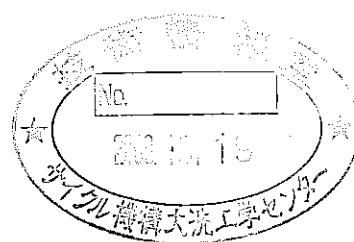


# 水炉検討会1999年度報告書

(研究報告書)

2000年7月



核燃料サイクル開発機構  
大洗工学センター  
日本原子力研究所  
東海研究所

本資料は、「日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構との間の高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究に関する研究協力取決め」の下に設置された「水炉検討会」の研究報告として作成されたものです。

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地49

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,

Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184,

Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute),

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

2000

## 水炉検討会1999年度報告書

(研究報告書)

水炉検討会\*

### 要 旨

核燃料サイクル開発機構では、中長期事業計画を受けて、平成11年度からFBRサイクルの実用化戦略調査研究が本格的に開始された。この研究では、多様なFBRプラントの技術選択肢について検討を実施しており、水冷却増殖炉概念も選択肢の1つである。本報告書は、水炉検討会の1999年度の活動内容を報告するものである。この検討会は、核燃料サイクル開発機構と日本原子力研究所との間で、情報交換を主体として水冷却増殖炉に関する検討を行うため設置されたものである。

現行軽水炉プラント技術を利用することを前提に、高ボイド率超扁平炉心により転換比を高めた高転換比BWR型炉をフェーズ1での検討対象として選定した。

現状の評価では、炉心除熱性の実験的確認を除くと、大きな問題点は見つかっていない。また、本検討会で対象とした体系に関する核計算手法について妥当性を確認したことから、水冷却にて増殖炉心が成立し得ると判断した。

2000年度も継続して検討を進め、フェーズ1での結論を得ることとする。

---

\* ) 検討会メンバー一覧を iii 頁に記す。

本報告書は、「日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構との間の高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究に関する研究協力取決め」に基づき実施した共有成果である。

## Report of Working Group on Water-Cooled Fast Breeder Reactors in 1999 Fiscal Year

Working Group on Water-Cooled Fast Breeder Reactors\*

### Abstract

Based on the medium and long-term program of *Japan Nuclear Cycle Development Institute* (JNC), the feasibility studies on commercialized fast breeder reactor (FBR) cycle have been started from the 1999 fiscal year. Various options for FBR plant systems have been studied and a concept of water-cooled FBRs is one of these options. The working group on water-cooled FBRs has been organized in cooperation with *Japan Atomic Energy Research Institute* (JAERI) in order to evaluate water-cooled FBRs based on information exchange. The purpose of this paper is to report the activity of this working group in FY 1999.

A high conversion BWR with high void fractions and significantly flat core, which is subject to use the technology of current light water reactors, was selected for the investigation of Phase 1 study.

This evaluation showed that there is no problem with high developmental risk, and it is desirable to experimentally confirm the core coolability. Furthermore, the fundamental feasibility of the water-cooled fast breeder reactor was confirmed, since the method of the nuclear calculation was verified for the configuration of this study.

As a result, it is recommended to continue the research of the water-cooled FBR in the 2000 fiscal year and obtain the final conclusion of the Phase 1 study.

Keywords: Water-cooled fast breeder reactor, High conversion BWR, Feasibility studies on commercialized FBR cycle of JNC

---

\*) Member of this working group is listed on page iii.

This report belongs to both JNC and JAERI, which is based on Memorandum of cooperation between JAERI and JNC related to feasibility studies on commercialized FBR Cycle .

検討会のメンバー（敬称略、順不同）一所属等は 2000 年 3 月末時点

**主査**

核燃料サイクル開発機構 システム技術開発部 FBR システムグループ  
此村守 研究主幹

**メンバー**

日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部

将来型炉研究グループ

岩村 公道 グループリーダー、大久保 努、嶋田 昭一郎、白川 利久、  
碓井 修二、中塚 亨、石川 信行

熱流体研究グループ

秋本 肇グループリーダー、新谷 文将、大貫 晃、呉田 昌俊

システム評価研究グループ

佐藤 治グループリーダー

炉物理研究グループ

久語 輝彦

核燃料サイクル開発機構 システム技術開発部

FBR サイクル解析グループ

平尾 和則 グループリーダー

炉心・燃料システムグループ

林 秀行 研究主席、佐々木 誠 研究主席、水野 朋保 研究主幹

リスク評価技術開発グループ

丹羽 元 グループリーダー

熱流体技術開発グループ

山口 彰 グループリーダー、堺 公明

炉心技術開発グループ

石川 真 グループリーダー、庄野 彰 研究主幹

**事務局**

核燃料サイクル開発機構 システム技術開発部 FBR システムグループ

神山 健司

## 目 次

1. 序	1
2. 検討対象	1
2.1. 低減速スペクトル炉	1
2.2. 検討対象の選択	1
2.3. 高転換比BWR型炉	2
3. 検討範囲	3
4. 検討結果	4
4.1. 炉心核特性	4
4.1.1. 増殖比に及ぼす核断面積誤差及びPu同位体組成の影響	4
4.1.2. 評価手法の妥当性	5
4.2. 平衡炉心燃料組成の解析	5
4.3. まとめ	5
5. 1999 年度活動状況	6
6. 2000 年度活動計画	7
参考文献	9

