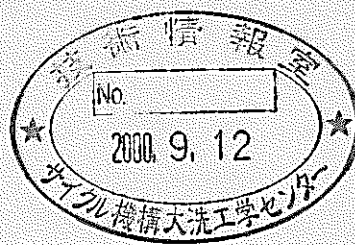
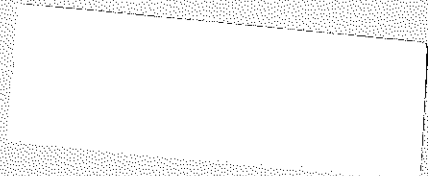


# 水冷却増殖炉の検討

(研究報告書)

2000年6月



核燃料サイクル開発機構  
大洗工学センター

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)  
2000

## 水冷却増殖炉の検討 (研究報告書)

神山健司\*、佐々木誠\*\*、此村守\*

### 要 旨

中長期事業計画を受けて、平成 11 年度から開始した FBR サイクルの実用化戦略調査研究では、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いる。本報告書は、これらの技術選択肢の内、水冷却増殖炉概念について平成 11 年度に検討を実施した結果を報告するものである。

先行する知見を調査し、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 BWR 型炉、冷却材に重水を用い転換比を向上させた PWR 型炉及び超臨界圧水の利用によって減速材としての水の密度を小さくし転換比の向上を図ると共に 40%以上の熱効率を達成できる超臨界圧軽水冷却高速増殖炉を検討対象として選定した。

各概念についてまとめるとともに、これらの概念について実用化目標の 4 視点（安全性を前提に、軽水炉と比肩する経済性、資源の有効利用、環境負荷低減、核不拡散性強化）及び技術的成立性（構造健全性（含耐震性）、安全性、製作建設性、運転保守性、特有の開発課題）並びに開発の容易性の観点から評価検討を行った。現状の評価では、増殖比 1.2 程度の高増殖達成は困難であるものの、炉心除熱性の確認を除きその他の項目については大きな課題点を見出していない。

さらに、検討の最も進んでいる BWR 型炉については、本調査検討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するとともに、設計基準事象に対しても成立する見通しを得たことから、水冷却炉としての増殖炉心が成立し得ると判断した。

平成 12 年度では、水冷却増殖炉の炉心特性、炉心安全性及び経済性評価を実施し、フェーズ 1 としてプラント概念の成立性に関する結論を得る予定である。

---

\* : 大洗工学センター システム技術開発部 FBR システムグループ

\*\* : 大洗工学センター システム技術開発部 炉心・燃料システムグループ

本研究は、実用化戦略調査研究の一環として実施したものである。[WBS 番号：I-1-A④]

## Research on Water-Cooled Fast Breeder Reactors

Kenji KAMIYAMA\*, Makoto SASAKI\*\*  
and Mamoru KONOMURA\*

### Abstract

Based on the medium and long-term program of JNC, the feasibility study for fast breeder reactors (FBRs) including related nuclear fuel cycles has been started from the 1999 fiscal year. Various options of FBR plant systems have been selected and a concept of water-cooled FBRs is one of these options. The purpose of this paper is to research and evaluate the water-cooled FBRs on the basis of literatures.

The following three concepts, which premise to make use of current light water reactor technology, were selected based on the research of current studies: A high conversion BWR with high void fractions and super-flat core, a high conversion PWR using heavy water as a coolant, and a supercritical pressure light water cooled FBR in which the average coolant density is so small that the breeding is possible and which can achieve the high thermal efficiency over 40%.

Features of each concept were reviewed and then evaluation was performed from the following three viewpoints: The long-term targets (subject to safety, market competitiveness as an energy system, utilization of uranium resources, reduction of radioactive waste, security of the non-proliferation), the technical possibility (the structure integrity including the earthquake resistance, safety, productivity, operability and maintenance repair, difficulty of the development) and developmental risk. The evaluation showed that there was no problem with high developmental risk although it is difficult to achieve a high breeding ratio. However, it is desirable to confirm the thermal hydraulics of the core.

Furthermore, as regards the high conversion BWR, whose study progressed the most so far, the fundamental feasibility of the breeding core was confirmed, since the method of the nuclear calculation was verified for the configuration of this study and criteria of design basis events were satisfied in the evaluation.

In the 2000 fiscal year, evaluation will be made about nuclear characteristics, reactor safety and market competitiveness as an energy system for the water-cooled FBRs.

---

\* : FBR System Design Group, System Engineering and Technology Division, OEC/JNC  
\*\* : Fuel and Core Engineering Group, System Engineering and Technology Division, OEC/JNC

This study is conducted as a part of feasibility studies on commercialized FBR Cycle. [WBS Number: I-1-A④]

目 次

1. 緒言	1
2. 本研究における検討方針	1
2.1. 水冷却増殖炉の特色及び原理	1
2.2. 平成10年度予備調査からの知見	2
2.3. 他研究機関の動向	3
2.4. 検討対象	4
2.5. 検討方針	4
2.6. 検討項目	5
3. 各概念の検討状況	6
3.1. 高転換比BWR型炉	6
3.2. 高転換比PWR型炉	7
3.3. 超臨界圧軽水冷却高速増殖炉 (SCFBR)	9
4. 各概念の中間評価	11
4.1. 高転換比BWR型炉	11
4.1.1. 設計要求に対する適合性	11
4.1.2. 中間評価結果	12
4.2. 高転換比PWR型炉	17
4.2.1. 設計要求に対する適合性	17
4.2.2. 中間評価結果	17
4.3. 超臨界圧軽水冷却高速増殖炉 (SCFBR)	23
4.3.1. 設計要求に対する適合性	23
4.3.2. 中間評価結果	23

5. 増殖炉成立に関する検討	29
5.1. 炉心特性の評価	30
5.1.1. 増殖比に及ぼす核断面積誤差及びPu同位体組成の影響	30
5.1.2. 評価手法の妥当性	30
5.1.3. 平衡炉心燃料組成の解析	31
5.2. 設計基準事象(DBE)の検討	31
5.3. 設計基準外事象(BDBE)の検討	32
6. まとめ	32
謝辞	34
参考文献	35
添付資料 「高速増殖炉の概念検討における設計要求事項」	61

## 表リスト

表 1	主要諸元と炉心特性（燃料棒間隔 1.3mm） [高転換比 BWR 型炉]	38
表 2	主要諸元と炉心特性（燃料棒間隔 1.0mm） [高転換比 BWR 型炉]	38
表 3	炉心高さの影響 [高転換比 PWR 型炉]	39
表 4	炉心主要パラメータのまとめ [高転換比 PWR 型炉]	39
表 5	SCFBR 炉心仕様の例	40
表 6	高転換比 BWR 型炉の設計要求事項への適合性	41
表 7	高転換比 PWR 型炉の設計要求事項への適合性	44
表 8	超臨界圧軽水冷却高速炉（SCFBR）の設計要求事項への適合性	47
表 9	高転換比 BWR 型炉の炉特性データ	50
表 10	主要な過渡解析結果（ $\Delta$ MCPR 評価結果）	51
表 11	主要な事故解析結果（燃料被覆管表面最高温度評価結果）	51

## 図リスト

図 1	主要な核分裂核種に対する $\eta$ の中性子エネルギー依存性	52
図 2	低減速スペクトル炉と現行軽水炉、ナトリウム冷却高速増殖炉との中性子スペクトルの比較	52
図 3	開発目標を満足させるために水冷却増殖炉で検討すべき項目	53
図 4	燃料集合体構成（燃料棒間隔 1.3mm） [高転換比 BWR 型炉]	54
図 5	炉心構成断面図 [高転換比 BWR 型炉]	55
図 6	燃料集合体と制御棒の軸方向位置の関係 [高転換比 BWR 型炉]	56
図 7	燃料集合体構成（燃料棒間隔 1.0mm） [高転換比 BWR 型炉]	57
図 8	$V_m/V_p$ に対する転換比の影響 [高転換比 PWR 型炉]	58
図 9	$V_m/V_p$ に対するボイド反応度係数の影響 [高転換比 PWR 型炉]	58
図 10	ボイド反応度係数効果と転換比の関係（単独対策） [高転換比 PWR 型炉]	58
図 11	炉心構成図 [高転換比 PWR 型炉]	59
図 12	炉心形状および炉内制御棒配置図 [高転換比 PWR 型炉]	59
図 13	SCFBR の概念	60

## 1. 緒言

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。フェイズ1として 2000 年度までに候補の具体化を図り、フェイズ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。

本報は、これらの技術選択肢のうち、水冷却増殖炉概念の調査を実施し報告するものである。

## 2. 本研究における検討方針

### 2.1 水冷却増殖炉の特色及び原理

軽水炉による原子力発電は我が国で約 40 年の運転実績を有し、総発電量の 3 割強を担うまでになっており、その経済性と信頼性は十分に実証された技術であると言える。水冷却増殖炉は、このような軽水炉プラントシステムに増殖性を持った炉心を導入していくことを基本とした概念であり、従来知見を十分に活用できることなどを考慮すると、実用化のための開発及びそのリスクは他の冷却材を用いる炉型に比べて小さいことが大きな特色になると考えられる。

水冷却増殖炉の原理を以下に簡単に述べる。核分裂性物質が 1 回の中性子吸収反応によって放出する中性子数を  $\eta$  個とする。1 個は核分裂反応を維持するために必要である。体系から漏れ出たり、冷却材や構造材に捕獲吸収される中性子数を  $L$  個とすると、親物質に吸収される個数、つまり核分裂性物質 1 個の減少当たりの核分裂性物質の生成割合  $C$  は、以下のように表現できる。

$$C \equiv \eta - 1 - L$$

増殖が生じるということは  $C$  が 1 を超えることであり、したがって  $\eta > 2$  でなければならない。図 1 に示すように、 $\eta$  は中性子エネルギーに依存した量であり、増殖炉として望ましいのは 0.1MeV 以上の比較的高エネルギーの中性子であること、最も適切な燃料は Pu-239 であることがわかる[1, 2]。したがって、水冷却増殖炉の概念では、100%プルトニウム混合酸化物燃料を使用する概念となっている。



また、中性子の減速効果の大きな冷却材である水を使用する際には、炉内中性子のエネルギーを現行軽水炉より高くする必要がある（中性子スペクトルを硬くする必要がある）。そのためには、炉内の減速材（水）対燃料体積比（ $V_m/V_f$ ）を小さくする等して、中性子の減速を抑制させる必要がある。2.3 にて述べるが、1を超える高い転換比を有する「低減速スペクトル炉」[3]では、現行軽水炉で  $V_m/V_f$  が 2.0～3.0 程度であるのに対し、0.5 程度まで低減している。このことによって、低減速スペクトル炉の中性子スペクトルは図 2 に示すように、ナトリウム冷却高速炉並みに硬くなっていることが分かる。

以下、平成 10 年度予備調査での知見及び他の研究機関での検討状況を基に検討対象を定めた上、本研究の方針および検討項目を定める。

## 2.2 平成10年度予備調査からの知見

平成 10 年度に実施した実用化戦略調査研究予備調査 [4, 5] では、概念の技術的要点について文献を基に調査した。対象は、BWR プラント技術を利用した Resource-Renewable BWR (RBWR) 及び Breeding BWR (BBWR)、PWR プラント技術を利用した増殖型 PWR、及び、火力発電プラントの超臨界圧ボイラの技術を軽水炉発電に適用した Super Critical LWR (SCLWR) 炉心に増殖性を持たせた超臨界圧軽水冷却高速増殖炉 (SCFBR) であった。各概念において高速中性子で臨界とするために、次のような炉心部の減速材を減らす工夫がなされていることが把握できた。

- ① 燃料ピンの間隔を詰め、狭ピッチの燃料集合体とすることにより、水対燃料体積比を減少させ、炉心部の燃料体積を増加させる。  
→すべての炉型に共通の対策。三角格子の採用
- ② 気相領域（ボイド領域）を増やし、単位体積当たりに含まれる水分子中の水素と酸素原子の数を減少させ、高速中性子が減速される機会を減少させる。  
→BWR 型からの発展型
- ③ 軽水ではなく重水を冷却材とし、重水が軽水に比べ中性子の減速能力が低いことを利用することで、熱中性子への減速を回避する。  
→PWR 型からの発展型
- ④ 水冷却炉において、高効率なプラントを目指し、水を超臨界状態（高温高圧）とし液体と気体の双方の性質を兼ねた状態を使用することにより、単位体積当たりに含まれる水分子中の水素原子の数を減少させ、熱中性子への減速を回避する。  
→(SC)LWR の発展型

### 2.3 他研究機関の動向

将来型水冷却炉の研究が、メーカーを含め日本原子力研究所（以下、「原研」と言う）、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 [3, 6, 7]。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5つの炉型が検討されている。

(株)日立製作所は、BWR 技術の延長上の Pu 増倍型 BWR 概念 (PGBR) として、高転換軽水炉の研究に合わせ水冷却増殖炉の可能性を追求した RBWR に関する研究を実施している [8, 9, 10,]。現在、原研を中心に研究が進められている高転換比 BWR 型炉心概念は、この概念の発展上にある。

(株)東芝は、軽水炉使用済燃料を乾式再処理／振動充填燃料加工と組み合わせ、中空管を有する部分長燃料からなる高転換比 BWR 炉心(BBWR)について研究を進めている。また、成立性確認のため、炉物理実験及び限界出力に関わる熱水力基礎試験を実施している。[11, 12, 13, 14, 15]

三菱重工業(株)も同様に高転換軽水炉の研究や 100%MOXPWR 炉心研究に基づき、軽水または重水を冷却材とするリサイクル型 PWR 型 (RPWR) 炉心概念について、成立性確認を進めている。[16, 17, 18]

一方、東京大学においては、東京電力やメーカーの協力も受け、火力発電の技術を参考にして高熱効率・経済性向上を目指した超臨界圧軽水炉の研究開発を進めている。超臨界圧水を利用することによって、40%以上の熱効率を達成するだけでなく、減速材としての水の密度が小さくなるため高転換比が実現できる。[19, 20, 21, 22]

水冷却によって増殖炉を成立させるには、水対燃料体積比を減少させる必要があり、上記概念は全て稠密燃料集合体を用いている。このような、稠密燃料集合体については、高転換軽水炉として過去にも実施された経緯がある。ただし、その時は、既存 PWR に対して最小限の変更によって実用化を達成するという前提条件の下で行われたことから、高転換比を追求する上での技術的困難に対し、相当の努力を払って解決するだけの意義付けがなされていなかった。この様な当時の判断によって技術的に容易な方向に向かう方向付けがなされ、その結果、現在対象としている稠密燃料集合体と比較して燃料棒間隔のやや広い準稠密領域が研究の主たる対象となり、高転換比の追求がなされなかった。すなわち、現在検討を進めている水増殖炉概念は、過去の研究において抽出された核熱設計に係わる技術的困難さからその成立性が否定されたものでないことに注意が必要である[3, 7]。

## 2.4 検討対象

以上の調査の結果、水冷却増殖炉概念は平成 10 年度の予備調査の段階から発展してはいるものの、大型炉概念における中性子スペクトルの硬化方策は、2.2 にて述べた 4 つの方法のいずれかが選択されていることが分かった。本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 2 つの炉型が検討対象として適切であると判断し選定した。また、貫流型直接サイクルを採用し、コンパクトかつ簡素なシステムで高熱効率を達成できる SCFBR 概念は、同世代の軽水炉を上回る経済性を有する水冷却増殖炉となる可能性があると判断し、引き続き文献調査を主とした検討対象として選定した。したがって、本研究での検討対象を以下の 3 概念とする。これらの基本仕様を第 3 章で、その評価結果を第 4 章で述べる。

- ① 高転換比 BWR 型炉
- ② 高転換比 PWR 型炉
- ③ 超臨界圧軽水冷却高速増殖炉 (SCFBR)

## 2.5 検討方針

第 1 章にて述べた開発目標を満足させるため、水冷却増殖炉で検討すべき項目は図 3 に示すように 4 つに分類できる。本報告書ではこのうちの炉心、システム構成及びその他を対象とする。また、水冷却増殖炉の場合は、現行軽水炉システムをベースとすることから、概念がこのシステムの範囲に収まっている限りはプラントシステムとしては十分成立すると考える。一方、水の存在により、高増殖比への対応や高燃焼度化と転換比のバランスなど、高速増殖炉としての炉心性能が制限されると考えられること及び稠密燃料ピンからなる炉心の冷却性能に課題を生じる可能性があること等から、水冷却増殖炉においては、炉心の核熱特性を見極めていくことが本研究では重要になると考えられる。したがって、図 3 の項目のうち、炉心の 3 項目が満たされることを確認することが最も重要である。なお、超臨界圧システムについては、火力プラントでの実績があるとは言え、照射環境と言う原子炉特有の環境に対する配慮をした原子炉システムとする必要がある。炉心の成立性を見極めることが重要であることは軽水炉型のシステムと同様であるが、さらに、超高压プラントシステムとしての検討が必要となると考えられる。

なお、水冷却炉の研究の実績として「ふげん」に関わるものがサイクル機構には蓄積されているが、本研究で対象とするような軽水炉プラントをベースとした増殖炉については知見を有していない。一方、原研では以前から本研究で対象となる領域について検討を加えており、その評価結果は概念検討段階では十分参考になるものと考えられる。また、今年度から原研との情報交換に関する協力体制

も整ったことにより、情報交換を主体として共同で検討を行うこととなった。そのため、「水炉検討会」が設置され、「低減速スペクトル炉の研究」での成果を取り入れることができるようになった。超臨界圧システムについても、サイクル機構には研究実績はなく、東京大学での研究実績に基づく必要がある。

そこで、本年度の研究は原研との情報交換により BWR 型炉及び PWR 型炉の情報を入手し、その妥当性を評価するとともに、増殖性能（転換比が1を超えること）を見定めることとする。超臨界圧軽水冷却炉についても、公開文献を基にして情報を収集し、可能な限り同じ評価を行うこととする。

次年度に本研究を継続するかについては、対象としている概念の妥当性及び増殖性能を有する（転換比1を超える）見込みをもって判断する。なお、概念の妥当性については、以下 2.6 に記す項目にて判断する。

## 2.6 検討項目

上記に述べた方針に基づき、検討対象となっている3概念の基本仕様を公開文献及び原研との情報交換に基づいて第3章にまとめる。また、各概念の妥当性については、実用化目標の4視点（安全性を前提とし、軽水炉と比肩する経済性、資源の有効利用、環境負荷低減、核不拡散性強化）、技術的成立性（構造健全性（含耐震性）、安全性、製作建設性、運転保守性、及び特有の開発課題）の中間的評価結果、及び、開発の容易性を検討して判断する。これは第4章にて行う。同時に「設計要求事項」（添付資料1）との対応をまとめる。

さらに、3概念のうち、水冷却増殖炉の成立性を見極めるため、今年度は検討の最も進んでいる高転換比 BWR 型炉を対象として以下を実施した。この検討は「水炉検討会」の場にて、原研の協力の下に実施した。結果を第5章にて述べる。

