

高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究

(フェーズⅠ)

中間報告書〔詳細編〕

2000年8月

核燃料サイクル開発機構

日本原子力発電株式会社

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 4 9

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 年

高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究（フェーズⅠ）中間報告書  
（調査報告書）

核燃料サイクル開発機構  
日本原子力発電株式会社

要 旨

核燃料サイクル開発機構（JNC）と日本原子力発電株式会社（原電）は、協力協定を締結して JNC と電気事業者の連携を強化するとともに関係機関の参画も得て、1999年7月から高速増殖炉サイクル（FBR サイクル）の実用化戦略調査研究の推進組織を発足させ、その後、原研の協力も得てオールジャパン体制で研究開発を進めている。

本研究のフェーズⅠ（1999年度、2000年度の2年間）においては、FBR、再処理及び燃料製造の各システム技術について、革新技術を採用した幅広い技術的選択肢の評価を行い、安全性の確保を前提とし、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性及び核拡散抵抗性の5つの視点から、有望な FBR サイクルの実用化候補概念を抽出し、その研究開発計画を策定することとしている。

本報告書は、本研究のフェーズⅠの初年度に得られた成果をもとに、中間報告書として取り纏めたものである。概要は以下のとおり。

FBR は中性子経済が優れていることから、プルトニウムの増殖や TRU の燃焼、長半減期の核分裂生成物（FP）の核変換等を行える特長を有しており、これらの性能は炉心設計が決めることになる。そこで、燃料形態（酸化物、窒化物、金属）と冷却材（Na、重金属、ガスなど）を組合せて炉心性能を評価し、FBR の特長を最大限生かせるように、有望な燃料形態と冷却材の組合せを評価した。

FBR プラントシステムの検討では、安全性の確保を前提として、将来の軽水炉と比肩し得る経済性を実現するための経済性向上方策の抽出を重視して、有望な FBR プラントシステム概念を抽出した。2000年度には抽出したこれらの候補概念について、詳細な検討を進めていくこととしている。

燃料サイクルシステムの検討では、これまで開発を進めてきた湿式再処理法（PUREX 法）、ペレット燃料製造法の合理化を図るとともに、新たに乾式再処理法、振動充填燃料製造法等を対象に、技術的成立性、経済性などを評価した。これまでの検討の結果、各候補概念に対する技術的成立性の見通しと問題解決の方向性が示されていることから、2000年度に継続して詳細検討を実施することとしている。

2000年度には、これら各システムの整合性を考慮して、FBR サイクルとしての総合評価を行い、実用化候補概念の抽出を行う。

---

本報告書は、「高速増殖炉システムの実用化戦略調査研究に関する協力協定」に基づき実施した JNC と原電（9電力会社、電源開発株式会社及び原電の代表）との共有成果である。

本報告書には、「核燃料サイクル開発機構と財団法人電力中央研究所との原子力の研究開発に関する研究協力協定」に基づく共同研究の成果及び電中研からの開示技術情報、並びに、「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」に基づく共同検討の成果及び原研からの開示技術情報を含む。

# FEASIBILITY STUDIES ON COMMERCIALIZED FAST BREEDER REACTOR CYCLE SYSTEM (PHASE I) INTERIM REPORT

Japan Nuclear Cycle Development Institute  
Japan Atomic Power Company

## Abstract

Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) and Japan Atomic Power Company (JAPCO, that is the representative of the electric utilities in Japan) have established a new organization to develop a commercialized fast breeder reactor (FBR) cycle system since July 1, 1999 and feasibility studies (F/S) have been undertaken in order to determine the promising concepts and to define the necessary R&D tasks.

In the first two-year phase, a number of candidate concepts will be selected from various options, featuring innovative technologies. In the F/S, the options are evaluated and conceptual designs are examined considering the attainable perspectives for following: 1) ensuring safety, 2) economic competitiveness to future LWRs, 3) efficient utilization of resources, 4) reduction of environmental burden and 5) enhancement of nuclear non-proliferation. The F/S should also guide the necessary R&D to commercialize FBR cycle system.

This report summarizes the results of F/S in JFY1999 as shown below.

FBR has characteristics such as Pu breeding and TRUs (transuranic elements) burning for efficient utilization of resources, LLFPs (long-lived fission products) transmutation for reduction of environmental burden. As these performances are determined by reactor core design, the whole of F/S will be leaded by reactor core design.

The characteristics of core depend on the combination of fuel types (MOX, Nitride, and Metal) and coolants (Sodium, Heavy metal, Gas etc.). In order to attain the target of core performance, the promising combinations are selected and examined.

In the studies of FBR plant system, it is the most important to decide economic efficiency. In JFY1999, promising options are assessed. And candidate plant concepts will be examined in JFY 2000.

In the studies of fuel cycle system of FBR, the technical confirmation of pyrochemical reprocessing will be commenced as well as reviewing hydro-reprocessing drastically. In JFY1999, the technologies of reprocessing and their related fuel fabrication are evaluated and main subjects to be solved are picked out. In JFY2000, the solutions of subjects and economical level will be prospected and the promising concepts will be shown.

In JFY2000, several candidate concepts for the commercialized FBR cycle system will be selected, taking into consideration mutual consistency among reactor core, FBR plant and fuel cycle system as the integrated FBR cycle system.

---

This report is the outcome of collaborative study between JNC and JAPCO (that is the representative of 9 electric utilities, Electric Power Development Company and JAPCO) in the accordance with "the agreement about the development of a commercialized fast breeder reactor cycle system".

This report includes the outcome of collaborative study between JNC and Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI) in the accordance with "the agreement of collaboration about the research and development of atomic energy" and the technical information offered by CRIEPI, and also the outcome of collaborative study between JNC and Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) in the accordance with "the agreement of collaboration about the development of a commercialized fast breeder reactor cycle system" and the technical information offered by JAERI.



## 目 次

第1章 はじめに	1 - 1
第2章 研究計画	2 - 1
1. 研究目的	2 - 1
2. 研究内容	2 - 1
3. 研究期間	2 - 2
4. 研究体制	2 - 2
5. 研究工程	2 - 3
6. 期待される成果	2 - 3
第3章 フェーズ I の研究の進め方	3 - 1
1. 開発目標及び設計要求事項の検討	3 - 1
2. 評価手法の検討	3 - 1
3. FBR システム及び燃料サイクルシステムの概念検討	3 - 1
第4章 開発目標、設計要求及び評価手法	4 - 1
1. FBR サイクルの将来像の提示	4 - 1
1.1 21世紀の FBR サイクルを取り巻く状況の分析	4 - 1
1.2 FBR サイクルの魅力の分析	4 - 4
2. 開発目標の設定	4 - 10
2.1 研究開発の視点	4 - 10
2.2 開発目標	4 - 10
2.3 FBR、再処理、燃料製造の各システムの整合性	4 - 11
3. 設計要求事項の検討	4 - 17
3.1 FBR システムの設計要求事項	4 - 17
3.2 再処理システムの設計要求事項	4 - 18
3.3 燃料製造システムの設計要求事項	4 - 20
4. 評価手法の検討	4 - 23
4.1 評価指標と判断のめやす	4 - 23
4.2 評価手法	4 - 27
4.3 今後の計画	4 - 28
第5章 FBR システムの検討	5 - 1
1. 既往研究例及びシーズ技術の調査	5 - 1
1.1 既往研究例の調査	5 - 1

1.2 シーズ技術の調査	5 - 7
2. 検討対象技術の選定	5 - 16
2.1 燃料形態と冷却材の組み合わせ	5 - 16
2.2 検討対象範囲の設定	5 - 16
3. 炉心燃料（燃料形態）の検討	5 - 22
3.1 炉心燃料技術検討の視点	5 - 22
3.2 酸化物燃料の検討	5 - 24
3.3 金属燃料の検討	5 - 29
3.4 窒化物燃料の検討	5 - 33
3.5 各種冷却材と燃料形態との組み合わせ検討	5 - 38
3.6 新型燃料の開発方針	5 - 43
3.7 炉心材料に関する検討状況	5 - 48
4. プラントシステムの概念検討	5 - 82
4.1 プラントシステム技術検討の視点	5 - 82
4.2 ナトリウム冷却炉の検討	5 - 86
4.3 重金属冷却炉の検討	5 - 121
4.4 ガス冷却炉の検討	5 - 136
4.5 水冷却炉の検討	5 - 149
4.6 熔融塩炉の検討	5 - 159
4.7 小型炉の検討	5 - 166
4.8 プラント共通技術の検討	5 - 173
5. FBR システムの中間評価と課題	5 - 188
5.1 炉心燃料の中間評価	5 - 188
5.2 プラントシステムの中間評価	5 - 190
5.3 開発課題	5 - 196
6. 今後の計画	5 - 202
6.1 2000 年度計画	5 - 202
6.2 フェーズⅡ計画案	5 - 203
第6章 燃料サイクルシステムの検討	6 - 1
1. 既往研究例及びシーズ技術の調査	6 - 1
1.1 既往研究例及びシーズ技術の調査	6 - 1
1.2 既往研究例の調査	6 - 4
2. 検討対象技術の選定	6 - 15
2.1 燃料形態と燃料サイクルシステムの組み合わせ	6 - 15
2.2 検討対象範囲の設定	6 - 16
3. 再処理システムの概念検討	6 - 19
3.1 再処理技術検討の視点	6 - 19

3.2	湿式再処理法の検討	6 - 20
3.3	乾式再処理法の検討	6 - 27
4.	燃料製造システムの概念検討	6 - 56
4.1	燃料製造技術検討の視点	6 - 56
4.2	ペレット法の検討	6 - 56
4.3	振動充填法の検討	6 - 67
4.4	鑄造法の検討	6 - 75
4.5	その他の燃料製造法	6 - 80
5.	燃料サイクルシステムの間接評価と課題	6 - 99
5.1	再処理システム	6 - 99
5.2	燃料製造システム	6 - 111
5.3	燃料サイクルシステム	6 - 119
6.	今後の計画	6 - 144
6.1	2000年度計画	6 - 144
6.2	フェーズⅡ計画案	6 - 146
第7章 まとめ		7 - 1
1.	中間評価結果	7 - 1
2.	2000年度計画	7 - 3
3.	フェーズⅡ開発計画の概要と2001年度計画	7 - 4
4.	国際協力の状況	7 - 4
第8章 おわりに		8 - 1
用語解説		

## 第1章 はじめに

核燃料サイクル開発機構（以下、JNC という。）と日本原子力発電株式会社（以下、原電という。）は、協力協定を締結して JNC と電気事業者の連携を強化するとともに関係機関の参画も得て、1999 年 7 月から、国内の一元的な体制で高速増殖炉サイクルシステム（高速増殖炉、再処理、燃料製造の整合性の取れたシステムを指し、以下、FBR サイクルという。）の実用化戦略を明確にする上で必要となる判断資料を整備して、軽水炉サイクルと比肩する経済性を達成しうる実用化概念の構築及び実用化に向けた研究開発シナリオの策定を行うため、実用化戦略調査研究を開始した。

ここでは、実用化戦略調査研究のフェーズ I（1999 年度、2000 年度の 2 年間）の中間段階までに得られた成果をもとに、中間報告書を取り纏めた。

本報告書の FBR システムの検討では、各種冷却材と燃料形態を組み合わせる幅広い検討を行い、各冷却材毎に有望な炉心概念を評価するとともに、有望な FBR プラントシステム概念を抽出した。2000 年度には抽出したこれらの候補概念について、詳細な検討を進めていくこととしている。

また、燃料サイクルシステムの検討では、各種燃料サイクル技術について、酸化物燃料を中心に、概略のプロセス成立性、プラント概念、建設費等の検討を実施した。これまでの検討の結果、各候補概念に対する技術的成立性の見通しと問題解決の方向性が示されていることから、2000 年度に継続して詳細検討を実施することとしている。

## 第2章 研究計画

### 1. 研究目的

実用化戦略調査研究は、FBR サイクルが本来有する長所を最大限に活用した実用化像を抽出し、併せて、将来社会の多様なニーズに柔軟に対応できる開発戦略を提示することにより、FBR サイクルを将来の主要なエネルギー供給源として確立する技術体系を整備することを目的としている。本研究のフェーズⅠにおいては、以下に示す研究開発を実施する。

- ①革新技術を採用した幅広い技術的選択肢の検討及び評価を行い、安全確保を前提とし、経済性、資源の有効利用性、環境負荷低減性及び核拡散抵抗性を評価の視点として、FBR、再処理及び燃料製造からなる FBR サイクルの実用化候補概念を複数抽出する。
- ②FBR サイクルの実用化に向けた研究開発シナリオを検討する。さらに、実用化候補概念を実現していく上で重要な技術課題について検討し、フェーズⅡの開発計画を策定する。

### 2. 研究内容

実用化戦略調査研究フェーズⅠの研究目的に照らして、研究開発を3つの階層、すなわち各サイクル要素（FBR、再処理及び燃料製造）についてそれぞれ技術選択肢の検討を行う「システム技術開発」、このシステム技術開発へ技術情報を提供する「実用化要素技術開発」、並びに FBR サイクルシステムとしての技術の整合性、最適化を図り実用化候補概念を抽出する「システム技術統合・評価」の3つの階層により、以下のとおり進めることとしている。3つの階層毎の具体的な業務構成を図2.2.1に示す。

#### (1) システム技術開発

FBR、再処理及び燃料製造の各サイクル要素について幅広く技術選択肢の検討を行い目標達成度を比較検討する。システム設計を考えるに当たっては、システム革新や改良のポイントを押えて開発要素等を比較評価する。

#### (2) 実用化要素技術開発

主としてシステム概念の成立性や経済性に影響を及ぼす重要な要素技術を開発し、システム技術開発へ反映する。要素技術開発はその必要性に応じて、システム技術開発と並行して継続的に実施できるよう計画する。フェーズⅠで終了できないものは、その成果をフェーズⅡで反映するものとする。また、システム評価という観点から、その必要性と優先順位を適宜見直す。

### (3) システム技術統合・評価

安全確保を前提として、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性、核不拡散性を評価の視点として、FBR、再処理及び燃料製造からなる FBR サイクルの実用化候補概念の抽出・評価を行うとともに、実用化に向けた技術開発計画等のシナリオを作成する。

## 3. 研究期間

1999年4月から2001年3月までをフェーズⅠの研究期間とする。

なお、1999年4月～6月までの間は実用化戦略調査研究の準備期間であり、電気事業者等が参画した組織が発足し本格的な研究が開始されたのは1999年7月以降である。

## 4. 研究体制

JNCと原電は、1999年6月28日、「高速増殖炉システムの実用化戦略調査研究に関する協力協定（有効期限：1999年6月28日～2002年3月31日）」を締結し、同年7月1日、JNC、電気事業者〔9電力会社、原電、電源開発株式会社〕、電力中央研究所（以下、電中研という。）及びメーカー各社から構成される推進組織をJNC大洗工学センター内に発足させた。（図2.4.1参照）これに加え、2000年1月には日本原子力研究所（以下、原研という。）との間で研究協力取決めを締結し、国内の一元的な体制で研究開発を進めている。

本報告書の内容は、JNCと原電が分担実施した研究の結果を、実用化戦略調査研究の推進組織において統合・評価した成果である。また、電中研は、金属燃料の燃料サイクルに係わる研究等を分担実施するとともに、推進組織に参加する形で貢献している。なお、原研は、水冷却炉、窒化物燃料等に係わる検討に参画する形で貢献している。

研究の実施は、プロジェクトチーム体制の下で推進し、研究開発の内容・工程・予算等の計画的かつ効率的な管理のもと実施している。

研究を進めるに当たっては、研究対象が広範囲であること、JNC、電気事業者、原研等におけるこれまでの研究開発の蓄積の活用を図るため、JNC内に技術検討WGならびに技術連絡会を設置し、各研究機関の間での横断的な検討を行い、その結果を毎月開催するJNC内のプロジェクト会議に報告し、全体の調整とプロジェクトの円滑な進捗に努めている（図2.4.2参照）。さらに、多面的な検討により研究の妥当性を確認する観点から、外部の専門家・有識者とJNCで構成する「FBRシステム技術検討会」、「燃料システム技術検討会」及び「FBRサイクル総合評価技術検討会」を設置した（図2.4.3参照）。

次に、魅力的な実用化システム像を抽出するため、これまでの JNC の研究活動に加え、設計コンペ方式のメーカー提案や、国内外の研究機関、大学、メーカー等からのアイデア公募による革新技術も取り込んで、開発目標を達成できる FBR サイクル概念を検討することとしている（図 2.4.4 参照）。

国際協力については、FBR 及び関連する燃料サイクルの分野において、日仏、日露等の国際協力協定の下で従来から欧州各国の関係機関と研究協力を進めており、さらに幅広く有望な技術をサーベイし取り入れていく観点から、より一層の緊密な関係を構築していくことを計画している（図 2.4.5 参照）。

## 5. 研究工程

実用化戦略調査研究においては、図 2.5.1 に示すように、フェーズ I（2年間）では、炉、再処理、燃料製造について、これまでに国内外で蓄積された研究開発の成果を活用するとともに、革新技術を採用した幅広い技術的選択肢の評価を行い、有望な FBR サイクルの実用化像を抽出しその開発戦略を提示する。次に、フェーズ I の結果に関して、外部評価委員会のチェックアンドレビューを受けた後、フェーズ II（5年程度）に進み、工学的試験も含めて技術的成立性を確認し、FBR サイクル全体で整合性を図ったシステムに絞り込む。また、フェーズ II より後の研究開発についても、5年程度毎にチェックアンドレビューを受けながら進めていき、安全性確保を前提として競争力のある FBR サイクル技術体系を 2015 年頃までに整備する。

フェーズ I では、図 2.5.2 のマスター工程に示すように、1999 年度から 2 年間にわたって幅広く技術選択肢の評価を行い、安全性を前提とし、経済性向上を重点目標として、資源の有効利用性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性の向上の可能性が認められる有望な技術を抽出する。これまでの国内外の研究開発の蓄積を活用するとともに、革新技術を採用した技術選択肢を幅広くサーベイし、評価指標に照らし有望な技術を抽出するために、FBR、再処理及び燃料製造の各サイクル要素毎の評価検討作業を 1 年半、FBR サイクルとしての統合・評価に半年の期間を割り当て、2 年間の計画とした。

## 6. 期待される成果

本研究で得られる成果としては、以下のものが挙げられる。

- ①幅広く技術的選択肢の評価を行うことにより、魅力のある FBR サイクルの実用化候補概念を選択する。
- ②実用化候補概念を実現していく上で重要な技術課題について開発計画を策定することにより、実用化に向けた開発の見通しをつける。
- ③フェーズ I の成果に基づき、FBR サイクルの研究開発の戦略的展開をより明確

にして、「常陽」、「もんじゅ」、「RETF」等の JNC の研究開発資源の利活用、並びに海外機関との国際協力を推進する。



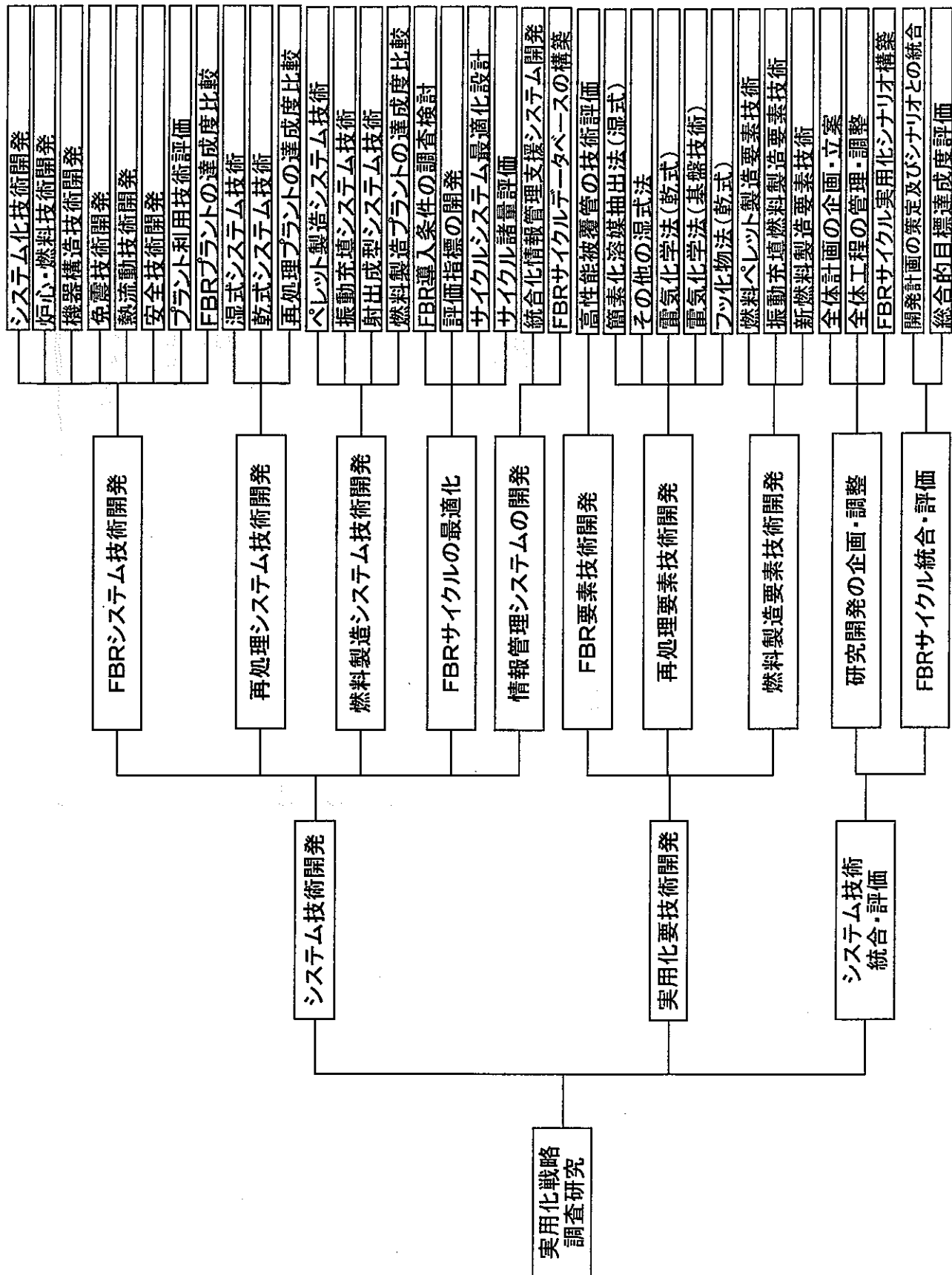
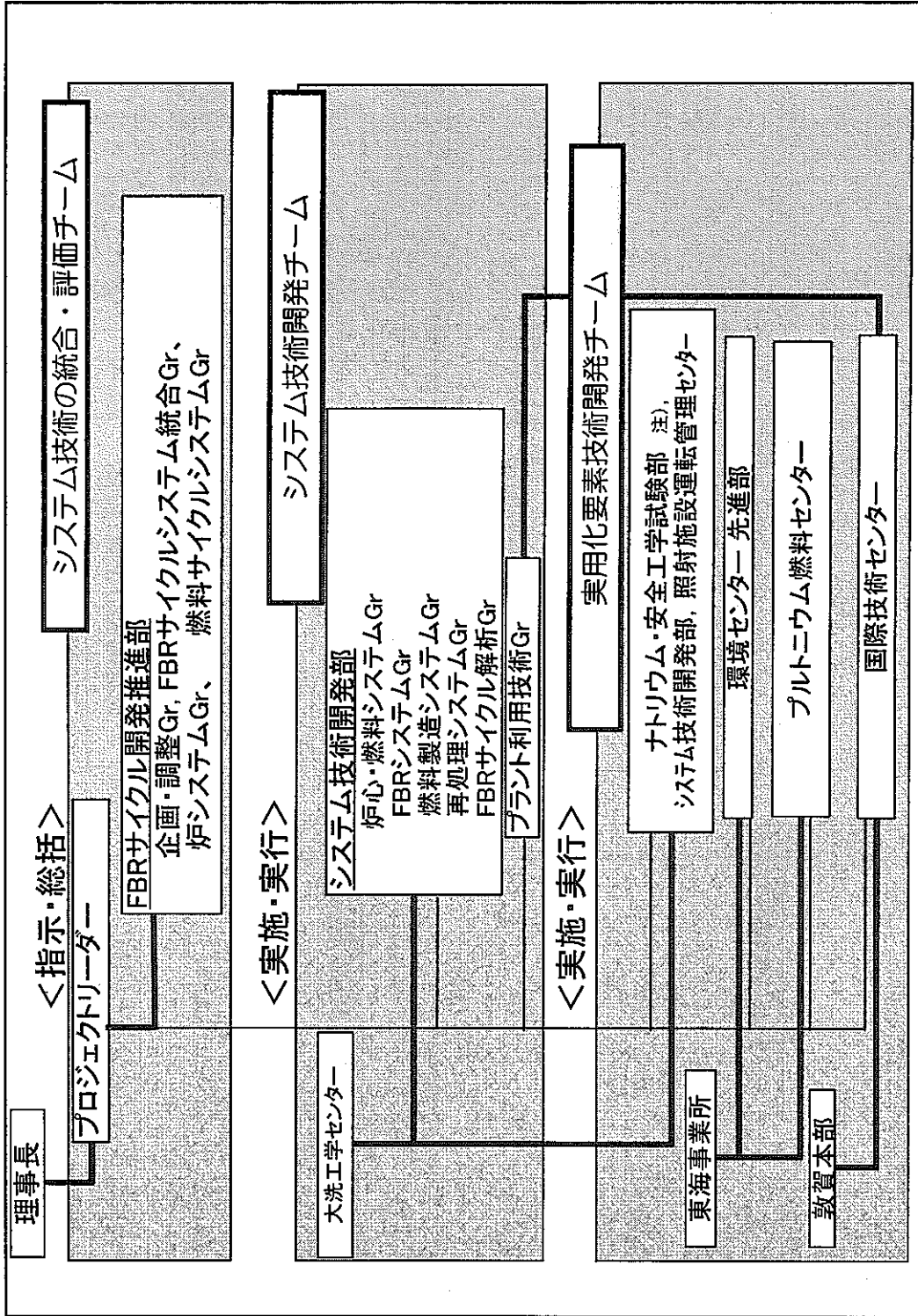
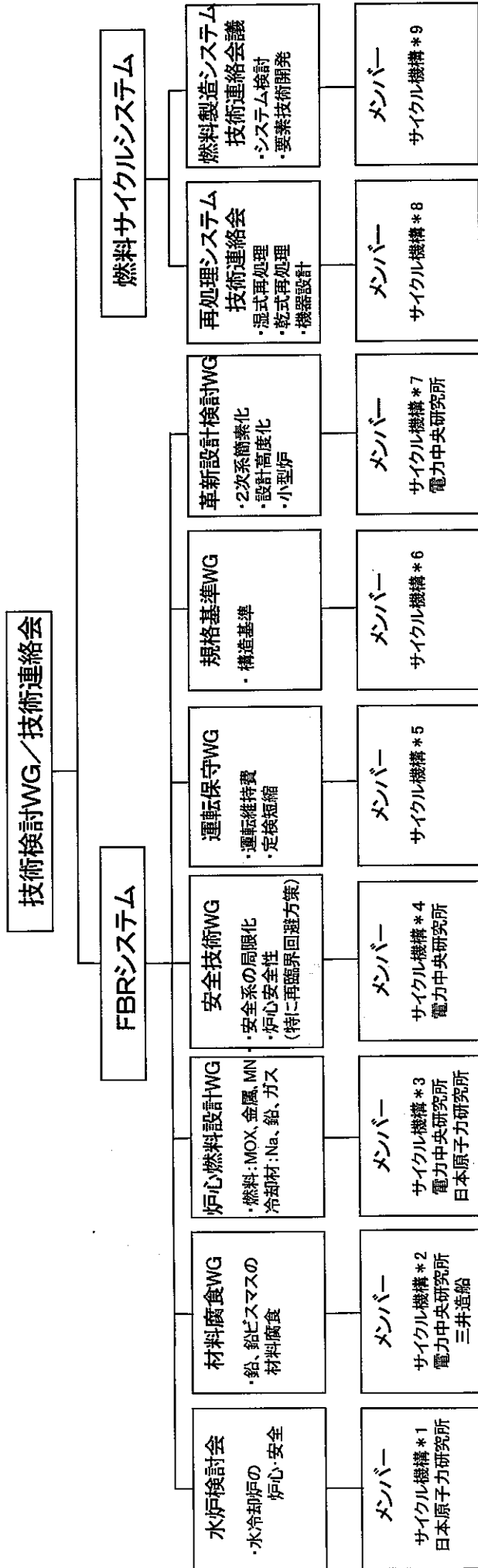


図2.2.1 実用化戦略調査研究の研究開発業務構成(フェーズI)



注) 2000年4月1日より、要素技術開発部に改称。

図2.4.1 実用化戦略調査研究の体制



各WG/連絡会の核燃料サイクル開発機構のメンバー

- \* 1 大洗工学センター(システム技術開発部)、本社(FBRサイクル開発推進部)
- \* 2 大洗工学センター(要素技術開発部)、本社(FBRサイクル開発推進部)
- \* 3 大洗工学センター(システム技術開発部)、東海事業所(プルトリウム燃料センター)、本社(FBRサイクル開発推進部)
- \* 4 大洗工学センター(システム技術開発部)、本社(FBRサイクル開発推進部)
- \* 5 敦賀本部(国際技術センター)、大洗工学センター(照射施設運転管理センター、システム技術開発部)、本社(FBRサイクル開発推進部)
- \* 6 大洗工学センター(システム技術開発部)、本社(FBRサイクル開発推進部)、敦賀本部(国際技術センター)
- \* 7 大洗工学センター(システム技術開発部)、本社(FBRサイクル開発推進部)
- \* 8 大洗工学センター(システム技術開発部)、東海事業所(先進リサイクル部)、本社(FBRサイクル開発推進部)
- \* 9 大洗工学センター(システム技術開発部)、照射施設運転管理センター、東海事業所(先進リサイクル部、プルトリウム燃料センター)、本社(FBRサイクル開発推進部)

(注) ○印は主査

図2.4.2 技術検討WGおよび技術連絡会の体制

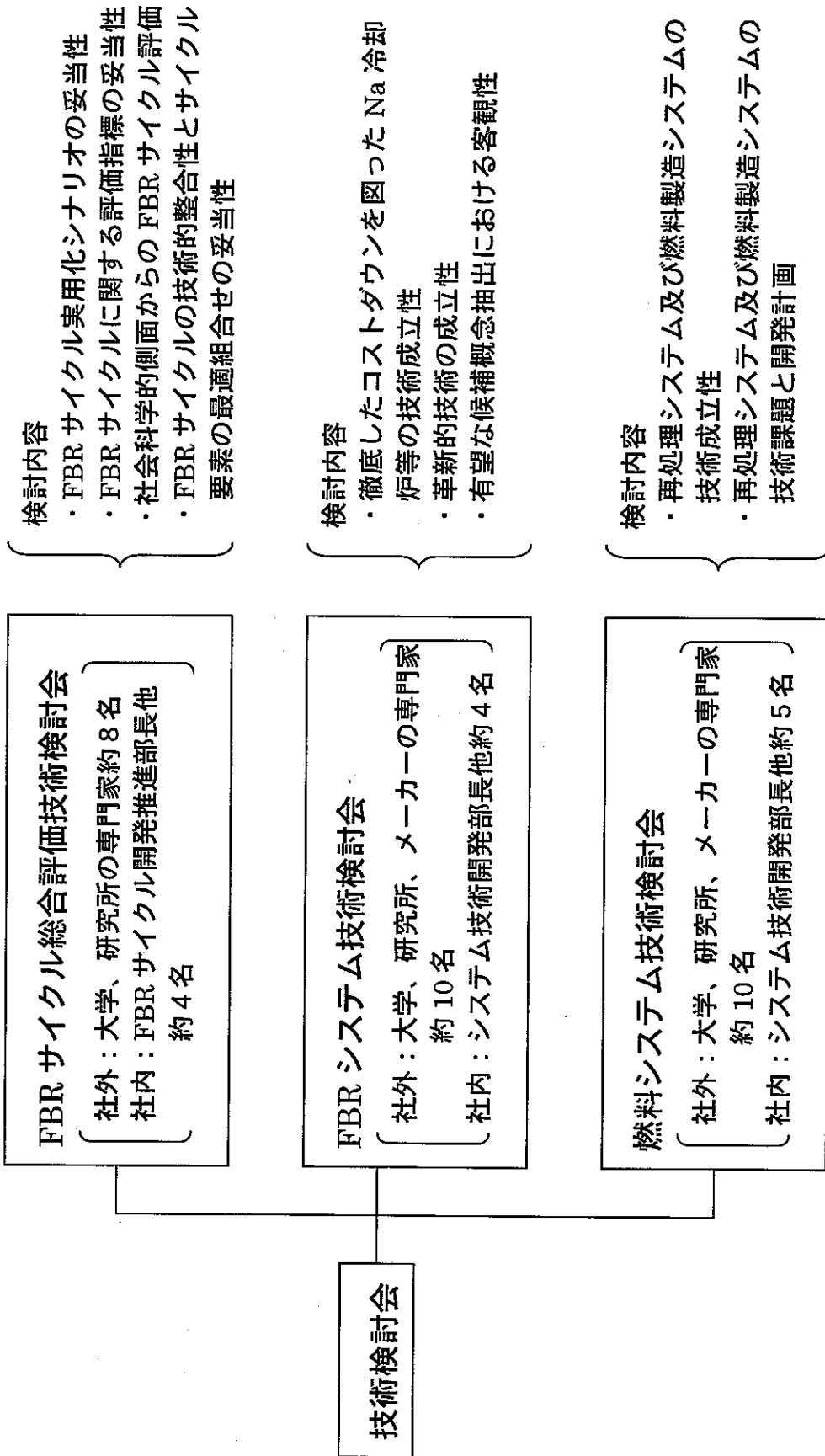


図 2.4.3 実用化戦略調査研究における技術検討会構成

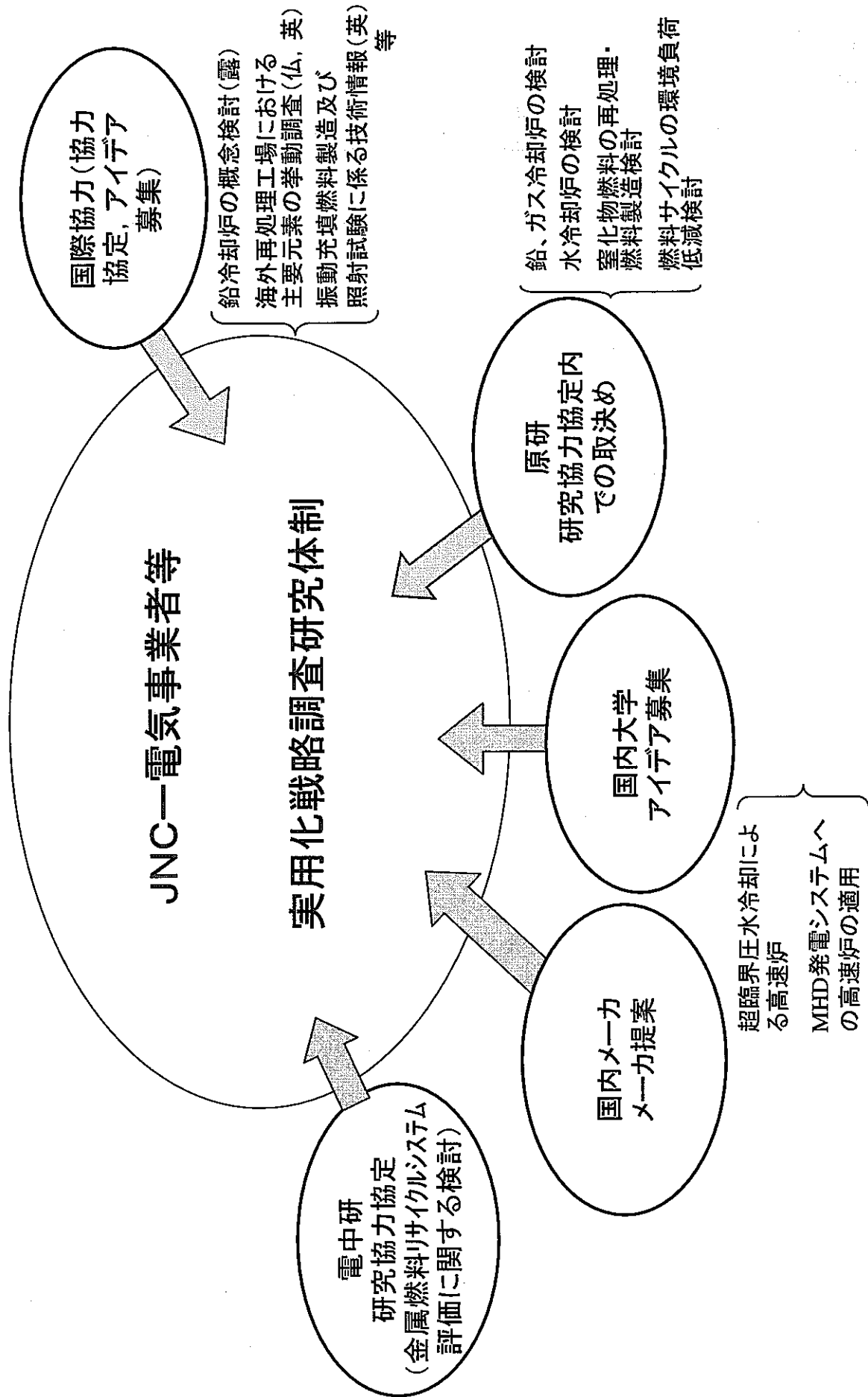


図2.4.4 実用化戦略調査研究における協力体制

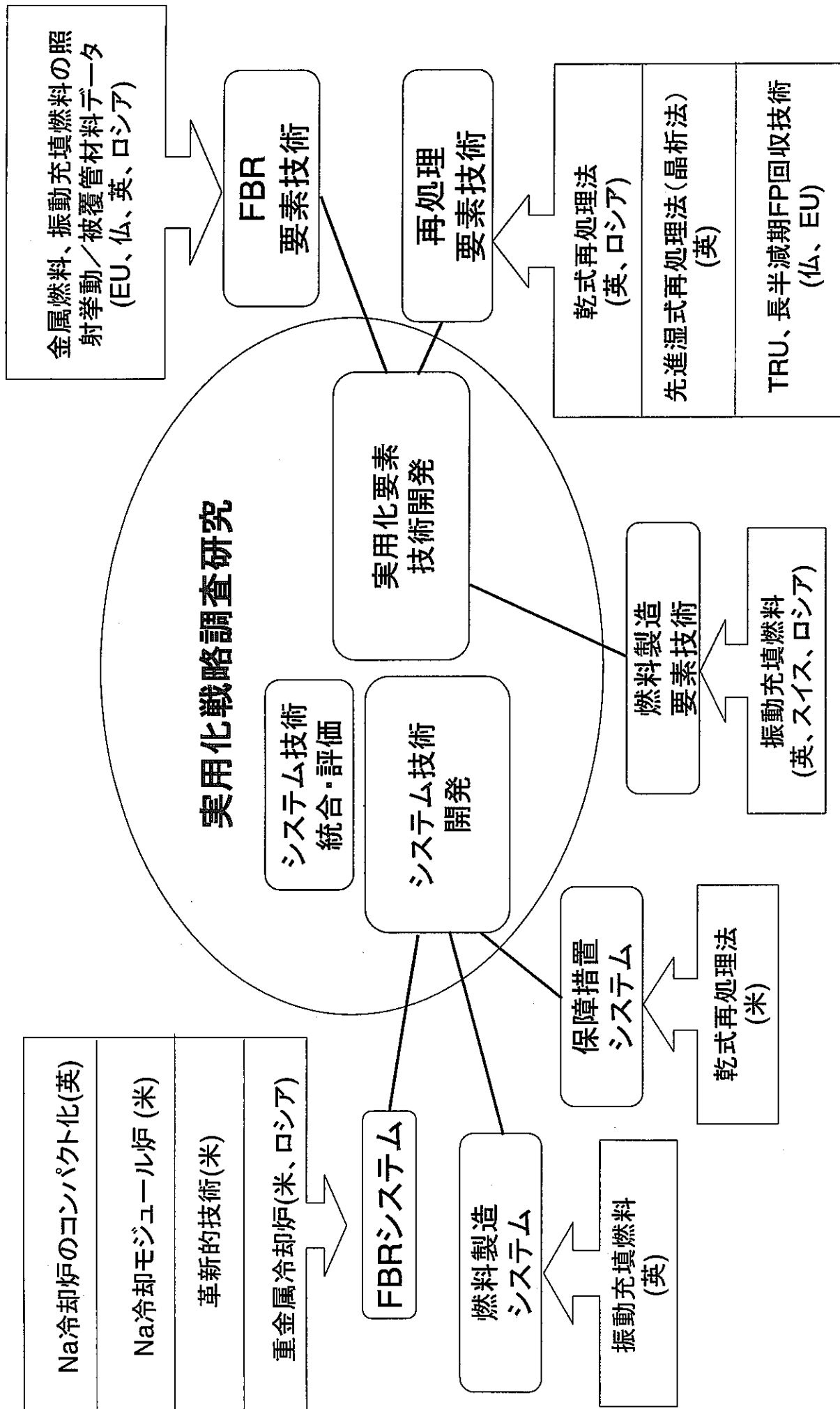


図2.4.5 フェーズIにおける国際協力状況

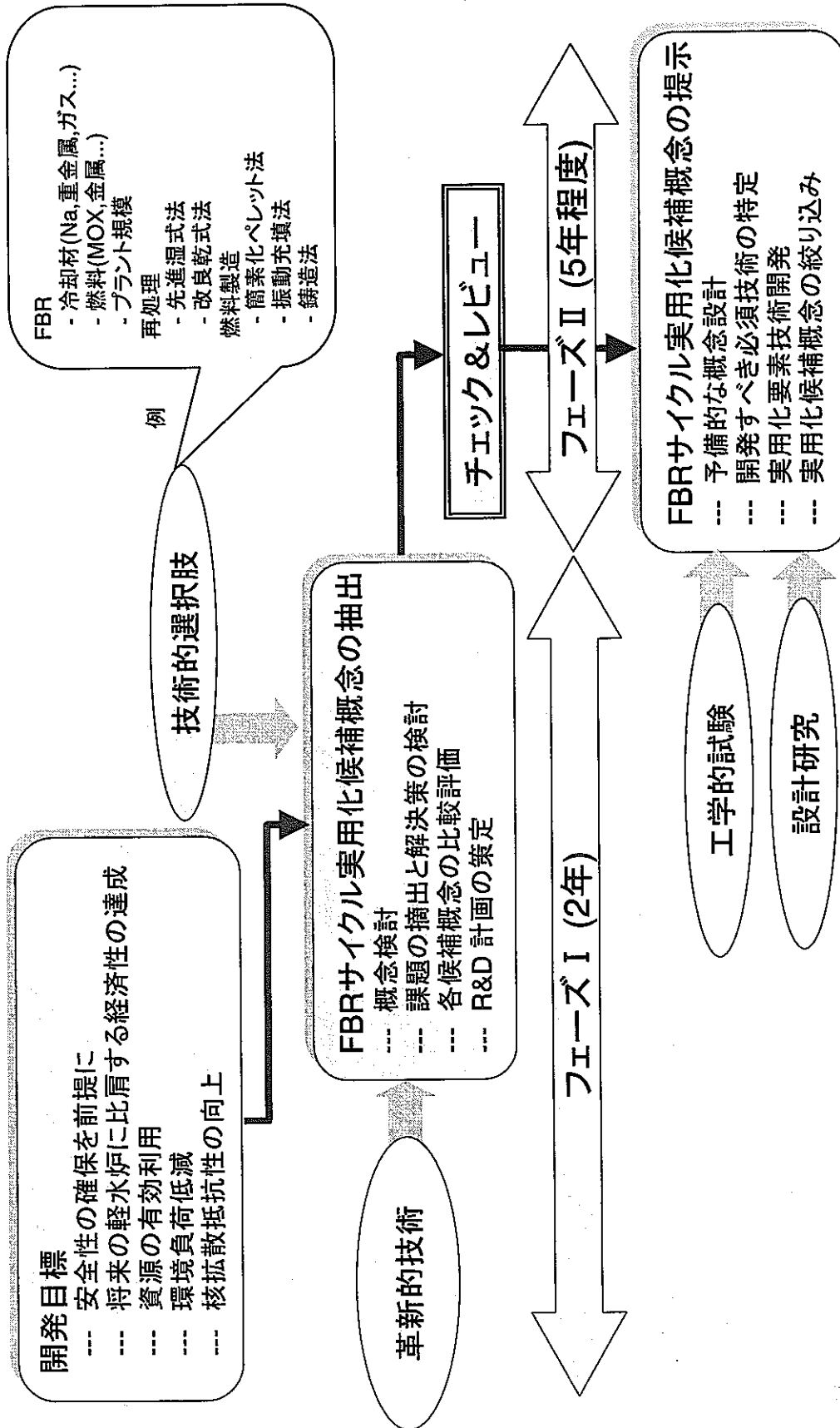


図2.5.1 実用化戦略調査研究の工程

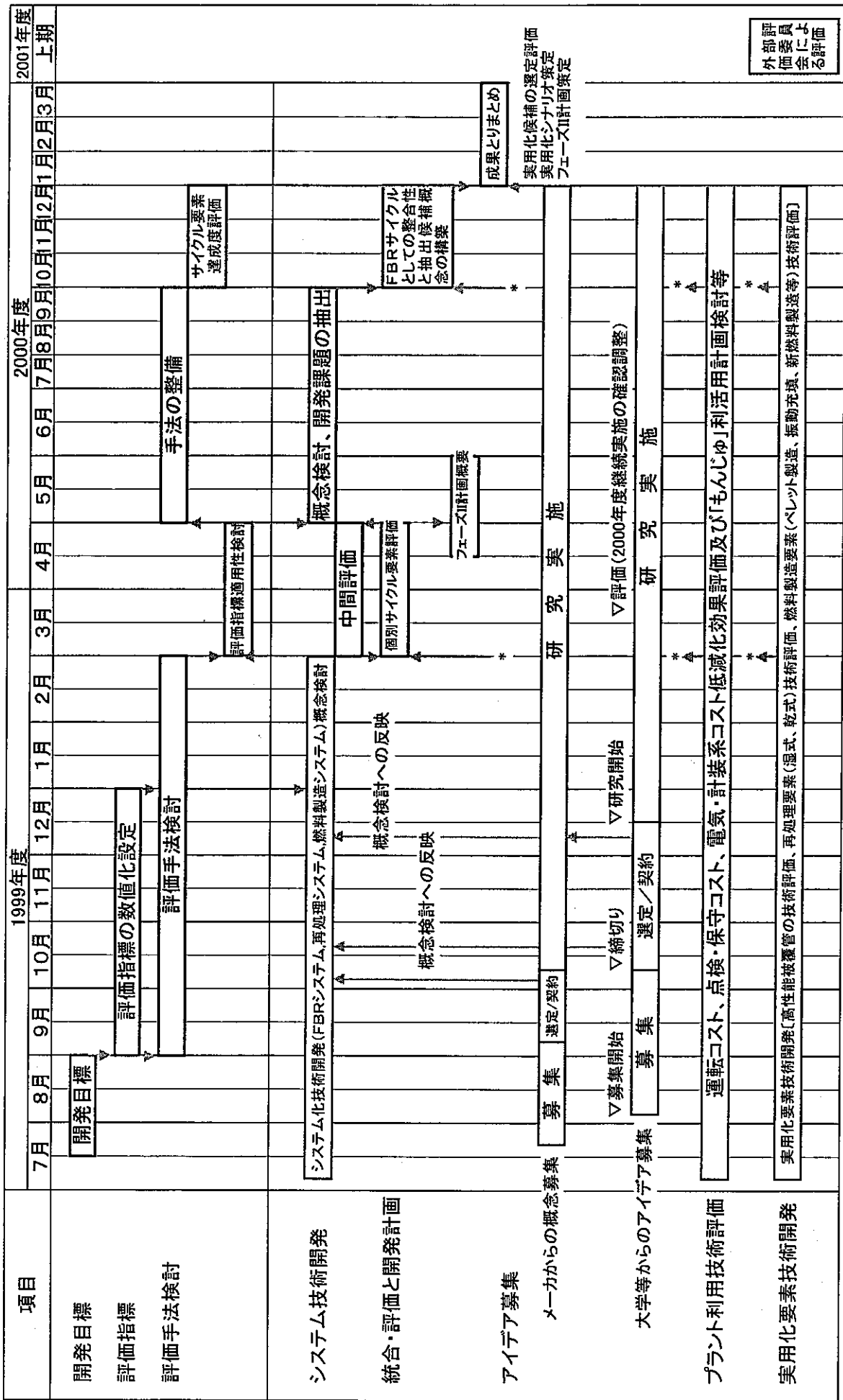


図2.5.2 実用化戦略調査研究のマスター工程



### 第3章 フェーズⅠの研究の進め方

#### 1. 開発目標及び設計要求事項の検討

- ①21世紀のFBRサイクルを取り巻く状況及び魅力の分析をもとに、FBRサイクルに求められるニーズ等を踏まえて、開発目標を設定する。
- ②開発目標を達成するために必要となる設計要求事項を定量化する。

#### 2. 評価手法の検討

- ①開発目標に対する評価指標と判断基準を設定し、有望な候補概念を多面的な視点から比較・評価する評価手法を検討する。
- ②上記の多面的な評価手法については、フェーズⅡにおける実用化候補概念の絞り込みを行う際の1つの判断材料として活用することとし、フェーズⅠにおいては、評価指標の感度解析を行い、評価手法の適用性を確認する。

#### 3. FBRシステム及び燃料サイクルシステムの概念検討

- ①実用化戦略調査研究フェーズⅠ開始時点における既往研究文献の調査、メーカー提案、アイデア公募、国際協力による情報入手等により、候補技術の調査及び技術レベルの評価を行い、燃料形態との組合せを考慮して実用化に向けた検討のポイントと解明すべき事項を整理する。
- ②上記の検討を踏まえて、燃料形態とシステム技術をマトリクスとして整理し、ある程度の工学的な実績を有し開発目標の達成に対する見通しがあると考えられる技術を検討対象技術として選定する。
- ③選定した各システム技術に対して、設計要求事項をもとに概念検討を行う。
- ④開発目標及び設計要求に対する満足度、個別の評価指標に対する達成度、技術的判断、並びに技術検討会の意見などを総合的に判断して、実用化候補概念を抽出する。また、実用化のための開発計画を策定する。

## 第4章 開発目標、設計要求及び評価手法

### 1. FBR サイクルの将来像の提示

#### 1.1 21世紀のFBRサイクルを取り巻く状況

##### (1) 21世紀社会の展望

20世紀は、何億年もかけて自然界に蓄積されてきた石油資源や環境資源というストックを一気に開放し、文明を飛躍的に発展させてきた飽食な時代であったといえる。

一方、21世紀を展望すると、

- ・人口の増加
- ・開発途上国の経済発展
- ・石油資源の希少化
- ・炭酸ガスなどによる地球温暖化

などの社会状況の変化が予想され、従来型の消費及び産業構造の継続は、人類の繁栄に影をさすことになると懸念される。このため、人類の英知によって、従来の飽食状態から持続可能な文明へ軟着陸する方向性を示す必要がある。

このような持続可能な文明社会では、産業の形態やエネルギー供給の在り方などが大きく変化し、社会の要求や価値観も変化してくることが予想されるため、原子力あるいはプルトニウム利用に対する期待も、従来型の資源論／セキュリティ論に加えて、リサイクルなどより社会的視点や構造を含めて論じるべきものと考えられる。

持続可能な文明社会を実現し、人類が豊かに暮らしていくためには、生産活動の持続的な発展（持続的経済成長）とエネルギーの安定供給が不可欠である。これには、以下の3つの社会的方向性を満足する消費構造や再生可能型エネルギー源への強い指向が必要とされる。

- ①浪費社会からの離脱、安易な資源消費や廃棄物投棄の反省などにより、効率的な社会システム、すなわちリサイクル型社会を構築する。
- ②有害ガスの放出制限、過剰な資源採掘による環境破壊の防止など、環境保全への強い指向を維持する。
- ③エネルギー資源減少への対応、化石燃料のノーブルユース（工業原料としての利用）など、エネルギー源の多様化と資源の有効活用を考える必要がある。

資源の乏しい日本は海外での資源採掘にほぼ全面的に依存しているが、将来的には国内で自給可能なエネルギー源を確保することが、先進国の責任として重要である。あるいは、海外から入手したエネルギー資源は可能な限り有効活用するといった徹底したエネルギー利用の姿勢が求められる。

以上のことから、21世紀社会においては、「資源浪費に立脚した成長」から脱却しながら、「持続的経済成長と豊かな暮らしの維持」を図るために新たなエネルギー源を開発することが原点であり、上記の3つの社会的方向性を満足できる「環境保全型自立エネルギーシステムの構築」が望まれる。

## (2) エネルギー資源の需給動向

我が国は、現在、安定な経済発展期にあり、2010年以降には人口減少に転ずることが予想されている<sup>1)</sup>。このため、これまでの経済発展期のような大幅なエネルギー需要の伸びはないものと考えられるが、地球温暖化、排気ガス問題、化石燃料資源枯渇等の問題から、一層の省エネルギー対策や電気自動車の普及を図るなど化石燃料への依存を低め、エネルギー源の非化石燃料へのシフトを進めて、貴重な化石資源を次世代へ残していくことが必要とされている。

したがって、日本のエネルギー需要の伸びは鈍化するが、化石燃料から非化石燃料へのシフトを進めるという観点から、原子力発電設備容量は今後も増加するものの、その伸びは比較的緩やかになると考えられる。原子力発電設備容量の推移予測を図4.1.1に示す。(推移予測は、総合エネルギー調査会の長期エネルギー需給見通し<sup>1)</sup>等のデータをもとにJNCが独自に評価したものであり、「7,000万kWe一定ケース」は、現行の原子力発電設備容量(約4,500万kWe)に今後の新設予定の設備容量を加えて算出することとし、2010年に6,500万kWe、2020年に7,000万kWeとなり、それ以降は7,000万kWe一定で推移すると設定する。また、「1.2億kWe一定ケース」は、地球温暖化防止対策等で新規立地が促進された場合を想定し、2010年に7,000万kWe、2030年に1億kWe、2050年に1.2億kWeとなり、それ以降は1.2億kWe一定で推移すると設定する。)

一方、世界のエネルギー需要は、今後も開発途上国を中心とした人口増加と1人当たりのエネルギー消費の増加を背景に急激に増え続けていくものと予想される。1998年の世界エネルギー会議のシナリオB(エネルギー消費の伸びは中間的で、最も現実的と考えられるケース)に基づいた、2000年及び2100年における全アジア地域の一次エネルギー消費予測<sup>2)</sup>を図4.1.2に示す。エネルギー需要は2000年から2100年の100年間で約5倍に増加し、石油への依存度を減少させるためには、その代替エネルギーとして原子力が期待されている。また、図4.1.3に全アジア地域の電力需要予測<sup>2)</sup>を示す。電力需要は約9倍に伸び、原子力については約10%から約50%へ大幅に伸びることが予想されている。

図4.1.4に世界のエネルギー資源埋蔵量の分布<sup>3,4,5)</sup>を示す。アジア太平洋地域には石炭は比較的豊富(約30%)であるものの、天然ガスや原油は5%前後と乏しく、天然ウランはそれらの中間的な約25%となっている。環境影響からエネルギー源としての石炭の利用が制限されるとすると、我が国を含めて、エネルギー