## Contents

1. Preface	1
2. Object of Evaluation	1
2.1. Reduced-Moderation Water Reactor	1
2.2. Selection of the Object	1
2.3. A high conversion BWR	2
3. Scope of Evaluation	3
4. Results	4
4.1. Nucleare Characteristics of the Core	4
4.1.1. Effects of Cross Sections' Error and Pu Isotopic Composition on the Breeding Ratio	4
4.1.2. Veriification of Method in the Estimation	5
4.2. Analysis of Fuel Compositions in the Equivalent Core	5
4.3. Concluding Remarks	5
5. Activity in FY 1999	6
6. Activity Plan in FY 2000	7
References	9

### 表リスト

表 1	「低減速スペクトル炉の研究」における炉心概念設計のまとめ	10
表 2	主要諸元と炉心特性（燃料棒間隔 1.3mm）	11
表 3	主要諸元と炉心特性（燃料棒間隔 1.0mm）	11
表 4	高転換比 BWR 型炉の炉特性データ	12

### 図リスト

図 1	燃料集合体構成（燃料棒間隔 1.3mm）	13
図 2	炉心構成断面図	14
図 3	燃料集合体と制御棒の軸方向位置の関係	15
図 4	燃料集合体構成（燃料棒間隔 1.0mm）	16

## 1. 序

核燃料サイクル開発機構（以下、「サイクル機構」と言う）の中長期事業計画では、FBR サイクルの実用化のため、経済性の向上に向けた一段の研究開発努力が必要であるとしている。また、資源論的観点に加えて環境論的観点の研究開発も重要であるとし、この認識に立って、長期的には 1) 経済性の向上、2) 資源の有効利用、3) 環境負荷低減、4) 核不拡散性確保を開発目標にし、中期的には、FBR サイクル全体で軽水炉とその関連核燃料サイクルと比肩する経済性を達成するように研究開発を進めるとしている。

同方針を受け、実用化に向けて、安全性を前提に経済性向上を最優先として FBR サイクルの実用化戦略調査研究が開始された。ナトリウム、重金属、ガス、水等の冷却材、中小型モジュール炉、並びに、酸化物、金属及び窒化物の燃料からなる多様な技術選択肢について検討を実施している。フェーズ 1 として 2000 年度までに候補の具体化を図り、フェーズ 2 として、候補の絞り込みを 2005 年度までに実施する予定である。

このうち、冷却材に水を使用する水冷却炉概念については、日本原子力研究所（以下、「原研」と言う）が検討経験及び技術的知見の蓄積が豊富であるため、「水炉検討会」を設け、情報交換を主体として、両者が共同で検討を行うこととした。これが本検討会の設立趣旨である。

## 2. 検討対象

### 2.1 低減速スペクトル炉

将来型水冷却炉の研究が、メーカーを含め原研、日本原子力発電（株）を中心に「低減速スペクトル炉の研究」として行われている<sup>1,2</sup>。この「低減速スペクトル炉」はウラン資源の有効利用、高燃焼度・長期サイクル運転、プルトニウムの多重リサイクルなどを目的とし、中性子エネルギーを現行軽水炉よりも高くすることでウラン 238 からプルトニウム 239 への転換比を増大させた概念である。この研究の中では表 1 に示すように、5 つの炉型が検討されている。

### 2.2 検討対象の選択

実用化戦略調査研究では水冷却による増殖炉成立性を検討することから、「低減速スペクトル炉の研究」にて検討されている 5 つの炉型のうち、高転換比の限

界を目指した炉型であり、また検討も比較的進んでいる高転換比 BWR 型炉が検討対象として適切であると判断し選定した。

### 2.3 高転換比BWR型炉

転換比 1 を超える増殖炉とするためには、水対燃料体積比を低減させる必要がある。その実効値は、現行 ABWR では 1.8 程度であるが、以下の方法にて本概念では 0.17 程度まで低減している。すなわち、稠密三角燃料格子を採用することによって燃料棒ギャップを現行 ABWR の約 4mm から、現在の BWR 設計技術基準で許容される最小値 1.3mm まで減じることに加え、冷却材を高ボイド率化することである。

この考え方で構築された炉心仕様を表 2 に現行 ABWR と比較して示す。また、燃料集合体の具体的な構成を図 1 に示す。炉心は、図 2 に示すように、924 体の六角燃料集合体と炉心の下方から挿入される 295 本のフォロワー付き Y 字型制御棒（図 3 参照）から構成される。燃料被覆管は現行炉と同じジルカロイ製とし、燃料棒径は 14.5mm の太径燃料棒となるが、これはかつて使用された BWR の 7×7 型集合体燃料と同程度であり、この結果、炉心外接半径は 3.6m となる。

燃料部の平均核分裂性プルトニウム富化度は 18% としているが、集合体内に 5 種類の富化度を持たせることで局所ピーキングが 1.05 以下になるようにしてある。また、炉心の径方向出力ピーキングも 1.21 で平坦化が図られている。炉心流量は現行 ABWR の約 1/4 で、炉心平均ボイド率 70%、出口クオリティ 55% と著しく高い値であるが、修正 CISE 式による最小限界出力比 (MCPR) は 1.3 という評価となっている。最大線出力密度は 17kW/ft ( $\sim 560\text{W/cm}$ ) であるが、これはかつて使用されたほぼ同径の 7×7 型集合体燃料の制限値 18.5kW/ft ( $\sim 610\text{W/cm}$ ) 以下である。