### (1) 炉心特性の評価

増殖性能を有す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、ボイド係数の絶対値が小さくなる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 で冷却材の保有量の低下が最大になる冷却材喪失事故である「HPFC 配管破断事故」[23]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なか否か、また、CDA の考慮が必要で有るなら再臨界回避の対応が必要か否かを検討評価する。

## 3. 各概念の検討状況

BWR 型炉、PWR 型炉については、第 1 の設計目標として、1 を上回る転換比の達成を掲げた。また、原子炉システムは現行炉のものを用いることを基本とするため、安全上の観点から現行軽水炉と同様に負のボイド反応度係数の達成を第 2 の設計目標とした。その他の設計目標への対応、例えば主に長期サイクル・高燃焼度を目指す場合には、プルトニウムの富化度を増加させたり、ボイド反応度係数の悪化への対策を要するため、結果的に転換比をある程度下げた設計とならざるを得ないことも考えられる。すなわち、転換比 1 を超える増殖炉とするには、長期サイクル・高燃焼度に関しては成立可能な範囲が限られてくると考えられる。そこで、取出平均燃焼度、サイクル長、電気出力については、現行軽水炉以上を目標とした[3]。

以下、対象とする各概念についての調査結果を説明する。

### 3.1 高転換比BWR型炉[3, 7]

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 1 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 4 に示す。炉心は、図 5 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 6 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-2 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 に納められている。最大線出力密度は 17kW/ft (~560W/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 (~610W/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 6 に示すように、炉心を 18.5 及び 20.0cm と著しく扁平化した 2 領域に上下分割し、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 33.0 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、ボイド反応度係数を負の値とすることができ、 $-1.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/\% \text{void}$ 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 2 に炉心の基本仕様を、図 7 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。

### 3.2 高転換比PWR型炉[3, 7]

本概念は一応の仕様が示されているものの、性能的には十分でなく現在も検討中である。したがって、ここでは炉心仕様を検討する過程を中心に述べる。

単相冷却材を利用する PWR 体系では、沸騰水を利用する BWR 体系に比べ、水対燃料体積比を低減させることは難しい。設計成立点を探るため、稠密三角燃料格子を用い、燃料棒間隔を 0.5~1.5mm、燃料棒外径を 8.5~15mm にすることによる転換比及びボイド反応度係数等の主な核特性への影響が評価されている。なお、前述したように、水対燃料体積比を極端に低減させることが困難なため、減速材については軽水に加え、重水についても検討している。これらパラメータの転換

比への影響を図8に、ボイド反応度係数については図9に示す。これらの図から、軽水の場合は単純な稠密化のみでは転換比を1.0以上とすることは困難であること、重水の場合はボイド反応度係数が軽水と比べより正となることがわかる。

そこで、転換比に優れる重水冷却炉心について、ボイド反応度係数を負にするための対策が検討された。減速材対ペレット体積比が0.42の体系で、ボイド反応度係数及び転換比に対する、炉心高さ、軸方向ブランケット、径方向ブランケット及び反射体内に設置する吸収材の効果について、定量的評価がなされている。表3に炉心高さの効果を示すが、炉心高さが低くなるほど、転換比もボイド係数も共に小さくなり、50cmまで扁平化すると転換比が1を下回るが、ボイド反応度係数は依然として正であることがわかる。径方向ブランケットの非均一配置の効果は約 $-7.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/\% \text{void}$ 、軸方向2重炉心の効果は約 $-4.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/\% \text{void}$ 、反射体中の吸収材配置の効果は約 $-1.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/\% \text{void}$ となっている。また、図10に示す通り、転換比の向上とボイド反応度係数の低下は逆の相関関係になるため、少なくとも前述のボイド反応度係数低減対策単独では1.0以上の転換比と負のボイド反応度係数を満たせないことがわかった。

以上を踏まえ、軸方向ブランケットと径方向ブランケットを有する非均質炉心で、周辺部の出力を高くして中性子の漏れを重視した出力分布となる集合体配置を設計し、反射体内に吸収体としてポロンを設置することにより、増殖炉心を構成した。図11に概念を示す。また、炉心主要パラメータを表4に示す。燃料棒は現行PWRの17×17型燃料集合体用燃料棒をベースに、燃料棒外径は変えずに被覆管材料をステンレス鋼に変更し、肉厚を現行のジルカロイ-4被覆管の2/3とした。被覆管厚みを減少させた分、ペレット外径を大きくし、ペレットと被覆管のギャップは現行PWRの燃料棒仕様と同じとした。転換比向上のため、ブランケットは太径燃料棒を採用し、被覆管肉厚は標準燃料棒の被覆管肉厚対燃料棒外径比を保持するように設定した。燃料の母材及びブランケットには劣化ウランを使用している。炉心等価直径約5.0m、炉心高さはボイド反応度の観点から暫定的に2mとなっている。

プルトニウム富化度は、燃焼度45GWd/tを達成するために15wt%とした。ボイド反応度係数は、炉心末期でわずかに正となる。

制御棒として、90%濃縮のB-10の $B_4C$ ペレット（理論密度70%）をステンレス鋼製の被覆管に入れたものを使用する。制御棒外径は21.5mm、吸収材外径は19.4mmで、クラスターあたり6本の制御棒ピンがある。この制御棒は図12に示されるように配置される。

本炉心では、ボイド反応度係数を低減することをねらい、出力分布を歪ませているため、炉出力も制限されるなど、性能面では必ずしも十分でない。ブランケットの配列を変更するなどして径方向出力分布を平坦化させることが最大の課題であり、現在検討中である。

### 3.3 超臨界圧軽水冷却高速増殖炉 (SCFBR)

超臨界圧水を用いた蒸気サイクルは、既に火力発電所で実用化されている。蒸気サイクルの熱効率は、圧力、温度が高くなるほど向上することから、火力プラントにおいては、タービン材料などの工学的制限の下で一貫して高温高压化が進み、タービン入口で 316 気圧、566℃の条件で熱効率 48.3%で運転されているプラントがある。一方、原子力発電の蒸気条件は実用化以来ほとんど変化していない。理由は、飽和蒸気を使用しているためであり、いまだに強制対流ボイラーという前世代火力プラントのボイラーを用いていることになる[21, 24, 25]。

そこで、軽水炉が貫流型ボイラーへと進化する可能性を追求し、現行軽水炉の発展型では到達が難しい性能の達成、及び、システムの簡素化・コンパクト化等による大幅なコストダウンを目標とした超臨界圧軽水冷却炉の研究が東京大学を中心に行われてきた。

システム圧力は水の臨界点 22.1MPa に対し、超臨界圧火力発電所 (24.2MPa) とほぼ同一の 25MPa としている。このことによつて、水の密度が連続的に変化し、沸騰という概念がなくなるため、単相乱流・高温炉心を設計することも可能になる。また、炉心出口冷却水密度は BWR より低く、燃料ピン間隔が 1.3mm の稠密燃料格子を用いることで水対燃料体積比を低減し、増殖炉概念を構築することが可能になる。

燃料設計については、過渡事象時の最小伝熱劣化熱流束比 (MDHFR) を 1.0 以上とする制限条件に代わり、伝熱劣化時の燃料棒健全性を直接評価している[26, 27, 28]。相変化のない超臨界圧流体では、表面熱流束を増加させると擬臨界温度付近で伝熱劣化現象が現れ、壁温が部分的に上昇する。これは、亜臨界圧下での沸騰遷移に比べて穏やかであり、熱伝達率を伝熱劣化後も含めて評価することで燃料の健全性を合理的に評価することができる。具体的には、まず座屈とクリープを考慮して被覆管厚さを決め、次に過渡解析基準として被覆の設計応力比と塑性変形を定めている。設計応力比は、燃料棒の初期加圧を考慮し、燃料寿命中に最も内外圧差の生じる時点で評価している。各過渡解析においては、被覆最高温度より判断している。塑性変形は、燃料のスウェリング及び燃料と被覆の熱膨張を考慮して、各過渡事象ごとに計算している。過渡基準は、ステンレス被覆で 610℃、インコネル被覆で 840℃以下で、塑性変形は 1.0%以下としている。この基準を用いることで、冷却材出口温度の向上ならびに冷却材流量を低下させることができ、熱効率の向上及びタービン系の軽量化が可能となった。[29, 30, 31, 32]

ボイド反応度係数を負にする対策として、薄い水素化物の層を炉心燃料とブランケットの境界に配置した[22]。水素化物として、水素化ジルコニウム ( $ZrH_{1.7}$ ) を用いている。この物質は、水素の原子数密度が高い上に、ドイツの高速実験炉 KNK-II で制御棒価値の増加のために用いられた実績を有する。冷却材喪失時には炉心燃料で発生する高速中性子が水素化ジルコニウム層で減速され、ブランケッ



トでの中性子吸収の増加と中性子発生量の減少をもたらす。この水素化ジルコニウム層は、ブランケットとともに炉心領域に局在するため、冷却材がある通常運転時には炉心燃料の中性子スペクトルは水素化ジルコニウム層の有無によってほとんどかわらない。100 万 kWe 級の大型炉心においては、水素化ジルコニウム層付きのブランケットで炉心燃料を径方向非均質炉心、軸方向非均質炉心、アイランド炉心等の形状にて分割配置することで、負のボイド反応度係数を実現できる。設計は、2次元でのモデル化を考慮し、径方向非均質炉心が採用された。SCFBR の概念を図 13 に示す。

SCFBR は発展中の概念である。その設計研究は酸化燃料ペレット-ステンレス被覆管から始まり、高温炉心の場合には被覆管にインコネルを用いる設計となり、また、さらに増殖性を高める方策として窒化物燃料を用いた設計も行われている [33, 34, 35]。上述したように、水素化ジルコニウム層 (厚さ 9.44mm) をブランケットと炉心燃料境界に付け、径方向非均質炉心とすることで負のボイド反応度係数を達成している。増殖炉の炉心仕様を検討したものを表 5 に示す。増殖比は、核分裂性核種の数をサイクル末期とサイクル初期との比をとったもので定義されている。同表は MOX 燃料に比べ増殖性に優れる窒化物燃料のものであるが、MOX 燃料にても増殖炉は成立すると考えられる [34]。

SCFBR は貫流型直接サイクルのプラントであるため、BWR にある気水分離器、蒸気乾燥器、PWR にある蒸気発生器が不要で、簡素なシステム設計が可能である。現行炉に比べ炉心流量が低いため、1次冷却材ループ数は2ループとなっている。原子炉圧力容器の形状は2ループ PWR のものに類似しており、入口冷却材で容器内面を冷却するため、現行炉と同じ材料を使うことができると考えられている。炉容器設計圧は 27.5MPa で、高速炉 SCFR-D の設計例では [21]、炉容器胴部の厚さは 30.3cm、冷却材入口配管外径は 34cm、出口配管外径は 49cm である。また、格納容器については、BWR と類似の圧力制御型格納容器が用いられるが、格納容器内の冷却材エンタルピは ABWR の 1/4 程度であるため、図 13 に示すように円形で内径 22m、高さが 24m となる。

超臨界圧水冷却炉では、炉心流量の確保が原則である。検討されたシステムの例を図 13 に示すが、以下のシステムを有する。 [36]

- ・ TD-RCIS system [Turbine-Driven Reactor Core Isolation Cooling system]: 1unit
- ・ TD-HPCI system [Turbine-Driven High Pressure Coolant Injection system]: 1unit
- ・ MD-HPCI system [Moter-Driven High Pressure Coolant Injection system]: 1unit
- ・ MD-LPCI system [Moter-Driven Low Pressure Coolant Injection system]: 3units
- ・ ACT [Accumulator]: 3unit
- ・ ADS [Automatic Depressurization System]: 8units
- ・ SRV [Safty Relief Valve]: 8units
- ・ Turbine bypass valves
- ・ Suppression chamber pool

- ・ Emergency diesel generator: 3units

安全系は ABWR に類似しているが、貫流型直接サイクルであることから、外部電源喪失時に高圧 ECCS の速やかな作動を必要とするため、2 系統の HPCI のうち 1 系統をタービン駆動としている。LPCI は ADS による減圧後、残留熱除去システム (RHR : Residual Heat Removal system) としても用いられる。

#### 4. 各概念の中間評価

##### 4.1 高転換比BWR型炉

###### 4.1.1 設計要求に対する適合性

設計要求事項に対する高転換比 BWR 型炉の設計の考え方と達成の見通しについて、表6にまとめた。

###### 4.1.2 中間評価結果

###### (1) 炉心に関する中間評価結果

核特性から見た経済性、資源の有効利用、環境負荷低減及び核不拡散に関する中間評価結果を以下まとめる。

###### (a) 経済性

###### ① 発電効率

熱出力に対する電気出力 (発電効率) は ABWR と同等の 34.5%である。

###### ② 稼働率

燃料集合体体数が、ABWR に比べ約 6%増加している。燃料交換が定検期間に対しクリティカルとならない限り、炉心設計上稼働率は同等と推定できる。

###### ③ 取出燃焼度

ABWR100%MOX 炉心の 38GWd/t と比べ、45GWd/t (ステップ3燃料相当) と高燃焼度化を図っている。なお、ABWR100%MOX 炉心が本格稼働する時代には、ABWR100%MOX 炉心自身も 45GWd/t に高燃焼度化されていると推定される。

###### ④ 運転期間

炉心等価直径が 7.2m の炉心では、ABWR の 13EFPM に対し 14EFPM と同等以上である。但し、炉心等価直径を 6m 程度にすると、10EFPM となる。

###### ⑤ 炉心の大きさ

同程度の出力である ABWR (R=2.7m、H=3.7m) に比べ、扁平(H=0.7m)で、径が大幅 (R=3.6m) に拡大している。しかし、炉心体積は 1/3 にコンパクト化されている。ABWR の炉心等価直径と比べ炉心径が 1m 程度以上増大すること

から、原子炉圧力容器径について詳細な検討が必要であるが、現行炉より容器径が増加する場合には製造性の確認が必要と思われる。

#### ⑥ 核分裂性プルトニウム富化度

ABWR100%MOX 炉心は炉心平均約 1.2w/o の濃縮ウランと 4 富化度平均約 2.9w/o の核分裂性プルトニウムを使用するが、本概念では富化度約 18w/o (炉心平均：10w/o) の核分裂性プルトニウムを必要とする。

#### ⑦ 燃料サイクルコスト

ABWR100%MOX 炉心は、燃料集合体中に 4 種類の富化度の核分裂性プルトニウムと数種類の濃縮ウラン燃料棒を、軸方向・径方向に配置する設計となっている。これに対し、本概念は、径方向に 5 種類のプルトニウム富化度の燃料棒を配置し、更に軸方向に 2 種類の燃料を配置する設計であり、また使用する核分裂性プルトニウム富化度が高い。ABWR と本概念のバッチ数が同等と仮定すると、本概念の方が高燃焼度・長サイクル運転であり、この点に関しては優れていると考えられる。

#### ⑧ 発電コスト

発電コストについては、今後の評価が必要である。

#### ⑨ 総合評価

経済性指標である燃料サイクルコスト及び発電コストに対し、プラント概念及び採用する再処理技術を含めた評価が今後必要である。

### (b) 資源の有効利用

#### ① ウラン利用率

現行軽水炉は濃縮ウランを燃料としていることから、ウラン資源の利用率は 1% 以下である。これに対し、高転換 BWR 型炉の転換比は残存比で 1.06 程度を確保できる見通しであることから、プルトニウムリサイクルにより、上記転換比を維持できる設計を行えば、ウラン利用率は格段に増加できるものと考えられる。

#### ② MA の利用

本概念の基本となった RBWR では、炉心の仕様を若干変更することにより、MA の燃焼が可能となることが示されている[37, 38]。特に、増殖性を確保 (1.01) しながら、半減期 200 万年の  $^{237}\text{Np}$  の発生量と消滅量をバランスさせ、炉内及び再処理工場内に閉じ込める概念も検討されている。これらの検討から、本概念においても MA の利用への適応について可能性があるかと推測できるが、確認が必要である。

#### ③ 総合評価

本概念は、1.06 の転換性能を有すること及び増殖性能を確保しつつ MA を受け入れられる可能性を有すると考えられることから、ウラン資源有効利用に対し優れた能力を有する可能性を持った炉心概念と考えられる。

(c) 環境負荷低減

① MA の消滅

上述の (b) ②にて述べたように、本概念は MA 消滅の適応可能性を有すると推測できるが、確認が必要である。

② LLFP の消滅

本概念と同様の低減速スペクトルを有する BBWR の検討において、除染係数 (DF) が 10 程度の低除染燃料にも対応できるとの見通しを示している[15]。したがって、本概念においても低除染燃料への適応について可能性があるかと推測できるが、確認が必要である。

③ 総合評価

基本的に環境負荷低減能力を有する可能性のある炉心概念と推定できるが、更なる検討が必要である。

(d) 核不拡散

① 径方向ブランケット

径方向ブランケットを有せず、内部及び軸方向ブランケットを有している。したがって、燃料集合体単位では、ブランケット単独再処理による高品位プルトニウムの生産はできず、核不拡散性に優れている

② 燃料のマルチリサイクル

燃料のマルチリサイクルが可能であり、これにより、核分裂性プルトニウムの同位体組成割合が変化し、Pu-240 が 40%程度まで増加する。核不拡散上、燃料のマルチリサイクル利用は有効である。低除染燃料、MA の装荷により、更に抵抗性が增大する。

③ 総合評価

核不拡散性に関し、基本的に優れた能力を有する炉心概念と思われる。

(2) プラントシステムに関する中間評価結果

高転換比 BWR 型炉の経済性、構造健全性、安全性、製作建設性及び運転保守補修性に関する中間評価結果を以下まとめる。

(a) 経済性

① 原子炉及び冷却系の物量

プラントシステムは現行炉 (ABWR) とほぼ同一で炉心のみを変更する概念である。ただし、正確には機器等の配置検討が必要である。その理由は、炉心部の高さが ABWR で 3.71m あるものが本概念では 0.68m と短尺化し、また炉心流量も ABWR で  $5.2 \times 10^4 \text{t/h}$  あるものが本概念では  $1.3 \times 10^4 \text{t/h}$  と低減化するため物量削減につながる可能性があるものの、炉心外接半径が ABWR では 2.69m であるものが本概念では 3.60m と増加するため、総合的な物量評価のためにはこの相反する要因の定量化が必要だからである。

なお、炉心径の増加に対しては反射体を高性能なものに変更する、あるいは、流量低減化によってインターナルポンプの台数や容量を減ずるといった工夫をすることにより対応できる可能性があり、この点から現行炉とほぼ同一の物量となるものと推定できる。

② 建屋容積

上記と同じ理由にて、同世代の軽水炉並となると考えられる。

③ 建設工期

上記と同じ理由にて、同世代の軽水炉並となると考えられる。

④ 所内負荷率

上記と同じ理由にて、同世代の軽水炉並となると考えられる。

⑤ プラント稼働率

上記と同じ理由にて、同世代の軽水炉並となると考えられる。

⑥ 建設単価

上記と同じ理由にて、同世代の軽水炉並は達成できると考えられる。

(b) 構造健全性 (含耐震性)