資源の乏しいアジア地域は原子力に対する依存度が大きくなるものと予想される。

アジア地域の原子力への依存度が大きくなれば、天然ウランを1%弱しか利用できない軽水炉サイクルでは、遠からずウラン資源も枯渇することが予測される。このため、21世紀中頃に開発途上国におけるエネルギー需要の増大が引き金となって、石油や天然ウラン資源の需給の逼迫によるエネルギー危機が生じるとの予測もある。(例えば、「総合エネルギー統計平成11年度版<sup>6)</sup>」によれば、確認可採埋蔵量を年生産量(あるいは年需要量)で除した可採年数は、石油で約40年、ウランで約70年となっている。また、1998年の世界エネルギー会議のシナリオBに基づく需給予測<sup>2)</sup>によれば、FBRが導入されなかった場合、2030年頃にはウランの既知資源埋蔵量を超え、2070年頃には究極資源埋蔵量を超えるものと予測される。)

ウラン資源については、海水からのウランの採取が実用化できれば、ほぼ無尽蔵といえる資源量が確保できると言われている。しかし、海水に含まれる極低濃度のウラン回収技術は、現状では天然ウランと比べてコスト的に競争できる状況ではない<sup>7、8)</sup>ため、今後の技術開発の進展を待つ必要がある。

### (3) 新エネルギー開発動向

太陽光発電や風力発電はクリーンなりサイクルエネルギーとして、研究開発を進めて行く必要がある。しかし、エネルギー密度が低いため、それらを最大限に利用できたとしても電力需要の5%程度であり、約40%を占める原子力の代替とはならないと考えられる。

また、最近の資源エネルギー庁の試算によれば、風力発電や太陽光発電による新エネルギーのコストは原子力の約3~15倍<sup>1)</sup>であり、今後のエネルギー需要の増加を原子力無しで対応することは難しいものと考えられる。新エネルギーは日照や風の状況により出力が左右される問題があるため、バックアップ電源が不可欠であり、さらにコストを押し上げる要因となる。

燃料電池は水素と酸素を水の電気分解とは逆の方向に電気化学的に反応させ、化学エネルギーから直接電気エネルギーを得る方法であるため発電効率が高い。また、騒音や振動がなく、NOX、SOX等の発生も少ないクリーンな発電システムである。一方、本格的な実用化のためには、コスト低減、信頼性向上、長寿命化などが課題であり、現在、主に電気自動車の燃料や分散型の小規模電源として開発が進められている。

コージェネレーションシステムは、ガスタービンなどで発電機を駆動させて電力供給を行うとともに、排熱を利用して冷暖房・給湯等の熱供給を行うものであり、分散型電源として都市部等の需要端に設置して熱電併給を行うことにより総合効率は75~80%程度に達する。地球温暖化防止対策の一環として、政府は省エネルギーの更なる推進と新エネルギーシステムの導入促進を進めているが、天然

ガスコージェネレーションは「従来型エネルギーの新利用形態」という新エネルギーの1つと位置付けられ普及促進のための環境が整いつつある。

このように、新エネルギーは原子力の代替よりはむしろ補完的な電源として、原子力とのベストミックスを図る貴重なエネルギー源としての期待が大きい。

#### (4) 燃料サイクルの問題と FBR サイクルの実用化

我が国の燃料サイクルは再処理を基本としており、原子炉でできるプルトニウムはウラン資源の利用効率が高い FBR で利用することが基本であるが、FBR の実用化はまだ先になると考えられることから、再処理で取出されるプルトニウムを MOX 燃料として軽水炉で利用するプルサーマル計画が進められている。

プルサーマル計画は 2000 年から開始予定であり、2010 年までに 16~18 基の軽水炉に MOX 燃料を装荷する予定である。これにより、余剰プルトニウム問題は解決されるが、プルサーマル炉心では軽水炉で効率的に燃焼し難い高次化プルトニウム生成の問題がある。したがって、余剰プルトニウム及び高次化プルトニウム問題の解決を図るには、FBR サイクルの導入が必要である。

なお、2005 年から操業開始予定の六ヶ所再処理工場の処理能力 (800t/年) は、使用済燃料の発生量 (900~1400t/年) に比べて不足しており、当面、使用済燃料を中間貯蔵する方針がとられている。しかし、中間貯蔵にも限界があるため、使用済燃料の蓄積については、今後、バックエンド対策全体の問題としてとらえていく必要がある。

前述のとおり、我が国では、21 世紀は電力需要の急速な伸びはないものと考えられるが、21 世紀中頃に、開発途上国におけるエネルギー需要の増大が引き金となって、石油やウラン資源の需給の逼迫によるエネルギー危機が生じるとの予測も有り、このような社会状況の変化に柔軟に対応して意思決定できるように、2015 年頃までに、安全性の確保を前提に経済性に優れた FBR サイクルの技術体系を整備することとしている。

## 1.2 FBR サイクルの魅力の分析

1.1 で述べたように、

- ・高出力密度の非化石エネルギー源であり、かつ再生可能エネルギーである FBR を中核に据えたサイクルシステムが、21 世紀社会における「環境保全型自立エネルギーシステムの構築」という社会のニーズに確実に応えられること。
- ・21 世紀中頃に、開発途上国におけるエネルギー需要の増大が引き金となって、石油やウラン資源の需給の逼迫によるエネルギー危機が生じた場合でも、柔軟に対応できるエネルギー技術の選択肢が必要であること。

- ・太陽光発電、風力発電等の再生可能エネルギーはエネルギー密度の希薄な分散型電源であり、原子力発電を代替できるような基幹エネルギーとはならないこと。

など 21 世紀の FBR サイクルを取り巻く状況を考慮し、かつ種々の視点に対してバランスのとれたエネルギーシステムを目指すためには、以下のような魅力を有する FBR サイクルの導入が必要と考えられる。

FBR サイクルの本質的な価値は、「化石燃料資源への依存度を低減し、エネルギー危機に対して強い体質を構築できる」ことにあり、また「化石燃料資源を無駄に使わずに可能な限り有効活用できる」という点にある。すなわち、軽水炉サイクルは天然ウラン資源の利用効率が約 1 % であるのに対し、FBR サイクルでは 80 % 以上の利用効率（燃焼度 15 万 MWd/t、サイクルロス率 1 % 以下と仮定）が期待できる。

したがって、ウランの多重リサイクルを前提とした FBR サイクルによる原子力発電を推進することにより、石油や天然ガス等の海外エネルギー資源への依存度を減少させ、我が国のエネルギーシステムの自立化を実現できる。

また、FBR はプルトニウムを含む TRU を効率良く燃焼できる炉心特性を有するため、高次化プルトニウム蓄積の問題を解消できる。また、TRU 燃焼や長寿命 FP 核変換により、廃棄物の発生量や毒性のより一層の低減、処分場の合理化を達成できる可能性を有しており、環境負荷低減に貢献することができる。

さらに、FBR では不純物を含む低除染燃料の使用が可能であることから、燃料サイクル施設におけるプロセスの簡素化、廃棄物低減、コンパクト化などにより、経済性や環境負荷低減性の向上、さらには核拡散抵抗性の向上も期待される。

上記の基幹エネルギー源としての利用に加えて、炉心の固有安全性（負のボイド反応度など）、プラントの受動安全性（崩壊熱除去機構や炉停止機構など）、燃料交換の少ない長期運転等を追求した小型炉の活用も FBR サイクルの魅力として考えられる。これらの特長を生かした小型炉により、送電線網の発達していない内陸部の都市や離島での電力供給、あるいは海水淡水化や寒冷地における熱供給など、多様なニーズに応えることができる。

このように、21 世紀において、FBR は温室効果ガスや窒素酸化物等を発生させないクリーンなエネルギー源として、原子力利用の拡大に寄与することが期待される。

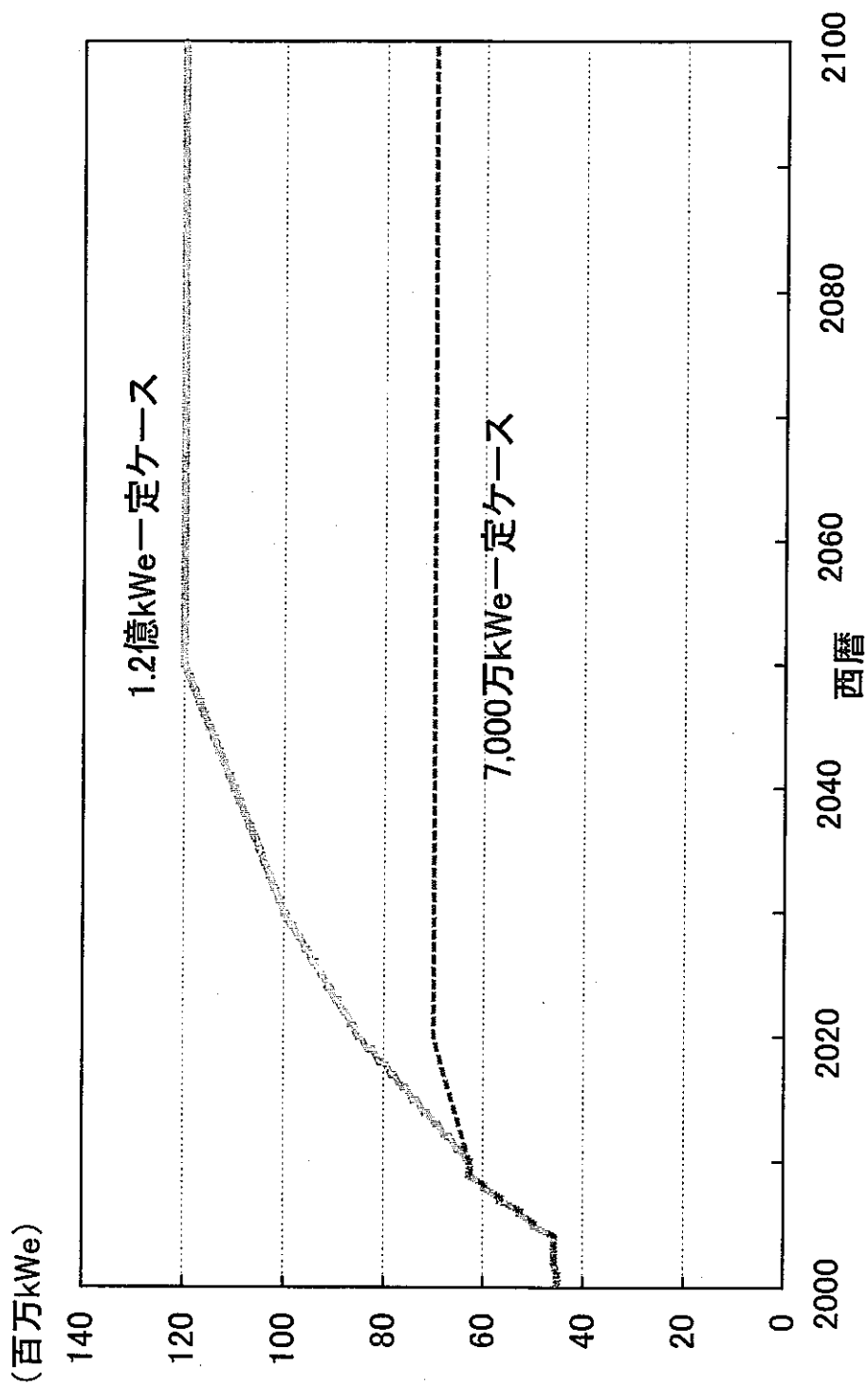
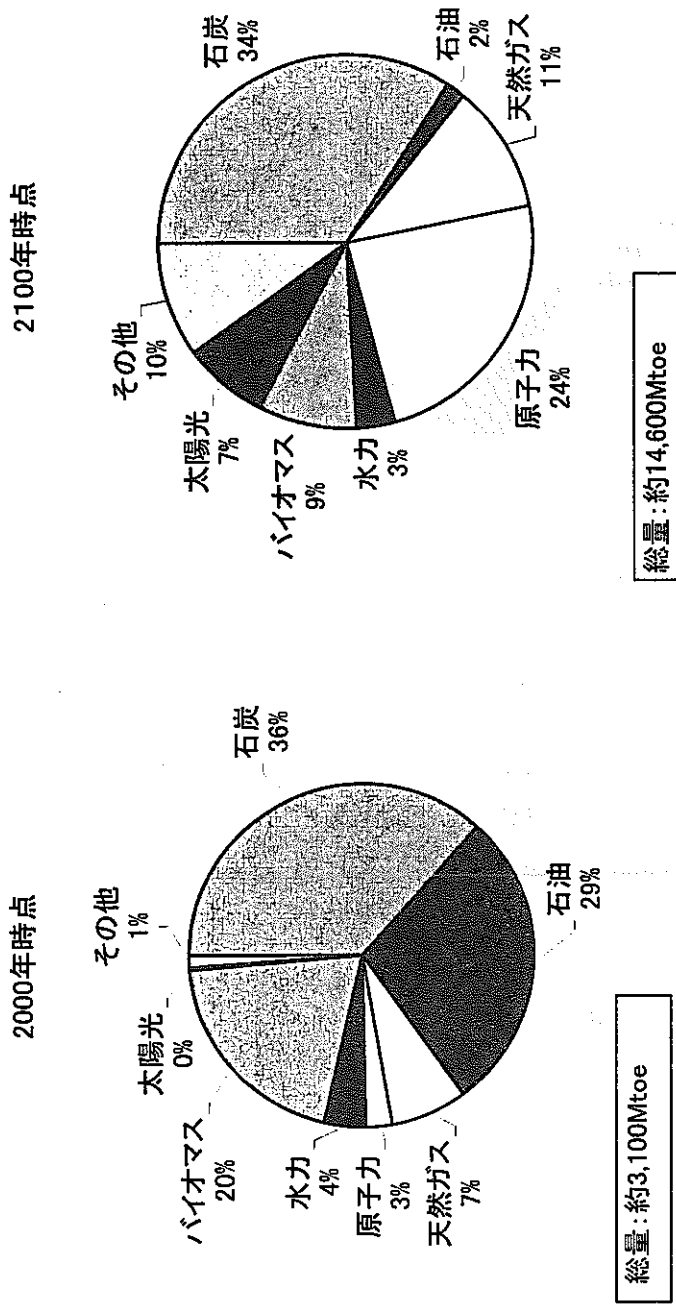


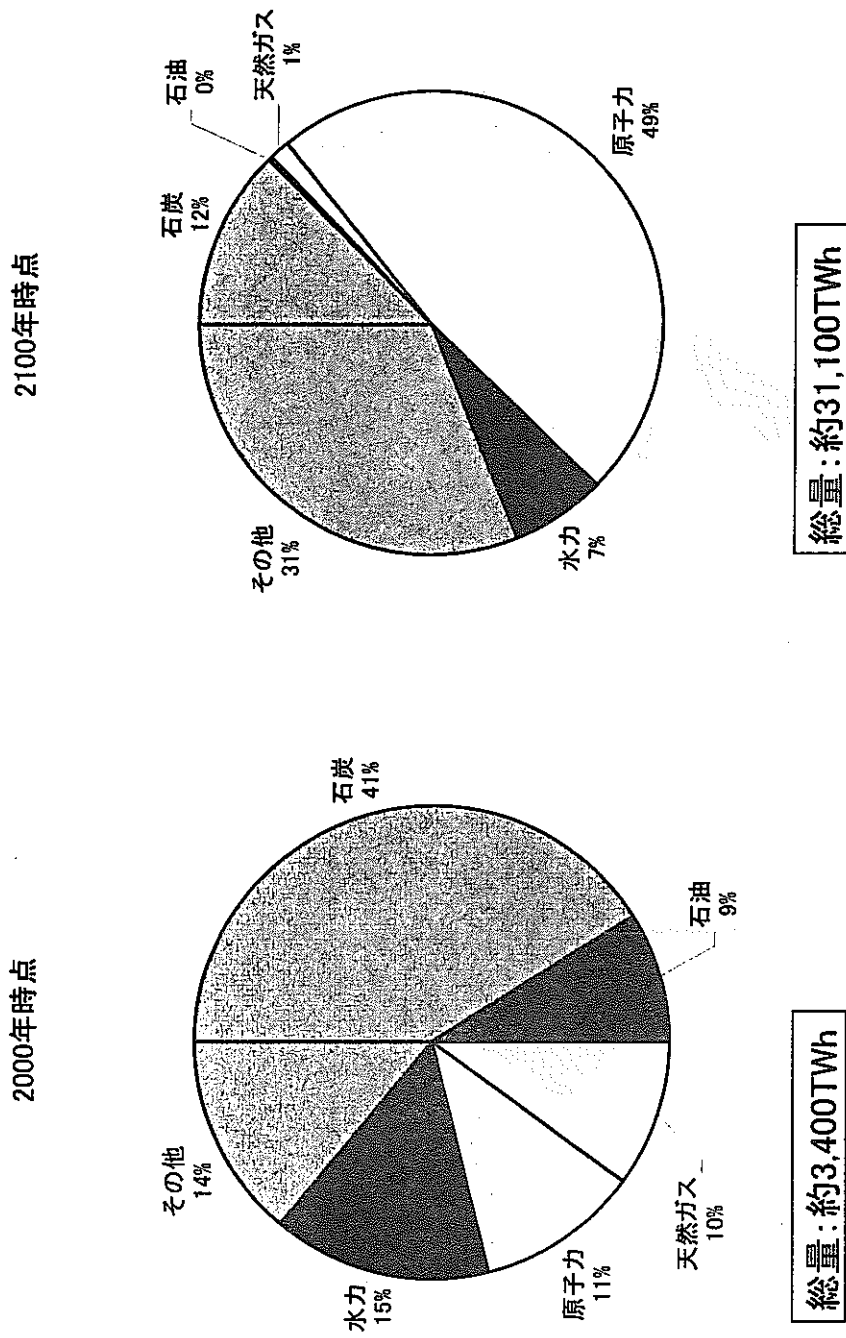
図4.1.1 原子力発電設備容量の推移



(世界エネルギー会議1998年のシナリオBより)

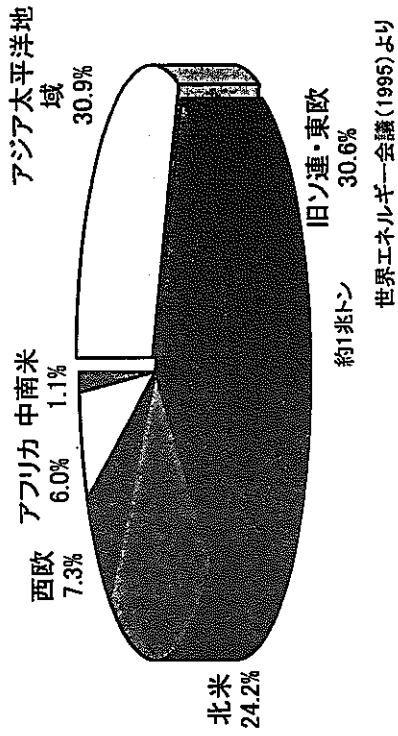
図4.1.2 全アジア地域の一次エネルギー需要内訳



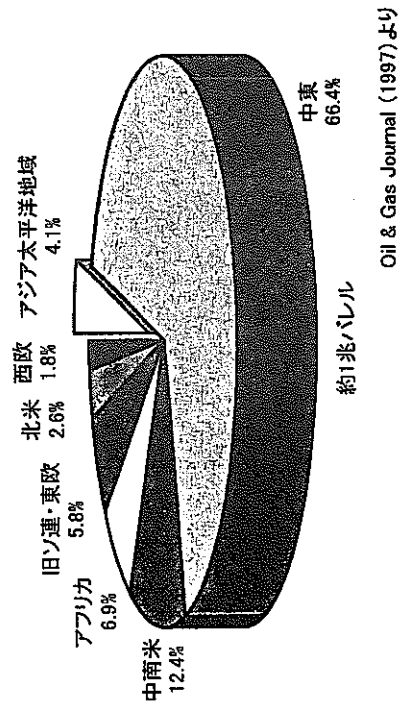


(世界エネルギー会議1998年のシナリオBより)

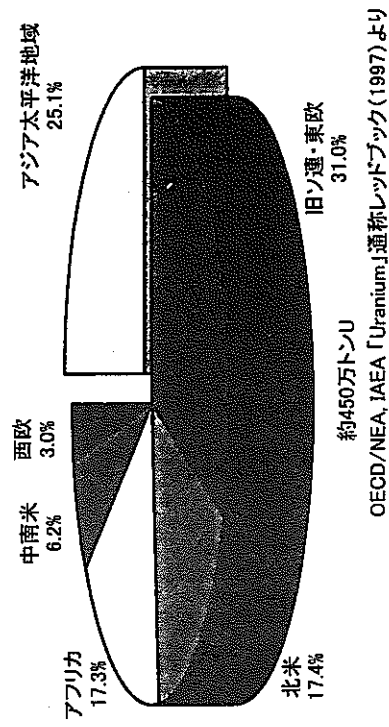
図4.1.3 全アジア地域の電力需要の予測



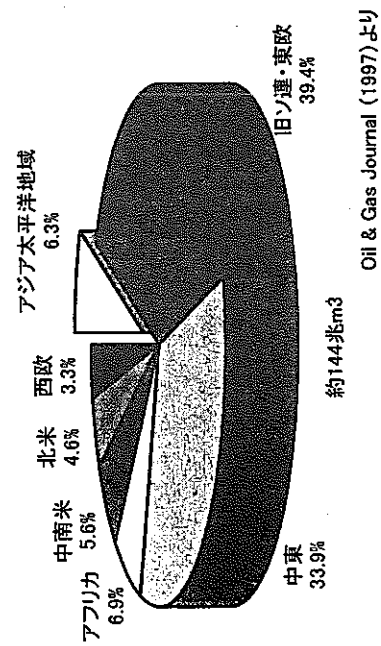
世界の石炭確認可採埋蔵量 (1993年)



世界の原油確認可採埋蔵量 (1997年)



世界の天然ガス確認可採埋蔵量 (1997年)



世界の天然ガス確認可採埋蔵量 (1997年)

図4.1.4 世界のエネルギー資源埋蔵量の分布

## 2. 開発目標の設定

### 2.1 研究開発の視点

研究開発の視点としては、全ての前提条件となる「安全性」、並びに FBR サイクルの導入条件として重要な視点である「経済性」が挙げられる。また、前節で述べた FBR サイクルを取り巻く状況及び魅力の分析から、FBR サイクルが具備すべき要件として「資源有効利用性」、「環境負荷低減性」及び「核拡散抵抗性」が挙げられる。本節ではこれらの5つの視点から開発目標を設定した。

### 2.2 開発目標

安全性、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性及び核拡散抵抗性に関する FBR サイクルの開発目標を以下に示す。

#### (1) 安全性

安全性を確保することは開発段階も含めて基本的な要件であるため、社会受容性にも配慮した安心感のある、明快な安全確保の考え方を基本とした FBR サイクルを確立することを目標とし、少なくとも軽水炉、軽水炉再処理及び酸化物燃料製造施設と同等以上の安全性を確保するものとして我が国の安全関連の指針、基準等に適合させるのはもちろん、グローバルな基準に適合することも配慮するものとする。

このため、高速中性子炉心の特徴である再臨界性の排除や受動的な安全機能の活用、化学的に活性物質や毒性の強い物質の取扱における安全上の配慮等の点に留意して開発を進めることとする。

#### (2) 経済性

FBR 実用化にあたっては、市場原理に基づく導入を可能とする経済性を確保する必要がある。このため、経済性に係る開発目標としては、発電コストで将来の主要電源との競争力を有することとする。

具体的には、将来の軽水炉に比肩しうる経済性を目標とし、発電コストの主要な部分を占めるものとして、FBR 建設費を 20 万円/kWe、再処理費を 27 万円/kgHM 及び燃料製造費を 16 万円/kgHM とすることを目標とする。

#### (3) 資源有効利用性

FBR は天然ウランを最大限有効に使い得る特長を有しているため、実用化にあたってはウランの有効利用を目標とする。それには、使用済燃料中のウラン及びプルトニウムを高効率で回収してリサイクルするとともに、炉心内で転換・生成される核分裂性物質である超ウラン元素 (TRU) もリサイクルすることが重要である。

また、需要に応じたウラン利用の柔軟性を確保するためには、高い増殖比や燃料の炉外滞在時間を短縮することが重要である。

#### (4) 環境負荷低減性

FBR を中核とする将来の核燃料サイクルでは、天然ウランを最大限有効に利用することにより、ウランの利用効率を上げると同時に、放射性廃棄物をできるだけ出さないことが重要であり、実用化にあたっては、これらを活かした FBR サイクルの確立が求められる。

このため、サイクル施設の運転・保守及び廃止措置にともない発生する廃棄物量の低減に加え、軽水炉で生成される高次 Pu も含めた TRU の燃焼並びに長半減期 FP の核変換技術<sup>(注)</sup>等により廃棄物毒性の低減に取り組むこととする。

注) 長半減期 FP 核変換の対象元素としては I、Tc などが考えられるが、最終的には、実用化戦略調査研究フェーズ I の検討成果をもとに判断されることとなる。

#### (5) 核拡散抵抗性

FBR サイクルでは核兵器転用性の排除として、純粋なプルトニウムが単独で存在しないこと、並びに核物質に容易に接近し難いシステムとすることとする。

また、現在の IAEA による核査察を実施することで、今後とも核不拡散は維持可能ではあるが、FBR サイクルを世界的な規模でより広範に利用可能とするための核査察システムの確立が重要である。

以上の開発目標をまとめると、図 4.2.1 となる。

また、FBR サイクルを構成する原子炉、再処理及び燃料製造の各システムの実用化像を具体化するための検討項目を、「安全性」、「経済性」、「資源有効利用性」、「環境負荷低減性」及び「核拡散抵抗性」の 5 つの視点から分析・整理した結果を、図 4.2.2 (原子炉)、図 4.2.3 (再処理) 及び図 4.2.4 (燃料製造) に示す。

### 2.3 FBR、再処理、燃料製造の各システムの整合性

本研究では、FBR システムと燃料サイクル (再処理、燃料製造) とを一貫したシステムとして捉え、それらの技術的な整合性及び連続性のあるシステム概念を検討することとしている。原子炉、再処理及び燃料製造のそれぞれに対して、FBR サイクルという観点から整合性を図る上で共通因子となる項目を抽出した結果を図 4.2.5 に示す。整合性の観点から代表的因子としては、燃料形態、燃焼度、TRU 混入率、除染係数等が挙げられる。

安全性

- 炉心損傷に至る恐れのある事象の発生を防止するとともに、その発生を仮定しても原子炉内で自然に終息
- 燃料サイクル 臨界安全、閉じ込め機能に十分な対策を施す
- 取扱物質の特性(化学的活性度、毒性等)やプロセス条件(運転温度等)を踏まえた安全対策

経済性

- 将来の軽水炉に比肩する経済性の達成
- コスト目標
  - ・ 炉の建設費：20万円/kWe
  - ・ 再処理費：27万円/kgHM
  - ・ 燃料製造費：16万円/kgHM

資源有効利用性

- 高増殖から低増殖、TRU燃焼まで柔軟に対応
- 高増殖としては、増殖比1.2程度を目標

環境負荷低減性

- TRU燃焼及び長半減期FPの核変換により、放射性廃棄物量を低減
- 施設の運転・保守及び廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物量の低減

核拡散抵抗性

- FBRサイクルの中で純粋なプルトニウムが単独で存在しないこと
- 核物質防護性及び保障措置性の対応が良好な設計

## 図4.2.1 FBRサイクルの開発目標

魅力ある高速増殖炉の実用化像

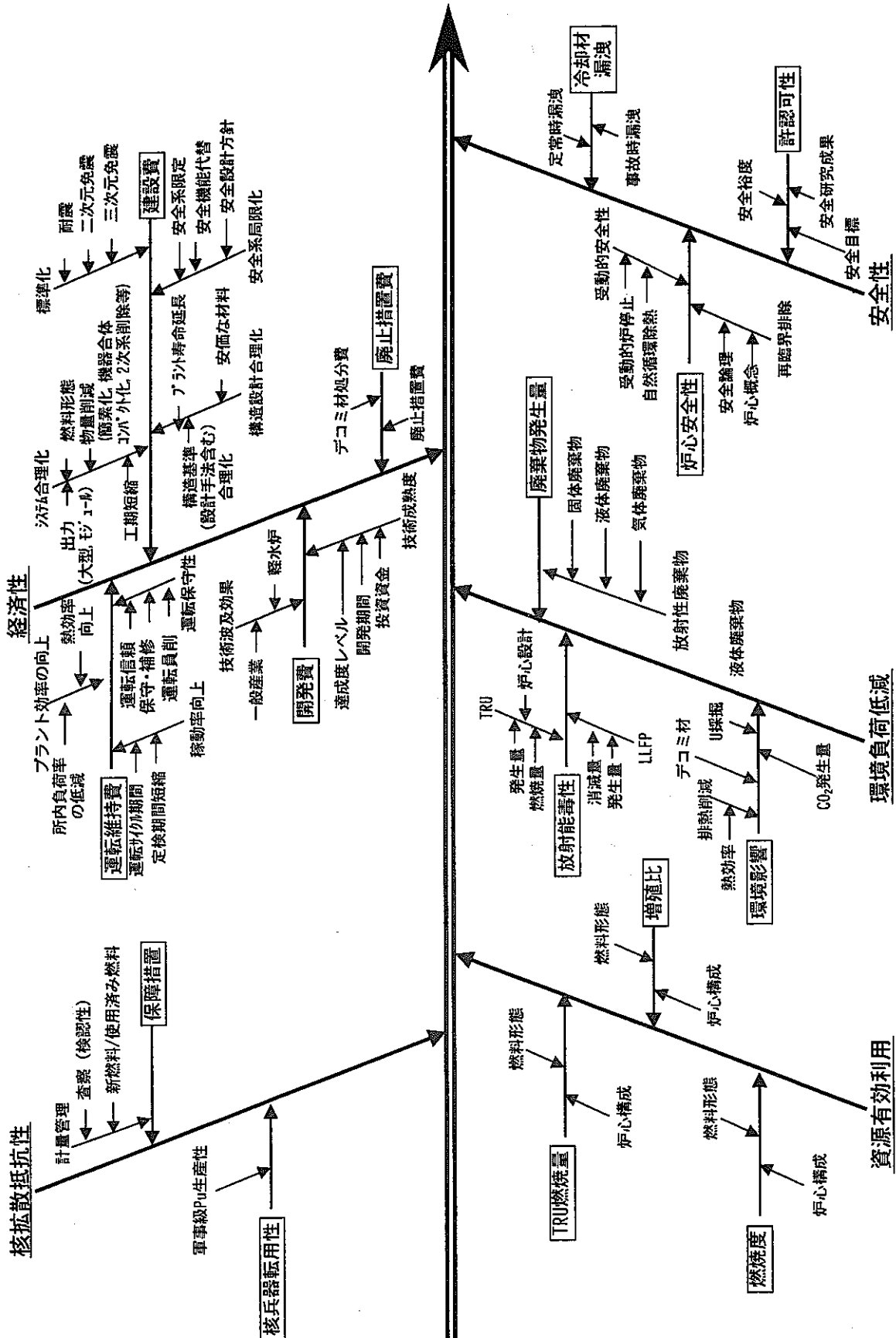


図4.2.2 魅力あるFBRシステムの實用化像の分析結果

魅力ある再処理システムの実用化像

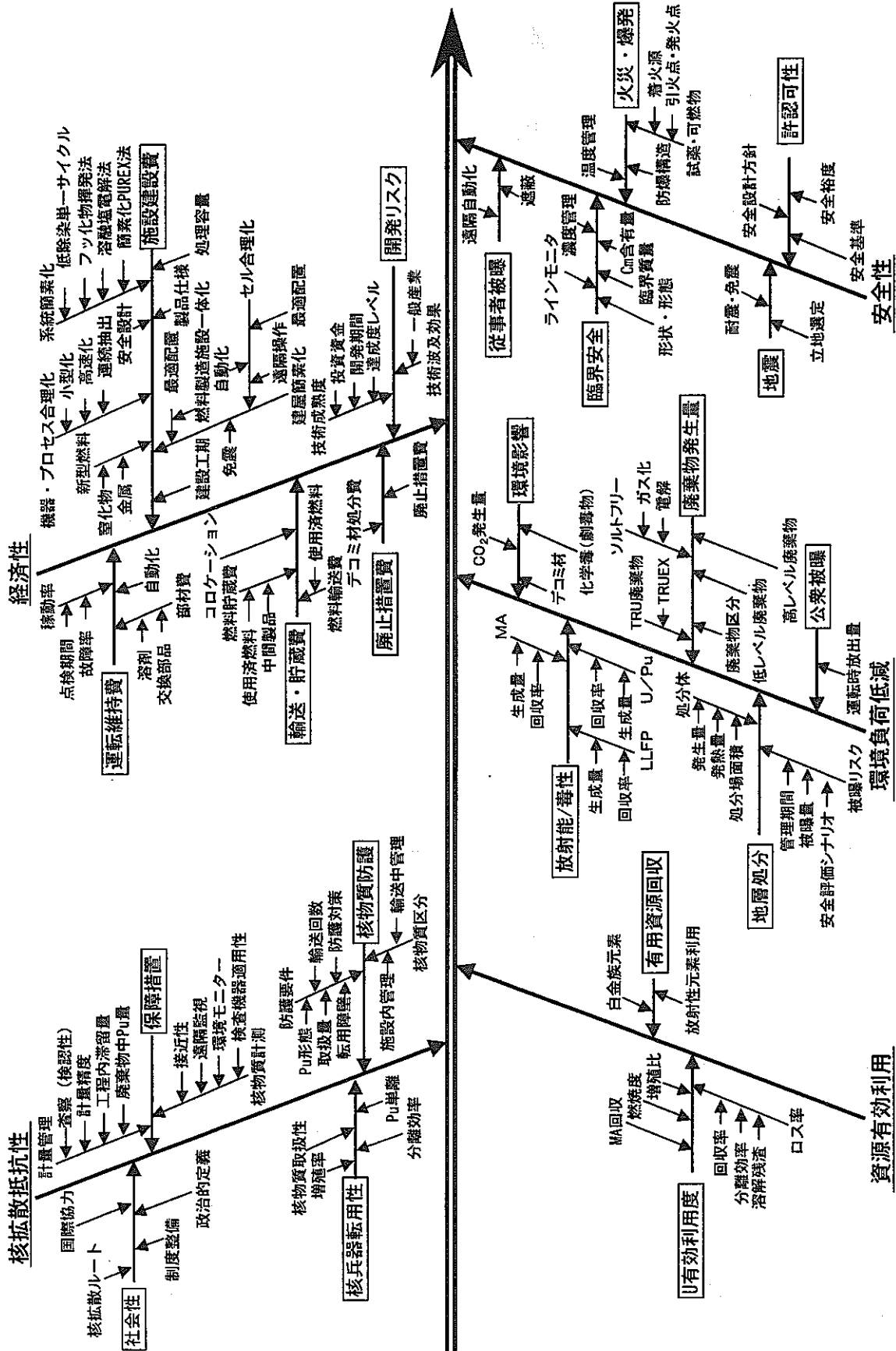


図4.2.3 魅力ある再処理システムの実用化像の分析結果

魅力ある燃料製造システムの実用化像

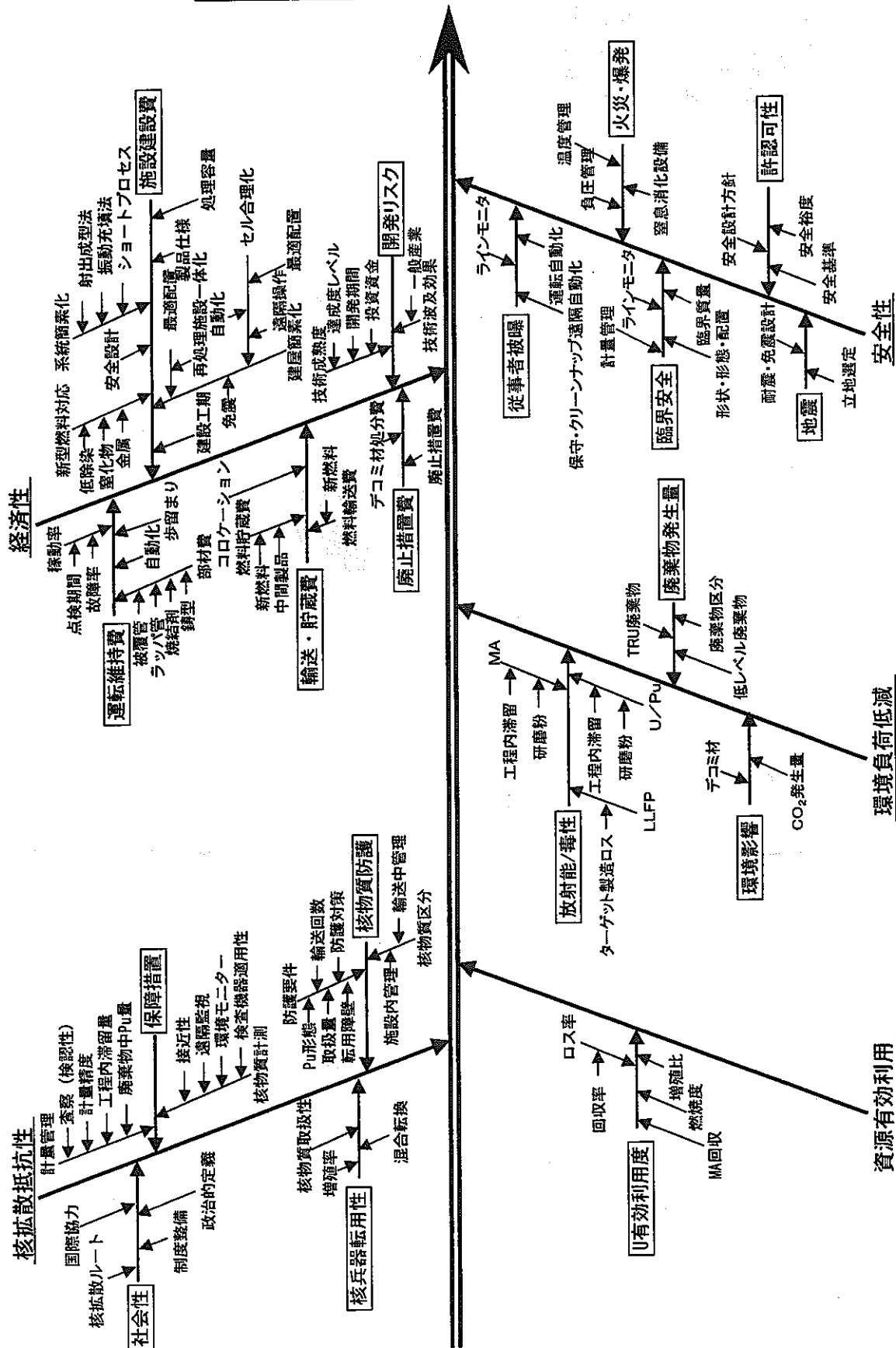


図4.2.4 魅力ある燃料製造システムの実用化像の分析結果



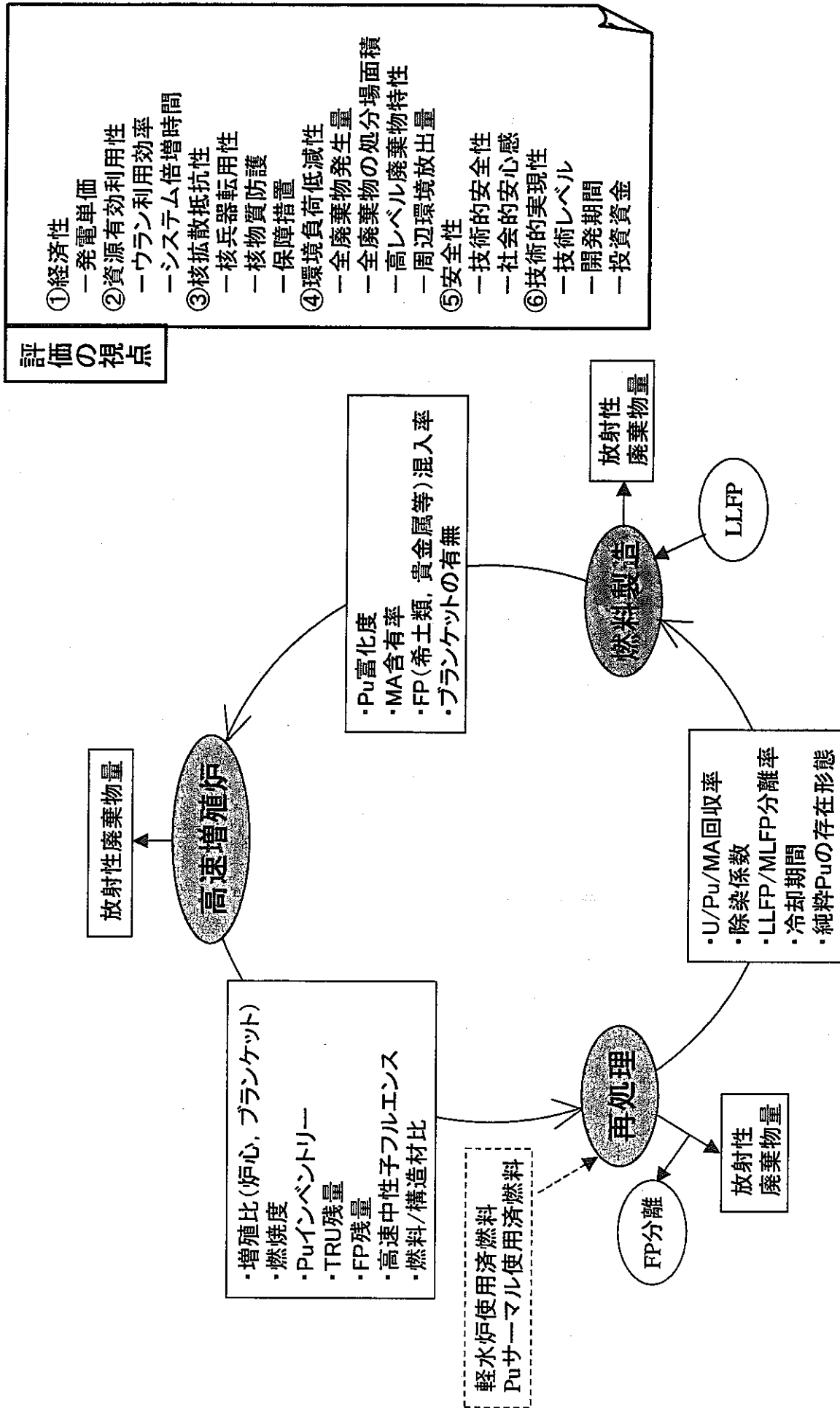


図4.2.5 FBRサイクルの整合性

### 3. 設計要求事項の検討

FBR サイクルを構成する要素である FBR システム、再処理システム及び燃料製造システムの各種基本概念を検討する際のベースとなる設計要求事項を、開発目標をもとに以下のように設定した。

なお、設計にあたっては、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、アイデア公募、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、自らの創意工夫を最大限発揮し、ブレークスルーを図ることとした。

#### 3.1 FBR システムの設計要求事項

##### (1) 設計要求事項

###### [安全性]

- ・適切な設計裕度・信頼性の確保によりプラントの異常状態の発生を防止するとともに、異常状態の区分に対応した適切な影響緩和方策を考慮した設計とする。
- ・炉心損傷発生頻度は  $10^{-6}/\text{ry}$  未満とし、炉心損傷を仮定した場合の影響緩和を考慮した設計とする。
- ・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でき事象終息が図れる設計とする。
- ・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（再臨界回避）とする。
- ・冷却材として化学的に活性な物質を使用する場合には、漏洩した場合の影響緩和を適切に行える設計とする。

###### [経済性]

- ・FBR サイクルの本格実用化段階で、建設費 20 万円/kWe を達成できることとする。
- ・燃焼度は 15 万 MWd/t 程度を目標とする。
- ・連続運転期間は 12～24 ヶ月程度を目標とする。
- ・稼働率は 90%程度を目標とする。
- ・プラント寿命は 40 年を目標とする。（ただし、60 年程度の寿命延長についても追求する。）
- ・建設工期は 50 ヶ月以内を目標とする。

###### [資源有効利用性]

- ・増殖炉心として、低増殖から高増殖まで柔軟的に対応できること。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 wt%/HM、MA 混入率 5 wt%/HM 程度まで）を装荷した

場合の影響について明らかにする。

- ・資源有効利用の観点から、TRU 燃料を経済的に燃焼できる範囲を明確にする。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併せて検討する。

#### [環境負荷低減性]

- ・長半減期 FP (I、Tc など) の核変換による経済的な放射能低減方策を検討する。
- ・環境負荷低減の観点から、TRU 燃料を経済的に燃焼できる範囲を明確にする。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併せて検討する。
- ・施設から発生する放射性廃棄物量の低減に配慮した設計とする。
- ・将来のプラント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い設計とする。

#### [核拡散抵抗性]

- ・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。
- ・低除染燃料（FP 混入率 2 wt%/HM、MA 混入率 5 wt%/HM 程度まで）等を適用できる炉心とする。
- ・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検討する。

#### [運転・保守・補修性]

- ・保守・補修を要する機器については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。
- ・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。

### 3.2 再処理システムの設計要求事項

#### (1) 検討にあたっての前提条件

再処理システムの各種基本概念の検討に当たっては、FBR サイクルを構成する FBR 及び燃料製造システムとの整合を図るため、以下の前提条件に基づくものとする。

#### [再処理能力]

- ・比較的小型でかつ経済性を確保できる規模の施設（50tHM/年）とスケール効果が把握できる比較的大型の施設（200tHM/年）の 2 ケースを検討する。

[受入れ使用済燃料]

- ・燃料の種類は酸化物燃料、金属燃料、窒化物燃料等とする。
- ・燃焼度は約 15 万 MWd/t (炉心平均) とする。
- ・冷却期間は炉取出し後 4 年冷却とする。

[FP 除染性能]

- ・FP 混入率は炉心性能に過大な影響を及ぼさないよう 2 wt%/HM を上回らないものとする。

[払出し再処理製品]

- ・燃料の種類は酸化物燃料、金属燃料、窒化物燃料等とする。
- ・FP 混入率は 2 wt%/HM 程度以下とする。

(2) 設計要求事項

[安全性]

- ・原則として、現行の再処理施設に適用される法令、規格、基準、指針類等に準拠した設計とするが、準拠できない場合は新たな規制概念の導入等により設計の妥当性を判断する。
- ・受動的な安全機能の導入や、運転操作の簡素化、自動化、運転制御系の高度化により安全裕度を高める設計とする。
- ・化学的に活性な物質、毒性の強い物質、高温下での物質の取り扱い等においては、その安全上の特徴に十分に配慮した設計とする。

[経済性]

- ・FBR の建設費が軽水炉並 (20 万円/kWe) を目標に開発が進められていることを踏まえ、単位発電量当たりの FBR の燃料サイクル費を軽水炉と比べて同等以下とすることとし、再処理単価 27 万円/kgHM 以下を目標とする。
- ・プロセスを出来るだけ簡素化し、また設備・機器をコンパクト化するとともに、再処理施設の建設期間の短縮化を図ることにより、建設費の削減を図る。
- ・遠隔・自動化、高速処理が可能で、機器故障率の十分低い設備・機器を備えた稼働率の高い再処理施設とする。
- ・プラント稼働率は、200 日/年程度を目標とする。

[資源有効利用性]

- ・各再処理方法の特徴を活かした回収ロス低減を図った再処理施設とする。
- ・ウラン、プルトニウムの回収率の向上 (99%~99.9% (暫定値) 程度を目安) を図った場合も検討する。
- ・システム倍増時間の短縮のため、冷却期間の短縮の可能性について検討する。

[環境負荷低減性]

- ・施設から発生する放射性廃棄物量の低減に配慮した設計とする。
- ・将来のプラント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い設計とする。
- ・工程改善を図った場合の MA 及び FP の分離・回収・リサイクル率向上の見通しとその経済性への影響を評価する。
- ・別途、軽水炉からの MA を FBR で燃焼した場合にも対応できるように、使用済燃料中へ 1 wt%/HM、2 wt%/HM 及び 5 wt%/HM の MA が混入した場合の影響についても評価する。

[核拡散抵抗性]

- ・各プロセスにおいて、純粋な Pu が単独に存在することがない設計とする。
- ・核物質防護及び保障措置の対応を考慮した設計とする。
- ・査察期間の短縮化と査察の合理化が図れる設計とする。

[運転・保守・補修性]

- ・保守・補修を要する機器について、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。
- ・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。

### 3.3 燃料製造システムの設計要求事項

#### (1) 検討にあたっての前提条件

燃料製造システムの各種基本概念の検討に当たっては、FBR サイクルを構成する FBR 及び再処理システムとの整合を図るため、以下の前提条件に基づくものとする。

[燃料製造能力]

- ・比較的小型でかつ経済性を確保できる規模の施設と（50tHM/年）とスケール効果が把握できる比較的大型の施設（200tHM/年）の 2 ケースを検討する。

[受入れ原料（再処理製品）]

- ・MA 混入率は、FBR 燃焼－再処理の多重サイクルを繰り返した場合に想定される 1 wt%/HM 程度を基本とする。
- ・FP 混入率は 2 wt%/HM 程度以下とする。
- ・冷却期間は炉取出し後 4 年冷却とする。

[払出し燃料]

- ・振動充填燃料（酸化物燃料及び窒化物燃料）、ペレット燃料（酸化物燃料及び窒化物燃料）、射出成型燃料（金属燃料）に関する、スミア密度、プルトニウム富化度、FP 混入率並びに燃料集合体使用及びボンド材等の製品仕様については、別途、FBR システム及び再処理システムとの整合を図りつつ設定する。
- ・FP 混入率は 2 wt%/HM 程度以下とする。

(2) 設計要求事項

[安全性]

- ・原則として、現行の再処理施設に適用される法令、規格、基準、指針類等に準拠した設計とするが、準拠できない場合は新たな規制概念の導入等により設計の妥当性を判断する。
- ・受動的安全機能の導入や、運転操作の簡素化、自動化、運転制御系の高度化により安全裕度を高める設計とする。
- ・化学的に活性な物質、毒性の強い物質、高温下での物質の取り扱い等においては、その安全上の特徴に十分に配慮した設計とする。

[経済性]

- ・FBR の建設費が軽水炉並（20 万円/kWe）を目標に開発が進められていることを踏まえ、単位発電量当たりの FBR の燃料サイクル費を軽水炉と比べて同等以下とすることとし、燃料製造単価 16 万円/kgHM 以下を目標とする。
- ・プロセスを出来るだけ簡素化し、また設備・機器をコンパクト化するとともに、再処理施設の建設期間の短縮化を図ることにより、建設費の削減を図る。
- ・遠隔・自動化、高速処理が可能で、機器故障率の十分低い設備・機器を備えた稼働率の高い再処理施設とする。
- ・プラント稼働率は、200 日/年程度を目標とする。

[資源有効利用性]

- ・各燃料製造方法の特徴を活かした回収ロスの低減を図った燃料製造施設とする。
- ・ウラン、プルトニウムの回収率の向上（99%～99.9%（暫定値）程度を目安）を図った場合も検討する。

[環境負荷低減性]

- ・施設から発生する放射性廃棄物量の低減に配慮した設計とする。
- ・将来のプラント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い設計とする。
- ・MA及びFPを含む燃料製造技術の成立性見通し及びその経済性への影響を

評価する。

- ・別途、軽水炉からの MA を FBR で燃焼する場合にも対応できるよう、燃料中へ 1 wt%/HM、2 wt%/HM 及び 5 wt%/HM の MA が混入した燃料の製造性を評価する。
- ・FP を充填したターゲット燃料の製造を検討する。

[核拡散抵抗性]

- ・各プロセスにおいて、純粋な Pu が単独に存在することがない設計とする。
- ・核物質防護及び保障措置の対応を考慮した設計とする。また、核物質の工程内滞留量を極力低減した設計とする。
- ・査察期間の短縮化と査察の合理化が図れる設計とする。

[運転・保守・補修性]

- ・保守・補修を要する機器について、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。
- ・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。

## 4. 評価手法の検討

実用化戦略調査研究で進めている魅力ある FBR サイクル像に対する判断材料を提供するために、開発目標として定めた「経済性」、「資源有効利用性」、「核拡散抵抗性」、「環境負荷低減性」及び「安全性」の視点に「技術的実現性」を加えた6つの視点に対する評価指標を設定し、技術レベルの異なる FBR サイクルの特性や達成度をできるだけ客観的かつ多面的に評価する手法を検討している。

設計目標の設定から、FBR システム及び燃料サイクルシステムの各候補技術の概念検討、技術評価指標の検討、総合評価を経て、実用化候補概念の抽出に至る検討のフローを図 4.4.1 に示す。

なお、本節の内容は、今後、「FBR サイクル総合評価技術検討会」等における外部の専門家・有識者等のコメントを反映して、適宜、見直していくこととしている。

### 4.1 評価指標と判断のめやす

#### (1) 評価指標の設定

技術的レベルの異なる種々の要素技術を組み合わせ、整合のとれた FBR サイクル体系を構築するには、まず個々のシステム要素技術に対する設計要求を満たすことを必要条件とした上で、上記の6つの視点に対する達成度を客観的に評価するためにそれぞれの視点に対する評価指標を設定した。評価指標の設定においては、できるだけ定量化に留意するとともに、指標に関連するパラメータを明示するために、評価指標を「一次指標」から「三次指標」にまで階層化した。

#### ① 経済性

経済性の一次指標は「発電単価」であり、これを「原子炉関連費」、「再処理費」、「燃料製造費」、「使用済燃料輸送費」等の二次指標に展開し、さらに「施設建設費」、「操業費」、「稼働率」及び「廃止措置費」等の三次指標に展開する。

#### ② 資源有効利用性

資源有効利用性の一次指標は、天然ウラン資源を何%程度利用できるかという定量指標「ウラン利用効率」と、単位期間内で燃料をどの程度利用できるのかを示すため FBR 1 基の運転で燃料の量を倍増するのに要する時間「システム倍増時間 (SDT: System Doubling Time)」の2つで構成する。なお、1 基の高速増殖炉が燃料を増殖した結果、増加した核分裂性物質の量が初装荷量に等しくなるのに要する時間が原子炉倍増時間 (RDT: Reactor Doubling Time) であり、核燃料サイクルを通した場合の倍増時間が SDT である。複数の FBR を運転した場合の倍増時間は複利システム倍増時間といい、SDT を 0.693 倍することにより算出される。

ウラン利用効率では、使用済燃料中の Pu 生成量の観点から「燃焼度」と、炉



以外の施設でのロスを少なくする観点から「製品移行率」を二次指標とする。

SDTでは、核分裂物質の増加量は核分裂物質の生成量と炉外で失われる量の差で表わされることから、その評価に必要な「稼働率」、「増殖比」、「製品移行率」及び「炉外サイクル時間（冷却期間、再処理時間等）」を二次指標とする。

### ③ 核拡散抵抗性

核拡散抵抗性の一次指標は、核物質自身の核兵器への転用技術難度を示す「核兵器転用性」、核物質がテロリスト等に渡らないよう防護するための保管・管理体制に関する「核物質防護」、並びに核物質管理の透明性や信頼性を確保するための査察体制や計量管理に関する「保障措置」の3つで構成する。

核兵器転用性では、放射性 $\gamma$ 核種や発熱性核種による被ばく線量や発熱量の存在に伴う「取扱困難性」と、核分裂性Puの濃度を制限することによる難臨界性、純度の高いPuに転換するための設備や技術工程の困難性により転用するために必要な期間の長期化等による「技術難易度」を二次指標とする。

核物質防護では、施設内及び輸送時のPuへのアクセスを制限するため、「施設内防護」、「輸送時取扱量」及び「輸送対策」を二次指標とする。

保障措置では、「査察頻度」、「査察期間」及びインベントリーの「査察精度（計量、分析精度）」を二次指標とする。

### ④ 環境負荷低減性

環境負荷低減性の一次指標は、FBRサイクルが地球環境に及ぼす影響を時間的、空間的及び生態学的に総合的に評価する観点から、「廃棄物発生量」、「廃棄物の処分場面積」、「高レベル廃棄物特性（核種移行量）」及び「周辺環境放出量」の4つで構成する。