ボイド反応度係数を負とする対策として、炉心の扁平化による中性子漏洩の促進を図っている。図 3 に示すように、炉心高さを 18.5cm 及び 20.0cm と著しく扁平化した 2 領域とし、その間に高さ 29.5cm の劣化ウランの軸方向内部ブランケットを配置している。この合計 68.0cm を炉心領域として扱い、その上下に高さ 33.0cm 及び 20.0cm の軸方向ブランケットを配している。また、径方向ブランケットは配置しない設計となっている。この結果、ボイド反応度係数は  $-1.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/\%void$  という負の値となっている。

転換比（増殖比）は以下の式にて定義され、平衡サイクル中期の値としている。この値はいわゆる瞬時値であり、本概念においては 1.1 である。

$$\frac{\text{U-238捕獲反応率} + \text{Pu-238捕獲反応率} + \text{Pu-240捕獲反応率}}{\text{Pu-239吸収反応率} + \text{Pu-241吸収反応率} + \text{Pu-241崩壊率}}$$

また、プルトニウムの残存比にて転換比を定義する場合には以下の式を用いる。

$$\frac{\text{取出燃料中の核分裂性Pu量}}{\text{装荷燃料中の核分裂性Pu量}}$$

本概念においては、残存比は 1.06 となる。

以上の設計と類似しているが、燃料棒間隔を 1mm とした設計も実施してある。表 3 に炉心の基本仕様を、図 4 に燃料集合体の具体的な構成を示す。本設計により、炉心半径及びプルトニウム装荷量の低減を図ることができる。

### 3. 検討範囲

本検討会で対象とする検討範囲は、水冷却炉の炉心性能と安全性に関する以下の項目である。

#### (1) 炉心設計の評価

転換比 1 を超える水冷却炉心が核的に成立することを解析的に確認する。さらに、使用済み燃料組成、炉心熱水力特性を評価する。

#### (2) 設計基準事象(DBE)の検討

過渡事象として、本炉心の特性となっているボイド係数の絶対値の減少も考慮し、以下の代表的な事象を解析する。

- a. 再循環ポンプの故障
- b. 給水加熱喪失
- c. 負荷の喪失
- d. 圧力制御装置の故障
- e. 給水制御系の故障
- f. 全給水流量の喪失

さらに、事故時の安全性に関しては、ボイド反応度係数の負の絶対値が小さいため厳しくなると予想される「再循環ポンプ全台トリップ事故」、ABWR での代表的な冷却材喪失事故である「高圧炉心注水系配管（HPCF）配管破断事故」及び気相部の冷却材喪失事故の代表である「主蒸気管破断事故」を評価する。

### (3) 設計基準外事象 (BDBE) の検討

LMFBR で実施する仮想的炉心崩壊事故 (CDA) 評価が水冷却炉に必要か否か、また、CDA の考慮が必要であるなら再臨界回避の対応が必要か否かを検討評価する。

### (4) 導入シナリオの検討

選択炉心について、実現性を含めたエネルギー源としての位置付けを検討するため、導入シナリオを評価する。

## 4. 検討結果

### 4.1 炉心核特性

#### 4.1.1 増殖比に及ぼす核断面積誤差及びPu同位体組成の影響<sup>3</sup>

サイクル機構において、高速炉用非均質セル計算コード SLAROM と、軽水炉解析に汎用的に用いられている SRAC システムの解析結果の比較を行った。その結果、転換比・中性子スペクトル・エネルギー領域別反応割合・1群断面積等について両コードの差は小さく、高速炉核特性解析システムが水冷却炉の基本核特性の検討に適用可能であることを確認した。このことにより、例えばナトリウム冷却型増殖炉と基本的な核特性について比較検討を行うことにより、水冷却炉の核特性の特徴を把握することが可能になった。検討の結果、核断面積誤差が核特性に及ぼす影響（感度）が大きいエネルギー領域は、ナトリウム炉と水冷却炉では大きく異なり、前者が約 10keV～数 100keV での感度が大きいのに対して、後者は約 10keV 以下の感度が大きくなることがわかった。なお、この比較検討で用いた断面積共分散データは核データセンターによって見直される予定であり、共鳴領域及びそれ以下のエネルギー領域において共分散の値を増加させる可能性があり、水冷却炉の核設計予測精度評価により大きな影響を及ぼすと推測できる。

また、Pu 同位体組成が増殖特性に及ぼす影響を SRAC コードの燃焼解析機能を用いて検討し、Pu-240 含有率が大きい組成の Pu を装荷した場合には転換比が大きく算定される傾向にあることを定量的に評価した。例えば、Pu-240 含有率を約 38w/o から約 25w/o に変更すると、水冷却型増殖炉の瞬時転換比は約 5%程度低下する。現在の炉心設計例は瞬時転換比 1.1 程度であることに加え、燃料部及び軸ブランケット部高さの調整により、異なる Pu 同位体組成に対して同等の瞬時転換比を達成し得ることから、増殖特性に対する Pu 同位体組成の影響は炉心設計によって吸収できるものと考えられる。

以上より、共分散データの見直しについては、評価結果に影響を及ぼし得ることから、その評価が必要となる。したがって、2000 年度は、最新の水冷却炉の設計情報及び改訂済みの共分散データを反映した再解析を実施し、増殖比に及ぼす核断面積誤差の影響を評価する。