① 構造設計の特徴

現状では未検討であるが、基本的には現行炉システムを使用し、系統の温度・圧力は同一である。

② 主要機器の構造健全性

本概念では、従来軽水炉燃料に比べて、高速中性子による照射が増大するといった照射条件が変わるとともに、高線出力密度条件、高ボイド率条件になる。したがって、従来軽水炉燃料と同一燃焼度であっても、燃料健全性に対する見直しおよび健全性確認に必要な開発課題を明らかにしておく必要がある。また、炉心の耐震性及び制御棒挿入性についても検討が必要である。

(c) 安全性

① 安全設計の特徴

本概念では、燃料棒間隔が 1.3mm あるいは 1.0mm でかつその配列が三角配列というナトリウム冷却高速増殖炉並の稠密燃料集合体を使用する。このためこの稠密燃料集合体において定常時はもちろん過渡及び事故時においても除熱能力のあることを確認することが必須である。

実験的に確認されていない燃料ピンピッチでは、相関式の外挿に包絡性を持たせるため、保守的な評価が必要である。

ボイド反応度については、わずかに負になる設計である。これは、全炉心ボイド化条件でも確認されている。

## ② 原子炉停止系

本概念では Pu 富化度の高い燃料を用いるため、遅発中性子割合が減少する。したがって、制御棒価値等の再設計を行うといった制御棒関係の再設計が必要である。また、何らかの原因にて炉心が再冠水すると、中性子スペクトルが高速側から熱中性子側へシフトすることになる。Pu 富化度が高いため、このシフトによっても炉停止できるよう設計する必要がある。

## ③ 崩壊熱除去系

基本的には現行炉システムで対応できると推定される。

## ④ 格納系

基本的には現行炉システムで対応できると推定される。

## ⑤ 再臨界回避方策

現状では未検討である。炉心は、30cm 程度の内部ブランケットを含めて高さ 70cm 弱の扁平炉心であるため、熔融体系からの中性子の漏れが大きく、厳しい再臨界の可能性は低いと考えられる[39]。

### (d) 製作建設性（主要機器、系統）

#### ① 製作性

炉心半径が ABWR では 2.69m であるものが本概念では 3.60m と増加するものの、炉心流量が ABWR で  $5.2 \times 10^4 \text{t/h}$  あるものが本概念では  $1.3 \times 10^4 \text{t/h}$  と減少するためインターナルポンプ容量が減少する。原子炉圧力容器径に対するこれら増減要因の影響については、定量化しておく必要がある。また、現行炉に比べ原子炉圧力容器径が増大する場合には、製造性の確認が必要と思われる。

#### ② 検査性

基本的に現行軽水炉システムとほぼ同じになるため、大きな課題はないと推定できる。

#### ③ 据付性

基本的に現行軽水炉システムとほぼ同じになるため、大きな課題はないと推定できる。

#### ④ 現地試験性

基本的に現行軽水炉システムとほぼ同じになるため、大きな課題はないと推定できる。

### (e) 運転保守性

#### ① 運転の容易性

炉心が高富化度の Pu 燃料炉心と大幅に変更になったことから、遅発中性子割合が変わるため、炉心動特性、プラント動特性について確認が必要である。

## ② ISI

基本的に現行軽水炉システムとほぼ同じになるため、同等の保守補修性を確保できると考えられるが、確認が必要である。

## (3) 特有の開発課題

## (a) 新技術、新概念についての課題

BWR 技術の延長上にあり、FBR としては開発課題が比較的少ないと思われるが、特有な開発課題も残されている。臨界性・増殖性等の基本的核的成立性の見通しは得られているが、詳細な核特性、熱的成立性、燃料の製造性・健全性、更には安全性の成立性に関わるデータベースの積み上げが必要であり、各種実証実験及びその設計精度確認が必要と考える。その他、炉内構造成立性、Y字制御棒挿入性、炉内水流動性能等に関する炉外実験が望まれる。なお、燃料集合体に再臨界回避機能が必要な場合には、炉心概念は大幅に見直す必要がある。

## (b) 概念の成立性を左右する重要な課題

## ① 核的成立性

FBR と異なり、わずかではあるが負の冷却材ボイド係数 ( $-1 \times 10^{-4} \Delta \rho / \% \text{ボイド}$ ) の設計となっている。しかしながら、ドップラー係数・冷却材ボイド反応度等の反応度特性、燃焼特性の実験的確認及び設計手法の確立・精度確認のため、臨界実験及び炉心燃焼実験の実施が望ましい。

## ② 熱的成立性

BWR 体系の稠密炉心に対する熱的成立性に関する炉外実験は最近になって実施され、一部報告もされている[13, 14]。ボイド率（出口クオリティ）が現行 BWR と比較し高く、稠密燃料格子での MCPR（最小限界出力比）等、熱的成立性（定常、過渡、低流量・低出力時、事故時）の確認のため、今後さらに炉外実験の実施と設計手法の確認が望まれる。

## ③ 燃料の成立性

最高燃料中心温度が ABWR の約  $1,850^{\circ}\text{C}$  から本概念で約  $2,250^{\circ}\text{C}$  と増加しており、安全性の観点から課題の有無を確認することが望ましい。特に炉心等価直径を 6m 程度とする場合には、燃料ピン間隔を 1 mm 程度とする必要があり、稠密燃料格子の燃料集合体製造性、実機環境における燃料健全性確認のための実験（各種照射実験、高温冷却材中での耐腐食・耐摩耗実験、等）の実施が望まれる。

## ④ その他

燃料サイクルの経済性を向上させるために、燃料製造コスト低減に向けた研究開発が必要である。

(c) 開発の容易性

試験開発費用といった定量的な評価は行っていない。しかし、本概念は水を冷却材として使用するため、軽水炉の知見を反映でき、かつ既存軽水炉用の試験設備が利用できる。また、新規試験設備についても液体金属に比べれば低コストにて設置できる。このような点から、本概念は比較的開発が容易であると推測できる。

## 4.2 高転換比PWR型炉

### 4.2.1 設計要求に対する適合性

設計要求事項に対する高転換比 PWR 型炉の設計の考え方と達成の見通しについて、表7にまとめた。

### 4.2.2 中間評価結果

#### (1) 炉心に関する中間評価結果

核特性から見た経済性、資源の有効利用、環境負荷低減及び核不拡散に関する中間評価結果を以下まとめる。

##### (a) 経済性

###### ① 発電効率

熱出力に対する電気出力（発電効率）は APWR と同等の 34.5%である。

###### ② 稼働率

燃料集合体体数が、APWR[7]に比べ約 18%減少（径方向ブランケット燃料を含むと約 50%増加）している。径方向ブランケット燃料の燃料交換体数により、燃料交換が定検期間に対しクリティカルとなる恐れもあり得る。この点、プラントの稼働率に影響があり得るので、今後の詳細検討が必要と思われる。

###### ③ 取出燃焼度

現在計画中の PWR プルサーマル炉心の MOX 燃料の燃焼度は 38GWd/t の設計となっている。本概念では、APWR100%MOX 炉心と同等の燃焼度 45GWd/t と、高燃焼度化された仕様としている。

###### ④ 運転期間

14 カ月である。[3]

###### ⑤ 炉心の大きさ

同程度の電気出力(1,200MWe)の標準 4 ループ PWR (R=3.4m、H=3.7m) [7]に比べ、R=5.0m（ブランケット含む）、H=2.0m となっており、炉心体積は約 17%増加している。APWR の炉心等価直径と比べ炉心径が約 1m 増大していることから、原子炉圧力容器製造性の確認が必要と思われる。



⑥ 核分裂性プルトニウム富化度

APWR100%MOX 炉心は 3 種類の富化度燃料ピンからなる集合体平均 5.9w/o の核分裂性プルトニウムを使用する設計であるが、本概念は 1 種類の富化度燃料ピンからなる約 15w/o (炉心平均：12w/o) の核分裂性プルトニウムを使用する。

⑦ 燃料サイクルコスト

APWR100%MOX 炉心と本概念の運転期間が同等と仮定すると、燃焼度が同程度であるが、径方向ブランケットの再処理分だけ、燃料サイクルコストが高くなる傾向を持つと考えられる。

⑧ 発電コスト

発電コストについては、今後の評価が必要である。

⑨ 総合評価

経済性指標である燃料サイクルコスト及び発電コストは、プラント概念及び採用する再処理技術を含めた評価が今後必要である。

(b) 資源の有効利用

① ウラン利用率

APWR は濃縮ウランを燃料としていることから、ウラン資源の利用率は 1%以下である。これに対し、本概念での転換比は、重水冷却で 1.05 程度を確保できる見通しであることから、プルトニウムリサイクルにより、上記転換率を維持できる設計を行えば、ウラン利用率は増加できるものと考えられる。ただし、冷却材ボイド反応度制限により、この値は低下する可能性がある。

② MA の利用

MA の利用に関して現在検討中であるが、類似の炉概念に対する検討[14, 16, 18]では、MA を有効に利用できる可能性が示されていることから、同様と思われる。

③ 総合評価

安全性に課題なく転換比 1.2 の炉心が構築できれば、2100 年までの天然ウラン累積使用量が 100 万 t 以下と見積もられる。既存 PWR ウラン炉心の場合に比べ、天然ウラン累積利用率を削減できる可能性がある。本概念は、最大 1.1 程度の高転換性能を有する可能性があること及び転換比が犠牲になる(0.99)が MA を受け入れられる能力を有する可能性があることから、ウラン資源有効利用に対する能力を有する炉心概念の候補の一つと考えられるが、今後の詳細検討が必要と思われる。

(c) 環境負荷低減

① MA の消滅

MA の消滅に関して現在検討中であるが、(b)②と同様の理由により MA を消滅できる能力を有すると推定できる。

## ② LLFP の消滅

LLFP の利用に関して現在検討中であるが、(b)②と同様の理由により LLFP を消滅できる能力を有すると推定できる。

## ③ 総合評価

基本的に環境負荷低減能力を有する可能性のある炉心概念と推定できるが、増殖性能や安全性に関わる課題を含めて、更なる検討が必要である。

## (d) 核不拡散

## ① 径方向ブランケット集合体

炉心燃料の中心面上に設置される内部ブランケット以外に、径方向ブランケット集合体が炉心領域に配置される。したがって、径方向ブランケット燃料を単独に再処理することにより、高品位プルトニウムの生産の可能性があり、核不拡散上再処理手順の工夫が必要となる。

## ② 燃料のマルチリサイクル

燃料のマルチリサイクルが可能と推定できる。転換比が 1.1 程度と高い場合には、プルトニウム同位体組成の劣化を生じない。また、低除染燃料、MA の装荷により、更に核拡散抵抗性が增大する。

## ③ 総合評価

基本的に、核不拡散性を有するものと考えられる。

## (2) プラントシステムに関する中間評価結果

高転換比 PWR 型炉の経済性、構造健全性、安全性、製作建設性及び運転保守補修性に関する中間評価結果を以下まとめる。

## (a) 経済性

## ① 原子炉及び冷却系の物量

本炉心を搭載するプラントシステムは特に決められていないが、基本的には同世代炉システムとほぼ同一で炉心のみを変更する概念である。しかし、以下の理由にて同世代軽水炉より、物量は増加する可能性は高いと考えられる。まず、重水を使用することによって関連設備が必要となること、炉心等価直径が 5m となり、同等以上の出力を持つ現行の第 3 世代炉（玄海 3 号、1183MWe）[40]の 3.37m より大きくなること、一次冷却材ポンプの高揚程化が必要[16]となることである。また、再冠水挙動が現行炉に比べて厳しくなると予想され、既存の注水方式に加えて、炉心中央部上方から注水する必要性も解析評価によって示されており、この複合注水方式を採用すれば物量は増加する。ただし、炉心有効長が 2m となり現行炉の 3.66m より短尺化されるという削減要因もある。

物量が増加するのであれば、それが建設単価にどの程度影響を与えるのかを定量化する必要があるため、機器等の配置検討が必要である。

② 建屋容積

同世代の軽水炉並になると考えられるが、確認が必要である。

③ 建設工期

同世代の軽水炉並になると考えられる。

④ 所内負荷率

同世代の軽水炉並になると考えられる。

⑤ プラント稼働率

同世代の軽水炉並になると考えられる。

⑥ 建設単価

①で述べた理由にて、機器等の配置検討によって同世代の軽水炉と比較する必要があると考えられる。

(b) 構造健全性 (含耐震性)

① 構造設計の特徴

現状では未検討であるが、基本的には同世代炉システムを使用し、系統の温度・圧力は同一である。したがって、現行炉並は達成できると考えられる。

② 主要機器の構造健全性

本概念では、従来軽水炉燃料に比べて、高速中性子による照射が増大するといった照射条件が変わる。また、被覆管は現行炉のジルカロイ-4 に替わり SUS-316 材を使用する。したがって、従来軽水炉燃料と同一燃焼度であっても、燃料健全性に対する見直しおよび健全性確認に必要な開発課題を明らかにしておく必要がある。また、炉心の耐震性及び制御棒挿入性についても検討が必要である。

(c) 安全性

① 安全設計の特徴

本概念では、燃料棒間隔が 1.0mm でかつその配列が三角配列というナトリウム冷却高速増殖炉並の稠密燃料集合体を使用する。このためこの稠密燃料集合体において定常時はもちろん過渡及び事故時においても除熱能力のあることを確認することが必須である。実験的に確認されていない燃料ピンピッチでは、相関式の外挿に包絡性を持たせるため、ノミナル評価に加えて保守評価が必要である。ボイド反応度係数については、軸方向ブランケットと径方向ブランケットを有する非均質炉心で、中性子の漏れを重視する出力分布となる集合体配置を設計し、反射体内に吸収体としてボロンを設置することにより、負の反応度係数を達成している。また、再冠水挙動に関しては、稠密炉心において著しく増加する炉心の圧力損失によって十分な冠水速度が得られないと予想されている。これについては、た既存の注水方式に加えて、炉心中央部上方から注水する複合注水方式が効果的であることが、解析評価によって示されている[41]。

## ② 原子炉停止系

本概念では、90%濃縮の B-10 の  $B_4C$  ペレット（理論密度 70%）をステンレス鋼製の被覆管に入れたものを使用する。クラスターあたり 6 本の制御棒ピンがあり、反応度停止余裕は約 2.8~3.0% $\Delta k/k$  が確保できることが計算によって確認されている。駆動方式等については詳細に検討されていないが、基本的には実績のある現行炉システムを採用するため、信頼性は高いと考えられる。また、何らかの原因にて炉心が再冠水すると、中性子スペクトルが高速側から熱中性子側へシフトすることになる。Pu 富化度が高いため、このシフトによっても炉停止できるよう設計する必要がある。

## ③ 崩壊熱除去系

基本的には現行炉システムで対応できると推定される。

## ④ 格納系

基本的には現行炉システムで対応できると推定される。

## ⑤ 再臨界回避方策

現状では未検討である。炉心は、40cm 程度の内部ブランケットを含めて高さ 200cm となっており、分裂性プルトニウム富化度も 15wt% である。これは、大型ナトリウム冷却炉心の場合、炉心直径 300cm、高さ 100cm 程度で、MOX 燃料の分裂性プルトニウム富化度は 10 数% であることと比較すると、単純に炉心高さが増していることと等しいため、再臨界の発生する可能性はナトリウム冷却 MOX 炉心の場合よりも高くなる可能性もある[39]。本概念は、径方向非均質炉心であるため、従来厳しい再臨界を引き起こすとされていた熔融燃料の径方向の動きが制限されるものの[42]、炉心高さが 2m 前後となることから重力方向の動きが再臨界を引き起こす可能性があるとは推定できる。したがって、再臨界回避方策の要否については、代表的起因事象に対する事象進展を解析評価した上で判断する必要がある。

## (d) 製作建設性（主要機器、系統）

### ① 製作性

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、開発可能な範囲と判断されている[7]。また、炉心等価直径が 5m になるため、原子炉容器の容量を今後の設計研究において検討し、APWR よりも大きくなるのであれば、製造性の確認が必要と思われる。

### ② 検査性

基本的に現行軽水炉システムとほぼ同じになるため、大きな課題はないと推定できる。

### ③ 据付性

基本的に現行軽水炉システムとほぼ同じになるため、大きな課題はないと推定できる。

## ④ 現地試験性

基本的に現行軽水炉システムとほぼ同じになるため、大きな課題はないと推定できる。

## (e) 運転保守性

## ① 運転の容易性

炉心が高富化度の Pu 燃料炉心と大幅に変更になったことから、遅発中性子割合が変わるため、炉心動特性、プラント動特性について確認が必要である。

## ② ISI

基本的に現行軽水炉システムとほぼ同じになるため、同等の保守補修性を確保できると考えられるが、確認が必要である。

## (3) 特有の開発課題

## (a) 新技術、新概念についての課題

PWR 技術の延長上にあり、FBR としては開発課題が比較的少ないと考えられる。しかしながら、本炉心では、ボイド反応度係数を低減することをねらい、出力分布を歪ませているため、炉出力も制限されるなど、性能面では必ずしも十分でなく、さらに検討を進める必要がある。臨界性・増殖性等の基本的核的成立性の見通しは解析上得られているが、目的に応じた設計の詰め、詳細な核特性、熱的成立性、燃料の製造性・健全性、更には安全性の成立性に関わる実機データベースの積み上げが必要であり、各種実験による実証が必要と考える。この他、炉内構造の成立性、炉内水流動実験の実施が望まれる。なお、燃料集合体に再臨界回避機能が必要な場合には、炉心概念は大幅に見直す必要がある。

## (b) 概念の成立性を左右する重要な課題

## ① 核的成立性

転換比 1.05 程度で、冷却材ボイド係数が平衡炉心末期で若干正 ( $5 \times 10^{-3} \Delta \rho / \%$  ボイド) の設計となっており、転換率向上により安全上の課題が生じる。したがって、ドップラー係数・冷却材ボイド反応度等の反応度特性、燃焼特性の実験的確認及び設計手法の確立・精度確認のため、臨界実験及び炉心燃焼実験の実施が望ましい。

## ② 熱的成立性

燃料ピン間隙が 1.5 mm の稠密燃料に関する DNB 実験を実施しており、燃料冷却の成立性を見通しを得ている。現在、燃料ピン間隙 1.0 mm ~ 0.6 mm の稠密燃料に関する DNB 実験を計画中である。過去の稠密炉心開発の課題であった炉心再冠水は、解析により ECCS 方式の改良で対応できる見通しを得た。今後は、稠密燃料格子での DNB 等、熱的成立性（定常、過渡、事故時）の確認のため、実機条件を模擬した更なる炉外実験の実施が望まれる。

③ 燃料の成立性

燃料ピン間隙が 1 mm 程度の稠密燃料格子の構造成立性及び燃料集合体製造性は確認されている。今後は、実機環境における燃料健全性確認のための実験（照射実験、高温冷却材中での耐腐食・耐摩耗実験、等）の実施が望まれる。

