 燃料粒子外観

電解により得られた  $\text{UO}_2$  燃料粒子外観写真<sup>2)</sup>

- 電解時の電流密度の調整により、粒子サイズの調整が可能

理論密度に近い高密度の粒子が生成  
→得られた燃料粒子を直接被覆管へ装荷、振動充填燃料を製造

2) K.SUZUKI et al, "Feasibility study of pyrochemical reprocessing and production of nuclear fuel", Proceedings of Global'95, p.1200

## 2. (4) 開発状況

## ロシア(RIA R)における酸化物乾式法の開発状況

年 代	開 発 状 況
1967 以前	米国バッテル研究所(BNWL)で Salt Cycle プロセスとして開発され、熱中性子炉の使用済み燃料の処理に適用されたが、プログラムの途中で中止された。
1967-1975	ロシア(RIA R)で、実験室規模の再処理実験を継続する一方、振動充填燃料の製造方法として利用できる見通しが得られた。
1975-1985	振動充填燃料の製造プロセスとして実用化され、遠隔自動のホットセル施設で FB R 実験炉(BOR-60)用のドライバー燃料集合体を 400 体以上製造した。
1985-1994	FB R 原型炉(BN-350)で照射された振動充填燃料(5-7%BU)を用いて再処理試験を実施し、プロセスの原理を確認した。
1995	BOR-60 で照射された高燃焼度燃料(22-24%BU)の再処理試験を実施し、Pu 回収に成功。MA、FP のマスバランスデータも得られた。 <ul style="list-style-type: none"> <li>● U、Pu の回収率は、99.9% 以上</li> <li>● MA の内、Np は U と同様に回収でき、Am は 20% が Pu に同伴</li> </ul>

## 2. (5) 開発課題

---

### ●処理速度の向上

—陽極溶解・同時析出法による処理速度の向上。

### ●電解槽(バイログラファイト製るつぼ)の長寿命化

—塩組成の変更による運転温度の低温化等。

### ●塩廃棄物の処理技術

—FP リン酸塩\* → リン酸ガラス固化  
    塩                  → ホウ酸酸化／ガラス固化 等

(\* U、Pu の回収後、塩中へのリン酸ナトリウム添加で塩中から除去される FP のリン酸塩)

### ●希土類 FP の除染係数向上

—炉心設計上は、除染係数の向上が望ましい。

## 3. 振動充填燃料開発の現状と課題

---

(1) ロシアの開発動向

(2) 振動充填試験

(3) 品質検査技術

(4) 燃料粒子挙動解析

(5) 今後の研究開発課題

## 3. (1) ロシアの開発動向 ・ 振動充填燃料技術(軽水炉)の概要

## ● 燃料粒子の製造

乾式再処理回収物を粉碎、分級して利用

## ● 振動充填技術

周波数 : 300 ~ 2000 Hz (電動式)

加速度 : 最大 100 G

## ● 燃料設計

充填密度 : 9.4 g/cm<sup>3</sup> (8.7%TD) ~ 10.6 g/cm<sup>3</sup> (9.8%TD)

金属U含有率 : 0 wt% ~ 30 wt% (それぞれ上記充填密度に対応)

金属Gd含有率 : 0 ~ 15 wt%

## ● 照射挙動(組織変化、温度特性)

線出力 300 W/cm 以上で組織変化が起こる。

金属Uの添加により燃料熱伝導率向上

(含有率 10 wt% → 30 wt% で、熱伝導率は約 2 倍に上昇)

## ● 破損挙動

破損試験によると、目立った燃料流出はない模様

## 3. (1) ロシアの開発動向 ・ 軽水炉における照射実績

表 ロシア軽水炉振動充填燃料の照射試験実績<sup>3)</sup>

目的	燃料棒 本数	スミア密度 [g/cm <sup>3</sup> ]	線出力 [W/cm]	照射期間 [day]	燃焼度 [MWd/t]	備考
振動充填技術開発	40 25 12	9.4~10.6	—	—	—	長さ 0.2~4 m 金属U 0~30 % Gd 0~15 %
組織変化 熱-機械特性	18	>10.3	>65	250		
出力変動	35	9.8	>56	>535	43000	4300 サイクル
寿命評価						
MIR	24	9.8	>55	>550	32000	試験完了
MIR(ループ)	6	10.2	>40		47500	
MR	12	10.4	>50		35900	
燃料棒破損 UO <sub>2</sub> (UPu)O <sub>2</sub>	11	10.3	>85	>500		初期欠陥、照射中 破損、端栓欠陥

3) A.A.MAYORSHIN et al, "Calculated-experimental justification of using vibropack UO<sub>2</sub> and PuO<sub>2</sub> in PWR", Proceedings of Global'97, p.510

## 3. (2) 振動充填試験・試験内容

## [目的]

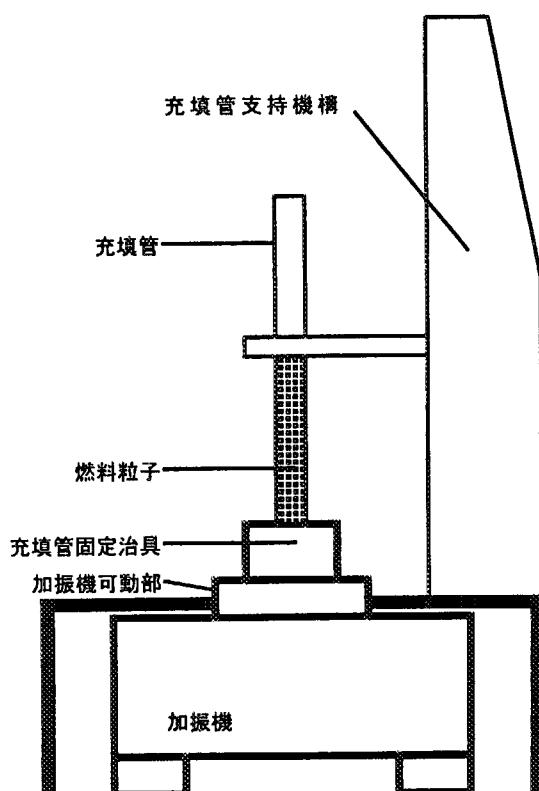
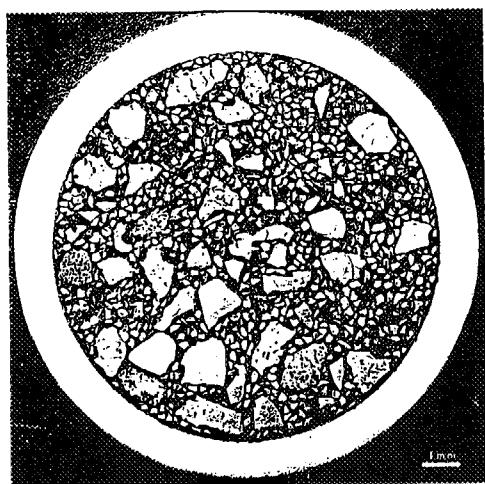
充填密度に対する加振条件(周波数、加速度等)及び粒子条件(粒径形状等)の影響評価

## [試験条件]

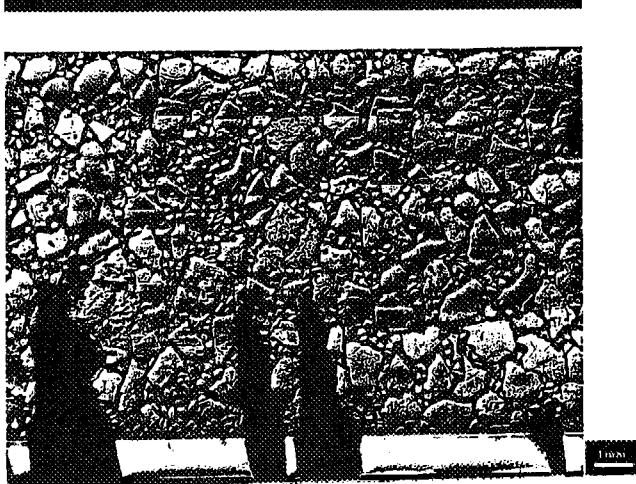
燃料粒子：乾式再処理生成  $\text{UO}_2$   
 $\text{B}_4\text{C}$  (模擬物質)

被覆管：長さ 100~800mm  
 管径 6mm、10mm

加振条件： 加速度 20~45G  
 周波数 一定、掃引  
 加振時間 最大 25 分

3. (2) 振動充填試験・被覆管内の粒子分布状況( $\text{B}_4\text{C}$ )

径方向断面写真



軸方向断面写真

大、中、小、3粒径が均一に混合されることにより高密度に充填

## 3. (2) 振動充填試験・試験結果

## [加振条件]

被覆管の縦方向の共振周波数付近で、周波数を掃引させることにより、短時間での高密度充填が可能。

## [粒子条件]

表 3 粒径混合物の振動充填試験結果

充填密度 [% T D]	
UO <sub>2</sub>	B <sub>4</sub> C
75	83

●粒子の初期の投入状態に差異により、数%程度充填密度は変化。

(大、中、小粒子を均一に分布させた方が充填密度が高い)

● UO<sub>2</sub>には、針状のUO<sub>2</sub>が混入し、(酸化物電解法では、電解条件の差異により粒子形状に差異が生ずる)その針状UO<sub>2</sub>が高密度化を妨げたため充填密度が低下。

⇒ 電解条件と粒子形状の相関を明らかにし、一定の形状のUO<sub>2</sub>を生成することにより、B<sub>4</sub>Cと同様の充填密度は十分に可能。

⇒ 粒子の初期の投入方法の最適化により、さらに数%程度の充填密度向上の見込みあり。

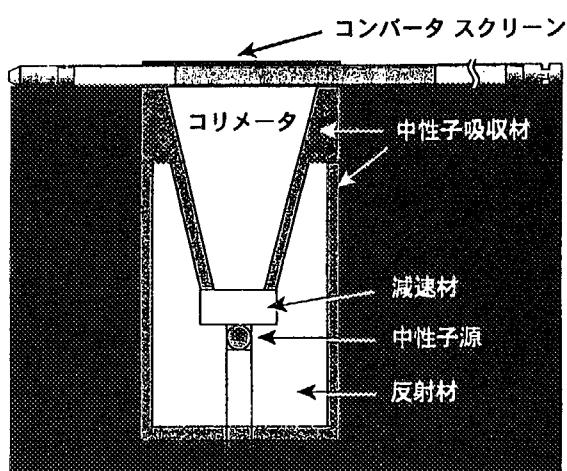
## 3. (3) 品質検査技術・概要

## 中性子ラジオグラフィー法

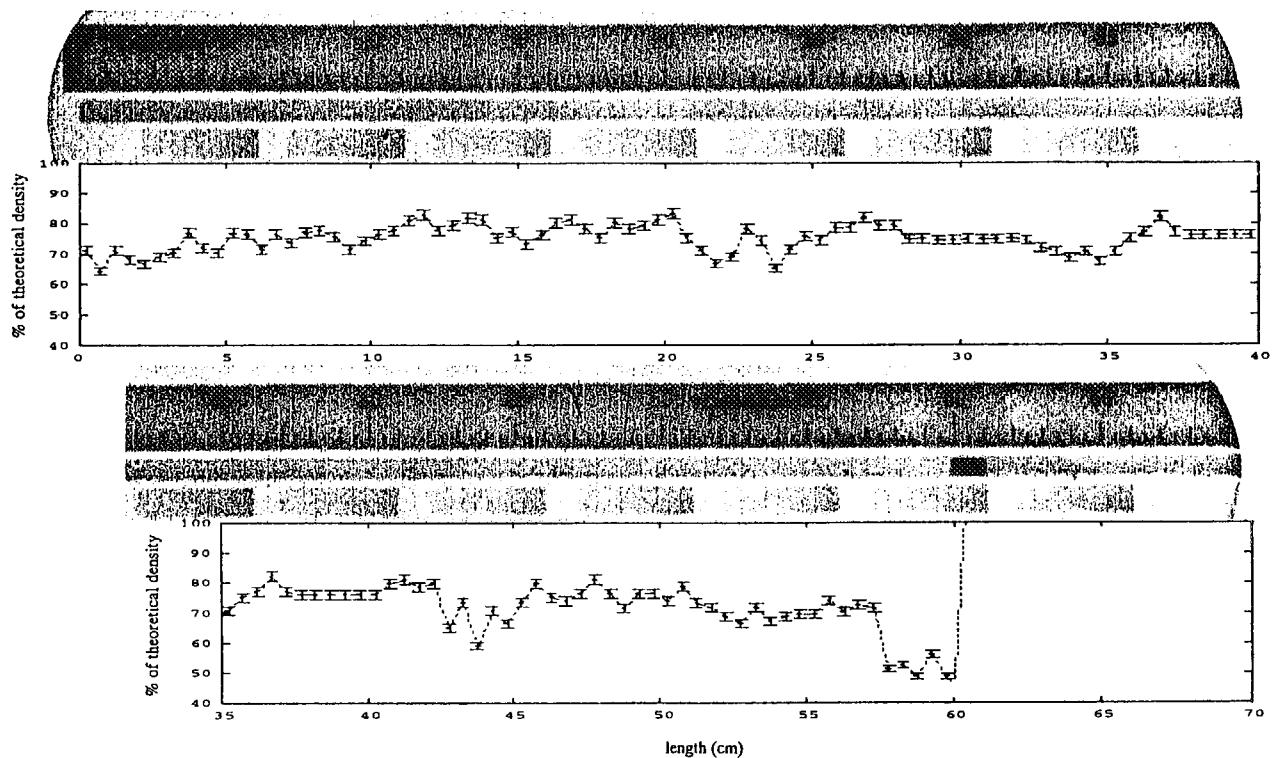
熱中性子線の線束をそろえて被写体の透過画像を得る。

## メリット

- ・原子番号の大きな物質の検査に有効  
(中性子の吸収は原子番号に依存しない)
- ・X, γ線放出量の多い物質の検査に有効  
(使用済燃料等用いる場合)
- ・軸方向と径方向の分布計測に有効



## 3. (3) 品質検査技術・測定例

UO<sub>2</sub>充填状況(加振後)の中性子ラジオグラフィー測定結果

## 3. (4) 燃料粒子挙動解析・解析手法

振動充填過程(被覆管への粒子装荷及び加振)の粒子挙動解析を実施

解析手法→離散要素法(DEM, Discrete Element Method)を利用

&lt;離散要素法&gt;

- 多数の粒子の運動の集積から全体的な挙動を求める方法

⇒ 個々の粒子の挙動はニュートンの運動方程式より求める(近接粒子間の接触力を考慮)。

$$m\ddot{r} = \vec{F}_C + \vec{F}_F + \vec{F}_G$$

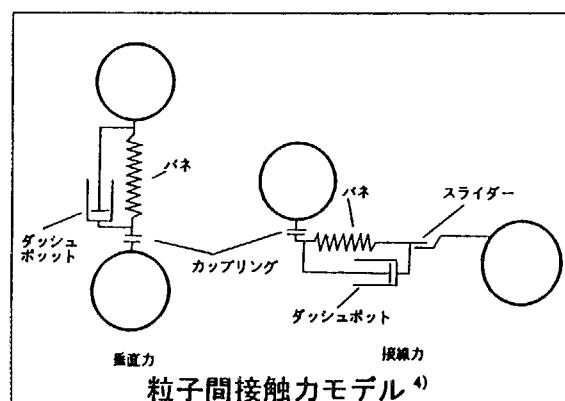
$m$ : 粒子の質量  $\vec{r}$ : 粒子の座標

$\vec{F}_C$ : 接触力  $\vec{F}_F$ : 流体力

$\vec{F}_G$ : 重力 “.” : 時間微分

⇒ 近接粒子間の接触力は、機械要素の概念によりモデル化

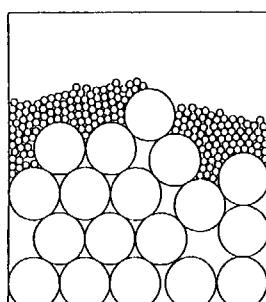
- モデルが単純で経験パラメータが不要であり、応用範囲が広い
- 大きさの異なる粒子の不均一な挙動(偏析等)の解析が可能



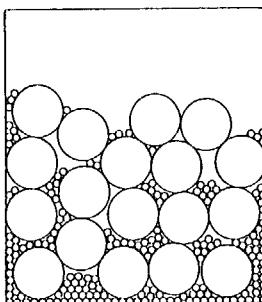
4) 辻 裕一, 第28回粉体技術専門講座「粉体の流動シミュレーション」テキスト(1996)

## 3. (4) 燃料粒子挙動解析・実験との比較による解析手法の妥当性確認

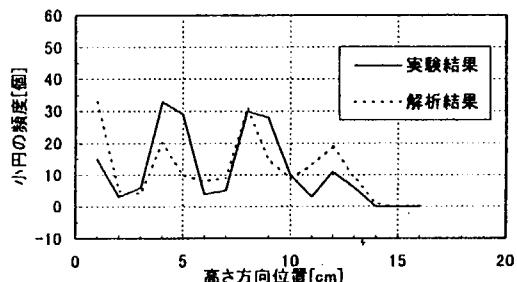
- 大小2種類のコイン形状の模擬粒子と、長方形の透明アクリル製充填容器を用いた振動充填試験を実施
- 加振前後に、小粒子の高さ方向頻度を計測
- 同様の体系での解析を行い、実験結果と比較



加振前粒子分布(解析結果)



加振後粒子分布(解析結果)



小粒子の高さ方向頻度比較(加振 30 秒後相当)

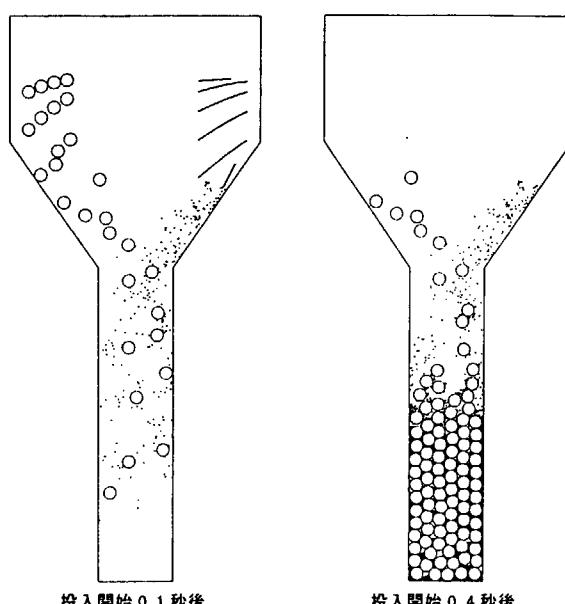
小粒子の高さ方向頻度は、実験と解析の間で比較的よい一致

→同様の解析手法を用いて3次元コードを作成中

## 3. (4) 燃料粒子挙動解析・解析例

- 2種類の粒子の被覆管への同時装填

粒子径： 大→1.0 mm 小→0.1 mm  
被覆管径： 6.0 mm



投入開始 0.1 秒後

投入開始 0.4 秒後

大粒子と小粒子がほぼ被覆管内に均一に分布

## 3. (5) 今後の研究開発課題 (1/2)

## (1) 燃料粒子製造

実使用済燃料の乾式再処理試験等による回収燃料粒子の特性確認

- ・FP除染係数、MA含有量
- ・燃料粒子の基礎物性(粒子形状、粒径、密度、O/M比等)

## (2) Pu富化度、Gd添加量の調整

## ①Pu富化度調整技術の選定・確立

- ・電解・沈殿法( $UO_2$ と $PuO_2$ が別粒子)では、 $UO_2$ と $PuO_2$ を機械的に混合。
- ・電解共析出法(( $U \cdot Pu$ ) $O_2$ 粒子)では、電解槽中のU/Pu濃度を調整。

—電解・沈殿法の場合の $PuO_2$ 粒子の偏り量の把握

## ②Gd添加技術の確立

- ・ロシアでは金属Gd粉末を添加。

## ③Pu富化度、Gd添加量ばらつきの影響評価と制限の明確化(炉心・燃料設計側)

## (3) 振動充填密度

高充填密度到達

- ・粒子製造、被覆管への粒子投入の最適化等で、85%TD程度は十分可能。
- ・ロシアでは金属Uを添加することにより、さらに充填密度を向上(90%以上)。

## 3. (5) 今後の研究開発課題 (2/2)

## (4) 熱的物性、照射挙動

## ①温度特性、焼結・組織変化挙動の把握

- 燃料熱伝導率、燃料・被覆管間熱伝達率の把握
- 焼結・組織変化挙動の把握

## ②FPガス放出率

## ③被覆管との機械的相互作用(FCMI)

## ④照射挙動解析

- 照射データの取得と解析コード開発

## (5) 安全性

## ①燃料破損時の挙動

- 燃料破損挙動評価
- 破損後の燃料粒子の流出挙動把握

#### 4. 軽水冷却高速スペクトル炉心の設計検討（1）炉心構成の考え方

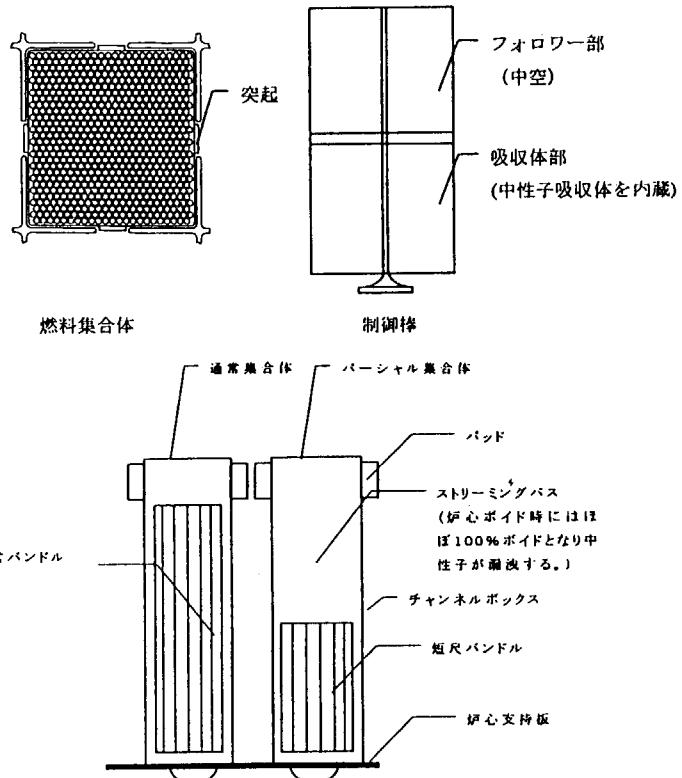
- (1) 大型矩形バンドルを使用し、三角燃料棒配列による稠密格子を採用するとともに、水ギャップ部分にフォロワー付き制御棒を挿入し、これらの効果により中性子エネルギーを高速スペクトルとし、増殖比の増大を図る。
- (2) 一般に中性子スペクトルが硬くなると、ボイド反応度係数が正になる可能性があるが、ボイド増加時に中性子ストリーミングにより漏洩効果を増大するパーシャル燃料集合体（短尺燃料）の採用でボイド反応度係数を負の値とする。
- (3) 制御棒はABWRと同様十字型制御棒とする。

#### 4. (2) 本炉心の基本概念

方策の特徴		130万kWe 炉心概念図
燃料体積比増大と水の排除	ボイド反応度係数低減	
(1) 三角稠密燃料棒配列 (2) 正方大型バンドル (3) フォロワー付き十字型制御棒	(1) パーシャル燃料集合体（中性子漏洩ストリーミング）の利用 (2) 炉心高さの低減	

## 4. (3) 本炉心の特徴

- (1) 燃料ピン配列を三角配列とし、正方バンドル形状の燃料集合体において燃料断面積に対する冷却材流路断面積の比率を約0.5以下とする。
- (2) 燃料集合体配列ピッチを約300mmとする。
- (3) 制御棒吸收体引き抜き部に中空状のフォロワーを配置する。
- (4) チャンネルボックスの外側に冷却材を排除する突起を設ける。
- (5) 被覆管及びチャンネルボックス材料をステンレス鋼とする。
- (6) チャンネルボックス上部に相互に横方向に支持するパッドを設ける。
- (7) 発熱部が他の燃料の発熱部長さより短いバーシャル燃料集合体を配置する。
- (8) 通常集合体には上下に軸プランケットを配置する。バーシャル燃料集合体には下部軸プランケットのみを配置する。