#### 4.1.2 評価手法の妥当性

対象としている炉心は、中性子スペクトルがナトリウム冷却高速炉並みに硬くなっているが、核計算手法は BWR の手法である。したがって、ナトリウム冷却高速炉の手法と異なり、群定数の作成過程において全炉心体系計算のスペクトル情報が入らない。このことが、水冷却炉の核計算において、転換比の値を含め大きな計算誤差を生じていないかを確認する必要がある。

これに対し、原研にて軸方向体系を完全にモデル化した 3 次元集合体セルでの連続モンテカルロ燃焼計算を実施し、これまでの 2 次元セル燃焼計算による設計評価値とほぼ一致することを確認した。すなわち、現在検討している高転換比 BWR 型炉での中性子スペクトルの空間依存性はボイド率と軸方向の組成（炉心及びブランケット）の変化によるものが大半である。また、炉心形状が扁平な対象炉心においては、径方向への中性子もれは僅か（1.5%程度）であり、径方向の中性子スペクトル変化は無視できると考えられる。

したがって、径方向にブランケット部を持たない場合には、計算手法の相違は核特性にほとんど影響しないことが確認できた。これにより、転換比 1 を越える水冷却炉心が核的に成立の可能性があることを解析的に確認できた。

#### 4.2 平衡炉心燃料組成の解析

原研にて解析を実施し、平衡炉心初期と末期との燃料組成データを原研にて作成した。表 4 に示す。このデータは、今後核燃料サイクルシナリオ検討で諸量評価に活用する。

#### 4.3 まとめ

以上まとめると、水冷却炉における検討のポイントである、

- ①増殖比が 1 を超えるかどうか、
- ②稠密格子から除熱ができるか、
- ③再臨界を考える必要があるか、
- ④導入できるシナリオはどのようになるか、

について、本年度は、原研で実施した解析結果をベースとして議論を行った。

まず、上記①の増殖性については、水炉の設計で通常使用される核設計解析手法が高速スペクトルの下でも妥当性をもっているかどうかを議論し、本研究で選択した高転換比 BWR 型炉では妥当であるとの結論を得た。したがって、高転換比 BWR 型炉において、軽水炉取出し使用済み燃料を再処理した高除染 Pu 組成燃料を使用すれば①の増殖性はあると考えられる。

上記②の除熱性については、解析結果はあるもののこの解析手法を裏付ける実験的なデータベースが十分とは言えず、高転換比 BWR 型炉で採用する狭ピッチの稠密格子による熱流動試験が必要である。

③及び④については、議論を進めている段階であって、結論は平成 12 年度に得ることを目標としている。

これを整理すると次のようになる。

①解決もしくは共通見解を得たもの

a. 核的な評価手法

b. FBR 導入シナリオ、水炉導入シナリオ（予備検討）

②未解決のもの（ただし、a.以外は 2000 年度初めに解決予定）

a. 稠密格子での除熱能力の確認

b. 増殖比に及ぼす核断面積誤差の影響

c. 各種事故の結果の評価

d. 再臨界発生の有無と発生した場合の影響

e. 水炉導入シナリオの検討

③2000 年度作業（2000 年 9 月までに終了予定）

a. MA 添加燃料の炉特性への影響評価

b. 機器配置検討

## 5. 1999 年度活動状況

1999 年度は次に示すように総計 7 回の打合せを行い、4.での成果を得た。

(1) 予備打合せ、平成 11 年 10 月 13 日（水）

水炉検討会の設置目的等について、サイクル機構と原研側との意識合わせ。

(2) 予備打合せ、平成 11 年 10 月 28 日（木）

水炉検討会で取上げるテーマに関するすり合わせ。

- (3) 第1回事前打合せ、平成11年11月12日（金）  
高転換比BWRに関する概念検討、熱流動実験等の紹介（原研）。
- (4) 第2回事前打合せ、平成11年12月1日（水）  
増殖比に対する核断面積の感度解析（機構）。
- (5) 第3回事前打合せ、平成11年12月15日（水）  
狭ピッチ燃料集合体のドライアウト限界出力（機構）。
- (6) 第4回事前打合せ、平成12年1月18日（火）  
FBR導入シナリオ（機構）、水炉長期シナリオ（原研）、過去の高転換  
軽水炉研究と本検討会での研究との相違（機構）。
- (7) 第5回事前打合せ、平成12年1月27日（木）  
高転換比BWRに関する核設計手法に関する評価（機構）。

## 6. 2000年度活動計画

2000年度は、前節でまとめたように、次の点に主眼をおいて検討を進める。

- ①低除染燃料等の使用が増殖性に与える影響の評価
- ②再臨界考慮の必要性の有無
- ③機器配置の検討

「実用化戦略調査研究」では、原子炉に対する要求性能としていくつかの要求があり、その中に低除染燃料の使用がある。低除染燃料の使用は、反応度の減少をもたらすため、Pu富化度を増加させる等の炉心仕様の変更が必要になると考えられる。そこで、水冷却炉を「実用化戦略調査研究」の候補概念とするかどうか判断する指標である増殖性能に対して、低除染燃料の使用がどの程度影響するかを評価する。

また、高転換比BWR型炉では、水炉であってもPu富化度が20%前後となり、ナトリウム冷却高速増殖炉並の核分裂性物質が炉心内に存在することとなる。すなわち、最小臨界以上の量の核分裂性物質が存在するということである。したがって、万一、炉心体系が崩れた時の再臨界の発生の有無、さらに、その時のプラントへの影響を検討することが要求されるため、この点について検討を行う。