④ その他

プラントシステム・機器設計として、重水濃度調整・精製設備設計、高揚程一次冷却材ポンプの設計が必要である。また、燃料サイクルの経済性を向上させるために、燃料製造コスト低減に向けた研究開発が必要である。

(c) 開発の容易性

試験開発費用といった定量的な評価は行っていない。しかし、本概念は水を冷却材として使用するため、軽水炉の知見を反映でき、かつ既存軽水炉用の試験設備が利用できる。また、新規試験設備についても液体金属に比べれば低コストにて設置できる。このような点から、本概念は比較的開発が容易であると推測できる。

### 4.3 超臨界圧軽水冷却高速増殖炉（SCFBR）

#### 4.3.1 設計要求に対する適合性

設計要求事項に対する超臨界圧軽水冷却高速炉（SCFBR）の設計の考え方と達成の見通しについて、表 8 にまとめた。

#### 4.3.2 中間評価結果

##### (1) 炉心に関する中間評価結果

核特性から見た経済性、資源の有効利用、環境負荷低減及び核不拡散に関する中間評価結果を以下まとめる。

##### (a) 経済性

###### ① 発電効率

超臨界圧水による貫流型直接サイクルの採用により、熱出力に対する電気出力（発電効率）は 40% 以上となり、現行軽水炉の 34.5% より高い熱効率が達成でき、ナトリウム冷却 FBR（約 42%）並みとなる可能性を有する。

###### ② 稼働率

運転期間、定検期間等に関する公開文献情報がなく、不明である。

###### ③ 取出燃焼度

ABWR 又は高転換比 BWR 型炉と同程度の 38~46GWd/t である。

###### ④ 運転期間

運転期間に関する公開文献情報がなく、不明である。

⑤ 炉心の大きさ

同程度の出力の PWR (R=3.4m, H=3.7m)、BWR (R=4.8m, H=3.7m) に比べ、R=3.2m, H=3.5m であり、それぞれ約 15%、60%体積が減少している。炉心等価直径が PWR に近いが、PWR より更に耐圧条件が高い原子炉圧力容器の製造性に注意する必要がある。

⑥ 核分裂性プルトニウム富化度

MOX 燃料炉心では、2 種類の富化度、15.0w/o 及び 16.5w/o の核分裂性プルトニウムを必要とする。窒化物燃料炉心では、12.0%~13.3%の核分裂性プルトニウムとなる。

⑦ 燃料サイクルコスト

同一サイズの超臨界圧軽水炉(SCLWR)に比べ、熱出力を 2 倍程度とれる。高熱効率(既存炉より 20%程度向上)であることのメリットと、耐高温材・耐腐食材の新被覆材の採用、ブランケット燃料集合体採用等のデメリットがある。今後、詳細なコスト評価が必要である。

⑧ 発電コスト

今後、詳細なコスト評価が必要であるが、高熱効率・直接サイクルの概念であることから、発電コストの大幅低減が期待される。

⑨ 総合評価

SCFBR は、BWR と共通するコスト低減策が採用でき、高熱効率であることから、既存の軽水炉を上回る経済性が期待できると推測できる。今後具体的コスト評価を行う必要がある。

(b) 資源の有効利用

① ウラン利用率

SCFBR の転換比は 1.0 (MOX 燃料) ~1.1 程度 (99%濃縮 <sup>15</sup>N 燃料) であることから、プルトニウムリサイクルにより、上記転換率を維持できる設計を行えば、ウラン利用率は増加できるものと考えられる。

② MA の利用

MA の利用に関する評価を示す公開文献情報がなく、不明である。

③ 総合評価

炉心仕様を若干変更することにより、SCFBR の転換比は 1.0 以下から、1.1 程度まで変更でき、ウラン資源有効利用の観点から、フレキシブルな能力を持つ炉心と考えられる。MA の利用に関しては、今後の検討が必要である。

(c) 環境負荷低減

① MA の消滅

MA の消滅に関する評価を示す公開文献情報がなく、不明である。

②LLFP の消滅

LLFP の消滅に関する評価を示す公開文献情報がなく、不明である。

③総合評価

潜在的に MA 及び LLFP を消滅する環境負荷低減能力を潜在的に有すると考えられるが、今後具体的な検討を行うことが必要である。

(d) 核不拡散

① 径方向ブランケット

径方向ブランケット集合体が炉心領域に配置される。したがって、径方向ブランケット燃料を単独に再処理することにより、高品位プルトニウムの生産の可能性があり、核不拡散上再処理手順の工夫が必要となる。

② 燃料のマルチリサイクル

燃料のマルチリサイクルが可能と推定できる。今後の検討結果次第では、低除染燃料、MA の装荷により、更に核拡散抵抗性が增大する可能性がある。

③ 総合評価

基本的に、核不拡散性を有すると考えられる。

(2) プラントシステムに関する中間評価結果

SCFBR の経済性、構造健全性、安全性、製作建設性及び運転保守補修性に関する中間評価結果を以下まとめる。

(a) 経済性

① 原子炉及び冷却系の物量

貫流型直接サイクルのプラントであるため、BWR にある気水分離器、蒸気乾燥器、PWR にある蒸気発生器が不要で、1 次冷却系も 2 ループと簡素なシステム設計が可能である。また、冷却材流量が少なく、ポンプ等の小型化が可能である。すなわち、LWR と比較して、コンパクトかつ簡素システムとなり、正確には高圧化による容器・配管等の厚み増加の影響を考慮する必要はあるものの、原子炉及び冷却系の物量は現行炉以下となると推測できる。

② 建屋容積

格納容器のみ定量化されている。SCFBR では格納容器の形状は円形で、内径 22m、高さが 24m となっており、ABWR ( $\phi 29 \times H36m$ ) に比べ内径で約 24%、高さで約 33%減少する。正確には機器配置等の検討を要するものの、建屋容積は同世代の軽水炉以下になると推測できる。

③ 建設工期

現状では未検討である。

④ 所内負荷率

現状では未検討である。



## ⑤ プラント稼働率

現状では未検討である。

## ⑥ 建設単価

上記に加え、高い熱効率(40%以上)を持つこと、さらに以下の研究の経緯から、同電気出力のLWRより低コストで建設できる可能性がある。東京電力(株)にて独自の設計研究および経済性評価が行われ[43, 44]、米国のABWR(出力1350MWe)を1とした場合、SCLWR(出力1100MWe)は1.03であることが示された。ただし、この結果はスケールデメリットの影響等によるもので、スケールデメリットの是正と蒸気条件の見直しによって、0.85程度まで建設単価を削減できることが同時に示されている。その後の東京大学での研究では、異常過渡時の燃料棒健全性を過渡事象時の最小伝熱劣化熱流束比(MDHFR)でなく被覆管表面温度を直接評価するように変えて設計を合理化した。このことによって、出力あたりの冷却材流量を低減しBOP系物量を削減、濃縮度も低減した。また、高温化が可能になるとともに、大出力化、制御棒、集合体本数等の合理化を図った。すなわち、合理化研究例として熱中性子炉(SCLWR)を対象としたものがあるが[45]、高速中性子炉にも同様の手法が適用できかつ出力密度を高くできることから、同じ等価直径を持つ炉心で高出力化が見込める。したがって、現行軽水炉との直接的な比較は行われていないものの、米国のABWR比で25%程度の建設単価を削減できるプラント概念よりさらに合理化された概念が東京大学での研究で構築されたことになり、冒頭の結論となる。

## (b) 構造健全性(含耐震性)

## ① 構造設計の特徴

従来軽水炉燃料に比べて、照射条件が変わるとともに、高線出力密度条件、25MPaの高圧条件になる。したがって、燃料健全性に対する見直しおよび健全性確認に必要な開発課題を明らかにしておく必要がある。貫流型直接サイクルのプラントであるため、気水分離器および蒸気乾燥器が不要なため、制御棒を上から挿入できる。このため、圧力容器を格納容器内下部に配置することができ、建屋の重心位置を9.6mと既存ABWRの22mに比べ下げられるため、耐震性を向上させることができると考えられる。

## ② 主要機器の構造健全性

従来軽水炉燃料に比べて、照射条件が変わるとともに25MPaの高圧条件になる。したがって、燃料健全性に対する見直しおよび健全性確認に必要な開発課題を明らかにしておく必要がある。また、炉心の耐震性、及び制御棒挿入性についても、検討が必要。

### (c) 安全性

#### ① 安全設計の特徴

負のボイド反応度係数を達成するため、水素化ジルコニウム層を炉心のシード燃料とブランケット燃料の間に挿入している。冷却系については、貫流型直接サイクルシステムであるため、常にコールドレグ側からの給水確保とホットレグ側からの高温冷却材の流出口を確保できるよう、補助系および工学的安全系を設置している。さらに、12 の過渡および事故解析が実施され、貫流システムの特色として給水流量の低下が厳しくなるものの、定格給水流量の 7%以上の容量を持つ高圧補助給水系 (AFS) の設置、および、主給水ポンプトリップの Lag time は 3 秒以上とすることで対応できることが示されている [27]。

#### ② 原子炉停止系

基本的には現行炉システムで対応できると推定される。また、何らかの原因にて炉心が再冠水すると、中性子スペクトルが高速側から熱中性子側へシフトすることになる。Pu 富化度が高いため、このシフトによっても炉停止できるよう設計する必要がある。

#### ③ 崩壊熱除去系

非常用炉心冷却系 (ECCS) を使用する。

#### ④ 格納系

大きさを除き基本的には現行炉と同等である。

#### ⑤ 再臨界回避方策

現状では未検討である。炉心は、高さ 300cm、直径 300cm 前後が基本的な設計であり、分裂性プルトニウム富化度は MOX で 12~16.5wt%程度、窒化物で 11~12wt%程度である。これは、大型ナトリウム冷却炉心の場合、炉心直径 300cm、高さ 100cm 程度で、MOX 燃料の分裂性プルトニウム富化度は 10 数%であることと比較すると、単純に炉心高さが増していることと等しいため、炉心損傷が生じた場合には再臨界の発生する可能性はナトリウム冷却 MOX 炉心の場合よりも高いと推定できる [39]。本概念は、径方向非均質炉心であるため、従来厳しい再臨界を引き起こすとされていた熔融燃料の径方向の動きが制限されるものの [42]、炉心高さが 3m 前後となることから重力方向の動きが再臨界を引き起こす可能性があることと推定できる。したがって、再臨界回避方策の要否については、代表的起因事象に対する事象進展を解析評価した上で判断する必要がある。

### (d) 製作建設性 (主要機器、系統)

#### ① 製作性

プラントシステムは超臨界圧火力発電所の技術が応用可能であり、大きな課題はないと推定できる。

② 検査性

基本的に現行軽水炉システムおよび超臨界圧火力発電所の技術が応用可能であり、大きな課題はないと推定できる。

③ 据付性

基本的に現行軽水炉システムおよび超臨界圧火力発電所の技術が応用可能であり、大きな課題はないと推定できる。

④ 現地試験性

基本的に現行軽水炉システムおよび超臨界圧火力発電所の技術が応用可能であり、大きな課題はないと推定できる。

(e) 運転保守性

① 運転の容易性

プラント動特性コードによる解析が実施されている[46]。圧力は主蒸気加減弁で、主蒸気温度は給水流量で、出力は制御棒で制御するのが適切であることが示されるとともに、外乱に対して良好な制御性が得られることが確認されている。また、起動方式にても検討が行われ[47]、定圧起動方式、変圧起動方式とも被覆管最高温度を運転制限値以下に抑えながらプラントを定常まで移行できる可能性があること、起動系機器の軽量化の観点から気水分離器をバイパス系統に設置する変圧起動方式が最も優れていることが示された。本概念は、原子力プラントに貫流型直接サイクルの適用を試みた新概念であり、試験炉等において運転性は確認する必要があると思われる。

② ISI

基本的に現行軽水炉システムおよび超臨界圧火力発電所の技術が応用可能であり、大きな課題はないと推定できるが確認は必要。

(3) 特有の開発課題

(a) 新技術、新概念についての課題

PWR/BWR 技術の延長上にあり、さらに、超臨界圧火力発電所の技術が応用可能であると言われているが、高温・超高压であることから、その他の水冷却炉増殖炉概念と比べ、熱設計・材料開発に関わる開発課題が多いと思われる。また、放射線下での超臨界圧水化学について、実験的知見を積む必要がある。出力フィードバックと貫流型冷却であることから、出力ー流量の mismatch が緩和される傾向を持ち、設計の合理化ができる。臨界実験、伝熱劣化時の燃料健全性確認及び燃料集合体構造・炉内構造(ZrH 減速材構造を含む)・制御棒設計等の成立性確認とともに、超臨界圧水による炉内流動試験等の実施が望まれる。なお、燃料集合体に再臨界回避機能が必要な場合、炉心概念は大幅に見直す必要がある。今後は設計要求を整理し、炉心及びシステム設計を詰めていく必要がある。

## (b) 概念の成立性を左右する重要な課題

## ① 核的成立性

窒化物燃料及び MOX 燃料を使用する炉心概念において増殖炉が成立することを、解析上で確認している。また、ドップラー係数・冷却材ボイド反応度等の反応度特性、燃焼特性の実験的確認及び設計手法の確立・精度確認のため、臨界実験及び炉心燃焼実験の実施が望ましい。

## ② 熱的成立性

燃料ピン間隔が 1.3 mm の稠密燃料格子での伝熱劣化現象等、熱的成立性（定常、過渡、低流量・低出力時、事故時）の確認のため、炉外実験の実施が望まれる。燃料集合体中を、冷温下降流と高温上昇流が流れる設計の場合には、熱的・炉内構造的に、成立性を確認する必要がある。

## ③ 燃料の成立性

燃料集合体中を低温下降流と高温上昇流が混在している場合、高い温度勾配による燃料健全性への影響評価が必要である。炉心出口温度約 430℃ と既存 LWR より高いため、耐高温性・耐腐食性が優れた被覆管材料の開発が必要である。稠密燃料格子の燃料集合体製造性、実機環境における燃料健全性確認のための実験（照射実験、高温冷却材中での耐腐食・耐摩耗実験、等）の実施が望まれる。

## ④ その他

燃料サイクルの経済性を向上させるために、燃料製造コスト低減に向けた研究開発が必要である。

## (c) 開発の容易性

試験開発費用といった定量的な評価は行っていない。火力発電プラントの知見、既存軽水炉の知見等が利用できるものの、超臨界水を冷却材として使用する原子力プラントは現存していない。したがって、開発の容易性といった観点では水冷却増殖炉概念の中では最も不利であるが、実用化戦略調査研究の対象となっているその他の概念と比較すれば、開発が容易な部類に属すると推測できる。

## 5. 増殖炉成立に関する検討

対象とした3つの概念のうち、最も検討が進んでいる高転換比 BWR 型炉心を対象とし、水炉検討会を設け 5.1 について検討を行った[48]。5.2 及び 5.3 については検討会の場にて今後議論する予定であるが、平成 11 年度末時点で評価結果は提示されていることから、併せて以下に概要を記すこととする。

## 5.1 炉心特性の評価

### 5.1.1 増殖比に及ぼす核断面積誤差及びPu同位体組成の影響[49]

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 以下で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クレ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予定である。

### 5.1.2 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。

### 5.1.3 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9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。

## 5.2 設計基準事象(DBE)の検討

ABWRの原子炉システムをベースに、過渡事象及び事故事象として以下を選定して解析を実施した[49]。

### 過渡事象：

- 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

### 事故事象：

- a. 再循環ポンプ全台トリップ事故
- b. 高圧炉心注水系配管（HPCF）配管破断事故
- c. 主蒸気管破断事故

水対燃料比の低下によってスペクトルを硬化させている高転換炉心では、過渡事象に対する結果の厳しさはABWRと比較すると逆の傾向となっており、炉心ボイドが増加する事象が厳しくなる傾向が出ている。しかし、全ての事象について、表10に示されるように、いずれも最小限界出力比（MCPR） $>1.0$ を満たせる。事故事象で最も厳しいのは表11に示されるように再循環ポンプ全台トリップ事故であり、被覆管表面最高温度は $690^{\circ}\text{C}$ になる。ABWRでは、代表的な冷却材喪失事故であるHPCF配管破断事故にて最も厳しく、 $555^{\circ}\text{C}$ となる。高転換炉心では評価結果が $135^{\circ}\text{C}$ 高くなるものの、現行軽水炉の判断基準である $1200^{\circ}\text{C}$ [23]に対しては十分な裕度がある。

### 5.3 設計基準外事象 (BDBE) の検討

横軸に Pu フィッサイル富化度を、縦軸に臨界厚さをとった臨界体系マップ [39] で再臨界性を評価した。4.1 にも記載してあるが、対象とした BWR 型炉はボイド反応度を負とすることを意図した炉心の扁平化が再臨界の問題をも緩和していることが分かった。

## 6. まとめ

先行する知見を調査し、水冷却による増殖炉概念として以下の3つを対象とすることとした。

- ① 高転換比 BWR 型炉
- ② 高転換比 PWR 型炉
- ③ SCFBR

①及び②は現行軽水炉プラント技術を利用することを前提に、転換比を高めるため稠密燃料集合体を用いた上、①は高ボイド率超扁平炉心とし、②は冷却材に重水を用いた概念となっている。③は超臨界圧水の利用によって、減速材としての水の密度を小さくし転換比1を超える増殖炉心とするともに、現行軽水炉の発展型では到達が難しい40%以上の熱効率を達成する概念である。

各概念についてまとめるとともに、実用化目標の4視点(安全性を前提に、軽水炉と比肩する経済性、資源の有効利用、環境負荷低減、核不拡散性強化)及び技術的成立性(構造健全性(含耐震性)、安全性、製作建設性、運転保守性、特有の開発課題)並びに開発の容易性の観点から評価検討を行った。現状の評価結果では、高増殖には対応が困難であるものの、その他の項目については炉心除熱性の確認を除くと、大きな問題点を見出していない。さらに、検討の最も進んでいる高転換比 BWR 型炉については、本研究にて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するとともに、設計基準事象に対しても成立する見通しを得たことから、水冷却にて増殖炉心が成立し得ると判断した。

以上の結果を踏まえ、2000年度も継続して検討を進め、フェーズ1としてプラント概念の成立性に関する結論を得る予定である。

2000年度においては、高転換比 BWR 型炉、高転換比 PWR 型炉について以下を実施する予定である。

#### (1) 炉心特性

##### ① 増殖性に関する炉心特性評価

リサイクル燃料として連続的に利用できることを確認するため、水冷却増殖炉におけるリサイクルを想定し、増殖特性への影響を解析評価する。

## ② 超ウラン元素 (TRU) 燃焼評価

MA 核種を混入した TRU 燃料を経済的に燃焼できる範囲を明確にするため、TRU 燃料を装荷した場合についての炉心概念成立性を解析検討し、主要諸元と炉心特性を明らかにする。この場合、FBR 平衡炉心の使用済燃料から回収される組成比 (MA ~ 1%弱) および MA を付加的に混入した酸化物燃料を対象に検討する。