廃棄物発生量及び廃棄物の処分場面積では、炉、再処理施設及び燃料製造施設からの放射性廃棄物発生量及び処分場面積を、それぞれ単位発電量あたりに規格化した数値を二次指標とする。

高レベル廃棄物特性では、高レベル廃液固化体の「潜在的毒性」、「放射エネルギー」及び「被ばく量」を二次指標とする。潜在的毒性については、現行軽水炉システムでは規制されていないが、核エネルギーを享受する現世代の次世代に対する責務感（廃棄物の処分にかかる将来世代の負担の軽減）と、分離変換技術の実用化までの進展に期待して、評価指標に加えた。

周辺環境放出量では、再処理工場等の「運転時放出放射エネルギー」と、NO<sub>x</sub>、塩素ガス、塩類など各施設からの「有害化学物質放出量」を二次指標とする。

### ⑤ 安全性

安全性の一次指標は、原子炉炉心の損傷を想定した場合における潜在的な再臨界の可能性の排除といった「技術的安全性」と、危機管理体制や従業員の教育訓

練等の制度や安全意識などの「社会的安心感」の2つで構成する。

技術的安全性では、炉に対しての「再臨界回避」及び「受動安全性（受動的な炉停止や自然循環による崩壊熱除去）」、並びにサイクル施設に対しての「臨界安全性」を二次指標とする。なお、これらに加えて火災・爆発、漏洩、耐震などは、基本的に安全審査及び工認審査時にクリアすべき要件であり、個々の施設設計に十分反映できていることを前提とする。

社会的安心感では、社会的安心感を向上させる観点から、事業者の「安全意識」及び「危機管理体制」、さらに「情報公開による透明性」を二次指標とする。しかしながら、これら社会科学的な要因はFBRサイクルの運用体制全体にかかる問題であり、候補概念の抽出において評価指標とするか否かは今後検討する余地がある。

#### ⑥ 技術的実現性

技術的実現性の一次指標は、評価対象の現状の「技術レベル」と、実用化までに要する「開発期間」及び「投資資金」の3つで構成する。

### (2) 判断のめやすの設定

FBRサイクル評価のために一次～三次まで階層化した評価指標と判断のめやす（暫定値）の検討例を表4.4.1に示す。以下に、枢要な評価指標に対する判断のめやすを設定した考え方を示す。

#### ① 経済性

原子力発電の発電単価は、図4.4.2に示すように、資本費（原子炉施設建設費）、運転費（原子炉操業費）及び燃料サイクル費からなる年間発電経費を年間発電量で除して得られる。

得られた発電単価を運開年に現在価値換算すると、耐用年平均発電単価として求めることができる。実用化戦略調査研究では、将来の軽水炉と同等の発電単価を目標とする。（中間報告書の段階では、炉建設費として20万円/kW、燃料製造単価として16万円/kgHM及び再処理単価として27万円/kgHMをめやすとし、発電単価のめやすは最終報告に向けて検討を進めることとする。）

#### ② 資源有効利用性

FBRサイクルにおけるウラン利用効率（ $U_F$ ）は燃焼度と、濃縮、再処理及び燃料製造の各工程でのサイクルロス率（ $=1 - \text{製品移行率}$ ）の和の関数であり、FBRサイクルで無限回のリサイクルを想定した場合の $U_F$ は、燃焼度に比例しサイクルロス率に反比例する。FBRの場合、燃焼度を15万MWd/t及びサイクルロス率を3%とすると $U_F$ は約70%程度であるが、サイクルロス率を設計要求の1%とすると $U_F$ は80%以上になる。

RDT は核分裂性物質の比出力に比例し増殖比に反比例する。SDT の計算では、再処理や燃料製造等のために核燃料が原子炉外にある期間（炉外サイクル時間）を考慮するので RDT より数年長くなる<sup>9)</sup>。増殖比約 1.2、取り出し平均燃焼度約 15 万 MWd/t、炉外サイクル時間 5 年とする評価条件では、SDT は約 50 年となる。

今後の課題として、燃料価値としては僅かではあるが、MA のリサイクルも考慮した評価式を検討する予定である。

### ③核拡散抵抗性

核兵器転用性の取扱困難性における核物質への接近の難度を示す「被ばく線量」は、IAEA の保障措置基準である 1 m の距離での線量当量として 1 Sv/h 以上をめやす値とする。「発熱量」は、燃焼度 8 万 MWd/t 程度の低除染再処理製品の発熱量（20W/kgHM）を暫定的なめやす値とする。

技術的難易度を表す「難臨界性」については、核分裂性 Pu / 総 Pu 量 (%) で、原子炉級は 80% 以下、兵器級は 90% 以上が周知であるので<sup>10)</sup>、これより使用済燃料及び Pu プロダクト中の核分裂性 Pu 比率は 80% 以下を難臨界性の判断のめやすとする。同様に、U-235 の濃縮度の判断のめやすは 20% 以下とする。

また、核兵器への「転用時間」については、一般的に用いられている以下の値を使用する。

- ・Pu、高濃縮 U：7～10 日程度
- ・PuO<sub>2</sub>、Pu(NO<sub>3</sub>)<sub>4</sub>、その他 Pu 化合物、MOX、スクラップ：1～3 週間程度
- ・使用済燃料：1～3 ヶ月程度

ただし、この値は Pu の形態（金属、溶液など）のみに纏わる評価であって、MA や FP の含有などにより転用時間が長期化すると考えられる効果は評価していない。今後、MA 含有燃料や低除染燃料に対する評価の考え方も検討する必要がある。

### ④環境負荷低減性

FBR サイクルにおける廃棄物発生量及び周辺環境放出量については、現時点で数値目標は存在しないので、ここでは商用大型軽水炉再処理工場における当該値を単位 HM 処理量当たり規格化した値を基準値とする（原子炉、再処理及び燃料製造からなるサイクル全体としての評価は単位発電量当たりで実施する）。

廃棄物発生量低減の判断のめやすとしては、現行技術の適用による COGEMA UP3 プラントにおける総廃棄物低減実績 [1 (1980 年設計時) → 約 1/3 (1995 年) → 約 1/10 (2000 年)]<sup>11)</sup> から、1/10 を判断のめやす値として設定する。なお、高レベル濃縮廃液量及び固化体量については、BNFL THORP プラントの報告値<sup>12)</sup> によれば、これまでに 1/3 程度の低減実績が報告されている。

高レベル廃棄物の潜在的放射性毒性については、処分開始から 1000 年後に現行分離変換技術を適用しない場合に比べて、毒性を約 1/100 に低減させることをめやすとした。これは、現状（長寿命核種の分離変換なし）の核種移行率（FP、MA：100%、U及びPu：0.5%）を参考に、JNCにおける研究実績や COGEMA UP3 プラントの実績値（U及びPuで 0.12%）<sup>13)</sup>等を考慮して、TRU 核種の移行率として最大で 0.1%を想定することに相当する。

#### ⑤安全性

技術的安全性は技術システムに固有であるが、所定の安全基準を満足するためにシステムの特性に応じた安全保護設備が設置されるなど、基本的には経済性評価で考慮済みの指標とも考えられる。

一方、社会的安心感は公開情報の透明性、危機管理システム及び従業員、管理職の安全意識レベル等、個々の技術システムには依存しない性格のものと、冷却材の化学的安定性などに対するような漠然とした不安感のようなものがある。

技術的安全性と社会的安心感に対する評価の取り扱いは今後の課題として検討する必要がある。

#### ⑥技術的実現性

技術的実現性は、現状の技術レベルから実用化までの開発期間及び投資資金で定量評価する。FBR サイクルの技術レベルは各要素技術毎に、それぞれ基礎研究レベル、工学試験レベル及び実用化レベルの 3 段階に分類する。

実用化のための資金投入量については、現状の原子力政策の動向及び将来のエネルギー市場形成時期の不確実さからすると、定量的基準値（例えば消費税率）は設定は難しい。また、従来の日本型意思決定システムにおいては過去の実績から大きく逸脱する資金量を期待することも現実的でない。

## 4.2 評価手法

本研究における FBR サイクルの候補概念の特徴は、対象とする候補の技術レベルが、「基礎研究段階」、「工学試験段階」および「実用化段階」と多様なレベルにあることである。このため、評価値の不確定幅には大きなバラツキが存在するものと考えられる。また、評価指標についても、経済性のように定量化が可能な指標と、安全性のように定量化が困難な指標とが混在している。

そこで、FBR サイクルとしての総合的な評価手法としては、定量評価と定性的な相対評価とを組み合わせた方法などを採用するとともに、評価の結果について対外的な理解が得られるよう、評価指標に基づいて多面的な視点から評価する手法を検討している。この際、各評価指標は相互に関連し合っていることを認識した上で、各指標の重みを考慮した評価手法の検討を進める必要がある。

なお、評価手法による相対的な順位付けは、実用化候補概念の検討に際しての判断材料の1つであるが、できるだけ客観性を確保することにより、技術的判断に定量的な尺度を与えるという点で有効と考えられる。

#### 4.3 今後の計画

2000年度は、各候補技術に対して評価指標を適用して定量化し、個別の評価指標に対する達成度を評価するとともに、開発目標及び設計要求に対する満足度等を総合的に判断して、実用化候補概念の抽出を行う。この際、「安全性」は大前提とし、「資源有効利用性」、「環境負荷低減性」、「核拡散抵抗性」の各指標は、「経済性」と相互に関連することを認識した上で、検討を進める。

評価手法については、フェーズⅡにおける実用化候補概念の絞り込みを行う際の1つの判断材料として活用することとし、フェーズⅠでは、評価指標の感度解析を行い、現在検討している評価手法の適用性を確認する。

表4.4.1 評価指標の検討例

評価の視点	評価指標			判断のめやす(暫定値)
	一次指標	二次指標	三次指標	
経済性	発電単価	原子炉関連費 原子炉建設費 運転維持費 稼働率 プラント効率 燃焼度 廃止措置費 業務分担費 施設建設費 操業費 稼働率 廃止措置費 施設建設費 操業費 稼働率 廃止措置費 使用済燃料輸送費 廃棄物処分費	原子炉建設費 運転維持費 稼働率 プラント効率 燃焼度 廃止措置費 業務分担費 施設建設費 操業費 稼働率 廃止措置費 施設建設費 操業費 稼働率 廃止措置費	20万円/kWe 90%程度 軽水炉以上 (所内負荷率、熱効率) 15万MWd/t 一般管理費、税金等 27万円/kgHM 200日/年 16万円/kgHM 200日/年
安全性	技術的安全性	再臨界回避 受動安全性 臨界安全性	核的制限 臨界検知	同時代の軽水炉サイクルと同等またはそれ以上
	社会的安心感	安全意識 危機管理 情報公開	意識改革 教育訓練 法制整備 組織体制整備 通報選抜体制確立 透明性 第三者入検査	
資源有効利用性	ウラン利用率	燃焼度 製品移行率	再処理 燃料製造	80%以上 15万MWd/t程度 (炉心燃料取り出し平均) 99~99.9% 99~99.8% 30~50年 90%程度 1.0~1.3 99~99.9% 5年
	システム倍増時間	稼働率 増殖比 製品移行率 炉外サイクル時間		

評価の視点	評価指標			判断のめやす(暫定値)
	一次指標	二次指標	三次指標	
環境負荷低減性	全廃棄物発生量 原子炉 再処理 燃料製造	高βγ廃棄物 低レベル廃棄物 高レベル固化体 TRU深地層並 TRU高βγ並 TRU低レベル並 低レベル廃棄物 TRU深地層並 TRU高βγ並 TRU低レベル並 低レベル廃棄物	高βγ廃棄物 低レベル廃棄物 高レベル固化体 TRU深地層並 TRU高βγ並 TRU低レベル並 低レベル廃棄物 TRU深地層並 TRU高βγ並 TRU低レベル並 低レベル廃棄物	*1に同じ *2に同じ *3に同じ
	全廃棄物の処分場面積 原子炉 再処理 燃料製造 高レベル廃棄物特性 (TRU深地層並含む)	潜在的毒性(ALI) 放射線量(Gi) 振ばく量(Sv/年)	潜在的毒性(ALI) 放射線量(Gi) 振ばく量(Sv/年)	
	周辺環境放出量	運転時放出放射線量 有害化学物質	大気放出量 海洋放出量 NOx CO2 燃素ガス フッ素ガス 塩、重金属等	
	核兵器転用性	核拡散抵抗性	取扱困難性 技術難易度	放射性及び発熱性核種の添加(MA:1~5wt%/HM またはFP:2wt%/HM以内) 20W/kgHM 1mで1Sv/h程度 核分裂性Pu比率80%以下
	核物質防護		施設内防護 輸送時取捨量 輸送対策	発熱量 核ばく線量 難燃性 起用時間
	保障措置		査察頻度 査察期間 査察精度	
	技術レベル 開発期間(年) 投資資金(円/年)	技術的実現性	計量・分析精度 接近性	基礎研究、工学試験、実用化 実用化までに要する開発期間 年間当り研究開発予算

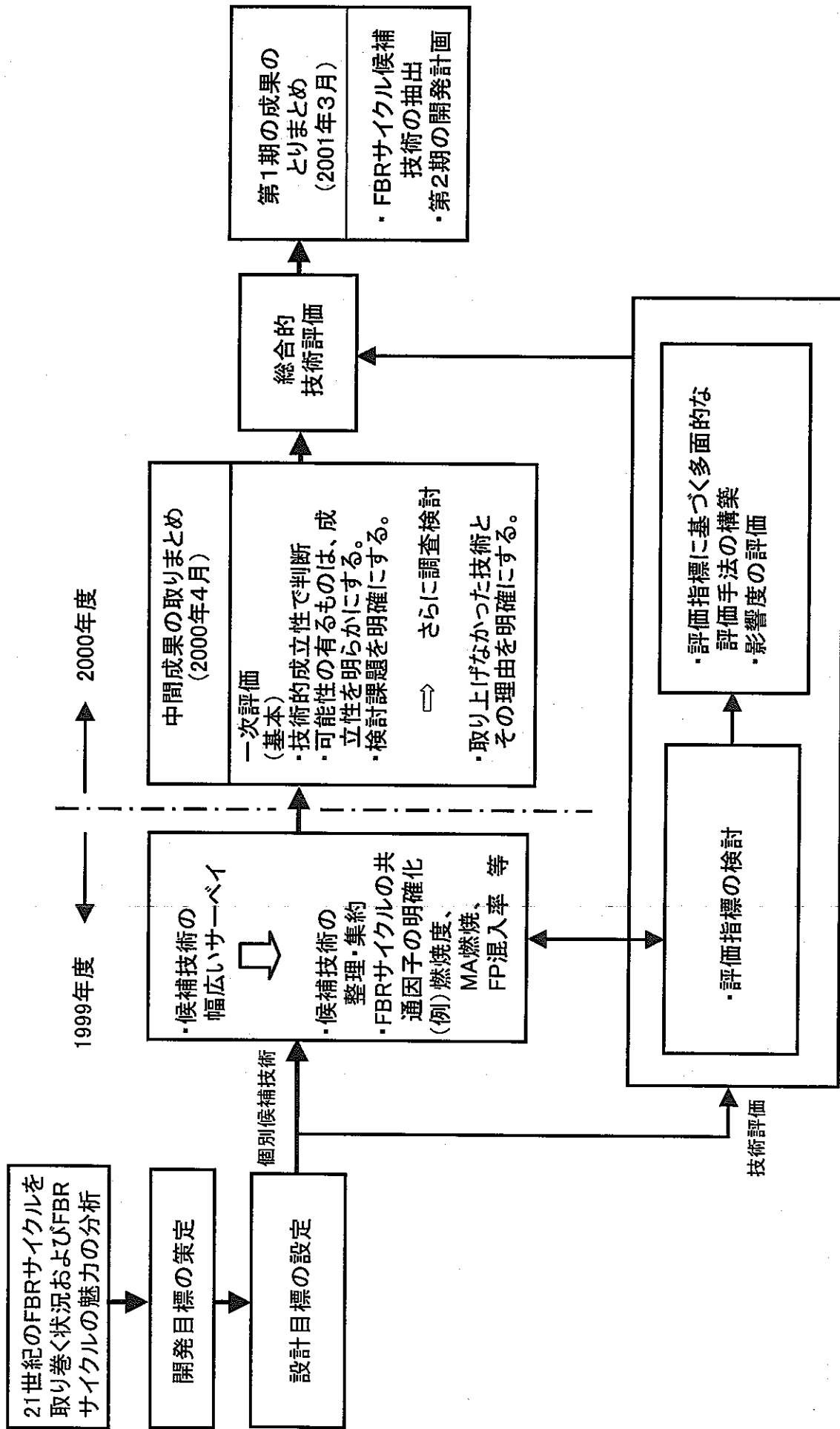


図4.4.1 FBRサイクル技術の評価

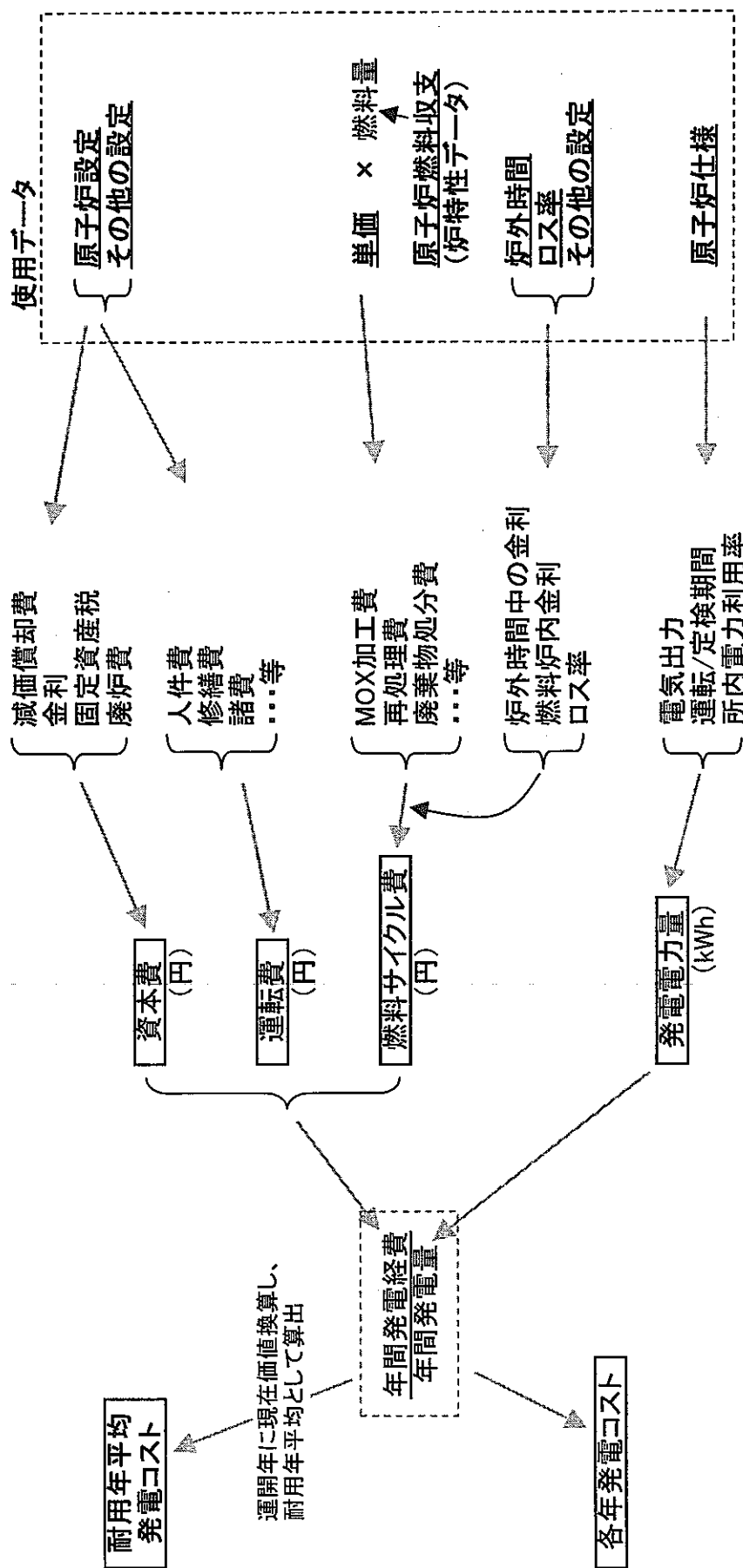


図4.4.2 発電単価の構成



[参考文献]

- 1) 総合エネルギー調査会、長期エネルギー需給見通し、1998年
- 2) WEC/IIASA, Global Energy Perspective, 1998
- 3) Oil & Gas Journal, 1997
- 4) 世界エネルギー会議、1995
- 5) OECD/NEA, IAEA「Uranium」(通称レッドブック)、1997
- 6) 資源エネルギー庁長官官房企画調査課編、総合エネルギー統計 平成11年度版
- 7) 魚谷、海水ウラン捕集コスト評価と今後の開発課題、電中研報告書、1999年6月
- 8) 加藤等、海水ウラン回収プラントの概念設計、火力原子力発電、1999年1月
- 9) Walter Reynolds, *Fast Breeder Reactors*, pp237-240, ISBN 0-08-25983-9 Pergamon Press(1991)
- 10) JEAN-Louis RICAUD, National and International Efforts for Safe and Secured Management of Plutonium (OHP), Global'97, Yokohama (1997)
- 11) P.Pradel, et al., Waste Minimization in Modern Reprocessing Plants at LA HAGUE, Proc.Global'95 vo.1, pp716-725 (1995)
- 12) S. E. Ion, Advances in Reprocessing Technology to Minimize Nuclear Fuel Waste, 7<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering, Tokyo, Japan (1995)
- 13) Back End Management-The COGEMA Answer-(OHP), Global'95(1995)

## 第5章 FBRシステムの検討

### 1. 既往研究例及びシーズ技術の調査

#### 1.1 既往研究例の調査

実用化戦略調査研究を構築するにあたって、冷却材及び燃料形態の組み合わせについて、国内外の FBR システムのこれまでの既往の設計及び設計研究例を幅広くサーベイし、それらのプラント概念について分析した。調査範囲について、表 5.1.1 に示す。

##### (1) プラントシステムについて

これらの既往研究例に関する調査・分析を通じて、冷却材毎のプラント設計例を整理すると表 5.1.2 となる。この概要は以下の通りである。

##### (i) ナトリウム冷却大型炉

ナトリウム冷却大型炉に関しては、我が国を含む世界各国で種々の実機の運転、設計及び設計研究が実施されている。その結果、プラント設計等に関する豊富な知見が蓄積されており、技術的成立性に係る課題は概ね克服されている。実用化に向けた課題は、軽水炉に競合し得る経済性の向上と、ナトリウム機器・設備の保守・補修性にあると考えられる。

##### (ii) ナトリウム冷却中小型モジュール炉

米国 GE 社の「S-PRISM」概念は、標準化・モジュール化による習熟効果活用、安全系局限化による系統簡素化、工場生産範囲の拡大による工期短縮等により、軽水炉に比肩し得る経済性向上のポテンシャルがある。ここで考案されている経済性向上に係る種々の方策は、他の炉型へも適用可能な方策と考えられる。また、電中研で検討された「4S 炉」概念に関しては、メンテナンスフリーを目指して、反射体駆動を用いた長尺炉心による長期運転化及び一体交換型炉心等の種々の方策が採用されている。

##### (iii) 重金属冷却大型炉

重金属である鉛を冷却材とした高速炉概念には、ロシア・エネルギー技術開発研究所(RDIPE)で検討されている鉛ボンド材を用いた窒化物燃料、ボンド型炉容器等を特徴とした「BREST-300 及び 1200」概念（それぞれ出力 30 万 kWe 及び 120 万 kWe）がある。

##### (iv) 重金属冷却中小型モジュール炉

鉛ビスマス(Pb-Bi)を冷却材とする中小型炉の概念としては、ロシア・オブニンスク物理エネルギー研究所(IPPE)検討の小型炉の「SVBR-75」概念、及び米国

NERI プログラムで採用された「STAR:ENHS」概念等がある。「SVBR-75」概念は、ロシアでの原子力潜水艦で使用された Pb-Bi 炉の設計・運転経験が活かされており、出力規模にも自由度があることから、モジュール炉及び多目的小型炉を検討していく上で参考となる。「STAR:ENHS」概念は NERI プログラムによる検討が緒についたところであり、今後研究の進展をフォローする。

(v) 水冷却炉

軽水及び重水を用いた増殖炉概念は、日本原子力研究所で検討中の「低減速スペクトル炉心」概念があり、これらの概念は現在の軽水炉システム構成をベースに、炉心の稠密化を図り、増殖性を確保するものである。東京大学で検討が進められている超臨界圧水を冷却材とする「SCFBR」概念は、超臨界圧水の特長を用いて軽水炉以上の高温・高効率の達成と直接サイクルによるコンパクトなシステム構成によるコストダウンをねらい、稠密炉心で増殖性確保を図る概念である。これら水冷却炉では、稠密格子となる燃料の健全性、炉心安全性確保の検討が重要である。

(vi) 炭酸ガス冷却大型炉

英国 BNFL 及び NNC で設計検討が進められている「ETGBR」概念は、実用化したガス冷却熱中性子炉「AGR」のプラント技術と、ナトリウム冷却 FBR 炉心で開発された炉心燃料材料技術を組み合わせ、開発要素の少ない大型高速炉概念である。炉心、熱交換器、循環器、プレストレストコンクリート型原子炉容器(PCR)などの大型機器・構造物の成立性ととも、炉心稠密化による炉心安全性と増殖性能のバランスが重要である。

(vii) ヘリウム冷却蒸気タービン発電炉

ヘリウムを冷却材とし、ピン型燃料、蒸気タービンによる発電システムをもつ高速炉概念としては、欧州 GBRA の「GBR-4」概念がある。「GBR-4」概念はベント型燃料を採用した炉心と、9MPa の圧力で大型の原子炉容器を成立させるために厚肉の PCR が特徴である。しかし、ベント型燃料の成立性に課題があるとともに、厚肉 PCR の大型化に限界があるために出力規模が制約される。

(viii) ヘリウム冷却ガスタービン発電炉

ヘリウムを冷却材として、被覆粒子燃料、比較的高温の運転温度によるガスタービン直接サイクル発電を特徴とする概念で、米・露・仏で検討している高速炉の「GT-MHR」概念と、熱中性子炉ではあるが、経済性向上策に特徴を有する南アフリカ ESKOM 社で検討している「PBMR」概念について調査した。その結果、被覆粒子燃料とガスタービン直接サイクル発電の組合せは、システム簡素化による経済性向上の可能性を有する概念と考えられる。

## (ix) 液体燃料炉

液体燃料(熔融塩等)を用いる原子炉概念としては「MSBR」等の例があるが、全て Th 系の燃料を用いる熱中性子炉である。実用化戦略調査研究では U-Pu サイクルを基本とした高速増殖炉を対象とすることから、液体燃料としては 3 塩化物熔融塩炉を検討することとした。

## (2) 炉心燃料(燃料形態)について

燃料形態及び炉心設計の観点から既往設計例を整理した結果を表 5.1.3 に示す。

## (i) ナトリウム冷却炉心

FBR の燃料形態は、その開発当初、英国及び米国においてウラン-Cr 合金、Pu-Fe 合金、ウラン-Mo 合金等の金属燃料が採用された。その後、英国の原型炉「PFR」、米国実験炉「SEFOR」、「FFTF」、原型炉クリンチリバー計画(CRBRP)、独逸「SNR-300」概念、我が国の実験炉「常陽」等において、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を中心に開発が進められた。CRBRP 計画では、仮想的な炉心崩壊事故(CDA)時の即発臨界からの機械エネルギー放出を緩和するために、ボイド反応度を低減した非均質炉心の設計検討が行われた。これと並行して、米国のメーカ各社を中心に、出力 50 万～100 万 kWe 級の大型炉心の設計検討もなされた。

CRBRP 計画中止後、アルゴンヌ国立研究所(ANL)を中心に、金属燃料と被覆管との共晶問題を緩和する U-Pu-Zr 三元合金を用いた金属燃料の研究開発が進められた。ここでは、モジュール化及び再処理施設との併設(コロケーション)したシステム概念である「IFR」概念が提案されるとともに、米国 GE 社やロックウエルインターナショナル社等が、モジュール効果による経済性向上と炉心・機器の大型化に伴う開発要素を少なくした中小型モジュール炉「PRISM」(原子炉単基出力 13.5 万 kWe)や「SAFR」(原子炉単基出力 30 万 kWe)の設計提案がなされた。

一方、我が国をはじめ欧露では、炉心大型化の方向で検討が継続され、60 万 kWe 級実証炉、100 万～150 万 kWe 級実用炉として、大型酸化物燃料炉心の設計検討が行われてきた。この一方、仏露を中心に、将来に向けた、より高性能な燃料形態として窒化物燃料の基礎的な研究開発が始められた。

米独日の原型炉までの設計では、仮想的な CDA 時の起因過程において正のボイド反応度効果を保守的に想定し、これによる即発臨界超過からの機械的エネルギー放出量を評価し、この機械的及び熱的影響を炉容器及び格納容器内に閉じ込

める設計とし、安全審査事項としてきた。そこでは、炉内試験装置「TREAT」、  
「ACRR」等による試験データ、炉外試験による溶融燃料挙動、ナトリウムと溶  
融燃料との熱的相互作用(FCI)等に関する知見をベースとして、米国 ANL 及びロ  
スアラモス国立研究所(LANL)で SAS、SIMMER 等の CDA 解析コードの開発が  
行われた。仏国では、「SPX」大型炉心での CDA 起因過程評価を独国との協力で  
行い、放出エネルギー評価と炉上部へのトップドーム設置等の必要な設計対策の  
有効性を確認している。

欧州統合炉「EFR」や我が国の実証炉等、酸化物燃料を採用した近年の炉心設  
計例では、仏国「CABRI」炉内試験装置を用いて取得された酸化物燃料の燃料破  
損挙動に関する試験データの充実と CDA 解析技術の高度化が進められた。この  
現象理解の進展により、起因過程の冷却材沸騰による正のボイド反応度効果等  
によって即発臨界を超過することがないように、炉心有効高さを制限した炉心体系の  
扁平化によりボイド反応度を約 6 \$ 以下にする設計がなされるようになった。起  
因過程に続く遷移過程の CDA 事象推移については、溶融プールの安定性、運動  
による再臨界の可能性について検討が行われ、溶融燃料の再臨界性の観点から保  
守的な条件下での即発臨界超過による放出機械エネルギーを評価し、その影響を  
炉容器で収納する設計対策が講じられている。

我が国の実証炉では、エネルギー放出による機械的影響を炉容器内に収納でき  
るように、耐衝撃設計及び炉上部プラグ構造にナトリウム噴出防止対策が取られ、  
CDA の影響が格納容器に及ばない対策が行われた。欧州「EFR」では、炉内構  
造物の変形によるエネルギー吸収効果を考慮した耐衝撃設計と、鋼製トップド  
ームを設置して炉上部から噴出するナトリウムを収納する対策がとられた。この対  
策により、我が国の実証炉等で検討されてきたガードベッセル及び炉上部の全体  
を収納するリークタイト構造の格納施設を設けず、ガードベッセル及びトップド  
ームを格納施設境界として、これらを収納する建屋を簡素化する設計合理化が行  
われた。

一方、米国の金属燃料炉心では、CDA の代表事象である流量喪失型スクラム失  
敗事象(ATWS/ULOF)を仮定しても、炉心の径方向膨張などの受動的な負の反  
応度効果によって炉心損傷を防止できる可能性があることから、酸化物燃料炉心  
の安全設計で考慮されてきた CDA 対策は不要との主張がなされた。当時の  
「PRISM」設計では、ULOF 時の炉心冷却材温度上昇に伴って生じる炉心燃料  
集合体の径方向膨張効果に期待して受動的炉停止が可能としていたが、NRC より  
現象の不確かさと試験データによる検証性が乏しいこと等の理由から、確実な負  
の反応度投入効果に期待できるガス膨張機構(GEM)が導入された。また、このよ  
うな受動的な炉停止機構が導入され炉心損傷の防止能力が高められても、高速炉

の炉心燃料は大規模に溶融した場合に再臨界に至る可能性があることを考慮して、CDA 評価とその影響緩和対策を講じることが求められた。

米国の金属燃料の研究開発では、安全性試験炉「TREAT」を用いて、金属燃料ピンの破損後燃料挙動に関する試験研究や酸化物燃料で開発された起因過程解析コード SAS に、金属燃料データや物理モデルを加える整備も進められたが、酸化物燃料と同様に CDA 事象推移の全般を評価できるまで知見が充実していないために、「PRISM」では保守的な手法であるベータタイト型評価手法で放出機械エネルギーを算定し、その影響を炉容器及びトップドームで収納する対策が講じられた。

なお、ロシアの炉心設計においては、近年 IAEA の活動の一環で、欧日の協力を得て CDA 起因過程評価が進められている状態で、これまでの設計では CDA 対策について検討されていない。

酸化物燃料の炉心設計を制約する安全要求として、上述した CDA 対策とともに、設計基準事象 (DBE) で想定する反応度挿入事象(制御棒誤引き抜き等)において、燃料ペレットの中心溶融に至らないように設計するか、燃料破損に至らない部分溶融を許容する設計の 2 つがある。これまで我が国では、DBE 時の燃料溶融や燃料破損を許容しない保守的な設計が行われ、中実ペレットでの最大線出力を 400W/cm 程度に制限してきた。近年、ペレット中心温度を低減できる中空ペレット燃料の研究開発が進み破損に対する裕度が定量化されてきた。また、仏国「SPX」では中空ペレット燃料が既に採用・実用化されており、中空ペレットでは最大線出力を 450W/cm 程度まで高められる。

高速炉の炉心性能に関しては、安全要求を満たす範囲で、燃焼度、炉心出口温度、運転サイクル長さ、増殖比等について検討されてきている。全体的な傾向を見ると、ペレットの太径化により炉心燃料体積比を増加させ、炉心内の重金属密度を高める設計が指向されている。また、運転サイクル期間の長期化よりも燃焼度を増加させる方向性が指向され、炉心平均取出燃焼度の目標は 12 万～15 万 MWd/t 程度となっている。更に、従来の増殖比増大及び倍増時間短縮を指向した設計だけでなく、炉心での高い内部転換を利用して燃焼反応度を小さくし、かつ、燃焼度を上げて運転サイクル期間を長期化した炉心設計が行われ、高速炉の炉心性能について幅広い検討がなされてきている。なお、原子炉出口温度については、酸化物燃料で 550℃(燃料被覆管最高温度 700℃)、金属燃料で 510℃(同 650℃)を目指した設計が行われている。

## (ii) 重金属冷却炉

旧ソ連ではナトリウム冷却の「BN-350」、「BN-600」に代表される FBR 設計

が行われるとともに、原子力潜水艦の駆動源として適用された重金属冷却の検討も行われた。重金属冷却では鉛あるいは鉛ビスマスの高速中性子の反射効果が大きいことを利用するとともに、重金属密度の高い窒化物燃料を用いることにより燃焼反応度を抑制して、余剰反応度の極小化による安全性の向上をねらうこと、核分裂生成物 (FP) のみを抽出し、劣化ウランを追加する簡易燃料サイクルと組み合わせた概念についても検討されている。このため、鉛あるいは鉛ビスマス冷却炉の設計例では、増殖性能について検討した報告例はない。鉛あるいは鉛ビスマス冷却炉では、燃料被覆管の腐食抑制及び循環ポンプインペラの腐食抑制等のために、流速及び炉心圧損を小さくする必要がある。このため、燃料ピン間隔を拡大させる必要があり、炉心燃料体積比はナトリウム冷却よりも低下する可能性がある。

また、燃料破損挙動については、試験データが皆無であり、CDA 時に冷却材中に分散冷却された熔融燃料が、その密度差により冷却材上方に分散浮遊し、燃料集中から再臨界に至る可能性はないと判断できる根拠はない。すなわち、炉心損傷時には熔融燃料は 3000℃ 以上となり、鉛及び鉛ビスマスの沸点 (それぞれ大気圧で 1737℃、1670℃) を大きく越えるため、熔融燃料周辺の冷却材が沸騰・蒸発しボイド空間が形成され、その空間での燃料集中の可能性や、冷却材でクエンチされデブリ化した燃料密度が温度条件によっては冷却材密度よりも大きくなること等が考えられる。

### (iii) ガス冷却炉

ガス冷却では、ボイド反応度制限がないことから、ナトリウム冷却に比べ炉心有効長を大きく取れること、炉心内でのスペクトルが硬いため、炉心性能を向上させられる可能性がある。その一方で、比出力が小さく Pu インベントリーがナトリウム冷却炉心よりも 20% 程度増加することが増殖比や倍增時間に与える影響の定量化が必要である。さらに炭酸ガス冷却の場合には、被覆管などの炉心構造材料の腐食影響の評価、被覆管と冷却材の温度差がナトリウム冷却に比べ数十℃高くなるために、ナトリウム冷却と同じ被覆管材料の温度条件とすると、炉心出口温度は数十℃低下させる必要がある。

また、冷却材を加圧する必要があるため(炭酸ガス炉で 4MPa、ヘリウムガス炉で 9 MPa ~12 MPa)、配管破損などによる減圧事故を想定すると、炉心冷却性の確保上、炉心稠密化を制限する必要があり、炉心燃料体積比が減少する可能性がある。さらに、CDA 時の熔融燃料の冷却方策(コアキャッチャーの設置)を具体化する必要がある。

### (iv) 水冷却炉

水冷却では、配管破断からの冷却材喪失事故時の炉心冷却性と整合する稠密炉心での増殖性能、この稠密炉心燃料の機械的健全性、増殖性を確保するためには燃焼度が5万 MWd/t 程度しか達成できないこと、CDA に至る代表事象の特定数と受動的安全機構の必要性、CDA 時の再臨界発生可能性と再臨界回避方策の必要性等について検討する必要がある。

## 1.2 シーズ技術の調査

国内外の設計メーカ各社からの提案、国内外の研究機関、大学、専門家等からのアイデア公募、JNC の連合体内部でのアイデア提案・検討により、シーズ技術を抽出した。

シーズ技術の抽出にあたっては、各冷却材ごとに開発目標を満足させるための検討すべき事項を整理し、設計メーカ提案には、コスト評価を含む概念設計の検討を、アイデア公募には、先行事例のない革新的なアイデアを期待した。また、JNC 内では、「常陽」「もんじゅ」の設計・運転実績、原電の実証炉設計検討、電力の軽水炉コストダウン方策、電中研の金属燃料、乾式再処理設計検討実績、原研での窒化物燃料、高温ガス炉及び低減速スペクトル炉の研究開発実績等を実用化戦略調査研究に反映するよう努めた。

### (1) 設計メーカ提案

国内外の設計メーカ各社からの提案にあたっては、様々な冷却材の炉型に対し共通の設計ベースとすべく「高速増殖炉の概念検討における設計要求」事項を提示し、魅力ある概念の追求のため、メーカー間の競争意識を引き出すコンペ方式とした。その結果、合計 20 件のメーカ提案があり、各冷却材ごとに、大型、中型・小型モジュール炉等の出力規模をも加味して、表 5.1.4 のように選定した。

### (2) アイデア公募

アイデア公募については、国内外の大学、研究機関、メーカ等を対象に、FBR サイクルの分野で、従来の発想にとらわれない柔軟な発想により、経済性、資源有効利用性、環境保全性、核拡散抵抗性の面で飛躍的な向上への貢献が期待される革新的な FBR サイクルに関するシステム概念、または要素技術の概念についてアイデアを募集した。

その結果、FBR サイクル 71 件の応募のうち、FBR システム関係では合計 51 件あった。その内訳は、国内の大学、企業から 32 件、国外からは、米国からアルゴンヌ研究所他から 15 件、ロシアの研究所から 3 件、英国から 1 件であった。

応募されたアイデアについて、JNC 内に、内部選考委員会を設け、独創性・新規性、魅力ある実用化像構築のための有効性、実用化への適用性、及び研究計画の妥当性の観点から総合的な評価を行い、実用化戦略調査研究のフェーズ I に適切なテーマを 7 件(国内 3 件、米国 2 件、ロシア 1 件、英国 1 件)を採用した。こ



れら 7 件のテーマとその概要を表 5.1.5 に示す。

(3) 海外の研究機関との国際協力

現在、FBR システムに関する海外機関との協力関係は、前述のアイデア公募で採用した 4 機関からの情報入手のほか、表 5.1.6 に示す国際協力を行っている。

具体的には、フランスノバトム社より欧州 FBR(EFR)のコストダウン方策、英国 PFR の運転経験情報、米国 GE 社より S-PRISM の炉心安全性の検討等が挙げられる。

(4) 学会、国際会議等

本研究が開始された平成 11 年度に開催された国際会議 GLOBAL(1999.8.31～9.3、米国ワイオミング州ジャクソンホール)、日本原子力学会秋の大会(1999.9.10～9.12、新潟工科大学)及び同春の年会 (2000.3.28～3.30、愛媛大学)を中心に、最新の情報入手に努めた。

表5.1.1 FBRシステム既往研究例調査結果

原子炉型	燃料形態	固体燃料						液体燃料 (U+Pu)
		被覆管燃料			被覆粒子燃料			
		酸化物	金属	窒化物	酸化物	窒化物	窒化物	
Na冷却	大型炉	設計経験豊富						
	中小型モジュール炉	PRISMおよびS-PRISM	S-PRISM(GE), 4S(電中研)					
重金属冷却	大型炉(Pb)			BREST-300,1200(露)				
	中小型モジュール炉 (Pb,Pb-Bi)	NPHP Angstrom, SVBR-75 (露; Pb-Bi冷却UO2燃料)	STAR炉概念 (Pu-U-Zr,Pb冷却) (LLNL/NER)					
ガス冷却	大型炉	(CO2)	ETGBR(CEGB/英国) '96~研究再開					
		(He)	蒸気タービン発電 蒸気タービン発電 ガスタービン or 複合発電	GBR-4(GBRA/ヘルギー) (ヘン型燃料)			GT-MHR* (米,露,仏,日)	
	中小型モジュール炉(He)					PBMR* (直接サイクル) (UO2;南ア)		
水(重水)冷却		軽水沸騰水冷却炉 重水加圧冷却炉 超臨界圧炉						
	燃料による冷却							溶融Pu フッ化物 溶融塩

調査研究対象

\* : 高温ガス/熱中性子炉

表5.1.2 既往研究例の仕様一覧表 (1/2)

	Na炉						重水炉			
	SPX (仏)	BN-600 (露)	実証炉 (原電)	EFR (欧州)	S-PRISM (米国)	4S (電中研)	BREST-300/1200 (露)	SVBR-75 (露)	NPHP Angstrom (露)	STAR-LM (米国)
主な特徴	1985年に初臨界に達した世界で最も大規模の高濃増殖炉。	ウラン燃料及びモジュール型SGを特徴とする大型タンク型炉。1980年に初臨界に達し、以降高稼働率で運転されている。	減圧炉最適化研究(HB-HB)で検討したプラント設計を基礎に、ナトリウム循環及び炉心が保身し、1980年に初臨界に達した。早期に実用化される可能性のある革新的な取り入れも含めたコストダウン方を採用し、信頼性と経済性を向上させたプラントを目標とした。	フランス、イギリス、ドイツを中心とし、SPX2、CDF、R、SNR2を統合した形で、1988年から1998年まで設計研究が実施された。	建設単価を下げるべく、モジュール炉の特性を根拠とした軽型モジュール型炉の開発を図った。	4S(Super Small and Simple)で示される特徴をゼロボルト炉心、反射体制御、燃料燃焼、10年間燃料無交換という形に集約された。	高沸点で不活性な鉛冷却材と鉛伝導管が、密度差を利用した自然対流によるモジュール型炉心により、鉛水相と鉛伝導管との熱交換が容易で、安全性を高く保つた概念。	VVERのVVER-1000の改良として、鉛冷却材と鉛伝導管を組み合わせた鉛冷却炉心により、鉛水相と鉛伝導管との熱交換が容易で、安全性を高く保つた概念。	特殊用途の電力・熱発生を目的とした、軍事技術の転換に基づいたモジュール型炉心により、鉛水相と鉛伝導管との熱交換が容易で、安全性を高く保つた概念。	閉鎖系上での利用を目的として、ANLにて試験しているモジュール型炉心により、鉛水相と鉛伝導管との熱交換が容易で、安全性を高く保つた概念。
原子炉型	大型タンク型炉	大型タンク型炉	トップエントリー方式ループ型	大型タンク型炉	モジュール方式タンク型炉	多目的小型タンク型炉	ボンド型2次系炉	タンク型2次系炉	ループ型2次系炉	タンク型2次系炉
熱出力	2,990MWt	1470MWt	1600MWt	3600MWt	4000MWt(4モジュール構成時)	125MWt(1モジュール)1例、その他各種設計例有り	700MWt(2800MWt)	265MWt	30MWt	300MWt
電気出力	1,242MW <sub>e</sub> (グロス)	600MW <sub>e</sub> (グロス)	671MW <sub>e</sub>	1470MW <sub>e</sub>	1648MW <sub>e</sub> (4モジュール構成時)モジュール構成(原子炉4基、SG4基、タービン発電機2機)	50MW <sub>e</sub> (1モジュール)多目的炉であり、モジュールの組み合わせでの出力増加を目的していない。	300MW <sub>e</sub> (1200MW <sub>e</sub> )	75MW <sub>e</sub>	6MW <sub>e</sub>	
ループ数	4ループ	3ループ	3ループ	6ループ	1ループ	1ループ	ポンプ4,SG8	ポンプ2,SG12	2ループ	自然循環,SG12
一次系冷却材温度、圧力	545/395°C	535/365°C	550/395°C	545/395°C	510°C/363°C	510°C/358°C	540°C/420°C	430°C/275°C	465°C/290°C	550/350/400°C
二次系冷却材温度、圧力	345/525°C	315/510°C	335/520°C	340/525°C	321°C/496°C	不明	540°C/420°C	430°C/275°C	465°C/290°C	550/350/400°C
水/蒸気温度、圧力	237/467°C 17.7MPa	240/505°C 13.2MPa	240/497°C 17.1MPa	240/490°C 18.5MPa	215°C/468°C 16.8MPa	不明/453°C、10MPa	520°C/340°C、24.5MPa	190°C/435°C、3.5MPa	190°C/435°C、3.5MPa	190°C/435°C、3.5MPa
炉心・燃料	2領域均質炉心 MOX燃料	3領域均質炉心 UO <sub>2</sub> 燃料	径方向2領域炉心均質炉心	径方向3領域炉心均質炉心	径方向均質炉心、炉心、金属燃料	金属燃料	ダクトレス炉心、窒化物燃料	窒化物ウラン燃料	窒化物ウラン燃料	窒化物燃料
燃焼度	約11.3万MWd/t(最大、目標)	約12万MWd/t(最大、目標)	97MWd/t(初臨界時)15万MWd/t(高燃焼度)	19万MWd/t(初臨界時)14.5万MWd/t(平均)	15万MWd/t	約4.5万MWd/t以下	<10 at %	8 at %(平均)	6 at %(平均)	6~6.2万MWd/t(平均)
増殖比	1.18	0.85	1.0~1.2	0.8~1.15	1.29(金属燃料)、1.13(MOX)	0.7(窒化物燃料)を減荷した場合1.47	~1.05			~1
プラント運転サイクル	640efpd 17ヶ月方式	150日 燃交15日	15ヶ月、3ヶ月方式	340efpd 5ヶ月方式	23ヶ月、3ヶ月方式	10年間燃料無交換運転			~30000h	10~15年
その他特記事項	1998/2月に閉鎖作業への移行が決定、閉鎖作業中 ・建設コスト約25bFr						BREST-300と1200で異なる場合は、( )内に1200のデータを示す。			

表5.1.2 既往研究例の仕様一覧表 (2/2)

	水(温水)冷却炉		炭酸ガス炉		ヘリウムガス炉		液体燃料炉		
	RBWR (日本)	増殖型PWR (日本)	SCFBR (日本)	ETGBR (英国)	GBR-4 (欧州企業連合体)	GT-MHR (米、露、仏、日)	PBMR (南ア)	溶融Pu燃料炉 (米国)	溶融Pu燃料炉 (米国)
主な特徴	原子炉システムは現行軽水炉をベースとする中で、軽水炉並みの経済性を達成することを目標とした概念。稠密三角燃料棒子を用い、冷却材を高沸点単相材料を循環させることで転換比を低減、増殖比を高める。	原子炉システムは現行軽水炉をベースとする中で、軽水炉並みの経済性を達成することを目標とした概念。稠密三角燃料棒子を用い、冷却材を高沸点単相材料を循環させることで転換比を低減、増殖比を高める。	稠密三角燃料棒子を採用することにより、軽水炉に比べて冷却材の循環速度を向上させ、増殖比を高める。	実用炉であるAGRのプラント技術とFBRの炉心技術を用いたため、冷却材の圧力が低く、材料圧力が低く、ベントピストン型燃料棒を採用。	溶融Pu燃料炉(Fe未融物)をTe冷却材を用いた高圧型炉で冷却する。液体金属冷却材を用いた高圧型炉であるため、冷却材の循環速度を向上させる。燃料棒の燃焼から燃料が溶融しているため、回避可能。	溶融Pu燃料炉(Fe未融物)をTe冷却材を用いた高圧型炉で冷却する。液体金属冷却材を用いた高圧型炉であるため、冷却材の循環速度を向上させる。燃料棒の燃焼から燃料が溶融しているため、回避可能。	溶融Pu燃料炉(Fe未融物)をTe冷却材を用いた高圧型炉で冷却する。液体金属冷却材を用いた高圧型炉であるため、冷却材の循環速度を向上させる。燃料棒の燃焼から燃料が溶融しているため、回避可能。	溶融Pu燃料炉(Fe未融物)をTe冷却材を用いた高圧型炉で冷却する。液体金属冷却材を用いた高圧型炉であるため、冷却材の循環速度を向上させる。燃料棒の燃焼から燃料が溶融しているため、回避可能。	溶融Pu燃料炉(Fe未融物)をTe冷却材を用いた高圧型炉で冷却する。液体金属冷却材を用いた高圧型炉であるため、冷却材の循環速度を向上させる。燃料棒の燃焼から燃料が溶融しているため、回避可能。
原子炉型	沸騰水型 軽水冷却炉	加圧水型 重水冷却炉	超臨界圧 軽水冷却炉	炭酸ガス冷却 高速炉	ヘリウムガス 冷却高速炉	モジュール方式 高温ガス 熱中性子炉	モジュール方式 高温ガス 熱中性子炉	黒鉛減速 フッ化物溶融塩 熱中性子増殖炉	
熱出力	3926MWt	1000MWt以上を 目標(4ループ)	2572MWt	3600MWt	3600MWt	600MWt/モジュール 285MWt/モジュール	1MWt	2,250MWt	
電気出力	1356MWe	APWRプラントに 準ずる(4ループ)	1067MWe	1400MWe	1200MWe	100MWt/モジュール	---	1,000MWe (送電端)	
ループ数	---	---	2ループ	4ループ	6ループ	1ループ/モジュール	1ループ	4ループ	
一次系冷却材温度、圧力	BWR条件に準ずる(287°C、 278°C、7.2MPa)	431°C/310°C、 25MPa	431°C/310°C、 25MPa	525/250°C、 4.2MPa	565/260°C、 9MPa	900/536°C、 7MPa	563°C/450°C、 ---	704°C(1300°F) /566°C(1050°F)	
二次系冷却材温度、圧力	---	---	---	---	---	---	---	---	
水/蒸気温度、圧力	BWR条件に準ずる(286°C、 6.8MPa)	PWR条件に準ずる(220°C/ 274°C、5.8MPa)	約430°C、24MPa	475°C、14.5MPa	530°C、11.2MPa	---	---	371°C /538°C、24.8MPa	
炉心・燃料	径方向均一炉心、軸方向ブランケット、MOX燃料	径方向均一炉心、MOX燃料	径方向非均一炉心、MOX燃料	均質炉心、密封式フィン付ピン型MOX燃料	均質炉心、ベント式フィン付ピン型MOX燃料	ペブルベッド炉心、UO <sub>2</sub> 被覆粒子燃料	溶融Pu-Fe合金(10%Fe又は2.5wt.96Fe)	フッ化物溶融塩(7LiF-Bef <sub>2</sub> -ThF <sub>4</sub> -UF <sub>4</sub> )	
燃焼度	4.5万MWd/t	5.5~7万MWd/t	7.8万MWd/t	12万MWd/t	10万MWd/t	8万MWd/t	---	運送再処理 1.06(倍増時間 22年)	
増殖比	1.01	1.10~1.15	1.043(残存比)	1.1(物量収支)	1.4(算定方式不明)	---	---	運送中燃料追加 -再処理	
プラント運転サイクル	---	---	---	344EFPD、 5バッチ方式	12ヶ月、 3バッチ方式	(運転時燃料 交換)	---	炉の増殖比は小さいが運転中再処理により固体燃料のよつな炉外処理が不要なためシステムの増殖比もほぼ同じ	
その他特記事項	配管仕様はPu装荷量の低減を指向したもの。その他、高燃焼度を図った概念もある。	---	---	---	---	---	---	実験炉(1961初臨界)：負の反応度温度係数を確保、ブランケット設置のLAMPRE-IIは1959年頃計画中止	

表5.1.3 既往研究の炉心設計仕様一覧

仕様/炉型	酸化物燃料炉心										金属燃料炉心	
	もんじゅ <sup>[1]</sup>	実証炉 <sup>[1]</sup>	PNC大型炉 <sup>[2]</sup>	CRBRP <sup>[1]</sup>	PX <sup>[1]</sup>	SPX <sup>[1]</sup>	EFR <sup>[1]</sup>	PFR <sup>[1]</sup>	BN-350 <sup>[1]</sup>	BN-600 <sup>[1]</sup>	SAFR <sup>[1]</sup>	PRISM <sup>[2]</sup>
均質/非均質	均質	均質	均質	非均質	均質	均質	均質	均質	均質	均質	非均質	非均質
熱出力(MW)	714	1600	2600	975	563	2990	3600	650	750	1470	—	840
電氣出力(MW)	280	660	1000	380	250	1242	1580	250	130	600	350	311
平均線出力(W/cm) <sup>*1</sup>	210	250	277	267	270	300	260	270	240	280	295	—
最大線出力(W/cm)	360	410	430	400	450	480	520	480	400	470	460	313
ピン径(mm)	6.5	8.5	7.5	5.84	6.6	8.5	8.2	5.8/6.6/8.5	6.9	6.9	7.24	7.4
ペレット径(mm)	5.4 <sup>[4]</sup>	—	6.54	5.1 <sup>[4]</sup>	—	—	—	—	—	5.9 <sup>[4]</sup>	—	—
中空/中実	中実	中空	中実	中実	中実	中空	中空	中空	中空 <sup>[5]</sup>	中空 <sup>[6]</sup>	中実	中実
炉心高さ(m)	0.93	1.0	1.0	0.914	0.85	1.0	1.0	0.91	1.0	1.03	0.914	1.067
ポント材	He <sup>[4]</sup>	He	He <sup>[4]</sup>	He <sup>[4]</sup>	He <sup>[4]</sup>	He <sup>[4]</sup>	He <sup>[4]</sup>	Gas <sup>[4]</sup>	He <sup>[4]</sup>	He <sup>[4]</sup>	Na	Na
増殖比	1.2	1.2	1.19	1.24	1.16	1.18	1.02	0.95	1	0.85	1.02	1.06
複合システム倍増時間(年)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	191
平均取出燃焼度(万MWd/t)	8	9	9	5	9.1	5	13.4	15	5.8	6	11	10.6
バッチ数 <sup>*2</sup>	5/5	3/3	3/3	1	6.7/7.7	—	5/5	3.3/4	5/6.7	3/3	4	3
出口温度(°C)	529	550	500	535	560	545	545	550	430	550	510	499
炉心燃料集合体本数	198	295	355	156/82 <sup>*3</sup>	103	364	387	72	222	369	102/37	108/42 <sup>*3</sup>
集合体対面距離(mm)	105	145	150.8	116	124	173	183	142	96	96	150.2	161.4 <sup>*5</sup>
運転サイクル長さ(月)	4.9	15	12	9	3	21	14	3	3.5	5.3	12	23
プルトニウム富化度(wt%) <sup>*2</sup>	16/28	11/16	16.3/21.2	32.8	18/23	16/19.7	18.3/26.9	22.0/28.5	17/26	17/26	18.5 <sup>*4</sup>	21 <sup>*6</sup>

\*3)Driver/IB

備考:  
\*1) BOEC  
\*2) IC/OC

[1] IAEA-TECDOC-866, "Fast Reactor Database," IAEA, Feb., 1996.  
 [2] PNC, "PNC Technical Review," No. 73, Mar., 1990.  
 [3] T. Wu and C.L. Cockey, "Actinide Recycle Utilizing Oxide and Metallic Fuel in PRISM," GLOBAL'95, Versailles, France, Sep., 1995.  
 [4] A.E. Walter and A.B. Reynolds, "Fast Breeder Reactors", RERGMON PRESS, US, 1981.  
 [5] IAEA-TECDOC-1039, "Influence of height does irradiation on core structural and fuel materials in advanced reactors," Proc. Tech. Com. Met., Obninsk, Russia, 16-19, Jun., 1997.  
 [6] ORNL/MD/LTR-159, "Preliminary Report on the Choice and Justification of the BN-600 Reactor Core with Full MOX Fuel Loading", Rev.0, Dec., 1998.  
 [7] D.S.Bost and L.D.Felten, "Metal and Oxide Fuels for the Sodium Advanced Fast Reactor (SAFR)," Tucson, Arizona, 7-11, Sep., 1986.