さらに、上記に関わる炉心設計の変更を行った場合に、従来のプラントの機器配置がどの程度変化し、それがどの程度プラント建設費に影響を与えるかの検討を、経済性の観点から行う。

なお、前節の中で技術的に主要な課題であるとした稠密格子からの除熱性については、非公開データに基づいて相関式は適用可能であることが確認されている。今

後は、試験条件の設定を含めて、公開データとしてデータベースを充実し相関式の信頼性を増強するために実験を追加していく必要がある。そこで、引き続き解析手法等については、従来の知見を整理する活動を続けるが、この課題に対する最終的な回答は留保した上で、水冷却炉の増殖性について検討を継続する。

## 参考文献

- 
- 1 岩村公道、他「低減速スペクトル炉の研究」、JAERI-Research 99-058 (1999 年) .
  - 2 中島伸也、落合政昭 (編) 「水冷却炉における Pu 利用の高度化に関する研究報告書」、JAERI-Conf 99-014 (1999 年) .
  - 3 庄野彰、他「水冷却型増殖炉の核特性に関する検討結果」、JNC TN9400 2000-037 (2000 年)

表1 「低減速スペクトル炉の研究」における炉心概念設計のまとめ [参考文献1]

	高転換比 BWR型炉	長期サイクル BWR型炉	ブランケット無し BWR型炉	Pu多重リサイクル PWR型炉	高転換比 PWR型炉
特徴	転換比向上による ウラン節約	長期運転サイクル実現	ABWRと同様の正方集合 体。 ブランケット無し。	径方向出力分布平坦化 Pu多重リサイクル性向上	冷却材に重水を使用 し転換比向上
中性子エネルギーを 高くする方法	稠密三角格子 高ボイド率	稠密三角格子 高ボイド率	稠密正方格子 中空ロッドと中空制御棒フロ ワーとで水排除	稠密三角格子	稠密三角格子 重水冷却
ボイド反応度係数を 負とする方法	扁平二重炉心 軸方向ブランケット	扁平炉心 ボイド管	扁平炉心 中空ロッドと中空フロワー	扁平炉心 シート・ブランケット集合体	扁平炉心 径方向非均質炉心
転換比	1.1	1.01	1.1	1.0	1.05
燃焼度	45GWd/t	57GWd/t	13.5GWd/t (ブランケット無し正味)	45GWd/t	45GWd/t
電気出力	1100MWe	1350MWe	810MWe	1100MWe	1000MWe
運転サイクル期間	14ヶ月	21.6ヶ月	14ヶ月	14ヶ月	14ヶ月
燃料棒間隔	1.3mm/1.0mm	1.3mm	1.0mm	1.0mm	1.0mm
炉心高さ	1.21m (ブランケット 0.825含む)	2.2m (ブランケット0.6m含 む)	1.56m (ブランケット無し)	2.5m (ブランケット0.5mを 含む)	2.4m (ブランケット0.4m 含む)
炉心等価直径	7.2m/6.1m	5.2m	5.16m	5.0m	5.0m
今後の課題	・燃料棒間隔 1mm の冷却性確認 ・臨界実験	・運転サイクルの 一層の長期化 ・臨界実験	・炉出力の増加 ・燃焼度の増加 ・燃料棒間隙1mmの冷却 性能確認 ・臨界実験	・転換比の向上 ・シート・ブランケット集合体 の設計検証 ・臨界実験	・径方向出力分布 平坦化 ・臨界実験

表2 主要諸元と炉心特性（燃料棒間隔 1.3mm）

項目		本設計	ABWR
電気出力	MWe	1,100	1,356
熱出力	MWt	3,188	3,926
原子炉圧力	MPa	7.2	7.2
炉心外接半径	m	3.60	2.69
燃料集合体数		924	872
取出燃焼度	GWd/t	45	38
炉心部高さ <sup>1</sup>	m	0.68	3.71
炉心流量	10 <sup>4</sup> t/h	1.3	5.2
出口クオリティ	%	55	14.5
平均ボイド率	%	70	38
Pu 富化度	%	10.2	3.6+
Pu 装荷量	t	12.1	—
Pu 残存比		1.06	—
瞬時転換比		1.10	—
最大線出力密度	kW/ft	17	12.5
MCPR		1.3	1.30
ボイド係数	10 <sup>-4</sup> Δk/k/%void	-1.0	-7.0
連続運転期間	月	14	13
軸方向3領域のPu富化度分布	w/o DU w/o	cm cm cm	18 0 18 18.5 29.5 20.0

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

(注) 表中のPu富化度とは、内部ブランケットを含めた平均値である。

表3 主要諸元と炉心特性（燃料棒間隔 1.0mm）

項目		本設計	ABWR
電気出力	MWe	1,100	1,356
熱出力	MWt	3,188	3,926
原子炉圧力	MPa	7.2	7.2
炉心外接半径	m	3.04	2.69
燃料集合体数		720	872
取出燃焼度	GWd/t	45	38
炉心部高さ <sup>1</sup>	m	0.69	3.71
炉心流量	10 <sup>4</sup> t/h	1.7	5.2
出口クオリティ	%	43	14.5
平均ボイド率	%	66	38
Pu 富化度	%	10.2	3.6+
Pu 装荷量	t	8.8	—
Pu 残存比		1.06	—
瞬時転換比		1.10	—
最大線出力密度	kW/ft	14	12.5
MCPR		1.3	1.30
ボイド係数	10 <sup>-4</sup> Δk/k/%void	-1.0	-7.0
連続運転期間	月	10	13
軸方向3領域のPu富化度分布	w/o DU w/o	cm cm cm	18 0 18 19.0 30.0 20.0