## (2) 設計基準事象における過渡特性

代表的な過渡及び事故事象に対する熱水力学の成立性を確認するため、各種関連式の不確定幅を見込んだ評価を行い、最小限界出力比 (MCPR) = 1.0 あるいは最小限界熱流束比 (最小 DNBR) 許容限界値に対する裕度を確認する。この時、使用される従来の各種関連式について、狭ピッチ集合体での特性を考慮し各係数等を保守的に設定した上で、稠密炉心の代表的な過渡および事故事象に対する応答特性を把握する。

## (3) システム設計への影響

### ① 経済性評価

現行軽水炉に対する建設費の増減を定量化するため、システムの概念検討を行う。建設費の増減要因を摘出し、増減度合いの概略評価を行う。

### ② 設計基準外事象評価

システム設計への影響を評価するため、シビアアクシデントにおける代表的な起因事象について工学的判断に基づいた事象進展の評価を行い、炉心損傷事故評価の必要性、ならびに、再臨界回避対策の必要性を明らかにする。

## (4) 水冷却炉導入シナリオの作成

水冷却増殖炉導入がサクセスし得るシナリオを検討・選定する。

なお、5.1.1 にて述べたが、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る。したがって、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。これは、「水炉検討会」にて評価検討されることになっており、高転換比 BWR 型炉を対象にその影響を評価する。

超臨界圧軽水冷却高速増殖炉については、以下を実施する予定である。

- ・増殖性の検討 (公募型研究)
- ・経済性評価 (上記(3)の①と同様)
- ・超臨界圧水による材料腐食 (既往知見の調査・まとめ)



## 謝辞

本研究を進めるにあたって、数多くの方々にご協力を賜りました。

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の岩村公道グループリーダー、大久保努主任研究員には、低減速スペクトル炉の研究成果について細部に亘ってご教授頂きました。また大洗工学センター、システム技術開発部熱流体技術開発グループの岡野靖副主任研究員には、超臨界圧軽水冷却炉についての基本的な知識をご教授頂きました。三氏に厚く御礼申し上げます。

また、水炉検討会での議論はこの研究の基盤となっています。検討会メンバーの方々に対し、ここに厚く感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1 Alan E. Walter and Albert B. Reynolds, 'Fast Breeder Reactors', PERGAMON PRESS (1981)
- 2 堀 雅夫 監修「基礎高速炉工学」、動力炉・核燃料開発事業団発行、1993年。
- 3 岩村公道、他「低減速スペクトル炉の研究」、JAERI-Research 99-058 (1999年)。
- 4 早船浩樹、他「実用化戦略調査研究 (FBR プラント) -平成 10 年度予備調査結果要約の取りまとめ-」、JNC TN9420 99-004(1999年)。
- 5 早船浩樹、他「実用化戦略調査研究 (FBR プラント) -平成 10 年度予備調査 幅広い技術選択肢の検討-」、JNC TN9400 99-080(1999年)。
- 6 中島伸也、落合政昭 (編) 「低減速スペクトル炉に関する研究会報告書」、JAERI-Conf 98-013 (1998年)。
- 7 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)。
- 8 R.Takeda, 'A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor', Proc. of the 1988 Int. Reactor Physics Conf., Jackson Hole, Vol. III - 199 (1988).
- 9 R.Takeda, et. al., 'Plutonium Generation Boiling Water Reactor Concept', Proc. of Int. Conf. on the Physics of Reactors : Operation, Design and Computation, Marseille, Vol.4-64 (1990).
- 10 竹田練造、「日立における H C B W R の設計(Pu 増倍型 BWR)」、日本原子力学会編「高転換軽水炉」研究専門委員会報告書、1991年9月発行。
- 11 宮下茂、他「低減速稠密格子の臨界実験(1)-中性子束分布および修正転換比の測定-」、日本原子力学会、1999秋の大会予稿集、E27。
- 12 吉岡研一、他「低減速稠密格子の臨界実験(2)-MCNP による実験解析-」、日本原子力学会、1999秋の大会予稿集、E28。
- 13 師岡慎一、他「稠密バンドルの熱水力基礎試験(1)-限界出力試験-」、日本原子力学会、1999秋の大会予稿集、F29。
- 14 山本泰、他「稠密バンドルの熱水力基礎試験(2)-限界出力関連式の評価-」、日本原子力学会、1999秋の大会予稿集、F30。
- 15 Y.Sakashita, et. al., 'CORE CHARACTERISTICS OF BREEDING BWR FOR BARS (BWR WITH ADVANCED RECYCLE SYSTEM)', Proc. of 7<sup>th</sup> Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICON-7), Tokyo, Japan, April 19-23, 1999.
- 16 石田睦美、他「リサイクル型 PWR 炉心の概念設計」、日本原子力学会、1998秋の大会予稿集、E10。
- 17 尾上昌晃、他「燃料リサイクルにおけるリサイクル型 PWR の有用性評価」、日本原子力学会、1999秋の大会予稿集、E29。

- 18 M. Onoue, et. al., 'The Role of Recycle-PWR with Innovative Fuel Cycle Technology', GLOBAL-99,(1999).
- 19 Y. Oka and S. Koshizuka, 'Conceptual Design of a Supercritical-Pressure Direct-Cycle Light Water Reactor', Proc. Int. Conf.on Design and Safty of Advanced Nuclear Power Plants (ANP '92), Tokyo, Japan, Oct. 25-29, 1992.
- 20 T. Jevremovic, et al. 'Core Design of a Direct-Cycle Supercritical-Water-Cooled Fast Breeder Reactor', Nuclear Technology, vol. 108, 24-32(1994).
- 21 Y. Oka and S. Koshizuka 'General Features of Direct-Cycle, Supercritical-Pressure, Light-Water-Cooled Reactors'. Proceedings, ICONE-4, New Orleans, LA, 1996.
- 22 Y. Oka, S. Koshizuka, T. Jevremovic and Y. Okano 'Systems Design of Direct-Cycle Supercritical-Water-Cooled Fast Reactors', Nuclear Technology, vol. 109, 1-10(1995).
- 23 柏崎刈羽原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書 (6号及び7号炉完本) 本文及び添付書類、東京電力株式会社 (1994年) .
- 24 片岡一芳、他「超臨界圧水蒸気冷却高速増殖炉の設計」、UTNL-R-0273、新型炉研究会第2回報告書 (1991年) .
- 25 山本健次郎「超臨界圧火力発電プラントの概要」、UTNL-R-0274、新型炉研究会第3回報告書 (1992年) .
- 26 木藤和明、他「乱流数値解析に基づいた超臨界圧水の熱伝達率の相関式」、日本原子力学会、1997秋の大会予稿集、G78.
- 27 K. Kitoh, et. al., 'Refinement of Transient Criteria and Safty Analysis for a High Temperature Reactor by Supercritical Water', Proc. of 7<sup>th</sup> Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICON-7), Tokyo, Japan, April 19-23, 1999.
- 28 越塚誠一、他「超臨界圧軽水炉の研究の進展」、UTNL-R-0363、新型炉研究会第7回報告書 (1998年)
- 29 土橋和夫、他「高温超臨界圧軽水減速冷却炉心の概念設計」、日本原子力学会、1997秋の大会予稿集、F8.
- 30 K. Dobashi, et al, 'Conceptual Design of a High Temperature Power Reactor Cooled and Moderated by Supercritical Light Water', Proc. of 6<sup>th</sup> Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICON-6), May 10-15, 1998.
- 31 野村克也、他「超臨界圧軽水冷却高速炉の高出力炉心の設計」、日本原子力学会、1999秋の大会予稿集、E44.
- 32 T. Mukohara, et al., 'Core Design of a High-Temperature Fast Reactor Cooled by Supercritical Light Water', Annals of Nuclear Energy 26, p.123-1436 (1999).
- 33 渡嘉敷幹郎、他「窒化物を用いた超臨界圧軽水冷却高速炉心の概念設計」、日本原子力学会、1997秋の大会予稿集、F10.
- 34 渡嘉敷幹郎、他「超臨界軽水冷却高速炉の増殖性」、UTNL-R-0372、新型炉研究会第8回報告書 (1998年) .
- 35 Y. Oka 'Physics of Supercritical-Pressure Light Water Cooled Reactors', Frederic Joint Summer School, CEA, Cadarache, France, Aug. 17-26, 1998 (FJSS' 98).

- 
- 36 J. H. Lee, et al., Safty System Consideration of a Surpercritical-Water Cooled Fast Reactor with Simplified PSA , Reliability Engineering and System Safty 64 (1999).
- 37 竹田練三、他「エネルギー長期安定供給に対応した軽水炉の開発（I）－RBWRの主要諸元とエネルギー長期安定供給シナリオ－」、日本原子力学会、1994 秋の大会予稿集、G2.
- 38 R.Takeda, et al., General Features of Resource-Renuwable BWR (RBWR) and Scenario of Long-term Energy Suply , Proc. of Int. Conf. on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems, GLOBAL 95, France (1995).
- 39 池上哲雄、他「炉心・燃料（燃料形態）の技術検討書－平成 11 年度報告」、JNC TY9400 2000-021（2000 年）.
- 40 （財）原子力安全研究協会（編集・発行）、「原子力発電所のあらまし」、1985 年.
- 41 大貫晃、他「将来型軽水炉の概念検討(17)－高転換 PWR 炉心の再冠水挙動の検討－」、日本原子力学会、1999 年春の年会予稿集、F40.
- 42 T. G. Theofanous, et al., An Assessment of Clinch River Breeder Reactor Core Disruptive Accident Energetics , Nuclear Science and Engineering, vol. 93, p. 215-228 (1986).
- 43 S. Tanaka, et al., Core Design of Supercritical-Pressure Light Water Reactor , Proc. of 4<sup>th</sup> Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICON-4), New Orleans, LA, 1996.
- 44 S. Tanaka, et al., Plant Concept of Supercritical Pressure Light Water Reactor , Proc. of 5<sup>th</sup> Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICON-5), Nice, France, May 26-30, 1997.
- 45 K. Dobashi, et. al., Conceptual Design of a High Temperature Power Reactor Cooled and Moderated by Supercritical Light Water , Proc. of 6<sup>th</sup> Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICON-6), San Diego, 1998.
- 46 中塚亨、他「超臨界圧軽水冷却高速増殖炉の制御の研究」、日本原子力学会、1996 秋の大会予稿集、B2.
- 47 中塚亨、他「超臨界圧軽水冷却炉の制御と起動」、UNTL-R-0391、新型炉研究会（第 9 回）報告書（2000 年）.
- 48 水炉検討会「水炉検討会 1999 年度報告書」、JNC TY9400 2000-020（2000 年）.
- 49 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）
- 50 大久保努「低減速スペクトル炉の設計研究の進展」、第 3 回低減速スペクトル炉に関する研究会配布資料、3 月 3 日、2000 年.

表 1 主要諸元と炉心特性 (燃料棒間隔 1.3mm) [高転換比 BWR 型炉]

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 <sup>+</sup>	
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	cm	18	18.5
	DU	cm	0	29.5
	w/o	cm	18	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 2 主要諸元と炉心特性 (燃料棒間隔 1.0mm) [高転換比 BWR 型炉]

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 <sup>+</sup>	
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	cm	18	19.0
	DU	cm	0	30.0
	w/o	cm	18	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3 炉心高さの影響 [高転換比 PWR 型炉]

炉心の高さ (m)	Pu <sup>f</sup> 富化度 (%wt)	転換比	ボイド係数 (% $\Delta\rho$ /%ボイド)	燃焼反応度 (% $\Delta\rho$ )
0.5	11.4	0.92	0.05	2.2
1.0	9.1	1.10	0.10	1.1
2.0	8.3	1.18	0.13	0.6
3.7	8.0	1.12	0.14	1.3

主な条件：均一炉心、炉心半径2m、燃料棒径9.5mm

表4 炉心主要パラメータのまとめ [高転換比 PWR 型炉]

炉心熱出力	2900MWt
電気出力	1000MWe
炉心等価直径	5m
炉心有効長	2m(内部ブランケット0.4mを含む)
一次冷却材圧力	15.4MPa
一次冷却材入口温度	290℃
一次冷却材出口温度	325℃
燃料集合体数合計	379体
シード燃料集合体数	210体
ブランケット燃料集合体数	169体
シード燃料棒数/集合体	504体
外径	9.5mm
ペレット外径	8.6mm
ピッチ	10.5mm
被覆管材料	SUS-316
水対ペレット体積比	0.5
富化度Pu <sup>f</sup>	15.0wt%
ブランケット燃料棒数/集合体	271本
外径	13.7mm
ペレット外径	12.5mm
ピッチ	14.7mm
被覆管材料	SUS-316
水対ペレット体積比	0.3
制御棒体数	84体
ピン本数/集合体	6本
吸収材材質	90%濃縮B-10のB4Cペレット
ピン外径	21.5mm
出力ピーキング係数	F <sub>xy</sub> 2.5 (シード燃料内での値)
	F <sub>z</sub> 1.4
	F <sub>q</sub> 3.5
平均線出力	シード燃料 11.4KW/m
	ブランケット燃料 3.5KW/m
転換比	1.04
ボイド係数 ( $\Delta k/k/\%void$ )	-0.001@BOL, 0.005@EOL
燃焼度	45GWd/t
反応度停止余裕	2.8 $\Delta k/k$ @BOL, 3.0 $\Delta k/k$ @EOL

(注) 表中のシード燃料とは、炉心燃料と同義語。また、転換比はいわゆる瞬時値。

表5 SCFBR 炉心仕様 [36]

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
炉心高さ／直径 [m]	2.80 / 2.83
集合体ピッチ [mm]	152.4
燃料ピン外径／ピッチ [mm]	8.8 / 10.1
被覆管材質／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濃縮度[%]	11.4 / 12.3 / 12.6
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

\*：超臨界圧水冷却炉の検討例は多数あるが、本研究に必要な項目を埋められる増殖炉心例として引用した。

表6 高転換比 BWR 型炉の設計要求事項への適合性 (1/3)

分類	設計要求事項 (注)	設計の考え方と達成の見通し
前提条件	- 炉心燃料及び冷却材の検討対象	・ MOX 燃料+水冷却 (沸騰水)
	- 原子炉出力レベルの選定	・ 1,100MWe
	- 機器・構造設計	・ 現行軽水炉基準の踏襲を前提とする。
	● 設計成立の見通し	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 基本的には増殖炉心成立の可能性がある。</li> <li>・ BWR 技術の延長上にあり、開発課題が少ないと思われる。特有な開発課題を以下に記す。</li> <li>・ 核特性、燃焼特性は臨界実験で確認するとともに、設計精度確認・向上を目指すことが望まれる。</li> <li>・ 熱的成立性 (定常、過渡、低流量・低出力時、事故時) の確認のため、炉外実験の実施と設計手法の確認が望まれる。</li> <li>・ 稠密燃料格子の燃料集合体製造性、実機環境における燃料健全性確認のための実験 (各種照射実験、高温冷却材中での耐腐食・耐摩耗実験、等) の実施が望まれる。</li> <li>・ Y字制御棒構造成立性、挿入性を含めた炉内構造の成立性の確認が必要。</li> <li>・ 現行炉より容器径が増加する場合には製造性の確認が必要</li> </ul>
	● 新基準採用の可否、及び新基準に向けての開発課題・解決方策	・ 現在は新基準を採用する考えはない。
	- 耐震・免震設計 ● 耐震重要度分類 - 設計成立の見通し ● 国内立地点の平均的地震動及び岩盤条件 ◎ 国内立地点の最大地震動条件	・ 現行軽水炉基準の踏襲を前提とする。
	● 使用済み燃料貯蔵プール設備：4 炉心分	・ 現行軽水炉設備の踏襲を前提としている。
- プラント寿命 ● 40年 (リファレンス) ◎ 60年程度の寿命延長追求	・ 現行軽水炉並みを前提としている。	
経済性	● 発電単価：5 円/kWh 程度	・ 今後の評価が必要である。
	● 建設費：20 万円/kWe 以下	・ 同世代の軽水炉並は達成できると考えられるが、今後の評価が必要である。
	◎ 燃焼度：15 万 MWd/t 程度	・ 45GWd/t であるが、軽水炉 MOX 燃料の燃焼度としては高燃焼度化を図っている。
	◎ 連続運転期間：12～24 ヶ月	・ 炉心等価直径が 7.2m の炉心では 14 カ月運転、炉心等価直径が 6m 程度の炉心では 10 ヶ月運転を目標としている。
	◎ 適正な炉心出口温度 ◎ 稼働率：90%程度 ◎ 建設工期：50 ヶ月以内	・ 軽水炉並みとする。

(注) ●：設計要求事項 (詳細設計終了時点での必須項目)

◎：設計要求事項 (詳細設計終了時点での目標項目)



表6 高転換比 BWR 型炉の設計要求事項への適合性 (2/3)

分類	設計要求事項 (注)	設計の考え方と達成の見通し
資源の有効利用	一増殖比 ●低増殖から高増殖までの柔軟な対応可能性 ◎増殖比1.2程度(高増殖) ●低除染燃料装荷時の影響検討	・軽水冷却炉の特性として、高増殖へは対応できない。 ・熱水力的成立範囲から、瞬時値で1.1(残存比1.06程度)が限界であろう。 ・今後の検討が必要である。
	一TRU燃焼 ●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示 ●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示 ●Pu専焼炉としてのPu燃焼効率の範囲	・今後の検討が必要であるが、MAを受け入れる能力を有する可能性がある。
環境負荷低減	●放射性廃棄物発生量低減、管理及び処理・処分のし易さへの配慮 ●廃止措置のし易さと廃棄物発生量低減への配慮	・現行軽水炉並みと考えられる。
	●FPの核変換による放射能低減に関する検討	・基本的に低減能力を有すると推定できるが、更なる検討が必要である。
	●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示 ●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示	・今後の検討が必要であるが、MAを消滅できる能力を有する可能性がある。
核拡散抵抗性	●核物質防護及び保障措置の対応を考慮した燃料取扱設備設計	・現行軽水炉並みとする考えである。
	●低除染燃料等の適用可能性	・適用可能性があるが、更なる検討が必要である。
	●ブランケットでの純粋Pu生成に対する対策	・径方向ブランケットを有しないので、特段の対策は不要。
安全性	●軽水炉、もんじゅの指針、基準等への適合	・基本的には既往の基準を前提としている。
	一実用化時代に要請される安全要求への適合	
	●受動的炉停止能力	・負のボイド反応度係数の達成を目標としていることは利点であるが、その効果については定量的な検討が必要である。
	●自然循環による崩壊熱除去能力(全交流電源喪失)	・現状では未検討である。
	●再臨界回避能力	・現状では未検討である。炉心は、30cm程度の内部ブランケットを含めて高さ70cm弱の扁平炉心であるため、溶融体系からの中性子の漏れが大きく、厳しい再臨界の可能性は低いと考えられる。
	●炉心損傷発生頻度 $10^{-6}/\text{ry}$ 未満となる見通し	・現状では未検討である。