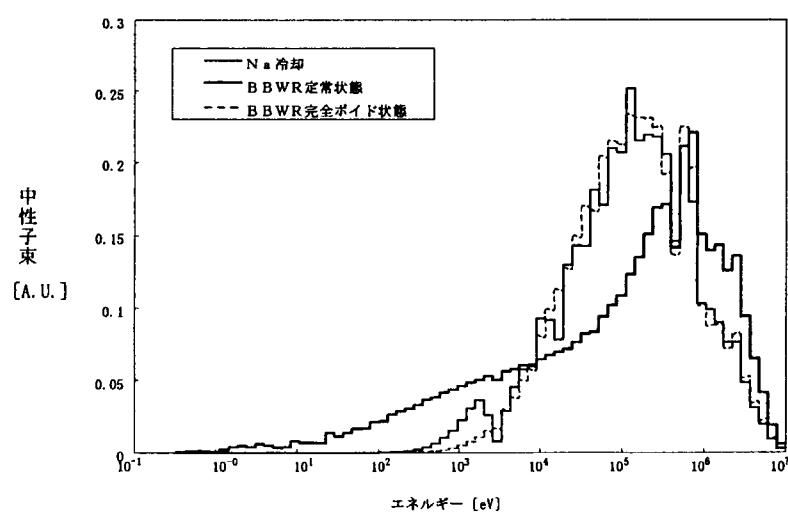
## 4. (4) 本炉心概念の仕様例

項目	単位	本検討炉心	従来ABWR炉心例
炉出力	MW e	1356	1356
炉心外接径	m	約5.4	約5.4
炉心高さ	m	1.6(通常集合体) 0.8(バーシャル燃料集合体)	約3.7
集合体数	体	208 内訳132(通常集合体) 76(バーシャル燃料集合体)	872
燃料棒数	本/集合体	658	62(8×8)
燃料棒格子		三角格子	正方格子(8×8)
燃料棒直径	mm	11.18	12.27
被覆管肉厚	mm	0.3(SUS)	0.86(Zr)
燃料棒クリアランス	mm	1.3	3.99
燃料棒ピッチ	mm	12.48	16.26
制御棒ブレード幅	mm	248.0	248.0
制御棒厚さ	mm	8.0	8.0
C-R-チャンネル間隙	mm	1.0	3.8
チャンネル厚さ	mm	2.0(SUS)	2.5(ZR)
チャンネル内幅	mm	302.6	134.1
バンドルピッチ	mm	316.6	154.9
水対燃料体積比		0.49	2.95
燃料交換パターン		1年4バッチ交換	同左
増殖比(転換比)		約1.03	約0.6
ポイド反応度係数	$10^4 \Delta K/K\% \text{ポイド}$	約-3.2	約-7.0

## 4. (5) 本炉心特性の計算方法

項目	条件
・核断面積ライブラリ	JENDL-3
・基準解析手法	RZ拡散燃焼モデル 均質モデル 拡散係数：等方拡散係数
・エネルギー群数	7群
・原子数密度計算温度	冷却材以外：20°C 冷却材：定格炉心平均
・計算体系寸法計算温度	20°C
・燃焼計算モデル	二次元RZモデル (燃料の分散装荷方式を模擬。 制御棒位置は全数引き抜き位置。)
・P.U富化度設定条件	平衡末期余剰反応度 0.2%ΔK 内側／外側炉心の出力分布平坦

## 4. (6) 中性子スペクトルの比較



本炉心とLMFBR炉心の中性子スペクトル比較

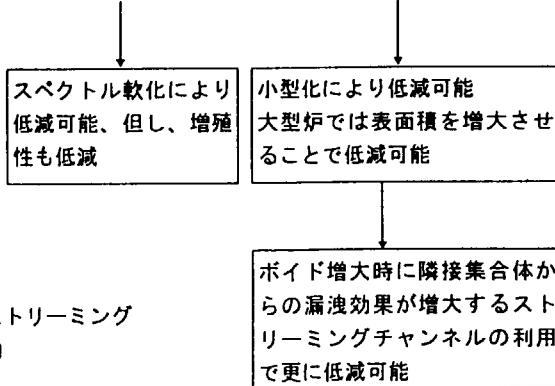
4. (7)  $\eta$  値の比較

項目	BWR例	LMFBR例
Pu239捕獲平均断面積	1.4	0.5
Pu239核分裂平均断面積	3.1	1.9
核分裂当たりの中性子発生数	2.9	2.9
中性子吸收当たりの中性子発生数	2.0	2.3

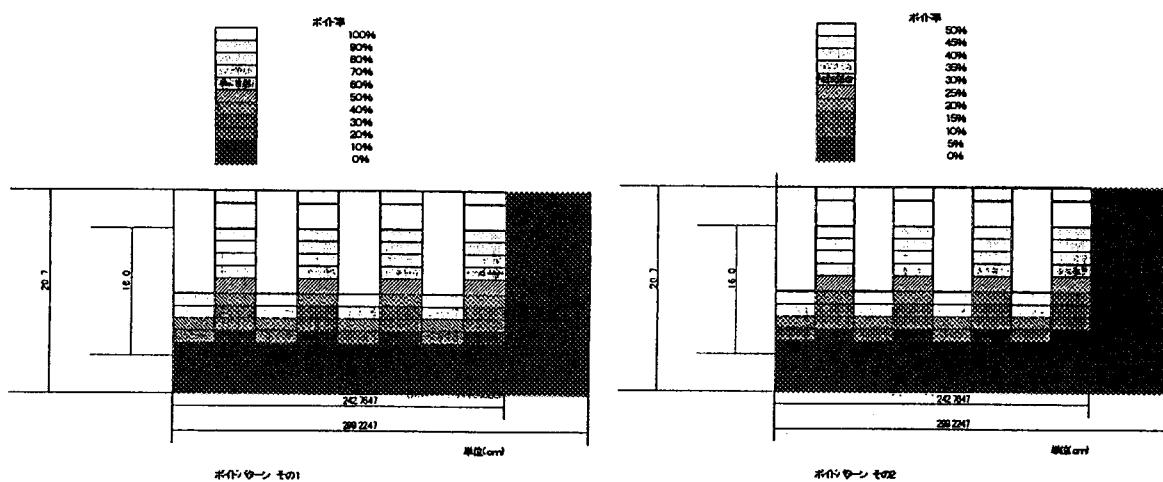
## 4. (8) ボイド反応度の低減検討

大型 LMFBR 均質炉のボイド反応度内訳例

ボイド反応度成分	炉心内部	炉心周囲 15 CM 厚さ部分	合計
スペクトル硬化効果	約 5 \$	約 2 \$	約 7 \$
中性子漏洩効果	~ 0	約 -3 \$	約 -3 \$
合計	約 5 \$	約 -1 \$	約 4 \$



## 4. (9) ボイド反応度評価例

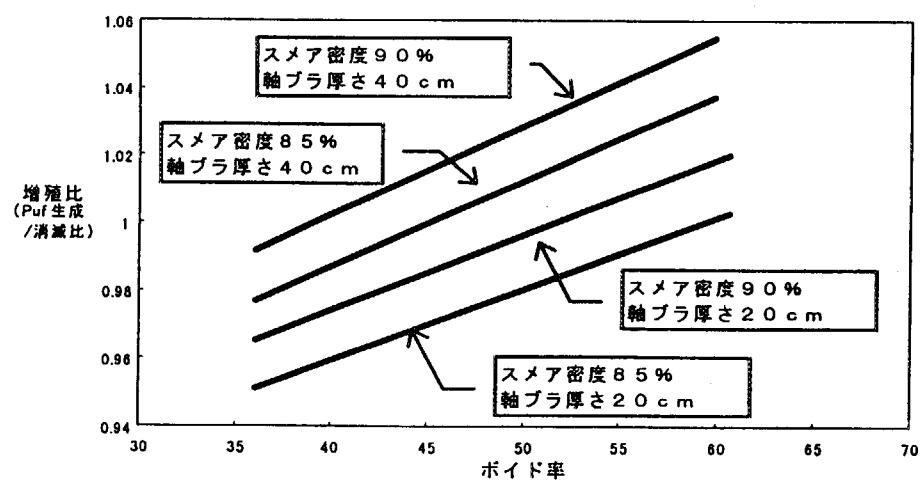


ボイド反応度係数評価結果例

ボイドパターン	平均ボイド率 (%)	実効倍増率	反応度	ボイド反応度係数
パターン1	45	1.0018	-0.0074ΔK/K	$-3.2 \times 10^{-4} \Delta K/K$ /%ボイド
パターン2	22	1.0092	-	-

●パーシャル集合体の活用により、負のボイド反応度係数達成可能の見通し

## 4. (10) 増殖比評価例



炉心仕様と増殖比の関係

●増殖比増大のためには、「スメア密度：大」「軸プランケット厚さ：大」が重要

#### 4. (11) 計算手法の高度化によるボイド係数評価検討－検討条件／モデル－

##### ●MVPコードによるボイド係数の評価検討

- ・計算体系：135万kWe全炉心体系
- ・炉心組成：未燃焼組成  
Pu富化度は2次元RZ燃焼計算により設定、2領域炉心16.6%/19.5%
- ・炉心燃料集合体：均質モデル
- ・パーシャル集合体：非均質モデル（チャンネルボックス／冷却材／空缶）
- ・パラメータ：パーシャル集合体の空缶構造仕様（ダクトー空缶間隙距離）

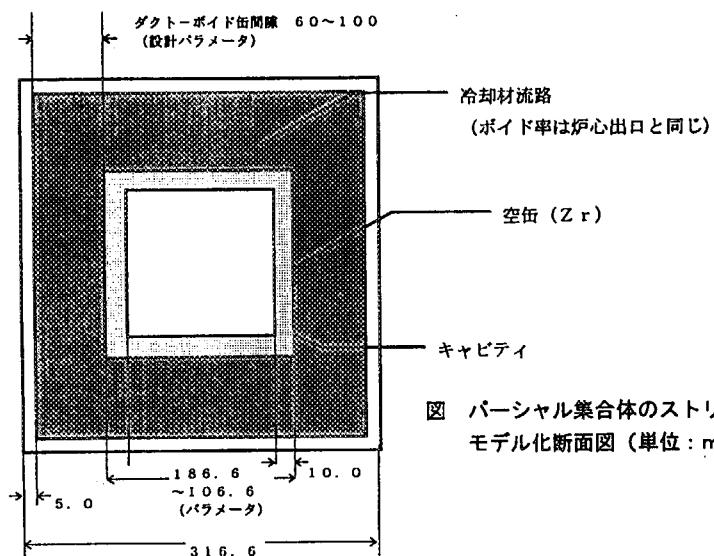
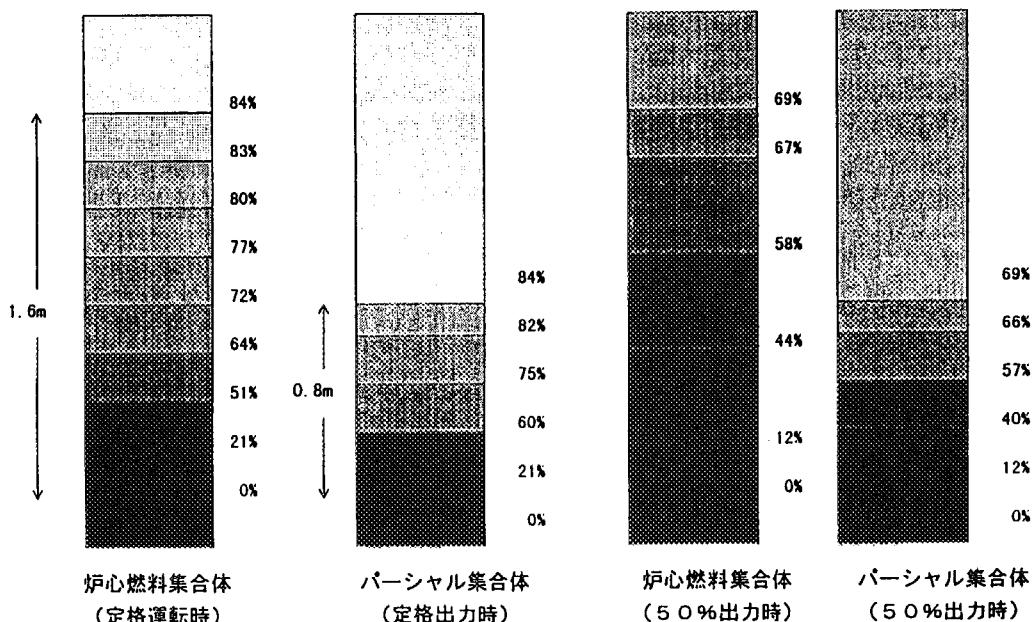


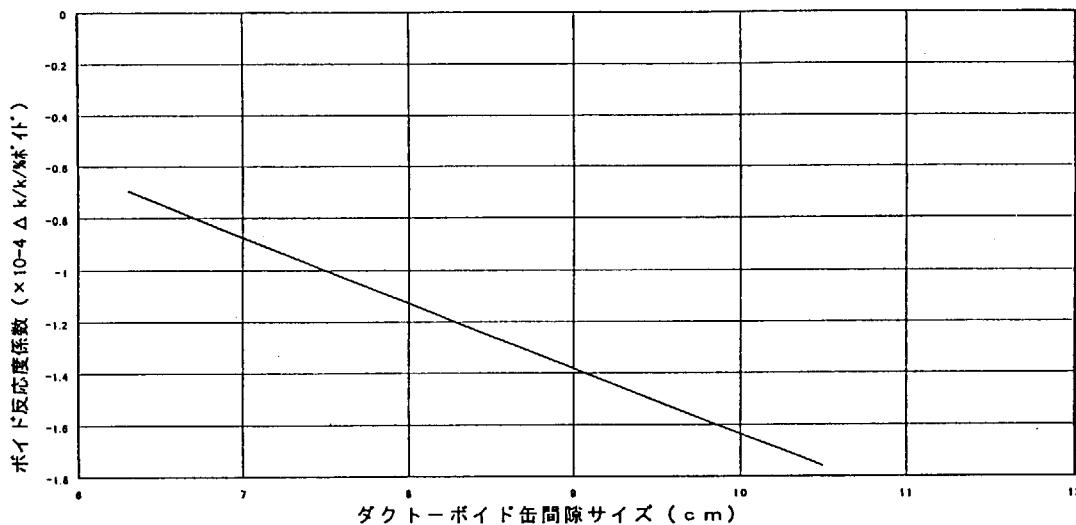
図 パーシャル集合体のストリーミングチャンネル部  
モデル化断面図 (単位: mm)

#### 4. (11) 計算手法の高度化によるボイド係数評価検討－ボイド分布設定－



- A BWR-IIの圧損制限から決る流量条件、およびMCP制限を満足する出力条件から、軸方向ボイド率分布を設定。

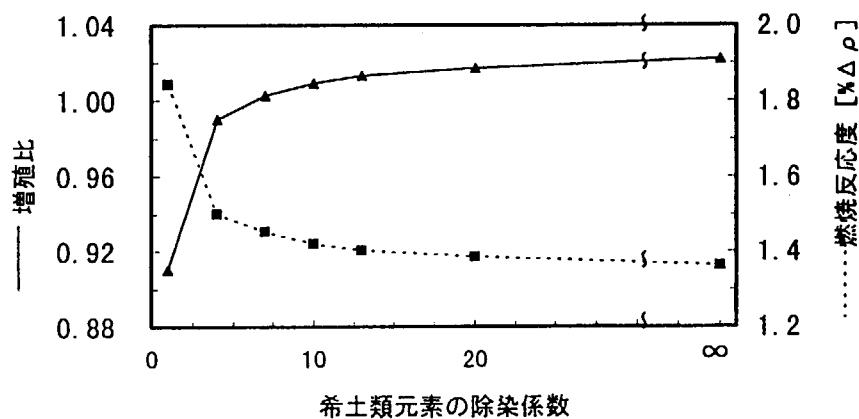
## 4. (11) 計算手法の高度化によるボイド係数評価検討－評価結果－



- MVPコードによる解析評価においても、負のボイド係数が確保できる見通しを得た。
- ボイド係数に対して、パーシャル集合体構造は重要な設計パラメータである。

## 4. (12) 希土類元素 (RE) 混入の影響の概略検討

- 評価手法：2次元RZモデル7群拡散燃焼計算
- BWR使用済み燃料初期組成： $U/Pu/RE = 94.2/1.0/1.3\%$
- $U$ 、 $Pu$ 量は富化度調整による。REの炉心燃料への混入量は、除染係数（DF）をパラメータとして $Pu$ に随伴させた。



- $DF$ が1.0程度以上では、REの炉心燃料への混入が炉心特性（燃焼反応度、増殖比）に及ぼす影響は小さい見通しを得た。

4. 軽水冷却高速スペクトル炉心の設計検討 (13) まとめ

---

- ・パーシャル燃料集合体の採用により負ポイド、増殖炉心が従来軽水炉サイズで達成できる見通しが得られた。
- ・増殖比の増加のためには、ポイド率、軸ブランケット厚さ、燃料スマア密度の増加が重要である。
- ・今後、更に検討を継続し、評価精度の向上と炉心仕様の最適化を図る必要がある。また、マイナアクチニドや希土類元素が炉心特性に及ぼす影響を把握し、設計に反映していく必要がある。

5. まとめ ・B A R S 成立性の見通しと課題

---

## 1. 乾式再処理

- 理論密度に近い高密度粒子の製造が可能。
  - ⇒ R E の除染係数の向上。
  - ⇒ 電解条件と粒子基礎物性(形状、粒径、密度等)との相関把握。

## 2. 振動充填燃料

- 理論密度に近い高密度粒子を用いることにより、スマア密度 8.5%TD 程度は十分実現可能。
  - ⇒ 一定形状の粒子を得るために電解条件最適化(乾式再処理)。
  - ⇒ 被覆管への粒子投入方法の最適化。

## 3. 軽水冷却高速スペクトル炉心

- 負ポイド、増殖炉心が従来軽水炉サイズ相当で達成可能。
  - ⇒ 評価手法の精度向上と炉心仕様の最適化。
  - ⇒ MA や RE の影響把握。

付録－7

OHP集

低減速スペクトルMOX炉心研究(2)  
加圧水型増殖炉について

柄原 洋、駒野 康男

## 増殖型 PWR の概念について

平成10年3月5日

三菱重工業株式会社

### はじめに

PWR炉心の高度化の一環として転換比向上を検討した結果、  
以下のようにPWRで増殖炉が達成できる見通しを得た。

→ 軽水冷却材使用で約0.5mm間隔<sup>\*</sup>の六角格子燃料集合体で

増殖比が約1.0程度

→ 重水冷却材使用で約1mm間隔<sup>\*</sup>の六角格子燃料集合体で

増殖比が約1.1程度

(\*)現状約3.1mm



## 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年以降
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)

三菱重工業株式会社



## 改良型 PWR の主要パラメータ

- ① 膨張の狙い  
 ・大容量化(立地の効率化、経済性の向上)  
 ・高効率化  
 ・炉心の運用多様化能力の向上
- ② 対応  
 ・17×17 燃料集合体277体の大容量低出力密閉炉心  
 ・大容量、高性能蒸気発生器(70F-1)  
 ・100A型1次給材ポンプ  
 ・高効率タービン(TC6F52)

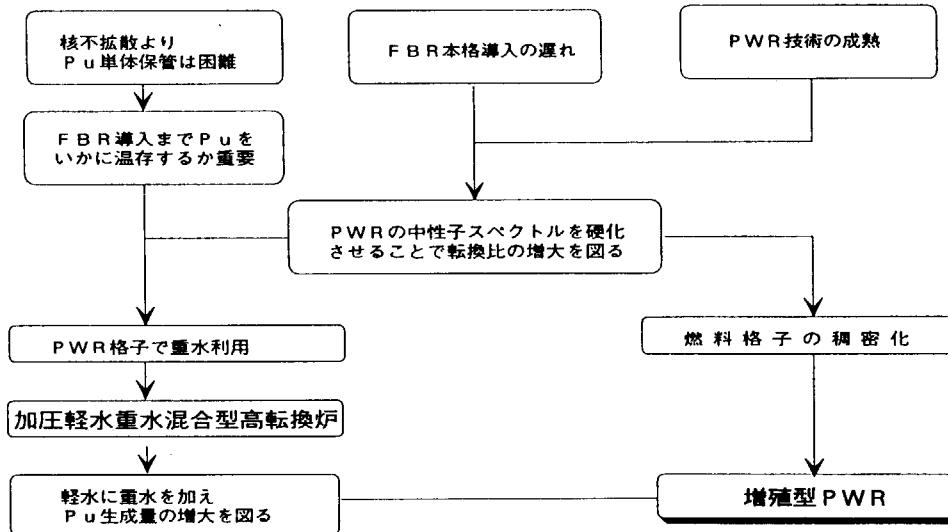
主要パラメータの比較

項目	改良型 PWR	最新 4 ループ
炉心熱出力	約 4,100MWt	3,411MWt
電気出力	約 1,420MWe	1,180MWe
燃料集合体型式	改良型 17×17	17×17
燃料集合体数	257 体	193 体
炉心等価直徑	約 3.9m	約 3.4m
ウラン装荷量	約 118ton	約 89ton
中性子反射体	有り	無し
S G 型式	70F-1	52F
S G 伝熱面積	6,500m <sup>2</sup>	4,870m <sup>2</sup>
RCP 型式	100A	93A1
タービン型式	TC6F52	TC6F44

三菱重工業株式会社



## 増殖型PWRについて



三菱重工業株式会社



## 目 次

1. 目的
2. 目標
3. 増殖型PWRの成立性
  - 3-1. 炉心核設計
  - 3-2. 燃料集合体設計
  - 3-3. 炉心熱水力設計
  - 3-4. 安全評価
  - 3-5. 炉心構造設計
  - 3-6. プラント設備
4. 開発上の課題
5. まとめ

三菱重工業株式会社



## 1. 目 的

PWR技術の延長上に増殖型PWRを構築する。

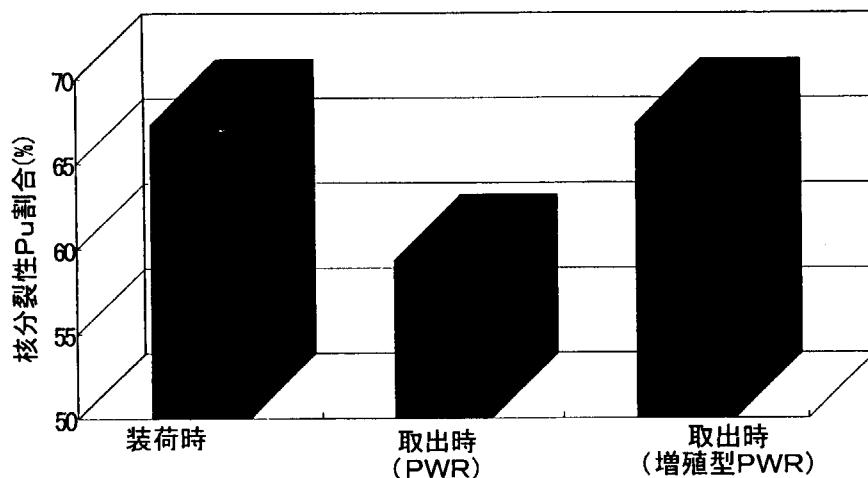
→マルチリサイクルPuの有効利用

→天然資源の節約

→Puサーマル利用との組合せ

三菱重工業株式会社 

## Pu組成の変化



三菱重工業株式会社 

## 2. 目 標

下記の増殖型PWRを目標とする。

- 転換比は、約1.1程度を目標とする。
- 冷却材ボイド係数は運転中、負を達成する。
- 100万kWe以上の電気出力を目標とする。
- 低開発コストおよび低建設コストを目標にする。