表5.1.4 採用したメーカ提案概念

	概念の種類		概念の特徴および 既往研究に追加された新たな概念・技術
ナトリウム炉	大型炉	ループ型	<ul style="list-style-type: none"> <li>150万kWeループ型</li> <li>機器のコンパクト化と配管短縮の徹底 回字型炉心、12Cr鋼採用、 EVST削除、 ループ数の削減、 1次系IHX/ポンプ合体又は別置、 1次系高圧化による2次系削除</li> </ul>
		1次系高圧型	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次系高圧化による2次系削除</li> </ul>
	タンク型	2次系機器合体・ ループ数削減	<ul style="list-style-type: none"> <li>150万kWeタンク型</li> <li>k<math>\infty</math>一定長期運転サイクル炉心(~37ヶ月)</li> <li>機器のコンパクト化と集中配置を追究 12Cr鋼採用、1次系IHX/PRACS合体、 2次系SG/電磁ポンプ合体、 EVST削除</li> </ul>
		機器合体・集中配置	<ul style="list-style-type: none"> <li>160万kWeタンク型</li> <li>機器のコンパクト化と集中配置 1次系、2次系共EMPによる機器合体 制御系合理化</li> </ul>
	中型 モジュール炉	S-PRISM	<ul style="list-style-type: none"> <li>40万kWeモジュール×4または6 受動的安全系の導入(RVACS)、 ループ数最小化、 2次系以降の非安全系化、ユニット間の共有</li> <li>低温設計</li> </ul>
4S型	<ul style="list-style-type: none"> <li>20万kWeモジュール×8</li> <li>反射体制御方式</li> <li>RVACSによる安全系局限化</li> <li>ループ数最小化</li> <li>受動的安全性による安全設備の最小化</li> <li>1次系、2次系共EMPによる機器合体</li> </ul>		
重金属炉	大型炉	鋼製炉容器(ループ型)	<ul style="list-style-type: none"> <li>150万kWe鉛冷却8ループ方式</li> <li>鋼製炉容器</li> <li>2重配管</li> <li>2次系削除</li> </ul>
		ポンド型炉容器(タンク型)	<ul style="list-style-type: none"> <li>120万kWe鉛冷却タンク型炉</li> <li>ライナー・コンクリート型炉容器(ポンド型)</li> <li>2次系削除</li> </ul>
	タンク式 モジュール炉	鉛冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>40万kWe×4基から成るタンク式モジュール炉</li> <li>2次系削除</li> <li>EMP/SG合体</li> </ul>
		鉛ビスマス冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>10万kWe鉛Bi冷却タンク型炉</li> <li>鋼製炉容器</li> <li>長期運転サイクル(10年間)</li> <li>2次系削除</li> </ul>
ガス炉	炭酸ガス冷却(ピン型燃料)		<ul style="list-style-type: none"> <li>140万kWe</li> <li>ライナー・コンクリート型炉容器(PCRV)</li> <li>フィン付き燃料ピンの採用</li> <li>2次系削除</li> </ul>
	ヘリウム冷却	ピン型燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>160万kWe</li> <li>窒化物燃料採用による炉心性能及び安全性向上 (炭酸ガス冷却炉で炉心性能と減圧事故時炉心冷却の 両立性の見通しを確認してから検討)</li> </ul>
		被覆粒子燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>85万kWe</li> <li>高温化による熱効率向上</li> <li>ガスタービンによる高効率、コンパクト化</li> <li>被覆粒子燃料の採用</li> </ul>
熔融塩炉	タンク型 モジュール炉		<ul style="list-style-type: none"> <li>40万kWeモジュール</li> <li>塩化物熔融塩/2次系鉛冷却</li> <li>FPバッチ除去</li> <li>40年の寿命後にU/TRU/Pu回収</li> </ul>
小型炉	鉛ビスマス炉		<ul style="list-style-type: none"> <li>5万kWe鉛・Bi冷却タンク型炉</li> <li>鋼製炉容器</li> <li>反射体制御方式</li> <li>長期運転サイクル</li> <li>2次系削除</li> </ul>

表 5.1.5 アイデア公募採用研究テーマ

番号	研究テーマ名	研究概要	
F B R シ ス テ ム 関 係	1	超臨界圧水冷却による高速炉概念の検討 (大出力化、増殖性能)	簡素で高温・高効率なシステムが期待できる超臨界圧水を冷却材に用いた高速炉システムについて、大出力化と増殖性能を検討する。
	2	液体金属二相流自然循環を利用したMHD 直接発電システムの概念検討	Na 冷却の特長を生かした液体金属二相流を利用した直接発電方式について、簡素なシステム構成とした小型自然循環炉への適用および水・蒸気発電を組み合わせた大型高効率プラントへの応用を検討する。
	3	2次系簡素化をねらいとした IHX/SG 一体化・中間媒体直管方式熱交換器の構造概念検討	Na 冷却炉の2次系簡素化は、コンパクトなシステム概念を構築できる。従来から検討が進められている二重管 SG と大型容器を用いた一体型 IHX+SG 概念の比較検討し、2次系削除するための方策を明確にする。
	4	欧州等の設計研究知見をふまえたコンパクト化 Na 冷却大型タンク型炉の概念検討	欧州での Na 冷却大型タンク型炉の設計および米国 PRISM 等のコンパクトな機器構造、崩壊熱除去の設計概念を検討し、経済性効果および必要な開発課題の抽出と対応を検討する。
	5	米国 LLNL 等で研究開発が進められた熱電素子発電方式の高速炉への適用可能性検討	米国での宇宙、軍事、民生技術などで実用化されてきている熱電素子の技術を用い、550℃程度の高速炉を熱源とした熱電素子とした高速炉への適用可能性について検討する。
	6	ロシア/クルチャトフ研究所独自の鉛及び鉛ビスマス冷却炉の技術的知見・試験経験に基づくプラント概念の検討	クルチャトフ研究所でこれまで蓄積した鉛及び鉛ビスマス冷却炉の技術的知見および試験経験をもとに、鉛及び鉛ビスマス冷却炉の各種概念設計を比較検討し、プラント概念を構築する。
	7	米国 ANL による自然循環冷却方式の鉛及び鉛ビスマス冷却炉のシステム特性検討	アルゴンヌ研究所でこれまで蓄積した鉛及び鉛ビスマス冷却炉の技術的知見および試験経験をもとに、簡素で高効率なプラント設計が期待できる自然循環冷却方式での炉心形状、運転特性、過渡応答特性等を検討する。

表5.1.6 実用化戦略調査研究に係る国際協力(FBRシステム関係)

協力項目	相手国	相手機関	実施内容	国内実施機関
欧州FBR(EFR)の コストダウン方策	フランス	ノバトム 社	実用化戦略調査研究に反映するため、欧州FBR(EFR): タンク型大型ナトリウム冷却炉)で検討されたコストダウ ンの諸方策について調査する。	原 電
PFRの運転経験 に関する調査	英国	NNC社	Na-水反応対策、制御棒寿命延長方策、燃料被覆管 (PE16)、再臨界排除方策の4項目に関する英国NNC の知見について調査する。	原 電
S-PRISMの炉心 安全設計に関する 研究	米国	GE社	S-PRISMの燃料溶解時の再臨界回避対策を講じた 場合の炉心設計上の影響を明らかにすることを目的とし て、集合体内ダクト概念の適用性評価と炉心損傷時の 影響緩和能力評価を行う。	原 電



## 2. 検討対象技術の選定

### 2.1 燃料形態と冷却材の組み合わせ

フェーズ I では、その後のフェーズ II における有望選択肢の絞り込みのため、革新的技術を取り入れた幅広い技術的選択肢の検討、評価を行うことを目的とする。前節の既往研究、シーズ技術の調査結果をもとに、実用化戦略調査研究の検討対象とすべき燃料形態と冷却材の組み合わせを表 5.2.1 のように選定した。

冷却材については、ナトリウム、重金属(鉛及び鉛ビスマス合金)、ガス(炭酸ガスとヘリウム)、水(軽水沸騰、重水加圧、超臨界圧水)、熔融塩の 5 種類を、燃料形態については、酸化物、金属燃料、窒化物の 3 種類を選定した。さらに、ヘリウムガス冷却炉については、被覆管燃料の他に被覆粒子燃料(酸化物、窒化物)をも評価の対象とした。なお、流体燃料については、気体燃料、液体燃料、熔融塩等があるが、U-Pu サイクルの高速炉を対象とし、塩化物の熔融塩を選定した。

検討にあたっては、炉心燃料(酸化物、金属、窒化物)は、基本的な条件(出力、炉心径及び高さ、炉心圧損、原子炉出口温度)を設定すれば、プラントシステム側からみて、取替え可能なものとして取扱うことができる。また、開発目標への適合性の観点から、炉心燃料は安全性、資源の有効利用、環境負荷低減、核拡散抵抗性の視点と、冷却材はプラントシステムとしての経済性の視点と強く関連する。このためプラントシステムの概念検討と炉心燃料の検討は、各々並行して進めた。

### 2.2 検討対象範囲の設定

#### (1) 燃料形態

炉心燃料については、ナトリウム、ガス(炭酸ガス、ヘリウム)、重金属(鉛、鉛ビスマス合金)、水(軽水沸騰、重水加圧、超臨界圧水)の各種冷却材に適合する燃料形態として、酸化物、金属、窒化物の被覆管型燃料との組み合わせとともに、ヘリウムガス冷却と適合し得る酸化物及び窒化物の被覆粒子燃料を対象とした。また、液体燃料として、熔融塩炉についてもその特性評価を行った。

まず、燃料形態別の照射挙動関連の現状技術レベルについて整理・検討し、この結果を表 5.2.2 に示す。この表に示しているように、酸化物燃料は、これまで FBR 開発を進めてきた各国の実験炉、原型炉等で採用されてきたため、照射データ及び破損限界試験、破損燃料挙動等の過酷試験データ等が新型燃料(金属燃料と窒化物燃料)に比べ格段に多いデータが取得されている。酸化物燃料のボンド材は、酸化物燃料とナトリウムの共存性が良くないことから、ヘリウムガスが用いられている。

燃料形態として最も使用実績が豊富なのは、酸化物燃料のペレット型燃料であ

り、これには中実ペレットと中空ペレットの2つが開発されてきている。ロシアでは、ペレットの成型工程を省略し、燃料製造コスト低減を図った振動充填燃料の開発が進められており、本研究では、その燃料製造への適用性も含め、検討対象とした。ただし、振動充填燃料の炉心特性評価にあたっては、燃料スミア密度をパラメータとして評価をし、詳細な DBE 評価は実施しないものとする。

新型燃料は、高い重金属密度を有し、炉心の核的性能の向上が望める。金属燃料は、新型燃料の中では研究開発が進んでおり、燃料要素と被覆管の共晶問題を緩和できる U-Pu-Zr 三元合金とし、熱伝導性の高いナトリウムをボンダ材としているため燃料温度を下げるができる。(定常運転時の最高燃料ピーク温度は、酸化燃料が約 2200℃に対して約 800℃である。) 金属燃料は、米国において照射データのみならず、破損燃料挙動を把握するための炉内試験も実施され、窒化物燃料に比べるとその照射挙動、破損挙動などは概ね把握されている。

窒化物燃料は、試験燃料としてこれまで製作及び照射経験のあるヘリウムボンダとナトリウムボンダの2つを対象とした。また、窒化物燃料炉心の評価にあたっては、C-14 生成による環境負荷の増加抑制と核特性の両面から、天然窒素(存在度 N-14:99.632%、N-15:0.368%)から N-15 を 100%濃縮した燃料組成とした。この N-15 濃縮による燃料製造コストの増加は、燃料サイクル側で検討した。

窒化物燃料は、燃料ピンとしての照射挙動だけでなく、燃料要素自体の照射挙動、溶融時の窒素解離挙動等、まだ不明な点が多いが、できるだけ現状の知見を調査し、評価した。

## (2) 冷却材

ナトリウム冷却では、ナトリウムの優れた熱伝達・輸送能力を生かしたコンパクトなシステム設計(新材料採用による熱交換器及びシステム構成のコンパクト化、ループ数の最小化によるシステム簡素化、BOP 設計の合理化等)と、化学的に活性な欠点を克服するナトリウム漏洩対策、ナトリウム水反応の発生可能性を排除した新型 SG による 2 次系を簡素化した概念を検討した。

重金属冷却では、冷却材が化学的に不活性であることからナトリウム冷却で必要としている 2 次系を削除したシステム構成にできるとともに、低圧系でナトリウム冷却と同様な 2 重容器構成で冷却材喪失の可能性を排除することができる。一方で、鉛冷却材の構造材に対する腐食防止対策、比重がナトリウムに比べ約 10 倍であることから耐震・免震設計に適合するシステム構成、有望な設計概念について検討した。また、炉心設計の観点から、ロシアの「BREST-300」概念の窒化物燃料炉心について、JNC 解析手法によるレビューを行うとともに、酸化燃料

による鉛冷却とナトリウム冷却の比較評価を行った。

ガス冷却では、同じく2次系を削除したシステム概念となるが、除熱能力を確保するために冷却材を加圧する必要があること、高速炉としての特性をもたせるためには稠密な炉心構成とし炉心燃料体積比を上げる必要があるが、配管破損等による減圧事故時の冷却性確保のために炉心の調密化に限界がある。このため、炉心性能と安全性が整合する限界を把握すること、CDA時の熔融燃料の冷却可能性を確保するためのコアキャッチャーの設計成立性を見通すことが重要である。今年度はまず、DBE安全性と整合する炉心性能の範囲について検討した。

また、システム設計の観点からは、配管破損の可能性を低減し、減圧事故の発生可能性を限定するために循環器(送風機)、蒸気発生器(ボイラー)を炉容器内に収納するタンク型の設計となるが、熱輸送能力が小さいために、大型の送風機、ボイラーとなり、それらを収納できる大型炉容器の成立性、また、送風機及びボイラーの適正なサイジングが検討課題となる。そのため、これらの設計成立性について検討した。

炉心設計の観点から、炭酸ガス冷却では、英国「ETGBR」概念の酸化物燃料炉心について、JNC解析手法によるレビューを行うとともに、窒化物燃料による増殖性評価、MA燃焼特性評価を行った。また、ヘリウムガス冷却では、まず、酸化物の被覆粒子型燃料について検討した。これは、高温ガス炉燃料として使用されたPyC(パイロカーボン)及びSiCからなる多層被覆粒子燃料をベースとした高速炉概念で、その高温時耐性を利用してWalk Away Safety(設計基準事象を想定しても、自然に炉停止及び炉心冷却が達成でき、炉心損傷を防止するために何らの能動的な安全設備の作動を期待せず、放置したままで炉心損傷を防止できる安全概念)を達成することを目標として概念検討を進めた。

水冷却では、最も検討が進んでいる改良型BWR(ABWR)をベースとした沸騰水冷却と、PWR概念の発展系で炉心性能を向上させた重水冷却、高温・高効率の直接サイクルを目指した超臨界圧水の3概念について検討した。これらも、ガス冷却と同様に高圧系となるために、配管破断からの冷却材喪失事故時の冷却可能性を確保できる炉心稠密化の限界を把握し、期待できる増殖比などの限界値を把握することを中心に検討した。また、炉心燃料の稠密化による炉心損傷までの時間余裕の減少可能性、炉心燃料の富化度が軽水炉条件よりも増加することを踏まえた炉心損傷時の再臨界の可能性についても検討し、受動安全機構及び再臨界回避対策の必要性について検討した。

液体燃料を用いた高速増殖熔融塩炉概念については、既存の研究が基礎的な段

階であることから、他の冷却材とは同列に扱えないところもあり、塩化物溶融塩炉について検討し、そのシステム概念を把握した。

表5.2.1 フェーズ I におけるFBRシステム検討スコープ

原子炉型	燃料形態	固体燃料						液体燃料 (U+Pu)
		被覆管燃料			被覆粒子燃料			
		酸化物	金属	窒化物	酸化物	窒化物	窒化物	
Na冷却	大型炉	○	○	○				
	中小型モジュール炉	○	○	○				
重金属冷却	大型炉(Pb)	○	○	○				
	中小型モジュール炉(Pb,Pb-Bi)	○	○	○				
ガス冷却	大型炉	(CO2)	蒸気タービン発電	○	○			
			(He)	蒸気タービン発電	○	○		
	中小型モジュール炉(He)	ガスタービン or 複合発電	○		○	○	○	
水(重水)冷却		○	○	○				
	燃料による冷却							○

○は、検討対象を示す

表5.2.2 燃料形態別の照射挙動関連現状技術レベルの整理

項目	MOX燃料 (Heボンド)	金属燃料 (Naボンド)	窒化物燃料		備考
			(Heボンド)	(Naボンド)	
製造実績(照射燃料)	10万本以上	約9,000本	200本程度 (試験用熱中性子炉含む)		窒化物については、露BR-10にて実績1,000本以上の報告例あり。
定常照射実績 到達燃焼度(ピーク値)	25万MWd/t程度	20万MWd/t程度	7万MWd/t程度	10万MWd/t程度 (試験用熱中性子炉では16万MWd/t)	ピーク燃焼度25万MWd/tは取出平均15万MWd/tに相当する。
被覆管最高温度	約700℃	約660℃	約700℃		金属燃料では、被覆管内面腐食抑制を意図して、温度を低く設定している。
ピーク線出力	480W/cm以下(ドライバ燃料) 600W/cm(試験用燃料)	450W/cm以下(ドライバ燃料) 600W/cm(試験用燃料)	800W/cm以下(最近) 1500W/cm以下(黎明期)		
定常時照射挙動知見 FPガス放出率	~100%	85%程度	50%以下 (低燃焼度での実績)	15%以下 (中燃焼度までの実績)	窒化物燃料では、不純物の影響によりFPガス放出率は増加する。
被覆管内面腐食	高O/M比燃料: 100μm程度 低O/M比燃料: 50μm以下	最大170μm程度 (640℃、10万MWd/t程度)	10μm以下		MOX、高O/M比燃料では、欧州で200μm程度の測定例あり。
FCMI挙動	燃料スミア密度を80%TD程度として燃料スエリングによるFCMIを抑制した燃料では、25万MWd/t程度までは厳しいFCMIは発生していない。	燃料スミア密度を75%TD程度として照射初期の大きな燃料スエリングによるFCMIを抑制しており、20万MWd/t程度までは厳しいFCMIは発生していない。	燃料スエリングが大きいので、高密度中実ベレットを用いた狭ギャップ仕様では、厳しいFCMIが発生する。低密度ベレットや中空ベレットの採用によるFCMI緩和方策が検討されている。	燃料スエリングが比較的大きく、また、燃料はクリープ変形しにくいいため、FCMIが発生すると被覆管応力は非常に大きくなる。燃料スエリング分に相当する大きなギャップ幅が必要である。	
定常照射時破損 破損経験	数十本	数十本	数十本	数十本	
破損要因	・被覆管スエリングによる過大変形およびそれに伴う除熱低下 ・FPガス内圧による破損 ・FCMIによる破損(試験用燃料)	FPガス内圧による破損 (内面腐食が酸化物燃料より大きくなり被覆管応力が厳しくなった例あり)	FCMIによる破損	FCMIによる破損	照射による被覆管スエリングが原因となる場合には、窒化物・金属燃料炉心のほうが酸化物炉心より高照射量なので厳しい。
破損後挙動の知見	ピン内にNa浸入後Na-MOX反応生成物の体積増加により徐々に開口部が拡大する。	燃料カラム部破損では、ボンド材流出により燃料温度が上昇する可能性がある。	(特段の変化は予測されていない)	(燃料カラム部破損では、ボンド材流出により燃料温度が上昇する場合は考えられる)	
過渡照射試験実績	100本以上 (TREAT, CABRI, EBR-II等)	6本 (TREAT)	なし	2本 (TREAT, 未照射極短尺ピン)	

### 3. 炉心燃料(燃料形態)の検討

#### 3.1 炉心燃料技術検討の視点

##### (1) 開発目標の設定

炉心燃料の技術検討では、経済性を向上させるためにプラント側で暫定した設計条件、具体的には、炉容器のコンパクト化要求に基づいた炉心径 6.6m (最大の炉心外接円直径)及び1次系冷却回路数を2系統にしていくために炉心圧損を0.3MPa程度に低減することを前提に、以下の開発目標を設定して検討した。

本研究では、安全性確保を前提に、経済性、資源の有効利用、環境負荷低減、核拡散抵抗性の開発目標への適合性について検討した。

安全性の確保では、設計基準で想定される事象に対して、炉心損傷の発生を防止するために能動的な安全機能(炉停止及び崩壊熱除去)を期待する場合には、炉心損傷発生頻度が工学的に無視できる高い信頼性を持たせる。これに加え、代表的な炉心損傷に至らしめる起因事象に対して、受動的な安全確保を達成できる設計対策を講じるとともに、仮想的な炉心損傷の事象進展において即発臨界を超過し、機械的エネルギーの放出に至らない炉心設計対策を講じることとした。この炉心損傷に関する設計対策を再臨界回避対策と呼び、炉心損傷初期に正のボイド反応度に起因した即発臨界超過からの有意な機械的エネルギーの発生防止と、燃料分散による一時的な未臨界状態を経て、熔融燃料領域の拡大からの燃料集中による即発臨界超過に至らない設計対策の2つがある。具体的には、炉心内の正のボイド反応度を制限するとともに、燃料熔融の拡大よりも先行的に炉心下部に熔融燃料を排出する対策を炉心設計で考慮することとした。

なお、この安全要求を免除できる可能性があるのは、被覆粒子燃料を用いたヘリウムガス冷却炉概念である。この炉心設計においては、再臨界回避方策を講じないで炉心性能評価を行うとともに、Walk Away Safetyの達成見通しを評価した。

経済性目標に対しては、プラントシステムとの取り合い条件との整合に加え、燃料サイクルコストを抑制するために、燃焼度を炉心平均で15万MWd/t以上(ピーク燃料ピンで約25万MWd/t)とし、稼働率90%以上を達成できるよう運転サイクル期間として18ヶ月を基本とした。これらの経済性に関する基本設計条件に加え、燃料サイクルコストを低減し得る方策として、FPを少量含有した低除染燃料による炉心性能、炉心反応度係数への影響、MAをU/Puと混合した燃料を採用した場合の炉心特性への影響について評価した。炉心出口温度については、酸化物、窒化物燃料については550℃とし、燃料と被覆管の共晶温度制限がある金属燃料については510℃～530℃とした。従来、550℃以上の高温化が、プラントシステムの高効率化の観点から将来的に必要と考えられていた。しかし、この

高温化を達成するには、より高温状態で高燃焼度に耐える燃料被覆管の開発が必要であること、配管・炉容器等の高温材料の開発、高温構造設計に関する基準類の整備、より合理的な熱過渡評価手法の開発が必要となること等、達成するまでの開発課題が著しく増大する。このため、プラントシステムの高温化を 550℃以上としても、必ずしも有効な経済性向上効果が期待できるとは限らないことから、今回の経済性向上の要件とはしていない。なお、中小型モジュール炉では、出口温度を低下させ、開発要素が少なく、より安い被覆管及び配管・容器材料を使用することで建設費を低減させる検討を行うこととした。

資源の有効利用では、増殖比 1.2（複利システム倍増時間 30 年程度）を目安として設定した。これは、FBR サイクルが必要となる時期には、増殖炉としての機能を発揮できる性能として設定したものである。

環境負荷低減では、長寿命核種である MA を、Pu と混合して燃料として燃焼させ、使用済燃料から高レベル廃棄物に移行する放射能レベルと量を低減することができることから、資源の有効利用とともに環境負荷低減の観点より、炉心の安全性を考慮して MA の混合率を検討した。また、使用済み燃料中の長寿命 FP 核種（LLFP）についても、径方向ブランケット領域に、ターゲットピンとして装荷することで、核変換による短寿命化を図り、高レベル廃棄物中の放射能レベルを低減させる方策を検討した。次年度に、装荷形態の最適化を検討し、長寿命 FP 核種の変換量に対する工学的な達成見通しを得る予定である。

核拡散抵抗性については、炉心側では、再処理工程で分離される FP や MA 等を、適量径方向ブランケット材料(劣化ウラン)に混入させることにより、径方向ブランケットのプルトニウム純度を低下させることが考えられる。次年度には、有望な方策の選定と、これによる増殖比や倍増時間への影響度について評価する。

## (2) 炉心燃料の検討方針

炉心燃料の検討方針は、図 5.3.1 に示す。上述した開発目標を達成できる能力について、酸化物、金属、窒化物燃料の 3 つの燃料形態で検討した。表 5.3.1 には、それぞれの燃料形態での基本特性を整理した結果を示す。まず、最も知見の多い酸化物燃料での開発目標の達成度について、最も確実と考えられる再臨界回避方策を用いた均質炉心概念をベースに検討を進め、炉心性能を向上できる合理的な再臨界回避方策についても検討を行った。そして、合理的な再臨界回避を達成するために必要な要件を明確にした上で、これを採用した炉心概念の検討を行い、酸化物燃料の経済性と資源の有効利用の観点からの性能限界について把握した。



新型燃料では、燃料の特徴を考慮した再臨界回避方策の検討から始め、今年度は均質炉心概念での性能向上効果について、酸化物燃料と定量的に比較するとともに、これらの炉心燃料の実用化に向けて必要となる開発課題の抽出、開発方策について検討した。金属燃料では、再臨界回避方策の具体化を図り、均質炉心概念で酸化物燃料炉心との比較を行うとともに、金属燃料の欠点である炉心出口温度の制限(共晶による温度制限)を撤廃し、高温化を達成するための開発課題、について明らかにした。窒化物燃料については、まず CDA 事象推移についてその燃料物性及び融点が同等な酸化物燃料炉心での CDA 事象推移を基に検討し、再臨界回避方策について検討するとともに、従来から指摘されている燃料溶融時の窒素解離問題等について検討し、窒化物燃料の開発に必要な研究開発課題について明らかにした。

## 3.2 酸化物燃料の検討

### (1) 酸化物燃料の特徴

炉心設計と酸化物燃料物性との関連では、まず、熱設計に関しては、その高融点(約 2750℃)と低熱伝導度が挙げられる。また、ナトリウムとの共存性がないため、燃料はヘリウムボンダで用いられる。このため酸化物燃料では被覆管と燃料ペレットのギャップを適切に設定しても、燃料中心溶融に相当する限界線出力は～600W/cm に制限される。実機設計では、異常な過渡事象に対して、スクラム設定点の誤差、出力歪み等を考慮した過出力係数を設定しており、定格運転時の燃料線出力は中実ペレットで 400W/cm 程度、中空ペレットの場合で 450～500W/cm に設定されている。

核的特性に関しては、燃料中の重金属密度と含まれる軽元素の個数密度が、中性子経済に支配的に影響する。酸化物燃料は、後述する金属燃料、窒化物燃料と比較して重金属密度が低いことにより、相対的に構造材、冷却材による中性子の無駄吸収が増加すること、また、重金属個数密度の2倍の酸素原子を含むことから中性子スペクトルが軟化する。この中性子経済の悪化によって、Pu 富化度の上昇、また、内部転換比の減少が生じることから、燃焼反応度(長期運転サイクルと関連)、増殖性の観点では、金属燃料、窒化物燃料に劣る。

一方、中性子スペクトルがやや軟らかいことから、炉心材料への高速中性子フルエンスは新型燃料炉心よりも低く、高燃焼度を達成するための炉心材料への照射量を約 2～3 割程度削減でき、高燃焼度達成のための材料開発への要求を緩和でき、その実現性が高くなる。

酸化物燃料は重金属密度が低いことから、金属及び窒化物燃料などの新型燃料

に比べて高速炉の本質的特性を追求しにくい面があるが、燃料自体の化学的安定性、照射実績の観点から高燃焼度達成について燃料形態としての課題は少ないと判断される。

環境負荷低減に関して、MA 燃焼特性については、中性子スペクトルが硬い方が有利であるが、これまでの検討例では、MA 燃焼率でみた場合の比較では、新型燃料との差は比較的小さい。低除染燃料の採用、LLFP 核変換への炉心利用という面に関しては、新型燃料よりも中性子経済が劣ることにより、不利な面があるが、本質的な欠点とはならないものと予想される。

炉心安全性に関しては、定格運転時の燃料温度が高いことにより、流量喪失型の事象に対しては、ドップラー反応度を有効に使えない短所はあるが、燃料破損挙動等に対する多くの実験データの蓄積があり、CDA に対する評価技術が最も充実している。

## (2) 本研究における検討の新たな着眼点

図 5.3.2 に酸化物燃料炉心の検討手順を示す。今回の検討の新たな着眼点は、CDA 時の再臨界回避方策(ボイド反応度制限と熔融燃料の排出方策)を採用した炉心で、経済性向上のための目標(燃焼度 15 万 MWd/t、長期運転サイクル 18 ヶ月、低除染燃料の受入可能性、炉心及び周辺遮蔽体のコンパクト化)達成度を評価することと、資源の有効利用の観点から増殖比と倍增時間、環境負荷低減の観点から MA 含有燃料の適用性、長寿命 FP 核種の装荷方法と核変換量についてそれぞれ評価することである。

再臨界回避方策の熔融燃料の排出方策としては、全ての燃料集合体の中心部(37 ピン領域)に内部ダクトを設け、この内部ダクトから熔融した燃料を下部プレナムに排出する方策(集合体内ダクト概念)が最も単純かつ確実な方策として提案されている。(図 5.3.3 左端)

これは、集合体内の 1 次元的な熔融燃料の移動に期待するもので、現象の不確かさが小さく、試験による実証性が高く、かつ、より合理的な燃料排出方策に進むための基本原理と位置付けられる。この試験研究は、現在カザフスタン共和国の国立原子力研究(NNC/RK)の「IGR」炉内試験及び炉外試験装置を用いた試験研究が、JNC と電力の共同研究として実施中であり、フェーズ II 研究の 5 年間で、燃料排出の可能性を見通すことが期待されている。しかしこの方策は、炉心燃料体積比を低減させるために、ボイド反応度制限による炉心有効長制限とともに炉心性能への影響が大きい。この影響を低減するためには、炉心燃料体積比を増加させる必要があり、このために燃料集合体を大型化する方策(通常燃料集合

体の約6集合体相当とし、内部ダクト径を10cmと大型化したFAIDUS概念)、内部ダクト壁の薄肉化と内部ダクト径の縮小等が考えられる。大型燃料集合体では、高燃焼度化による燃料集合体の変形が大きくなり、燃料集合体自重の増加と相俟って燃料交換時の引き抜きを確保するために燃料交換設備が増大する可能性、燃料集合体の崩壊熱増加により乾式洗浄設備及び燃料取扱時の冷却システムの増加する可能性、取出し燃料の水プールでの直接冷却が難しくなりナトリウムで冷却する炉外貯蔵設備(EVST)を削除することが困難となる可能性等が考えられる。このため、今回の検討では、通常の燃料集合体規模として、内部ダクト径6cm、内部ダクト肉厚を1mm、ラッパ管肉厚5mmとして、炉心燃料体積比の減少を抑制する方針を選択した。

さらに、この1次元的な燃料流出原理を発展させ、下部軸方向ブランケット領域の集合体中心領域(37ピン)だけのブランケット材を削除し被覆管構造とした概念(下部軸方向ブランケット一部削除概念：図5.3.3中央)についても検討した。この方策は、燃料が熔融する段階で燃料温度が融点2750℃を超えて3000℃～3500℃程度となることから、被覆管スチールの融点1400℃と被覆管構造の小さな熱容量では、被覆管構造部分を熔融浸食し実効的な熔融燃料排出経路の形成が期待できると考えられ、集合体内ダクトよりも燃料排出時間が若干遅れる可能性があるものの、1次元的な燃料排出機能に期待することができる。そして、燃料部分は中心部も通常の燃料を装荷できるため、内部ダクト方式よりも、炉心燃料体積比を向上させることができる。

さらに、米国クリンチリバー炉での設計で検討された径方向非均質炉心を採用する全炉心規模での対策(図5.3.3右端)についても検討した。非均質炉心では、炉心有効長を延ばしてもボイド反応度を増加させないことと、内部ブランケット集合体が熔融燃料の熱的障壁となるため、内部ブランケットが全炉心規模の熔融プールの形成を防止できる可能性がある。CDA時の再臨界回避という厳しい安全要求を満たす範囲で、酸化物燃料の炉心性能の限界を見通すために、この径方向非均質炉心の検討も実施した。

炉心熱設計、燃料設計の観点からは、上述した目標達成の可能性を検討するベースとするために、炉心流量配分の概略設定に基づく燃料ピンの健全性評価(CDF評価)、主要な安全評価に必要な定格時の流量、温度分布の設定、被覆管のクリープ損傷と燃料集合体ラッパ管の照射変形、燃料集合体のスエリング量などを評価し、これらの成立見通しを把握することとした。また、遮蔽体を含めた炉心サイズを小さくするために、高性能遮蔽体の適用性と炉心性能への影響について評価した。

## (3) 検討状況(ナトリウム大型炉条件での検討)

上述した3つの再臨界回避方策をベースに酸化燃料炉心での性能評価を行った。図 5.3.4 及び付表にこれら3つの炉心概念の炉心仕様と炉心性能の評価結果を示す。再臨界回避方策を段階的に合理化していくことで、実効炉心燃料体積比(炉心断面での燃料面積に燃料スミア密度 83%を乗じた値)を 33%から 36.9%まで増加させることができ、増殖比の増加と倍增時間を 10 年程度短縮できることがわかった。非均質炉心の検討は、炉心有効長を 80cm から 100cm まで増加させてもナトリウムボイド反応度条件(6\$未満)を満足でき、炉心径を縮小できる可能性があること、また、燃料ピン全長の増加により炉心燃料体積比は減少するが(ガスプレナム長さの増加による圧損増加を抑制するためにピン間隔を拡大するため)、内部ブランケット配置によって、燃焼反応度の抑制、増殖比の向上が見込まれることをねらったものである。解析評価の結果から、増殖比 1.22、複利システム倍增時間 28 年(原子炉倍增時間で 23 年)が達成可能な見通しが得られた。

燃料サイクルの関連における経済性向上方策として、低除染燃料を導入した場合の炉心性能への影響について出力 160 万 kWe、炉心有効高さ 1.2m、18 ヶ月運転サイクル、燃焼度 15 万 MWd/t の均質 2 領域大型炉心体系で比較評価した。低除染燃料における FP 混入率及びその組成は、再処理方式により異なるために、表 5.3.2 に示すように、現在、燃料サイクル側で検討している4つの再処理法で FP 混入率を算定し最大 2wt%/HM と設定した。各方式で含まれる FP 組成を考慮して、燃焼反応度、増殖比、ボイド反応度、ドップラー反応度に与える影響を評価した結果、FP 混入率と炉心性能への影響が単純に線形とはならないものの、2wt%/HM までの FP 混入率では、燃焼反応度を 12~17%程度増加、増殖比を 2~4%程度低下、ナトリウムボイド反応度を数%増加、ドップラー反応度を 5~10%程度低下させ、炉心性能及び安全性に係わる炉心反応度に悪い影響を与えることがわかった。これらの変化量は必ずしも小さくないが、炉心設計で調整できる範囲にあり、低除染燃料を受け入れる炉心設計が十分に可能であることを確認できた。

一方、環境負荷の低減と資源の有効利用に資する MA を含んだ炉心燃料の燃焼特性について、低除染燃料の性能比較を行った同じ大型炉心体系で、MA を含まない場合と 5wt%/HM 含有した場合を想定して比較した。この含有率を最大 5wt%/HM とした理由は以下の通りである。軽水炉の使用済み燃料及びプルサーマル利用の使用済み燃料(燃焼度 6 万 MWd/t)を再処理し、得られた Pu とこれに同伴する MA を平均的に混合させて FBR 燃料を製造する場合、MA は 2~3wt%/HM 程度の含有率となる。更に、今後プルサーマル利用と燃焼度が増加していくことを考慮すると、MA 含有率は 4wt%/HM を超える可能性がある。このため、炉心性能への影響を調べる観点から、最大 5wt%/HM の MA を添加した場

合を想定した。表 5.3.3 に示すように、MA 添加の炉心燃料では、MA 中の Np-237、Am-241 の中性子吸収、崩壊によって生じる Pu-238 により燃焼反応度変化を約 6 割低減させ、Pu 富化度を 7% 程度低減した炉心設計ができるとともに、増殖比も僅かながら増加させる効果がある。MA 変換率は、160 万 kWe 級の炉心燃料に 5 wt%/HM 添加した場合で、毎年 100 万 kWe 級軽水炉約 8 基分の使用済み燃料から取り出される MA を燃焼できることがわかった。しかしながら、安全確保に係わる炉心反応度であるドップラー反応度を約 25~30% 低下させ、ボイド反応度は 14~20% 増加させるため、再臨界回避方策を満足させるためには、炉心有効長の更なる低減あるいは非均質炉心概念の採用等を考慮していく必要がある。そのため、燃料サイクル及び安全要求と整合する範囲で MA 燃焼を達成する炉心概念、添加量などについて検討を進めていく予定である。

また、環境負荷低減の観点から、長寿命 FP 核種を径方向ブランケット領域に配置し、核変換を行うための方策について検討した。FP 核種のうち、よう素は ZrH で包むことにより、ターゲットとして核変換可能である。今後は、この変換効率について評価し、その限界について検討を進めていく予定である。

以上の炉心性能の検討を行った大型ナトリウム冷却炉心では、熱設計、高速中性子照射によるスエリングによるバンドル-ダクト相互作用制限、集合体壁の設計妥当性についても検討し、開発目標に適合する炉心概念を構築できる見通しが得られた。

なお、合理的な再臨界回避方策の 1 つである軸方向ブランケット一部削除概念の採用では、下部軸方向ブランケット燃料が減少するので、これによる増殖比の低下は、同ブランケット燃料を削除しない従来炉心概念に比べ、約 0.03 程度の低下となる。また、下部被覆管構造部分を溶融浸食させて溶融燃料を流出させるために、その所要時間が内部ダクト方式に比べ長くなることが懸念され、溶融燃料がラップ管を溶融破損させ、隣接集合体に破損伝播させる可能性がある。このため、ラップ管板厚を増加させる等の設計対策が必要となる可能性がある。

より合理的な再臨界回避方策である径方向非均質炉心は、実機への採用例がこれまでになく、燃料集合体と内部ブランケット集合体出口との温度差が顕著になることによる炉上部機構(UIS)等の炉上部構造へのサーマルストライピング問題、核的デカップリング増大による出力分布歪み増大の可能性、燃焼に伴う発熱変動の大きい内側ブランケット領域への冷却材むだ流量の増加等が懸念される。このため、これらの影響評価を行い、解決方策について検討して成立性について見極めていく必要がある。また、内部ブランケット集合体により全炉心規模の溶融プールの形成が防止できる可能性があるものの、内部ブランケットで分断されない

複数の燃料集合体プールの連結を想定すると、それらの運動による出力変動への影響が懸念される。さらに、ブランケット燃料を溶かし込んで全炉心規模の溶融プール形成に至るまでに、制御棒案内管等からの溶融燃料の排出が行われることをどのように実証するかの安全論理が必要となる。

燃料被覆管については、経済性向上に向けて必要となる 15 万 MWd/t の燃焼度を達成するための被覆管材料の開発が重要であり、分散強化型フェライト鋼 (ODS) の開発が進められている。今後も、これを継続していくが、高照射データを取得するまでに長時間を要すること、高照射条件でのスエリング挙動については不確かさがあることから、既に高照射データが取得され、英国で研究開発が進められてきた PE16 についても、代替候補材として検討していく必要がある。

### 3.3 金属燃料の検討

#### (1) 金属燃料の特徴

炉心設計と金属燃料の物性との関連では、熱設計に関しては、その高熱伝導度が挙げられる。燃料融点は 1100℃ 程度と低いが、燃料をナトリウムボンド型で用いるため、定格線出力としては 500W/cm 程度が選定可能である。

核的特性に関しては、重金属密度が 14.3g/cc と大きく、かつ、軽元素を含まないため、燃料形態の中では最も硬い中性子スペクトルが実現される。従って、中性子経済が良好であり、高い内部転換比が実現しやすく、燃焼反応度(長期運転サイクルと関連)、増殖性の観点でのポテンシャルが高い。

一方、中性子スペクトルが硬いことにより、炉心材料への高速中性子フルエンスは酸化物燃料に比較すると 20~30% 増加するので、高燃焼度達成に関して材料耐スエリング性への要求が高くなる。

金属燃料は重金属密度が高く、中性子スペクトルが硬いことから、高速炉の本質的特性を追求しやすい燃料形態である。一方、金属燃料と燃料被覆管による共晶反応、あるいは高温条件での燃料内液相形成が使用温度を制限しており、これまでの知見では、炉心内の最高被覆管温度を 650℃~675℃ 以下とすることが指摘されている。よって、現状のままでは炉心出力の平坦化対策などを講じても、原子炉出口温度は 530℃ 程度までしか向上させることができず、将来的な高温・高効率化を達成していくことができない。従って、共晶防止のための温度制限を撤廃するために、被覆管内面に Zr ライナー等を貼り付ける等の対策について研究開発を進め、この技術を実用化していくことが将来的に重要な開発課題となる。

環境負荷低減に関して、MA 燃焼特性については、中性子スペクトルが硬い方が有利であると予想されること、低除染燃料の採用、LLFP 核変換への炉心利用という面に関しては中性子経済が良好な炉心が有利であることから、金属燃料はこれらのニーズに適した燃料形態であると判断される。

炉心安全性に関しては、定格運転時の燃料温度が低いことにより、流量喪失型スクラム失敗事象 (ATWS/ULOF) に対しても、負のドップラー反応度フィードバックが有効に作用することから、受動的安全性を高めやすい面がある。一方、過出力型の事象に対して、溶融線出力は定格の 2 倍以上ではあるが、余裕を持って安全性を確保するためには、PRISM 設計に見られるように、制御棒反応度を制限するか、ロッドストップを設置することにより、挿入反応度の最大値を数十 $\%$ に制限する必要が生じると考えられる。

## (2) 本研究における検討の新たな着眼点

図 5.3.5 に金属燃料炉心の検討手順を示す。金属燃料では、これまで受動安全性の検討は多くなされているが、CDA に対する再臨界回避方策については検討されていない。金属燃料は、その融点が 1100℃と低いため、CDA 初期の燃料破損時に燃料分散効果が早期に働き、起因過程での即発臨界防止のためのボイド反応度制限を緩和できる可能性がある。しかし、炉心燃料上部付近で破損し、上方に分散した溶融燃料の大部分は、上部軸ブランケット領域～燃料ピン上端付近の燃料ピン間の狭隘な冷却材流路内に存在し、炉上部プレナム領域まで分散する可能性は低いと考えられる。このため、燃料ピン間で凍結した燃料の再溶融や流路内にある未凍結の分散燃料は、重力による炉心内に再流入し、炉心中心及び下方に燃料溶融が進展して形成される溶融燃料と合体して、燃料集合体内で溶融燃料プールを形成していくこととなる。この溶融燃料が、燃料集合体壁を溶融貫通して、隣接燃料集合体へ破損伝播していくと、溶融プールの規模が拡大し、再臨界に至る可能性が生じる。この溶融伝播が拡大する前に、燃料集合体内で形成される溶融燃料を炉心下部に流出させる方策について、金属燃料の低い温度条件を考慮した検討を行う必要がある。今年度は、この再臨界回避を達成するための方策について検討した上で、酸化物燃料と同規模の大型炉心での性能評価を行った。

## (3) 検討状況(ナトリウム大型炉条件での検討)

CDA の起因事象としては、酸化物燃料と同様に ULOF からの全炉心規模の損傷を仮定した。ULOF 時に十分な負のフィードバックが入らず、冷却材沸騰に至ると、沸騰開始直後に「内圧+共晶減肉」によって被覆管が破損し、破損孔から溶融燃料が分散する。この燃料分散は、負の反応度をもたらし、冷却材沸騰による正のボイド反応度挿入を緩和する効果を与える。燃料分散の駆動力は FP ガスやボンドナトリウムの蒸気圧が考えられる。この燃料破損のタイミングは、早け

れば被覆管温度が約 1,000℃の時点であり、保守側に考えても U-Fe の状態図から見て約 1,200℃と推定され、また想定される破損位置は、被覆管及び燃料温度が高い炉心上端近くと考えられる。このため、燃料破損時の燃料分散による負の反応度効果は大きくなることが期待できる。

以上の定性的な検討をベースに、解析コードを用いて概略評価を行った結果、酸化物燃料炉心で 6 \$ 程度に制限された値は、金属燃料では 8 \$ 程度まで拡大できる見込みがあることが判った。今後は、金属燃料炉心の起因過程解析を進め、ボイド反応度制限値の妥当性を確認していく予定である。

次に、溶融した燃料の炉心下部への排出方策については、酸化物燃料と同様な内部ダクトを設置する方策をとることはできない。すなわち、溶融燃料温度が 1200℃～1500℃程度であるために、融点 1400℃の内部ダクトを貫通する力が弱いこと、仮に内部ダクトを破損させ、溶融燃料が内部ダクト内に侵入しても、ダクト内ナトリウムによって冷却され、早期に凍結してしまう可能性が高いためである。一方、金属燃料は、周辺の金属と共晶し、液相状態で重力によって下方へ移動する特性がある。この特性を利用するには、炉心下部の軸方向ブランケットを削除して排出に必要な移動距離を短縮し、かつ下部端栓部の熱容量を低減する対策で、溶融燃料を炉心部で凍結させずに下部に排出できる可能性がある。図 5.3.6 に、その炉心燃料集合体概念を示す。

なお、燃料破損の初期に分散した燃料が、燃料ピン上方にある軸ブランケット領域及び遮蔽体領域を通り抜けて上部プレナム領域に到達し、早期事象終息する可能性が乏しい点については、既往研究の分析と解析評価等により、次年度以降に明確にする。

この再臨界回避方策を前提に、将来の実用炉心に適合するべく、大出力規模かつ高燃焼度(長期運転サイクル)の達成を目標とした。ただし、液相形成防止の観点から被覆管最高温度は従来と同様に 650℃に制限した。燃料仕様と炉心配置は、良好な燃焼特性と許容範囲内のボイド係数、低圧損を実現するため、太径燃料要素の 331 本バンドル集合体を用い、炉心を短尺とした。酸化物燃料炉心と同様に、被覆管材料は ODS 鋼、ラッパー管材料は PNC-FMS 鋼とした。

燃料・集合体の軸方向仕様は図 5.3.6 に示したとおりである。ここでプレナム長(1000mm)及び被覆管肉厚(0.5mm)は、要素最大燃焼度を約 20 万 MWd/t と想定し、寿命末期において FP ガス圧または燃料-被覆管機械的相互作用 (FCMI) による累積損傷和(CDF)が、1.0 以下となるように設定した。上下の軸方向ブランケット長は、増殖性能の要求に応じた値(0～40cm)をとるものとした。要素東部



長は最大で約 2.5m であり、標準的な集合体発熱量とピーキング係数(約 11MW、 $F_z=1.25$ ,  $F_{xy}=1.01$ )に対応する必要流量(約 44kg/s)を与えた場合、炉心圧損は約 0.3MPa となる。軸方向ブランケット削減に応じて要素を短尺化すれば、より低圧損となる。

炉心は図 5.3.7 に示すように富化度 2 領域の均質配置とした。径方向ブランケットを 1 層とした場合、遮へい部までの炉心外接円径は約 6 m である。2 層とすると、約 6.4 m となる。

図 5.3.7 に示す炉心において、軸方向ブランケット厚さを種々に変えた場合の炉心特性(増殖性能)評価すると、図 5.3.8 に示すように、軸方向ブランケットが短くなるに従い、増殖比が低下する。しかし、金属燃料炉心は、内部転換比が高いので、軸方向ブランケットの付加で増殖比を大幅に向上させて、1.3~1.4 を達成することは十分可能と考えられる。このため、複利システム倍増時間を 20 年以下とすることができる。図には倍増時間とともに、装荷重金属量を示した。図から、高増殖性をねらう場合でも必要なブランケット量は比較的少なく、再処理の負担増は大きくないことがわかる。また、下部軸ブランケットを削減(上部/下部ブランケット:40cm/5cm)し、炉心損傷時の熔融燃料排出(再臨界回避)対策を施した場合は、図中に示したように増殖比 1.25 となり、複利システム倍増時間を 30 年以下とすることができる。具体的な評価データを図 5.3.4 付表(右端)に示す。

一方、環境負荷低減と資源の有効利用に資する MA を含んだ炉心燃料の燃焼特性を表 5.3.4 に示す。同表は、軸方向ブランケットなしの基準炉心の平衡サイクルにおける特性評価結果を示しており、表中の once-through としたものは、新燃料として軽水炉からの Pu を供給し、この炉心からの取出燃料をリサイクルしない場合である。recycled としたものは、この炉心からの取出燃料をリサイクルして用いる場合である。MA 2 wt%/HM 及び MA 5 wt%/HM としたものは、リサイクルの際に軽水炉からの MA を追加して受入れ、新燃料中の MA 割合を高めた場合である。これらのリサイクルケースの評価にあたっては、乾式技術を想定して回収率、除染係数などを設定した。

表 5.3.4 に示したリサイクル平衡時の評価結果(recycled の項)では、MA と希土類 FP の新燃料中の割合は、それぞれ 0.8wt%/HM, 0.5wt%/HM である。これは、MA を含む炉心部の重金属各核種の回収率を 99%以上とし、付随する希土類 FP の除染係数を約 10 とした結果である。この程度の組成の変化であれば核熱流力特性への影響は小さい(含、ボイド反応度)。すなわち、MA リサイクル及び低除染燃料への対応は十分に可能と考えられる。

今回、再臨界回避対策を考慮した金属燃料炉心を評価したが、酸化物燃料に比べて最大高速中性子照射量及びボイド反応度が30～40%程度大きくなるものの、重金属密度が45%程度大きく、燃料の早期分散によるボイド反応度制限の緩和に期待できることから、安全要求を満たしつつ増殖性能等の性能に優れた炉心を構築できる見通しが得られた。また、酸化物燃料と同様な高燃焼度を達成するには、中性子照射量が増大するために、燃料被覆管などの炉心材料の耐照射性（スエリング性）に優れた材料開発が重要となる。

### 3.4 窒化物燃料の検討

#### (1) 窒化物燃料の特徴

炉心設計と窒化物燃料の物性との関連では、熱設計に関しては、その高熱伝導度及び高融点が挙げられる。燃料融点が2750℃程度と高いこと、金属燃料に匹敵する高熱伝導によって、高線出力設計が可能であり、過去の試験研究では1500W/cm程度とした例が見られる。窒化物燃料の定格線出力は、燃料熔融防止よりも、FPガス放出率の抑制の観点で設定されており、これまでの設計例では800W/cm程度が上限となっている。

核特性に関しては、重金属密度が13.5g/ccと大きく、かつ、軽元素(窒素)個数密度が酸化物燃料の場合の1/2であることから、硬い中性子スペクトルが実現され、金属燃料に近い中性子経済が実現される。よって、高い内部転換比が実現し易く、燃焼反応度(長期運転サイクルと関連)、増殖性の観点でのポテンシャルが高い。

しかし、以上の良好な核特性は窒素をN-15：100%程度にまで濃縮した時のものであり、天然窒素の場合には、増殖比が0.1程度低下する等、核的ポテンシャルは大きく低下する。サイクル機構におけるこれまでの検討はN-15への濃縮を前提としたものであるが、これはN-14の(n,p)反応によるC-14の生成を防止するためであり、核特性と環境負荷の両面から窒素濃縮が必要とされている。この場合、濃縮コストが窒化物燃料の経済性評価に大きく影響する。

また、中性子スペクトルが硬いことにより、炉心材料への高速中性子フルエンスは酸化物燃料に比較すると20%増加するので、高燃焼度達成に関して材料開発側への要求が高くなることは金属燃料と同様の状況である。

窒化物燃料はナトリウムとの共存性、被覆管との共存性に優れると共に、FPガス放出率が低いという特徴があり、高燃焼度時の燃料挙動についての照射実績、

知見が不足するものの、高温化に対するポテンシャルが高い燃料形態である。

環境負荷低減に関して、MA 燃焼特性については、中性子スペクトルが硬い方が有利であると予想されること、低除染燃料の採用、LLFP 核変換への炉心利用という面に関しては中性子経済が良好な炉心が有利であることから、金属燃料と同様に、これらのニーズに適した燃料形態であると判断される。

炉心安全性に関しては、定格運転時の燃料温度が低く、特にナトリウムボンド型で用いる場合には、流量喪失型の事象に対しても、ドップラー反応度フィードバックが有効に作用し、受動的安全性を高めやすい面がある。また、過出力型事象に対しても、前述の高融点、高熱伝導度によって大きな余裕があり、設計基準事象の範囲のみならず、運転時の異常な過渡変化時原子炉トリップ失敗事象(ATWS)等の設計基準を超えた事象に対する受動的炉停止の観点からは最も安全裕度の高い燃料である。

一方、燃料破損挙動、高温時の窒素解離現象に対する知見が極度に不足しており、窒化物燃料炉心での CDA 事象推移、窒素解離による原子炉容器内の圧力上昇などについては十分に検討されていない。むしろ、窒素解離現象に対する不確かさを考慮して、燃料熔融により燃料要素内にある窒素が全量解離すれば、FP ガス量のモル数で約 100 倍となり、生成する窒素ガスによる原子炉容器内の圧力上昇により、原子炉容器破損に至る可能性が指摘されている。

## (2) 本研究における検討の新たな着眼点

窒化物燃料炉心の核的性能は金属燃料とほぼ同様である。具体的には、酸化物燃料に比べて最大高速中性子照射量、ボイド反応度が 20~30%程度大きくなるものの、重原子密度が 40%程度大きくなることから、Pu 富化度を小さくでき、優れた燃焼特性を達成することができる。さらに酸化物燃料と同様に共晶問題による温度制限がないことから、炉心出口温度を高温化し、将来的な高温・高効率化を実現していくことが可能である。しかしながら、後述するように、窒化物燃料炉心における CDA 事象推移についての知見が乏しく、再臨界回避方策が明確になっておらず、安全要求を満足した条件での炉心性能について検討した例はない。本研究では、窒化物燃料炉心での再臨界回避方策を明らかにするために、まず、窒化物燃料での CDA 事象推移について、窒素熱解離現象を考慮しつつ検討した。

## (3) 検討状況

金属燃料炉心と同様に中性子スペクトルが硬く、同規模の酸化物燃料炉心と比較してボイド反応度は 3 割程度大きくなり、ドップラー係数は金属燃料炉心ほどではないが酸化物炉心の 2/3 程度に小さくなる。しかし、燃料の比熱は酸化物炉