(注) ●：設計要求事項(詳細設計終了時点での必須項目)

◎：設計要求事項(詳細設計終了時点での目標項目)

表6 高転換比 BWR 型炉の設計要求事項への適合性 (3/3)

分類	設計要求事項 (注)	設計の考え方と達成の見通し
運 転 ・ 保 守 ・ 補 修 性	●軽水炉と同等の運転・保守・補修性とするための考え方	・運転の容易性については、炉心が変更になることに伴い、炉心動特性、プラント動特性について確認が必要になると考えられる。 ・その他については、現行軽水炉ほぼ同じになると推定できる。
	●補修区分の検討	
	●アクセスルート・スペースの確保	
	●生体遮蔽の設計	
●保守作業量の低減、作業員被曝量の低減等		

(注) ●：設計要求事項 (詳細設計終了時点での必須項目)

◎：設計要求事項 (詳細設計終了時点での目標項目)

表7 高転換比 PWR 型炉の設計要求事項への適合性 (1/3)

分類	設計要求事項 (注)	設計の考え方と達成の見通し
前提条件	- 炉心燃料及び冷却材の検討対象	・ MOX 燃料+水冷却 (重水)
	- 原子炉出力レベルの選定	・ 1,000MWe
	- 機器・構造設計	・ 現行軽水炉基準の踏襲を前提とする。
	●設計成立の見通し	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 基本的には増殖炉心成立の可能性はある。</li> <li>・ PWR 技術の延長上にあり、開発課題が少ないと思われる。特有な開発課題も残されている。</li> <li>・ 核特性、燃焼特性は臨界実験で確認するとともに、設計精度確認・向上を目指すことが望まれる。</li> <li>・ 熱的成立性 (定常、過渡、低流量・低出力時、事故時) の確認のため、炉外実験の実施と設計手法の確認が望まれる。</li> <li>・ LOCA 時の再冠水について、複合注水方式の効果を試験的に実証する必要がある。</li> <li>・ 燃料ピン間隔 1mm 程度の稠密燃料格子の試作は実施済みであり、今後は実機環境における燃料健全性確認のための実験 (各種照射実験、高温冷却材中での耐腐食・耐摩耗実験、等) の実施が望まれる。</li> <li>・ 炉内構造の成立性の確認が必要。</li> <li>・ APWR より容器径が増加する場合には製造性の確認が必要。</li> <li>・ 重水濃度調整・精製設備設計、高揚程一次冷却材ポンプの設計が必要である。</li> </ul>
	●新基準採用の要否、及び新基準に向けての開発課題・解決方策	・ 現在は新基準を採用する考えはない。
	- 耐震・免震設計 ●耐震重要度分類 - 設計成立の見通し ●国内立地点の平均的地震動及び岩盤条件 ◎国内立地点の最大地震動条件	・ 現行軽水炉基準の踏襲を前提とする。
●使用済み燃料貯蔵プール設備：4 炉心分	・ 現行軽水炉設備の踏襲を前提としている。	
- プラント寿命 ●40年 (リファレンス) ◎60年程度の寿命延長追求	・ 現行軽水炉並みを前提としている。	

(注) ●：設計要求事項 (詳細設計終了時点での必須項目)

◎：設計要求事項 (詳細設計終了時点での目標項目)

表7 高転換比 PWR 型炉の設計要求事項への適合性 (2/3)

分類	設計要求事項 (注)	設計の考え方と達成の見通し
経済性	●発電単価：5円/kWh程度	・今後の評価が必要である。
	●建設費：20万円/kWe以下	・今後の評価が必要である。
	◎燃焼度：15万 MWd/t程度	・45GWd/tであるが、軽水炉 MOX 燃料の燃焼度としては高燃焼度化を図っている。
	◎連続運転期間：12～24ヶ月	・3バッチ取替えで14ヶ月運転を達成。
	◎適正な炉心出口温度 ◎稼働率：90%程度 ◎建設工期：50ヶ月以内	・軽水炉並みとする。
資源の有効利用	－増殖比 ●低増殖から高増殖までの柔軟な対応可能性 ◎増殖比1.2程度(高増殖) ●低除染燃料装荷時の影響検討	・最大1.1の高転換性能を有する可能性がある。  ・今後の検討が必要である。
	－TRU燃焼 ●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示 ●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示 ●Pu専焼炉としてのPu燃焼効率の範囲	・今後の検討が必要であるが、MAを利用できる能力を有する可能性がある。
環境負荷低減	●放射性廃棄物発生量低減、管理及び処理・処分のし易さへの配慮 ●廃止措置のし易さと廃棄物発生量低減への配慮	・現行軽水炉並みと考えられる。
	●FPの核変換による放射能低減に関する検討	・基本的に低減能力を有すると推定できるが、更なる検討が必要である。
	●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示 ●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示	・今後の検討が必要であるが、MAを消滅できる能力を有する可能性がある。
核拡散抵抗性	●核物質防護及び保障措置の対応を考慮した燃料取扱設備設計	・現行軽水炉並みとする考えである。
	●低除染燃料等の適用可能性	・適用可能性があるが、更なる検討が必要である。
	●ブランケットでの純粋Pu生成に対する対策	・径方向ブランケット燃料を単独に再処理することにより、高品位プルトニウムの生産の可能性があるが、核不拡散上再処理手順の工夫が必要となる。

(注) ●：設計要求事項 (詳細設計終了時点での必須項目)

◎：設計要求事項 (詳細設計終了時点での目標項目)

表7 高転換比 PWR 型炉の設計要求事項への適合性 (3/3)

分類	設計要求事項 (注)	設計の考え方と達成の見通し
安全性	●軽水炉、もんじゅの指針、基準等への適合	・基本的には既往の基準を前提としている。
	—実用化時代に要請される安全要求への適合	
	●受動的炉停止能力	・負のボイド反応度係数の達成を目標としていることは利点であるが、その効果については定量的な検討が必要である。
	●自然循環による崩壊熱除去能力 (全交流電源喪失)	・現状では未検討である。
	●再臨界回避能力	・現状では未検討である。炉心高さおよび分裂性プルトニウム富化度から、再臨界を引き起こす可能性がある と推定できる。したがって、再臨界排除方策の要否については、代表的起因事象に対する事象進展を解析評価した上で判断する必要がある。
	●炉心損傷発生頻度 $10^{-6}/\text{ty}$ 未満となる見通し	・現状では未検討である。
運転・保守・補修性	●軽水炉と同等の運転・保守・補修性とするための考え方	・運転の容易性については、炉心が変更になることに伴い、炉心動特性、プラント動特性について確認が必要になると考えられる。 ・その他については、現行軽水炉ほぼ同じになると推定できる。
	●補修区分の検討	
	●アクセスルート・スペースの確保	
	●生体遮蔽の設計	
	●保守作業量の低減、作業員被曝量の低減等	

(注) ●：設計要求事項 (詳細設計終了時点での必須項目)

○：設計要求事項 (詳細設計終了時点での目標項目)

表8 超臨界圧軽水冷却高速炉（SCFBR）の設計要求事項への適合性（1/3）

分類	設計要求事項（注）	設計の考え方と達成の見通し
前提条件	-炉心燃料及び冷却材の検討対象	・ MOX 燃料、窒化物燃料+軽水冷却（超臨界圧水：単相乱流）
	-原子炉出力レベルの選定	・ 1,520MWe （一例）
	-機器・構造設計	・ 現行軽水炉基準の踏襲を前提とする。
	●設計成立の見通し	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 基本的には増殖炉心成立の可能性がある。</li> <li>・ 特有な開発課題を以下に記す。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 核特性、燃焼特性は臨界実験で確認するとともに、設計精度確認・向上を目指すことが望まれる。</li> <li>・ 熱的成立性（定常、過渡、低流量・低出力時、事故時）の確認のため、炉外実験の実施と設計手法の確認が望まれる。</li> <li>・ 稠密燃料格子の燃料集合体製造性、実機環境における燃料健全性確認のための実験（各種照射実験、高温冷却材中での耐腐食・耐摩耗実験、等）の実施が望まれる。</li> <li>・ 炉内構造(ZrH 減速材構造を含む)・制御棒設計等の成立性の成立性の確認が必要。</li> <li>・ 燃料集合体中を、冷温下降流と高温上昇流が流れている設計の場合、熱的・炉内構造的に、成立性を確認する必要がある。</li> </ul> </li> </ul>
	●新基準採用の要否、及び新基準に向けての開発課題・解決方策	・ 現在は新基準を採用する考えはない。
	-耐震・免震設計 ●耐震重要度分類 -設計成立の見通し ●国内立地点の平均的地震動及び岩盤条件 ◎国内立地点の最大地震動条件	・ 現行軽水炉基準の踏襲を前提とする。
	●使用済み燃料貯蔵プール設備：4炉心分	・ 現行軽水炉設備の踏襲を前提としている。
	-プラント寿命 ●40年（リファレンス） ◎60年程度の寿命延長追求	・ 現行軽水炉並みを前提としている。

(注) ●：設計要求事項（詳細設計終了時点での必須項目）

◎：設計要求事項（詳細設計終了時点での目標項目）

表8 超臨界圧軽水冷却高速炉（SCFBR）の設計要求事項への適合性（2/3）

分類	設計要求事項（注）	設計の考え方と達成の見通し
経済性	●発電単価：5円/kWh程度	・詳細なコスト評価が必要であるが、高熱効率・直接サイクルの概念であることから、発電コストの大幅低減が期待される。
	●建設費：20万円/kWe以下	・今後の評価が必要であるが、同世代の軽水炉より低コストで建設できる可能性がある。
	◎燃焼度：15万MWd/t程度	・38GWd/tであるが、軽水炉MOX燃料の燃焼度としては現行炉並みとしている。
	◎連続運転期間：12～24ヶ月	・未検討である。
	◎適正な炉心出口温度	・現行軽水炉とナトリウム冷却高速炉の中間程度の温度である。
	◎稼働率：90%程度	・軽水炉並みとする。
	◎建設工期：50ヶ月以内	
資源の有効利用	－増殖比 ●低増殖から高増殖までの柔軟な対応可能性 ◎増殖比1.2程度（高増殖） ●低除染燃料装荷時の影響検討	・軽水冷却炉の特性として、高増殖へは対応できない。  ・今後の検討が必要である。
	－TRU燃焼 ●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示 ●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示 ●Pu専焼炉としてのPu燃焼効率の範囲	・今後の検討が必要であるが、MAを受け入れる能力を有する可能性がある。
環境負荷低減	●放射性廃棄物発生量低減、管理及び処理・処分のし易さへの配慮 ●廃止措置のし易さと廃棄物発生量低減への配慮	・現行軽水炉並みと考えられる。
	●FPの核変換による放射能低減に関する検討	・基本的に低減能力を有すると推定できるが、更なる検討が必要である。
	●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示 ●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示	・今後の検討が必要であるが、MAを消滅できる能力を有する可能性がある。
核拡散抵抗性	●核物質防護及び保障措置の対応を考慮した燃料取扱設備設計	・現行軽水炉並みとする考えである。
	●低除染燃料等の適用可能性	・適用可能性があるとは推定できるが、更なる検討が必要である。
	●ブランケットでの純粋Pu生成に対する対策	・径方向ブランケット燃料を単独に再処理することにより、高品位プルトニウムの生産の可能性があるが、核不拡散上再処理手順の工夫が必要となる。

（注）●：設計要求事項（詳細設計終了時点での必須項目）

◎：設計要求事項（詳細設計終了時点での目標項目）

表8 超臨界圧軽水冷却高速炉（SCFBR）の設計要求事項への適合性（3/3）

分類	設計要求事項（注）	設計の考え方と達成の見通し
安全性	●軽水炉、もんじゅの指針、基準等への適合	・基本的には既往の基準を前提としている。
	－実用化時代に要請される安全要求への適合	
	●受動的炉停止能力	・負のボイド反応度係数の達成を目標としていることは利点であるが、その効果については定量的な検討が必要である。
	●自然循環による崩壊熱除去能力（全交流電源喪失）	・現状では未検討である。
	●再臨界回避能力	・現状では未検討である。炉心高さおよび分裂性プルトニウム富化度から、再臨界を引き起こす可能性があると推定できる。したがって、再臨界排除方策の要否については、代表的起因事象に対する事象進展を解析評価した上で判断する必要がある。
	●炉心損傷発生頻度 $10^{-6}/\text{ry}$ 未満となる見通し	・簡易的な PSA 評価により、見通しが示されている。
運転・保守・補修性	●軽水炉と同等の運転・保守・補修性とするための考え方	・運転の容易性については、炉心が変更になることに伴い、炉心動特性、プラント動特性について確認が必要になると考えられる。 ・その他については、現行軽水炉ほぼ同じになると推定できる。
	●補修区分の検討	
	●アクセスルート・スペースの確保	
	●生体遮蔽の設計	
	●保守作業量の低減、作業員被曝量の低減等	

（注）●：設計要求事項（詳細設計終了時点での必須項目）

◎：設計要求事項（詳細設計終了時点での目標項目）



表9 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

表10 主要な過渡解析結果（ $\Delta$ MCPR評価結果）

過渡事象	高転換比BWR型炉	ABWR
再循環ポンプの故障	0.12	0.08
給水加熱喪失	0.04	0.15
負荷の喪失	0.01	0.11
圧力制御装置の故障	0.08	0.00
給水制御系の故障	0.01	0.07
全給水流量の喪失	0.00	0.00

表11 主要な事故解析結果（燃料被覆管表面最高温度評価結果）

項目	高転換比BWR型炉	ABWR
再循環ポンプ全台トリップ事故	690 °C	539 °C
HPCF配管破断事故	662 °C	555 °C
主蒸気管破断事故	678 °C	509 °C