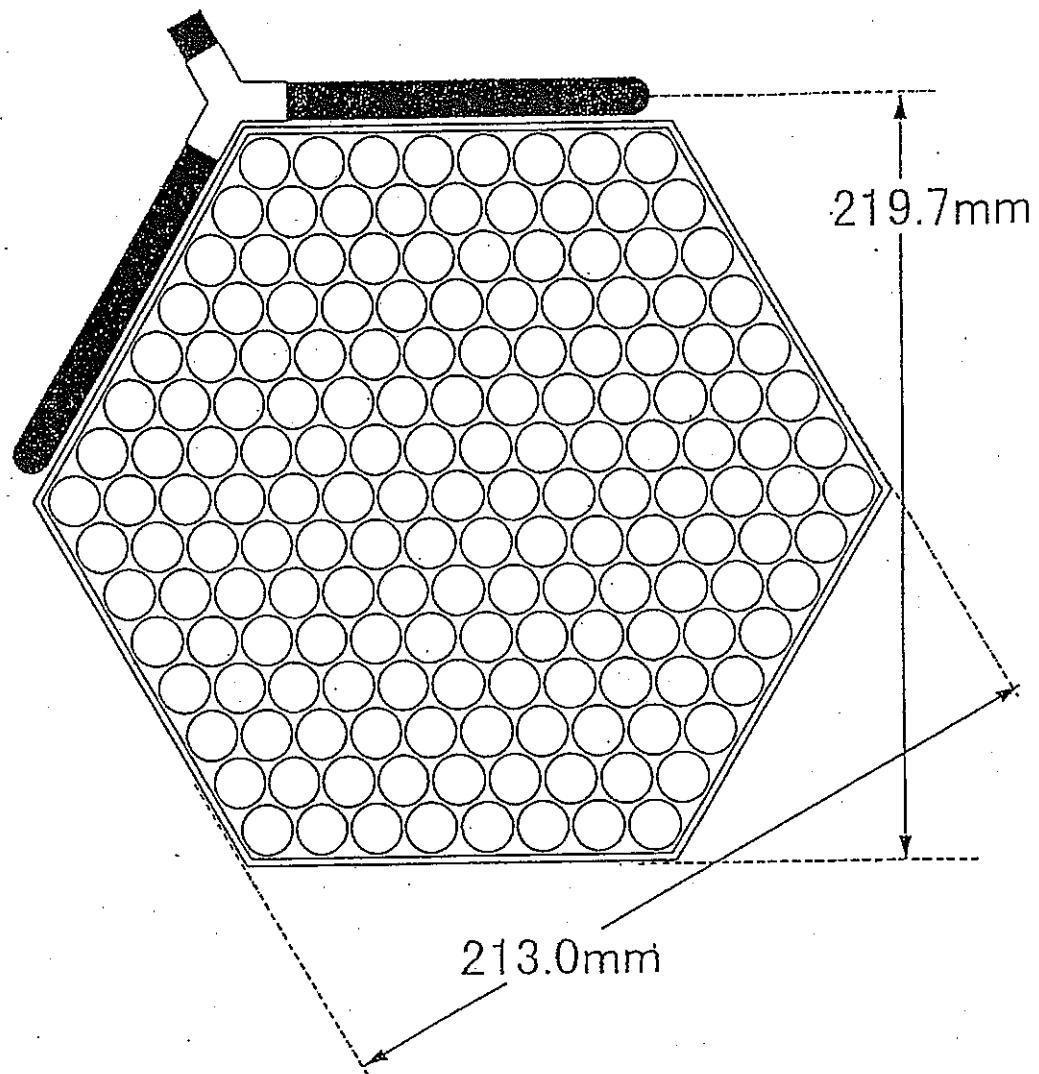
Pu : 核分裂性 Pu, + : ウラン濃縮度, 1 : 上下ブランケット 36.0, 17.0cm 付設