三菱重工業株式会社 

## 資源利用について

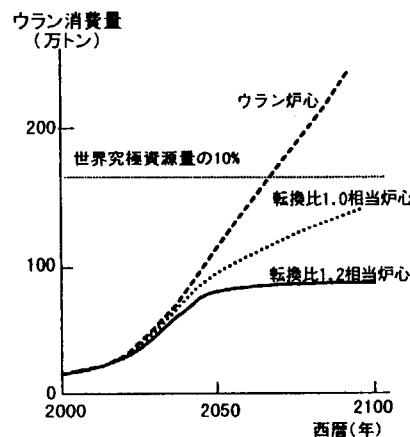
長期ウラン消費量とプルトニウム利用の関連

原子力発電量が想定通り増加する場合

ウラン炉心の場合	: 消費量は直線的に増加する。
転換比1.0相当炉心の場合	: 発電量増加分のみウラン消費量増大
転換比1.2相当炉心の場合	: ウラン資源消費量なしに対応可能



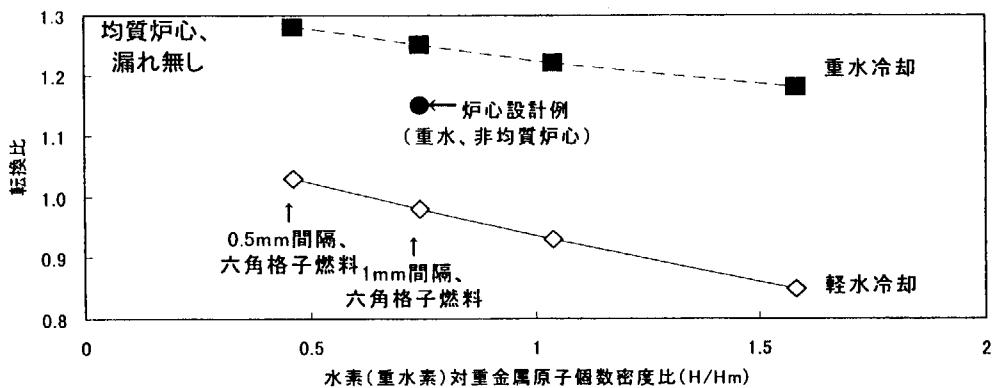
- ・転換比1.0相当の高転換炉によりウラン資源に対する要求が大幅に緩和される。
- ・転換比1.2相当の増殖炉は原子力発電拡大時もウラン資源使用量が増加しない。



三菱重工業株式会社



## 燃料稠密化と転換比の関係



転換比は減速材対燃料体積比の変更及び軽水／重水割合変更により柔軟に変更可能。

- ・正方格子: 稠密化及びプランケット燃料の設置
- ・正方→六角
- ・軽水→重水

転換比: 約0.9~1.0  
転換比: 1.0以上可能  
転換比: 1.1~1.2

三菱重工業株式会社



## 3. 増殖型 PWR の成立性

下記の項目について検討中。

炉心核設計 → 転換比、炉心反応度、ボイド係数など

燃料集合体設計 → 稠密六角格子燃料の製作性、燃料健全性など

炉心熱水力設計 → 熱的余裕、炉内圧損など

安全評価 → 事故時の安全性確認(Non-LOCA, LOCA)

炉心構造設計 → 稠密六角格子燃料の炉心構造検討

プラント設備 → 重水系統設備など

三菱重工業株式会社



### 3.1 炉心核設計(1/2)

#### 転換比

→転換比は炉心寿命平均で約1.1が達成できる。

→燃料とブランケット(減損U)を組み合せた非均質炉心

#### 炉心反応度

→燃焼による反応度減少は、サイクル当たり約3%△ρである。

→Pu<sup>f</sup>富化度は約12wt%が必要である。

→通常時の反応度制御は、濃縮B<sup>10</sup>B<sub>4</sub>C制御棒で対応できる。

→炉停止時および事故時の反応度制御に濃縮B<sup>10</sup>ケミカルシムを使用する。

三菱重工業株式会社 

### 3.1 炉心核設計(2/2)

#### ボイド係数

完全ボイド発生による負の反応度効果(ボイド係数)は下記の設計にて対応

→燃料とブランケット(減損U)を組み合せた非均質炉心

→出力分布を炉心周辺に歪ませた中性子漏洩重視設計

→反射体部分への中性子吸収材の配置

→固定形の水素含有減速材(ZrH<sub>2</sub>など)の配置

上記の対策を有機的に組み合せることにより運転中の冷却材ボイド係数を負に維持することができる。

三菱重工業株式会社 

## 3.2 燃料集合体設計(1/2)

(a) 稠密六角格子燃料集合体の製作性について以下を検討

→スペーサーグリッドによる支持方式により燃料棒間隔約1mmの燃料集合体を試作

→スパイラルフィン付燃料棒により燃料棒間隔約0.5mmの燃料集合体を試作

三菱重工業株式会社



## 3.2 燃料集合体設計(2/2)

(b) 燃料の健全性については下記を検討

- 高速炉では中性子吸収効果が問題にならないので被覆管にはSUS管を使用
- 通常時の健全性はPWR燃料設計手法で確認
- 照射後の健全性は、今後照射試験が必要
- 流動による健全性は、今後流動試験が必要
- 将来は超高燃焼度燃料をねらう

三菱重工業株式会社



### 3.3 炉心熱水力設計

(a)熱的余裕の推定

→高転換炉での稠密格子燃料のDNB試験結果から推定

→稠密格子燃料でのDNB相関式KfKで熱的余裕を推定

現在のPWR並の熱的余裕を確保する設計が成立する見通しである。  
今後、DNB試験を実施して稠密六角格子燃料での熱的余裕を確  
認する。

(b)炉内圧損増加の推定

→圧損増加を設計により推定：炉心構造物、1次系ポンプ仕様  
への影響を検討中

→今後、流動試験で圧損増加などを確認する。

三菱重工業株式会社 

### 3.4 安全評価

増殖型PWRの事故時安全評価を概略評価  
(LOCA及びNon-LOCA)

→炉心パラメータ(各種反応度係数など)変更による影響評価

→稠密六角格子燃料による影響評価

→厳しくなる評価事象に対して設備対応にて対応可能

今後、LOCA時を模擬した各種試験の実施が必要

三菱重工業株式会社 

### 3.5 爐心構造設計

#### 稠密六角格子燃料集合体の炉心構造について検討

- APWR用大型圧力容器の使用
- 太径制御棒六角格子燃料集合体用炉心構造の設計

今後、炉心構造物確証のため各流動試験が必要

三菱重工業株式会社 

### 3.6 プラント設備

#### 下記以外は基本的にAPWRプラントとほぼ同じ

- 重水系統設備が追加設備となる。  
(重水濃度調整設備、重水精製設備など)

- 1次冷却材ポンプの高揚程化

三菱重工業株式会社 

## 4. 開発上の課題

- |        |                        |
|--------|------------------------|
| 核設計    | →臨界実験による転換比、ボイド係数などの検証 |
| 熱設計    | →DNB試験による熱的余裕の検証など     |
| 燃料設計   | →製造性確認後、各種流動試験、照射試験など  |
| 安全評価   | →LOCA時の熱除去試験など         |
| 炉心構造設計 | →各種流動試験、制御棒挿入試験など      |

三菱重工業株式会社 

## 5. まとめ

従来のPWRプラントのハードウェアをベースとして重水冷却材を導入して、以下の特徴をもつ増殖型PWRを構築できる見通しを得た。

- 燃料棒間隔約1mm程度の稠密六角格子燃料集合体
- 燃料とブランケットを組み合せた非均質炉心
- 現行PWRと同程度の最高線出力を維持した炉心燃料
- 現行並みのMOX燃料仕様

三菱重工業株式会社 

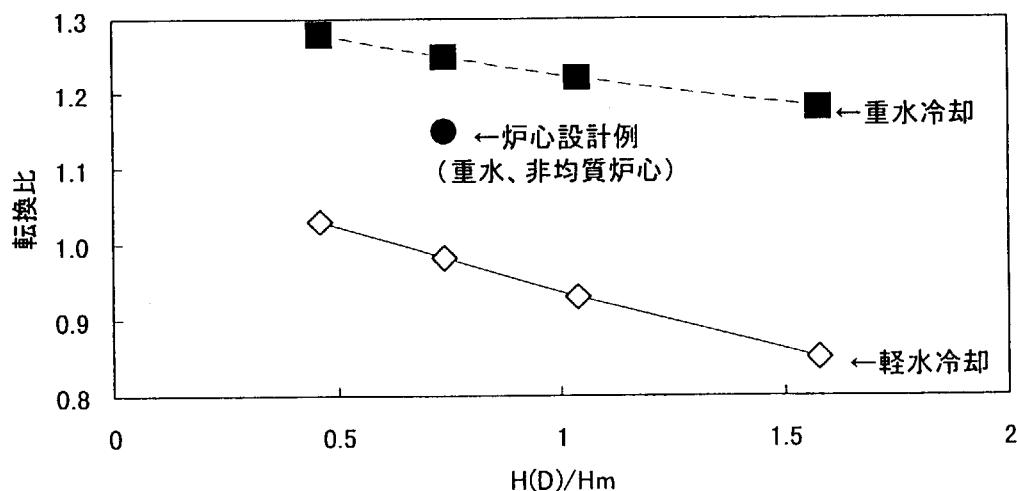
## 増殖型 PWR の炉心設計例

平成10年3月5日

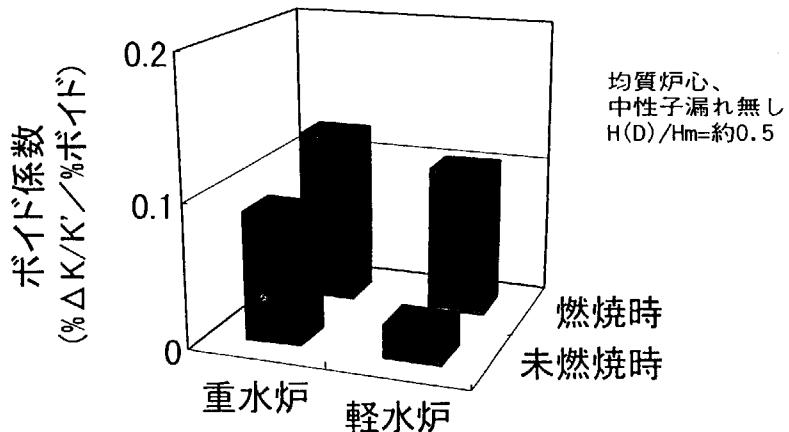
三菱重工業株式会社

### 転換比

均質炉心  
中性子漏れ無し

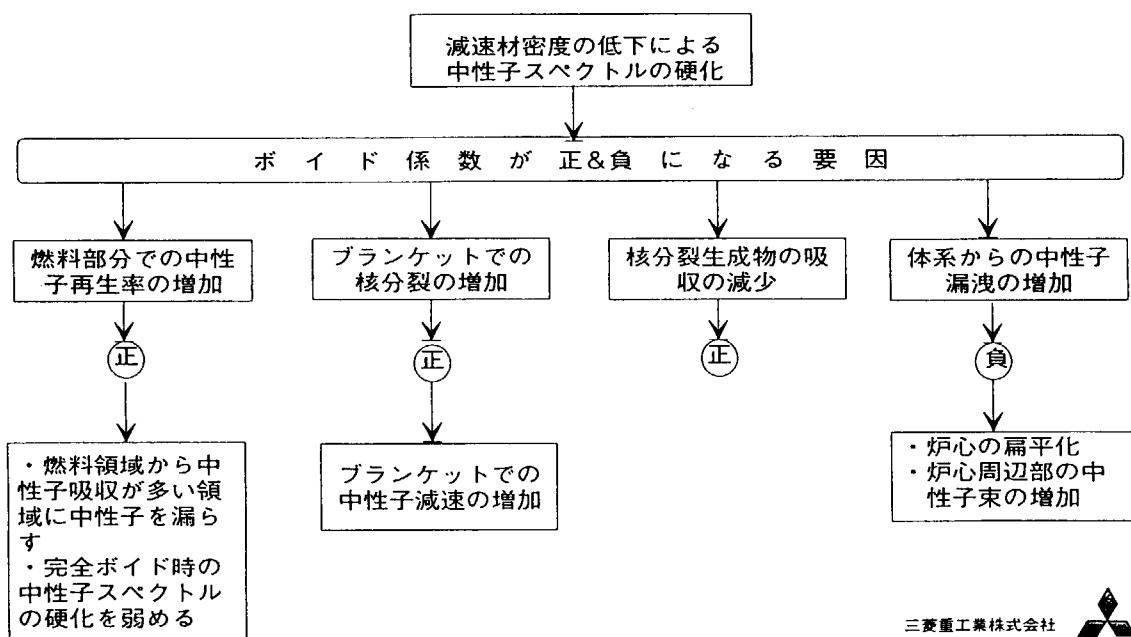


## ボイド係数



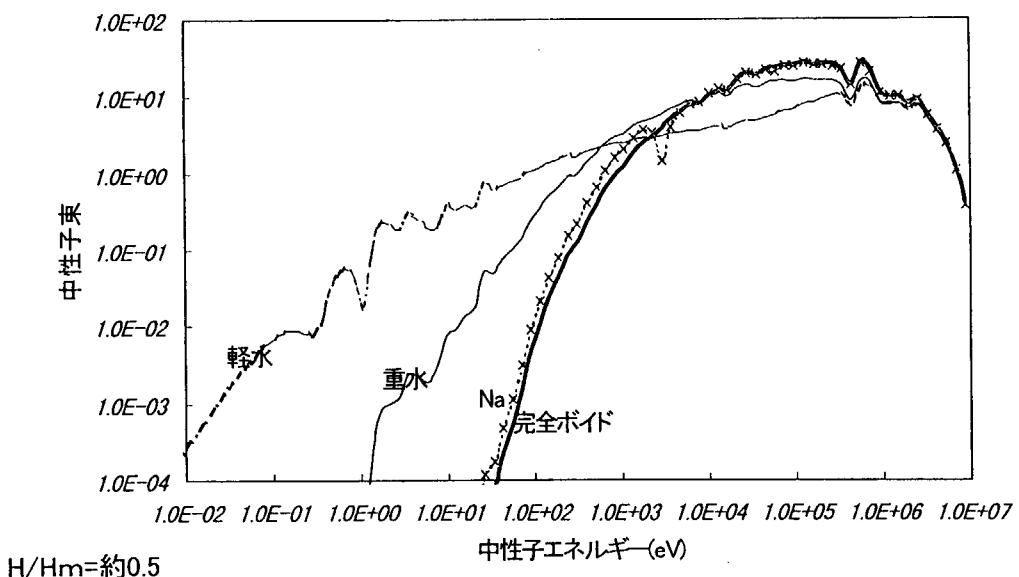
三菱重工業株式会社

## ボイド係数への対策



三菱重工業株式会社

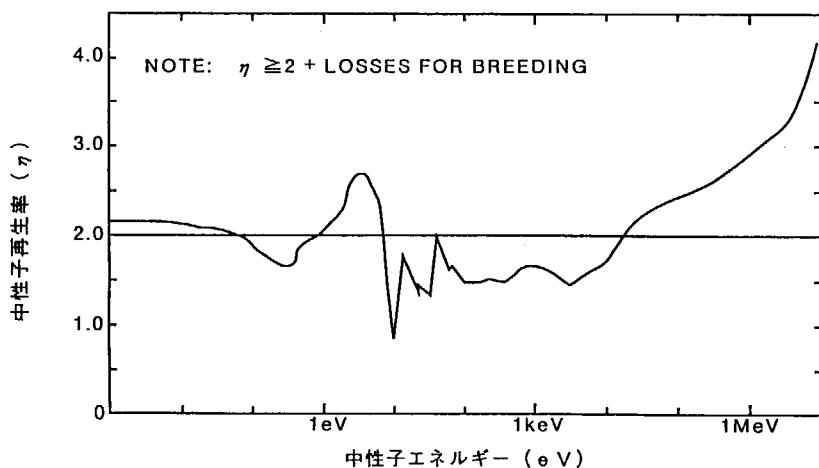
## 中性子スペクトル



三菱重工業株式会社



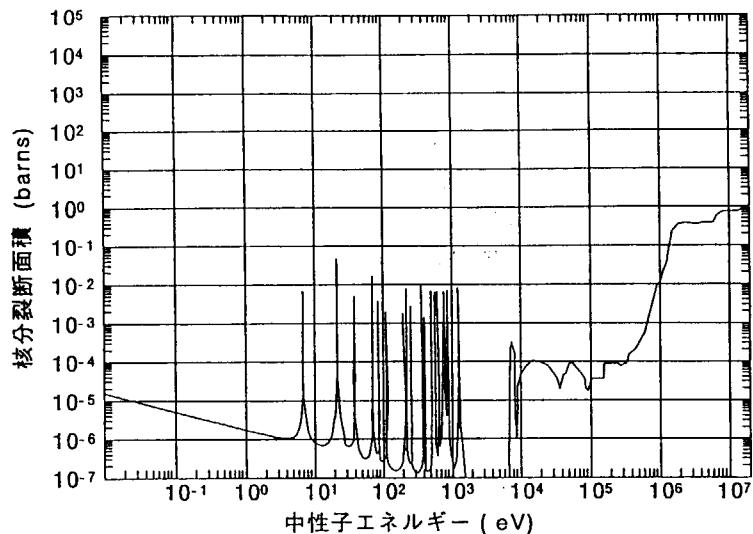
## Pu-239の中性子再生率



三菱重工業株式会社



## U-238の核分裂断面積



三菱重工業株式会社 

## 炉心の構成例

- ・Pu富化度 : 12wt%
- ・ブランケット : 0.2wt%劣化ウラン
- ・燃料棒間隔 : 1mm (六角)
- ・転換比 : 1.10~1.15
- ・H(D)/Hm : 0.8
- ・ボイド係数 : 負
- ・炉心有効長 : 3.7m
- ・炉心等価直径 : 4.4m
- ・最大線出力 : 41KW/m

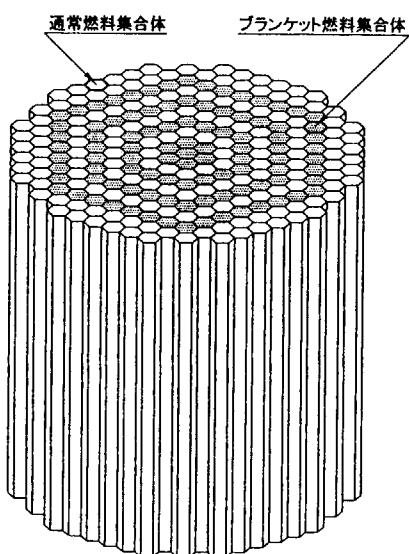
三菱重工業株式会社 

## ボイド係数対策

- ・横方向多層ブランケットを設置した非均質炉心
- ・燃料&ブランケット位置の最適化による中性子漏洩重視設計
- ・ブランケット内ジルコニウムハイドライド ( $ZrH_2$ ) の設置
- ・ブランケット部分の太径化による減速材量調整設計

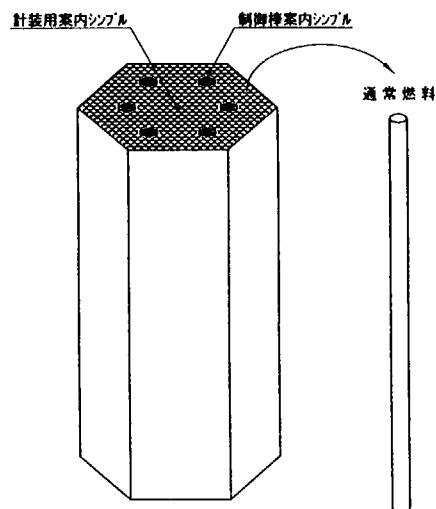
三菱重工業株式会社 

## 炉心の構成



三菱重工業株式会社 

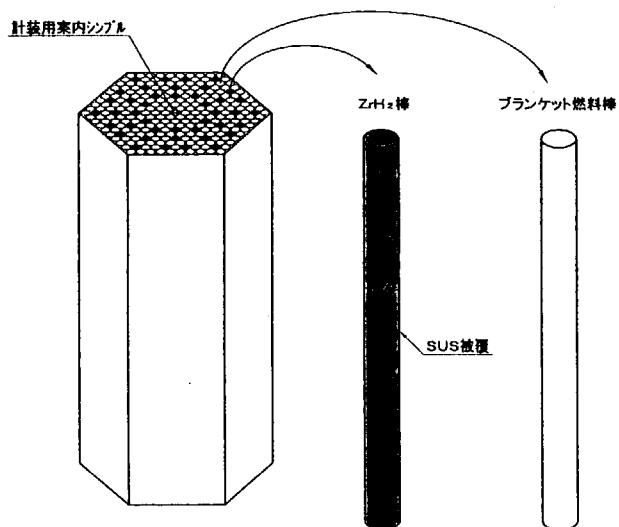
## 燃料集合体の構成



三菱重工業株式会社



## ブランケット集合体の構成



三菱重工業株式会社



## 稠密格子の熱除去 (限界熱流束への影響)

PWRでの限界熱流束の減少

発熱壁面でのボイドの蓄積



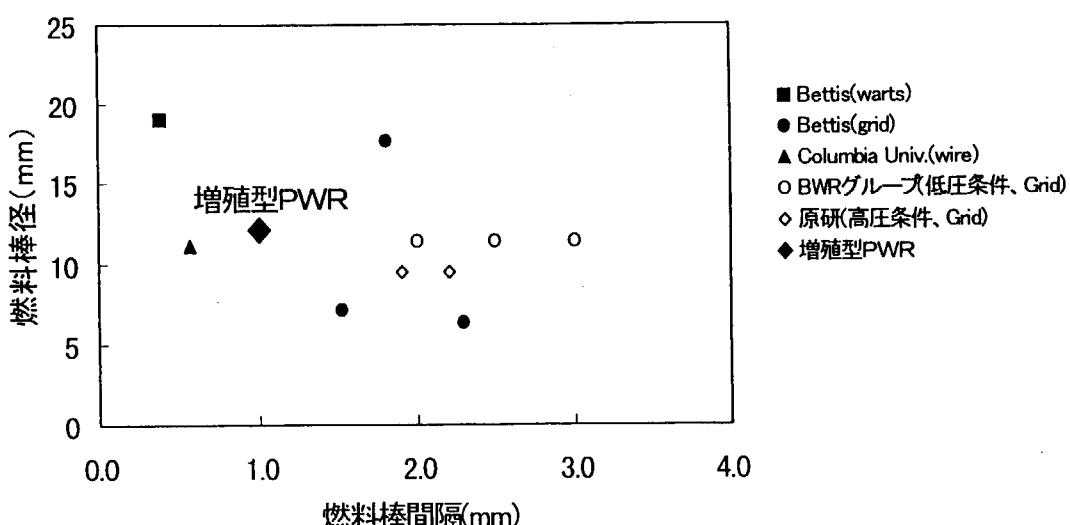
### 稠密化の影響

- ・流路平均流束の増大による熱伝達性能の向上 (○)
- ・流路周方向不均一性の拡大によるギャップ部での熱伝達性能の低下と  
ボイドの蓄積 (×)
- ・グリッドの混合効果の減少 (×)

三菱重工業株式会社



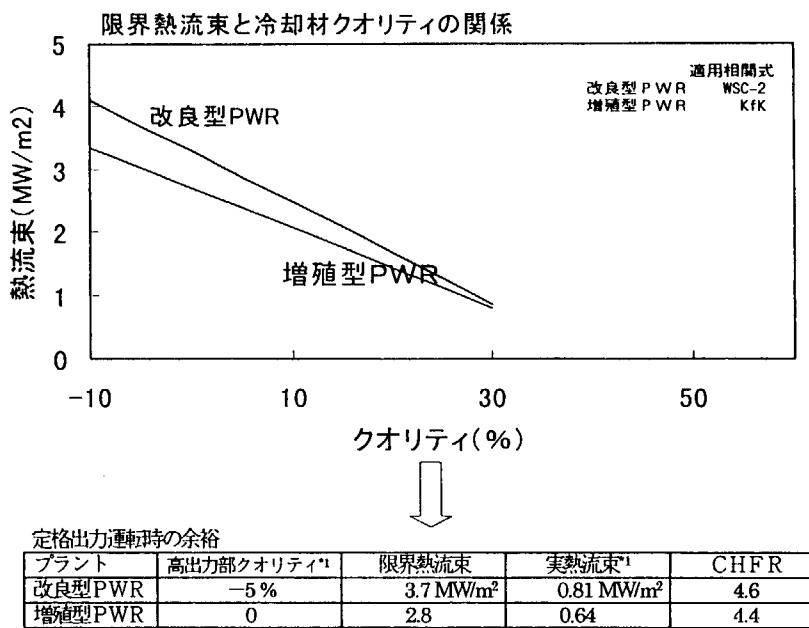
## 限界熱流束の試験データ



三菱重工業株式会社



## 限界熱流束の比較



三菱重工業株式会社



## まとめ

増殖型PWRの炉心設計、燃料設計及び炉心熱水力設計を実施して炉心の成立性を確認した。

- ・増殖比 : 約1.10～1.15を達成
- ・ボイド係数: 運転中負
- ・燃料集合体: 稠密六角格子燃料集合体の製作性の確認
- ・熱水力設計: 熱的余裕の確認