心の 2/3 程度であるため、同じエネルギー投入に対するドップラー反応度の投入量は酸化物炉心と同程度となる。また、その際の温度上昇幅は酸化物の 2 倍弱であるが、窒化物炉心では燃料の初期温度が低く融点までの温度上昇幅が酸化物の 2 倍程度あることから、結果として溶融破損に至る核的挙動は酸化物炉心に類似する。

代表的な炉心損傷事象として酸化物、金属燃料炉心の場合と同様に ULOF を考え、酸化物燃料炉心における CDA 事象推移から類推した。

- 起因過程では、出力・流量比の不整合により冷却材の沸騰、正のボイド反応度が印加され、正味反応度が増加する。
- 出力増加に伴い、負のドップラー反応度効果が期待できる。
- 被覆材の溶融・移動は正の反応度効果となり出力の増加をもたらす。
- 燃料が溶融し、FP ガス圧等により上下へ分散し、反応度は低下する。

以上の起因過程の事象推移は酸化物燃料と同様だが、窒化物燃料炉心では炉心有効高さが酸化物燃料炉心と同様にすると 20~30%程度ボイド反応度が大きくなるため、炉心高さを低減するか、径方向非均質化などのボイド反応度抑制策を講じる必要が高くなる。

- 遷移過程では、一旦上方へ分散した燃料が落下し、未破損であった燃料が追加的に溶融破損すると、核的に活性な溶融燃料プールを形成していく。ここで燃料の集中による再臨界の可能性がある。
- 制御棒案内管や人工的に設けられた流路から燃料が流出すると、核的には不活性となる。

以上の遷移過程の事象推移も酸化物燃料の場合と類似する。ただし、熱伝導性の良い窒化物燃料では、3100℃を超えるとナトリウムとの接触により急激な圧力発生をもたらす FCI を発生させる可能性が高くなる。図 5.3.9 には冷却材ナトリウムと酸化物、窒化物、金属燃料との FCI マップを示す。酸化物及び窒化物燃料は、CDA 時に溶融燃料の最高温度が 3000℃~3500℃になると考えられる。図に示すように酸化物及び金属燃料では、激しい FCI モードにならないが、窒化物燃料ではその高い熱伝導度のために激しい FCI モードに入り、その発生規模によっては、溶融燃料の急速な運動を誘起し、内部ダクト等からの燃料流出に期待できない可能性がある。さらに、大規模の FCI となると急激な圧力発生を招き、炉心構造及び炉容器の健全性を阻害する可能性がある。なお、窒化物燃料と同様な高熱伝導度の金属燃料は、その燃料融点が 1100℃と低く、CDA 時の温度上昇は融点から 500℃程度と推定されることから、激しい FCI には至らないと考えられる。

- 事故後物質移行過程では、炉心から流出した燃料は、低圧プレナム、または高圧プレナムへ移動する。そこで十分な量のナトリウムが存在すればクエン

ちして冷却可能なデブリとなり得るが(事故後熱除去過程)、ここでも激しい FCI が発生する可能性に留意する必要がある。

- また、窒化物燃料の窒素解離が進行している場合には窒化物は金属相に変化するため、金属燃料の場合と同様に、構造材との共晶の形成による侵食が問題となる。この場合、燃料デブリを長期に保持するためには、デブリ支持部の共晶防止対策が必要となる。

熔融燃料が、下部炉心支持構造に流出した場合においても、その熔融燃料の温度が 3100℃を超える場合には、上述した激しい FCI に至る可能性があり、デブリを安定冷却する炉心支持構造及び炉容器の形状変形並びに破損させる可能性がある。また、燃料の窒素解離によって生じる窒素ガス圧による炉容器、1次系パウダリへの負荷を考慮する必要がある。

酸化物燃料炉心においては、ボイド反応度が適切となるように炉心を設計すれば、起因過程における出力過渡の影響を緩和することが可能であることが、「CABRI」炉内試験データや検証された解析コードによる実機解析の知見により明らかとなっている。通常の炉心設計では、ボイド反応度の目安は 6 \$ である。窒化物燃料については、起因過程に関する簡易な解析ではあるが、通常の炉心設計であればボイド反応度の目安として酸化物燃料と同様に 6 \$ との結果が得られた。しかしボイド反応度が 3 割程度大きくなる性質のある窒化物炉心では、酸化物燃料炉心と同等のボイド反応度の目安を満たすには炉心の扁平化あるいは径方向非均質化等の対策が必要となる。ボイド反応度の目安を精度高く求めるには、窒化物燃料の破損及び破損後挙動に関する試験データを取得し、CDA 解析コードに反映させる必要がある。

酸化物燃料と同様に窒化物燃料炉心においても再臨界の回避を達成するためには、炉心、燃料、及び冷却材の特徴を反映した有効な再臨界回避方策を採用することが必要であり、さらに、その有効性を確認するための試験計画を策定・実施することが求められる。しかし、燃料熔融時に想定される高温の窒化物燃料とナトリウムとの激しい FCI の発生、窒素解離現象等による熔融燃料の流出挙動へ強く影響することが考えられ、酸化物燃料と同様な内部ダクト方式では熔融燃料を排出することは難しいと考えられる。

窒素熱解離に関する従来の検討では、炉心損傷時に全量の燃料が熔融し解離すると、解離窒素ガスがカバーガス空間に解放されると仮定した準定常圧評価においても内圧が 4.5~5.0MPa となり炉容器厚さを 170mm 程度にする必要がある、非現実的な設計となるとの見解がある。さらに、このような大量のガスが炉心内に発生した場合の動的なガス膨張挙動を考慮すると、膨張により押し上げられた

炉心上部のナトリウムスラグが上方に加速され、カバーガス空間が急速に圧縮されることになる。この動的最大内圧は準定常圧の数倍程度となるため、全量の窒素解離を想定した場合には、炉心損傷の影響を炉容器内に収納することは不可能と考えられる。

しかし、以下の2つの理由により、燃料温度が極めて高温とならない限り大量の熱解離が生じて炉容器の健全性に影響を及ぼすことはないものと考えられる。

- ① 融点以上の飽和蒸気圧に関する検討が進んだことにより、狭い空間における熔融燃料の解離・蒸発が飽和蒸気圧によって抑制されることが明らかとなった。Fischer(1998)は、融点以下での試験データに基づき、融点以上の高温領域におけるPuN上の全蒸気圧を化学熱力学計算により求めた。その結果を図5.3.10(左図)に示す。窒素ガス圧は、3500Kで約0.05MPa(全圧0.14Mpa)、4000Kで0.3MPa(全圧0.83MPa)、5000Kで3.6MPa(全圧10.1MPa)である。ここで、全圧とは、金属Pu及びPuN蒸気圧を加えた値(UNの蒸気圧については調査継続中)であるが、これらは早期に凝縮するために、炉容器内の圧力上昇には窒素ガス圧が支配的に寄与することとなる。ただしFischerは「固体状態での試験結果に基づく外挿であるので不確かさは大きい、よって試験データが必要」と指摘している。
- ② UNの解離に必要な解離熱は3100Kにおいて1161kJ/kgと求められる。これは窒化物燃料の熔融潜熱(208kJ/kg)の約6倍程度の大きさであり、またMOX燃料の蒸発潜熱1666kJ/kgの約7割に相当し、妥当と考えられる値である。すなわち解離の現象は蒸発現象と同様な吸熱反応であり、燃料の熔融に伴って自動的に進む現象ではなく、熱を供給し続けなければ解離熱を奪われて冷却されてしまう。従って、たとえ窒素ガス平衡分圧を考慮しなくともよいような広い空間内で燃料が熔融しても、加熱によってその温度が維持されない限り、解離が無制限に進むわけではない。仮にある量の燃料が融点を500Kだけ超過したとしても、その温度が維持されなければ、融点以上の顕熱のみによって解離できる燃料は熔融燃料量の16%に過ぎない(比熱300J/kg/Kを使用)。計算結果を図5.3.10(右図)に示す。但し、その場合でも、実際に発生した窒素ガス等が系外へ向かって膨張して仕事をなすため、その顕熱の全てが解離に使用されるわけではないため、実際の解離度はこの値よりも更に低くなる。なお、実機条件ではスチール、ブランケット燃料等の溶け込みによる冷却があるので、崩壊熱のみで融点を超過する温度を維持することはできないと考えられる。

従って、CDA事象において窒化物燃料の最高到達温度を、酸化物燃料の場合と同様にボイド反応度の制限と再臨界の回避方策によって3500~4000K以下に抑制できれば、解離窒素ガス圧によって炉容器の健全性が問題とならない可能性が

ある。ただし、上記推定を確認するためには、前述の通り融点以上での UN 及び PuN、並びに(U, Pu)N の飽和蒸気圧に関する試験データが必須である。なお、解離挙動は酸素等の不純物の存在によって促進されるとのデータもあるので、照射を含む実機の炉心材料を用いた試験データの取得も不可欠である。

### 3.5 各種冷却材と燃料形態との組み合わせ検討

以上の各燃料形態での検討結果をもとに、ナトリウム冷却条件での各燃料形態の安全上の特性（基本特性、受動安全性、再臨界回避方策、冷却材との熱的相互作用等）について、表 5.3.5 にまとめた。また、炉心特性に関する燃料形態と冷却材との組合せの検討結果を表 5.3.6 に示す。

#### (1) ナトリウム冷却炉心

酸化物燃料は、安全要求である再臨界回避方策を満たすために複数の方策を考案し、経済性及び資源の有効利用の観点からの炉心性能の上限を把握した。今後は、環境負荷低減、核拡散抵抗性に関しての性能限界の把握と、経済性及び資源有効利用のための性能とのトレードオフ関係を定量化していく予定である。

新型燃料である金属燃料及び窒化物燃料を採用した場合、一般に重金属密度が高いために、実効的な炉心燃料体積比が酸化物燃料炉心の 30%～50%程度まで増加することから炉心性能は大きく向上する。(増殖比で約 0.15 程度) なお、金属燃料と窒化物燃料炉心の性能に関する差異は、金属燃料が炉心出口温度の制限が 510～530℃にあることを除き、核的な炉心性能の差異はほとんどない。ただし、酸化物燃料炉心に比べ、炉心材料の照射レベルが約 30%高いために、高燃焼度条件を達成するための材料への性能要求は厳しくなる。

新型燃料では、酸化物燃料に比べ、中性子スペクトルが相対的に硬くなりボイド反応度が増大すること及び熔融燃料の再臨界性が高まる(最小臨界量が小さくなる)ために、安全要求を満たすための対策(炉心有効長制限と熔融燃料の排出方策)を強化する必要がある。金属燃料では破損燃料の早期分散効果に期待できる炉内試験データがあり、これによりボイド制限の緩和ができるとともに、金属燃料の被覆管との共晶現象を活用した熔融燃料の排出方策が考えられる。これより、金属燃料では、安全要求を満たしつつ、炉心性能を引き出すことが可能と考えられる。

一方、窒化物燃料では、CDA 事象推移を支配する主要現象(燃料破損挙動、窒素解離現象)に関する知見に乏しく、事象推移の不確かさが大きいこと、及び、高温の窒化物燃料と冷却材との激しい FCI が発生する可能性が高いことから、有効

な再臨界回避方策を明確にできない状況にある。このため、安全要求を満たしつつ、窒化物燃料の性能がどこまで引き出せるかを現状では見通すことはできず、基礎的な試験研究から着手する必要があることから、ナトリウム冷却と窒化物燃料の適合性は乏しいと考えられる。

## (2) 重金属冷却炉心

ロシアの鉛冷却高速炉「BREST-300」概念について、バンドル圧損及び被覆管外表面温度を解析評価した。さらに、グローバルホットスポットファクタ(GHSF)をナトリウム冷却炉と比較して要因分析した。ピン径の異なる炉心3領域のバンドル圧損をロシア側評価による流量分布を入力として求めた。この流量分布に基づいた場合、各領域間で炉心圧損を同程度として各炉心領域間の流量再配分を防ぐためには、スペーサグリッド段数や集合体入口部オリフィス等による圧損抵抗に関する設計上の工夫をしている可能性があることがわかった。すなわち、スペーサグリッド段数を調節することで各領域のバンドル圧損が同程度となることがわかった。

被覆管外表面温度については、鉛の比熱物性値に出典の違いによる幅はあるものの、ロシアと同じ物性値を用いた計算ではロシア評価と同程度の結果を得、評価手法の妥当性を確認した。また、燃料被覆管と冷却材間の膜温度上昇 $\Delta T_{\text{film}}$ が40~60℃程度と、ナトリウム炉の10℃程度と比較して大きくなることが分かった。このため、被覆管の最高温度をナトリウム冷却と同様な条件で制限(ノミナルの炉心内最高被覆管温度は600℃程度、不確かさを見込んだ保守的な最高被覆管温度700℃)すると、原子炉出口温度550℃を達成するには炉心内ピーキング係数を大幅に緩和する等の設計対策が必要である。

炉心の燃焼特性及び反応度特性を解析した結果、「BREST-300」炉心は重金属密度が大きい窒化物燃料を用いていること、炉心取出平均燃焼度が低いこと等の効果により、ブランケット無しで増殖比1.0以上が得られることを確認した。また、燃焼反応度が小さいことから、従来のナトリウム冷却窒化物燃料炉心と比べて制御棒本数の削減及び炉心領域の外側に配置した制御棒の鉛液位変化によって燃焼補償ができる可能性があることを確認した。

鉛冷却は、その融点が高いため運転停止中でも400℃以上の高温を維持する必要があることと、そのような高温状態では構造材料の防蝕設計が難しいこと等から、後述するようにプラントシステム側で、重金属として追求する価値のある冷却材は鉛ビスマス合金とした。鉛ビスマス合金は、炉心内で放射性ポロニウムの生成量が鉛冷却よりも増加するものの、ナトリウムと同様な温度範囲を設定できる。鉛ビスマス合金は、中性子の減速能が少なく反射体として機能することから、



ナトリウム冷却と比べて一般に中性子スペクトルは硬化し炉心性能は向上する。

しかし、鉛及び鉛ビスマス合金では、主循環ポンプを駆動する機械式ポンプ・インペラの腐食抑制のための周速制限により、炉心圧損は0.1~0.2MPa程度とする必要があると考えられている。この結果、燃料ピン間隔を拡げる必要があり、実効炉心燃料体積比は~26%程度しか確保できない。また、この炉心設計では、鉛冷却での燃料ピンの破損及び破損後燃料挙動について知見がなく再臨界回避方策を考慮していないため、これを考慮すると更に炉心燃料体積比が低減する可能性がある。(なお、ナトリウム冷却では再臨界回避を講じた実効炉心燃料体積比は33~37%である) 以上より、鉛ビスマス冷却の30万kWe炉心に酸化物燃料を適用した場合には、ナトリウム冷却の炉心性能の同等以下になると考えられる。

金属燃料を適用する場合には、被覆管と冷却材間の膜温度が50℃程度あるために、酸化物燃料での原子炉出口温度500℃より、更に20~30℃低減させる必要がある。米国のATW計画では、TRU-Zr粒子分散型金属燃料ペレット(Zrベース)、またはTRU-Zr合金スラグが考案されている。また、具体的な概念検討はなされていない模様だが、これらの方策はボンド材を使用しないため、この方策でスエリングや熱伝導の問題を回避できれば適合できる可能性がある。仮に、これらの方策が無理となっても、ナトリウムボンドあるいは鉛ビスマス合金ボンドの可能性があるとされている。なお、鉛ビスマス合金あるいは鉛をボンド材とする可能性は、鉛等と金属燃料との共存性がないので適さないと考えられる。

ナトリウムボンドの金属燃料を鉛ビスマス冷却に適用する場合には、想定される燃料ピン破損時に、冷却材とボンド材ナトリウムが反応すれば、これによる反応生成物(固体状)が炉心冷却材流路の閉塞要因となり、局所的な燃料溶融に至らしめる可能性があるとともに、冷却材が放射性のナトリウム化合物によって汚染される。これまでの金属燃料の照射試験データでは、照射が進むにつれて燃料と被覆管が接触(メタルタッチ)し、ボンド材ナトリウムはプレナム部に限定されるようになるため、燃料部分での破損ではボンド材ナトリウムが冷却材流路の閉塞要因となるほど多く流出する可能性は低いと考えられている。しかし、プレナム部での破損に対する対策や、どの程度燃焼が進めば、ボンド材ナトリウムと冷却材の反応が無視できるほどとなるかを把握する必要がある。また、燃料ピン内に侵入した鉛が金属燃料との反応によって低密度のU(Pu)-Pb系金属間化合物を燃料内径方向全体で形成されると燃料ピンが膨れすぎ、流路が狭くなり隣接ピンの冷却性が低下して二次破損さらには破損伝播につながっていく可能性がある。従って、破損発生後から破損検知・炉停止までの時間が重要で、短時間に反応し膨れて破損伝播する可能性が高ければ、その時間と炉停止までの時間との比較で安全に炉停止できることも確認しておく必要がある。

窒化物燃料を適用した場合には、酸化物燃料の場合に比べ炉心性能を大幅に向上させることができることは「BREST300」概念の炉心設計から確認できる。しかし、CDA 時の破損後燃料挙動、CDA 事象推移が不明確であるため、ナトリウム冷却で問題となった窒素解離による原子炉容器内の昇圧可能性、冷却材-鉛ビスマスの FCI による影響等について、更なる検討が必要である。なお、冷却材密度が高いために、窒素解離現象が緩慢となっても、炉心内でのガス膨張速度が遅れ、大量に窒素ガスが発生してから炉心上部の冷却材スラグを急激に加速し、カバーガス領域の圧縮による昇圧及びスラグインパクトによるルーフデッキを損傷させる可能性について留意が必要である。

### (3) ガス冷却炉心

ガス冷却炉心では、ピン型燃料と被覆粒子燃料の2種類がある。まず、ピン型酸化物燃料の場合は、除熱性能の制約から炉心燃料体積比を30%程度しか確保できないと考えられ、また再臨界回避(溶融燃料排出)のために内部ダクト構造等の採用の可能性もある。このため、ガス冷却炉で期待できる炉心性能はナトリウム冷却炉と同等以下になる見通しである。

金属燃料の場合は、炉心内の最高被覆管温度の共晶制限(650°C)を満たすように炉システムのヒートバランス及び炉心設計を変更することで炭酸ガス炉には適用可能な見通しであるが、そのためには Zr ライナ被覆管等の開発により共晶制限を撤廃できる方策を検討していくことが重要である。

ナトリウム及び鉛冷却炉で問題となる溶融燃料と冷却材の燃料-冷却材相互作用(FCI)と、窒化物燃料の燃料溶融時の窒素解離問題は、ガス冷却の場合には問題とならない。これは、ガスと溶融燃料で圧力上昇を引き起こすような FCI は発生し得ないこと、ガス炉の場合には1次系内のガスの自由体積が約 5000m<sup>3</sup> と大きく、仮に全炉心燃料中の窒素が全量解離しても、それによる圧力上昇は僅か数気圧程度で格納可能なためである。また、炉心性能を制約するポイド反応度制限も、相変化をしないガスを冷却材として用いることから考慮する必要がなく、より長い炉心有効高さを確保することができる。

従って、ガス炉の再臨界回避概念は、酸化物、金属及び窒化物のピン型燃料を用いた何れの設計概念も、溶融燃料の炉心外への排出と溶融燃料の冷却方策(コアキャッチャーの設計)が成立性に係わる重要な課題となる。

炉心性能向上の観点からは、ガス炉での炉心性能は金属及び窒化物燃料炉心が酸化物燃料炉心に比べ優れるものの、金属燃料は共晶制限を撤廃する方策を講じ

るか出口温度を 50℃程度低下させる必要があること、燃料破損時にボンダナトリウムが流出する可能性があることなどから、更なる検討が必要である。なお、窒化物燃料をガス冷却に用いる場合には、ボンダ材にヘリウムを用いることで、燃料破損時のボンダナトリウムの流出影響を回避することができる。今後は、このガス冷却での酸化物と窒化物燃料での炉心性能の差異について定量化していく予定である。

一方、酸化物及び窒化物燃料を多層被覆した TRISO 型被覆粒子燃料を使用して、想定事故条件に対して高い自己制御性を活用した炉停止系及び受動的な崩壊熱除去系により炉心熔融を防止できる炉システム概念を達成する可能性も追求している。ただし、TRISO 型概念の高速炉への直接的流用では 1 万 MWd/t に満たない燃焼度で使用限界に達すると考えられる。以下にその論拠を述べる。

TRISO 型燃料は、直径 1mm 以下の燃料核の周囲に数十～100 ミクロン程度の低密度黒鉛層、高密度黒鉛層、SiC(または ZrC)層、高密度黒鉛層を順次被覆した球状粒子燃料であり、燃料核より放出される FP ガスを低密度黒鉛層に蓄積して主に SiC(または ZrC)層及び最外周黒鉛層にて形成する球状耐圧容器により FP ガスの散逸を抑制する概念である。ここで、留意すべき特徴は、最外層黒鉛は低照射量では照射により収縮するが SiC 層は照射による変形が比較的少ないので、最外層黒鉛の収縮により SiC 層に圧縮荷重が加わり、その結果 FP ガス内圧に耐える構造となっている点である。すなわち、主に SiC(または ZrC)層と最外周黒鉛層の組合せで耐圧容器を形成しているため、これらのうちどちらかに破損が生じた場合には十分な FP ガス散逸抑制機能は期待できなくなる。

この概念において、主な破損モードは、①粒子内のガス圧上昇による内圧破損、②高速中性子照射による最外層黒鉛の収縮に伴う被覆層間機械的干渉を原因とする破損、③燃料核のアメーバ効果による破損、④FP の SiC 被覆層腐食による破損の 4 種類である。これらのうち②は最外層黒鉛の破損が先行して粒子の破損に至り、他のものは SiC 層の破損が先行して粒子の破損に至ることになる。図 5.3.11 には、熱中性子炉で高照射量まで照射した被覆粒子の最外層黒鉛収縮による破損例を示す。この例では、 $0.5 \sim 1 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ ) 程度の中性子照射量で最外層黒鉛が破損している。被覆粒子燃料の破損限界は燃料の燃焼度、被覆層の中性子照射量、温度等に支配されるが、ここに例示した破損形態では破損限界は主に中性子照射量に支配されると考えられる。ここで、現状の高速炉実用化目標燃焼度である 15 万 MWd/t(取出平均)に相当する中性子照射量と比較すると、その相当照射量は  $\sim 50 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ ) であり、上述の破損例の照射量はこれに比較して著しく低い。また、熱中性子炉照射試験では、高濃縮ウランを用いて酸化物燃料で約 70 万 MWd/t、炭化物燃料で約 80 万 MWd/t に到達した実績が

あるが、これらの照射試験での最大中性子照射量はいづれも  $1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$  ( $E > 0.18 \text{MeV}$ ) 未満であり、被覆層の中性子照射量は高くない。

TRISO 型燃料の高速中性子照射による破損特性を把握することを目的に仏国「RAPSODIE」にて照射試験を行った実績がある。試験では、黒鉛被覆層の原料を3種類変更して最大  $0.63 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$  NDE ( $1.3 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ,  $E > 0.1 \text{MeV}$  程度に相当すると推定される)まで照射した。この結果、原料をプロピレンとしたもの以外の粒子で破損が生じていることがわかった。この破損例では、高速中性子照射量について多めに見積もっても  $2 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$  ( $E > 0.1 \text{MeV}$ )程度で破損していることに相当する。この照射量は高速炉実用化目標相当中性子照射量の 1/20 以下であり、これを高速炉での取出し平均燃焼度に換算すると 1 万 MWd/t にも満たないことになる。

これらの破損は最外層黒鉛が照射収縮に伴い発生したものと考えられている。ここで、黒鉛の照射による寸法変化特性に着目すると一般的には図 5.3.11 中に示すような特徴がある。図より黒鉛は照射開始後一旦収縮し、その後膨張することが分かる。上述の破損例は、収縮過程で黒鉛層に生じた応力が健全性限界を超え破損したものである。黒鉛の収縮下限は材質によって異なるので、被覆粒子の黒鉛層の収縮下限は不明であるが、プロピレン原料の健全粒子もさらに照射を継続すると同様のメカニズムで破損する可能性がある。また、破損前に寸法変化挙動が収縮から膨張に変わっても、比較的低い照射量で膨張が顕著となって最外層黒鉛が SiC から剥離し黒鉛層破損の場合と同様に SiC の応力が増加し破損にいたると考えられる。以上より、従来概念のままの TRISO 型燃料では高速炉における到達可能燃焼度は開発目標に比較して著しく低いと考えられる。

今後は、① 最外層黒鉛を採用せず、SiC 層の厚肉化等により高燃焼度までの健全性を確保する、② 被覆層に適するポテンシャルのある新たな材質を探求・開発する等の2つの方策で、被覆粒子燃料の開発見通しをつけていく予定である。

なお、水冷却及び熔融塩の炉心特性については、プラントシステム側で記載する。安全性及び炉心性能の観点から燃料形態と冷却材の組合せ評価結果について、要点のみ記述したものを表 5.3.7 に示す。

### 3.6 新型燃料の開発方針

各燃料形態の照射実績及び照射挙動の主要事項について燃料開発の視点から以下に記述する。

照射燃料の製造実績は酸化物が格段に充実しており、金属燃料は約 9,000 本近くとなっているが、窒化物燃料についてはロシアの BR-10 ドライバに関する未確認情報を入れても 1,000 本程度、これを除くと試験用熱中性子炉照射用燃料を含めても 200 本程度と少ない。

到達燃焼度は酸化物燃料で 25 万 MWd/t 程度であり、ロシア RIAR の「BOR-60」パイバック燃料についての報告値も含めれば 30 万 MWd/t 以上である。金属燃料では 20 万 MWd/t 程度に到達している。一方、窒化物燃料の場合には試験用熱中性子炉照射用燃料を含めても 16 万 MWd/t 程度、高速炉での実績では 10 万 MWd/t 程度であり、高燃焼度の挙動に関する知見が絶対的に不足している。従って、現状目標である取出平均燃焼度 15 万 MWd/t に相当するピーク燃焼度 25 万 MWd/t までの高燃焼度での挙動を見通しにくい。

上述の照射実績の範囲では、酸化物については被覆管温度 700℃程度を上限として 480 W/cm 以下の線出力で照射しているのが一般的である。試験用燃料では 600 W/cm 程度で照射されているものもある。金属燃料では、前述の被覆管腐食・燃料-被覆管共晶反応の観点から被覆管温度を抑えて照射しており、最高温度は 660-670℃程度となっている。窒化物燃料では、1960-70 年代には 1,500 W/cm 程度の高線出力で照射された例もあるが、最近では 800W/cm 以下であり 250W/cm 程度で照射されているものもある。

FP ガス放出率は、酸化物でほぼ 100%、金属燃料では 85%程度と高い放出率を見込む必要がある。窒化物燃料では He ガスボンド燃料ピンで 50%、ナトリウムボンド燃料ピンで 15%以下と低いガス放出率が報告されているが、低中燃焼度での実績であり、高燃焼度となった場合のガス放出率はわかっていない。

被覆管の内面腐食については、酸化物で 50-100 $\mu$ m 程度以下が一般的であるが、一部、200 $\mu$ m 程度の腐食が観察された例も報告されている。酸化物では腐食量の O/M (酸素原子/金属ウラン原子) 比依存性が見られ、低 O/M 比燃料ほど腐食量は小さい。金属燃料では一般的には酸化物燃料と同程度の腐食深さであるが 170 $\mu$ m 程度の顕著な腐食が観察された例があり、蓄積データが少ないのでこれが特異な事例であるのかどうか判断が困難な状況である。窒化物燃料では内面腐食はほとんど観察されていない。

燃料要素と被覆管の機械的相互作用(FCMI)挙動については、酸化物では製造時の燃料スミア密度を 80%TD 程度としておけば厳しい FCMI は生じないことがわかっている。金属燃料でも燃料スミア密度を 75%TD 程度としておけば 20 万 MWd/t 程度までは厳しい FCMI は生じていない。ただし、より高燃焼度となると FCMI が厳

しくなっていく可能性が、実験的及び解析的に示されているので注意が必要である。窒化物燃料では、燃料スエリングが比較的大きく、また、燃料はクリープ変形しにくいいため、FCMI が発生すると被覆管応力は非常に厳しくなる特徴がある。従って、He ガスボンド概念の燃料ピンでは低密度ペレットや中空ペレットの採用により FCMI を緩和する方策が、ナトリウムボンド概念の燃料ピンでは燃料スエリング分に相当する大きなギャップ幅を設定し FCMI 発生を防止する方策が試みられている。

定常時の破損経験は、酸化物では比較的豊富であり、破損防止は十分可能である。酸化物では FCMI を抑制するとともに、内圧クリープ破損を防止すればよく、高燃焼度化に向けては高燃焼度での被覆管内面腐食特性の把握が重要である。金属燃料では、FCMI は厳しくないため燃料ピン内圧クリープ破損の経験があり、被覆管内面腐食が大きくなり被覆管応力が上昇してクリープ破損したと考えられる破損例がある。従って、その防止には被覆管残留肉厚の支配因子である被覆管内面腐食特性の把握が必要である。窒化物燃料では、FCMI による破損の経験が数本あるが FCMI 挙動自体が複雑であること、照射試験データが十分でないことが理由となつて、高燃焼度まで FCMI 破損を防止する方策は十分には把握できていない。

破損後の挙動については概ね理解されており、前述のようにナトリウムとの反応する酸化物燃料でも、安全に炉停止できることが確認されている。

なお、過渡時の破損限界を評価する上で重要な過渡照射試験については、酸化物では試験実績は豊富であるが、金属燃料では試験本数が限定されており、窒化物燃料については実質的に試験実績がない。

以上の実績に基づき、取出平均燃焼度：15 万 MWd/t を目指す場合の照射挙動上の主な開発課題を検討・整理する。高燃焼度化をねらう場合に不可欠な共通課題である炉心材料開発の他に、酸化物燃料と金属燃料については、以下のような主要課題を挙げることができる。

- 酸化物燃料：高温、高燃焼度での被覆管内面腐食特性の評価(含、燃料低 O/M 比化)
- 過出力時破損限界、燃料挙動データの拡充(高燃焼度)
- 金属燃料：高温、高燃焼度での被覆管内面腐食特性の評価(含、被覆管耐食性改良)
- 高燃焼度での FCMI 挙動の確認
- 過出力時破損限界、燃料挙動データの拡充

酸化物燃料では、高温、高燃焼度での被覆管内面腐食特性の評価が必要であるが、燃料の O/M 比も重要な被覆管内面腐食の支配因子であり、特に低 O/M 比燃料の高燃焼度での被覆管内面腐食抑制特性の確認、腐食量上限値の評価が重要である。

同時に、低 O/M 比燃料の製造技術の確保は不可欠となる。また、過出力時破損限界、燃料挙動データについては、特に高燃焼度領域でのデータ拡充が必要である。

金属燃料においても、高温、高燃焼度での被覆管内面腐食特性の評価が必要であるが、金属燃料では 20 万 MWd/t 以上の実績がないので、データ取得の重要度は酸化燃料よりもさらに高い。また、より高温をねらうことも視野に入れて内面腐食の耐食性を改良した被覆管の開発も必要である。FCMI 挙動についても 20 万 MWd/t 以上での確認が必要である。過出力時破損限界、燃料挙動データについては、低燃焼度領域でも試験データ数が非常に限定されているので、低燃焼度から高燃焼度に至る全ての燃焼度でのデータ拡充が必要である。

窒化物燃料については、前述のように FCMI 破損を回避しつつ高燃焼度化する方策や高燃焼度での FP ガス放出率把握が必要であり、窒化物燃料でその特性をできるだけ活用しつつ高燃焼度化実現性を見通すには、特に以下の 3 点が重要と考えられる。

- ① 高燃焼度における FP ガス放出率設定の考え方
- ② 高燃焼度燃料のペレット・ギャップ仕様設定の考え方
- ③ 両者のバランスと燃焼度限界・ギャップボンド材選定の考え方

このように、窒化物燃料では、まず高燃焼度を達成できる可能性のある燃料仕様の候補を実験的に検討する段階から着手していく必要がある。ギャップボンド材、ギャップ幅、ペレット・バイパック形態(中実ペレット/中空ペレット/スフェアパック/不規則形状粒子バイパック)等の燃料仕様をパラメータとして FCMI 挙動と燃料スエリングデータ、FP ガス放出率データを取得し評価することが必要となる。これに加えて燃料カラム安定性データの取得、燃料カラムのびデータの取得が必要である。高燃焼度候補仕様として絞り込んだものについては、過出力時破損限界、燃料挙動データを低燃焼度から高燃焼度にいたる全ての燃焼度で取得することが必要である。

さらに、窒化物燃料炉心では CDA 時の再臨界を回避するための方策を具体化していくために、以下の安全性試験データの取得と設計対策、炉心性能への影響などについて検討していく必要がある。

- ① 熱伝導の良い窒化物燃料では、3100℃を超えると冷却材ナトリウムと激しい FCI が発生する可能性があり、急速な燃料移動による再臨界や事故後溶融物質移動過程での構造健全性に係わる問題として試験研究が必要である。
- ② 窒化物燃料の飽和蒸気圧について、試験によって確認、定量化することが不可欠である。その際、純粋な燃料に対する高温での解離挙動や飽和蒸気圧測定に加えて、照射済みの(不純物を含む)燃料に対するデータも必要である。

- ③ 窒素解離と FCI の問題は、いずれも CDA 時の燃料温度の上昇を抑制することで緩和されるため、炉心核設計におけるボイド反応度の制限方策について具体化する必要がある。
- ④ 再臨界回避方策(ボイド反応度制限と熔融燃料の排出機能)を具体化するために、CDA 評価用に基本となる炉内試験データ(燃料破損・破損後挙動、炉心からの燃料排出挙動)の取得が必要である。

なお、以上の他に、MA 添加・含有燃料、低除染燃料に係わる開発や、更なる高性能化を目指した集合体概念の革新、燃料設計技術の高度化の努力が必要である。

以上に述べた新型燃料を開発していく上での主な開発課題について図 5.3.12～図 5.3.13、表 5.3.8～5.3.13 に示す。

新型燃料は、その高い核的性能により、実用化戦略調査研究の開発目標に対して高い適合性を有するポテンシャルがある。しかし、従来開発されてきた酸化物燃料に比べて、実用化していくまでに幾つかの開発課題がある。ここでは、実用化していくために必要となる開発課題について、炉心燃料設計及び許認可に必要な課題を系統的に整理し、開発あるいは取得すべき内容、実施方策について検討する。

まず、金属燃料及び窒化物燃料ごとに、開発目標(安全性、経済性、資源の有効利用、環境負荷低減及び核拡散抵抗性)との関連において、許認可に向けて必要となる基準類整備に必要な知見を加え、設計側から要求されるニーズを整理した。(図 5.3.12、図 5.3.13)次に、ここで摘出された着眼点毎に、設計上の要求、これらの要求事項の必要時期、現状の技術レベル、今後必要となる知見を摘出・整理した。(表 5.3.8、表 5.3.11)

ここで整理した知見を取得するために必要な試験内容を整理した。なお、高燃焼度用被覆管材料の開発等については、酸化物燃料における材料開発と共通する部分が多く、その項目については\*印を付けた。

表 5.3.9～5.3.10、表 5.3.12～5.3.13 では、実用化に向けて最小限必要となる燃料照射試験と安全性試験で、許認可に向けて取得すべき試験データについて具体的に検討した。表 5.3.14 には、各国にある定常照射炉の特徴を比較した一覧表を、表 5.3.15 には、安全性試験を行える可能性のある試験炉の特徴を比較した一覧表を示す。ここで、ノミナル条件照射とは、炉心内の大半の燃料集合体が現実に経験する温度・出力条件での燃料照射挙動を把握するものであり、ホットスポット条件照射とは、安全評価などで評価する炉心内で最も厳しい温度・出力条件での燃料照射挙動を把握するものである。後者の知見は、許認可に必要なデータとなるとともに、



将来的な設計合理化に貴重なデータを供給するものである。燃料ピン破損後運転試験(RTCB)データは、燃料破損限界及び破損後の挙動等について重要な知見を与えるものであり、安全性試験データとして必要となる。安全性試験については、炉心損傷事象(CDA)時の燃料破損挙動に関する知見の取得によるボイド反応度制限の妥当性確認、新型燃料の特徴を活かした再臨界回避方策の有効性確認が必要となる。

金属燃料の開発課題については、これまでに米国で基礎的な燃料照射及び安全性試験データの取得や CDA 解析コードの開発が進められ、国内でも電中研で燃料挙動解析コードの開発などが進められている。このため、燃料照射試験として取得していくべき課題は多いものの、開発に伴う不確かさは少ないと考えられる。また、安全性試験の1つである再臨界回避の有効性確認試験は、金属燃料の融点が低いことと、解析コードの整備において金属燃料の破損挙動に関する知見の拡大、酸化物燃料での先行試験経験等を活用していくことで、炉外試験で対応できる可能性が考えられ、必要となる研究開発資金、期間などを軽減することが期待できる。また、金属燃料の共晶制限を緩和するために Zr ライナー等を導入し出口温度を向上させる開発などについては、その開発の不確かさが他に比べ大きいとともに、この方策の採用により、金属燃料破損時の早期分散能力(被覆管が共晶で早期に壊れ、燃料分散による負の反応度効果が寄与)が損なわれ、ボイド反応度制限を厳しくする可能性があることに留意する必要がある。

### 3.7 炉心材料に関する検討状況

高燃焼度燃料開発では、燃料被覆管と燃料集合体ラッパ管を対象とした炉心材料選定が重要である。これらの使用条件を考えると、両者とも高い高速中性子照射量に耐える材料であることが必要であると同時に、被覆管はより高温で継続的荷重条件下で使用されるので主にクリープ強度の点で高温強度に優れる材料でなければならない。一方、燃料集合体ラッパ管は、耐照射性が不可欠であることのほか、使用温度が比較的低いことや地震時荷重等に対応する短時間強度が重要であることが材料性能要求上の特徴となっている。

耐照射性の観点からは目標取出平均燃焼度 15 万 MWd/t に相当する目標照射量： $50 \times 10^{26} \text{n/m}^2 (E > 0.1 \text{MeV})$  に耐える炉心材料が必要であるが、図 5.3.14 に示すように各国で開発、使用されてきた PNC316, PNC1520, 15-15Ti 等に代表されるオーステナイト系ステンレス鋼では顕著なスエリングが発生すると考えられ目標到達は不可能と考えられる。一方、耐スエリング性の観点から従来の照射試験での実績に基づき対象材料を選択すると、フェライト系材料と高ニッケル系の材料が候補となるが、このうちより耐スエリング性に優れるのはフェライト系材料である。従って、実用化戦略調査研究における炉心材料としては、フェライト系材料を第一

候補として選択している。フェライト系炉心材料については、従来、海外で用いられてきたもののうち代表的なものに HT-9 があり、比較的低い温度でピーク燃焼度 23 万 MWd/t、ピーク照射量： $38 \times 10^{26} \text{n/m}^2 (E > 0.1 \text{MeV})$  まで燃料集合体照射された実績がある。これに基づき、集合体ダクト材料には、これと類似の国産開発材料である PNC-FMS 鋼を選択している。

被覆管材料では高温強度に優れることが必要であるが、HT9 に代表される通常のフェライト系材料は高温強度が劣るので、現在目標としている出口温度 550°C に対応する条件で使用するには無理がある。そこで、耐スエリング性に優れるフェライト系材料の特長を生かしつつ高温強度の著しい改善をねらって開発中の ODS フェライト鋼を被覆管の第一候補として選択した。ODS フェライト鋼は材料母相中に微細な安定酸化物粒子を分散させ高温強度の改善を図ることをねらって開発している材料である。但し、ODS フェライト鋼は、実際の燃料ピン被覆管に適用した本数や到達燃焼度の実績が著しく乏しく、また、酸化物粒子を材料母相に分散させるために粉末冶金を適用していることなどが理由となって製造加工工程が従来の被覆管より複雑になるので、被覆管のコストが増加する可能性があり、今後の開発課題は大きい。

一方、海外での実績があるほかの被覆管材料に目を向けると、英国の PE16 が着実に実績を蓄積し高温強度に優れ高照射量まで耐スエリング性に優れる性能を示してきている。PE16 は 43% 程度ニッケルを含む高ニッケル系の材料であり、耐スエリング性はフェライト系材料より劣ると思われるが、比較的高い燃焼度・照射量までの照射実績がある。英国「PFR」で最高燃焼度に到達した燃料ピンはピーク燃焼度 21 万 MWd/t、ピーク照射量は約  $30 \times 10^{26} \text{n/m}^2 (E > 0.1 \text{MeV})$  であり、外径変化率は 1~2%  $\Delta D/D$  程度と非常にわずかである。このピーク照射量は取出平均燃焼度 15 万 MWd/t に相当する目標照射量： $50 \times 10^{26} \text{n/m}^2 (E > 0.1 \text{MeV})$  の 60% に到達しており、外径変化率が照射量に比例して増加するのであれば、PE16 で目標照射量を達成できるポテンシャルを有すると判断できる。従って、PE16 は ODS フェライト鋼のバックアップ材の候補として、今後、そのポテンシャルを評価していくことが重要と考えられる。

今年度の検討は、開発目標である高温出口温度で 15 万 MWd/t 以上の燃焼度を達成するための前提条件となる ODS フェライト鋼被覆管の技術達成見通しを提示することである。そのため、ODS フェライト鋼被覆管の技術実現性の評価及び将来の実用規模の観点から、長尺被覆管の量産を可能とする経済性の高い製造プロセス、製造技術の成立性・実現性を見通すことにある。

これまでの ODS フェライト鋼被覆管開発において、加工・熱処理技術の開発と

いう飛躍的な技術のブレークスルーを達成することにより、小規模ではあるが PNC316 被覆管と同様の冷間圧延による被覆管製造が可能であること、また製造した被覆管の内圧クリープ強度は、実用化段階の FBR 燃料被覆管に対して設計上要求される 700℃での開発目標値を達成できる見通しが得られている。

しかし、フェライト鋼材料母相中に微細な安定酸化物粒子を分散させる粉末冶金を適用していることなどにより、製造加工工程が従来の被覆管より複雑となり、被覆管のコストが増加する可能性がある。そこで、現状で考え得る ODS フェライト鋼被覆管の量産コスト評価を行い、各製造工程に対して今後のコスト低減化方策を検討した。

その結果、素管製造コストの占める割合が大きく、このコスト低減が最重要であることがわかった。また、素管製造コスト低減のための調査から、安価な混合粉末の適用性が高いと評価された。今後は、熱間等方圧延 (HIP) 処理工程カプセルレス素管の適用性、コスト評価が必要と考えられる。同時に海外での素管製造についても実施して、ODS フェライト鋼被覆管の製造コスト低減の技術的成立性を評価する計画である。

本研究で製造した ODS フェライト鋼被覆管について、強度・延性特性や溶接部の検査技術、また耐照射性評価やナトリウム中試験による耐ナトリウム腐食性評価を行い、平成 12 年度内に ODS フェライト鋼被覆管の実用化の概略見通しを評価する計画である。

表 5.3.16 には、燃料被覆管及び燃料集合体ラップ管材料のこれまでの開発状況と、本研究で設定した開発目標及び選定した材料について示す。ここでは、3.5 項で記述した被覆粒子燃料の被覆層に関する検討状況についても記載した。

表5.3.1 燃料形態の基本特性

項目	MOX	金属	窒化物	備考
<b>主な物性</b>				
融点	2750°C	1100°C	2750°C	代表的組成での概略値
熱伝導率 (W/cm K)	0.03	0.26	0.18	未照射での概略値
重金属重量比 (g/cc)	9.8	14.3	13.5	
線膨張係数 ( $\times 10^{-5}/K$ )	1.5~2.5	20	0.6~0.9	
<b>主な特徴</b>				
Naとの共存性	Na複合酸化物形成	良好	良好	酸化物の反応温度 <1100°C
被覆管との共存性	Cs, Te等FPPIによる腐食 低O/M比燃料では、腐食量小	希土類FPPIによる腐食 共晶点: 650~675°C	良好	窒化物、金属はNaポンド 概念の場合の概略値
通常運転時・燃料中心温度	2200°C程度	800°C程度	800°C程度	
代表的設計線出力	450W/cm程度 (中空ペレット)	450W/cm程度 伝熱・除熱特性に優れるが、融点 が低いので、線出力は酸化物 燃料と同程度としている。	450W/cm程度 伝熱・除熱特性に優れ融点も高 いので、高線出力実現のポテン シャルを有する。(最大1,500 W/cm程度)	
増殖ポテンシャル	酸化物形態での重金属重量比 が窒化物・金属より低いので、 重金属充填密度増加による増 殖性向上には他の2種類の燃料 形態より劣る。	重金属充填密度が高くできるの で内部転換比向上が図れ、コン パクト化しつつ高増殖比や長期 運転サイクルを実現しやすい。	重金属充填密度が高くできるの で内部転換比向上が図れ、コン パクト化しつつ高増殖比や長期 運転サイクルを実現しやすい。	
MA添加の影響	Am, Cmの酸化物は熱伝導度が MOX(U,Pu-MOX)の1/5以下であ り、線出力を抑制する必要が生 ずる。	AmはU-Pu-Zr三元系合金への 溶解度が小さいデータがある。	データなし。	いずれも実験データが不 足している。
Pu含有率制限	仏CAPRA計画では45%が上限。	制限はないと推定されるが、Pu 富化度増加により共晶点が低下 する可能性がある。	製造時の相分離等の観点では 制限はないと推定される。	酸化物燃料でRIAR型バイ バック概念とすれば上限 はさらに高くできるが、そ の場合には溶解限界線出 力が低下する。

表 5.3.2 低除染燃料の FP による炉心特性への影響評価  
(ナトリウム冷却、酸化物燃料炉心)

	大型炉心 (基準値)	酸化物電解法 (RIAR 技術)	金属電解法 (Li 還元) (ANL 技術)	金属電解法 (塩浴塩素化法) (ANL 技術)	フッ化物 揮発法
無限回リサイクル後組成					
FP 混入率 (重量比/体積比、%)	0 / 0	1.7% / 2.2%	1.2% / 1.9%	1.2% / 1.9%	1.6% / 1.4%
燃焼反応度 (% $\Delta k/kk'$ ) と変化(%)	2.92	+17.1%	+12.0%	+12.0%	+12.0%
増殖比と変化(%)	1.036	-4.0%	-2.0%	-2.0%	-2.0%
Na ボイド反応度(% $\Delta k/kk'$ )と変化 (%)	3.41	+2.9%	+1.5%	+1.5%	+2.1%
ドップラー係数( $\times 10^{-3}Td k/dT$ )と変化(%)	-6.95	+10.1%	+5.8%	+5.8%	+7.2%

表 5.3.3 大型炉心における MA 添加時の炉心特性

(ナトリウム冷却、酸化物燃料炉心)

	MA : 添加無し (基準値)	MA : 5%添加
MA 装荷量(kg/サイクル)	35.5	662.5 (18.7 倍)
MA 変換量(kg/サイクル)	-61.6	299.1
MA 変換率(%/サイクル)	-18.3	11.3
Pu 富化度(wt%) (内側炉心/外側炉心)	17.8 / 19.8	16.6 / 18.4 (93.3%/92.9%)
燃焼反応度(% $\Delta k/kk'$ )	2.92	1.21 (41.4%)
増殖比 (平衡炉心平均)	1.036	1.044
ドップラー係数( $\times 10^{-3} Tdk/dT$ ) (平衡初期/平衡末期)	-7.57 / -7.06	-5.47 / -5.25 (72.3%/74.3%)
炉心 Na ボイド反応度(% $\Delta k/kk'$ ) (平衡初期/平衡末期)	2.34 / 2.58	2.81 / 2.93 (120%/114%)

表 5.3.3.4 平衡炉心における MA および希土類 FP 添加時の炉心特性  
(ナトリウム冷却、金属燃料炉心)

	once-through	recycled	MA 2%	MA 5%
サイクル長(月), バッチ数	18, 4	<=	<=	<=
Pu 富化度 (w/o)	13.5/17.8	14.8/20.1	14.7/19.7	14.1/19.3
Pu 組成 <sup>(1)</sup> (w/o)	(from LWR)	1/58/31/4/6	3/57/30/4/6	8/54/28/3/7
MA & RE 割合 (w/o)	0/0	0.8/0.5	2.0/1.5	5.0/3.5
MA 組成 <sup>(2)</sup> (w/o)	-	7/38/1/27/22/5	21/49/5/13/10/2	28/53/6/6/6/1
燃焼反応度 (% k/k')	3.0	2.0	1.8	1.5
平均燃焼度 (万 MWd/t)	15	<=	<=	<=
増殖比	1.04	1.07	1.07	1.09
ボイド反応度 <sup>(3)</sup> (\$)	6.7	7.5	8.1	9.2

(1) Pu 組成 =  $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}$

(2) MA 組成 =  $^{237}\text{Np}/^{241}\text{Am}/^{242\text{m}}\text{Am}/^{243}\text{Am}/^{244}\text{Cm}/^{245}\text{Cm}$

(3)  $1\$=0.36\%\Delta k/k$

表5.3.5 燃料形態のナトリウム冷却条件での安全上の特性比較

カテゴリ	燃料形態		
	酸化ペレット燃料 (Heボンド)	金属燃料 (Naボンド)	窒化物燃料 (Heボンド)
①基本特性: 燃料	中 2750 °C	小 1100 °C	小 2800 °C、1730°C(2000K)以上の高温領域では熱解離に起因して燃料組織が不安定性となるが、ピン内のように閉じこめられた状況では融点以下であれば希薄はほとんど進まない。
被覆管	定格時燃料最高温度 2200 °C	800 °C	770 °C
	定格時燃料平均温度 1100 °C	680 °C	800 °C
反応度係数	被覆管温度制限 700 °C	650~675 °C (クリープ破壊・共晶回避のための温度制限が必要) <sup>#1</sup>	700 °C (クリープ破壊)
	トッパラ係数	大 中	中 大
②受動安全特性	ボイド反応度	大 中	大
	ULOF、UTOP時の特性 (MOX燃料との比較)	UTOP: 燃焼反応度小→制御機構引抜反応度小→事象特定が容易 引き抜き制御棒を1本に制限するためのロッドストロップ対策が必要(バンク制御は不可) ULOF: 燃料温度低→事象特定に必要な負反応度小→事象特定が比較的容易 但し、送方向度強等による効果は不確かであり、SASSあるいはGEM+ロッドストロップ機構等の受動的炉停止機構の導入が必要	ULOF: 燃焼反応度小→事象特定が容易 引き抜き制御棒を1本に制限するためのロッドストロップ対策が必要(バンク制御は不可) ULOF: 燃料温度低→事象特定に必要な負反応度小→事象特定が比較的容易 但し、送方向度強等による効果は不確かであり、SASSあるいはGEM+ロッドストロップ機構等の受動的炉停止機構の導入が必要
③再臨界回避対策	SASSの適用性	適用可能 550°C条件に適合するSASS開発計画を実施中。	適用可能 燃料から冷却材への熱移行 事象推移が緩慢され、設計条件を大幅に緩和可能。
	ボイド反応度制限	8%程度 燃料要素及び軸ブラ燃料を中空化することでボイド反応度制限を緩和できる可能性がある。但し、試験データの取得、解析評価が必要	8%程度 但し、燃料分散データの取得、解析評価による検証が必要
④Na冷却材との熱的相互作用	溶融燃料排出対策	集合体内部ダクトの設置 有効性については解析評価により確認済、試験計画は実施中	下駆動ブラ領域削除概念 但し、その有効性については解析評価及び試験データの取得が必要
	FCI特性	Energetic FCIの発生可能性なし。 炉心設計への影響を緩和する合理的な溶融燃料排出方案について検討し、その有効性と試験による検証計画の具体化が必要。	燃料融点が2800°C以上であり、熱解離により金属相となるため、溶融時には金属燃料でのEnergetics FCIの温度条件を源とす。しかし、希薄な溶融ガスによる、FCIは緩和される可能性もある。試験データの取得、解析評価が必要。
⑤留意事項			<ol style="list-style-type: none"> <li>熱解離現象の解明(熱解離に必要な熱エネルギーの測定、熱解離時間など)、CDA事象推移の把握、必要な設計対策の検討が必要。</li> <li>事象の熱解離により燃料が金属燃料相となるため事故後冷却過程での冷却性確認と、必要に応じて、デブリ保持構造の共晶貫通防止対策を講じる。</li> <li>Naと接触する溶融燃料が、所定量以上とならないことの確認あるいは設計対策(新しいFCIの発生対策)立案が必要である。高温金属燃料のFCI特性を把握する必要がある。</li> <li>試験データの取得内容と計画立案の検討が必要。</li> </ol>

#1 燃料要素と被覆管の間にライナー等をはさむ構造とすることで、共晶問題を解消できる可能性がある。



表5.3.6 燃料形態と冷却材との組合わせ(炉心特性)

燃料形態 冷却材	酸化物燃料	金属燃料	窒化物燃料	備考
ナトリウム	<p>(1) 再臨界排除対策徹底 (2) 燃焼度15万MWD/t (3) 低除染燃料 (4) 低炉心圧損 (5) 炉心出口温度550°C (6) 18ヶ月運転 (7) 軸ブランケット:上下45cm (8) 径ブランケット1層 (9) Naボイド反応度~5.4\$</p> <p>増殖比約1.13、複利システム倍増時間約45年 ↓ 均質炉心での概念合理化 (炉心部排出ダクトなし/下部軸ブランケット部分削除) 増殖比1.15、複利システム倍増時間約35年 ↓ 径方向非均質炉心の場合(Naボイド反応度5.7\$) 増殖比約1.22、複利システム倍増時間約28年</p>	<p>(1) 金属燃料の特徴を利用した再臨界排除方策 (2) ~ (4)は同左 (5) 炉心出口温度は510~530°C (6) 18ヶ月運転 (7) 径ブランケット1層 (8) Naボイド反応度~8\$</p> <p>→増殖比約1.25、複利システム倍増時間約28年 ・炉心出口温度低下分:効率約2%低下有り ・Zrライナー燃料で出口温度を上げる可能性 ・照射実績が少ない---国際協力体制のもとで照射計画等立案 ・径方向非均質炉心による性能向上は今後評価</p>	<p>(1) 再臨界排除対策の具体化検討中 (2) ~ (4)は同左 (5) 炉心出口温度550°C (6) 18ヶ月運転 (7) 径ブランケット1層 (8) Naボイド反応度~6\$ (酸化物燃料程度)と暫定</p> <p>→増殖比、倍増時間は再臨界排除のための炉心概念による。設計対応が金属燃料炉心のみであれば、金属と同程度。 ・CDA時の激しいFCI、窒素解離問題 ・N-15濃縮の経済性 ・照射実績が僅少---国際協力体制のもとで照射計画等立案</p>	
重金属	<p>(特徴) ・中性子の減速能は少ない。 ・Pbは反射体として機能し、Naに比べスベクトルが硬い。 ・循環ポンプインペラの腐食防止に係る流速制限による炉心圧損制限等により、燃料ピッチ間隔がNaに比べ広い(炉心燃料体積比が小さい)。</p>	<p>Naと同等以下の見込み</p>		
ガス	<p>炭酸ガス (被覆管型)</p> <p>(1)(3)はNaと同じ (2)12万MWD/t (5)炉心出口温度525°C (6)約12ヶ月運転</p> <p>↑ 増殖比約1.02~1.09 径ブランケットを厚し増殖比の向上(約1.2) (但し、熱的自立性の検討が必要)</p>	<p>・検討中 ・コアキヤッチャと冷却設備が必要</p>	<p>・検討中 ・窒素解離対策不要 ・N-15濃縮の経済性 ・コアキヤッチャと冷却設備が必要</p>	<p>*ガス炉の自由体積が大 きいので窒素が解離して も1次系の昇圧が少ない。</p>
	<p>ヘリウム (被覆 粒子型)</p>	<p>・対象外</p>	<p>・検討中 ・窒素解離対策不要* ・N-15濃縮の経済性 ・高速中性子場での被覆層の健全性改善が必要 (Py-C焼きしまりのため現在1万MWD/t以下でシミュ)</p>	
水	<p>・高富化度燃料により、CDA時の再臨界発生の可能性について検討中</p>	<p>・適合せず (Naボンド材と水との反応等)</p>	<p>・適合せず (CDA時の激しい燃料-水の化学反応、窒素解離問題等)</p>	