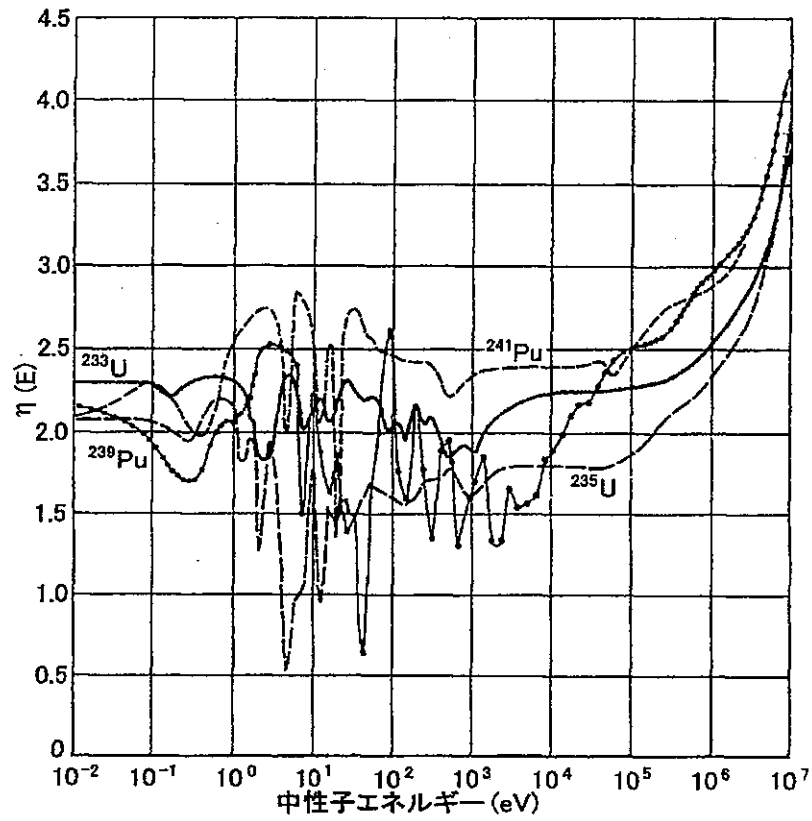


図1 主要な核分裂核種に対する  $\eta$  の中性子エネルギー依存性

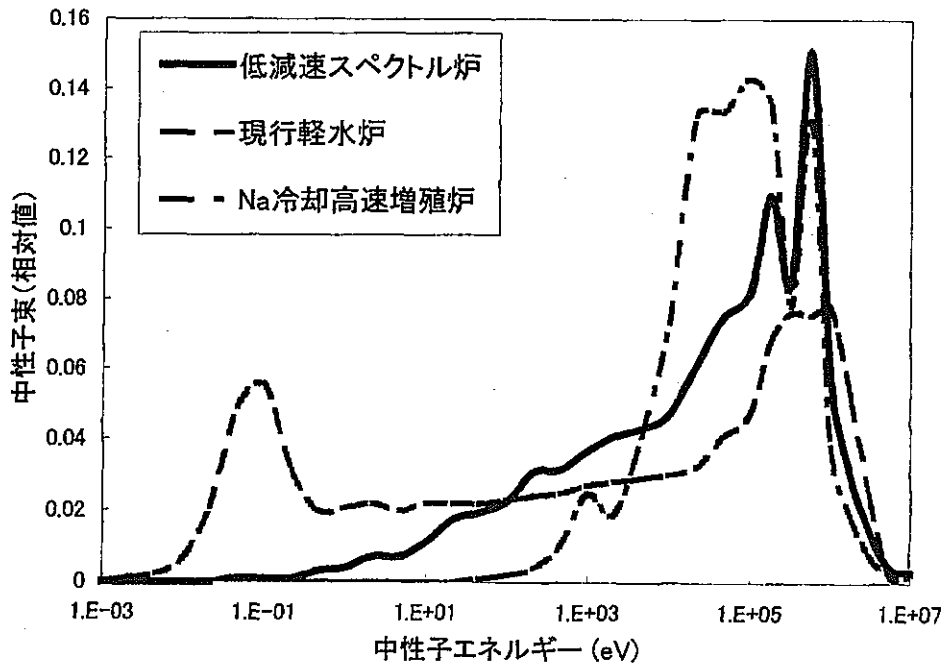


図2 低減速スペクトル炉と現行軽水炉、ナトリウム冷却高速増殖炉との中性子スペクトルの比較

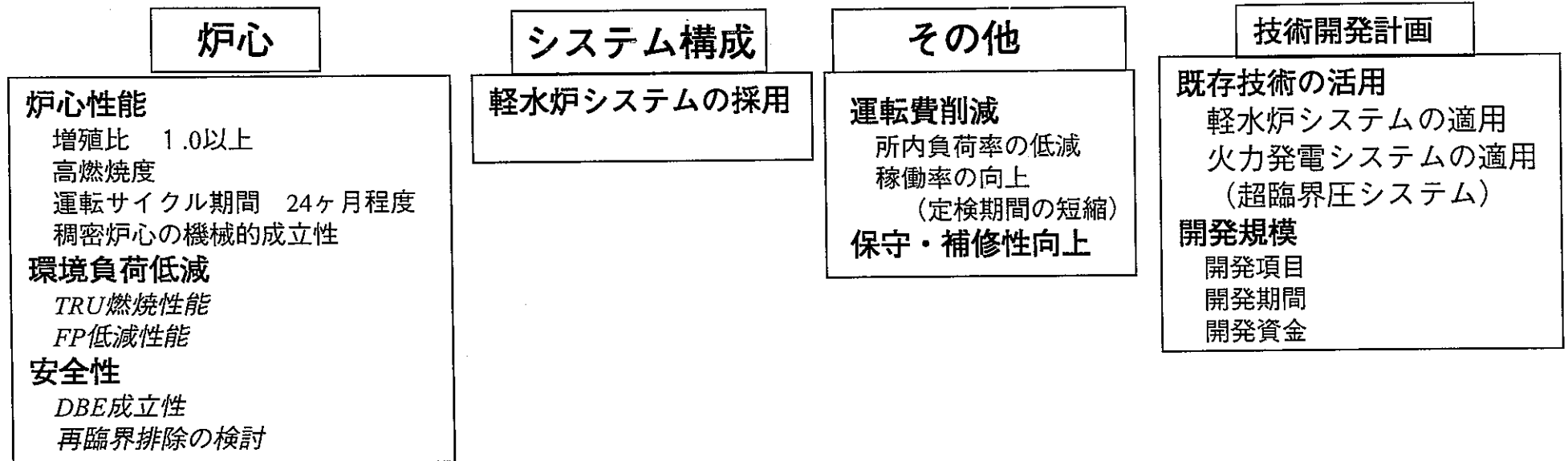
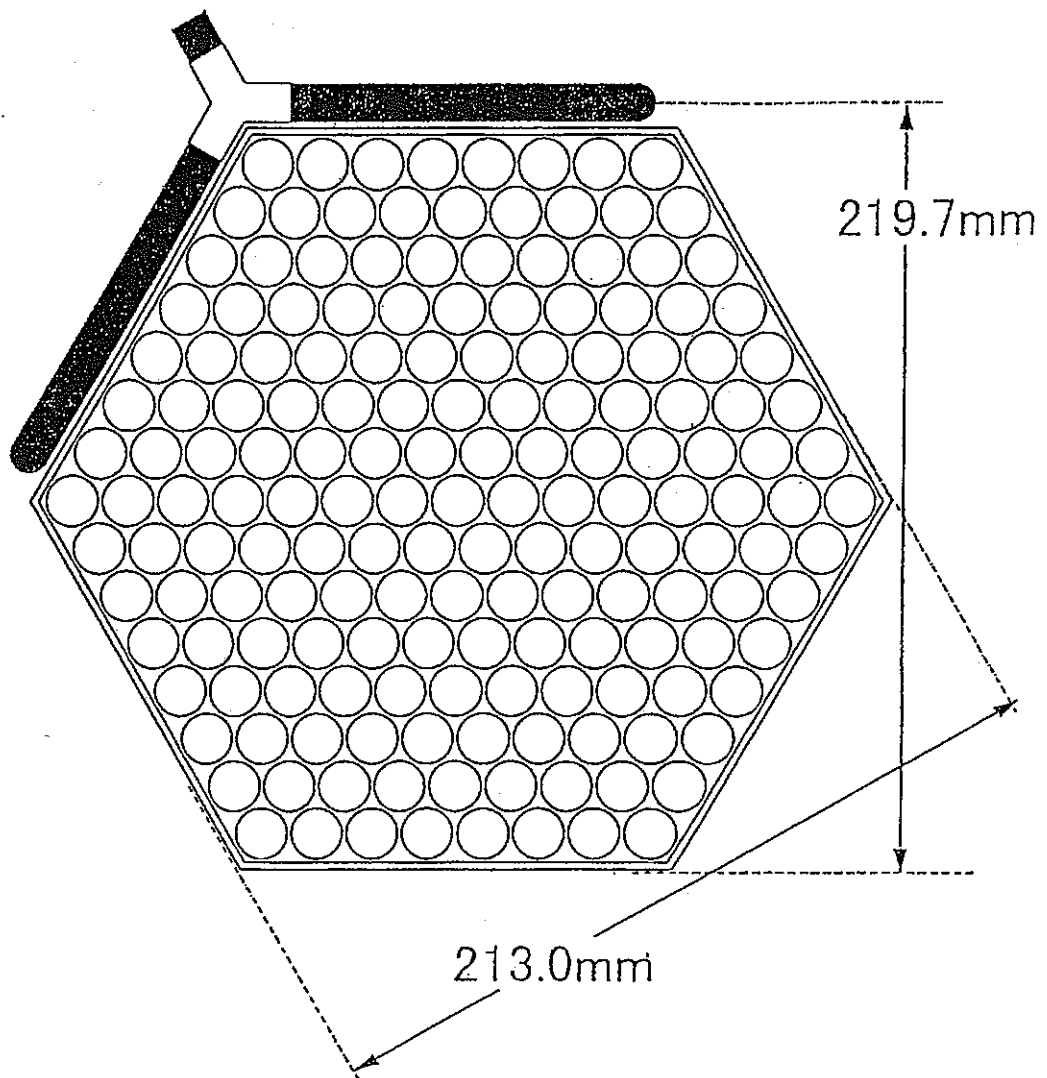
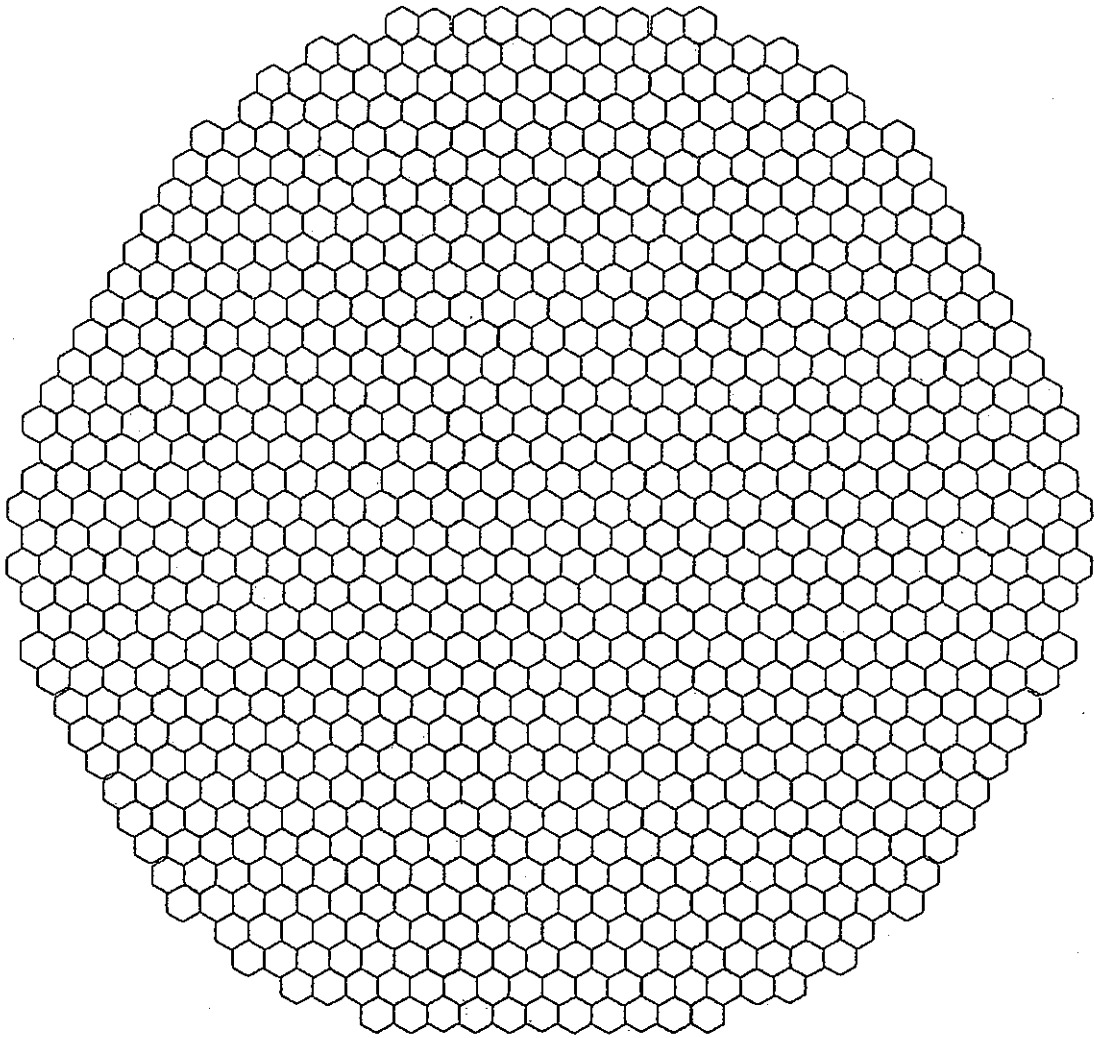


図3 開発目標を満足させるために水冷却増殖炉で検討すべき項目



燃料棒	169本
燃料棒径	14.5mm
燃料棒間隙	1.3mm

図4 燃料集合体構成 (燃料棒間隔1.3mm)  
[高転換比BWR型炉]



燃料集合体 924体  
制御棒本数 295本

図5 炉心構成断面図 [高転換比BWR型炉]

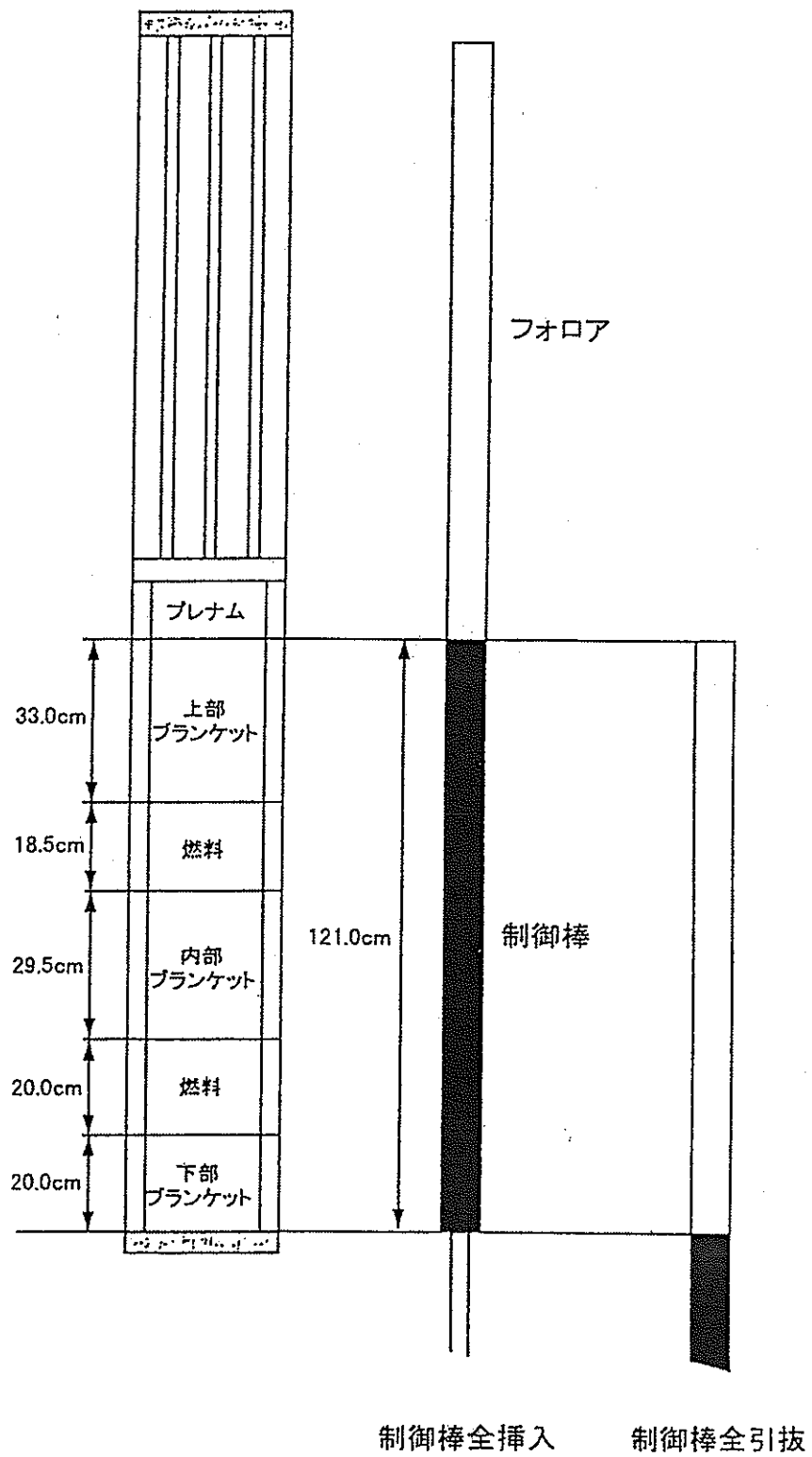
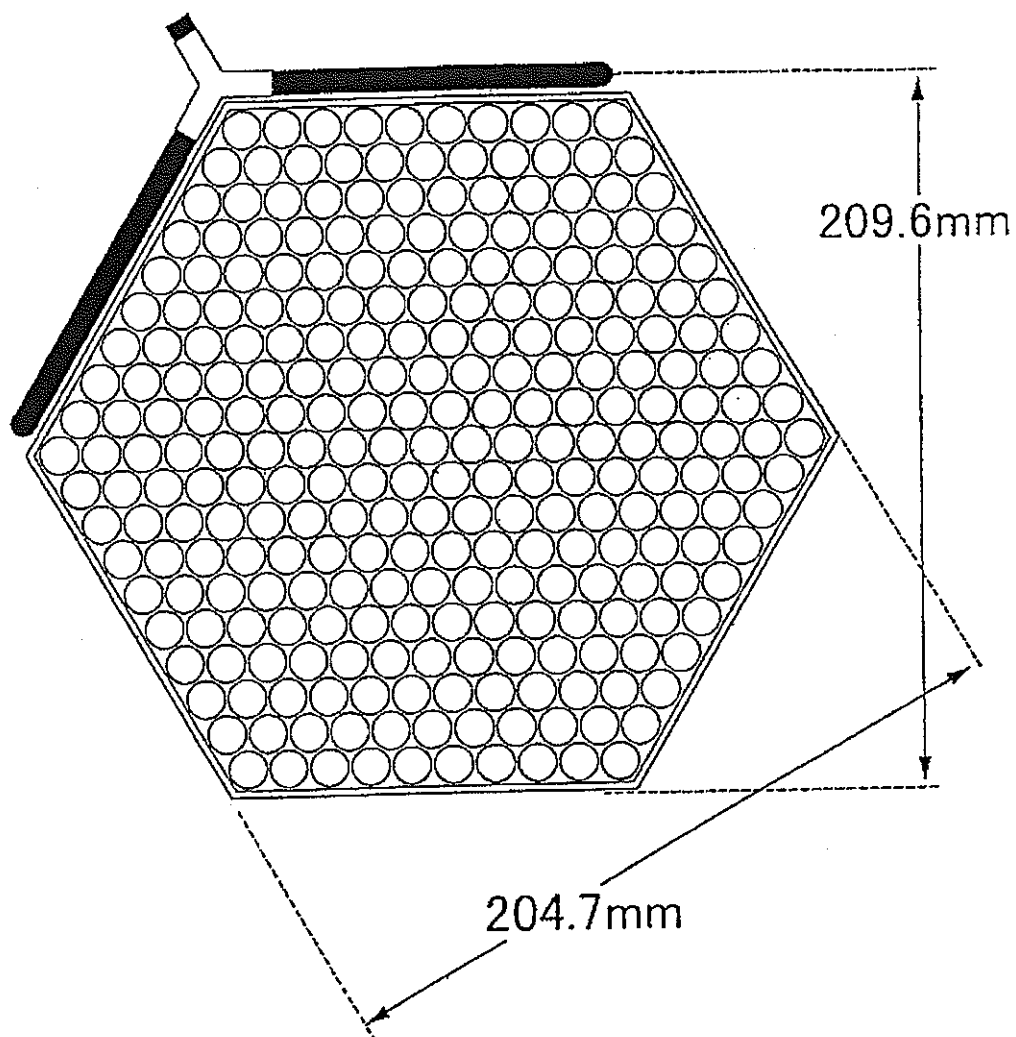


図6 燃料集合体と制御棒の軸方向位置の関係  
[高転換比BWR型炉]



燃料棒	271本
燃料棒径	11.0mm
燃料棒間隙	1.0mm

図7 燃料集合体構成（燃料棒間隔1.0mm） [高転換比BWR型炉]



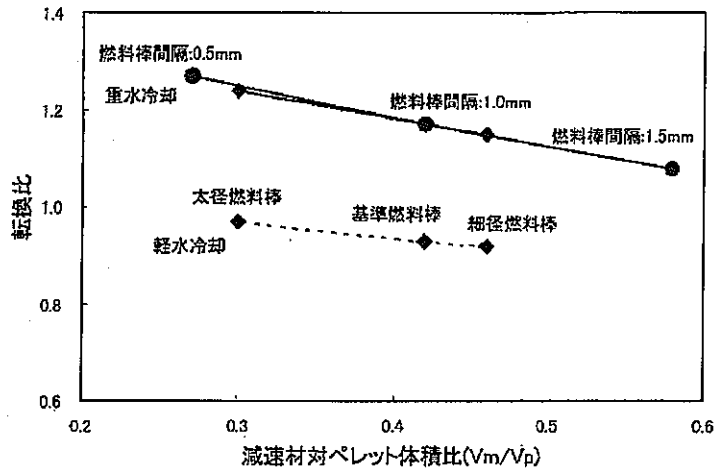


図8  $V_m/V_p$ に対する転換比の影響 [高転換比PWR型炉]

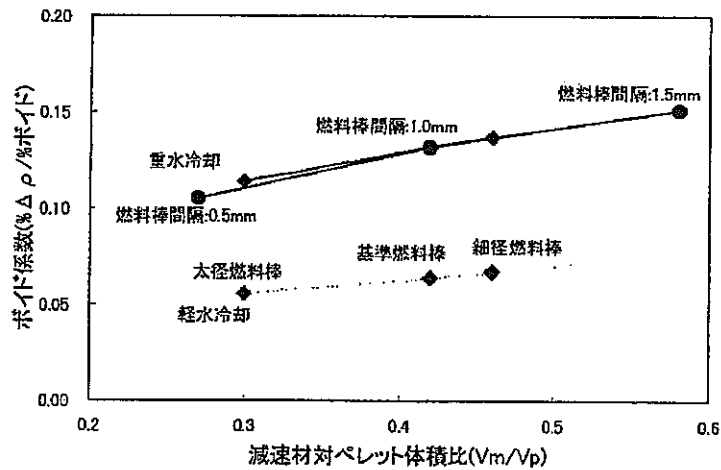


図9  $V_m/V_p$ に対するボイド反応度係数の影響 [高転換比PWR型炉]