(注) 表中のPu富化度とは、内部ブランケットを含めた平均値である。

表4 高転換比BWR型炉の炉特性データ

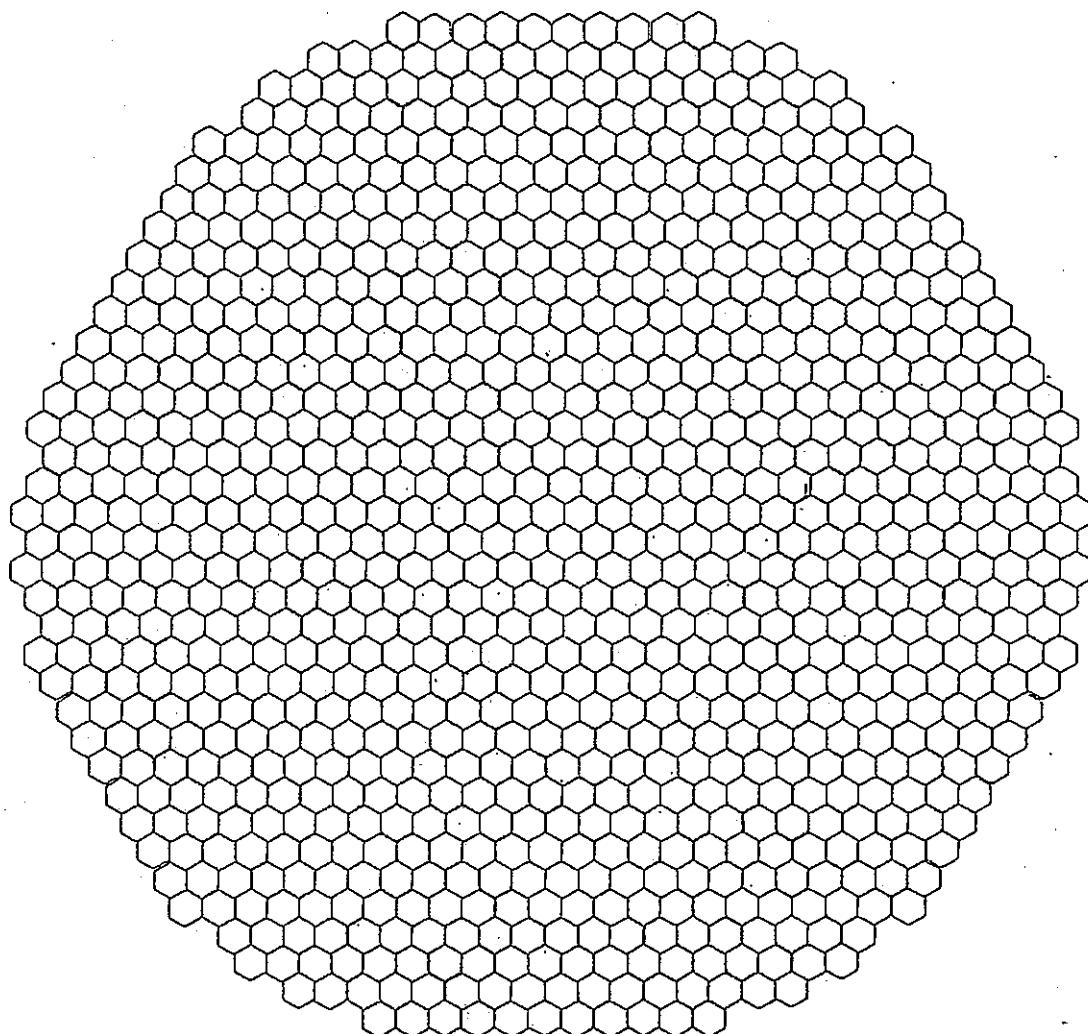
炉 型	高転換比BWR型炉心 (1.3mm gap) 燃焼度約4.5万MWD/t, BR1.1		
	炉心	軸ブランケット	
電気出力 (MWe)		1,100	
熱効率 (%)		34.5	
比出力 (MWt/t)	22.6		
燃焼度 (MWD/t)	45,000		
燃料炉内滞在時間 (年)		6.05	
増殖比／転換比	1.1(Puf残存比1.06)		
バッチ数		4.53	
原子炉耐用年数 (年)		60	
設備利用率 (%)		90.0	
平衡装荷燃料			
重金属 (t/年)	17.80*	13.87*	
ウラン (t/年)	14.64*	13.87*	
プルトニウム (t/年)	3.12*	0.00*	
分裂性プルトニウム (t/年)	1.81*	0.00*	
ウラン濃縮度 (%)	0.20	0.20	
MA (t/年)	0.03*	0.00*	
平衡取出し燃料			
重金属 (t/年)	16.97*	13.71*	
ウラン (t/年)	13.86*	13.43*	
プルトニウム (t/年)	3.01*	0.28*	
分裂性プルトニウム (t/年)	1.70*	0.25*	
ウラン濃縮度 (%)	0.11	0.11	
MA (t/年)	0.10*	0.00*	
備 考	*: 電気出力1,000MWe, 設備利用率90%換算		