表5.3.7 燃料形態と冷却材との組み合わせ評価

	酸化物燃料	金属燃料	窒化物燃料	
ナトリウム	○	○	× (*1)	(*)Naポンド、ベリウムポンドの双方が適合する。CDA時の事象推察に当たっては、熱解離室系により圧力上昇から炉器破砕を困難にさせる可能性及び冷却材Naとの激しいVFCI発生の可能性がある。これらの問題を克服するには、熱解離室系に耐えるVFCI発生、燃料破砕試験、通流試験等を実施し、必要な物理モデルを導入したCDA解析コード群の開発と事象推察評価が必要である。この結果を踏まえて再臨界回避方針が具体化でき、基礎研究から実機評価までの長期的な取り組みが必要となる。
炉心性	良(*2)	優	優	(*)2) 開発目標(増殖比1.2程度)に適合する炉心性を達成するには、非均質炉心の採用など合理的な再臨界回避概念を適用する必要がある。但し、非均質炉心の適用性等については今後検討を進める。
安全性	○	○(*3)	△(*4)	(*)3) Pbポンドは適合しない、Naポンドでは被覆管破損時にポンドNaが流出しNa-Pb化合物を形成し、冷却材温度等に影響を及ぼす。米国ATW計画で検討されているZr内面被覆と減重金属燃料(Pbポンド材)の適合性については今後検討。 (*)4) Na冷却に比べ、激しいVFCIの発生可能性が低く、適合する可能性が相対的に高い。しかし、重金屬冷却条件での燃料破砕試験、熱解離室系動、CDA事象推察等については、熱解離室系による炉器内の上昇、スラッグインバウトによる影響が懸念される。
炉心性	良(*5)	優(*6)	優	(*)5) 被覆管減重を抑制するための流速制限により流路断面積を拡大する必要があり炉心燃料体積比が30% (Na冷却では40%)程度となる。 (*)6) Na冷却より炉心性能力がどの程度低下するか、鉛-Bi冷却で共晶制限が回避可能かどうか、今後、検討を進める。
安全性	○	△(*7)	○	(*)7) 被覆管温度が上昇するため、共晶制限を緩和する方策(ライナー管の導入等)、被覆管破損時に流出したNaが冷却材(炭酸ガス)と化学反応を起こす等の課題があり、今後更に検討を進める。
ガス(炭酸ガス、ベリウム)	良(*8)	良(*9)	優(*10)	(*)8) 冷却材ガスの除熱能力により炉心燃料体積比が30%程度しか確保できないこと、内部ダクトなどの再臨界回避方策を講じる必要性等から、開発目標(増殖比1.2程度)に適合する炉心性を確保する方策について更に検討を進める。 (*)9) 事故時除熱能力、共晶制限、再臨界回避方策、原子炉出口温度の低下等を考慮して、開発目標に適合した炉心性を達成できることを今後検討する。 (*)10) 事故時除熱能力と再臨界回避方策を考慮して、開発目標に適合した炉心性を達成できることを、今後確認する。
水	○	×(*11)	×(*12)	(*)11) 被覆管破損時に、ポンド材Naが流出し、Na水反応を生じることから適合しない。(気体ポンドは適合しない) (*)12) ベリウムポンドが適合する。但し、CDA時の事象推察によっては、熱解離室系により圧力上昇から炉器破砕を困難にさせる可能性があり、(*)と同様な課題があることに加え、燃料破損時に、高温燃料と水の化学反応、熔融燃料冷却時の化学反応の可能性などについても検討が必要となり、基礎研究から実機評価までの長期的な取り組みを要する。
炉心性	可(*13)	—	可(*13)	(*)13) 再臨界回避方策を考慮しない炉心設計で増殖比は1.06程度である。再臨界回避の必要性の検討結果を踏まえて引き続き適合性について検討継続する。
開発課題	<ul style="list-style-type: none"> <li>高燃焼度を達成できる被覆管材料の開発</li> <li>炉心性能力の向上を目指した、より合理的な再臨界回避方策の選定と、原理確認試験の実施。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>酸化物燃料の場合より、さらに高燃焼度に耐える高燃焼度被覆管材料の開発</li> <li>燃料ビン照射特性データ取得時の燃料挙動解析手法の安全性試験データによる検証</li> <li>新燃料～高燃焼度燃料の安全性試験データ取得</li> <li>再臨界回避方策の原理確認試験の実施</li> <li>高温化及びガス冷却等への適合性を図るために、共晶制限を緩和するライナー構造等の開発</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>酸化物燃料の場合より、さらに高燃焼度に耐える高燃焼度被覆管材料の開発</li> <li>照射試験による高燃焼度燃料仕様の絞り込み</li> <li>地産時の燃料挙動解析手法の安全性試験データによる検証</li> <li>新燃料～高燃焼度燃料の安全性試験データ取得</li> <li>再臨界回避方策の原理確認試験の実施(ガス炉条件)</li> <li>被覆粒子燃料の高燃焼度北方策と再処理との適合性検討</li> </ul>	<p>共通課題:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>効率的なLFP変換方策の検討</li> <li>FP核変換及びTRU燃焼に必要な基礎データ(核断面積測定など)の取得</li> </ul>

表 5.3.8 金属燃料開発に関する炉心・燃料設計上のニーズとそれを満たすための試験・評価との対応

炉心・燃料設計上のニーズ		ニーズに対応する試験・評価					
要求事項	必要な知見	必要時期	安全性試験 (炉内/炉外)	炉内定常照射試験	炉外試験	その他 (評価のみ)	
				燃料照射試験	材料照射試験	材料物性試験、強度試験	燃料物性試験
安全性 Naポイド反応度制限の設定 再臨界回避方策の有効性確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>急速過出力型試験データの取得</li> <li>高温対策改良燃料ピンの上記と同種のデータ取得</li> <li>溶融燃料排出挙動の確認データ等</li> </ul>	1-2 3 1-2	○(炉内) ○(炉内) ○(炉外)	○			
経済性 15万MWd/t(取出平均)の達成 ODS被覆管、PNC-FMSラッパ管性能実証 高燃焼度照射による燃料挙動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心材料の 6E23n/cm2(E&gt;0.1MeV) までの耐照射性確認</li> <li>25万MWd/tまでの燃料ピン照射実績、健全性データ取得</li> </ul>	1-2	○*	○*	(○*)		
出口温度の高温化 被覆管内面腐食上限等の評価 (出口温度510-530°Cの確保) 被覆管内面腐食等抑制策の開発 (出口温度530°C以上) 燃料除熱性能評価(高線出力化) 低除熱燃料の物性・挙動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>被覆管最高温度650°Cで250GWd/tまでの被覆管腐食データ・燃料内共晶データ取得</li> <li>高温対策改良燃料ピン概念の開発および絞り込み、腐食挙動評価</li> <li>25万MWd/tまでの燃料組織データおよびその評価</li> <li>被覆管最高温度650°Cで中燃焼度までの被覆管腐食特性、燃料組織の確認</li> <li>物性、製造時組織の確認評価</li> </ul>	1-2 3 1-2 2	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○			○
資源有効利用 MA含有燃料の物性・挙動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>5%MA含有燃料の物性評価、照射挙動確認</li> </ul>	2		○			
環境負荷低減 LLFP装荷形態の概念具体化	<ul style="list-style-type: none"> <li>候補形態検討・絞り込み、照射挙動評価</li> </ul>	3		○*			
その他 炉心材料関連基準類整備 燃料関連基準類整備 特性評価(主に照射時安定性) 設計評価技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心材料の物性データ、炉外試験データ、材料照射データ、燃料照射後試験データの取得</li> <li>燃料の物性データ、照射試験・照射後試験データ、境界挙動データの取得</li> <li>照射時安定性、信頼性、万一の定常時破損の安定性に関するデータ取得(一部、既存データの入手・評価)</li> <li>解析コードの高燃焼度までの検証</li> </ul>	1-2 1-2 2 1-2	○ (○) ○ ○	○* (未照射、照射後)	○* (未照射、照射後)	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○

必要時期: 0=燃料選択判断に必要、1=基本設計開始前に必要、2=基本設計終了前に必要、3=実機適用性拡張時期に必要  
注)温度等数値は暫定値。ピーク燃焼度: 25万MWd/tは取出平均燃焼度: 15万MWd/tに相当。

○: 「金鳳」独自項目  
\*: MOXでの開発とほぼ共通

表 5.3.9 金属燃料照射試験の最低限の要求内容

照射試験	目的	試験体	照射条件	得られる知見
ノミナル条件 集合体照射	ノミナル条件で中燃焼度および目標燃焼度までのバンドル照射を行い、燃料ピンおよびラッパ管の健全性を確認するとともに、被覆管内面腐食・FPガス放出率・燃料組織変化・FCMI等の挙動データを取得して設計評価関係式等の確認に反映する。 被覆管およびラッパ管については、スエリン等の永久変形データを取得するとともに照射後強度試験等を実施して、設計評価関係式等の確認に反映する。 また、安全性試験、RTCB試験に試験ピンを供する。	91-217本バンドル×2体 燃料:U-Pu-Zr 三元系合金 被覆管:ODSフェライト鋼 ラッパ管:PNC-FMS	ピーク線出力:450W/cm 被覆管最高温度:600°C (肉厚中心ノミナル) 目標ピーク燃焼度、照射量 1体目:15万MWd/t、 3.6E23n/cm2(E>0.1MeV) 2体目:25万MWd/t、 6E23n/cm2(E>0.1MeV)	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心材料の6E23n/cm2(E&gt;0.1MeV)までの耐照射性確認</li> <li>25万MWd/tまでの燃料ピン照射実績、健全性データ、燃料組織データ、照射時安定性など</li> </ul>
ホットスポット条件 集合体照射	ホットスポット温度条件で中燃焼度および目標燃焼度までのバンドル照射を行い、燃料ピンおよびラッパ管の健全性を確認するとともに、被覆管内面腐食・FPガス放出率・燃料組織変化・FCMI等の挙動データを取得して設計評価関係式等の確認に反映する。 被覆管およびラッパ管については、スエリン等の永久変形データを取得するとともに照射後強度試験等を実施して、設計評価関係式等の確認に反映する。 また、安全性試験、RTCB試験に試験ピンを供する。	91-217本バンドル×2体 燃料:U-Pu-Zr 三元系合金 被覆管:ODSフェライト鋼 ラッパ管:PNC-FMS	ピーク線出力:470W/cm 被覆管最高温度:650°C(目標) (肉厚中心ノミナル) 目標ピーク燃焼度、照射量 1体目:15万MWd/t、 3.6E23n/cm2(E>0.1MeV) 2体目:26万MWd/t、 6E23n/cm2(E>0.1MeV)	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心材料の6E23n/cm2(E&gt;0.1MeV)までの耐照射性確認</li> <li>26万MWd/tまでの燃料ピン照射実績、健全性データ、燃料組織データ、照射時安定性</li> <li>被覆管最高温度650°Cで26万MWd/tまでの被覆管腐食データ、燃料内共晶データなど</li> </ul>
燃料ピンRTCB照射	ノミナル条件およびホットスポット温度条件で燃焼度まで照射した燃料ピンを破損発生まで継続照射し、破損限界余裕・破損後炉停止までの挙動安定性を確認する。	4本以上 (上記2試験の最高燃焼度ピンを各2本) 燃料:U-Pu-Zr 三元系合金 被覆管:ODSフェライト鋼	上記2試験の継続照射条件とする	<ul style="list-style-type: none"> <li>破損限界挙動データ</li> <li>定常時破損の安定性に関するデータ</li> <li>被覆管内面腐食データ、燃料組織変化データなど</li> </ul>

RTCB:Run To Cladding Breach (被覆管破損発生までの照射)

- このほか、量産レベルの製造技術・検査技術に応じて、10,000本オータの実績を順次先行炉で蓄積していく必要がある。
- 材料特性については、先行MOX燃料照射試験にて十分なデータ取得・評価がなされていることを前提としている。

表 5.3.10 金属燃料安全性試験の最低限の要求内容

安全性試験	目的	試験体	照射条件	得られる知見
急速過出力型安全性試験(炉内試験)	定常照射にて中燃焼度および目標燃焼度まで照射した燃料ピンを試験ピンとして安全性試験炉にて急速過出力型試験を行い、破損限界、破損後挙動に関するデータを取得し、CDA評価に反映する。	5本以上 燃料: U-Pu-Zr 三元系合金	CDA起因事象時に相当する過出力速度条件、被覆管温度 前照射ピーク燃焼度 2本以上: 15万MWd/t 3本以上: 25万MWd/t	急速過出力型試験時燃料挙動 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料ピン破損限界</li> <li>・ 破損後燃料分散挙動</li> <li>・ 試験後の燃料分布など</li> </ul>
再臨界回避方策に関する有効性確認試験(炉外試験)	代表的な炉心損傷条件での、溶融燃料の下方向への共晶状態による排出挙動の確認、冷却材によるクエンチによる微粒化プロセス、デブリの冷却性などに関する試験データを取得し、CDA評価に反映する。	温度及びNa環境条件等を含め各現象毎に数ケースの試験 燃料: U-Pu-Zr 三元系合金	新燃料ベースで特性を把握した後で必要に応じて高燃焼度燃料を使用した試験を行う。	溶融燃料排出挙動の確認データ等 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 共晶による溶融移動</li> <li>・ 微粒化プロセス</li> <li>・ デブリ冷却性</li> </ul>

表 5.3.11 窒化物燃料開発に関する炉心・燃料設計上のニーズとそれを満たすための試験・評価との対応

炉心・燃料設計上のニーズ		ニーズに対応する試験・評価						
要求事項	必要な知見	必要時期	安全性試験 (炉内/炉外)	炉内定常照射試験		炉外試験		その他 (評価のみ)
				燃料照射試験	材料照射試験	材料物性試験、強度試験	燃料物性試験	
<b>安全性</b> 燃料の窒素希薄挙動の評価 解離後金属相によるFOIの評価 Naボイド反応度制限の設定 再臨界回避方策の有効性確認	・ 窒素希薄挙動データ、現象の解明、など ・ 激しいFOI発生条件、影響度に関する試験データ ・ 急速過出力型試験データの取得 ・ 溶融燃料の排出挙動データ、ナトリウム冷却性データ	0 0 0 1-2	○(炉内) ○(炉内+炉外) ○(炉内) ○(炉内)	(○) (○) (○) (○)				
<b>経済性</b> 15万MWd/t(取出平均)の達成 燃料の複数仕様サーベイ照射 高燃焼度照射による燃料挙動確認 ODS被覆管、PNC-FMSラツパ管 性能実証	・ 各仕様燃料ピンのFOMI挙動、燃料カラム安定性に関するデータ、それに基づく高燃焼度仕様候補。 ・ 高燃焼度候補仕様での25万MWd/tまでの燃料ピン照射実績、健全性データ取得 ・ 炉心材料の 6E23n/cm2(E>0.1MeV) までの耐照射性確認 ・ 被覆管最高温度650℃で中燃焼度までの被覆管腐食特性、燃料組織の確認 ・ 物性、製造時組織の確認評価	1-2 1-2 1-2 2		○ ○ ○* (○*) ○			○	
<b>資源有効利用</b> MA含有燃料の物性・挙動確認	・ 5%MA含有燃料の物性評価、照射挙動確認	2		○				
<b>環境負荷低減</b> LLFP装荷形態の概念具体化	・ 候補形態検討・絞り込み、照射挙動評価	3		○*				
<b>その他</b> 炉心材料関連基準類整備 燃料関連基準類整備 特性評価(主に照射時安定性) 設計評価技術開発	・ 炉心材料の物性データ、炉外試験データ、材料照射データ、燃料照射後試験データの取得 ・ 燃料の物性データ、照射試験、照射後試験データ、境界挙動データの取得 ・ 照射時安定性、信頼性、万一の定常時破壊の安定性に関するデータ取得(一部、既存データの入手・評価) ・ 解析コードの高燃焼度までの検証	1-2 1-2 2 1-2	(○)	○* ○ ○ ○		○*	○*	○* (未照射、照射後) ○ (既存データ評価)

必要時期: 0=燃料選択判断に必要、1=基本設計開始前に必要、2=基本設計終了前に必要、3=実機適用性拡張時期に必要  
 注: 温度等数値は暫定値。ピーク燃焼度: 25万MWd/tは取出平均燃焼度、15万MWd/tに相当。  
 [ ] 「窒化物」独自項目  
 \* : MOXでの開発とほぼ共通

表 5.3.12 窒化物燃料照射試験の最低限の要求内容

照射試験	目的	試験体	照射条件	得られる知見
高燃焼度用 燃料仕様絞込み 燃料ピン照射	25万MWd/tまで健全に使用できる燃料仕様候補を絞込むため、複数の仕様の燃料ピンを照射し、燃焼度5万MWd/t程度ごとに取り出して燃料ピン外径変化・FPガス放出率・FCMI等の挙動データを取得し、高燃焼度化達成の見えと見し候補燃料仕様を明らかにする。	複数仕様の燃料ピン (各仕様4本以上×仕様数) 燃料:Naボンド、ガスボンド 中央・中空ペレット (ギャップ幅、ペレット密度等パラメータ) パイパック 被覆管:ODSフェライト鋼	ピーク線出力:450W/cm (一部、高線出力) 被覆管最高温度:700°C (肉厚中心ホットスポット) 目標ピーク燃焼度、照射量 (中間検査を実施し、順次絞込み) 25万MWd/t、 6E23n/cm2(E>0.1MeV)	<ul style="list-style-type: none"> <li>各仕様燃料ピンのFCMI挙動、燃料ピンの安定性に関するデータ。</li> <li>それに基づく高燃焼度仕様候補。</li> </ul>
ノミナル条件 集合体照射	ノミナル条件で中燃焼度および目標燃焼度までのバンドル照射を行い、燃料ピンおよびラッパ管の健全性を確認するとともに、被覆管内面腐食・FPガス放出率・燃料組織変化・FCMI等の挙動データを取得して設計評価関係式等の確認に反映する。 被覆管およびラッパ管については、スエリン等の永久変形データを取得するとともに照射後強度試験等を実施して、設計評価関係式等の確認に反映する。 また、安全性試験、RTCB試験に試験ピンを供する。	91-217本バンドル×2体  燃料:上記にて絞込んだ候補仕様 被覆管:ODSフェライト鋼 ラッパ管:PNC-FMS	ピーク線出力:450W/cm 被覆管最高温度:600°C (肉厚中心ノミナル) 目標ピーク燃焼度、照射量 1体目:15万MWd/t、 3.6E23n/cm2(E>0.1MeV) 2体目:25万MWd/t、 6E23n/cm2(E>0.1MeV)	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心材料の6E23n/cm2(E&gt;0.1MeV)までの耐照射性確認</li> <li>25万MWd/tまでの燃料ピン照射実績、健全性データ、燃料組織データ、照射時安定性など</li> </ul>
ホットスポット条件 集合体照射	ホットスポット温度条件で中燃焼度および目標燃焼度までのバンドル照射を行い、燃料ピンおよびラッパ管の健全性を確認するとともに、被覆管内面腐食・FPガス放出率・燃料組織変化・FCMI等の挙動データを取得して設計評価関係式等の確認に反映する。 被覆管およびラッパ管については、スエリン等の永久変形データを取得するとともに照射後強度試験等を実施して、設計評価関係式等の確認に反映する。 また、安全性試験、RTCB試験に試験ピンを供する。	91-217本バンドル×2体  燃料:上記にて絞込んだ候補仕様 被覆管:ODSフェライト鋼 ラッパ管:PNC-FMS	ピーク線出力:470W/cm 被覆管最高温度:700°C (肉厚中心ホットスポット) 目標ピーク燃焼度、照射量 1体目:15万MWd/t、 3.6E23n/cm2(E>0.1MeV) 2体目:26万MWd/t、 6E23n/cm2(E>0.1MeV)	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心材料の6E23n/cm2(E&gt;0.1MeV)までの耐照射性確認</li> <li>26万MWd/tまでの燃料ピン照射実績、健全性データ、燃料組織データ、照射時安定性</li> <li>被覆管最高温度700°Cで26万MWd/tまでの被覆管腐食データ・燃料内共晶データなど</li> </ul>
燃料ピンRTCB照射	ノミナル条件およびホットスポット温度条件で燃焼度まで照射した燃料ピンを破損発生まで継続照射し、破損限界余裕・破損後炉停止までの挙動安定性を確認する。	4本以上 (上記2試験の最高燃焼度ピンを各2本) 燃料:上記にて絞込んだ候補仕様 被覆管:ODSフェライト鋼	上記2試験の継続照射条件とする	<ul style="list-style-type: none"> <li>破損限界挙動データ</li> <li>定常時破損の安定性に関するデータ</li> <li>被覆管内面腐食データ、燃料組織変化データなど</li> </ul>

RTCB: Run To Cladding Breach (被覆管破損発生までの照射)

1) このほか、量産レベルの製造技術・検査技術に応じて  
2) 材料特性については、先行MOX燃料照射試験にて十分なデータ取得・評価がなされていることを前提としている。

表 5.3.13 窒化物燃料安全性試験の最低限の要求内容

照射試験	目的	試験体	照射条件	得られる知見
CDA評価用 安全性試験 (炉内試験)	定常照射にて中燃焼度および目標燃焼度まで照射した燃料ピンを試験ピンとして、安全性試験炉にてCDA評価用試験ピンと、安全型燃料破損後挙動、燃料破損後急激な反応度投入条件での燃料破損後挙動)を取得し、破損限界、破損後挙動に関するデータを取得して、CDA評価に反映する。	10本以上	LOF条件: 5本 TOP条件: 5本 前照射ピーク燃焼度 1本以上: 新燃料 2本以上: 15万MWd/t 2本以上: 25万MWd/t	<ul style="list-style-type: none"> <li>破損限界データ</li> <li>破損後燃料分散挙動データ</li> <li>試験後破損検査データなど</li> </ul>
窒素解離現象の解明 (炉外及び炉内試験)	昇温速度及び燃焼度をパラメータとし、窒化物燃料からの窒素解離速度、解離速度の測定	炉外試験: 投入熱量に対する窒素解離量、解離速度の測定(燃料ペレットでの測定) 炉内試験: 代表的な燃料破損条件で、燃焼度をパラメータとして、燃料破損挙動と試験体内部での昇圧測定(10本以上) (NOTE: CDA評価用安全性試験で測定可能)	炉外試験: 新燃料(U, Pu, N, MN)及び中程度の照射燃料 炉内試験: CDA評価用安全性試験と同じ精密な事後検査により解離挙動を測定	<ul style="list-style-type: none"> <li>窒素解離量と温度、圧力データ</li> <li>窒素解離速度と投入エネルギーデータのデータ</li> <li>窒素解離と燃料破損、破損後挙動に関するデータ</li> </ul>
FCI挙動試験 (炉内及び炉外試験)	燃料破損後及び融体移動時の冷却材Naとの熱的相互作用の定量化(激しい蒸気発生現象を回避できる条件の明確化)	炉外試験: 温度条件に対応した金属相の分離挙動とNaとのFCI挙動(燃料分散効果、熱解離窒素の存在効果、発生圧力など) 炉内試験: 炉内試験: 代表的な燃料破損条件で、燃焼度をパラメータとして、燃料破損挙動と試験体内部での昇圧測定(10本以上) (NOTE: CDA評価用安全性試験で測定可能)	炉外試験: 新燃料で可。非凝縮性ガスの効果等は模擬試験で調べる。 炉内試験: CDA評価用安全性試験と同じ	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料温度と冷却材NaのFCI挙動に関するデータ(燃料分散効果、FCI緩和効果など)</li> <li>激しい蒸気発生を回避できる条件に関するデータ</li> </ul>
炉心損傷時に生成する解離窒素によるNaスラッグ挙動試験(炉外試験)	窒素解離現象に関する知見に基づき、CDA時に想定される解離窒素などのガス放出により、Naスラッグによる昇圧現象の発生可能性について明確にし、その影響	炉外試験: 窒素解離現象を模擬した気泡生成装置及び水試験装置を用いて、スラッグインバントの形成条件、最高到達圧力を測定する。スラッグ形成条件に関する試験については、流動安定性等に関して模擬性の高い流体を利用する可能性あり。(5~10ヶケース程度)	照射効果は、ガス量で模擬する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガス生成速度とスラッグ形成条件に関するデータ</li> <li>ガス生成速度、量に応じた炉容器内圧力上昇挙動データ(有効な緩和効果の定量化を含む)</li> </ul>
再臨界回避方策に関する有効性確認試験 (炉内試験)	代表的な炉心損傷条件での、溶融燃料の下方への排出挙動の確認、冷却材によるクエンチによる微粒化プロセス、デブリの冷却性などに関する試験データを取得し、CDA評価に反映する。	温度及びNa環境条件等を含め各現象毎に数ヶケースの試験	新燃料ベースで特性を把握した後に必要に応じて中程度の燃焼度燃料を使用した試験により照射効果を確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融移動データ</li> <li>微粒化プロセスデータ</li> <li>デブリ冷却性データ</li> </ul>



表5.3.14 定常照射炉の特徴比較

項目	「常陽」 Mk-III(Mk-II)	BOR-60	BN-600	FFTF	PHENIX 従来(今後)	もんじゅ	現状検討炉心 (参考用)
1. 主要な特徴							
炉心入口/出口温 (°C)	350/500(370/500)	330/545	365/550(535)	360/565(503)	395/560	397/529	395/550
実質稼働率 (%)	70(最大)	約75('97年)	約70	約60	約60	(--)	---
最大中性子束 ( $10^{15}$ n/cm <sup>2</sup> s)*	約4	約2.5	3.5-3.7	約4	約4	約3.5	約2.4
炉心高さ (mm)	500	450	1030	914	850	930	800
集合体配列ピッチ (mm)	81.5	45	98.4	120	127	116	194.5
燃料ピンガスプレナム位置	上部	下部	下部	上部	下部	上部	下部
2. ドライバ燃料							
燃料ピン直径 (mm)	5.5	6	6.9	5.84	6.55	6.5	8.8
最大線出力 (W/cm)	420	440	470	413	450	360	約400
ピーク燃焼度 (万MWd/t)	約11	(約30)	約12	約15	最大:150	約13	約25
ピーク照射量 ( $10^{22}$ n/cm <sup>2</sup> )*	約10	(約30)	約20	約25	最大:30	約23	約44
3. 照射リグ	ピン照射、バンドル照射、計測線付照射リグあり。中間検査・再装荷可能。	ピン照射、バンドル照射、計測線付照射リグあり。中間検査・再装荷可能。	ピン照射、バンドル照射リグあり。中間検査・再装荷実績はない模様。	バンドル照射、計測線付照射リグあり。中間検査・再装荷実績はなし。	ピン照射、バンドル照射リグあり。中間検査・再装荷可能。	検討中。	
4. 照射後試験設備	照射後試験施設隣接。	照射後試験施設隣接。	簡易非破壊試験施設隣接。本格的照射後試験はRIAR等に輸送して実施。	ANLに輸送して照射後試験実施。	簡易非破壊試験施設隣接。本格的照射後試験はCADARACHEに輸送して実施。	OECに照射後試験施設あり。(増設FMF。受入量10体)	
5. 備考	Mk-II炉心照射開始は2003年頃の見込み。	現行炉容器は2009年まで。以後の炉容器リプレース検討中。発電、熱供給実施。(12MWt)	燃料照射試験には、BOR-60等での先行照射実績が不可欠。発電主体。(600MWt)	停止中。再起動可能性は不明確。	停止時期:2004年発電・試験炉(250MWt)	現状のスコープでは、最速でも照射試験受入は2015年以降となる見込み。(今後の計画により、前後する)発電炉(280MWt)	

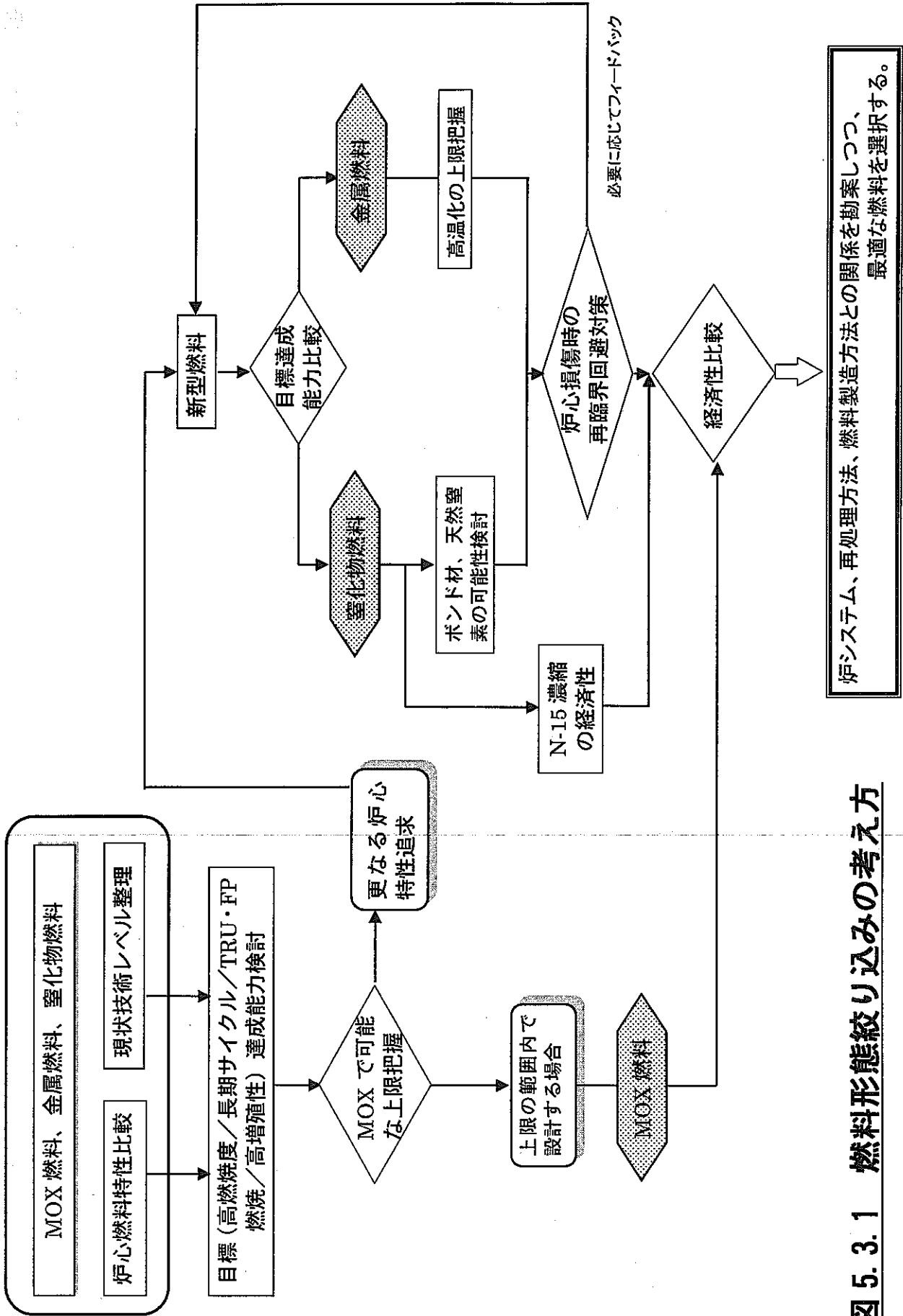
\*:E>0.1MeV

表 5.3.15 安全性試験炉の比較表

項目	TREAT ANL-W (USA)	NSRR JAERI (JAPAN)	CABRI Cadarache (FRANCE)	EWG-1M NNC (KAZAKH-STAN)	IGR NNC (KAZAKHSTAN)	BR-2 Mol(BERGUM)
1.基本構成 炉心燃料 冷却材	UO <sub>2</sub> -Graphite 空気	U-ZrH 軽水	UO <sub>2</sub> 軽水	U,Zr/Zr 軽水	Graphite中にウラン 硝酸塩を含浸 (Graphite熱容量 で吸収)	U-AI 軽水
2.運転・過出力パターン	過渡 (パルス)	過渡 (パルス)	定常+過渡 (パルス)	定常	定常+過渡 (パルス。ただしパルス 形状に自由度あり)	定常
3.駆動炉心 炉心形状(cm) 試験穴内径(cm) 炉心高さ(cm) 中性子 中性子スペクトル(n/cm <sup>2</sup> /s) 過渡最高出力(GW) 最大積分出力(MJ)	193x193 20 122 熱 - 4.4 1010	φ76 22.8 52.2 熱 2.4E13 52 380	64x64 18.0 80 熱 2.0E13 25 250	φ54.8 16.4 80 熱 1.7E14 0.189 443	140X140 22.8 130 熱 7.0E16 10 5200	~φ90 20 76.2 熱-熱外 - ->10 <sup>7</sup>
4.試験性能 出力(反応度)挿入率 加熱時間 最大投入エネルギー	- 15-25s 3.6kJ/g	- 数m-100s 2kJ/g	1-3%Po/s 10min 2kJ/g	- ~2hr (苛酷事故 研究可)	2.3%Δk/k/s 1s~5day (28kJ/g)	- 21日 -
5.試験炉の体系 最大試験ピン数	Naループ 7	カプセル 1-7	Naループ 1	水ループ (1-19)	ガスor水ループ Naカプセル 37-61	Naループ 37
6.燃料移動計装	中性子 ホドスコープ	中性子 ホドスコープ	中性子 ホドスコープ	なし	潜望鏡	なし

表 5.3.16 炉心燃料材料 (被覆管、集合体ラップ管) の開発経緯と開発目標

	健全性確保上の目安	従 来	開発目標
被覆管 [酸化物燃料 *金属燃料 *窒化物燃料] *酸化物燃料に比べ 約20%高速中性フ ルエンスを受ける。	・高温クリープ強度 700℃、50,000時間強度： 約12kgf/mm <sup>2</sup> (燃焼度15万MWd/t、 炉心出口温度550℃の場合) ・耐スエリング性 約10~15%ΔV/V at 50×10 <sup>23</sup> nvt (E>0.1MeV) (金属燃料の注意) 被覆管温度制限等の共晶 対策が必要	・オーステナイト鋼 PNC1520 燃焼度 9万 MWd/t (実証炉設計研究) ・U-Pu-Zr 合金で被覆管最高温度制限値： 650℃ (炉心出口温度は約510℃~530℃ に相当) ・SiC/Py-C 被覆 ・熱中性子炉、高濃縮ウランで、 70万 MWd/t の実績有り ・高速中性子照射による Py-C 被覆が原因と なって損傷するデータ有り(約1万 MWd/t)	目標： 15万 MWd/t 以上 ・分散強化型フェライト鋼 (ODS 鋼) …高温強度と耐スエリング性に優れる フェーズ2で照射試験着手予定 ・バックアップ材 (材料開発に長期を要し、 開発リスク回避) PE16 鋼…高燃焼度化ポテンシャルを示す 英国実績有り ・Zr ライナー被覆管等の採用により温度を 上げる可能性有り ・材料選択より調査
被覆粒子	調査中	・オーステナイト鋼：PNC 1520 燃焼度 : 9万 MWd/t (実証炉設計研究)	・フェライト系マルテンサイト鋼 (PNC-FMS) …耐スエリング性が優れ安価な材料 フェーズ2で照射試験着手予定
ラップ管	・高温強度より耐スエリ ング性が求められる (約10%ΔV/V以下 at 50×10 <sup>23</sup> nvt (E>0.1MeV))		



炉システム、再処理方法、燃料製造方法との関係を勘案しつつ、最適な燃料を選択する。

図 5.3.1 燃料形態絞り込みの考え方

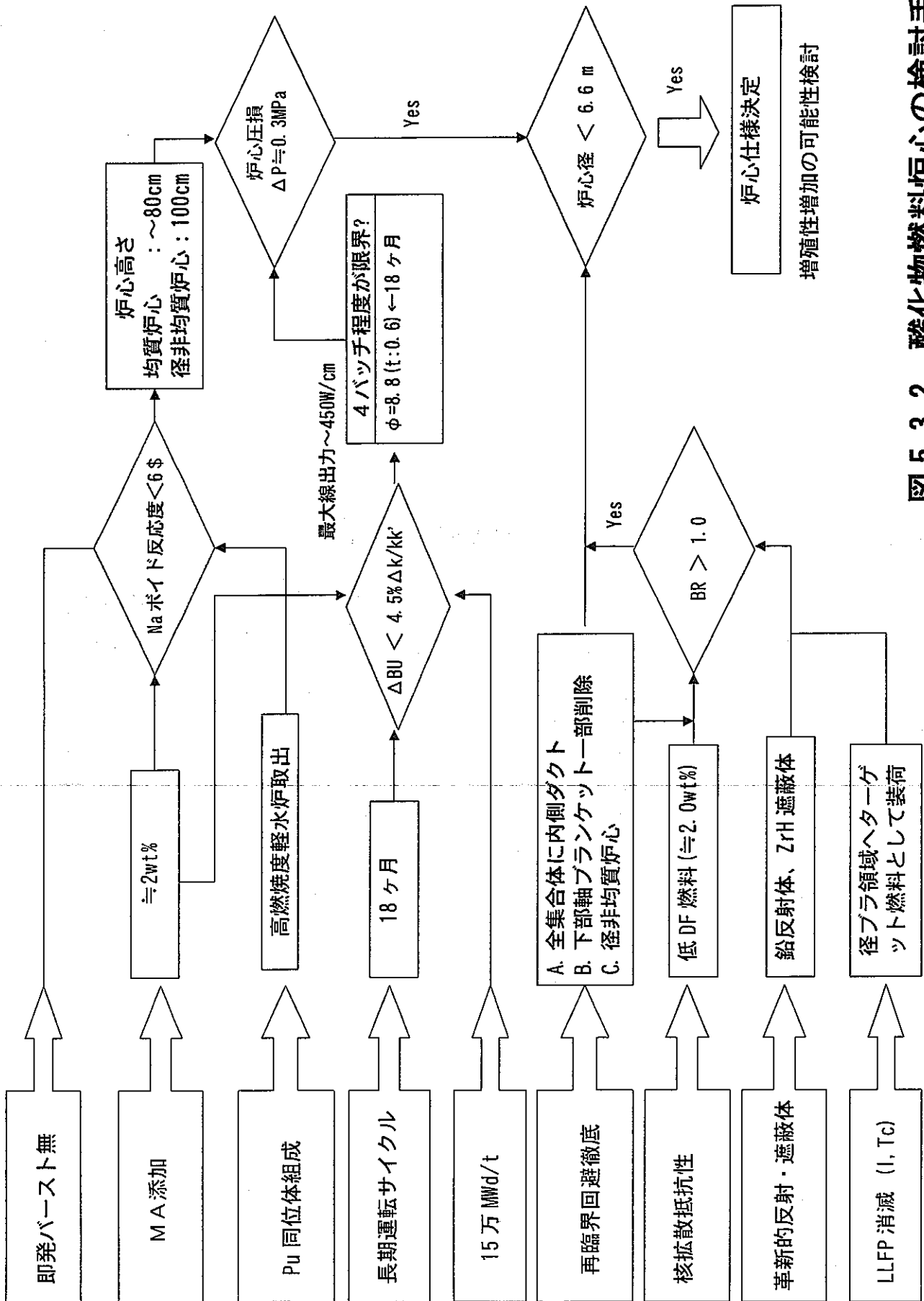


図 5.3.2 酸化燃料炉心の検討手順

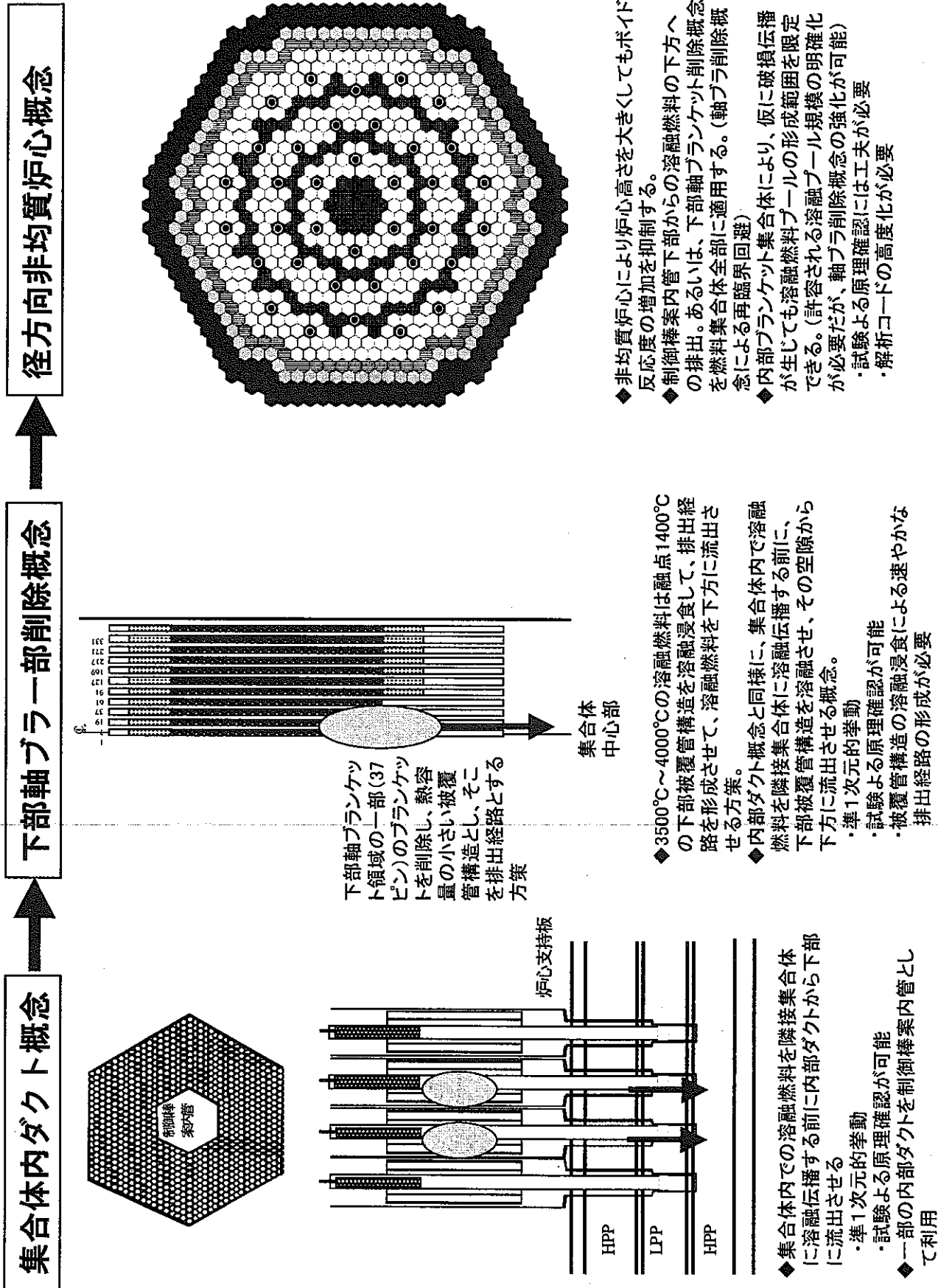
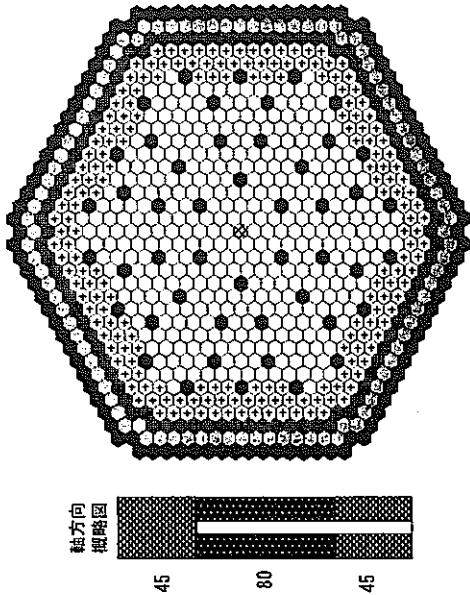


図5.3.3 代表的な再臨界回避方策

炉心 A



軸方向  
概略図

45

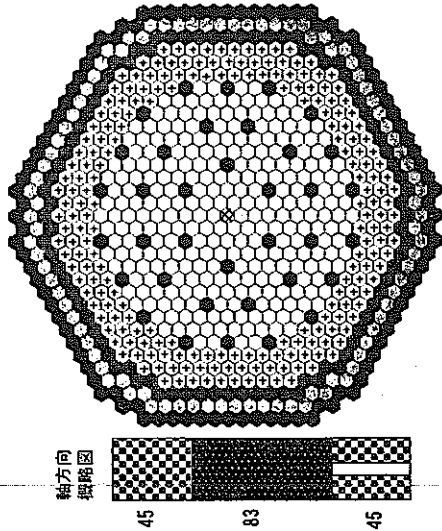
80

45

標準均質炉心 (全数内側ダクト)

集合体数 (IC/OC/RB)	376/198/90
炉心高さ (cm) / 燃料要素長 (cm)	80/254
等価直径 (cm; 炉心/径ブランク)	51.6/55.1
軸ブランク長 (cm; 上/下)	45/45
ピン本数 (本)	294
被覆管外径 (mm)	8.80
集合体配列ピッチ (mm)	196.4
実効燃料体積比 (%)	33.1

炉心 B



軸方向  
概略図

45

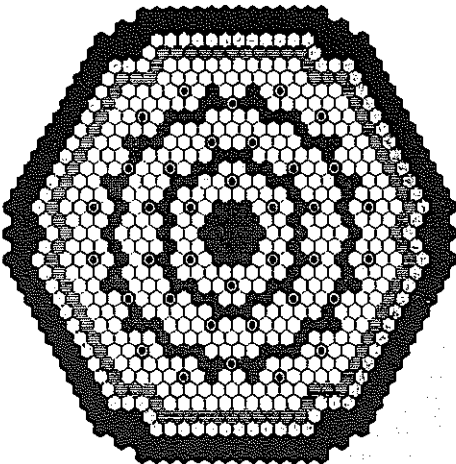
83

45

中空軸ブランク付、軸ブランク一部削除

集合体数 (IC/OC/RB)	276/216/84
炉心高さ / 燃料要素長 (cm)	83/260
等価直径 (cm; 炉心/径ブランク)	47.7/51.3
軸ブランク長 (cm; 上/下)	45/45
ピン本数 (本)	331
被覆管外径 (mm)	8.80
集合体配列ピッチ (mm)	197.4
実効燃料体積比 (%)	36.9

炉心 C



軸方向  
概略図

30

100

30

径非均質炉心

集合体数 (IC/OC/RB/IB)	366/-/84/121
炉心高さ / 燃料要素長 (cm)	100/283
等価直径 (cm; 炉心/径ブランク)	48.8/52.5
軸ブランク長 (cm; 上/下)	30/30
ピン本数 (本)	331
燃料ピン外径 (mm)	8.80
集合体配列ピッチ (mm)	203.0
実効燃料体積比 (%)	34.9

	炉心A	炉心B	炉心C
Pu濃化度 (wt%; IC/OC)	22.1/27.7	19.6/22.6	27.1/-
初装荷Pu質量 (t)	7.32	6.37	7.41
取出平均燃焼度 (万MWd/t)	14.9	15.0	14.9
燃焼反応度 (%Δk/kk')	4.43	3.79	3.31
増殖比 [炉心部/ブランク/合計]	0.68/0.45/1.13	0.75/0.40/1.15	0.54/0.68/1.22
出力分担率 (%)	BOEC	92.2/6.1/1.7	84.2/3.0/12.8
	EDEC	87.8/10.1/2.1	88.3/9.3/2.4
最大高速中性子照射量 (n/cm <sup>2</sup> )	4.29E+23	4.67E+23	4.32E+23
複利システム倍増時間 (年) #1	45.5	34.8	28.0
Naボイド反応度 (%Δk/kk' [S])	1.85 [5.4]	2.06 [6.0]	1.53 [4.4]/1.98 [5.7] #2

#1 炉外時間: 5年  
 炉外Pu損失率: 2%  
 燃交、定検期間: 90日  
 運転サイクル長さ: 18ヶ月

#2 炉心部+内部ブランケット

図 5.3.4 MOX炉心性能限界の検討 (3800MWt, 18ヶ月サイクル)

図5. 3. 4 (付表) 倍增時間短縮炉心及び再臨界回避炉心の増殖比、倍增時間

	再臨界回避炉心			
	酸化物燃料A	酸化物燃料B	酸化物燃料C (径非均質)	金属燃料 (電中研)
原子炉熱出力 (MWth)	3800	3800	3800	3900
炉心高さ (cm)	80	83	100	85
軸ブランケット長 (cm ; 上下)	45/45	45/45	30/30	40/5
燃料集合体数 (IC/OC/IB/RB)	378/198/-/90	276/216/-/84	366/-/121/84	276/138/-/78
炉心等価直径 (cm)	516	477	488	440
運転サイクル長 (日)	540	540	540	540
燃料交換バッチ数	4	4	4	4
燃料ピン外径 (mm) Diameter	8.8	8.8	8.8	8.5
燃料ピン内径 (mm)	7.6	7.6	7.6	7.5
燃料ピン全長 (mm)	2540	2600	2830	2500
ワイヤ径 (mm)	1.10	1.15	1.44	1.39
燃料ピンピッチ (mm)	9.95	10.00	10.29	10.25
集合体燃料ピン本数 (本)	294	331	331	331
炉心燃料スミヤ密度 (%TD)	83	83	83	75
集合体配列ピッチ (mm) Pitch	196.4	197.4	203.0	197.7
Pitch/Diameter (*1)	1.131	1.136	1.169	1.205
実効燃料体積比 (%) (MOX相当に換算)	33.1	36.9	34.9	32.4 (48.1)
Pu富化度 (wt% ; IC/OC)	22.1/27.7	19.6/22.6	28.3/-	13.5/17.8
核分裂性Pu濃度 (*2)	13.6/17.0	12.1/13.9	17.4/-	8.3/10.9
取出平均燃焼度 (万Mwd/t)	14.9	15	15.1	15
増殖比 (- ; 平均)	1.13	1.15	1.22	1.25
初装荷Puf量 (t)	7.32	6.37	7.41	5.38
Puf利得量 (t/年)	0.20	0.22	0.32	0.32
原子炉倍增時間 (年) (*3)	37.3	28.6	22.9	16.7
炉外時間 (年)	5.0	5.0	5.0	5.0
炉外Puf損失率 (%)	2.0	2.0	2.0	2.0
燃交・定検期間 (日)	90.0	90.0	90.0	90.0
複利システム倍增時間 (年) (*4)	45.5	34.8	28.0	20.4

(\*1) 従来のNa冷却高速炉の設計例の範囲は1.1~1.2、ガス冷却及び鉛冷却では1.55程度。

(\*2) 核分裂性Pu組成は、Pu239が52%、Pu241が9.5%で合計61.5%。核分裂性Pu濃度=富化度\*0.615

(\*3) 初装荷炉心部Puf重量/(365日/運転サイクル長\*(EOEC全Puf重量-BOEC全Puf重量))

(\*4)  $\ln(2) * \text{原子炉倍增時間} * (1 + \text{炉外時間} / \text{炉内時間}) / (1 - \text{炉外Puf損失率})$



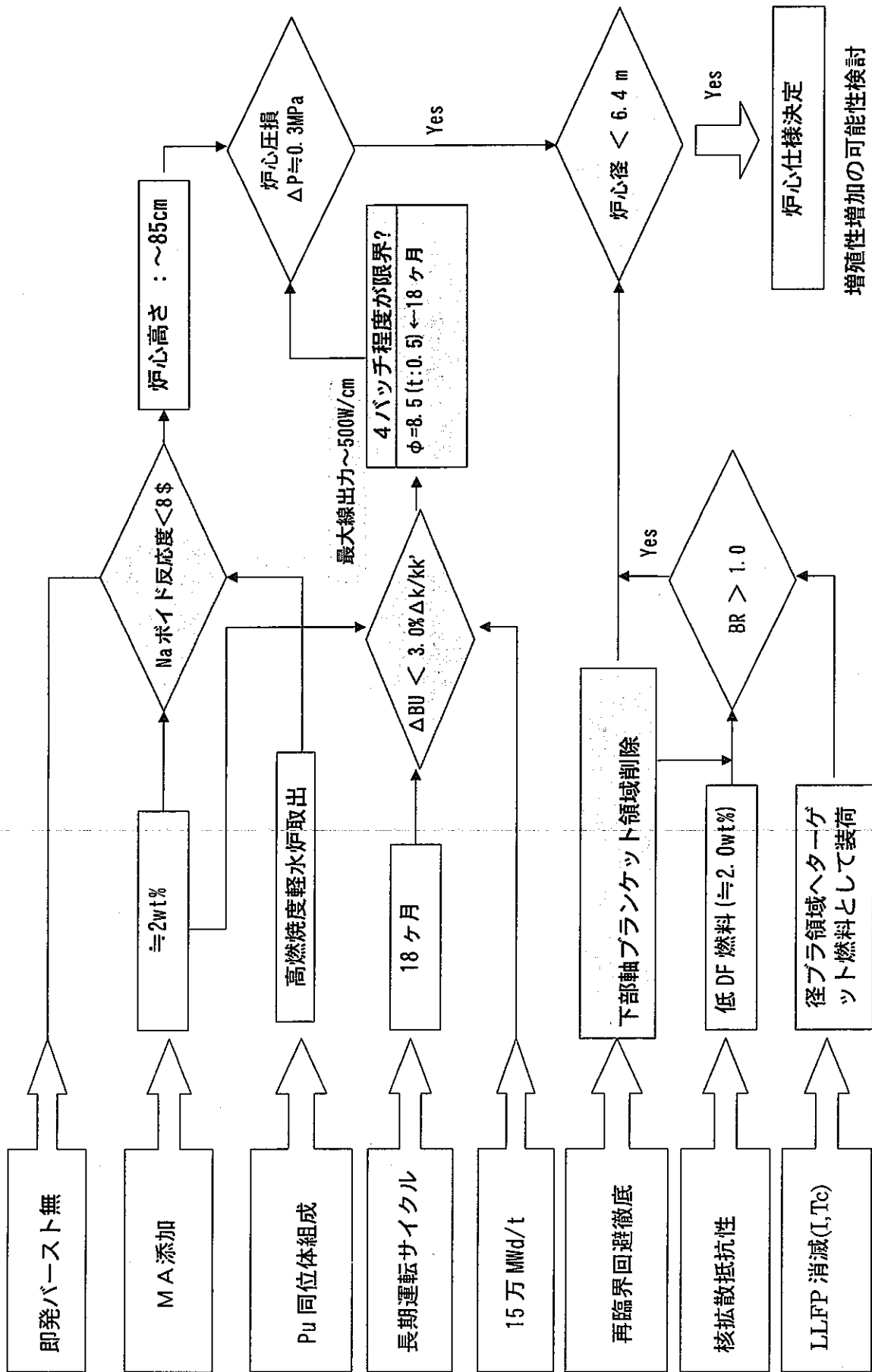


図 5.3.5 金属燃料炉心の検討手順

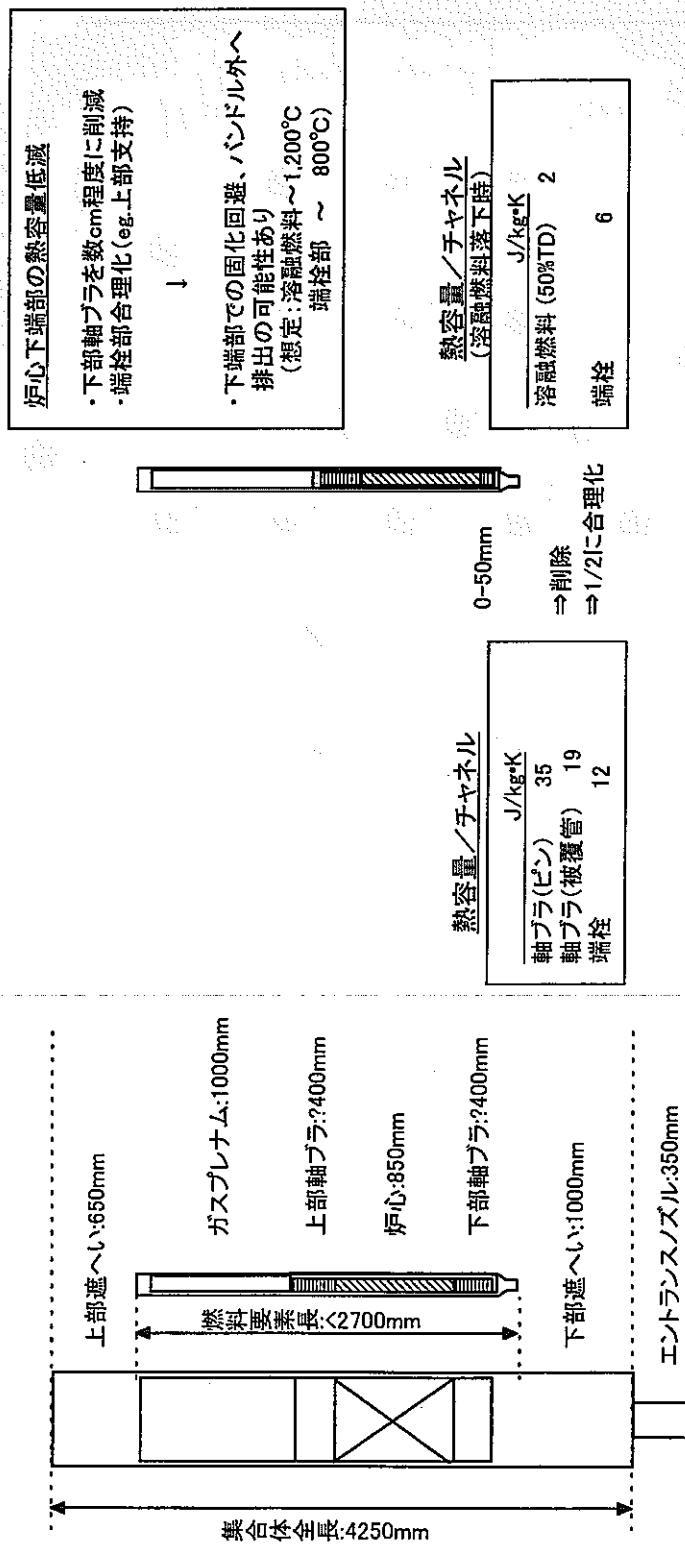


図5.3.6 下部軸ブラケットの削減による再臨界回避概念 (熱容量効果の低減)