三菱重工業株式会社



付録一 8

OHP集

原研における研究現状と将来計画  
低減速スペクトル炉心の設計研究

落合 政昭

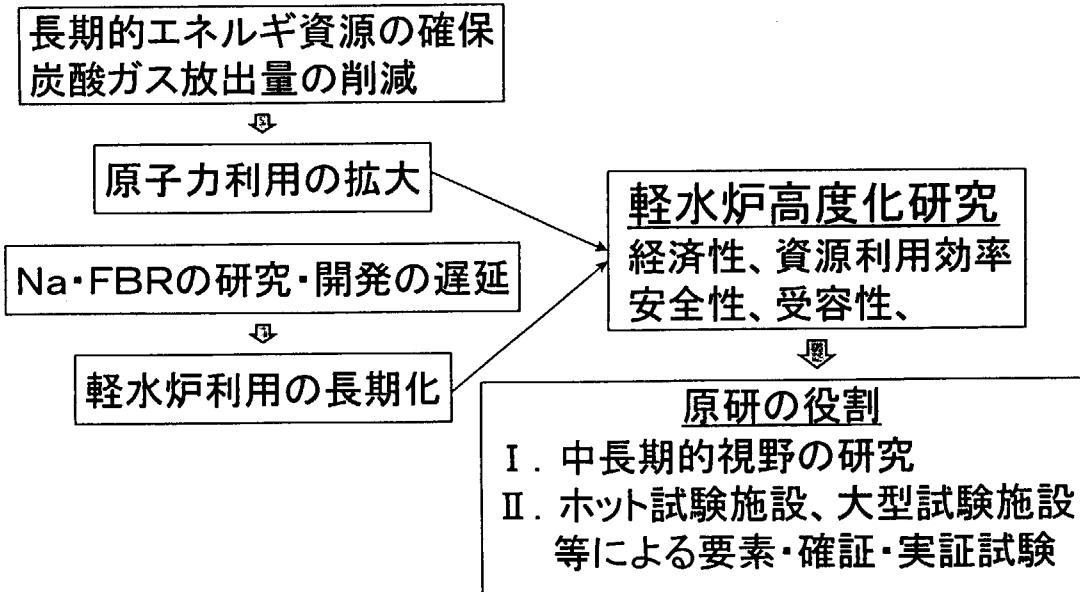
## 原研における研究の現状と将来計画

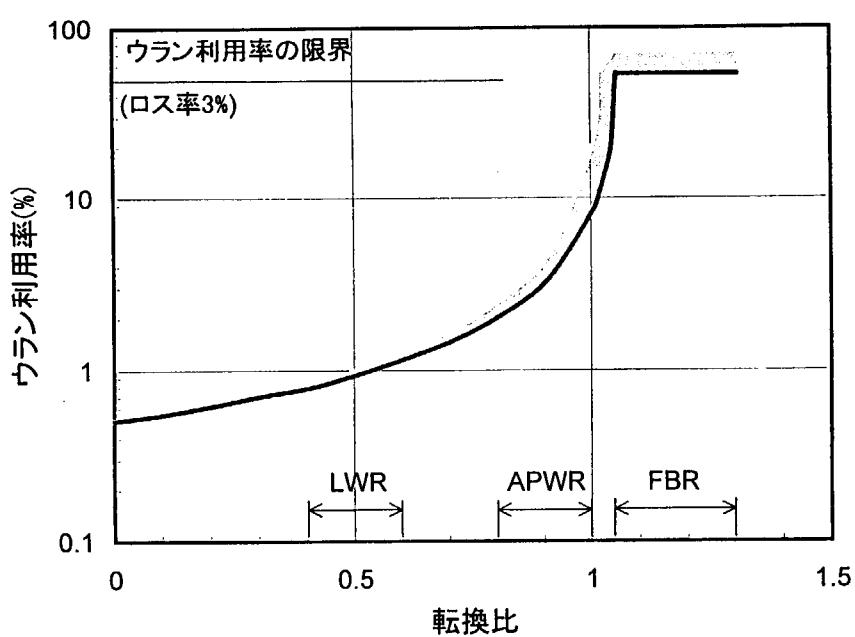
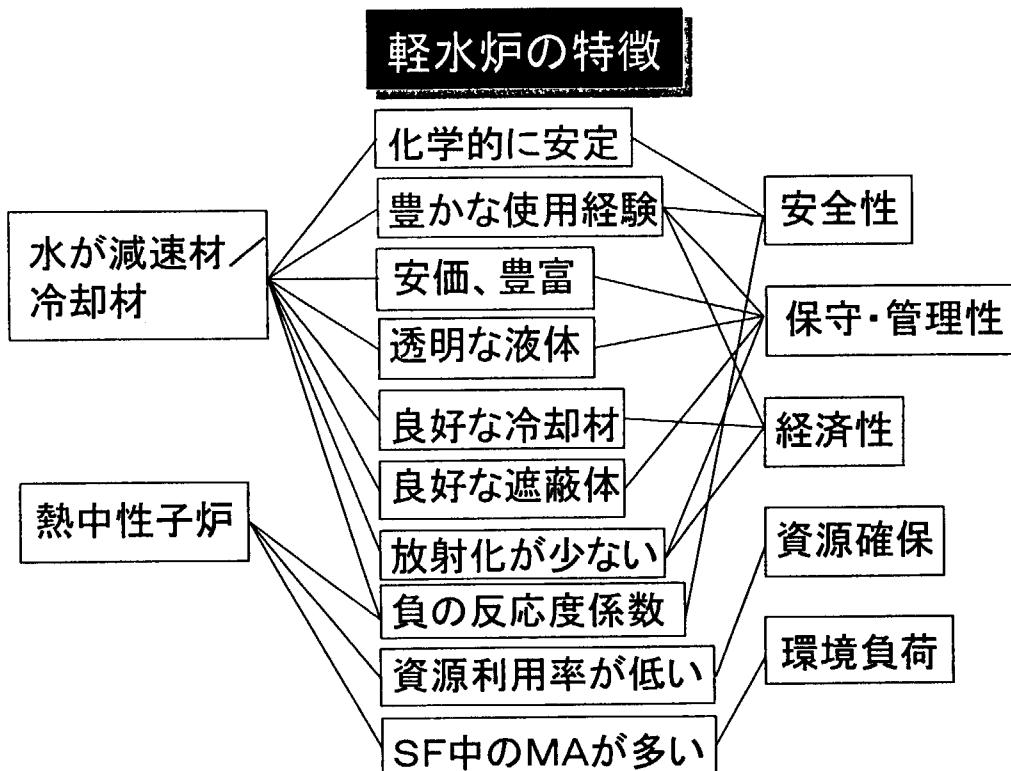
# 低減速スペクトル炉心の設計研究

平成10年3月5日

日本原子力研究所 原子炉工学部  
受動的安全炉研究室 落合 政昭

### 研究の背景と原研の役割





転換比に対する燃料再処理プロセスにおける天然ウランの利用率

## 設計目標

転換比：1.0以上

ボイド係数：負

60GWD/Tの高燃焼度化

## 計算手法

軽水型高転換炉心の設計研究 → SRACコード

SRACコードの精度検証 → MVPコード

SRAC : Standard Reactor Analysis Code System

MVP : Monte Carlo Vector Processor

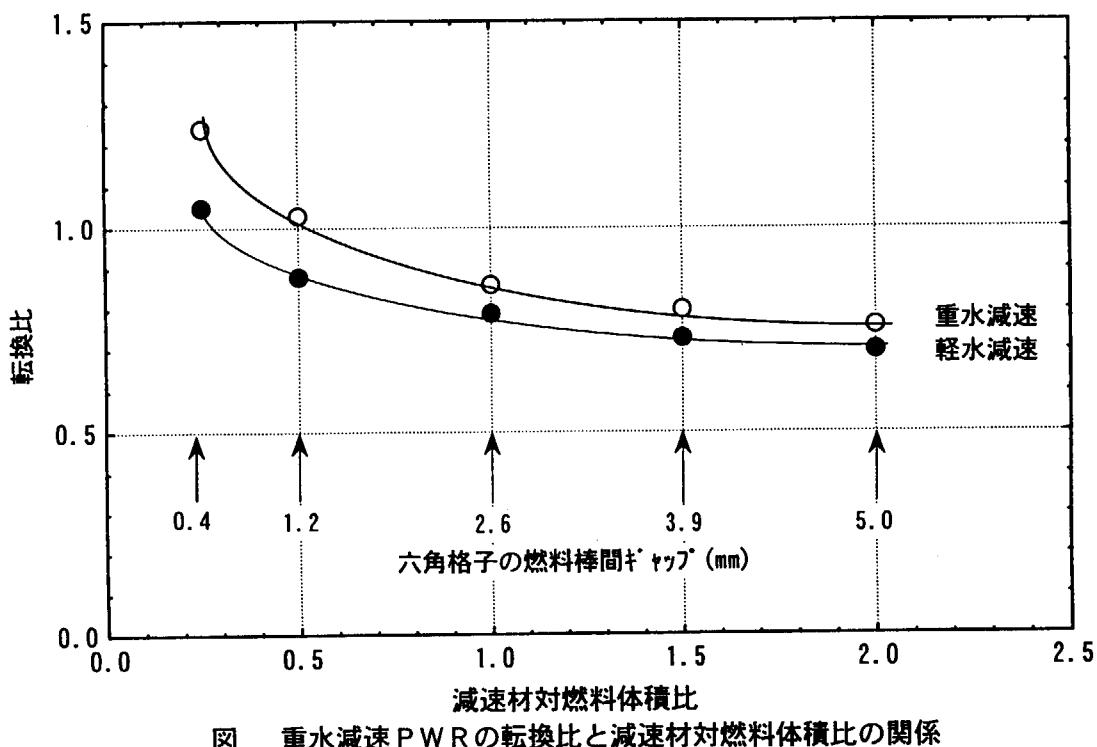
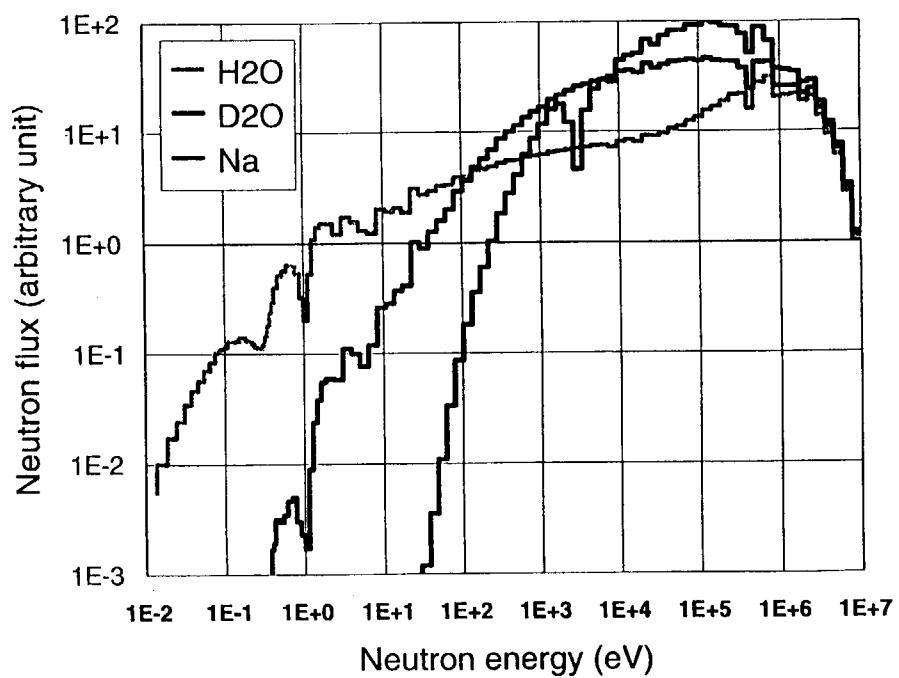
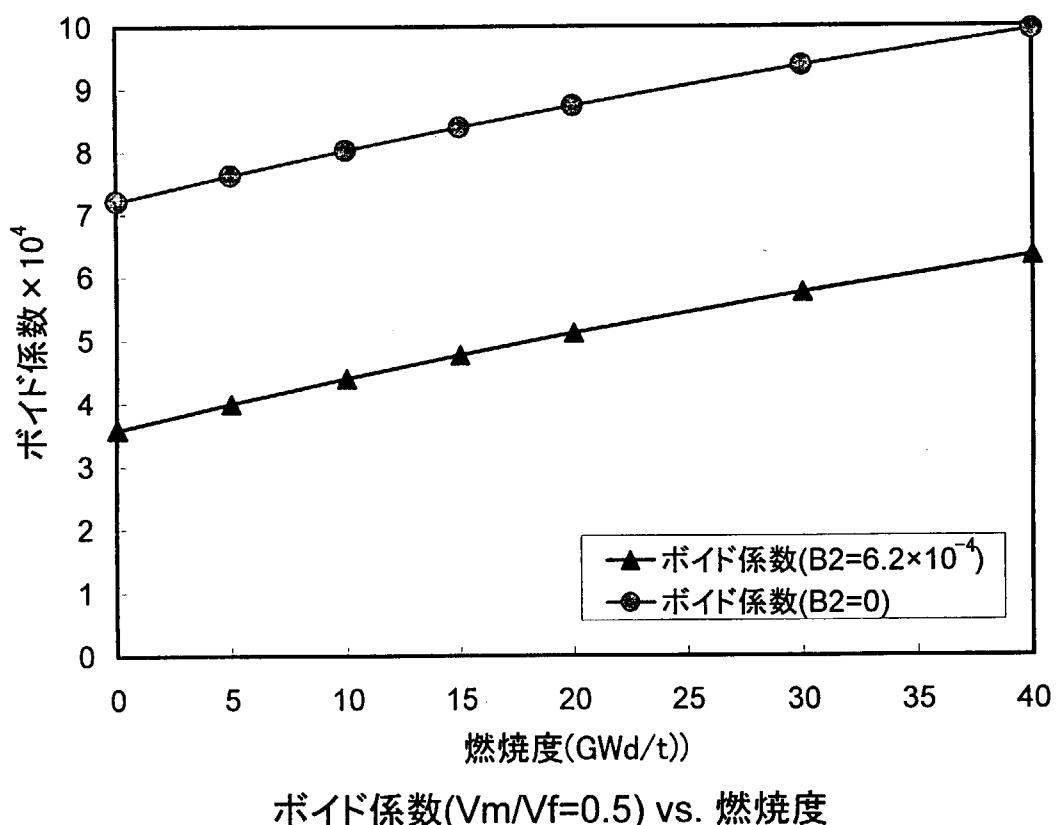


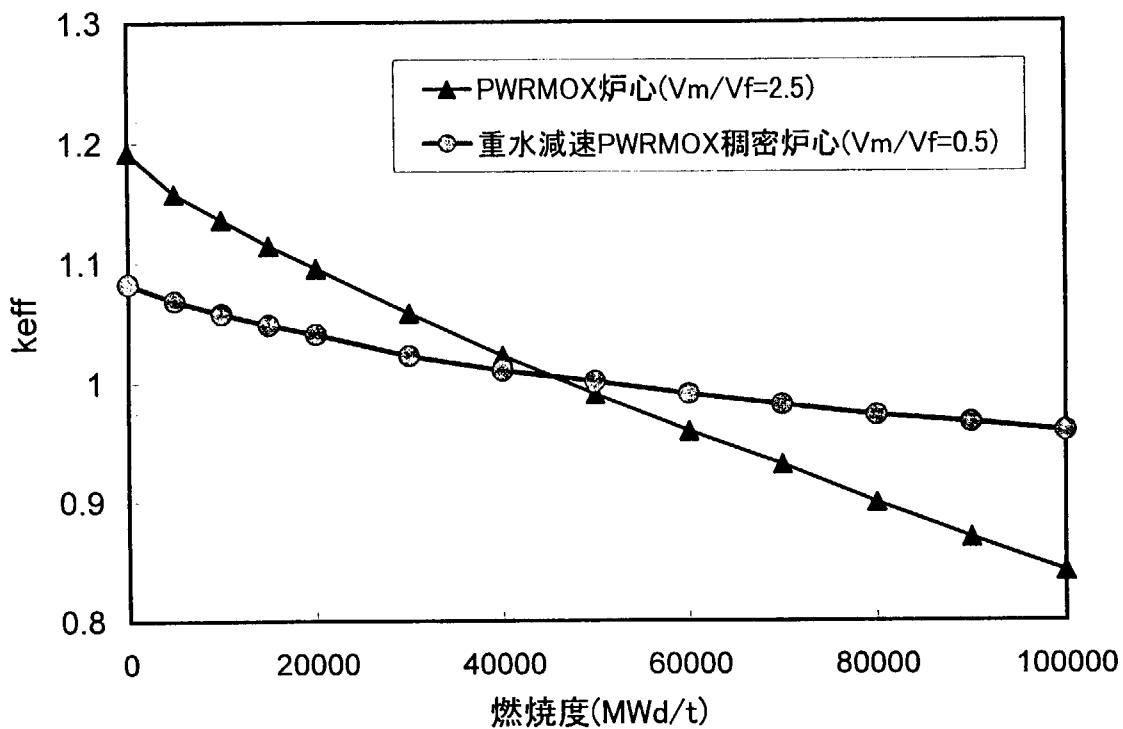
図 重水減速 PWR の転換比と減速材対燃料体積比の関係

Fig. A comparison of neutron spectra  
(Total fission rate = 1.0)

プルトニウム組成の燃焼による変化

燃焼度 GWD/T	Pu-238 (tone)	PU-239 (tone)	Pu-240 (tone)	Pu-241 (tone)	Pu-242 (tone)	総Pu量 (tone)	分裂性Pu (tone)
0	0. 20	3. 68	1. 47	0. 92	0. 49	6. 76	4. 60
20	0. 17	3. 83	1. 59	0. 74	0. 50	6. 82	4. 56
40	0. 15	3. 94	1. 70	0. 61	0. 50	6. 90	4. 55
60	0. 14	4. 01	1. 81	0. 53	0. 50	6. 99	4. 54



PWRMOX炉心と重水減速PWRMOX密密炉心のPu格子燃焼計算によるk<sub>eff</sub>の比較

### 設計条件

項目	内容
炉心熱出力	3,411MWt
冷却材	重水
水対燃料体積比	0.5
燃料棒外径	9.5 mm
燃料棒間キャップ	1.0 mm
被覆管材料	SUS316鋼
シード燃料	MOX燃料
ブランケット	劣化ウラン

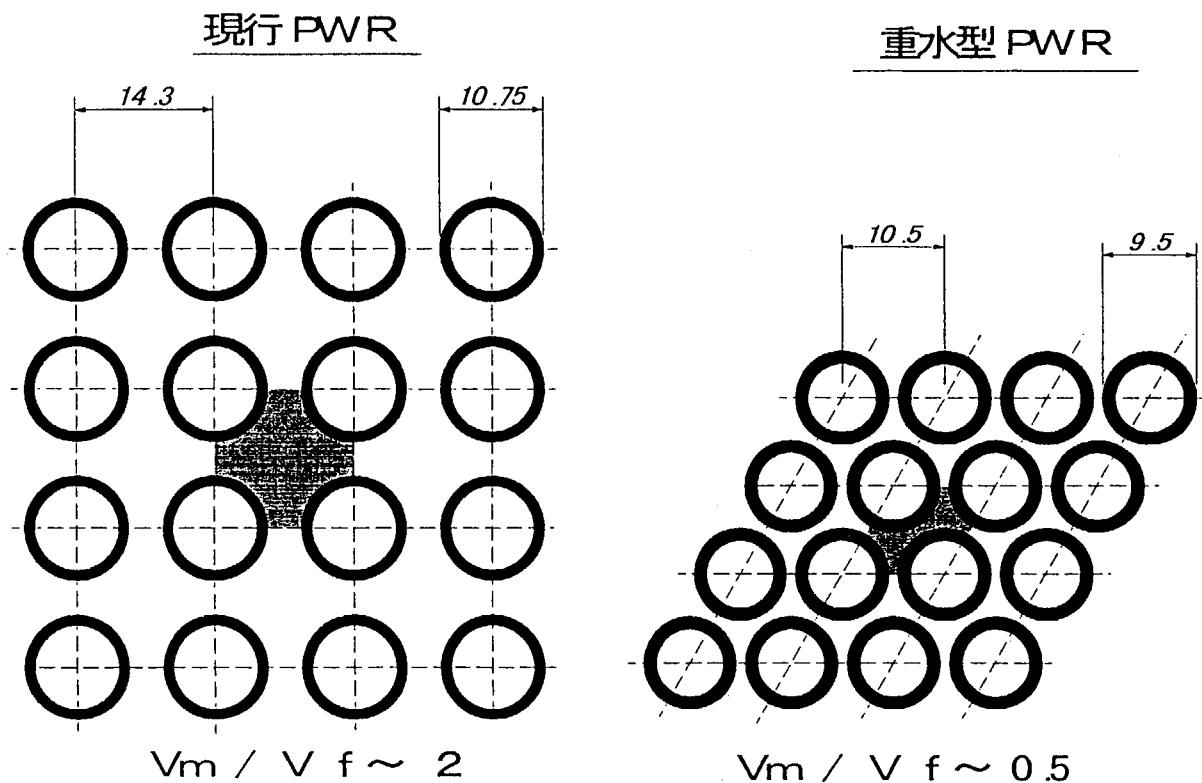
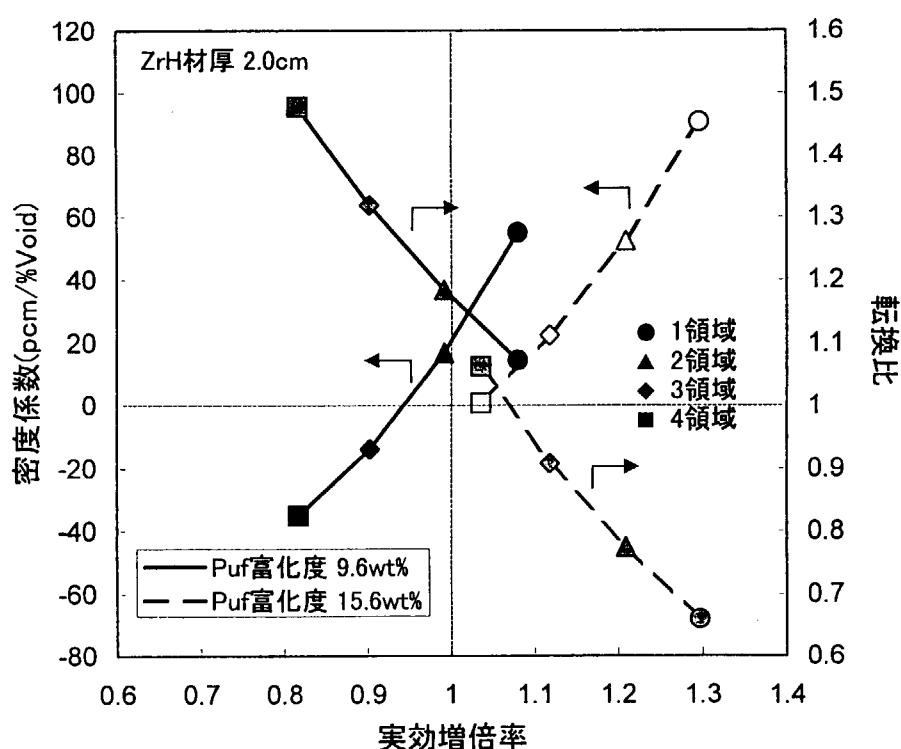