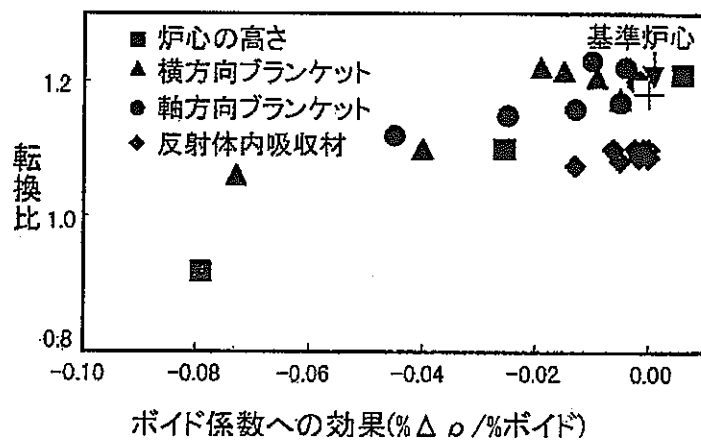


図10 ボイド反応度係数効果と転換比の関係 (単独対策)  
[高転換比PWR型炉]

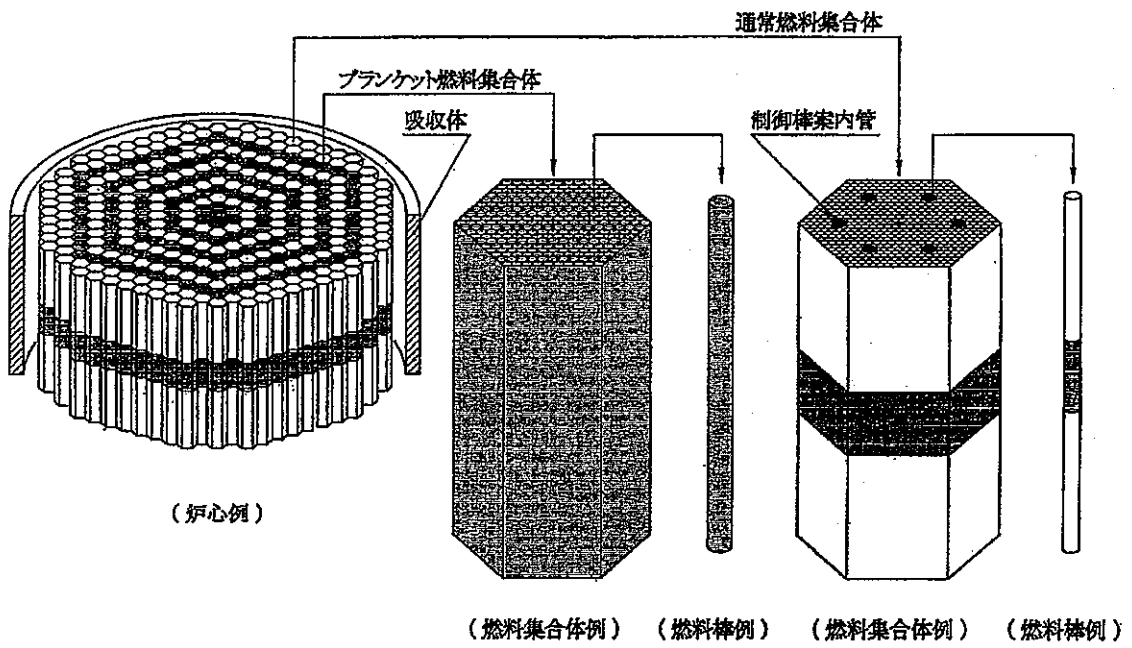


図11 炉心構成図 [高転換比PWR型炉]

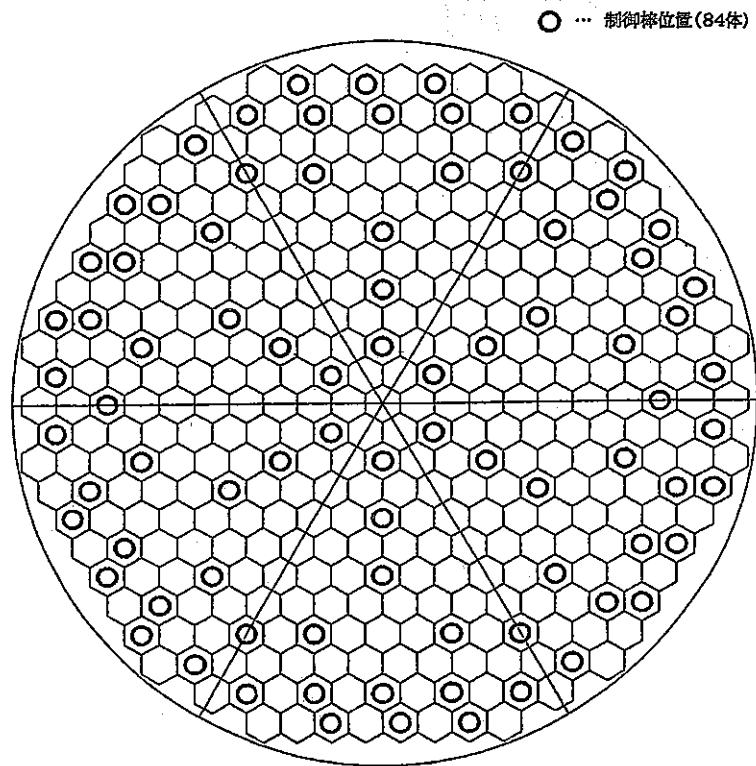


図12 炉心形状および炉内制御棒配置図 [高転換比PWR型炉]

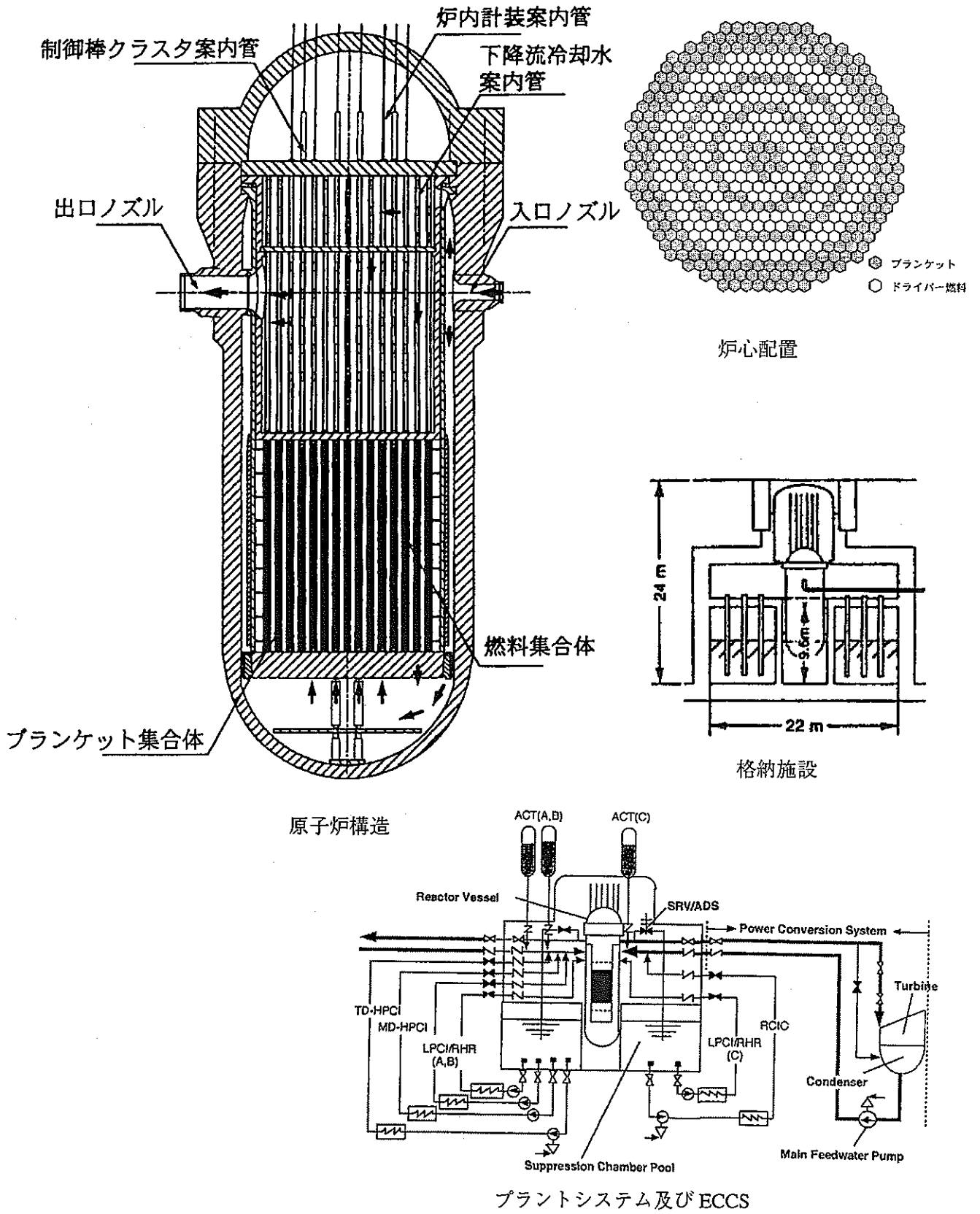


図 13 SCFBR の概念

## 高速増殖炉の概念検討における設計要求

FBR サイクル開発推進部 炉システム Gr.

各種プラントの基本概念を検討するにあたり、検討のベースとなる設計要求をまとめた。

### 1 基本方針

実用化戦略調査研究においては、安全性を前提とし、1)経済性向上を最優先に、2)資源の有効利用性、3)環境負荷低減性、4)核拡散抵抗性を有した高速増殖炉システムの開発を目標としている。

経済性については、軽水炉と比肩しうる経済性を有し、代替電源（ACC 等）とも競合できることを目標とする。資源の有効利用性については、需要に応じた柔軟な核分裂性核種の生成（増殖）あるいはその消費が可能であることを目標とする。環境負荷低減性については、TRU 燃焼及び主要な FP の核変換により、放射性廃棄物を少なくすることを目標とする。核拡散抵抗性については、核燃料物質が核兵器に転用される可能性を極力低減したシステムであることとする。安全性については、軽水炉と同等ないしは、それ以上の安全性を確保するとともに、受動安全等を活用し、より安心感の持てるシステムとする。

なお、開発においては上記目標を全て満足することが望ましいが、2、3 の目標を特徴的に満足する概念であっても差し支えないものとする。また、具体的な数値を提示している条件は、設計の目安であり、必ずしも満足することを要求するものではない。この数値を逸脱する場合は、その理由および利点を明確にするものとする。

また、検討にあたっては既存設計からの飛躍的な向上を期すため、従前の知見にとらわれることなく、アイデア募集、メーカー提案等の新規情報を積極的に活用するとともに、自ら創意工夫して、ブレークスルーを図ることとする。

### 2 検討にあたっての前提条件

- (1) 炉心燃料の検討対象は、MOX、金属燃料、窒化物燃料等を、冷却材の検討対象は、ナトリウム、重金属、ガス、水等とする。
- (2) 原子炉出力は、大出力から小規模出力までを対象とし、冷却材及び燃料形態の特徴を生かした出力を適切に選定すること。
- (3) 機器・構造設計：成立性を見通しを示すこと。その際、実証炉設計研究までに適用した基準を参照することとし、その範囲外の設計を行う場合には、新しい基準の考え方並びにその基準類成立のための開発課題及び

解決方策を合わせて示すこと。

- (4) 耐/免震設計：耐震設計上の重要度分類を行い、成立性を見通しを示すこと。その際、実証炉の設計研究で設定した、国内立地点の平均的な地震動及び岩盤条件を用いること。なお、国内立地点の最大地震動条件についても、そこで成立させるための設計対策及び経済的負荷を示すこと。
- (5) 使用済み燃料貯蔵プール設備は、軽水炉並（4炉心分）とする。
- (6) プラント寿命：40年をリファレンスとする。ただし、60年程度の寿命延長についても追求すること。

### 3 設計要求事項

#### 3.1 経済性

FBRの本格実用化段階で、発電単価6円/kWh、建設費20万円/kWe、を達成できる見込みがあること。

ただし、発電単価は、建設費、運転維持費、燃料費、廃止措置費の区分で検討すること。なお、燃料費については、適合する再処理及び燃料製造システムの検討結果との整合性をとること。

小型炉等においては、経済性評価を行うのみならず、その特長を生かした用途を合わせて提示すること。

以下に、経済性向上に関係する項目について設計要求を示す。

- (1) 燃焼度：15万 MWd/t 程度を目標とする。ただし、経済性目標を達成できればこの限りではない。
- (2) 連続運転期間：12～24ヶ月程度を目標とする。ただし、経済性をより一層向上させるために、その成立性見通しを示した上で、24ヶ月を超える連続運転期間としてもよい。
- (3) 炉心出口温度：冷却材、燃料形態との関係において適正に定めること。
- (4) 稼働率：同世代の軽水炉の稼働率を考慮し90%程度を目標とする。
- (5) 建設工期：実証炉設計研究で設定した、岩盤検査から運転開始までの建設工期が50ヶ月以内を目標とすること。

#### 3.2 資源の有効利用

- (1) 増殖比：増殖炉心として、低増殖から高増殖まで柔軟に対応できること。高増殖としては、増殖比1.2程度を目標とする。増殖能力の評価においては、低除染燃料（FP混入率2%、MA混入率5%程度まで）を装荷した場合の影響について明らかにすること。なお、増殖比1.2を満たさない場合には、そのシステムと整合しうる導入

シナリオを合わせて提示するとともに増殖比向上の可能性についても提示すること。

- (2) TRU 燃焼： 資源の有効利用の観点から、MA 核種を混入した TRU 燃料を経済的に燃焼できる範囲を明確にすること。また、より多くの MA 核種を混入した TRU 燃料を燃焼させる場合の設計変更点及び経済的負担についても合わせて示すこと。さらに、Pu 専焼炉としての Pu 燃焼効率の範囲も示すこと。

### 3.3 環境負荷低減

- (1) 施設からの放射性廃棄物の発生量低減と、放射性廃棄物の管理及び処理・処分のし易さに配慮したシステムであること。
- (2) 将来の廃止措置を考慮し、廃止措置のし易さ（解体性）と廃止に伴う廃棄物発生量の少なくなるよう配慮した設計であること。
- (3) FP の核変換による放射能低減： 環境負荷低減の観点から核変換による低減が有効と考えられる主要な FP 核種の選定を行い、その低減方策を示すこと。また、低減効率を向上させるために、ターゲットピンとして炉内に装荷する場合には、それによる低減効果とともに、必要な設計変更点と経済的負荷との関係を合わせて提示すること。
- (4) TRU 燃焼： 環境負荷低減の観点から、MA 核種を混入した TRU 燃料を経済的に燃焼できる範囲を明確にすること。この場合、MA 混入率は、FBR 使用済燃料から回収される U/Pu/MA 組成比（MA ～ 1 % 弱）および MA を付加的に混入した場合に炉心核特性に影響し始める率（～ 5 %）を考慮して、HM あたり 1 %、2 %、5 % の条件は少なくとも考慮すること。この際に MA に同伴してくる希土類元素に留意すること。また、より多くの MA 核種を混入した TRU 燃料を燃焼させる場合の設計変更点及び経済的負担についても合わせて示すこと。

### 3.4 核拡散抵抗性

核拡散抵抗性向上の観点から、以下の項目について設計上配慮すること。

- (1) 燃料取扱設備は、核物質防護及び保障措置の対応を考慮した設計とすること。
- (2) 低除染燃料（FP 混入率 2 %、MA 混入率 5 % 程度まで）等を適用できる炉心であること。
- (3) ブランケットで純粋なプルトニウムを作る場合は、核拡散抵抗性に

資する対策の考え方を示すこと。

### 3.5 安全性

- (1) 原則として、現行軽水炉に適用される基準、指針類及び「もんじゅ」の安全審査で適用された基準、指針類、高速増殖実証炉の安全基準に関する調査（H8 原安協・ナトリウム冷却用）の考え方を参考にし、選定した冷却材の特徴を考慮した設計とする。
- (2) 上記の基準、指針類の適用に加え、実用化時代に要請される安全要求として、以下の対策を講じた設計とすること。
  - ・代表的な炉心損傷の起因事象に対して、短時間で炉心損傷に至る場合には、受動的な炉停止能力を有するか、あるいは、受動的機構により事象進展を緩和し、運転員の介在により事象終息を図ることが可能な設計とすること。なお、短時間で炉心損傷に至らないシステムの場合には、運転員の介在により炉心損傷が防止できることを示すことにより、受動的な炉停止機能を不要とすることができる。
  - ・短時間（24時間程度をめやす）の全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の崩壊熱除去を自然循環により達成できる設計であること。
  - ・代表的な炉心損傷事象に対しては、急激なエネルギー放出の原因を排除できる設計（再臨界排除）とすること。
- (3) (1)及び(2)を考慮した設計により、炉心損傷の発生頻度が  $10^{-6}/\text{ry}$  未満となる見通しを示すこと。なお、炉心損傷の発生頻度を増加させることなく安全系の合理化が可能である場合には、その考え方と開発課題、解決方策等を付して示すこと。

### 3.6 運転・保守・補修性

- (1) 運転・保守・補修性について軽水炉と同等にするための考え方を明らかにすること。
- (2) 保守・補修を要する機器について補修区分を検討し、必要なアクセスルート・スペースを確保するとともに適切な生体遮蔽等の設計を行うこと。
- (3) 運転の簡素化、自動化、運転制御系の高度化、メンテナンスし易い設計等により、運転・保守作業におけるヒューマンエラーの防止、保守作業量の低減、運転員・保守員の省力化、保守作業員の被ばく低減を図ること。

#### 4 特記事項

##### 4.1 共通技術の基本検討方針

炉システム概念の検討に当たっては、各々の概念に共通な技術の側面から検討し、炉システムの検討に反映する。

##### 4.2 開発課題について

開発要素の高い革新的技術を採用した場合には、それを実用化するための解決方策、開発スケジュールと開発コストを含む研究開発計画を明確にするとともに、その革新技术を採用した効果を示すこと。

##### 4.3 再処理及び燃料製造システムとの整合性

被覆粒子燃料等の特殊な燃料を使用する場合には、燃料製造、再処理についての見通しを示すこと。また、低除染燃料が受け入れ可能な設計とすること。

##### 4.4 炉心特性の総括

- (1) 3.2～3.4 の設計要求に基づく検討結果により、資源の有効利用、環境負荷低減及び核拡散抵抗性のそれぞれの観点から炉心の最大性能を示すこと。
- (2) また、資源の有効利用、環境負荷低減及び核拡散抵抗性の観点からの設計要求を同時に満足するための考え方と、それぞれの要求に対する達成度を示すこと。

以 上