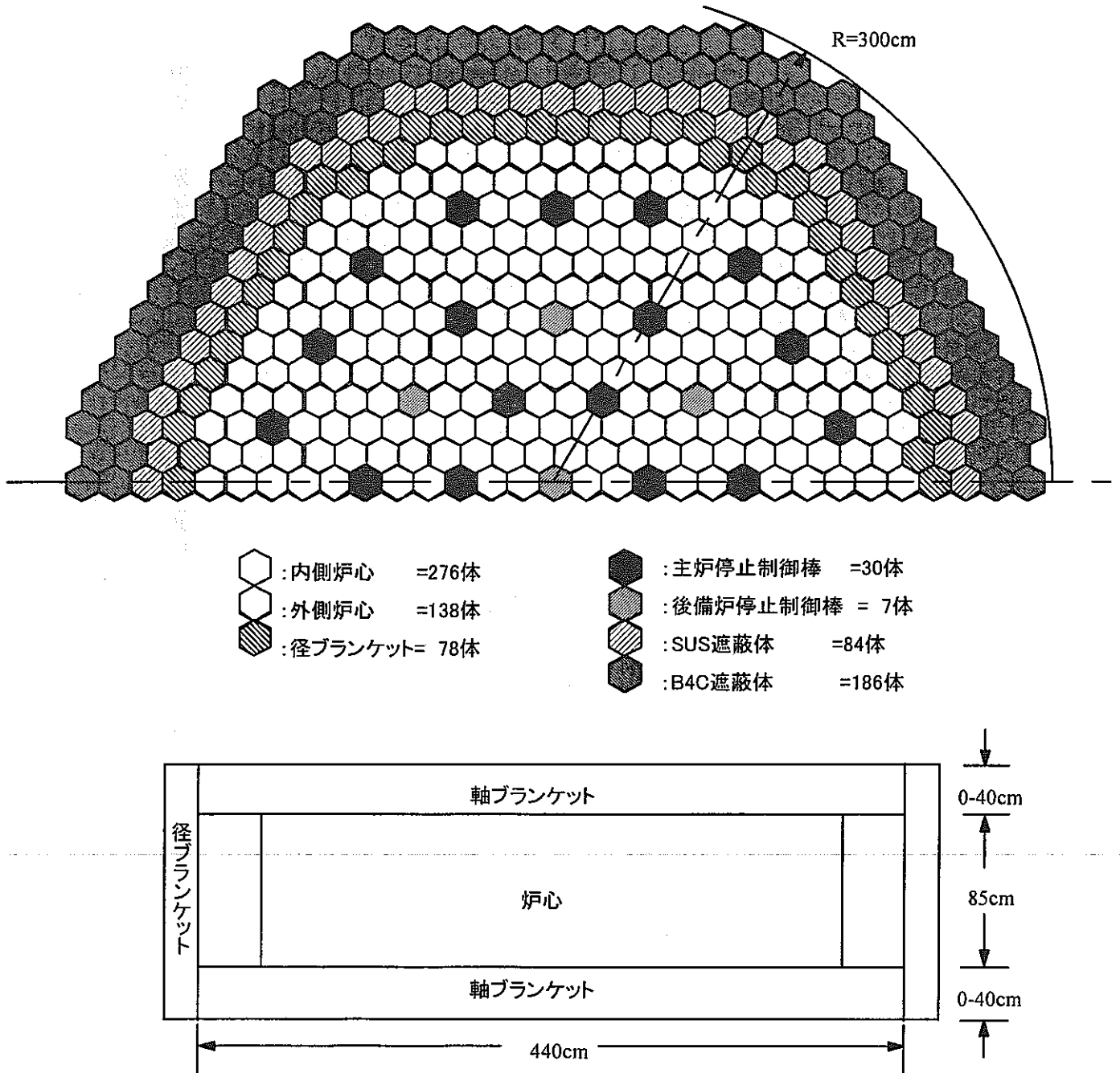


図5. 3. 7 大型高燃焼度金属燃料炉心の配置 (3, 900MWt, 15万MWd/t)

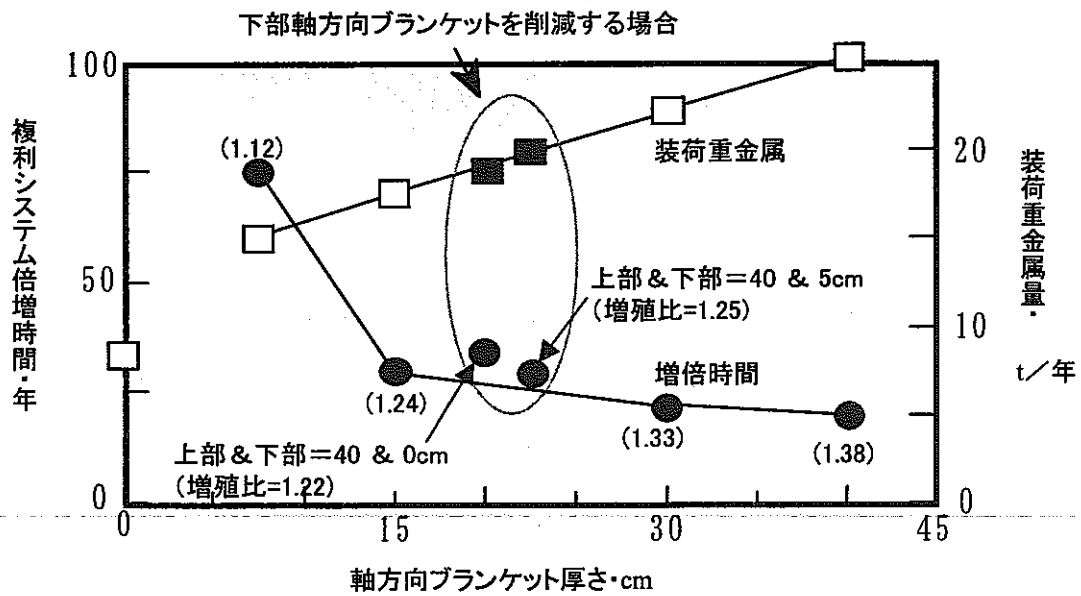
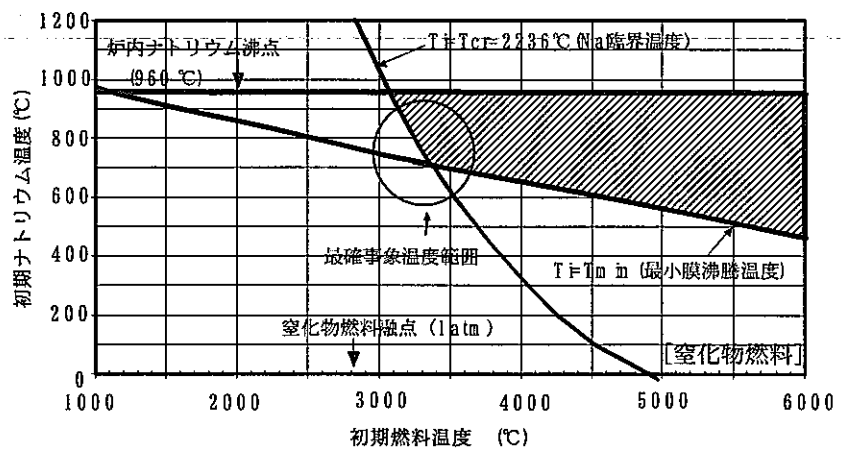
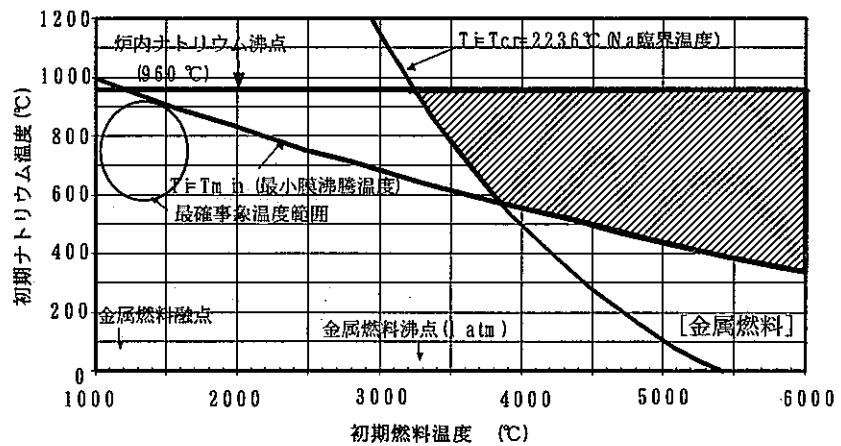
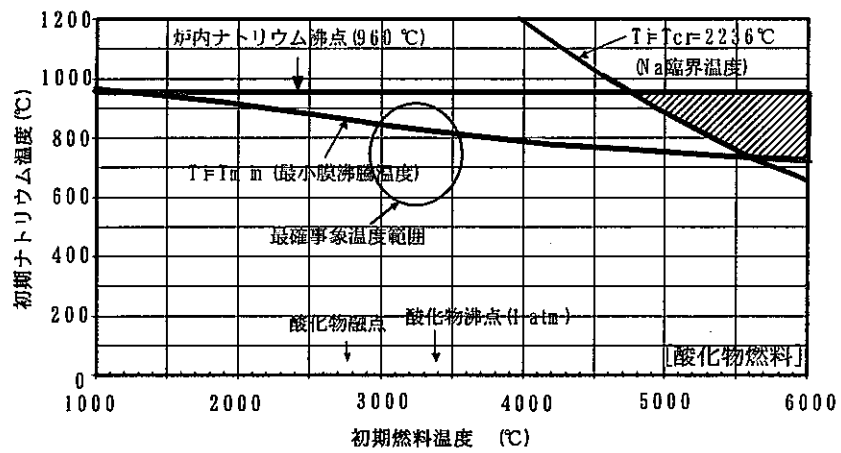


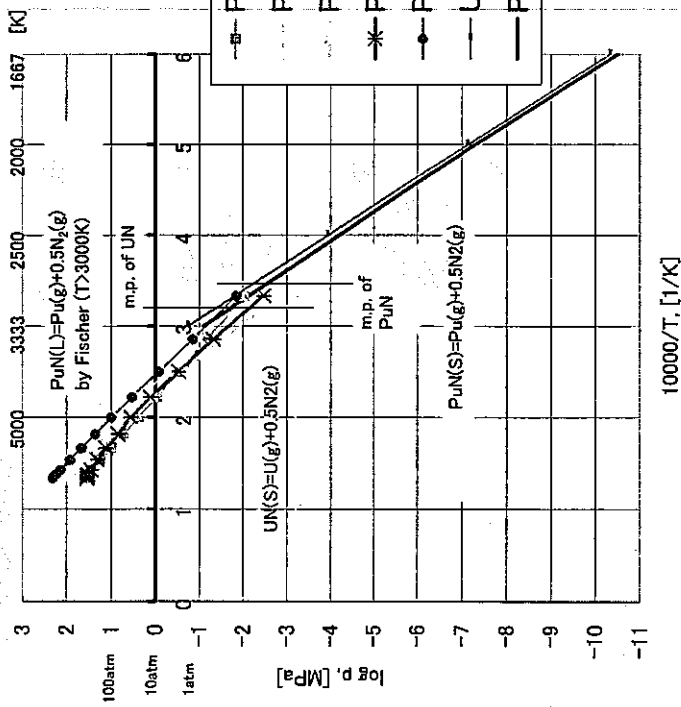
図5.3.8 金属燃料炉心の増殖性能(カッコ内 : 増殖比)



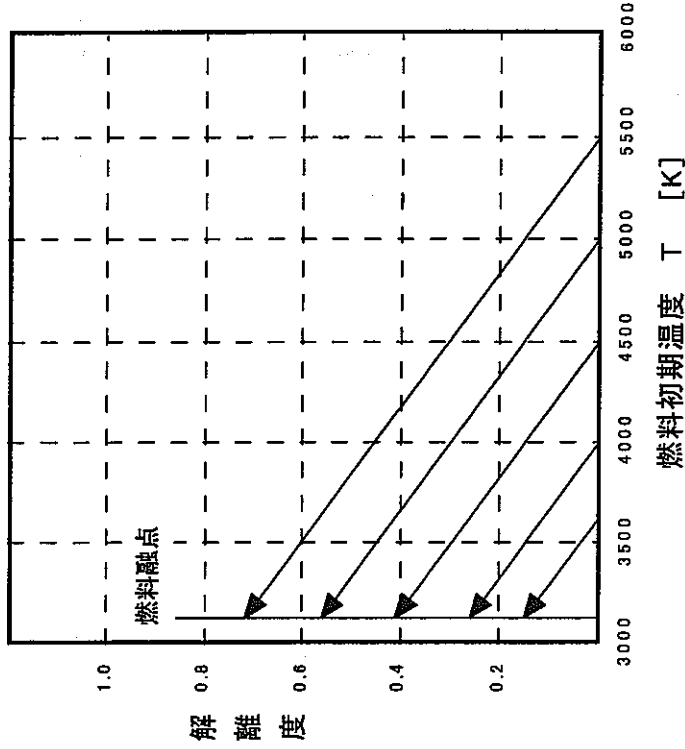
: 激しいFCIの領域

図5.3.9 酸化物、金属、窒化物燃料/ナトリウム系のFCIマップ

UN、PuN上の解離窒素分圧、全蒸気圧



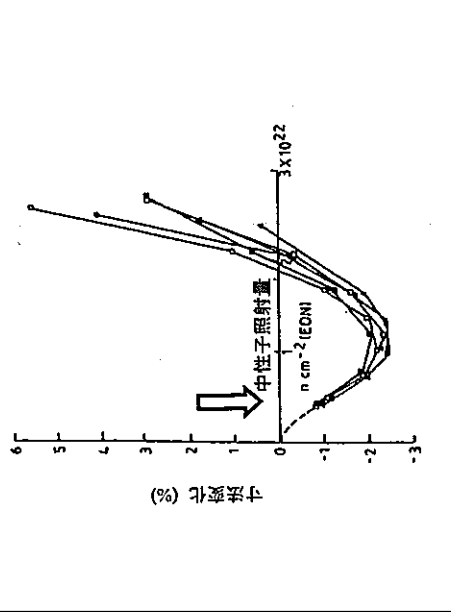
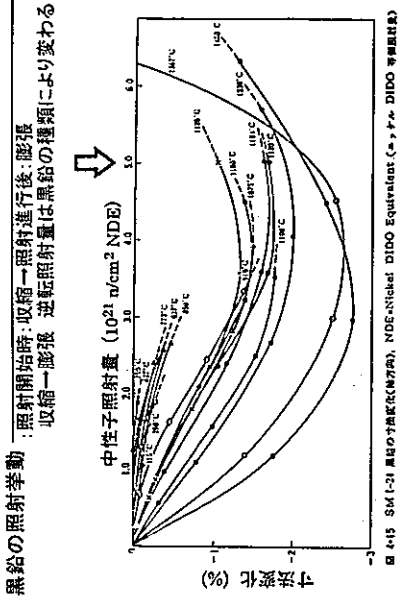
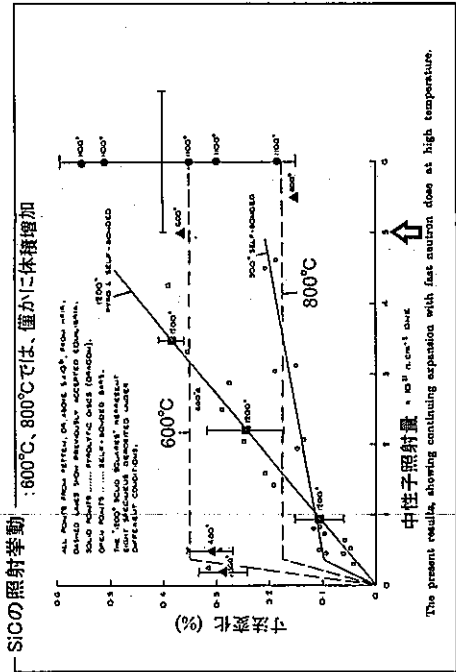
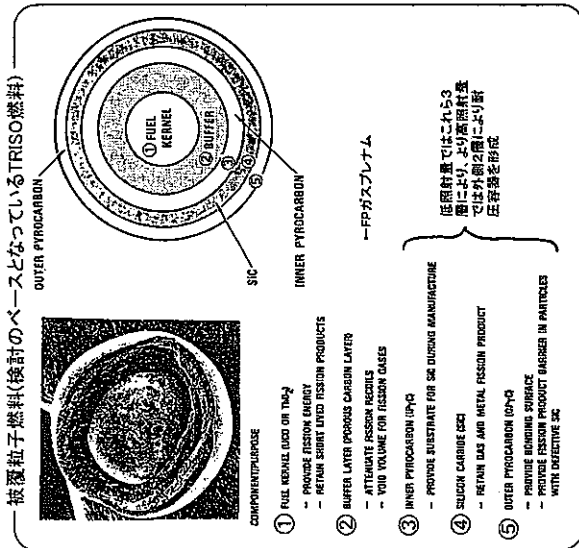
$UN(L)=U(L)+0.5N_2(g), \Delta H=1,161kJ/kg \text{ of UN}$   
 $C_p=300J/kg/K$ を仮定



窒素解離挙動に関する考察

図5.3.10

被覆層干渉破壊のメカニズム



〜 $1 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ )相当照射量

高速炉採用化目標燃焼度  $150 \text{ GWd/t}$ に相当する照射量 (EDN)  
〜 $50 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ ) =  $\sim 25 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$  NDE (DNE)

黒鉛の破損は、高速炉環境下では燃焼度:  $10 \text{ GWd/t}$ 以下に相当する照射量で発生する。

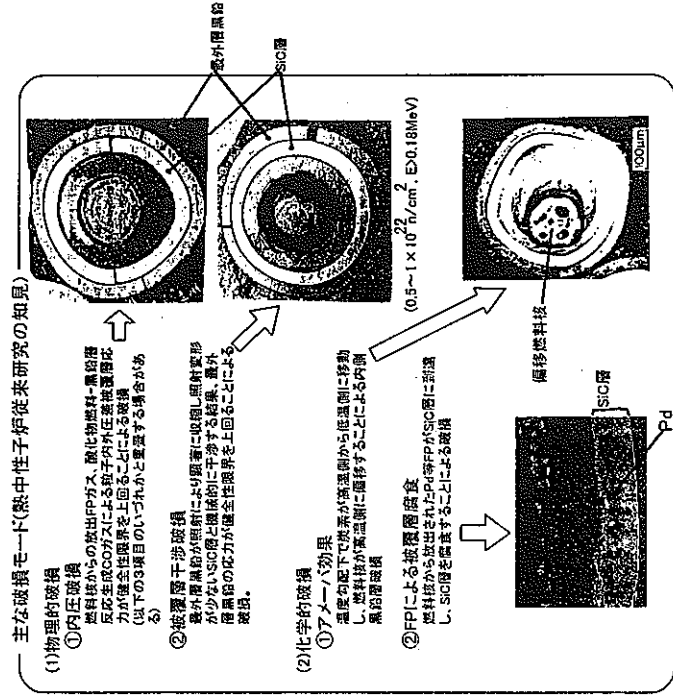
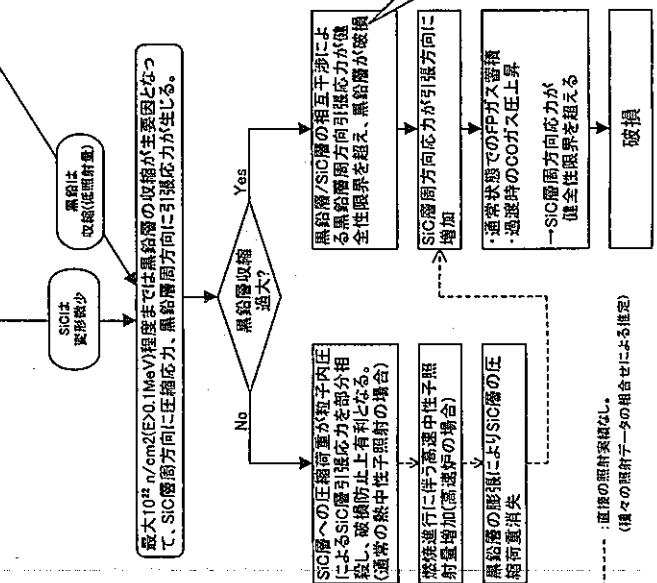


図 5.3.11 従来概念被覆粒子燃料の高速炉における限界燃焼度について

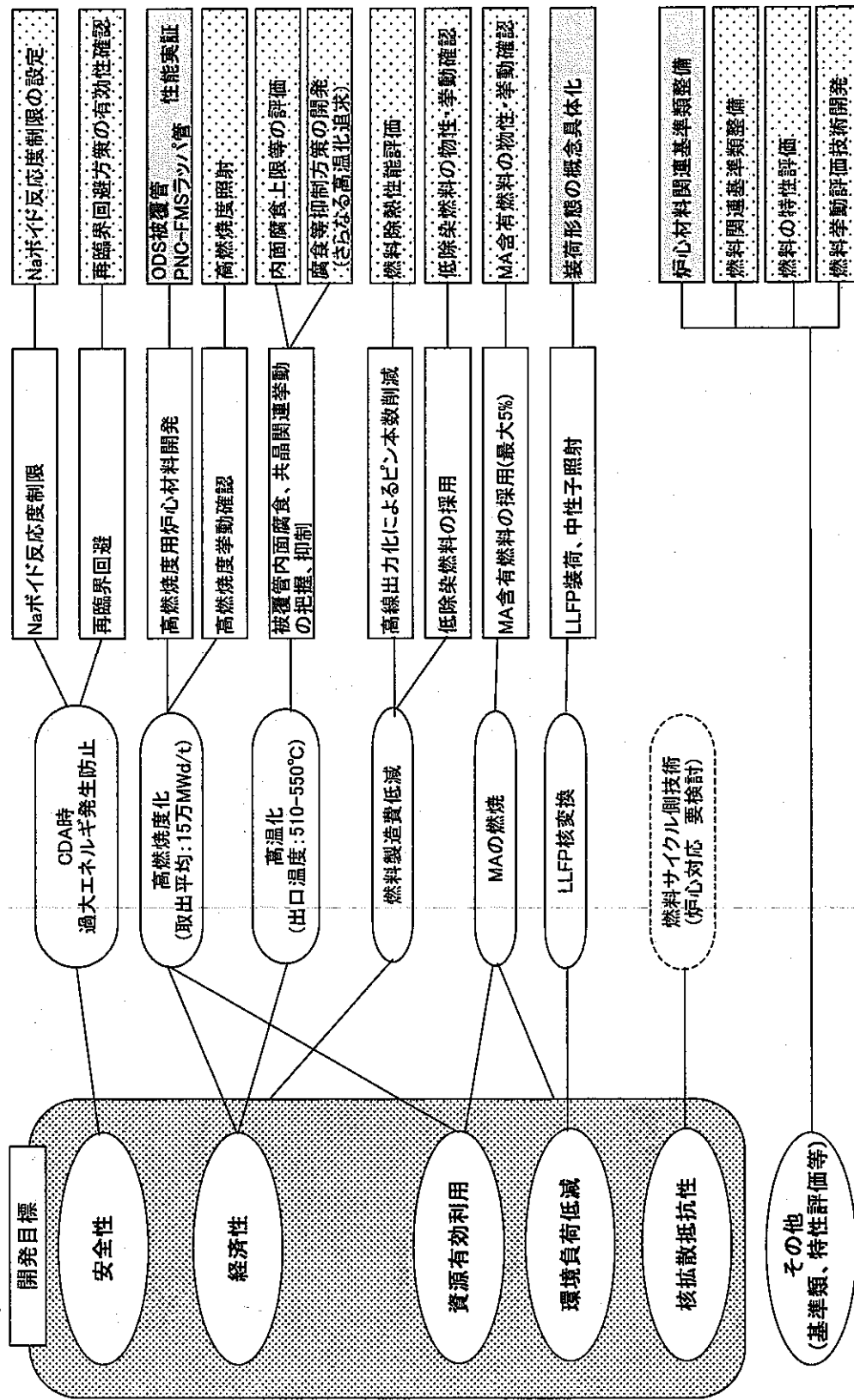


図 5.3.12 金属燃料の研究開発に関する設計側からのニーズ整理



\*:「金属燃料」との大きな相違点

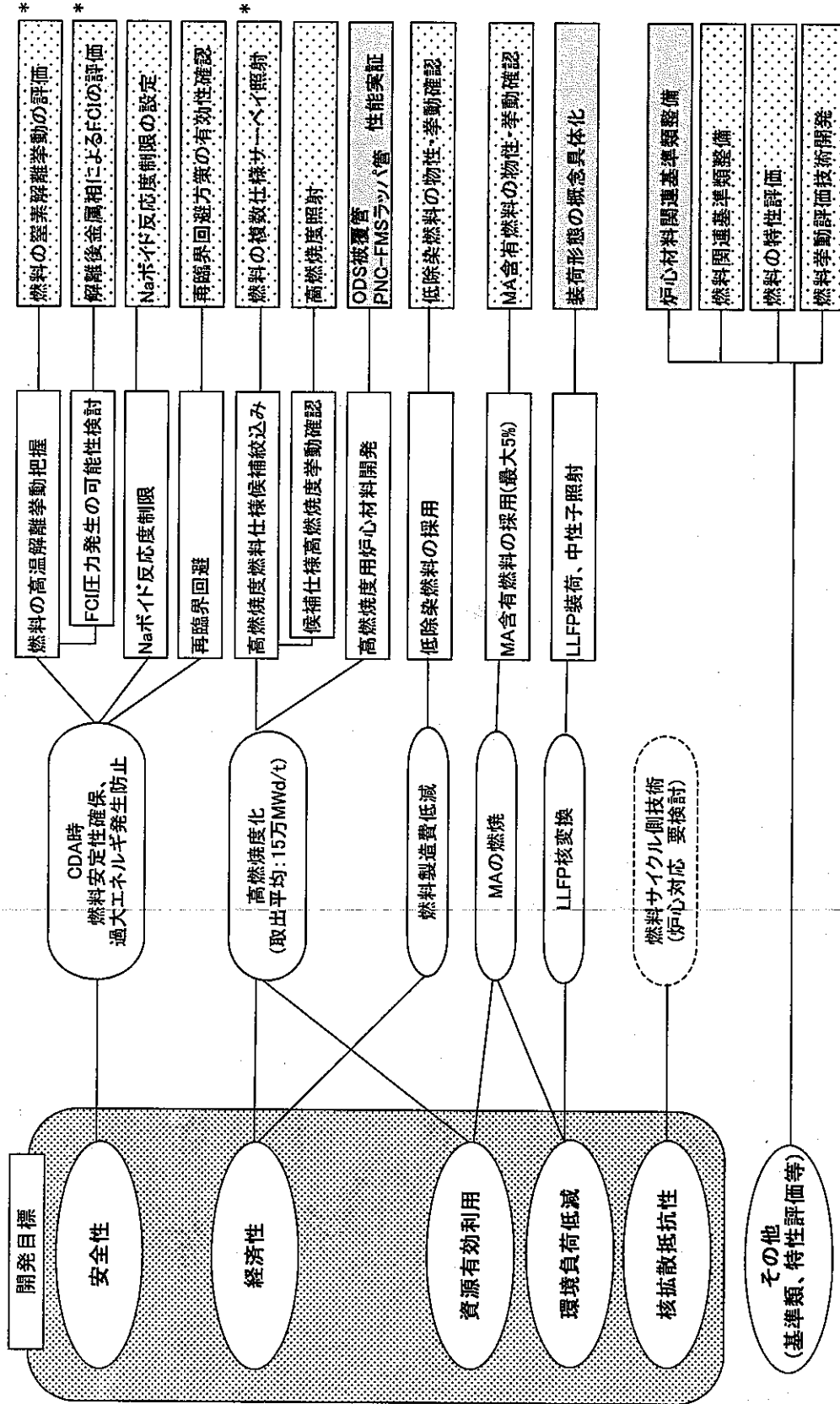


図 5.3.13 窒化物燃料の研究開発に関する設計側からのニーズ整理

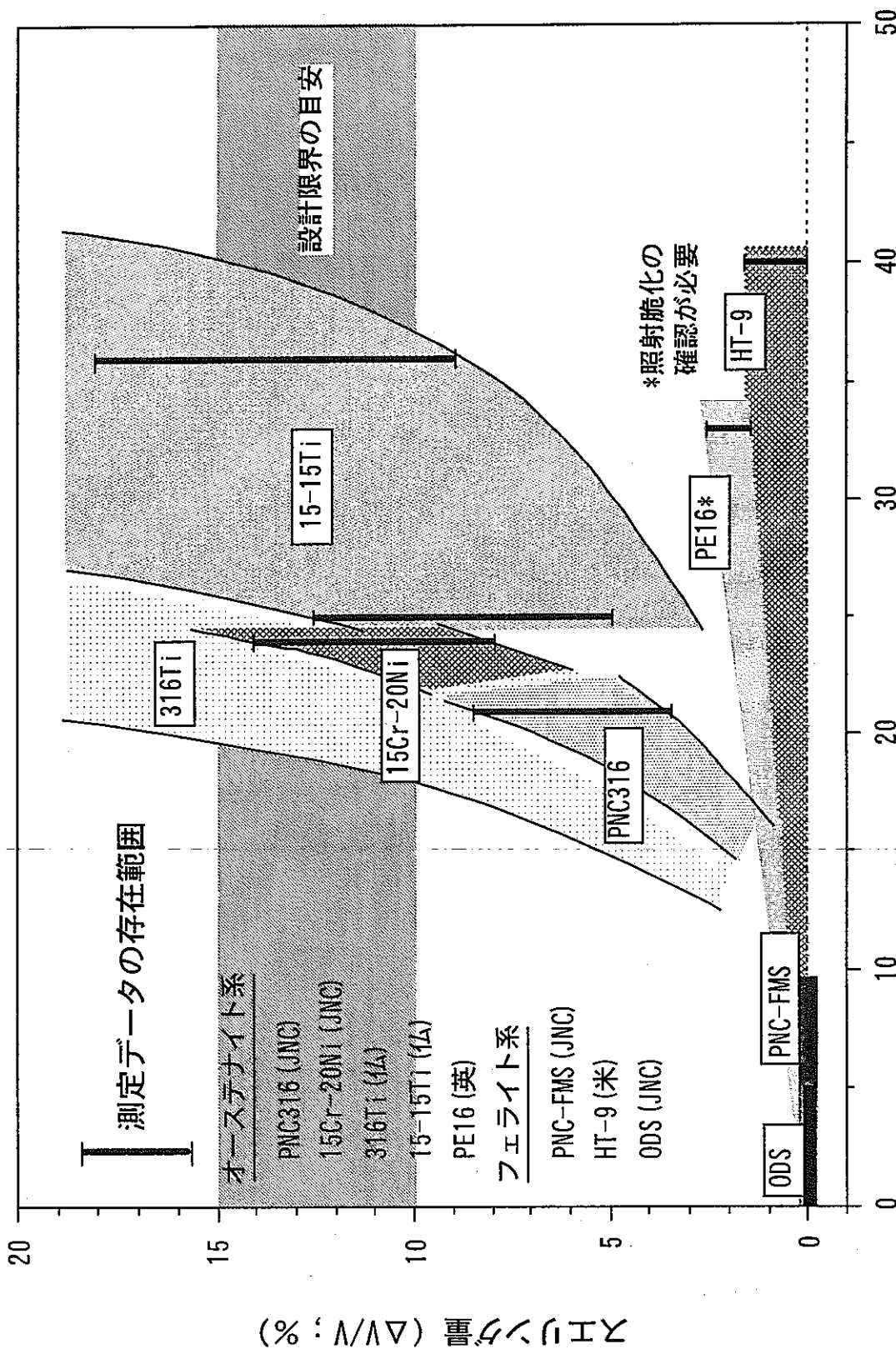


図 5.3.14 各国炉心材料のスエリングデータ (燃料ピン照射)

## 4. プラントシステムの概念検討

### 4.1 プラントシステム技術検討の視点

炉システムは炉心燃料(燃料形態)と冷却材の組合せによって特徴付けられるが、炉心燃料(燃料形態)は炉心設計に関わるものであり、冷却材はその特徴を通じてプラントシステム設計と強く関係している。従って、ここでは冷却材ごとにプラントシステムの概念検討について述べる。

プラントシステムの概念検討において、5つの開発目標は次のように考慮されている。

安全性の目標は、原子炉停止機能、原子炉冷却機能及び原子炉の格納機能のそれぞれについて軽水炉と同等以上の安全性を確保することであり、特に代表的な炉心損傷事象に対して急激なエネルギー放出の原因を排除できる設計(再臨界回避)を要求している。また、ナトリウムの場合は化学的活性に対する配慮を行うとの安全上の要求がある。従って、安全性に関する目標を達成できるよう、炉心設計上の配慮と合わせて、炉停止系、崩壊熱除去系、ナトリウム漏えい対策設備等に関する適切なプラントシステムの設計が求められる。

経済性の目標は、燃料費の点で炉心設計と多少関わりがあるものの、主に建設コストと発電コストに関わるものであり、これらのコストはプラントシステム設計に左右されるものである。

資源の有効利用、環境負荷低減及び核拡散抵抗性の目標は、TRU 燃焼及びFP 核変換との係わりが強いことから、主に炉心設計において考慮されるものである。

こうして、炉心設計とシステム設計はそれぞれ開発目標を分担しているため、プラントシステムの概念検討においては、炉心サイズ等の取り合い条件を決めた上で、炉心設計とは独立に検討を進め、炉心設計に関連する部分について後で調整することとし、経済性と安全性の目標を達成する観点から検討を進めることとした。

プラントシステムの概念検討について冷却材ごとに述べる前に、プラントシステム設計上のポイントを冷却材の物性値との関係において整理しておく。各種冷却材の物性値を表 5.4.1 に示す。

プラントシステム設計上のポイントは、①冷却能力、②運転条件(温度と圧力)、③冷却材の循環性(ポンプ動力)、④誘導放射能、⑤化学的安定性、⑥構造材との共存性、⑦取扱いの容易さ(毒性、可視性)、⑧価格と使用実績である。

冷却能力は大きいほど設計上有利であり、伝熱性能と熱輸送能力の観点がある。伝熱性能の観点からは、熱伝達係数が大きいほど、同じ原子炉出口温度でも燃料被覆管最高温度を低くでき、熱交換器の伝熱面積が少なくてすむ利点がある。熱伝達

率は冷却材の流動条件や粘性に依存するが、単純比較としては熱伝導率が大きいほど良くなる。また、熱輸送能力の観点からは、熱容量（比熱と密度の積）が大きいほど冷却能力に優れた冷却材であると言える。一般に水、ガスよりも液体金属の方が熱伝導率及び熱容量が大きいので、冷却能力は高い。

運転条件については、プラント熱効率向上の観点から高温ほど望ましく、容器・配管の薄肉化のためには低圧ほど望ましい。関連する物性値は、融点、沸点、飽和蒸気圧及び熱輸送特性(密度と比熱の積)である。液体金属は一般に沸点が高く飽和蒸気圧が低く熱輸送特性に優れており、高温低圧設計が可能である。

冷却材の循環性については、プラント設計上、同じ除熱量を達成するのに要するポンプ動力が低いほど望ましい。これに関連する物性値は密度、比熱及び粘性率である。液体金属を用いたポンプ動力は、鉛ではナトリウムの約4倍、鉛ビスマスではナトリウムの約2.5倍となる。

誘導放射能については、運転保守性、経済性の観点から低いことが要求される。

化学的安定性が良好な場合には、中間冷却系の削除や化学反応に対する対策設備の削除による経済性向上、また安全性の点でも特別な対策が不要となり有利である。

構造材との共存性は、冷却材選択のための大きな要因である。高温で構造材との共存性の良い液体金属はナトリウムのほかには少なく、わずかに鉛-ビスマスがCr-Mo鋼(炉容器、配管及びSG用構造材料)とは共存性が良い程度である。

取扱いの容易さは、保守補修性の点で有利である。すなわち、毒性が低ければ運転員の接近が可能であり、可視性があれば燃料交換、ISIが簡単になる。これらについては総じて水、ガスが優れ液体金属は劣っている。

価格は軽水と炭酸ガスが安価であり、液体金属ではナトリウムと鉛が、またガスではヘリウムガスが適用可能な範囲の価格になっている。鉛ビスマスについては、懸念されたビスマス資源量について調査したところ、総鉍物資源量は十分に存在し、現状では他の鉍物の副産物として産出し、接合材等の小需要に対し比較的安価で供給されていることがわかった。もし冷却材に採用されてビスマスの安定した大量需要があるようになれば、価格の点でも供給側の採算ベースに合うところでバランスし、供給量は急増して鉛-ビスマスが適用可能な範囲に入ってくる可能性があることがわかった。

原子炉冷却材としての使用実績の点では、水、ナトリウムは実績が豊富であり、鉛ビスマス、ヘリウムガス及び炭酸ガスについては実績がある。

その他、液体金属及び溶融塩については、電気伝導率が高く、電磁ポンプが採用可能となっている。

表 5. 4. 1 冷却材の物性値

物質名	融点 T <sub>b</sub> (°C)	沸点 T <sub>m</sub> (°C)	温度 (°C)	飽和 蒸気圧 (kPa)	密度 ρ (kg/m <sup>3</sup> )	動粘性率 ν (mm <sup>2</sup> /sec)	定圧比熱 C <sub>p</sub> (kJ/kg K)	熱伝導率 λ (W/m K)	プラント数 Pr (無次元)	熱輸送特性 ρ C <sub>p</sub> (kJ/m <sup>3</sup> K)	ポンプ動力 μ <sup>0.2</sup> / (ρ <sup>2</sup> C <sub>p</sub> <sup>2.8</sup> )	誘導放射能 Ci/g 1000MWt	電気 抵抗率 ρ <sub>e</sub> (μΩ·cm)	危険性	備考	
ナトリウム	98	881	427 527	0.107 0.949	849 826	0.323 0.281	1.32 1.30	70.8 66.1	0.0051 0.0046	1120.7 1073.8	0.0097	0.20	23.5 28.7	燃焼 ガスは 有毒	水との反応 防止が必要 であるが最 も安価	
	328	1737	427 527	1.03×10 <sup>-1</sup> 5.79×10 <sup>-6</sup>	10480 10360	0.209 0.168	0.16 0.16	15.8 15.4	0.022 0.018	1676.8 1657.7	0.039	γ放射能 なし	99.5	可溶性 鉛化合 物は 有毒	BREST-300 (ロシア) 設計検討中	
重金属	124	1670	327 527		10331 10087	0.177 0.132	0.146 0.146	12.9 14.9	0.021 0.013	1508.3 1472.7	0.024	0.09	104.3	210Po は 毒性大	潜水艦用炉 (ロシア)	
			527 (5MPa)		2.987	8.117	5.19	0.253 (327°C, 5MPa)	0.6603	15.0						
ガス			527 (5MPa)		32.91	1.02 (500°C, 5MPa)	1.19	0.057	0.67 (500°C, 4MPa)	39.2						
		0	100 (5MPa)	12337	20.410	1.3×10 <sup>-7</sup> (300°C 飽和水)	2.874	0.054	0.98 (300°C 飽和水)	58.7						
水	3.8	101	327 (5MPa)	12527	22.736	1.3×10 <sup>-7</sup> (300°C 飽和水)	2.706	0.053	1.2 (300°C 飽和水)	61.5						

出典：「伝熱工学資料」改訂第4版；日本機械学会 1986、「理化学辞典」岩波書店第5版 1998

## 4.2 ナトリウム冷却炉の検討

### (1) ナトリウム冷却炉の特徴

ナトリウムは以下のような特徴を有している。

#### ○長所

- ・ナトリウムの沸点が高いため沸騰までの温度余裕が大きいことから、ナトリウム冷却炉は高温低圧システムとすることが可能である。
- ・伝熱性能に優れているため、炉心及び熱交換器がコンパクトにできる。また、自然循環能力が大きい利点がある。
- ・電気伝導率が高いため、機器合体等による経済性向上への応用が可能な電磁ポンプを採用できる。

#### ○短所

- ・ナトリウムは化学的に活性であるため、ナトリウム冷却炉では空気との反応を抑制し影響を緩和するための冷却材漏えい対策及び蒸気発生器におけるナトリウム-水反応対策が必要である。
- ・ナトリウムが不透明であること及び水に比べて融点が高く予熱(200℃程度)が必要なことから、ナトリウム冷却炉では200℃程度の温度での検査技術が必要となる。

### (2) 各候補概念の検討状況

#### (i) 検討の進め方

ナトリウム炉については、「もんじゅ」以降、さまざまな経済性向上方策が検討されてきた。実証炉設計研究においては、トップエントリー配管採用による配管長の短縮及び1次系容器の近接配置、オーバーフロー系削除による補助系統合理化、高温強度に優れた材料の採用による原子炉出口温度の高温化、一体貫流型蒸気発生器の採用による蒸発器・過熱器の一体化等の概念検討に始まり、さらに水平免震システムの導入等により建設費43.6万円/kWe(100万kWe換算値、実証炉最適化設計研究フェーズ1)までコストダウンを達成した。

本研究では、建設費20万円/kWeを目標としているため、さらなる大幅なコストダウン方策を検討する必要がある(図5.4.1参照)。このため、英国の「PFR」、仏国の「スーパーフェニックス」及び欧州の「EFR」での設計も参考にしながら、改善課題の摘出と、その解決方策を検討した。(表5.4.2参照)この検討の結果、コストダウンに大きく寄与する項目として、これまでのシステムの改善を図ることはもちろん、スケール効果及びモジュール化による標準化・習熟効果も合わせて目標達成を図ることとした。ここで、モジュール化による標準化・習熟効果とは、設計の標準化、QA・QCの合理化、量産効果の活用、建設工期の短縮、設備の共有化等を指す(図5.4.2参照)。

こうした考え方にに基づき、メーカーからの提案、アイデア公募を採り入れ、図 5.4.3 に示す様々な出力規模のプラント候補概念を選択した。これにより、規模の違い(大型、中型、小型)、原子炉基数(単基及びモジュール化)、仕様の違い(タンク、ループ)さらに大幅な物量削減が期待できる 2 次系簡素化概念も検討のスコープに入れることにより、あらゆる選択肢を評価対象とした。

## (ii) 大型炉

### (a) 特徴(基本概念)

大型炉として、以下の4つの炉型を検討する。

#### ① ループ型(1次系機器合体・ループ数削減)(図 5.4.4 参照)

出力 : 150 万 kWe

基本概念 :

- ・ 回字型低圧損炉心(回字型炉心とは、外側炉心及び内側炉心上下部の Pu 富化度を内側炉心中央部よりも高くした非均質炉心のこと)及び高性能しゃへい体(水素化ジルコニウム)の採用により炉心を小型化し、炉容器径をリング鍛造の製作限界以下に抑えるとともに、燃料集合体部で約 0.2MPa と低圧損化することにより系統圧損を小さくし、1次ポンプトリップ時の炉心流量確保を図る。
- ・ 熱膨張が小さく高温強度に優れた 12Cr 系鋼の広範囲にわたる採用、水平免震の採用等により、機器のコンパクト化、配管短縮化を図る。
- ・ ループ数を削減して2ループ化する。
- ・ 崩壊熱除去系は2次系共用型補助炉心冷却系(IRACS)2 系統+直接炉心冷却系(DRACS)1 系統とする。
- ・ 1次系ポンプ(機械式ポンプ)と中間熱交換器を合体し、ループ数削減と合わせて主冷却系統を簡素化し、物量削減を図る。
- ・ 使用済燃料を直接取り出し、高発熱燃料を水プールで貯蔵する簡素化燃料取扱設備の採用により、炉外燃料貯蔵槽(EVST)系を削除する。
- ・ ツインプラント化により、設備の共用化、設備容量の削減を図る。

#### ② タンク型(2次系機器合体・ループ数削減)(図 5.4.5 参照)

出力 : 150 万 kWe

基本概念 :

- ・ 燃焼度 13 万 MWd/t で 18 ヶ月×4 バッチ燃料交換が基本仕様であるが、オプションにより、燃焼度を小さく(約 6 万 MWd/t)して 1 バッチ燃料交換を行うことで長期運転サイクル(36 ヶ月)も可能にする。
- ・ 燃料物量及び反応度等の時間変化が少なく空間分布が一様な炉心(無限倍増率  $k_{\infty}$  が空間的・時間的に一定な炉心)を指向して、ダクトレス燃料、燃料体積比を変化させた多領域炉心(外側ほど太径の燃料)等を採用す



るとともに、制御棒本数を削減し炉心を小型化している。多領域炉心の採用のため、複数ピン径燃料加工に適した振動充填燃料を採用する。

- ・ 熱膨張が小さく高温強度に優れた 12Cr 系鋼の広範囲にわたる採用、原子炉建屋への 3 次元免震の採用により、各機器をコンパクト化し、原子炉容器径を縮小するとともに容器板厚を薄肉化(25mm)する。
- ・ 2 次系ポンプ(電磁ポンプ)と蒸気発生器を合体し、物量削減を図る。
- ・ 炉心の低圧損化により必要最小限のループ数(3 ループ化)とする。
- ・ 崩壊熱除去系には中間熱交換器(IHX)に合体させた 1 次系共用型補助炉心冷却系(PRACS)を用いる。
- ・ 使用済燃料を直接取り出し、高発熱燃料を水プールで貯蔵する簡素化燃料取扱設備の採用により、EVST 系を削除する。
- ・ ツインプラント化により、設備の共用化、設備容量の削減を図る。

③ タンク型(機器合体・集中配置)(図 5.4.6 参照)

出力 : 160 万 kWe

基本概念 :

- ・ 高性能しゃへい体を採用し、炉心を小型化する。
- ・ 2 次系ポンプ(電磁ポンプ)と蒸気発生器を合体し、2 次主冷却系を簡素化する。
- ・ 低圧損炉心により 1 次系ポンプ(電磁ポンプ)と中間熱交換器をシリーズ合体し、1 次系 8 ループ、2 次系 4 ループ構成(IHX+ポンプが 8 基、SG が 4 基)でコンパクトな原子炉容器とする。
- ・ 崩壊熱除去系は DRACS 2 系統+IRACS 4 系統(1 系統/ループ)から成る。
- ・ 伝熱管への 12Cr 鋼採用等による機器コンパクト化(IHX、SG)を行う。
- ・ 原子炉出口温度に追従する温度反応度効果を利用した原子炉出力制御系(PLAM)による出力制御系の簡素化を行う。
- ・ 建屋 3 次元免震を採用し、原子炉容器板厚を薄肉化 (25mm) する。

④ タンク型(機器・系統コンパクト化)(図 5.4.7 参照)

出力 : 150 万 kWe (オプションとして 80 万×2 のツイン中型炉概念あり)

基本概念 :

- ・ ループ数削減(2 ループ化。IHX 4 基、1 次ポンプ 2 基、SG 2 基)。
- ・ 飯盒型中間熱交換器採用等により炉容器コンパクト化を図る。
- ・ 崩壊熱除去系は直接炉心冷却系(DRACS)と水・蒸気系による崩壊熱除去系(SGACS)による自然循環除熱を活用したシステムとする。

なお、本概念は、公募研究で英国 NNC 社から応募のあった概念である。

### ⑤ 2次系簡素化概念

ナトリウム冷却炉においては、ナトリウム-水反応に対する安全性確保対策を考慮する必要がある。このため、従来のナトリウム冷却炉においては、中間冷却系(いわゆる2次ナトリウム系)を設け、蒸気発生器におけるナトリウム-水反応の影響を炉心に及ぼさないようにしているが、2次系自体の物量及び建屋容積への経済性上の影響は大きく、原子炉構造の物量とともにナトリウム冷却型高速炉の物量増大の要因となっている。

しかし、ナトリウム-水反応が極めて起こりにくいシステムを追求していくことにより、2次系の大幅な簡素化の可能性がある。それにより物量削減ができ、有効なコストダウン方策となる。以下に、その候補概念を示す。

#### a. 2重管 SG

SG 伝熱管を2重管化(間隙部にヘリウムガスを満たす)することにより貫通リークを極めて起こりにくくした上、間隙部のリークを常時監視することにより信頼性を向上させ、2次系を削除する方策である。2重管 SG はこれまで試験を含む研究開発が行われており、今後継続して研究開発を行えば技術的に完成する見通しが得られる可能性がある。

ナトリウムと水の障壁を2重化する方策により SG 伝熱管の貫通リークは設計基準外事象にできるが、設計基準外事象として貫通リークを想定した場合、ナトリウム-水反応生成物が炉心に流入する可能性があることから、貫通リークに対する設備対応が必要となる。反応生成物を炉心に流入する前に分離・除去するため、SG と原子炉容器の間に位置する1次系ポンプ容器内に反応生成物分離機構を設ける概念を検討した。(図 5.4.8 参照)

#### b. 不活性中間媒体の使用によるナトリウム水反応の排除

ナトリウムとも水とも不活性な中間熱伝導媒体により、1次ナトリウム系と水・蒸気系を分離・隔離し、ナトリウム-水反応を排除し、IHX と SG を一体化する概念である。不活性中間媒体の候補として、液体鉛ビスマス合金及び固体銅が挙げられる。

液体鉛ビスマスを中間媒体とする概念には、同心配置したナトリウム及び水の伝熱管のアニュラス部に鉛ビスマスを充填し、熱伝導及び局所自然対流で熱交換を行うチューブ型方式と、鉛ビスマスを満たした容器の中にナトリウム、水それぞれの伝熱管を近接させて配置し、鉛ビスマスの自然対流で熱交換を行うプール型方式がある。

固体銅を中間媒体とする概念は、ナトリウム、水それぞれの伝熱管を近

接配置し、その間に熱伝導率が高い固体銅を充填して伝熱管と密着させたものである。(図 5.4.9 参照)

c. 中間媒体と水の直接接触方式 SG

直接接触伝熱の良好な伝熱特性に着目して、ナトリウム伝熱管との熱交換により加熱された中間媒体の鉛ビスマス中に水を直接注入して蒸発させる概念である。(図 5.4.10 参照)

d. 1 次系高压型

1 次ナトリウム系圧力(60 気圧程度)を水・蒸気系圧力(50 気圧程度)より高め、SG 伝熱管破損時のナトリウム-水反応を伝熱管内(水側)に限定し、SG 伝熱管を単管としたままで 2 次系削除を可能とする概念である。万一伝熱管破損が発生しても、隣接伝熱管への破損伝播が極めて起こりにくいと考えられるため、設計基準事象として考慮する伝熱管破損は 1 本とすることができるとともに、反応生成物は 1 次系にはほとんど移行しないため、2 次系削除の安全シナリオ構築が容易である。(図 5.4.11 参照)

e. 革新的な発電方式の採用

将来の方式として高温のナトリウムを使い、直接発電するシステムの検討を行っている。具体的には、熱電素子を用いた変換器を炉容器内に配置し、炉心からの高温のナトリウムを直接熱電発電器に流し、熱起電力を取り出すシステムで、水を使わないシステムのため、ナトリウム-水反応を完全に排除できる。

アイデア募集により採用した米国のローレンスリバモア(LLNL)研究所において小型高速炉に適用可能な熱電発電システムの効率向上の研究を行っている(図 5.4.12 参照)。

もう一つは、液体金属 MHD(電磁流体力学)発電システムを高速炉条件へ適用した概念であり、液体金属と沸点の比較的低い液体または不活性気体(これらを熱力学的作動流体という)を組み合わせ、液体金属単相部で MHD 発電機を用いて発電し、液体金属の駆動のために熱力学的作動流体を用いている。本概念では、水を使わないため、ナトリウム-水反応を排除することができる(図 5.4.13 参照)。

(b) 本研究における検討の新たな着眼点

・コスト低減方策の検討

ナトリウム冷却炉の建設コスト低減のためには、軽水炉に比較して高い

NSSS 設備のコスト低減が必要である。このため、大型化によるスケール効果はもとより、冷却材としてのナトリウムの特徴から、長所をより積極的に活用し、短所を補うことにより NSSS 設備のコスト低減につながる方策を検討する。

- ・ 安全性

軽水炉と同等以上の安全性を確保するのが基本的考え方であるが、本研究として新たな着眼点として再臨界回避炉心の概念を検討する。また、ナトリウムが化学的に活性であることから、適切なナトリウム漏えい対策を検討するとともに、ナトリウム-水反応に対する抜本的な対策も含めて検討する。

### (c) 検討状況

前項で示した

- ① ループ型(1次系機器合体・ループ数削減)
- ② タンク型(2次系機器合体・ループ数削減)
- ③ タンク型(機器合体・集中配置)
- ④ タンク型(機器・系統コンパクト化)

について、経済性、資源の有効利用、環境負荷低減、核拡散抵抗性、安全性の各設計要求への適合性のほか、技術的成立性、運転性/保守・補修性、開発課題の観点からそれぞれ評価した。