図 軽水炉および重水型周密炉心の燃料配置



燃料の多分割化による密度係数及び転換比の感度評価

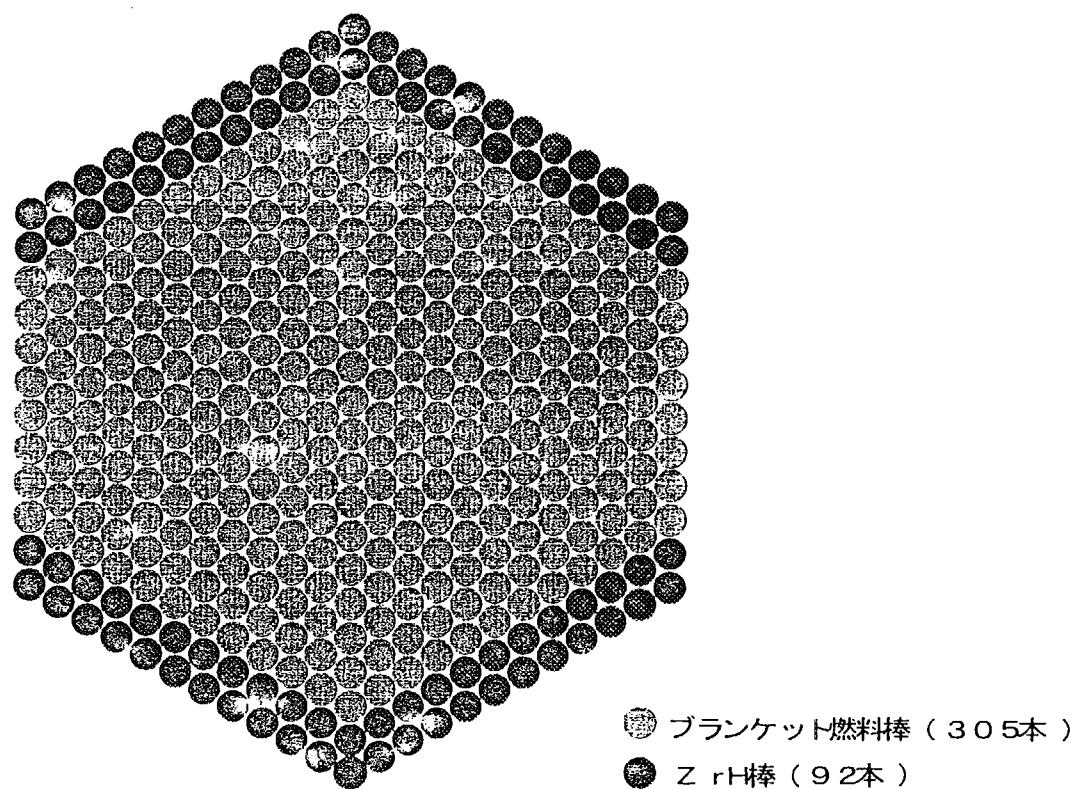
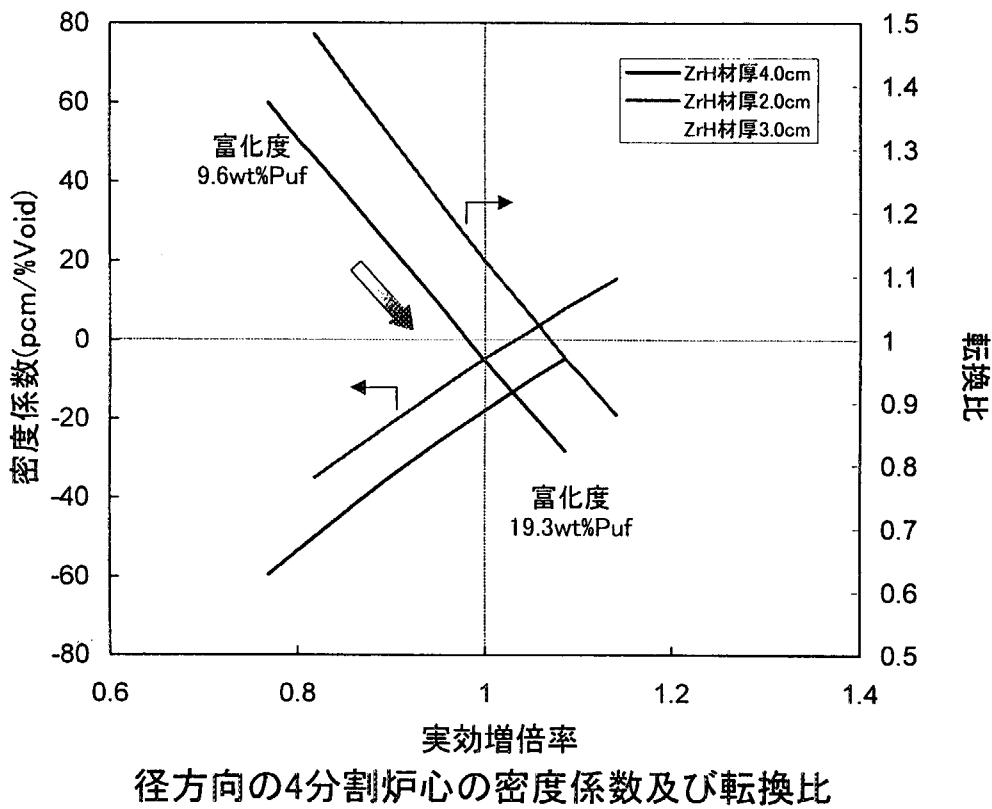


図 ブランケット燃料集合体構成例

## 重水の物性、重水炉の材料

<u>1. 重水の物性</u>	<u>重水</u>	<u>(軽水)</u>
密度 (kg/m <sup>3</sup> )	1073	967
定圧比熱(kJ/kgK)	4.17	4.20
動粘性係数(mm <sup>2</sup> /s)	0.356	0.338
熱伝導率(mM/mK)	633	671
プラントル数	2.51	2.06
蒸発熱(Cal/mol)	9919	9719
沸点(°C)	101.4	100
体膨張率(/K)@280~360°C	0.00038	0.000423

<u>2. 重水炉の材料</u>
CANDU1次系材料: ジルカロイ4、インコロイ800、炭素鋼

@ 360° K

## 重水炉プラントのシステム検討

懸案項目	検討概要	今後の課題
トリチウム対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>重水型PWRのトリチウム発生量は約120MBq/年。軽水炉の約1.4倍。他の重水炉より大幅減。</li> <li>軽水炉程度のトリチウム濃度の維持のためにトリチウム除去系が必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>トリチウム除系の開発。</li> <li>除去したトリチウムの扱い。</li> </ul>
事故炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>稠密炉心により炉心部の流路抵抗係数は10倍程。1次系のループ抵抗係数は3倍程度。</li> <li>LOCA時のPCTの上昇、NON-LOCA時のDNBR低下の傾向。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱流動実験、解析によるPCT、DNBRの確認。</li> </ul>
燃料交換	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉容器蓋開放時、重水に軽水が混入し、重水劣化の可能性。</li> <li>軽水混入抑制対策が必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料交換システムの検討。</li> </ul>

## 今後の研究活動

- ・設計研究：炉心の検討
- ・要素試験：
  - ：基礎熱流動実験
  - ：実規模・実環境下熱流動実験
  - ：臨界実験
  - ：(稠密燃料集合体の試作試験)
  - ：(トリチウム除去、燃料交換等のシステム開発)



## 技術的可能性の確認

## 今後の設計研究

### ボイド係数を負、転換比を1.0以上の炉心

(1) 5領域非均質炉心 → 

- 燃料集合体の設計
- 集合体の配置検討
- 条件達成の確認

(2) 炉心の簡略化 → 

- ボイド係数負達成方法の改善
- 燃焼度目標の緩和

(3) 炉心設計の検討 → 

- 制御棒配置の検討
- 炉心制御能力の検討
- 設計パラメーターの取得  
(反応度係数、事故解析)

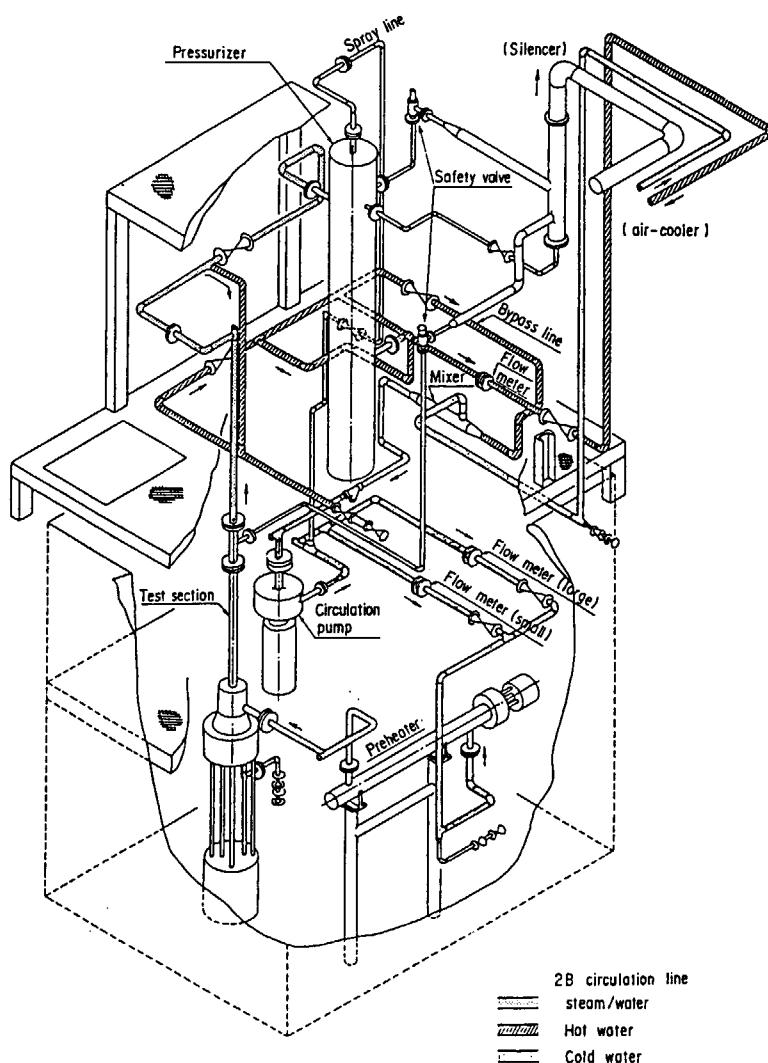
## 基礎熱流動実験

### 1. 稠密格子CHF実験

- ・7本ロッド規模(ロッドギャップ: 0.5 ~ 1.5 mm)
- ・PWR及びBWR模擬(出力分布、発熱長、ロッド径等)
- ・設計条件の反映(冷却材温度、流量等)

### 2. 稠密格子再冠水実験

- ・37本ロッド規模(ロッドギャップ: 1 mm 程度)
- ・設計条件の反映(炉心形状、流体条件)
- ・注水方式の検討(コールドレグ注水以外も検討)



Bird's eye view of high pressure water loop

## 臨界実験

**<目的>**

低減速スペクトル炉心の核設計コードの精度確認用データの取得

**<試験方法>**

- ・試験装置：原研の軽水臨界実験装置(TCA)
- ・試験燃料：MOX燃料(約1600本)、  
ドライバー燃料(低濃縮UO<sub>2</sub> 約1000本)
- ・低減速スペクトル炉心模擬：1領域
- ・実験パラメータ：  
水対燃料比(0.25 ~ 1.0)  
減速材(軽水、重水(PWRの場合))  
プランケット形状(径方向、軸方向)
- ・ボイド模擬：アルミ棒方式、空気注入方式、重水混合方式等

**<測定項目>**

- ・臨界量、転換比、ボイド係数、反応率分布、核分裂率
- ・制御棒反応度価値、BP吸収効果、ZrHの減速効果等

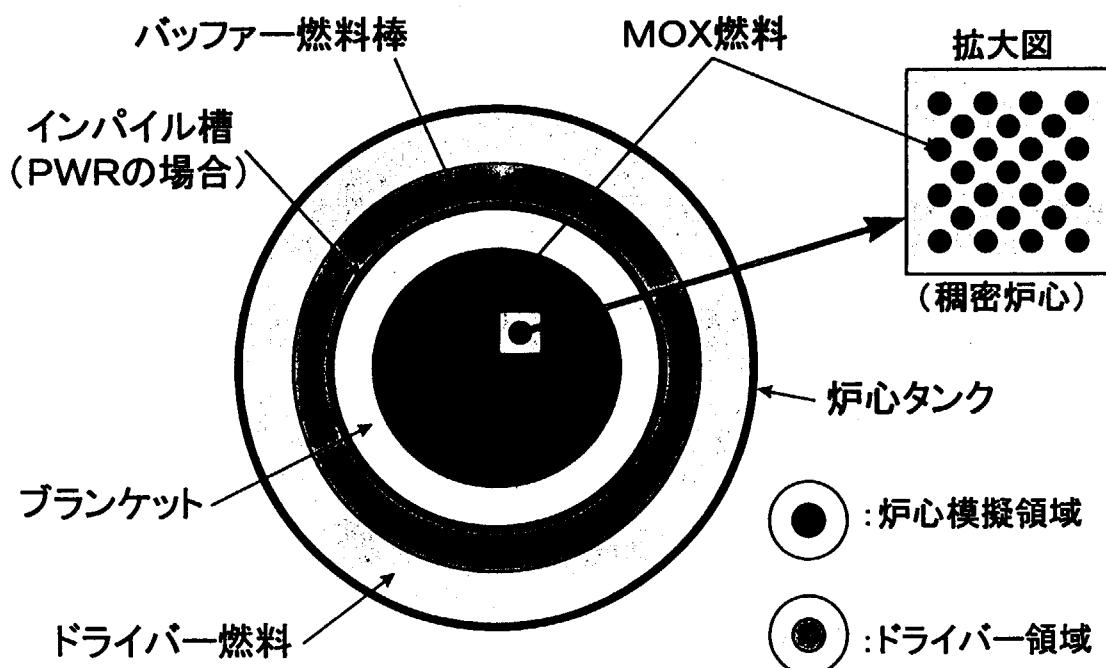


図 TCAを用いた低減速スペクトル炉心の臨界実験

## まとめ

- ・ 軽水炉技術によるウラン資源の有効利用を図るため、「低減速スペクトル炉」の設計研究に着手
- ・ 転換比 1.0 以上、120万kWe級の大型炉心、取出し燃焼度 60GWd/t を設定
- ・ 稠密化燃料と冷却材に重水、5領域炉心での目標達成に期待
- ・ 本炉の技術的 possibility の確認のため、基礎伝熱流動実験、稠密燃料集合体の試作試験、実規模・実環境下熱流動実験、臨界実験等が必要（産業界との協力）

付録一 9

OHP集

原研における研究現状と将来計画  
アクチニド研究施設

小川 徹

1998年3月

低減速スペクトル炉心に関する研究会

原研燃料研究部

小川 徹

## 原研における研究現状と将来計画 - アクチニド研究施設

使用済み燃料中には Pu が約 1%、マイナーアクチニド (MA) が約 0.1% 含まれている。今後、燃料の高燃焼度化やプルサーマル利用の結果、使用済み燃料中のアクチニドの全体的な高次化、初期燃料のプルトニウム富化度の上昇等が予測され、これらが燃料挙動／安全性／燃料サイクル等に及ぼす影響を正しく評価する必要がある。

しかし、国内のアクチニド研究の基盤整備は遅れている。また、国際的には、米国の政策等の影響から、むしろこの分野の研究能力は衰退傾向にある。これまでプルサーマルの検討等においては、MOX 燃料の設計及び挙動評価にあたって、最も基礎となるデータと解析のための基本的な視点とは、欧米からの既製のものに頼ることが可能であった。しかし、今後の課題の探索と解決に当たっては、その基盤を、適切な国際協力で補うとしても、かなりの程度まで自前で作っていく必要がある。

原研では、アクチニド研究施設として、東海研に Pu 研究 1 棟が、また、大洗研に燃料研究棟がある。MOX 他の Pu 含有物質の基礎研究については、国内では最も充実した体制ができつつある。また、これらの施設では、Pu に加えて Np をマクロ量扱うことが可能である。一方、照射後試験については、実用燃料試験施設で、Pu 富化度 5%までの MOX を集合体規模で扱える他、試験用セグメント規模で Pu 高富化燃料を扱うための  $\alpha$  /  $\gamma$  セル・ラインが整備されている。さらに、WASTEFにおいては、従来からの TRU 含有廃棄物の研究に加えて、Am 含有燃料（当面は窒化物）の調製試験が開始されようとしている。

将来の燃料サイクルの検討には、Am, Cm までを含めた各種燃料（酸化物、窒化物、金属）について、乾式再処理の基礎研究が欠かせない。NUCEF にアクチノイド高温化学モジュールを設置し、高純度不活性雰囲気中で乾式再処理に関する基礎データの他、MA 含有燃料の基礎物性の研究を行おうという計画が進行中である。

MA total=~25kg/GWe-year

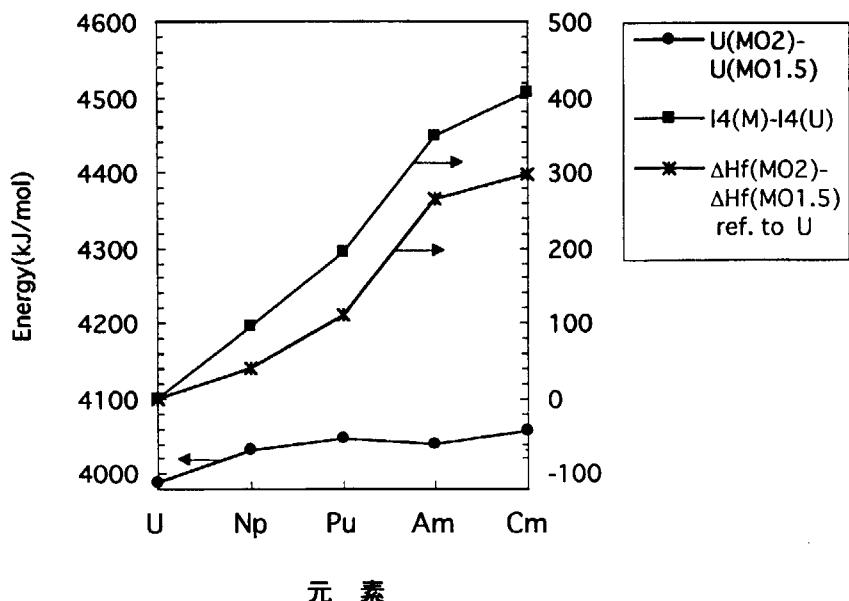
nuclide	Half-life(y)	Fraction*	
		P W R	F B R
Np237	$2.14 \times 10^6$	57.9%	9.5%
Am241	433	27.4	54.9
Am242m	152	0.06	1.4
Am243	7370	11.9	25.4
Cm244	18.1	2.7	7.7

\* Cooling: 3 year

## 核燃料工学の方向性

(従来)

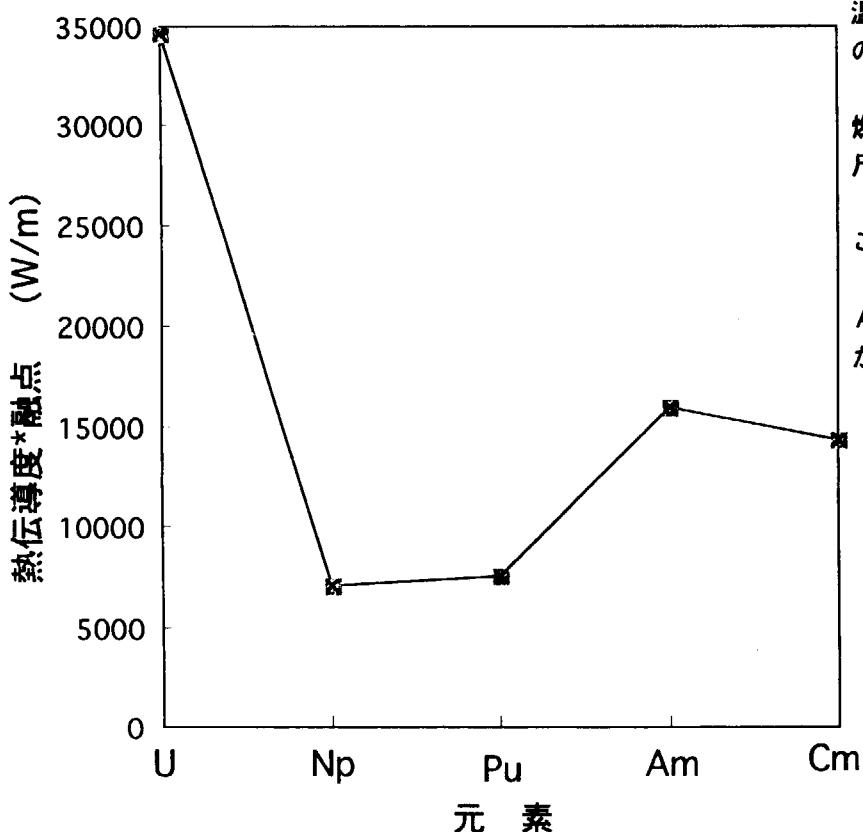
- ・ バックエンド開発との連携      燃料エンジニアはアクチニドについて無知で良かった。
- ・ 単純な経験主義からの脱皮      物の見方の基礎は輸入  
(例) MOXの化学 Rand-Markinモデル等
- ・ 自前の基礎データ
- ・ 新たなロジック作り (事故時、炉心損傷等)
- ・ MA含有燃料
- ・ 高Pu富化燃料



超プルトニウム元素の二酸化物 ( $MO_2$ ) は三二酸化物 ( $MO_{1.5}$ ) に比べて相対的に不安定になる。このことは、基本的に超プルトニウム元素の  $M^{3+} \rightarrow M^{4+}$  のイオン化エネルギーの相対的な大きさによって決定されている。

$MO_{1.5}$  は融点が低く、熱伝導度が悪く、異方性であり、燃料としての特性は劣化する。

### アクチニド金属の熱伝導度と融点の積



燃料の熱伝導度の融点までの温度積分は、燃料要素の線出力密度の上限を定める。

定性的に、熱伝導度と融点の積は燃料の限界線出力密度の相対的な尺度である。

U に比べて超ウラン元素金属はこの意味で燃料として使いにくい。酸化物では Np, Pu の数値が Am, Cm より相対的に大きくなるが、金属と似たような傾向を示す。

T R U 消滅処理  
先進核燃料リサイクル

T R U 燃料研究

・基礎物性測定

N p N, P u N  
U - N p - P u - (A m) - O  
A m - C d, A m - N

燃料研究棟（大洗）  
P u 1 棟  
米国 O R N L 協力

・基本プロセス開発

A m N, C m N 調製法（炭素熱還元法）  
高温化学再処理（乾式再処理）基礎

WASTEF  
NUCEF

・照射試験

混合炭・窒化物燃料

JMTR, 「常陽」照射

ウラン・プルトニウム混合炭・窒化物燃料の研究開発

位置づけ： 動燃事業団の高速炉燃料開発を補完

→ 波及： T R U 消滅処理燃料

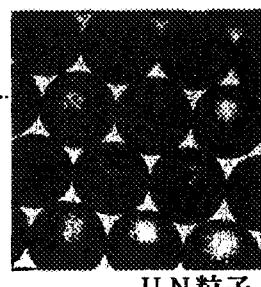
**照射試験**

M C	J M T R 照射 (~ 1 9 9 1)	最高 4. 5 % F I M A
M N	( 1 9 8 9 ~ )	最高 6. 0 % F I M A
M N, M C	常陽照射 ( 1 9 9 5 ~ )	最高 4. 5 % F I M A 目標