注) 炉心には内部軸ブランケットが含まれる



燃料棒 169本  
燃料棒径 14.5mm  
燃料棒間隙 1.3mm

図1 燃料集合体構成（燃料棒間隔1.3mm）



燃料集合体 924体  
制御棒本数 295本

図2 炉心構成断面図

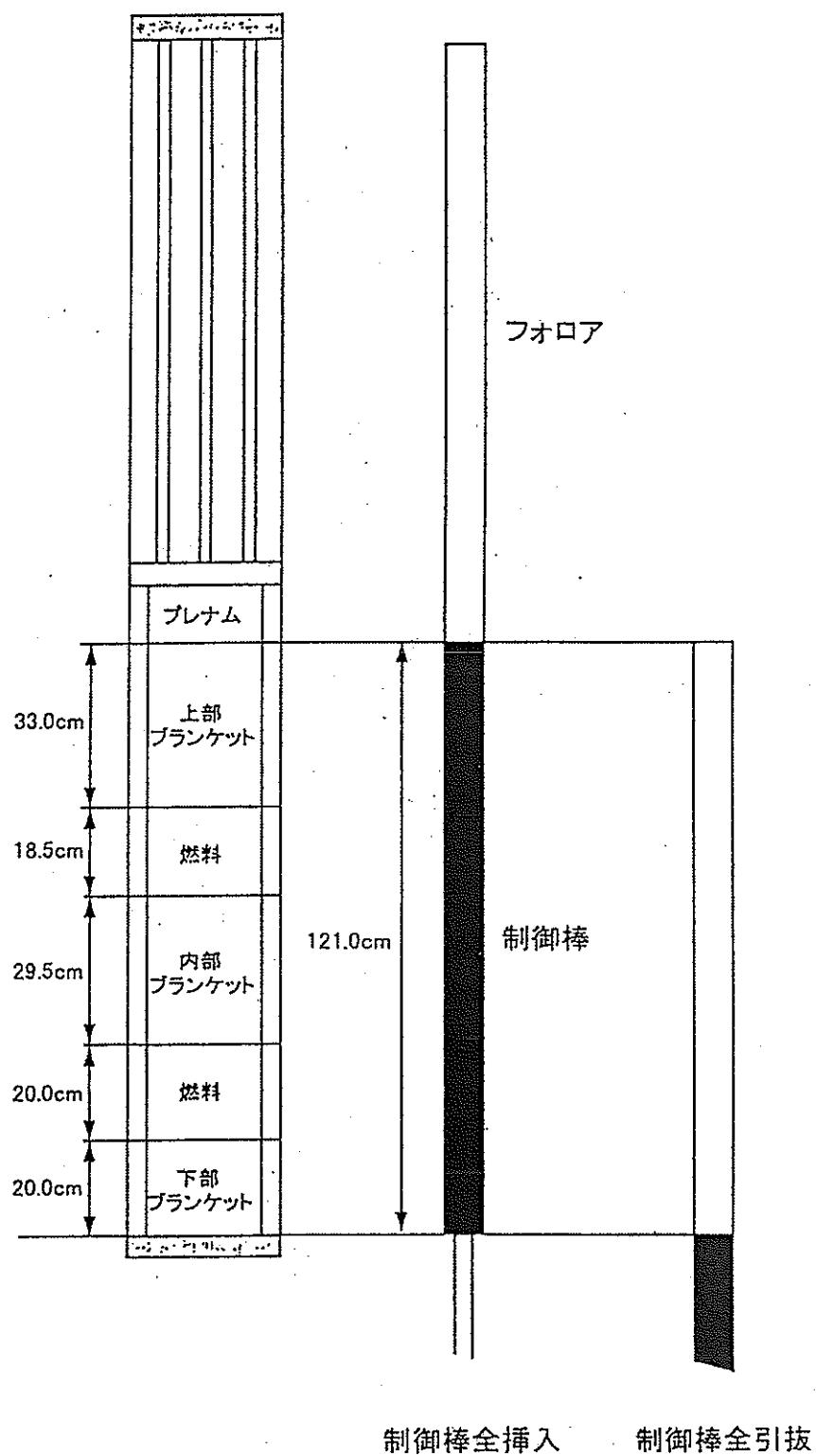
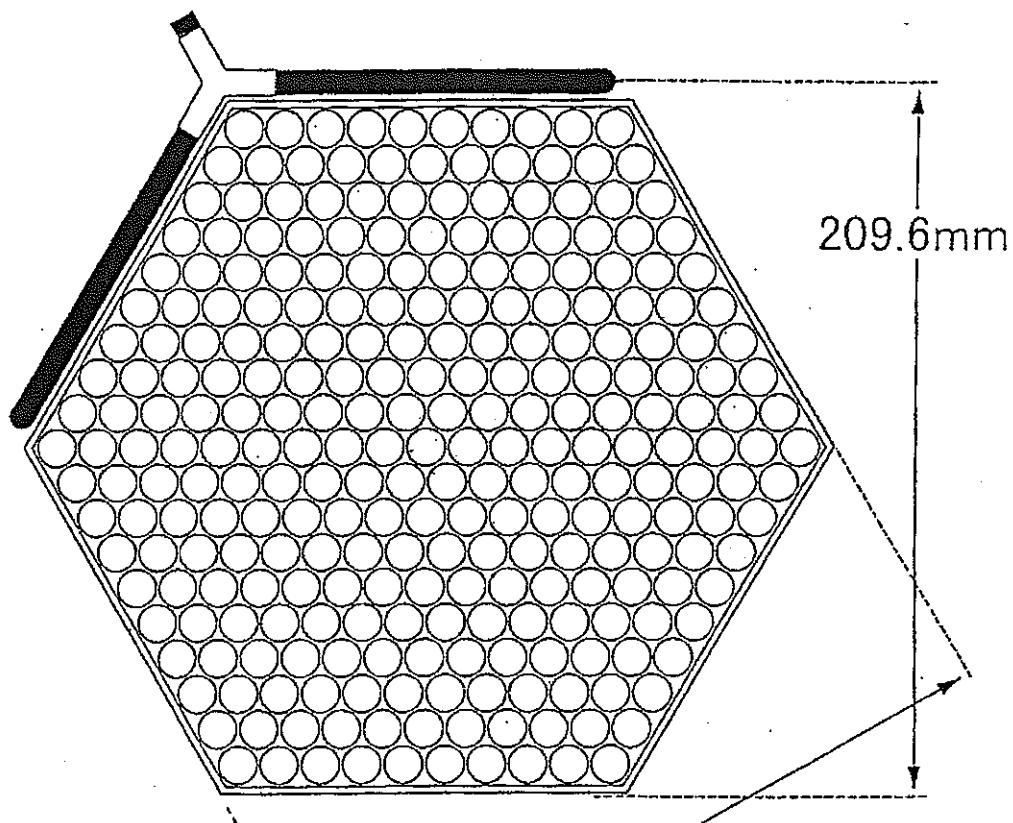


図3 燃料集合体と制御棒の軸方向位置の関係



燃料棒 271本  
燃料棒径 11.0mm  
燃料棒間隙 1.0mm

図4 燃料集合体構成 (燃料棒間隔1.0mm)