**今後の研究開発の方向**

- ・ゾル・ゲル法による窒化物調製技術開発
- ・(U, P u, M A) N の基礎物性研究
- ・(U, P u, M A) N 照射試験（動燃共同研究）

\* M A : N p, A m, C m



U N 粒子

TRU固体科学の国内協力状況

国内協力： 原子力分野

- ・大学 原研・大学プロジェクト共同研究  
「核燃料サイクルバックエンド化学」

- ・動燃事業団 先進的核燃料リサイクル技術開発

PUREX法の改良

TRU分離

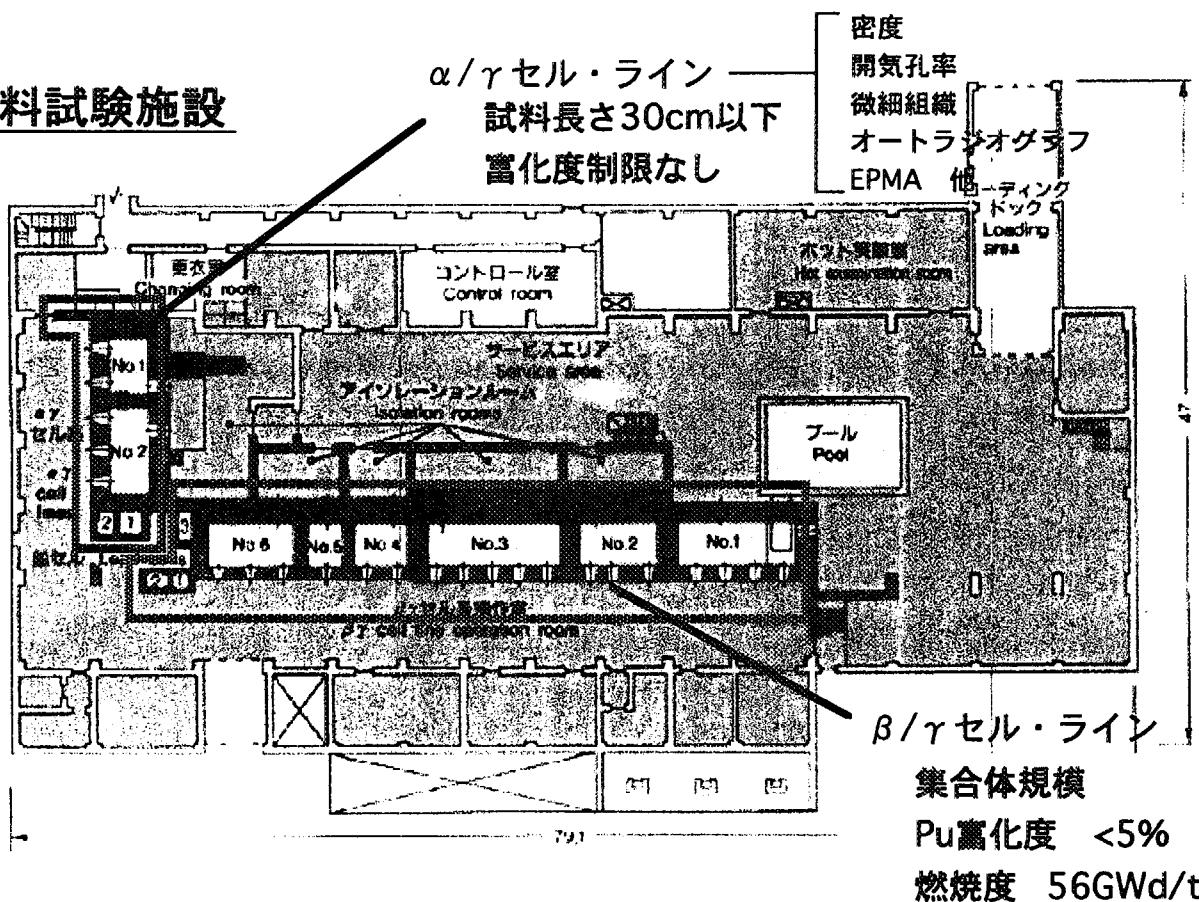
NUCEF試験室

高温化学（乾式）再処理基礎データベース  
高速炉燃料開発（MN, (MOX)）

- ・電力中央研究所 金属燃料高速炉技術／乾式再処理

国内協力： 基礎物性分野

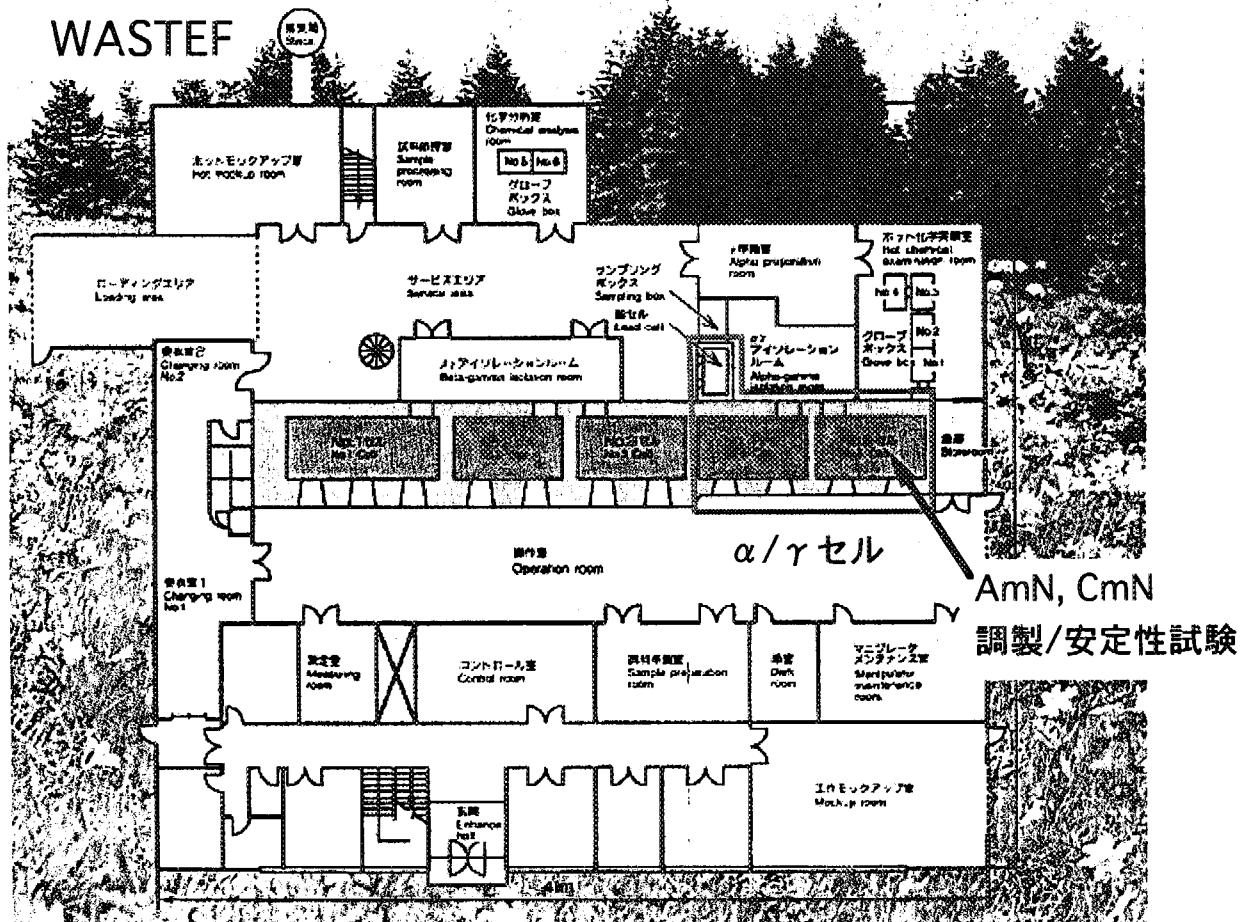
- 重元素科学 放射光（高エネルギー加速器研究機構）

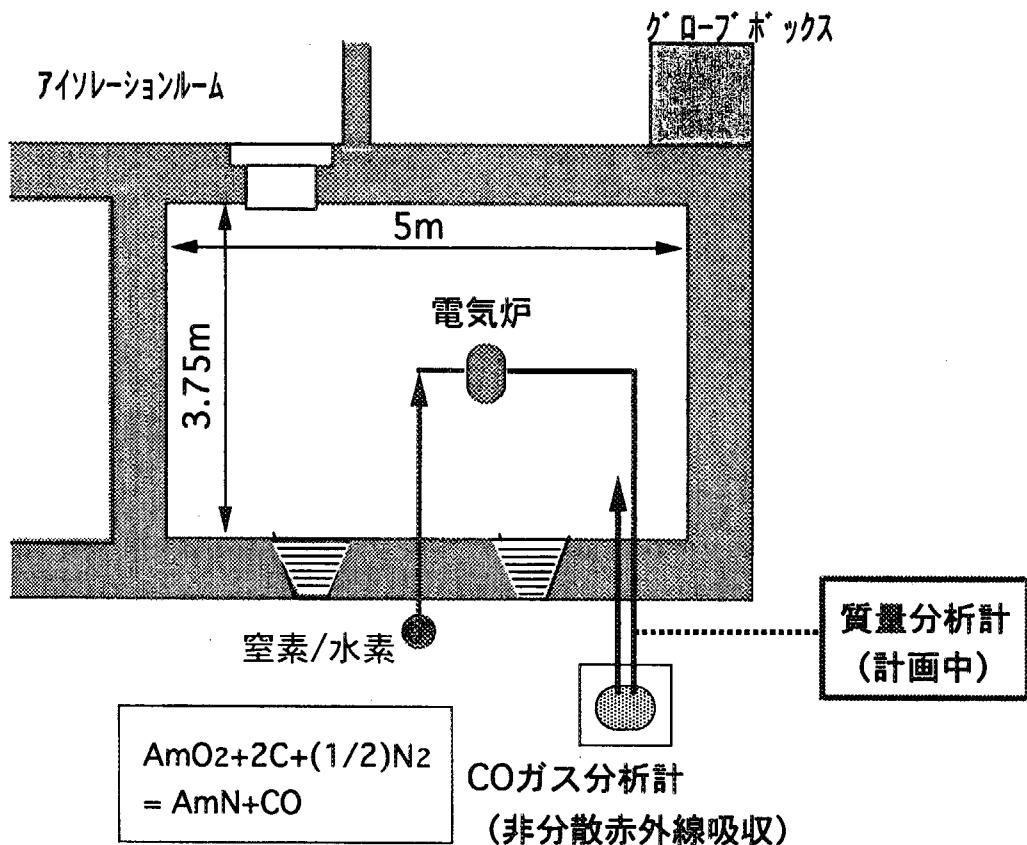
燃料試験施設

## 原研の主要アクチノイド研究施設（照射後試験施設以外）

施設名	竣工年	施設面積(m <sup>2</sup> )	Pu使用許可量 (kg/年)	RI* (1日/年間)
<b>核燃料物性関連</b>				
プルトニウム研究1棟	1960	430	0.8	Np-237 約1g/約10g Am-241 約30 μg/日
大洗研燃料研究棟	1974	600	16	Np-237 約11g/約190g
<b>廃棄物関連</b>				
WASTEF (廃棄物安全試験施設)	1981	870	0.06	Np-237 約14g/日 Am-241 約20g/日 Cm-244 約1.5g/日
<b>再処理安全/廃棄物/基礎</b>				
NUCEF B棟	1993	1350	1.3	

\*許可量はBq単位。これを重量に換算。

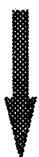




### WASTEFにおけるAmN, CmN調製試験 (H10開始)

#### 乾式再処理 - 研究開発の方向

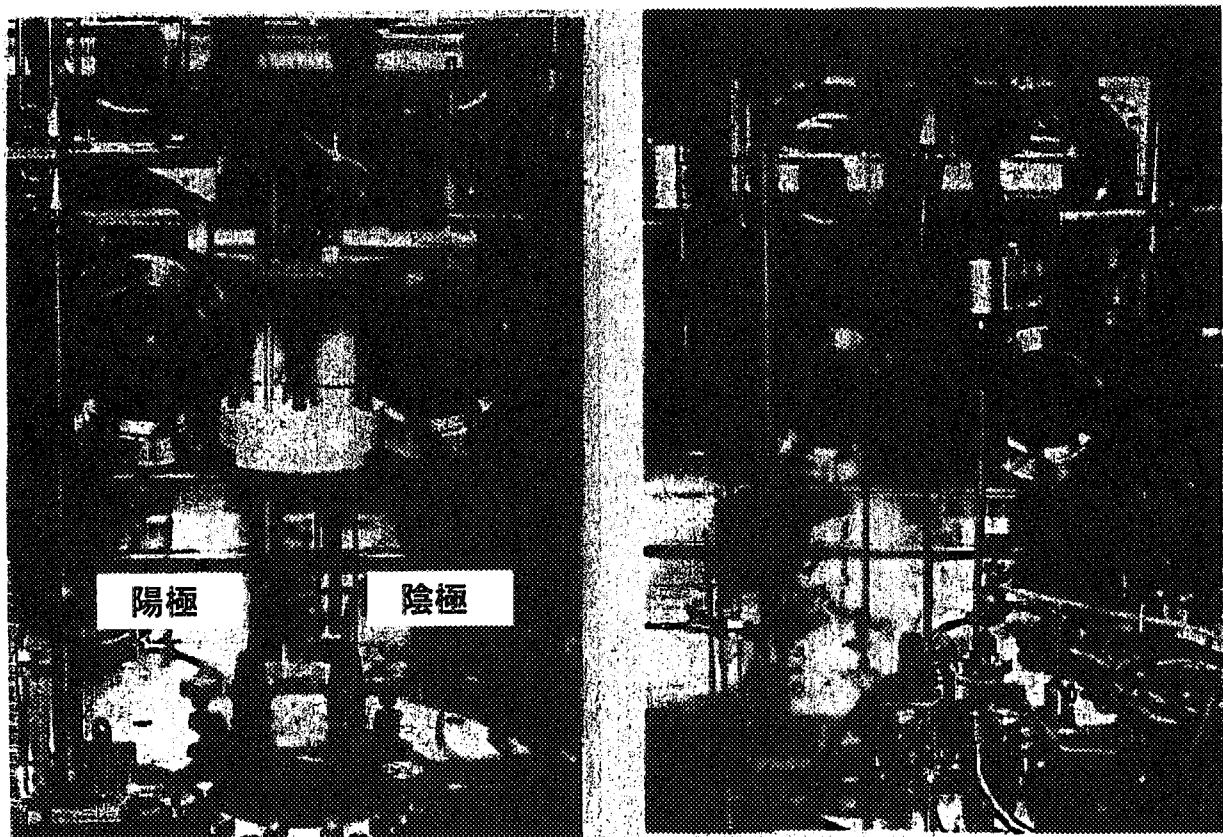
- ・除染係数をある範囲内で任意に設定できるプロセス  
(軽水炉リサイクルも考慮し、ある程度の高除染可能にする)
- ・多様な燃料形 (酸化物、窒化物、金属)への対応
- ・保障措置に対応するための高精度のプロセス予測・設計
- ・代替核燃料物質 (N p, Am) の挙動把握・制御



高純度不活性雰囲気  $\alpha / \gamma / n$  研究施設  
- 国内・国外ともに他にない

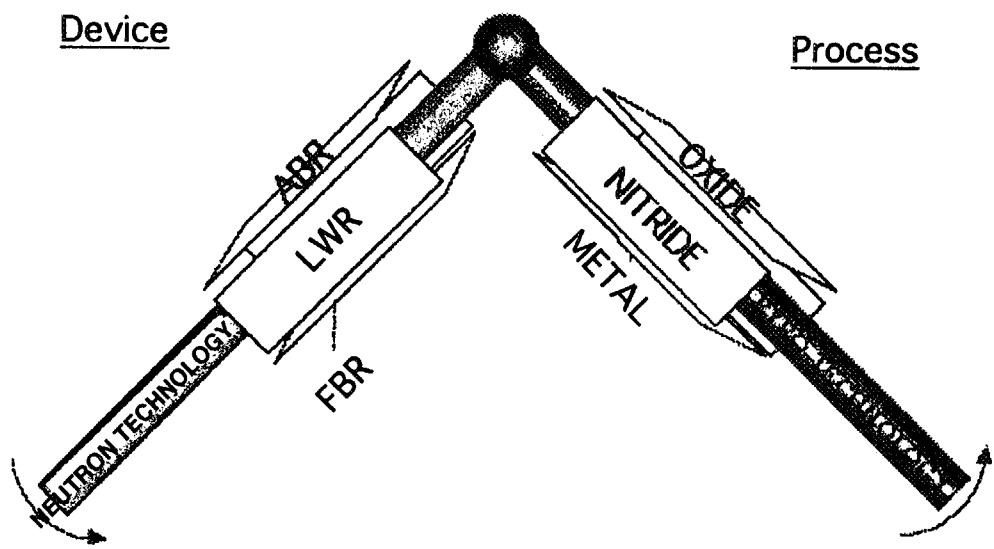
表 アクチノイド高温化学モジュール 線源強度計算条件

線源取扱量	1日取扱量	3ヶ月取扱量	1年取扱量
Am - 241	5g	15g	60g
Am - 243	0. 1g	0. 3g	1. 2g
Cm - 244	0. 01g	0. 03g	0. 12g
Np - 237	10g	30g	120g
プルトニウム (組成)		100g (Pu238 : Pu239 : Pu240 : Pu241 : Pu242 = 0. 2 : 80. 3 : 15. 5 : 3. 6 : 0. 4)	
		Pu 100gに随伴して、Am241の3gを評価上考慮。	
天然ウラン		400g	
濃縮ウラン		100g	



大洗研燃料研究棟のPu用電解実験装置

## Integration / Soft-coupling through kernel technologies



付録-10

## パネルディスカッション詳録

テーマ

低減速MOX炉心研究の  
今後の展開と技術的課題

座長

中川 正幸

パネラー

越塚 誠一  
竹田 錬三  
丹沢 富雄  
松岡 強  
落合 政昭

## 低減速炉研究会の内容

座長：中川

只今ご紹介頂きました、座長を務めさせて頂く原研の中川です。宜しくお願ひします。本研究会の最後のセッションという事で、プログラムにございますように、「低減速スペクトル炉研究の今後の展開と技術的課題」を中心にパネルディスカッションを進めて行きたいと思います。

本パネルディスカッションの進め方に関しましては、最初は各パネラーの方々にショートプレゼンテーションをして頂きたいと思います。一通り、パネラーの方にプレゼンテーションをして頂いた後に、ディスカッションをして頂きたいと思います。

それでは、最初に東京大学の越塚先生からお願ひします。

東大:越塚

超臨界圧力炉の熱的な魅力という事で、2点話させて頂きたいと思います。熱的な魅力という事でポジティブに少しお話させて頂きたいと思います。

一点目は、我々の方の高速炉の方で考えている事なんですけれども、大型炉心でボイドを負に出来れば同じ格納容器で出力の大きな炉が可能である。どういう事かと申しますと、極めて簡単な事なのですが、熱的にはUO<sub>2</sub>を使う限りにおいては、最大線出力密度が制限されております。ですから稠密なものほど出力密度は高く出来るわけです。

アイデアとしては、非均質炉心ですか、我々がやっております水素化ジルコニウム層を入れるとか、昨日聞きましたが、パーシャル集合体を入れるとか、こういう事によりまして、MOX炉心の経済性を最大限高める事が出来るのではないかと思います。

もう少し詳しく申しますと、原子力発電所の場合には、設備をいかに小さく造るかという事が一番コストに効きますし、MOXといいますと当然フューエルサイクルコストは増えるわけですから、ここが増えましても、ここを下げる事が出来ましたら、経済的に競合出来る可能性はあるのではないかと考えております。

これは我々の炉心諸元ですけれども、そういう意味におきましては出力が重要でありまして、今日の発表の中でも出力を目標にした発表が無かったのはちょっと変な気がするのですが、燃焼度よりも出力がコストに効きます。

昨年度までは、SCFBRの方では、増殖という事を重要視しておりましたが、増殖と燃焼度とボイド負という事はなかなか両立しませんで、なおかつ大型という条件が入りますと、燃焼度が低くなります。次は増殖は外しまして、MOXでどのくらい出力密度が高くて大きな炉が作れるか、という事を目標にやっていきたいと思っております。

もう一つは、稠密にした方が少ない流量で熱を沢山取れる、という事です。RBWRはABWRと同じ電気出力で炉心流量は半分くらいになっていたかと思いますが、稠密のほうが少ない流量で電気が取れるという事になります。

炉心流量を電気出力で割りますとABWRは10.62くらいなんですが、RBWRではその半分になります。我々のSCLWRのステンレス被覆の低温炉心の方は、さらにその半分くらいに、高温炉心はさらに下がりまして1.16くらいまでになります。目標とする火力は0.82と極めて小さい値です。給水流量

を下げますとタービンの大きさに非常に影響があります。高温炉心のほうは火力の値にかなり近づいています。

火力発電所は、ボイラーに流す流量を減らす事で合理化を図っています。再循環させて流量をたくさん流して飽和蒸気をとるものから、最後は貫流型と言いまして、入れたものがそのまま流れで直接タービンに向かうという貫流ボイラーに発展しています。その発展の順番を見ると、原子力でも貫流型にするとBWR、PWRに比べて、極めてシンプルな炉が出来ます。

稠密炉心というのは貫流型にするためには必然でありまして、稠密にする以外解がありません。稠密にするためには、給水流量と炉心流量を等しくする必要がありますが、そうしますと、稠密にしないと熱が取れません。こういう方向で開発すれば、MOXでも今の軽水炉よりも安く出来るのではないかと考えております。

#### 日立：竹田

RBWRの炉心内では、上は80%ボイド、下はサブクール状態で、燃焼の状態が炉心上部は非常にブリーダーで、下の方はバーナーなんですね。こういう炉心ですので、これから色々なコードで計算して、ボイド係数が正だと言われるのは非常に問題だなと考えております。ですので、是非とも3次元核熱のきちんとしたコードを開発して頂きたいと思います。各チャンネルの燃焼度の違いや軸方向の燃焼の違いをきちんと評価出来るコードを開発するというのが重要ではないかと考えています。

次に、増殖比1の炉心ですので、プルトニウムのロスが問題となります。それは現在の再処理システム、ピューレックス法というものが純粋なプルトニウムを採ろうとする事を目的として作られたシステムですから、どうしても純粋な物を採ろうとすると、FPの中にプルトニウムが含まれてしまいます。

現在、0.5%程度がFPの中に残りますが、例えば10tのプルトニウムを処理するような場合には、廃棄物の方に何十キログラムのプルトニウムが行くわけです。そういう事はプルトニウムのマルチリサイクルでは許されず、ロスは0にしなければいけないと思っています。そのためには、今までのように純粋なプルトニウムを探るシステムではなく、純粋なFPを探る再処理システムを考え、廃棄物側にはプルトニウムは行かないようにする必要がある。そうすると、プルトニウムの中にFPが残ってしまいます。そのようなシステムを考える必要があります。

次に、熱が取れるかどうかという実験を是非やってもらいたいのですが、どうせやるのでしたら、中途半端な規模のものではなく、実規模(フルバンドル)の試験をやって頂きたい。

我々の設計したRBWRについては、現在の軽水炉の技術の範囲内で設計しているので、新たな開発をする必要が無い事になっている。しかし、最終的にデモンストレーションして確認するためには、この程度の試験炉を原研で建設して頂きたい。

#### 東芝：丹澤

最初に、今、竹田さんのお話しの一点目の、炉心のスペクトルが大きく違い、計算が非常に難しくなるであろうというのは、私も全く同感です。やはり今までのFBRや軽水炉の経験だけでは難しいので、両者が協力して取り組む必要があるであろう。我々は今までBWRをやってきましたが、BWR

はPWRと比較して非均質性が強く、ある意味で難しく、逆に鍛えられてきたと思いますので、衆智を集めてやっていけるのではないかと思っています。

今日、お話をさせて頂こうと思いまして、2点用意してまいりました。一点は、低減速炉の意義と方向性について話させて頂きます。2番目に、この辺のエリアで原研に期待したい事を話したいと思います。

我々は、今、試練に立たされておりますが、それは次へ向けての準備の時期であるとるべきではないかと思っています。今ここでの議論としては、資源論を含めてフル利用をどのようにするかという事と、廃棄物の処理の問題をどのようにするかという事がキーワードになると思っています。いくつかキーワードを並べてみましたが、我々も燃料サイクル全体として、という事で微力ながら少しやって来ておりますが、経済性というところを、やはりきちんと視点に入れておかないといけないなと思います。

今、炉型検討の流れは、2つになったと思っています。今まで、長計ベースという事で良いと思うのですが、LWRからFBRに移行するという事になっていましたが、FBRは一つの選択肢であり、軽水炉を使った色々な検討を行うという流れになったという状況認識を持っています。

FBRというのは、一つの重要な選択肢ですが、色々な選択肢ができてきておりまして、我々もそういう意味で、昨日、リサイクルのコンセプトを一つの可能性として、提案させて頂きました。今の軽水炉は、着実な展開を進めて行こうとしているわけです。原研への期待という事にもなるのですが、色々な展開をして行く時に、基盤になるところは共通していると思っています。そういう部分をしっかりとやって頂く事で、色々な展開への対応が可能になると思っています。

低減速炉心の方につきまして、基本的には今までの軽水炉の技術蓄積がありますので、これをしっかりと活用するのが当然だろうと思います。今のフェーズの中では、原理的な可能性をしっかりと実証して行く必要があります。

昨日からの議論に在りました、ボイド率と増殖性の問題ですが、極限を追求していくという話になると思うのですが、越塚先生のおっしゃった、我々も今のBWRでどれだけ出力密度が上げられるかという事は、大きなテーマだと認識しています。ただ、メーカーとしては、着実な展開をしていくと思っています。より極限から見るという事が、現在求められていると思います。

今ここで低減速の話をする時に、どのように開発して行こうかという時には、この辺の話、知見をベースにして、燃料サイクル上の位置付けと、どのような目標を設定する(本当に増殖が可能であるか等)か、が重要であると思います。燃料自身も色々な形態を追求して行く必要があります。その時には、開発コストをどこまでかけられるかが重要になると思います。

最後に試験炉の話ですが、やはり、先程竹田さんの方からもどのくらいの規模にするかというお話しがありました。こういうところの中の位置付けを作った時に、実験炉と言いますか本当の意味での、原子炉等規制法の中に書かれているような試験炉を作つて行く必要があると思います。そういうところまで、我々の研究が説得性を持たせる事が出来るようにする事が、当面の我々の目標ではないかと思います。

この辺の考え方は、何年か前、高転換炉の研究をやつた終わりの方に技術試験炉という構想を出してますし、あのような検討は、この辺を考える時に非常に参考になると思います。

原研への期待ですが、一つは研究インフラなどです。特に、今日の午前中にお話しが有りました、アクチニウムの高温化学セルですが、あれは是非、系統的な実験をやって頂きたいと思います。アメリシウムやアクチノイドの物性は、なかなか揃っていませんし、日本発信という所を、是非やって頂きたいと思います。TCA、FCA、NUCEFももちろんです。

それと、こういうところとリンクするわけですが、やはり基礎基盤の充実を期待しています。特に、燃料の物性データと、もう一度このようないくつかの領域の断面積を見直して頂きたいと思います。それから重要なのは、HOTセルでの取り扱い技術について、原研で技術蓄積して頂きたいと思います。

### 三菱：松岡

全般的な話としまして、軽水炉も30年近くたちまして、定着しているとか成熟産業になったとか言われております。しかしながら、成熟産業になると、次の飛躍となる開発をしない限りは、だんだん衰退して行くというのが世の習いですので、特に火力発電所等も成熟産業になって以降は、効率をアップするという事で、超臨界とか、超超臨界とか、そういう風に上げて行って、さらにコンバインドサイクルというように効率化を求めて成長して行ったわけです。

そういう意味で、軽水炉も今は厳しい状態ですけれども、次の飛躍となる開発をしないとだんだんすたれて行くので、そのような事を考える必要がある時期に来ているのではないかと思います。特に、安全性とか、経済性などの飛躍的な向上は当然の事ですけれども、やはり、原子力の原子力たるところというのは、転換比の向上、それも今日話しましたように、1.0以上を水型炉で目標とするという事は、非常にチャレンジャブルではありますが、魅力的であると我々は考えております。

そうした場合に、現状、軽水炉の課題としますのは、プラントが軽水炉側からバックエンド側を見て何が課題かと申しますと、一つはバックエンド側のコストが高くなりそうだという事と、使用済み燃料の保管が問題になってくるというのが非常に大きな問題として、これらを解決する方法として、転換比を1ないしは1以上を目標とする事は、有効ではないかと思います。

一つは、先程からのお話しにも在りますように、マイナーアクチノイド等を含んだ低除染のプルを利用して再処理設備がある程度コスト低減出来るという事です。昨日の話にも在りました、乾式再処理を利用して再処理費用を低減するばかりではなくて、湿式でもある程度マイナーアクチノイドを含む事によって、再処理設備の側のコストを低減出来ると思います。

もちろん、高レベル廃棄物のマイナーアクチノイドを燃やすという事で、バックエンド側の負担は減るというメリットもあります。さらに、マルチリサイクルも出来ますし、ウラン資源の節約になるというメリットも有るという事で、転換比1以上というのは非常に魅力があると、我々は思っています。

さらに、先ほども話しが在りましたように、転換比1以上になりますと、燃焼反応度の低下率(バーンアップ)が下がって来ますので、超長サイクルが可能となります。そうすると、使用済み燃料の発生量が減るという事で、そういう炉が出来ますと、軽水炉にとっても非常にメリットがあるという事です。そういうわけで、我々はこの開発に着手しまして、かなりの検討を行いました、今日発表しました通りある程度、1.0から1.1ぐらいの開発が出来るようになりました。

もちろん、核設計、熱設計の基本骨格の所のフィージビリティースタディーですけれども、かなりの明るい見通しが得られました。今後は、設計をさらに詰めて行って、今日質疑応答でも在りましたように各種要素試験、これはかなり原研にもお願いすべき事が沢山有りますし、我々でも詰めて行く

ところは沢山あると思っています。最終的には、ある程度実形状をした、炉心特性が分かるような、燃料集合体レベルの試験炉で確認していくという事が必要ではないかと考えています。この辺は、民間レベルでは非常に難しいので、国レベルでお願いしたい、原研レベルでお願い出来ると一番良いと思っています。

そういう事で、我々はこれに非常に望みを持ってやっている訳ですが、こういう技術というものは、軽水炉をベースにした開発というのは、開発の継続性という面からも望ましい開発形態の一つではないかと思ってみますので、この開発は、出来れば官民一体となって開発を進めさせて頂きたいなと思っています。

#### 原研：落合

昨日来の議論で、このような高転換または増殖性を持った炉の研究をある程度行うという事に就きましては、賛成して頂けるであろうと考えています。しかば、この研究をどの段階まで進めるべきであろうかと考えてみました。

従来の高燃焼度化等の燃料開発を例にとりますと、先ず目標を設定し、概略を検討し、開発要素に何があるかを抽出し、炉外の材料試験等を含む要素試験を先ず実施します。この段階で何が分かったかと言うと、超高燃焼度の燃料は技術的に十分可能であるという、可能性の確認の段階であろうと思います。

その次に行う事は、設計し、燃料棒を試作し、ハルデン等の海外の試験炉で短尺小数本で照射試験を行い、照射後試験を実施します。この段階で技術が成立しうるということが確認され確証試験の段階といえます。それから実際の運転中の発電炉に小数体入れて照射後試験をして、デモンストレーションをして、実用化に至ったというのが、従来の燃料関係の開発の進め方ではないだろうかと思います。

今回の技術に就きましては、特に転換比が1を越えるような、場合によっては核燃料リサイクルの戦略にも影響を及ぼす可能性のある炉につきましては、少なくとも技術が可能であるか、確立されたかという段階まではなるべく早期に進めるべきではないかと考えています。この段階になって、実証なり、実用化するのは、時々の経済状況に応じて産業界が任意に判断して利用なさればよいのではないかと考えています。

しかば、この炉に付きまして要素試験段階では何をするべきか、目標設定、概略検討をようやく着手した段階で、開発要素の抽出も大体出来ているのではないかと思います。今後、要素試験につきまして、伝熱流動とか、臨界試験であるとか、製造技術や機器システムがフィジブルであるかを検討して、この段階まで進める事は十分可能であると思っています。

従来の原研の役割はここまでだったのではないかと思いますが、今回の問題は、技術が十分可能性があると判断され、それを確証しようとした場合、準稠密の場合はおそらく従来のような小数燃料体の照射試験をやり、炉設計につきましても、臨界試験等で確認した設計手法で評価出来るであろうから、おそらく確証、実証、実用という事は十分出来るので、ここまでやる事は十分意味のある事だと思います。しかし、高稠密につきましては、「常陽」等で照射すれば良いのかなとは思いますが、燃料につきましてもなかなか実際に確証試験をやろうと、炉設計にしても炉の特性は實際

に燃焼した後の炉特性をどのように把握する設備が国内外に無いというのが問題かなと思います。

従いまして、準稠密につきましてはかなりシーズ研究の段階で先に進める事が出来ますので、シーズ研究を行う事に意味があろうかと思いますが、高稠密になった場合は、このあたりの埋め方についても検討をしない限り、研究の意味は無いのではないかと考えています。

#### 座長：中川

只今、各パネラーの方からかなり広い範囲に渡りまして技術的な課題、それを解決するための施設、あるいは原研への具体的なリクエストという事でお話し頂きました。

一緒にやると散漫になると思いますので、まず最初は技術的な課題あるいはコメントについてパネリストの方々へ、質問等を承りたいと思います。

#### 三菱：柄原

基本的には、今後この種のものを開発していく場合には、今日我々がご説明したようなPWRでのブリーダーを目指した軽水炉の形と、BWRでも昨日お話しにありましたような、転換比1を上回るような所を狙っているという事で、それぞれ、タイプや設計等も違いますが、目的は同じようなところを行くのですけれども、その時に、共通の、例えば臨界実験等は共同で出来ると思いますし、先程、手法はPWR、BWRで違うという事で、それは別々にやるとして、DNBとか熱除去などの開発のところをどのようにやっていくか、やはり勢いを付けていくためには、みんな一緒にと言いますか、共同でやっていかないと、なかなか民間と国と歩調を合わせるのが難しいと思うのですが、その辺を、どの範囲までどの程度進めたらというところを、ありましたら簡単でいいのですが、お願いしたいと思います。

#### 日立：竹田

今、柄原さんの方からおっしゃって頂いた件は我々全く同感です。特に、BWRの方としましては、PWRの方は世界に色々仲間を持っておられます、我々の方は、比較的マイナーグループでありまして、PWRさんのお力を借りないと、とても対等の事は出来ないというのが実情であります。

それで、それにつきましては、例えばJPDR規模の物を造るとしまして、今回の速いスペクトルの炉心だと、やっぱりフルコアでなければだめだと思うわけです。ある部分だけ入れ換えてというのでは、それなりの成果は得られると思いますが、確証というか、デモンストレーションにはならないと思います。

ですから、やはり全炉心を入れ換えるが、圧力容器は共通でPWR、BWR両方の試験を行うというコンセプトを、日立工場の人間から原研に提案しておりますので、それを一つの叩き台にして、落合さんの所で一緒に検討させて頂く時に、活用させて頂ければ有り難いと思っています。

#### 東芝：丹澤

今、竹田さんの方でお話しして頂いたので特に付け加える事は有りませんが、まあジョイントでやるしかないのではと思います。開発コストミニマムという点からいきましても、コンセンサスを作っていくという点からしましても、その通りだと思います。

私、臨界実験などを長年やってきておりますので、原研の場合はTCAを持っていらっしゃいますし、以前、ハイコンバージョンの時に、ちょっとやってらっしゃいます。ちょっとと言いましたのは、このような臨界実験を実証するのは難しいのですが、やはり原理的な部分の踏み込みというのは、計算では難しい部分が有りますから、是非そういう可能性を一緒にやっていければと思います。

昨日の話でしたか、1600本くらい必要というのがありましたが、まあ多分そうだと思います。スペクトルもきちんと出来て、多分、基本的にサーマルスペクトル臨界の体系ですから、ドライバーも含めて、ある範囲できちんとしたファーストスペクトルを実現するためには、相当の本数のMOX燃料が必要であると思います。その辺をどのようにインフラ等を整えて行くかとなりますと、皆さんの知恵を絞って協力も必要ではないかと思います。

### 三菱：松岡

同じような事について、私なりの考えを言いますと、今お話しがありましたように、やはりこういう研究は、今の世の中ですとお金がふんだんに有るわけでもなし、やはり、共通部分は一緒に知恵を出し合って、特に試験その他のものは、それほどをあれもこれも出来る状況にあるわけでもありませんし、こういうのはやはり出来る所は皆さん知恵を出し合って、特に原研とかこういう中心となる核があって、そういう核の場の中で試験を進めて行くという、特にこういう大型、といいますかうまくいくと実用化までの間にはかなり大きな試験が必要だと、我々もやはり燃料棒単位の臨界試験とか、照射試験とかではなくて、やはり燃料集合体レベルというか炉心の特性がある程度分かるような規模くらいの試験を必要であろうと、それは先程竹田さんがおっしゃったのと同じような気持ちでいますので、そういうのについて、特に原研を中心としてPWRとBWRが同じような試験が出来るような施設を作つて開発するというのは非常に望ましい事ではないかと思います。

### 座長：中川

大体、お三方の意見は同じところに集約しているのではないかと思います。それでは他になにかあればお願ひします。

### 原研：高野

今、臨界実験施設が必要であるのか、試験炉も必要なのか。これは高速炉炉心に非常に近いのではという話になっていますが、高速炉ではかなりの臨界実験が、ずっと同じようなプルトニウム富化度でやられてきたわけですね。その積分データ、核データは検証されてきている。それとこれは何が違うのかという部分がないと臨界実験などは非常にやりにくいのではないかと思うわけです。

試験になりますと、実証試験といいますかバンドルで照射しなければいけない、そういう事が本当にどこまで必要なのか、その辺の感触はメーカーの方で分かれば教えて頂きたい。

### 三菱：柄原

先程も岩村さんの方から同じようなご趣旨のお話しが出たと思うのですが、必要性としてはですね、BWRの方は分かりませんが、PWRの方では必要だと感じています。

従来は、燃料棒の間隔は3.1mmで正方格子のものが、六角格子になってさらに詰まっているという事で、しかも、今回の目的は、全てMOXを使うという事ですので、MOXの臨界実験は多数やられて実証試験もやっていますが、それとは格子がかなり違うという事とスペクトル的にどちらかというと軽水炉よりも高速炉に近くて、ちょっと高速炉よりもサーマルの方に尾を引いているという事で、完全に高速炉かというと高速炉ではなく、間にあるような感じになってまして、そこら辺はスペクトルが変わったという事によって、先程のボイド係数も厳しくなっているとか、そういう事も含めてまだ未実証の所が多数あると思います。

計算は、我々、今回、高速炉のコードを使っています。はっきり言いますと、計算が高速炉のコードと軽水炉のコードではかなり違っているのがあります。そういう事も含めて、本当の実証というのがなされる所では、やはりこの種のものを、臨界を含めて実証しているというところが是非いるのではないかと思います。

高速炉とは種類がやっぱり違うな、間に入っているなという感じです。正確な解答でなくて申し訳ありません。

原研：高野

試験炉はやはりBWRの方ですと、先程ありましたけれど実際の集合体の1つではなくて、フルにしたものが必要とお考えでしょうか。

日立：竹田

先程、高野さんのFBRでやっているからいらないだろうという事については、やはり、FBRとはかなり違うし、軽水炉は軽水炉で色々実績がありますから、そういう事をミックスして、クリーンな炉についてはなんとかなつつもりではいるというところです。

しかし、その辺は建前と本音はいかようにも使い分ける事が出来ると思うんですね。どうしても必要だと言われればいくらでも言いますし、ダメだといえばいくらでも言えるという事です。だけれども、やはり、先程のお話しがありましたか、私は今、そういうFBRと長期サイクルという面から議論をして頂くにはおこがましいフェーズにある、と思っています。

増殖比1を目指すという事で、将来、FBRと議論していくためには、それ相当のものを揃えていないと失礼だと思います。そのために最低限度どれだけやらなければいけないかというフェーズだと思います。そういう事を考えると、局所的な事ではダメで、やるのであればやっぱり、フルにスペクトルを模擬出来てバーンナップした状態という事になると、最低限度JPDR程度の大きさという事になると思います。あれでもボイド係数はリークが大きいのでやっぱり非常にマイナスにでるわけですね。

ですから相対値として計算してJPDRと合うから、実際のものに大きくしても負になるであろうと、JPDRの大きさでも、やはり外挿は必要なわけです。だけどブリーディングの方は逆に厳しくなるわけです。だから、その辺で、JPDRでもEXACTにはいけないと、その辺で十分かは別にして、せめてそのぐらいはという感じです。

座長：中川

試験炉にしても、臨界集合体にしても、原研が前提条件のようになっておるわけですけれども、落合の方から発表に含まれておりましたように、私どももこの研究を実証するためには、ことに昨日から話に出ているようなピンピッチでやろうと思えば、MOXの臨界実験は、最低、初期特性を知る上では重要ではないかなと思っています。そういう事が実現するように、少しずつ努力を始めていけるという段階にございまして、出来るだけ実現させたいと思っておりますし、ご協力頂ければ決して不可能ではないのかな、MOX燃料が手に入るかどうかが重要ですが、幸い現在MOXはだぶついているようですし、なんとかその辺、製造メーカーとの関係がうまくいけば実現不可能ではないと思っています。

試験炉の話しに関しましては、別の事からも原研において随分前から色々なフェーズで検討はされてまいりまして、この話は多分、今後、この研究を進めて行く間に皆さんのご意見を聴いていきたいと思います。

そのためには、この二日間を通じて、こう言っては失礼なんですけれども、私の予想したよりも、各メーカーさんでは非常に具体的な炉心概念、ボイド係数が負、かつそれなりの燃焼度を確保出来る炉のデザインがほぼ目途がついてきているという、そういう所まで検討されているという事に敬意を払いたいと思います。

そういう試験炉までやろうと思えば、やはり相当具体的に一つの炉心概念が目指されて、要素試験でそれがクリアされるという見通しが立つ事が最低の条件かなと思います。そういう条件が有れば、次のステップに進む事は、我々真剣に考えています。

確かに先程竹田さんがおっしゃいましたように、私は聞いた記憶があるのですが、炉心の中の構造物を全部取り替えて、PWR, BWR両方試験出来るようなプラントを作れるとの事を聞いた記憶があります。

東芝：丹澤

昨日、今日の議論で課題は出てますけれども、基本的にはソフトの話で、今の段階ではそれでいいと思うのですけれども、実現する上でのハードの話ですね、これはやはりこの研究で、落合さんがおっしゃった可能性を見て行くという上でも欠かせないと思います。

それで、私、今日ちょっとお話をさせて頂いたのは、高温セルとかあちらの方ですね、民間ではとても扱えないTRUとかMAのイジェクター燃料、そういった所の物性、これは極めて基本的なものだと思います。

我々、燃料サイクルの技術を完結させて行く上で、この低減速のみならず必要な話ですし、この低減速では不可欠な所ですし、是非やって頂きたい。もし、それを使った上での要素試験といいますか、照射、これはいわゆる試験炉といいますか、今ご議論している形の試験炉とは違う形でも出来るわけですね。そういうところも踏み込んでやって頂きたい。いわゆる照射特性、今朝の小川さんの話でもプル富化度20%になつたら世界が変わるよという事をおっしゃってられましたが、やはりその辺の詰め、それからデータの蓄積が間違いなく必要ですし、我々、低減速で目指す時には、高出力密度だし、高燃焼度だというところで、燃料ピンの方の照射特性が随分厳しい条件になってき

ます。でも逆にそういうところの極限にチャレンジしていくというのも一つのこの炉心の実現のためのテーマだと思います。

### 三菱：岡部

昨日のパーティーで関西電力の方が非常に資金は厳しいよというようなお話しが有りましたし、原子力をめぐる競争も厳しくなっておりますし、なかなかこのプロジェクトも非常に大きく立ち上げるには、いろいろな困難があるのではないかなと思います。

一つは、今、柄原が申しましたように、今までの開発体裁にこだわる事なく英知を集めて、非常に低成本で、出来るだけ速やかに開発をやろうというのを一生懸命考えるべきだなと思います。

もう一つはですね、私どもの社内もそうなのですが、電力会社の方、さらには官庁、それから一般の方に、「こんなに夢があるプロジェクトなんだよ」ぜひ、言っていかなければいけないのですが、竹田さんとか丹澤さんから、ひとつ炉物理的な観点で一般の方に、どんな言い方をしたら、非常にこれが夢が有るんだよというような事が言えるかなというお知恵をぜひ拝借したいと思います。

まあ、どうでしょう、ウラン資源がどれくらい削減出来るかという辺りは、一般の人になかなか分かりにくい議論かなと思いまして、分かり易い言い方で、すごく夢のある原子炉が出来るんだよというような事のお知恵が無いかなという事をお聞きしたいのですが。

それから、越塚先生には、極限的技術というお話しがありましたが、こういう非常に稠密な体系での伝熱流動とか、このプロジェクトで研究していく事で、むしろ逆に火力部門とか他の一般機械とか、伝熱流動の活発化に、何か寄与する事が出来る可能性があるのか、こういう軽水炉の極限的な技術を、伝熱という分野で一所懸命やる事で、他の一般産業にも非常に有用な、ソフトウェアも含めてなんですが、事が出来るんだろうかといったような、その辺のお知恵もお話し頂ければ、そういったものを含めて是非PRして、プロジェクトを盛り上げていきたいと思っております。

### 日立：竹田

最初は電力会社の方にという事で、後の方から一般の方にというお話になりましたが、ご説明する相手をしっかり決めて頂きたい。

### 三菱：岡部

先ず、それは違うでしょうか。一般の方に受けるような夢を語れば、電力会社さんにも受けると思うのですが。

### 日立：竹田

それはちょっと。先ず今はご期待に沿えるような解答は持ち合わせておりません。それなのに何故やっているのかとそういうご質問に代えさせて頂きますが、私も東京電力と時々お話をさせて頂くのですが、ある方のご意見ですとIPPというのはいずれ安い電源が無くなったらいずれ終わると、今の電力小売り等を考えると、これはまさに売り上げ減に繋がるわけですから、こういう状況で、今日現在、燃料サイクルという事はとてもじやなけれども、実を結ぶフェーズには無いという事です。

これは全くその通りだと思う訳ですね。とにかく、安い電気と競争すると、再処理を止めて長期貯蔵するしかないという事になると思います。ですが、昨日最初にもちょっとお話をさせて頂いたのですが、原子力を火力より安い電気を供給しますという事ではなくて、一般の方はエネルギー問題を半永久的に解決しますという約束の下で原子力をやるという事を負託したのだと思います。ですから、こういう事をやるには、皆様に、こういう良いものがあるからお金を出して下さいと言えれば良いのですが。

ここからは私個人の意見ですが、今の原子炉は、その国民の負託に答えていないのではないかと思います。一般の原子力を支持しておられる方は、答えていると思って頂いていると思うわけです。ですが、100年しか持たないよ、という事が顕になる事を非常に恐れるわけです。

ですから原子力というのはもう一回、大衆に意見を聴かないといけないと思うのです。その時に少なくとも約束は果たしていますよという事を言いたいと思うわけです。それはナトリウムで出来ればそれに越した事はないし、そのバックアップという意味で軽水炉がどこまで出来るかという事をなんとかやりたいと思っています。それから次のスタートとして、皆様にいろいろご援助を頂くという事ではないかと思います

### 三菱：岡部

丹澤さんにお聞きしたいのですが、十年、二十年増殖が可能だとすると、燃料は取り替えなくてもいいような、そういう原子炉も出来ると思います。増殖比が1を越えると、こんないい事も可能性として有るよといった言い方が何か御座いませんでしょうか。

### 東芝：丹澤

今、岡部さんがおっしゃったような事は、メーカーとしてはそういうコンセプトを出して行けるといいたいのですが。ただ、一般の人に夢を語ると言った時に、実は私、基本的には楽観主義者なんですけれども、今ですね原子力そのもの、科学一般についてそういう事をなかなか語れる前提が無くて、じつとそこを耐えて行くしかない時代ではないかと思います。

実は私、原子力を始めた頃というのは、無限のエネルギーを提供する原子炉という夢を多くの先生が語ってくれて、これは燃やしたら新しい燃料が出てくるんだという。今の高速増殖炉のコンセプトを聞いて、こんなにすばらしいものはないという事でこの世界に入った口なのです。そういう夢を聞いて入ってきたのですが、そのころというのは高度成長期で、こういう事を実現するためにエネルギーが必要だという風に非常に説得力を持っていたと思います。もちろん、エネルギーは必要だし、我々はそのために頑張っているわけですが、今は節約の時代、飽食の時代に入っているわけとして、なかなかそういう事が語り辛い状況にあると思います。

### 日立：竹田

逆に教えていただけないでしょうか。

### 三菱：岡部

今は、増殖というのが逆風の時代にあるものですから、私自身は竹田さんのおっしゃる通りだと思うのですが、それをどういう風に皆さんにお伝えしていけばいいのかなという事でちょっと困っているわけです。そういうのも今まででは、原子力の人が狭い村に閉じこもっていたので、やはり今日のような状況になったという事で責任もあるのかなと思うわけです。

一方で技術的な仕事はきちんとやっていかなければいけない訳ですが、やはり税金を納めて頂いている国民の皆様に、こういうすばらしい芽が有るですよという事を絶えず専門家が言っていくように努力しないと、結局、自分の首を絞める事になるのかなという気がいたしました。

もちろん、竹田さんがおっしゃっているように、資源論的な話というのは非常に重要という事で、それを主流にしたいとは思うのですが。

#### 東大：越塚

エネルギー資源的に言えば、増殖する炉心というのは軽水炉よりも二桁くらい使えるわけです。日本は、技術立国ですので、技術で食べていくという面しかないと思います。

例えば、LMFBR等が実用化するとすると、これで我々が特許を抑えておけば1000年くらいは優に食べて行けるという事になります。軽水炉だと100年しか食べて行けなかつたら、この技術を開発してしまえば、その100倍の一万年くらい食べて行けるという事になるかもしれません。

日本のような技術立国では、やはり技術が一番重要で、世界でやっていない新しい技術を全部抑えておいて、一番良いものを作り、それが一万年くらい使える技術であるという事は、例えば軽水炉の百倍くらい投資しても理由がつくのではないかと思います。

#### 三菱：岡部

先程、私が越塚先生にご質問したのはですね、竹田さんとか丹澤さんとかに質問したのとは全然違いまして、今度は専門家の中での話でして、伝熱流動の分野に限ってですね、この稠密炉心の軽水炉体系での伝熱流動の技術を我々が頑張っていく事でなにか一般産業への水平展開のような事が期待出来るでしょうかという事です。

先生がご専門の高度のシミュレーション技術の活用とか、そういう媒体でもいいと思うのですが何か御座いませんでしょうか。なんとなく、岡先生とか越塚先生のお話しさは、いまやもう火力に遅れちゃっているよと、だからそこを目指しなさいという色彩が強くてですね、それはそれで謙虚に我々としては受け止めたいと思うのですが、逆に先生がご専門のソフトウェアの部分では、原子力は比較的まだ予算が使えるという状況にございますので、そういうのも活用して、こういう稠密の厳しい伝熱条件の問題を解決していくという研究をやる事で、ちょっと一般産業の方にも夢が展開出来るような事があるのでしょうかというそういう質問です。

#### 東大：越塚

超臨界圧炉の研究をしていますと、大抵が火力にやられているわけです。ですから原子力は遅れているなあという実感になるわけです。ただ、数値シミュレーションに関しては、超臨界圧の数値シミュレーションというのは昔はやらせていましたから、そういう技術は、出来るかなと思います。AEAも独立して数値シミュレーションのコードを作っていますし、数値シミュレーションの技術として

世界のトップを原子力が担っていれば、例えば、技術研究所を独立して民営化してもコードで商売して暮らして行けるかなと思います。

原研：高野

先程の炉物理の話しながら、今から高速炉をやっていきまして、ボイド係数が負で、もちろんドップラーも負ですが、もう一つは燃焼反応度変化が0だと、それには増殖がどうしても必要だと、それには1.0ではダメで、炉心の増殖比が1.1くらいなければダメだという事で、なおかつボイド係数が負になるというのは高速炉では非常に難しく、全部は出来ていないという事でした。

もしこれで、それでこれが出来ると非常に具合がいいという事になります。燃焼反応度が0だということは、制御棒などのワースがほとんど要らないという事になります。非常に安全性が高い。もし軽水炉でボイド係数が負で、なおかつ燃焼反応度が非常に0に近いというものが出来れば、高速炉にない非常にいい魅力が出来て安全性とエネルギー資源の両方を両立出来るのではないかと思います。

座長：中川

それでは、他のご意見を伺いたいと思います。

原研：岩村

昨日のレビューのところに関係するかもしれないのですが、低減速スペクトル炉に対して現在の時点で外国の関心、興味なり、あるいは具体的な研究開発計画が有るのかどうかについてお聞きしたいのですが。

三菱：松岡

私の知っている範囲では、外国は、今現在、あまり聞いていないのですが。

三菱：駒野

フランスとかそういう所と打ち合わせる機会があるのですが、残念ながら兵器解体等でプル余りという事で、フランスもやはり高減速にしてプルをなんとか燃やすとしてやろうという状態です。

まあ長期的に見ているのではないと思うのでして、短期的にやはり今置かれている事情があるかも分からぬのですが、どうしてもそういう形で燃やす方に研究が進められていると言うのが正直なところだと思います。

その他の国ではどうかというのはちょっと分かりません。

日立：竹田

今、DOEが少し軽水炉に対してお金を出そうという動きにあって、カーター以来の反省が少しあると思うのですが、大学の原子力工学科を活性化したいという事で、ある程度のお金用意して、やるのであればこういう軽水増殖という動きが少しあります。

原研：落合

研究協力の件でCEAと連絡をとったのですが、そちらの将来の炉を幅広くサーベイする部署の方ですが、非常に興味を示していらっしゃいました。

原研：岩村

日本がリーディングカントリーとなって、これから世界の原子力を引っ張る一つのテーマとして重要なだと思います。

座長：中川

アドバンスドリアクターに対する期待度というものは、確かに非常に高いという事は間違いないと思います。私、OECDのNEAのある委員会に出ているのですが、そこで扱っている色々なものに対して、二十数ヶ国が投票して関心のあるテーマについて1から4の点数を付けて、その結果がこの間公表されたのですが、その中で、我々が今年の十月にAdvanced Reactor with innovative fuelというタイトルのワークショップを計画しているのですが、それに対する点数が非常に高かったんですね。

むしろ非常に先進的なものよりも高かったという事で、どちらの国もアドバンスドリアクターに対する関心が非常に高いという事は、間違いないと思います。

原研：大久保

先程の高野さんのお話しにも関係あるのですが、昨日のお話で日立さんも、東芝さんも、くしくもギャップ1.3mmで増殖比1.01という概念を出されているのですが、それを増殖比の観点で向上したような設計というのは、やる事に今の状況ではかなり難しい事が予想されるのでしょうか。

日立：竹田

1.01というのを目標にやってきまして、それ以上のものはやっていないというのが事実ですけれども、そうするとボイド係数というものがかなり厳しくなってくると思います。ですから燃焼度を小さくすれば、ブリーディングを上げたりするのは可能だと思います。それは全部逆の関係にありますから、私は1.01で出来るだけ燃焼度を伸ばすというのが良いのではないかと思います。

原研：大久保

ある意味ではそこが限界みたいなものであって、それから幅を広げられる余裕をもった範囲の検討ではないという事ですかね。ただ、炉心の概念としてはシンプルなものですから、検討の余地が色々あるのではないかと思う訳です。

日立：竹田

現状は圧力容器を一定にしてますから、それを大きくして出力密度を下げれば、まだまだいけるかもしれません。ただ、出力を下げるという事はコストにもろにきいてきます。その辺、経済性、安全性、燃料経済性のどれかを外せば、ブリーディングだけ上げるという余地はあると思います。

越塚先生が提起されたお話しの中で、ちょっと誤解をされる方があると困るので、説明させて頂きたいのですが、流量半分になって同じ熱が取れているから出力密度が高い事がそれほど悪い事ではないというお話しでした。2つ条件がありまして、一つは燃料ピンが独立だと考えます。その中で今のABWRとRBWRの一番出力が高いものどおしを比較すると、ちゃんと同じだけの水が流れているのですね。だから今のABWRはいらない水があちこちいっぱい流れていると。特に二相流圧損と言いまして、出力が高いものはボイドができて圧損が増えますからそこに水が流れなくなります。だから出力の低いところに高いものよりも沢山水が流れる事になります。そういう風な事を無くしてするために、水が半分ですんでいるのです。だから半分にしたのは、ボイド率を40%から60%にしないと水対ウラン比が小さくならなくてブリーディングが達成出来ないという事です。

#### 座長：中川

時間も大分経ってきましたので、この辺で、今後の研究の進め方、特に協力等に関してパネラーの皆さんから色々提案を受けている訳ですけれども、それに関してご意見はありませんでしょうか。

#### 原研：岩村

今のパネラーの皆さんのご意見を伺いますと、先ずは遠慮無く進めるべきで、そして試験炉の建設が必要だという事です。試験炉についても色々なご意見が有った訳ですが、パネラーの方々の言い方を聞きますと、原研が試験炉を造ってくれればそれを利用するという立場ではなかったかと思います。

試験炉についてはですね、原研でも数年来検討を進めて来た訳ですが、昨今の原子力をめぐる状況から見まして、原研だけが試験炉を建設するという事で予算要求をするというは非常に厳しい状況にあるという事で、もしどうしても試験炉が必要であるという状況になれば全産業界を上げてご支援頂かないと資金の面も含めてですね難しい状況にあるという事です。

#### 座長：中川

確かに原研が果たせる役割は、どの程度かという事を私達もこれから考えなければいけないのですが、特に私もこの一年間原子炉工学部の部長をやってきて、ひとつ痛切に感じているのは、原研全体にもある程度共通かもしれないのですが、民間との協力、特に軽水炉が絡んだ研究という意味では、安全性に関しては協力はされておりますが、アドバンスの軽水炉の研究という点に関しては、民間との間の協力あるいは交流というのがなり限られてきたという気がしないでも無かったわけです。それで軽水炉というものを今後原研で研究するならば、産業界との協力無くしてはあり得ないし、机上のものに終わってしまうだろうと思います。

今回こういう研究会を開かせて頂きましたのも、そういうきっかけにしたいと思ったからです。特に今回のテーマは、直接利害がある事から先の話である事もあって準備させて頂いた訳です。そういう意味では色々な方からこのテーマに関してご賛同の意見を発して頂きまして、出来れば今後ともこういう分野に積極的に協力を進めたいと思っております。

ただ、最初に申しました通り、私どものあります原子炉工学部は3月31日をもって無くなってしまいまして、四月からエネルギーシステム研究部という事になっております。エネルギーシステム研究部のリーダーが誰になるかもまだ決まっている訳ではありませんが、仮に私が引き継ぐという事になれば、こういう形で今後とも皆様から頂いたご提案を積極的に生かして行きたいと痛切に感じている次第です。

特に、こういう研究会といったものは、非常に密度の濃い議論をさせて頂きましたので、生かしていきたいと思います。もう一つ感じますのは、多分、今回はこういうテーマで開いた最初の研究会ではないかと思いますが、最初に高転換炉のレビューから始めたのも、私もその時に少しは関わったものとして、あの二の舞は踏まないと思っているからです。

何故あの時に高転換炉が消えて行ったのか、それを全員で共有する必要があると思ったからです。そこからまず研究をスタートしてほしいと思ったからです。あの時もそうだったのですが、昨日も出ましたように、エドランド等の論文は非常に楽観的なものを出してしまって、それで世界中が高転換炉の研究を始めたわけです。そして色々な研究を進めて行けば行くほどそれは甘くないという方向に行っていたという事です。

そういう事は、竹田さんのところでやっておられるのは十年くらいやっておられますので、そういう事は無いんだろうと私は思っておりますが、その他の事に関して、今後も研究を進めて行く間に非常に困難な問題が立ちはだかってくるように私は感じております。

相当協力しないと本当に成立性がどこでブリーディングあるいは燃焼度、それから材料その他に関するのかという課題は出てくるという事が十分予想されるという気がしますので、官民挙げて協力して行くうえでは非常に意義があったと思います。

#### 京大：代谷

先程、私、座長をさせて頂いた時に、今後とも協力していくというそういう方向で考えて頂きたいという事を申したと思うのですが、今後、日本国の大規模なプロジェクトを動かすという時に、一つの組織あるいは、一つの企業が動かすというのは、もう出来ないのでないかと思います。

巨大プロジェクトであればあるほどそういった時代になって来たと思いますので、そういう意味ではこういう形でやっていかれるという事は非常にいいのではないかと思います。これを大学がこの形をやろうとすると、特に京都大学はいろいろな問題があるので難しいと思います。

フランスとかそういう所を見ていますが、原子力庁の機関とEDF等がうまくやっているという状況だと思います。そういうのがあそこがかなりの勢いで伸びたという一つの理由だと思いますので、二番煎じになるかもしれません、協力の体制をとってやって頂きたいと思います。

先程の増殖の話ですけれども、増殖等々の話を考えると、本当はどなたかだおっしゃったように、まず原子炉のシステムとしては必ず燃料は入れっぱなしで何もさわらなくて増殖率がある程度あってそのままいけるような、例えば先程、栃原さんが言われたように、ちょっとあれにスペクトルシフト的な事を入れればもう少し行くのではないかという気もしますし、そういうような事も考えて頂ければ、非常に夢のあるものになるのではないかと思います。

#### 座長：中川

それでは、電力の方もお見えになっておりますので、少しご意見、ご感想をお願いしたいと思います。

#### 関電：鈎

昨日、今日とですね、このテーマで色々勉強させて頂きまして、非常に可能性のありそうな分野であると再認識させて頂きました。この分野は、目標設定をどこにするかというのが一つの大きな問題だと思うのですが、その設定に関して、かなり達成度が高そうだというのが見て来た時は、我々の世界もかなり変わるだろうなと思います。

特に、我々が悩んでおりますのは、再処理路線、プルトニウム利用路線をですね、本当にどうしていいかというところがありまして、これに対する解答がここで本当に得られるのであれば、非常に幸であるなと思っております。

まあ、見ておりますと非常に夢は有るのですが技術的に解決しなければいけない課題もまだありますというところがありまして、今後の皆様方の努力にお願いしたいなと思います。

我々としても出来るだけの事について、協力するという事については出来る範囲でさせて頂きたいというふうに思っておりますし、これを電力業界としてはどう対応するのかという所まで含めて、色々検討しなければいけませんので、一概には言えないかもしれません、方向性としてはもしも可能性が高くて色々出来るという事であれば、協力する方向で検討するのはやぶさかではないというところが私の今日言える最大限の所です。

#### 原電：

昨夜、割とぼんやりとした言い方でしたが、言ったつもりだったのですが、ここに来た時にどういうイメージで来たかと申しますと、キャッチフレーズ的に燃料取り換え無しの原子炉というイメージがありました。そういう事がないと、なかなか乗れないのかなと思います。昨日、今日の話を伺っていまして、概念として資源の有効利用というのは、核不拡散という意味では多少いいのかなという気はしたのですが、今の状況でそのところに乗って行くのには、それだけでは乗れないのではないかと思います。

私は研究の状態を全く存じあげませんでしたので、むしろもう少し進んでいるのかな、アイデアとしては詰まった物なのかなというイメージだったのですが、課題もかなりあるな、これからやる事も大変だなと思います。

ただ言える事は、我々はオプションを持つ必要があるという事です。オプションを持たないでこのままだと衰弱するという事がございますので、やはりオプションを常に持っていて色々な状況に対応出来るというのは基本的に大事な事なので、そういう意味合いでは是非、協力する方向では行きたいと思います。

#### 座長：中川

それでは、最後のまとめという事に入りたいと思いますが、パネラーの方から一言ずつお願ひします。

原研：落合

本当にご協力頂きまして有難う御座いました。是非、今後とも定期的にこのような会合を持つ事が出来れば非常に有り難いと考えております。今後ともご協力お願いします。

三菱：松岡

我々、この一年くらい急にこの分野に力を入れ込んでやつていて、ある程度見通しが出たと思います。しかしやはり悩むところは先程からも議論になっています何を目標にするか、何をアピールするかというところで一番悩んでおりまして、やはり今日、その辺の色々な意見も聴きましたし、皆さん同じような悩みだなと思っておりますけれど、なんとかいいものを出して、色々な所のコンセンサスもとられるようなものを、ある目標を掲げてやっていきたいなと思います。

色々人の色々な意見を聴きながら目標を定めていくというのも一つの方法ではないかと思っておりますので、またこういう会議でどういう目標を上げたら世の中に受け入れられるのかというのも見定めながら進めていきたいと思います。

東芝：丹澤

私も今、低減速MOX炉の勉強中で、昨日、今日と大分色々勉強させて頂きました。パネラーという事で前に立つにはおこがましかったのですが、どうも有難う御座いました。

ただ、私も、こういった研究を通じて先程原電さんもおっしゃったのですが、やはり色々な選択肢を作っていく事は大事な事ですし、燃料サイクル全体として技術を深めていきたいと、そういうふうに思いますので、今後とも宜しくお願ひします。

日立：竹田

色々と話を聞いて頂き、また色々教えて頂きまして、有難う御座いました。随分、色々話をさせて頂きましたので、特に言う事も御座いません。どうも有難う御座いました。

東大：越塚

私も特に御座いません。このプロジェクトがうまく動いて、良い成果が出ればいいなと思っております。

座長：中川

それではどうも有難う御座いました。これを持ちまして本パネルセッションを閉会させて頂きたいと思います。どうも有難う御座いました。

付録一 11

研究会プログラム

参 加 者 名 簿

## プログラム

### 3月4日(水)

司会：中川 正幸

- ① 開会挨拶 10:00～10:05 早田 邦久 副所長  
② 基調講演「低減速炉心研究への期待」 10:05～10:50 岡 芳明 東大教授  
③ 高転換型炉心研究のレビュー 座長：金川 昭（名大）  
（1）PWRに関するレビュー 10:50～11:50 大久保 努（原研）  
昼 食（原研食堂） 11:50～13:15
- 司会：落合 政昭  
(2) BWRに関するレビュー 13:15～14:15 竹田 練三（日立）  
④ 低減速スペクトルMOX炉心研究(1) 座長：東 邦夫（京大）  
・超臨界圧軽水冷却炉 14:15～15:15 岡 芳明、越塚 誠一（東大）  
休憩 15:15～15:30  
・RBWRの検討 15:30～16:30 竹田 練三（日立）  
・BWRによる先進的核燃料リサイクル 16:30～17:30 松山 慎一郎、坂下嘉章（東芝）  
懇親会（於、東海会館） 18:00～20:00

### 3月5日(木)

司会：大久保 努

- ⑤ 低減速スペクトルMOX炉心研究(2) 座長：高野 秀機（原研）  
・増殖型PWRの概念について 9:20～10:20 栄原 洋、駒野 康男（三菱）  
⑥ 原研における研究現状と将来計画 座長：代谷 誠治（京大）  
・低減速スペクトル炉心の設計研究 10:20～11:10 落合 政昭（原研）  
・アクチニド研究施設 11:10～12:00 小川 徹（原研）  
昼 食（原研食堂） 12:00～13:15

- ⑦ パネルディスカッション「低減速MOX炉研究の今後の展開と技術的課題」  
13:15～14:55 座長：中川 正幸（原研）

パネラー：越塚 誠一（東京大学）

竹田 練三（日立製作所）

川島 正俊（東芝）

松岡 強（三菱重工）

落合 政昭（原研）

- ⑧ 閉会挨拶 14:55～15:00 岩村 企画室調査役

## 低減速スペクトル炉に関する研究会参加者名簿(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	金川 昭	名古屋大学
3	代谷 誠治	京都大学原子炉実験所
4	越塚 誠一	東京大学工学部付属原子力工学研究施設
5	東 邦夫	京都大学エネルギー理工学研究所
6	向原 民	東京大学工学部付属原子力工学研究施設
7	杉野 和輝	動力炉核燃料開発事業団基盤技術開発推進部
8	横山 賢治	動力炉核燃料開発事業団
9	庄野 彰	動力炉核燃料開発事業団システム開発推進部
10	篠田 佳彦	動力炉核燃料開発事業団技術開発推進部
11	山本 徹	原子力発電技術機構システム安全部
12	山田 清文	東京電力(株) 原子力技術部
13	原 貴	東京電力(株) 原子力技術部
14	鉢 孝幸	関西電力(株)原子力・火力本部
15	大山 正司	日本原子力発電(株)研究開発本部
16	和田 茂行	日本原子力発電(株)研究開発部
17	松村 哲夫	電力中央研究所原子力システム部
18	丹沢 富雄	(株)東芝原子力技術研究所原子炉技術担当
19	川島 正俊	(株)東芝原子力技術研究所原子炉技術担当
20	横山 次男	(株)東芝動力炉開発部
21	山岡 光明	(株)東芝原子力技術研究所原子炉技術担当
22	坂下 嘉章	(株)東芝動力炉開発部
23	松山 慎一郎	(株)東芝動力炉開発部
24	竹田 練三	(株)日立製作所電力・電機開発本部
25	山下 淳一	(株)日立製作所原子力計画部
26	松岡 強	三菱重工業(株)軽水炉プロジェクト部
27	柄原 洋	三菱重工業(株)炉心技術部
28	生川 孝一	三菱重工業(株)新型炉燃料サイクル技術部
29	駒野 康男	三菱重工業(株)炉心技術部
30	岡部 一治	三菱重工業(株)制御安全技術部

## 低減速スペクトル炉に関する研究会参加者名簿(所内)

	氏 名	所 属
1	早田 邦久	日本原子力研究所 東海研究所
2	前田 充	日本原子力研究所 安全性試験研究センター
3	秋元 正幸	日本原子力研究所 原子炉安全工学部
4	岩村 公道	日本原子力研究所 企画室
5	土尻 滋	日本原子力研究所 企画室
6	東稔 達三	日本原子力研究所 企画室
7	山下 清信	日本原子力研究所 HTTR技術開発室炉心第一グループ
8	中島 健	日本原子力研究所 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室
9	黒澤 正義	日本原子力研究所 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室
10	小川 徹	日本原子力研究所 燃料研究部融体・燃料プロセス研究室
11	林 君夫	日本原子力研究所 燃料研究部燃料照射研究室
12	高野 秀機	日本原子力研究所 安定化プルトニウム燃料・燃焼法研究特別チーム
13	秋江 拓志	日本原子力研究所 安定化プルトニウム燃料・燃焼法研究特別チーム
14	中川 正幸	日本原子力研究所 原子炉工学部
15	藤村 統一郎	日本原子力研究所 原子炉工学部炉特性研究室
16	奥村 啓介	日本原子力研究所 原子炉工学部炉特性研究室
17	久語 輝彦	日本原子力研究所 原子炉工学部炉特性研究室
18	岡島 成晃	日本原子力研究所 原子炉工学部炉物理研究室
19	山根 剛	日本原子力研究所 原子炉工学部炉物理研究室
20	大井川 宏之	日本原子力研究所 原子炉工学部炉物理研究室
21	大貫 晃	日本原子力研究所 原子炉工学部伝熱流動研究室
22	吳田 昌俊	日本原子力研究所 原子炉工学部伝熱流動研究室
23	佐藤 治	日本原子力研究所 原子炉工学部エネルギー評価研究室
24	落合 政昭	日本原子力研究所 原子炉工学部受動的安全炉研究室
25	大久保 努	日本原子力研究所 原子炉工学部受動的安全炉研究室
26	中島 伸也	日本原子力研究所 原子炉工学部受動的安全炉研究室
27	新谷 文将	日本原子力研究所 原子炉工学部受動的安全炉研究室
28	白川 利久	日本原子力研究所 原子炉工学部受動的安全炉研究室
29	嶋田 昭一郎	日本原子力研究所 原子炉工学部受動的安全炉研究室
30	碓井 修二	日本原子力研究所 原子炉工学部受動的安全炉研究室

This is a blank page.

# 国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつSI組立単位

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

表2 SIと併用される単位

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

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

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

表5 SI接頭語

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

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

## 換 算 表

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

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

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

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 × 10 <sup>3</sup>	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>
	6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>	= 4.184 J(熱化学)
	9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>	= 4.1855 J(15 °C)
	3.6 × 10 <sup>6</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>	= 4.1868 J(国際蒸気表)
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>	仕事率 1 PS(仏馬力)
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>	= 75 kgf·m/s
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>	= 735.499 W
	1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1	

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>		1	100
	3.7 × 10 <sup>10</sup>	1	0.01	1	

照 射 線 量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	3876		1	100
	2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1		0.01	1

(86年12月26日現在)

低減速スペクトル炉に関する研究会報告書 1999年3月4-5日、東海研究所、東海村