以下に①～④の各概念に対する検討内容及び評価結果について述べる。

続いて、ナトリウム-水反応が極めて起こりにくいシステムを追求していくことによる、⑤2次系の簡素化ないしは削除の概念についての検討状況を述べる。

#### ① ループ型(1次系機器合体・ループ数削減)

ループ型(1次系機器合体・ループ数削減)概念の設計要求への適合性を以下に示す。

##### ○ 経済性

- ・ 大出力化、ループ数削減、機器合体、ツインプラント化等による物量削減を図れば、現在の軽水炉物量と比べても大幅な削減結果となっていることから、建設費 20 万円/kWe の目標を追求し得ると考えられる(図 5.4.14 参照)。
- ・ 燃焼度、連続運転期間については、耐照射性、耐高温被覆管材料 (ODS フェライト鋼) の開発を前提とした燃料健全性概略評価を行った結果、被覆管 CDF 値が制限値を十分満足する見通しであることから、連続運転期

間 16 ヶ月×4 バッチで 15 万 MWd/t 程度の目標を狙えると考えられる。なお、連続運転期間については、12 ヶ月～24 ヶ月を設計要求としたが、

- 3 節 炉心燃料（燃料形態）において述べたように、さらに長期の運転期間（18 ヶ月）を目標に検討している。
- ・ 2 ループ化の成立性に関しては、ループ数削減に伴い大型化する冷却系機器の製作性及び流量喪失事象に対する炉心流量確保の観点から検討した。冷却系機器の大型化については、SG、IHX、ポンプについて、胴、伝熱管、管板等の主要部材の大きさが、工場製作性から見て問題がない見通しを得た。また、流量喪失型事象時の炉心流量確保については、炉心冷却が最も厳しいと考えられる 1 次ポンプ軸固着（事故ループは急速に流量低下し、ポンプ回転数低により原子炉トリップし、それにより健全ループのポンプもトリップする）を想定した解析により、被覆管最高温度が、低圧損炉心の効果等により制限値を下回る見通しが得られた。
- ・ 稼働率については、燃料交換等のクリティカルパスの分析検討により、定検工程 45 日、連続運転期間 16 ヶ月（または、さらに長期の 18 ヶ月）で目標の 90% 以上を追求し得ると考えられる。
- ・ 建設工期については、ループ数削減、建屋物量低減等により実証炉の 50 ヶ月を下回る工期短縮を追及し得ると考えられる。
- 資源の有効利用、環境負荷低減及び核拡散抵抗性については、3 節 炉心燃料(燃料形態)において記載しているので、ここでは省略する。
- 安全性
  - ・ 本概念は基本的に従来の指針、基準類に適合する見通しのある範囲で合理化を追及しており、こうした観点からの開発課題は少ない見通しである。
  - ・ 受動的炉停止能力は SASS により対応する。
  - ・ 自然循環能力は未評価であるが、機器高低差が大きく、高い自然循環除熱能力を有する見通しである。（次年度に評価予定）。
  - ・ 再臨界回避については、起因過程はボイド反応度の抑制、遷移過程は軸方向ブランケットの一部削除等により再臨界を回避する方策を検討中である。有効性については現在検討中である。
  - ・ 炉心損傷発生頻度に関する設計要求( $10^{-6}$ /ry 未満)については、独立 2 系統の炉停止系+自己作動型炉停止機構(SASS)、IRACS 2 系統+DRACS 1 系統の崩壊熱除去系により炉停止及び崩壊熱除去に関して十分高い信頼性を確保し、目標を達成可能な見通しである。
- 運転・保守・補修性
  - ・ 炉容器配管は炉心退避を行うことなく引き抜き補修が可能である。
  - ・ 1 次ポンプの引き抜き補修、IHX 及び SG のインプレース補修が可能な見通しである。
  - ・ 補修区分、被ばく量低減等については次年度検討する。

- 技術的成立性
  - ・ 高応力が発生すると考えられる代表部位に対して構造健全性評価を実施し、成立性を見通しを得ている。
  - ・ 耐震性については、建屋水平免震の採用により炉心健全性への影響、機器の座屈等の問題がない範囲に評価部位の加速度を抑えられる見通しである。
- 開発課題
  - ・ 本概念は従来のループ型を発展させた概念であるため、全く新しい技術開発を要しないという利点がある。
  - ・ ただし、従来からの飛躍的な経済性向上方策を含んでいること、従来にない安全性の要求があること等により、本概念に限らないが、比較的開発コストの大きい課題として次の項目が考えられる。
    - － 高燃焼度燃料用被覆管材料の開発(本概念に限らない課題である)
    - － 再臨界回避方策の有効性確認(本概念に限らない課題である)
    - － 上下免震装置の開発(ただし、水平免震で不十分な場合)
  - ・ また、上記課題ほど開発コストは大きくないが、プラント概念の成立性確認に関する課題は次のとおりである。
    - － 2ループ化の成立性確認(安全、流動、構造(製作性)の観点)
    - － 高温化対応 SASS の開発
    - － 新材料(12Cr 系鋼)の適用性確認(溶接、破壊力学的特性、高温強度等の観点)と構造設計基準の高度化
    - － 合体機器の成立性(1次ポンプ+IHX、ポンプ振動の影響確認等の観点)
- ② タンク型(2次系機器合体・ループ数削減)
 

タンク型(2次系機器合体・ループ数削減)概念の設計要求への適合性を以下に示す。

  - 経済性
    - ・ 大出力化、2次系機器合体、ループ数削減、及び初号機からのツインプラント化等のコスト低減方策を行えば、現在の軽水炉物量と比べても少ない結果となっていることから、建設費 20 万円/kWe の目標を追求し得ると考えられる(図 5.4.14 参照)。
    - ・ 燃焼度は 18 ヶ月×4 バッチで 13 万 MWd/t まで達成可能の見通しであるが、もっと低燃焼度(6 万 MWd/t)でも経済目標を達成できる可能性もある。この場合の連続運転期間は 36 ヶ月×1 バッチとなる。
  - 資源の有効利用、環境負荷低減及び核拡散抵抗性については、3 節 炉心燃料(燃料形態)において記載しているので、ここでは省略する。
  - 安全性
    - ・ 原子炉停止系は独立 2 系統とする他に受動的炉停止能力として SASS 及

びガス膨張機構(GEM)を採用している。

- ・崩壊熱除去系は、まず水・蒸気系により除熱し、それが期待できない場合は PRACS(1 基/ループ)により除熱できる設計としている。万一全数の非常用 DG が使えなくなったとしても自然循環による崩壊熱除去が可能な見通しが得られた。
- ・再臨界回避については、起因過程ではボイド反応度低減により即発臨界を防止し、炉内 GEM により事象進展を緩和し、遷移過程においては、Pu 富化度が低く最小臨界量が大きいため耐再臨界性が高いことと、軸ブランケットがないため下部軸ブランケットに熔融燃料が留まることはないとするれば、再臨界回避の可能性はある。
- ・炉心損傷発生頻度については、開発目標を満足する見通しが得られている。
- ・また、ナトリウム漏えい対策については、ナトリウムバウンダリーをエンクロージャー等で格納して内部を窒素雰囲気化している。
- ・格納施設としてのガードベッセル+上部ドーム式格納境界の現行指針への適合性は継続検討する予定である。

○ 運転・保守・補修性

- ・実証炉設計研究の考え方を踏襲し、軽水炉と同等とすることを目標としているが、具体的検討は次年度に行う。

○ 技術的成立性

- ・基本的に実証炉用基準をベースに冷却系機器の構造健全性(耐震性については建屋 3 次元免震により地震荷重を低減)の見通しが得られている。

○ 開発課題

- ・比較的大きな開発コストを要する開発課題は以下の通りである。
  - － 高燃焼度化対応燃料被覆管材料の開発(本概念に限らない課題である)
  - － ラッパ管削除型(ダクトレス)燃料集合体の開発
  - －  $k_{\infty}$ 一定炉心の熱流力特性評価手法の確立
  - － 再臨界回避方策の有効性確認(本概念に限らない課題である)
  - － 上下免震装置の開発(本概念は建屋 3 次元免震が必要)
- ・また、上記課題ほど開発コストは大きくないが、プラント概念の成立性確認に関する主な課題は次のとおりである。
  - － 振動充填燃料炉心の開発
  - － PRACS 自然循環除熱特性の把握
  - － 高温化対応 SASS の開発及び GEM の有効性確認
  - － 新材料(12Cr 系鋼)の適用性確認(溶接、破壊力学的特性、高温強度の観点)と構造設計基準の高度化

③ タンク型(機器合体・集中配置)

タンク型(機器合体・集中配置)概念の設計要求への適合性を以下に示す。

- 経済性
  - ・ 建設費は大出力化、機器合体迫及による炉容器径削減、初号機からのツインプラント化等のコスト削減方策を行えば、現在の軽水炉物量と比べても少ない結果となっていることから、建設費 20 万円/k We の目標を追求し得ると考えられる(図 5.4.14 参照)。
  - ・ 燃焼度は 15 万 MWd/t、連続運転期間は 18 ヶ月、建設工程は建屋モジュール工法(SC 造)等の採用により 50 ヶ月以内を達成できる可能性がある。稼働率は 90%程度を達成できる可能性がある。
- 資源の有効利用、環境負荷低減及び核拡散抵抗性については、3 節 炉心燃料(燃料形態)において記載しているので、ここでは省略する。
- 安全性
  - ・ 原子炉停止系は独立 2 系統、後備炉停止系に SASS を採用している。
  - ・ 崩壊熱除去系については、IRACS 4 系統+DRACS 2 系統とし、全交流電源喪失時の自然循環除熱による崩壊熱除去が可能な見通しを得ている。
  - ・ 再臨界回避については、各燃料集合体に熔融燃料流出パスを設けることにより達成可能性がある。
  - ・ 炉心損傷の発生頻度については、開発目標が満足できる見通しが得られている。
- 運転・保守・補修性
  - ・ 温度反応度効果を利用した簡素化された原子炉出力制御系(PLAM)を採用することにより、運転性を向上させている。
  - ・ また、保守・補修性については、タンク型の特徴を活かして放射線管理区域を限定し、2 次系エリアを非管理区域とすることにより、被ばく線量の低減が可能な見通しである。
- 技術的成立性
  - ・ 1 次系から動的機器及び配管・弁類を削除して構造を簡素化することにより熱応力の発生箇所を最小限に止めることが可能な見通しが得られている。
  - ・ 耐震性については、3 次元免震を採用することにより地震荷重を低減させることとしている。
- 開発課題
  - ・ 比較的大きな開発コストを要する開発課題は以下の通りである。
    - 高燃焼度燃料用被覆管材料の開発(本概念に限らない課題である)
    - 再臨界回避方策の有効性確認(本概念に限らない課題である)
    - 上下免震装置の開発(本概念は建屋 3 次元免震が必要)
  - ・ また、上記課題ほど開発コストは大きくないが、プラント概念の成立性確認に関する課題は次のとおりである。
    - 合体機器(IHX+1 次ポンプ)の成立性確認



- 新材料(12Cr系鋼)の適用性確認(溶接、破壊力学的特性、高温強度等の観点)と構造設計基準の高度化
- 簡素化原子炉出力制御系の開発

④ タンク型(機器・系統コンパクト化)

本概念は公募アイデアであり、ポテンシャルを次のように評価している。

○ 経済性

- ・ プラントシステムのコンパクト化、単純化により建設コストの低減を指向したプラント概念である。「EFR」に対して経済性向上効果があると考えられるアイデアは次のとおりである。

- ループ数削減

(1次系：2ループ(2 IHX/ループ)、2次系：2ループ構成)

- 原子炉容器コンパクト化(飯盒型 IHX の採用)

- ・ 「EFR」は軽水炉の1.2倍程度の建設コストと推測できることから、本概念は上記経済性向上方策によって、軽水炉に比肩する経済性を達成できるポテンシャルを有すると考えられる。

- 資源の有効利用、環境負荷低減及び核拡散抵抗性については、今後具体的な情報入手を待って評価する。

○ 安全性

- ・ 2ループ化によって安全性評価事象における炉心温度挙動が被覆管温度制限を満足できる範囲に抑える観点から、炉心圧損の低減、安全保護系制御方法の最適化等の適切な対策が必要となると予想されている。

- ・ 崩壊熱除去系については、DRACS を用いた炉内自然循環による方式は「EFR」を踏襲したものであり、成立性の見通しはあると考えられる。

○ 技術的成立性

- ・ プラント物量抑制の観点から炉内構造物の薄肉化が必要となる可能性があり、その結果、3次元免震が必要となるものと予想される。

○ 開発課題

- ・ 飯盒型 IHX の成立性確認が必要と考えられるが、他の課題については、情報入手を待って評価することとする。

⑤ 2次系簡素化概念

a. 2重管 SG

2重管 SG を用いた2次系削除プラント概念については、設計基準外事象として貫通リークを想定した評価が必要になると考えられ、その評価においてはナトリウム-水反応生成物が炉心に流入しないよう、分離機構を設ける必要がある。

この分離機構はナトリウム酸化物等の固体生成物及び水素ガスを液体ナト

リウムから分離する固気液3相流の分離を必要とし、化学プラントの実例を参考にしてこの分離が可能なタンク容量の簡単な推定を行ったところ、1ループ当り直径10m以上のタンクが必要との結果が得られた。この結果によれば、2次系削除の経済効果が分離機構の設備対応により相殺されてしまう恐れがある。このため、今後詳細評価を行って2重間SGによる2次系削除の安全性評価及び経済性ポテンシャル評価を確定することとする。

#### b. 不活性中間媒体の使用によるナトリウム水反応の排除

中間媒体の候補としては鉛ビスマスと固体銅があり、鉛ビスマスを用いたシステムにはチューブ型とプール型を検討した。以下それぞれのシステムについての検討状況を述べる。

##### ・鉛ビスマス熱媒体チューブ型SG

熱交換器単体の概念を検討中であり、プラントシステムとしての設計要求への適合性を評価できる段階にはない。

チューブ型については、ナトリウムと水・蒸気伝熱管を伝熱部で2重管とし、中間層に鉛ビスマスを封入する構成である。経済性の特徴としては、プール型の概念に比較して物量が少なく、プラント全体で5~8%の建設コスト低減の可能性がある。安全性の特徴としては、ナトリウムと水・蒸気伝熱管が別の管でそれぞれ破損した場合にはナトリウム-水反応は発生しないこと、同一管で同時破損した場合にはナトリウム-水反応が発生し、さらにウェステージ及び高温ラプチャーによる破損規模拡大の可能性がある。

##### ・鉛ビスマス熱媒体プール型SG

熱交換器単体の概念を検討中であり、プラントシステムとしての設計要求への適合性を評価できる段階にはない。

プール型については、鉛ビスマスプール中に独立したナトリウムと水・蒸気伝熱管が近接して配置され、鉛ビスマスの局所対流による熱伝達を行う概念である。経済性の特徴としては、プラント全体で0~5%程度の建設コスト低減の可能性がある。安全性の特徴としては、近接しない管でナトリウムと水・蒸気伝熱管で同時に破損した場合には、ナトリウム-水反応は生じないこと、近接した管での同時破損の場合には小規模なナトリウム-水反応が生じる可能性はあるが、ウェステージ等による破損規模拡大の可能性は無いことが明らかとなった。

##### ・固体銅

熱交換器単体の概念を検討中であり、プラントシステムとしての設計要

求への適合性を評価できる段階にはない。

本概念は、ナトリウム伝熱管と水・蒸気伝熱管を固体銅中に近接配置し銅中での熱伝導により熱交換する概念である。一体化した銅熱媒体と伝熱管は熱間等方圧延（HIP）により製作する。基本概念を検討したところ、物量としては単管 SG の 2 倍程度であり、2 次系合理化効果を有すること、製造コスト低減のためには長尺機器に対応した HIP 設備の新設が必要なこと、銅の許容応力が高温化の制限となり 550℃ 程度の高温化のためには耐熱性向上の工夫が必要なこと、伝熱管材料（Fe、Cr）の銅中への拡散を防止する技術開発が必要なこと等が明らかとなった。

#### c. 中間媒体と水の直接接触方式 SG

熱交換器単体の概念を検討中であり、プラントシステムとしての設計要求への適合性を評価できる段階にはない。

公開文献に基づき、電中研が検討した概念について調査した。調査の結果、物量が大きく経済性目標達成が困難であること、蒸気条件の制限から高熱効率は達成できないこと等が明らかとなった。

#### d. 1 次系高圧型

1 次系を水・蒸気系よりも高圧化し、伝熱管破損時のナトリウム-水反応を管内反応とすることによって破損伝播を防止し、単管 SG で破損想定を 1 伝熱管に限定できる概念である。概念検討の結果、経済性向上効果が比較的大きく、NSSS 物量で大型ループ型炉（2 ループ型）と比較して 8% 程度の削減効果（出力補正済み）が見込めることがわかった。一方、1 次ナトリウム系が高圧化することにより、カバーガスのシール性、減圧事故による影響評価等が開発課題として挙げられる。また、ナトリウム-水反応が水・蒸気系側で起こるため、運転・保守補修性の観点から、反応生成物がタービン側に与える影響を適切に評価する必要がある。

#### e. 革新的な発電方式の採用

熱電素子直接発電については、水を使わないシステムであることから、ナトリウム-水反応を完全に排除できる概念で、2 次系削除もでき、経済性向上のポテンシャルは原理的には高いと言える。しかし、現状では熱電素子の変換効率が悪いため、プラント熱効率は 5% 程度であり、本概念を選択するためには、高効率の熱電素子を開発してプラント熱効率をより高めることが必要である。

また、液体金属 MHD 発電については、やはり水を使わないため、ナトリウム-水反応を排除することができる概念で、かつ液体金属に混合された気

相の熱力学的作動流体が等温膨張し、膨張後に再生熱交換することで効率の高い熱力学的サイクルを形成することが可能である。現状は、液体金属と熱力学的作動流体の複数の組合せに対し、原子炉からの除熱能力、熱力学的サイクル効率の評価を行っている段階である。

このほか、2次系に水銀を用いて水銀タービンにより発電し、水銀凝縮器でさらに3次系の水と熱交換して水蒸気を発生させ、水蒸気タービンで発電するという、水銀-水蒸気コンバインドサイクル発電についても取り上げ、プラント熱効率とコストの関係を概略検討し、高速炉の高温を利用できれば効果があるとの見込みを得ている。ただし、水銀タービンにおける材料腐食、タービンからの水銀蒸気の漏えい対策及び水銀が1次系側に漏えいした場合の炉心への影響が今後の検討課題として挙げられる。

#### (d) まとめ

ナトリウム大型炉についての現時点での評価を以下に述べる。

ループ型炉については、ループ数削減(2ループ化)等により顕著な物量低減効果が見られていること、及び後述する2次系簡素化の導入により更なる経済性向上のポテンシャルが期待できることから、現時点で有望な方向性のひとつと判断し、概念の具体化・詳細化を継続検討することとする。

タンク型炉については、ループ数削減(2ループ化)概念は考えられるものの、従来概念の延長で考える限り、炉内の IHX の径が増大することから、炉容器径が増大し、2ループ化による物量削減効果が期待できない。このため、ループ数削減概念は飯盒型 IHX を導入した公募研究の革新的概念(上記(a)④の概念)の検討を継続して追求することとする。また、従来型のタンク型炉のシステムを大幅に見直し、出力規模についての検討も含めて安全系局限化、工期短縮等の方策により経済性向上を図った概念検討を行うこととする。

なお、資源有効利用、環境負荷低減及び核拡散抵抗性については、炉心設計に大きく関与することから、高燃焼度燃料用被覆管材料開発、再臨界回避方策の検討等、今後の炉心燃料検討及びメーカーの検討結果を踏まえて評価を行うこととする。

2次系簡素化方策については、正案としては、中間媒体を用いた新型 SG のような、ナトリウム-水反応の可能性を排除できる概念を追求することとし、1次系高圧化のようなナトリウム-水反応の緩和方策については副案として課題を検討しておくこととする。今後の評価は、現在検討中の諸概念について、物量/出力比で整理して経済性向上ポテンシャルを比較し、技術的成立性、及びナトリウム-

水反応排除方策の信頼性の観点を加味して評価し、絞り込むこととする。

(iii) 中型モジュール炉

(a) 特徴

中型モジュール炉として、以下の2つの炉型を検討する。

① S-PRISM(制御棒方式)(図 5.4.15 参照)

出力 : 約 40 万 kWe(4モジュール構成で約 160 万 kWe)

基本概念 :

- ・ 炉心1つに対し、中間熱交換器 2 基、1 次ポンプ 4 基、蒸気発生器(SG) 1 基、タービン発電機(TG)1/2 基(2モジュールで共用)を組合せたモジュール炉である。
- ・ タンク型炉であり、原子炉容器径の増大を防ぐため、飯盒型 IHX を採用する。
- ・ 当初は金属燃料を適用しており、共晶温度制限からくる低温設計により比較的安価な材料を採用する。
- ・ 受動的な熱除去が可能な崩壊熱除去系(RVACS)を採用し、2 次系を 1 ループとする。

② 4S 型(反射体制御方式)(図 5.4.16 参照)

出力 : 約 20 万 kWe (8モジュール構成で約 160 万 kWe)

基本概念 :

- ・ 炉心1つに対し、SG1/2 基(2モジュールで共用)、TG1/4 基(4モジュールで共用)を組合せたモジュール炉である。
- ・ タンク型炉であり、反射体制御方式、炉内機器の上下配置、環状機器の採用により原子炉容器径の増大を防ぐ。
- ・ 崩壊熱除去系の簡素化(RVACS+PRACS)。

(b) 本研究における検討の新たな着眼点

・ コスト低減方策の検討

ナトリウム冷却炉の建設コスト低減のためには、軽水炉に比較して高いNSSS 設備のコスト低減が必要である。モジュール炉においては、大型炉と比較するとスケール効果は不利になるが、中小型炉の特徴を活かした受動的安全性を有することから、冷却系統の簡素化を図るとともに、モジュール炉の利点である設備の共有化、習熟効果、建設工期の短縮等の効果を追及する。

・ 安全性

軽水炉と同等以上の安全性を確保するのが基本的考え方であるが、本研

究として新たな着眼点として再臨界回避炉心の概念を検討する。また、ナトリウムが化学的に活性であることから、適切なナトリウム漏えい対策を検討するとともに、ナトリウム-水反応に対する抜本的な対策も含めて検討している。

### (c)検討状況

上述の S-PRISM、4S 型についての評価結果を以下に示す。

#### ①S-PRISM (制御棒方式)

S-PRISM の設計要求への適合性を以下に示す。

##### ○ 経済性

- ・ 米国 GE 社の評価では、4 モジュール構成で建設費 20 万円/kWe 以下であるが、ユニットコスト等が異なる我が国のコスト評価方法によって評価すれば異なる結果となる可能性があるが、物量データが開示されていないため、現状では評価できていない。
- ・ 建設工期は、完全プレハブ工法とモジュール化による並行作業により 42 ヶ月と評価されている。所内負荷率は 7.7%、稼働率は 93% である。時間稼働率が高いのは、各モジュールの独立性を確保しているためである。また、燃焼度目安値の 15 万 MWd/t は、金属燃料に対しては達成可能との評価が得られているが、酸化物燃料については情報がなく、現状不明である。連続運転期間は 23 ヶ月×3 バッチで上記燃焼度を達成可能である。

##### ○ 資源の有効利用

- ・ 金属燃料であれば増殖比 1.23、酸化物燃料であれば 1.13 が達成可能である。また、低除染燃料も燃料可能である。

##### ○ 環境負荷低減

- ・ 約 20% の TRU をドライバ燃料に混入して燃焼可能との評価結果がある。

##### ○ 核拡散抵抗性

- ・ MA 混入によりブランケットで純粋な Pu を作らないようにすることが可能である。

##### ○ 安全性

- ・ 現状、再臨界回避炉心を検討中である。炉心損傷発生頻度については、直接の評価はないが、DOE によるモジュール型改良液体金属冷却炉 (ALMR) の評価では  $2.2 \times 10^{-7}/\text{ry}$  という評価があり、これを参考にする目標達成の見込みはあるものと推定される。
- ・ 受動的炉停止能力については、SASS 及び固有の負の反応度(温度係数)で停止能力を有すると考えられる。全交流電源喪失事故に対しては、受動的崩壊熱除去能力により対応可能と考えられる。

##### ○ 運転・保守・補修性

- ・ 情報が入手できておらず、現状不明であるが、特に問題と思われる点は見

- 当たらない。
- 技術的成立性
    - ・ ASME コードに基づいて設計されていること、304SS,316SS,Mod.9Cr-1Mo 等(それぞれ SUS304,SUS316,改良 9Cr 鋼に同じ)の既開発材料を採用していること、及び原子炉出口温度が 510℃と低いことから、技術的成立性には特段の問題はないと考えられる。
  - 開発課題
    - ・ 開発課題としては、以下の点が挙げられる。
      - － 高燃焼度燃料用被覆管材の開発(本概念に限らない課題である)
      - － 耐震性の確認(本概念に限らない課題である)
      - － 電磁ポンプの確証(照射試験を含む高温絶縁材開発と耐久試験)
      - － RVACS の確証試験
      - － 再臨界回避方策の有効性確認(本概念に限らない課題である)

## ② 4S 型(反射体制御方式)

4S 型(反射体制御方式)の設計要求への適合性を以下に示す。

- 経済性
  - ・ 物量の観点から、今回検討の大型炉並の建設費の達成は難しい。
  - ・ 燃焼度、連続運転期間については、酸化物分散強化型鋼(ODS 鋼)を使用する前提で、15 万 MWd/t、12 ヶ月×7 バッチの運転となる炉心を設計した。
  - ・ 稼働率は、モジュール炉の特徴を活かしてNSSS の独立性により 12 ヶ月運転条件で 1 ヶ月以内の定期検査で 90%以上を目指せる見込みである。
  - ・ 建設工期は 1 モジュール当り 24 ヶ月の建設期間を見こんでおり、並行作業により 36 ヶ月以内に 8 モジュールを完成させられる見込みである。
- 資源の有効利用
  - ・ MOX で増殖比 1.2 を達成可能な見通しである。低除染燃料装荷時の燃焼は大型炉と同様に可能である(但し燃焼度 15 万 MWd/t の達成はできない)。
- 環境負荷低減
  - ・ 大型炉と同様の見通しである。
- 核拡散抵抗性
  - ・ ブランケットの定期的取り出しは考えておらず、Pu 貯蔵炉に近い。
- 安全性
  - ・ 全集合体に内部ダクトの採用を検討し、炉心溶融時の炉心支持板(排出先)での燃料堆積高さの評価から、再臨界には至らない見通しである。
  - ・ 炉心損傷発生頻度については未検討である。
  - ・ 受動的炉停止能力については、SASS 及び固有の負の反応度(温度係数)により炉停止能力を有すると考えられる。

- ・ 全交流電源喪失事故に対しては PRACS 及び RVACS による自然循環除熱が可能な見通しである。
- 運転・保守・補修性
  - ・ 万一の場合に備えて炉心支持板の取り出しが可能な設計としている。
- 技術的成立性
  - ・ 定量的評価はまだ行っていないが、これまでのナトリウム炉の設計の知見を踏まえた設計としていることから、概ね成立する見通しである。
- 開発課題
  - ・ 開発課題としては、以下の点が挙げられる。
    - － 高燃焼度燃料用被覆管材の開発(本概念に限らない課題である)
    - － 耐震性の確認(本概念に限らない課題である)
    - － 電磁ポンプの確証(照射試験を含む高温絶縁材開発と耐久試験)
    - － RVACS の確証試験
    - － 再臨界回避方策の有効性確認(本概念に限らない課題である)

(d) まとめ

S-PRISM については、受動的安全性を確保するとともに経済性にも効果の大きい RVACS を採用可能な範囲でスケールメリットを生かしつつ、モジュール効果も取り入れた概念であると評価されるが、GE 社による物量評価しか得られていないため、平成 12 年度に他の概念と同じ尺度による物量評価を行い、経済性に対する評価を固めることとする。

4S 型炉については、中小型炉に特徴的な負の冷却材温度係数を志向し、経済性向上をねらって反射体制御方式の採用により原子炉容器径短縮及び炉上部簡素化を行った概念であると評価されるが、出力が 20 万 kWe と小さく、スケールメリットの面では S-PRISM に及ばないと予想される。このため、今後は、これまでに得られた知見に基づいて、有望な中型モジュール炉概念の見通しを得ることとする。

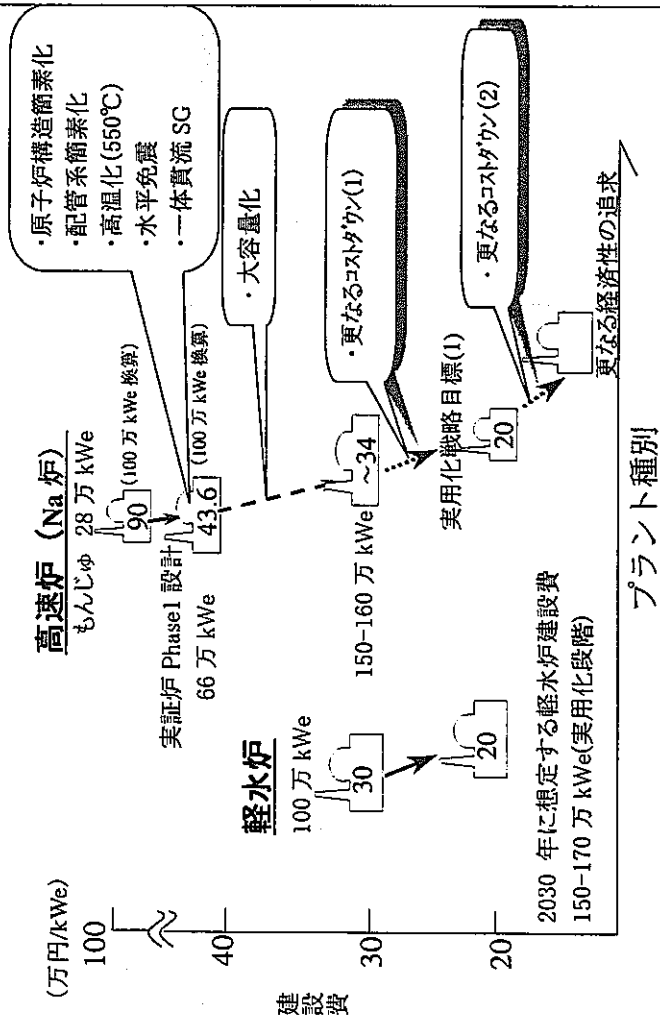
なお、資源有効利用、環境負荷低減及び核拡散抵抗性については、炉心設計に大きく関与することから、高燃焼度燃料用被覆管材料開発、再臨界回避方策の検討等、今後の炉心燃料検討及びメーカーの検討結果を踏まえて評価を行うこととする。



表5.4.2 ナトリウム冷却炉における炉心並びにシステムの改善方策

	設計要求(課題)	解決方針	課題解決方策
炉心燃料	炉心領域全体の縮小	・炉心燃料部のみならず、その周囲を含めたコンパクト化	・高性能遮蔽体(鉛/Zr-H)による板厚削減 ・径方向ブランケット削減(内部転換比の向上) } による炉心のコンパクト化
	炉心の圧損の低減	・燃料バンドルの流動抵抗の削減	・燃料要素の太径化 ・富化度分布をつけ、軸方向ピッチングを低減 } による低圧損炉心の採用
	再臨界回避による炉心性能低下の緩和(集合体に内部ダクトを設置)	・炉心燃料体積比の確保	・内部ダクト径の最適化、内部ダクト及び集合体壁の薄肉化 ・炉心性能に影響が少ない他の再臨界回避方策の創出とその採用 ・重原子密度の高い新型燃料(金属、窒化物)の採用
	燃焼度の向上	・炉心材料のスエリング特性改善	・耐スエリング特性の良いODS鋼の開発(取出平均15万MWD/t達成可能) ・高速中性子フルエンス平坦化炉心の検討
	運転サイクル期間の長期化	・燃料体積比の増加による燃焼反応度の抑制	・ラップ管及び内部ダクトの薄肉化 ・燃料要素の太径化(18ヶ月以上のサイクル期間達成可能) ・重原子密度の高い新型燃料の採用
	炉心出口温度の高温化	・炉心材料の高温特性改善	・高温強度に優れた材料(ODS鋼)の開発(炉心出口温度550℃達成可能) ・富化度分布をつけ、炉心内ホットスポットファクターを低減
	制御棒の長寿命化	・長寿命制御棒の開発	・Naボンド型制御棒の開発 ・軸非均質(B-10濃縮度の軸方向多領域化)制御棒の採用
	柔軟な増殖性能	・燃料体積比及びブランケット厚で調整	・ラップ管及び内部ダクトの薄肉化 ・燃料要素の太径化 ・径方向及び軸方向ブランケットの調整
	TRUの受け入れ能力	・炉心反応度特性の改善	・炉心型式、形状の最適化による改善 ・重原子密度の高い新型燃料の採用によるTRU混入制限(融点等)の改善
	長寿命FP各種の核変換	・FP装荷形態の最適化	・効果的な減速材配置、ターゲット材料の最適化 ・重金属密度の高い新型燃料の採用
核拡散抵抗性の確保	・核物質への接近困難性	・低DF燃料、MA混入燃料の採用	
プラントシステム	配管引廻しの簡素化・短尺化	・熱膨張の少ない新材料の配管への適用 ・機器合体による機器を結ぶ配管の削除	・12Cr鋼の採用 ・中間熱交換器/ポンプ ・蒸気発生器/ポンプ } の機器合体による系統コンパクト化
	ループ数の削減	・冷却系機器及び配管の単基容量の増大	・ループ数の削減(4ループから2または3ループ化)
	建物物量の削減	・機器配管のコンパクト化と合理的な配置 ・地震入力の低減による建屋構造の簡素化	・冷却系統のコンパクト化と配置の最適化による建屋容積の削減 ・付帯設備(ヒータ、計測系など)の削減 ・3次元免震の採用
	構造設計裕度の拡大	・熱膨張応力発生要因の緩和 ・設計裕度の適正化	・熱膨張応力の少ない12Cr鋼の採用 ・高温構造設計(基準)の高度化
	原子炉容器の縮小	・炉容器径の縮小 ・燃料取扱構造のコンパクト化	・炉心コンパクト化 ・燃料取扱構造のコンパクト化 ・炉心支持構造の改善 ・飯盒型HXによる炉内配置効率の向上(タンク型のみ) } による炉容器径増加の抑制 ・切り欠き式炉心上部機構 ・単回転プラグの採用 } による燃料取扱構造のコンパクト化
	燃料取扱設備の簡素化	・燃料取扱方法の改善と設備の簡素化	・乾式洗浄の採用と水プール冷却設備の活用によるナトリウム冷却の炉外使用済み燃料貯蔵設備の共用化または削除
	伝熱機器、容器の縮小	・伝熱性能に優れた新材料による機器コンパクト化 ・低膨張材料の採用による機器合体の拡大	・中間熱交換器、蒸気発生器への12Cr鋼の採用による機器コンパクト化 ・中間熱交換器、蒸気発生器とポンプとの機器合体による系統コンパクト化
	地震荷重の低減	・免震の採用による機器・配管の薄肉化	・免震の採用による機器配管及び支持構造の簡素化 ・サイト条件にとらわれない設計の標準化によるエンジニアリング費の合理化
	安全性の向上	・受動的な炉停止及び崩壊熱除去機能の付与	・異常高温時の制御棒自然挿入機構の採用 ・自然循環による炉心崩壊熱除去機能の向上 ・非常用電源設備の簡素化
	ナトリウム-水反応対策の向上	・ナトリウム-水反応の発生可能性の回避	・中間媒体を介したナトリウム/水熱交換器による2次系簡素化の検討
	ナトリウム機器の検査・補修能力の拡大	・ISI技術の高度化	・超音波探傷技術、遠隔操作技術の開発
	その他	・設計標準化の拡大	・設計の標準化による製作性の向上、リポート効果の追求等によるエンジニアリング費の削減 ・QA/QCの合理化による管理費の削減

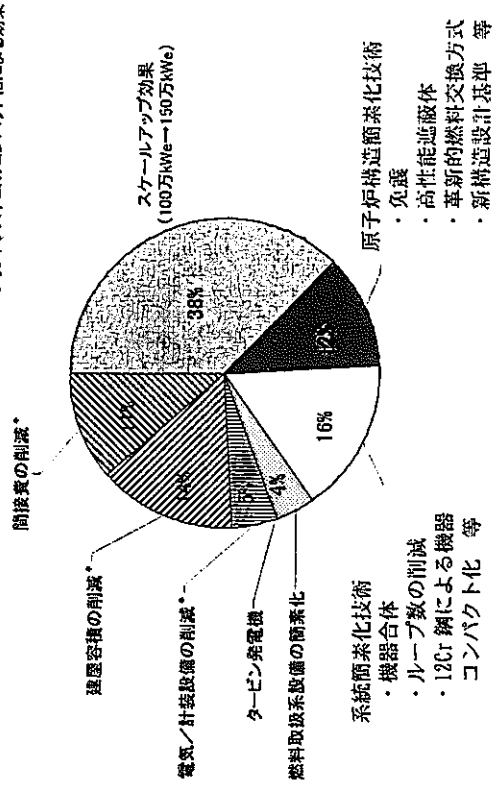
実用炉プラントの経済性追求



更なるコストダウン (1) の方策

- 大容量化
- 原子炉設備全般にわたるコストダウン方策
- 原子炉の簡素化 (コンパクト化)
- 機器合体
- ループ数削減
- 12Cr 鋼採用による機器コンパクト化
- 上記による建物コンパクト化及び電気計装設備の削減

注記 \* フラントシステムのコンパクト化による効果



更なるコストダウン (2) の方策

- 革新技術を採用した 2 次系簡素化の追求
- Na 水反応の影響大幅緩和
- Na 水反応の排除 (不活性中間熱媒体)
- その他革新技術による経済性向上
- 回転プラグ削除 等

図 5.4.1 軽水炉に比肩する経済性を目指す Na 炉の建設費低減

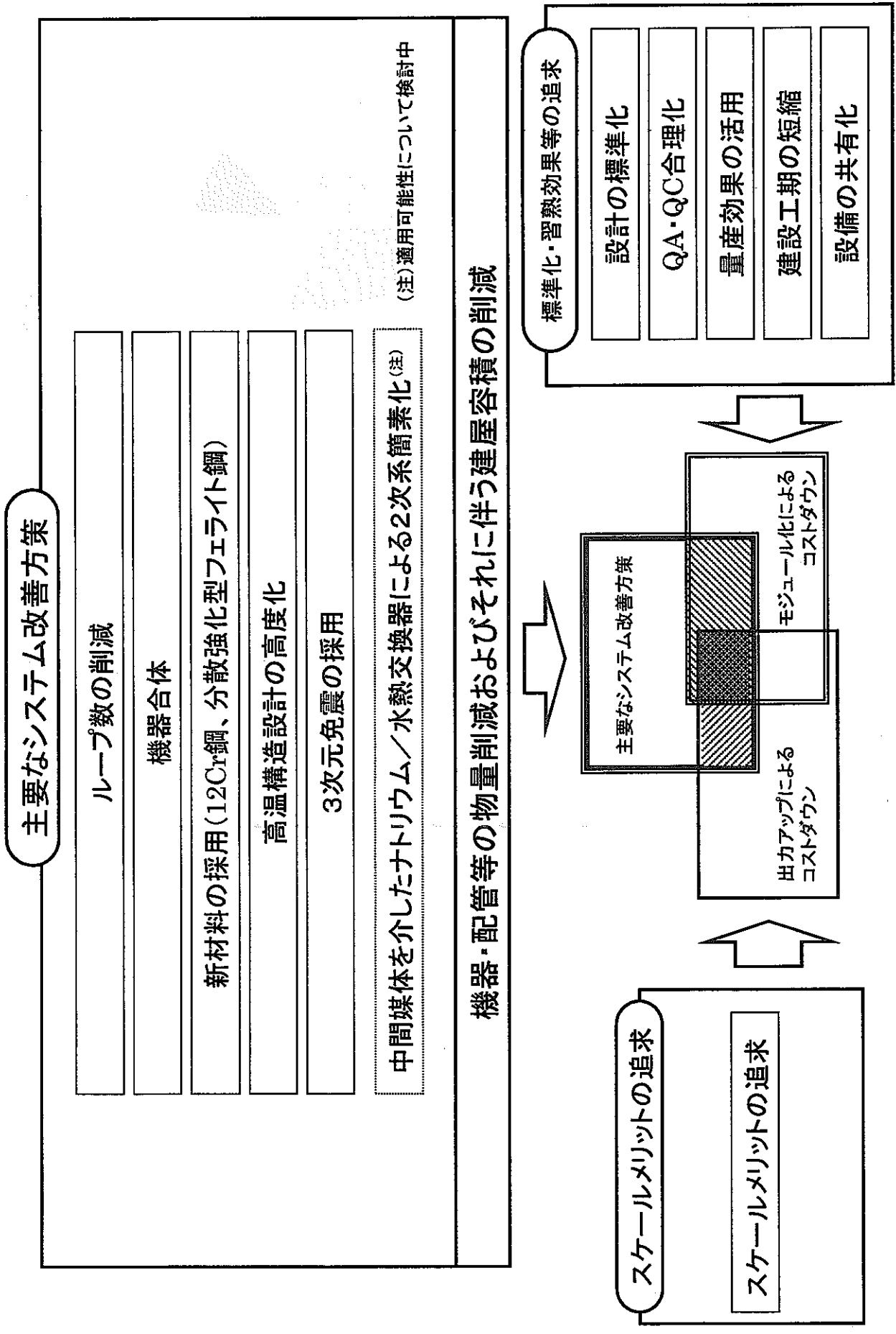


図5.4.2 建設費20万円/kWeにむけてのコストダウン方策

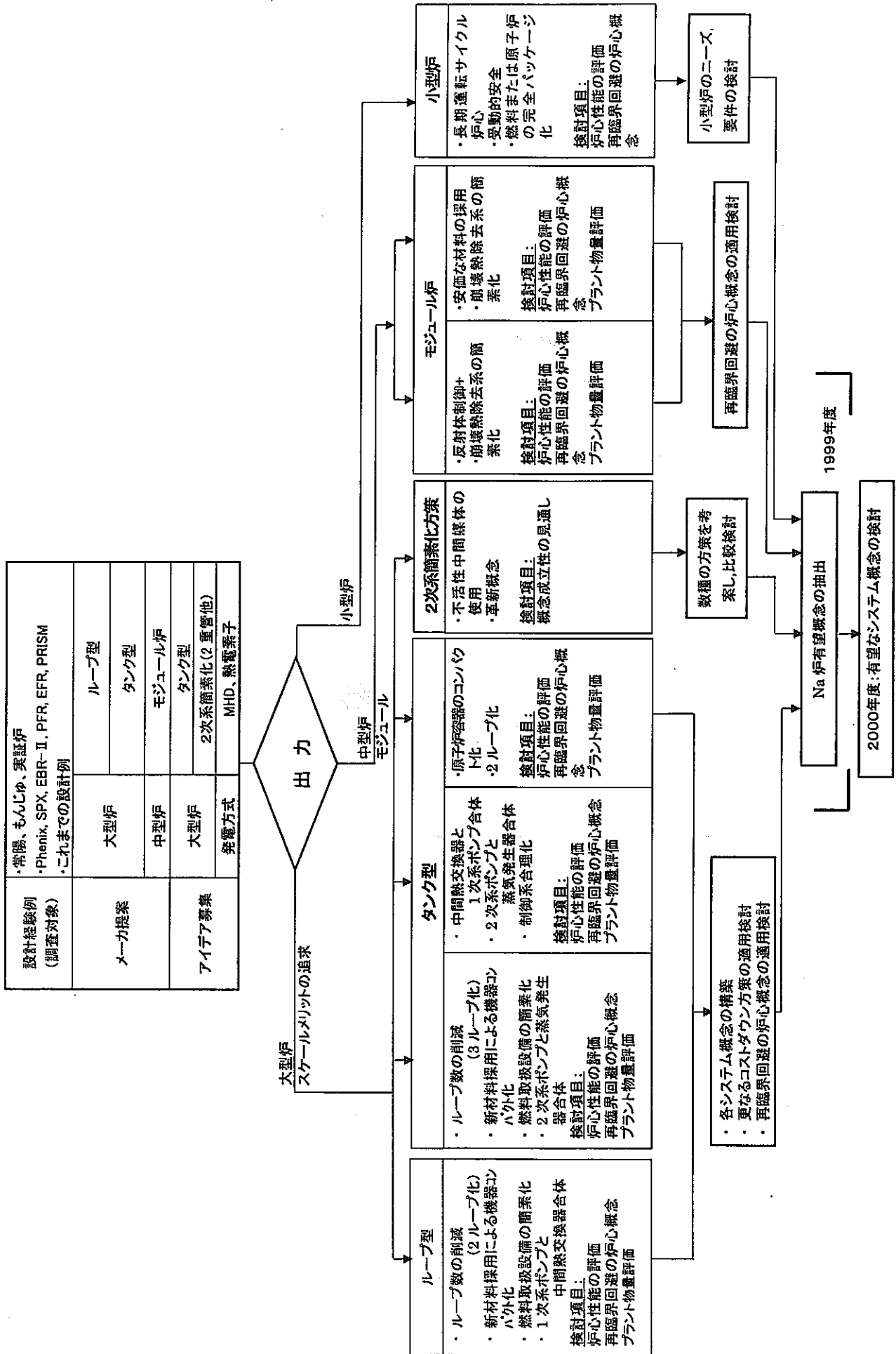


図 5.4.3 ナトリウム冷却炉の候補と検討の進め方

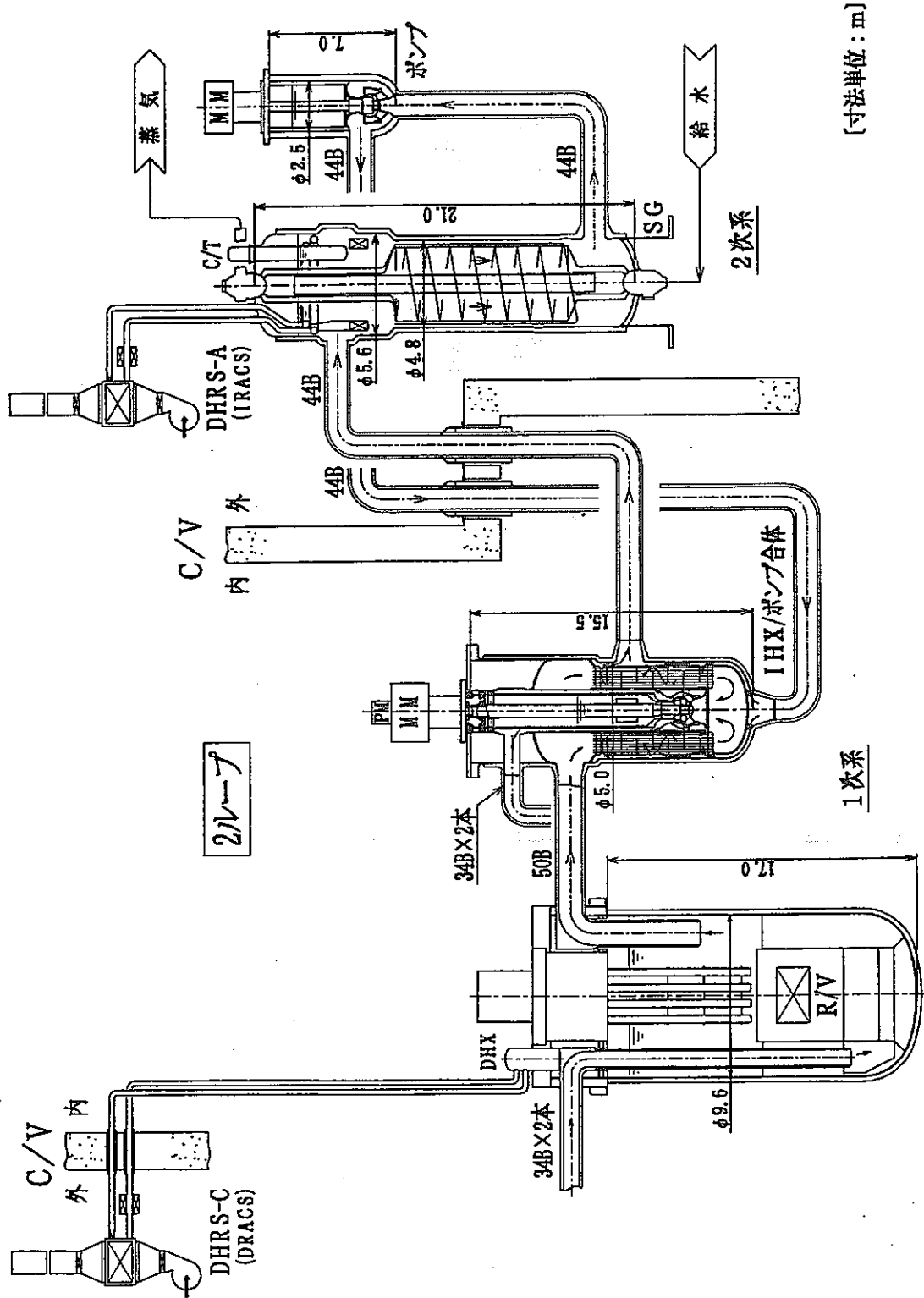


図 5.4.4 ループ型炉 (1次系機器合体・ループ数削減) のプラント概念

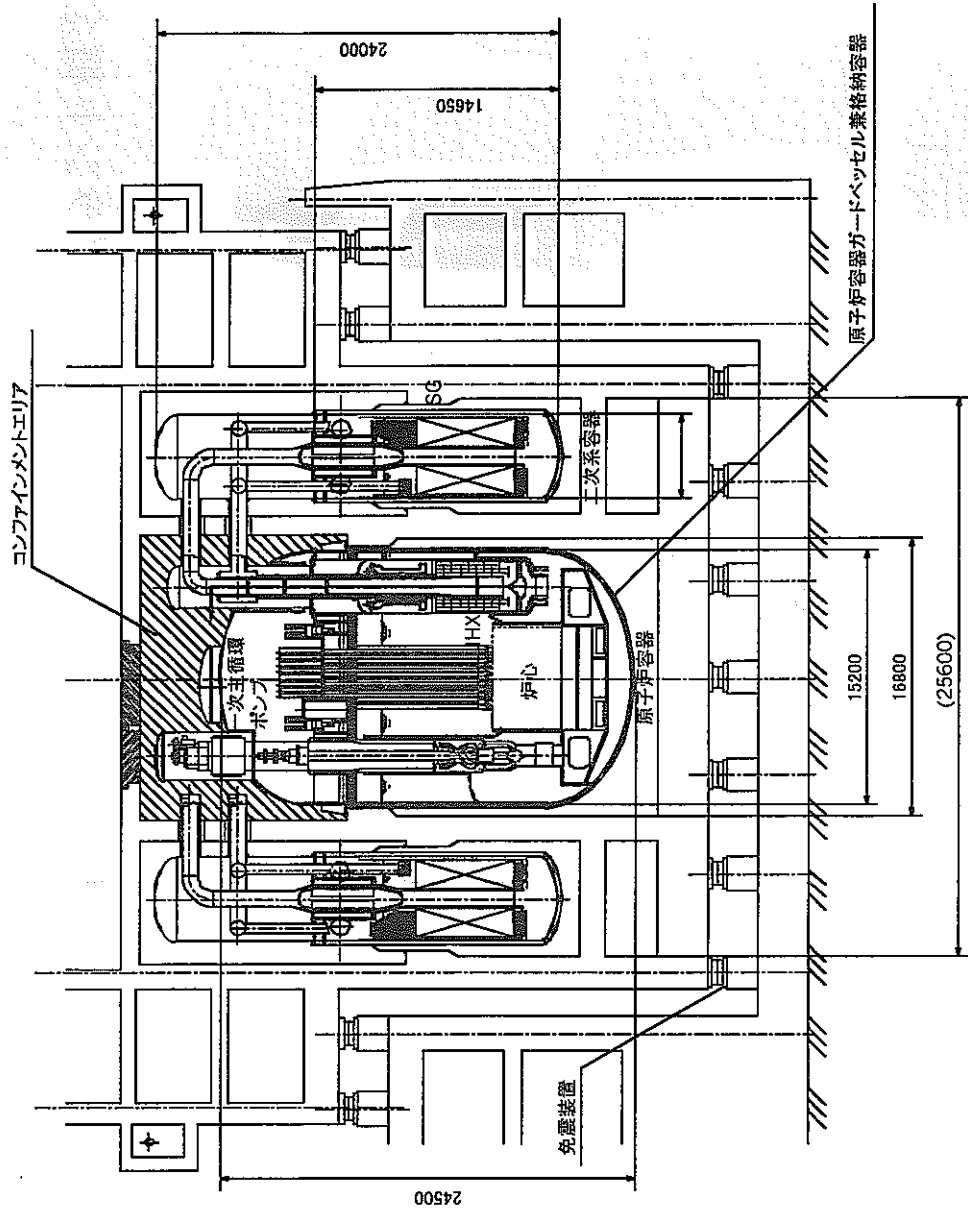


図 5.4.5 タンク型 2 次系機器合体・ループ数削減) 概念図

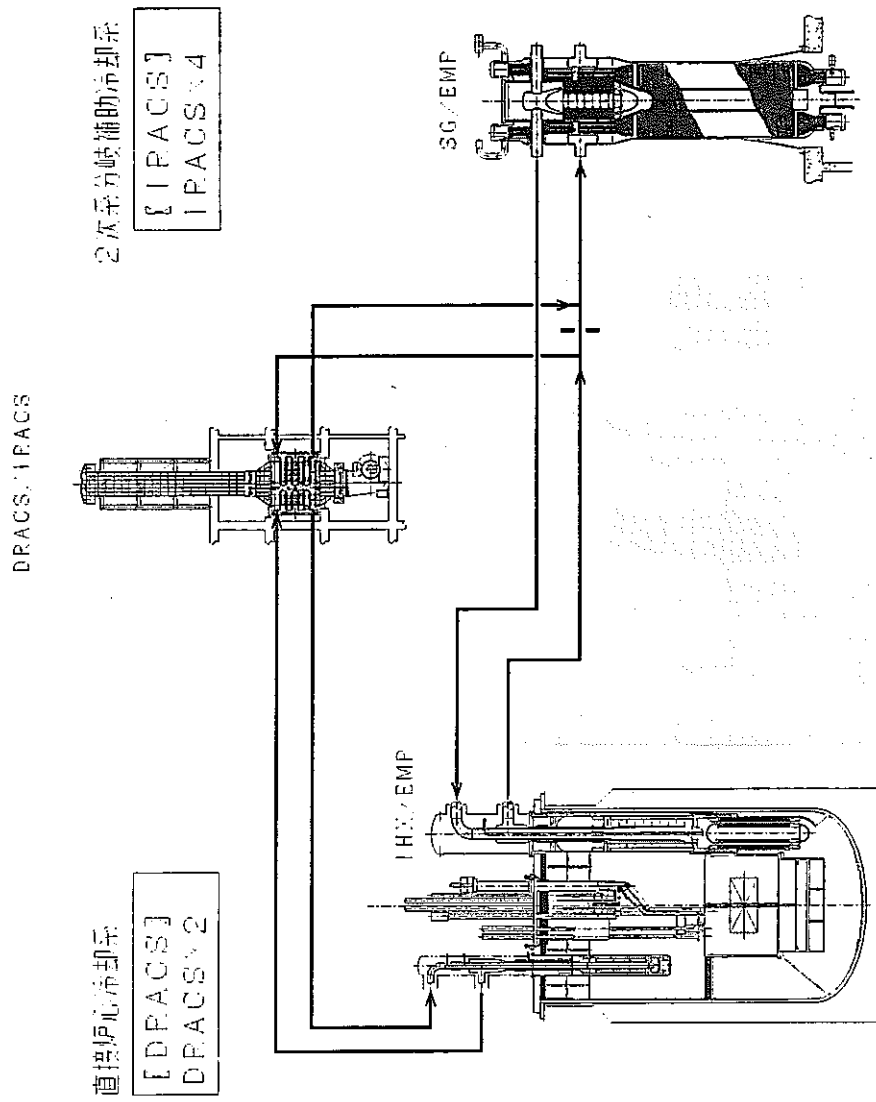


図 5.4.6 タンク型炉 (機器合体・集中配置) のプラント概念図

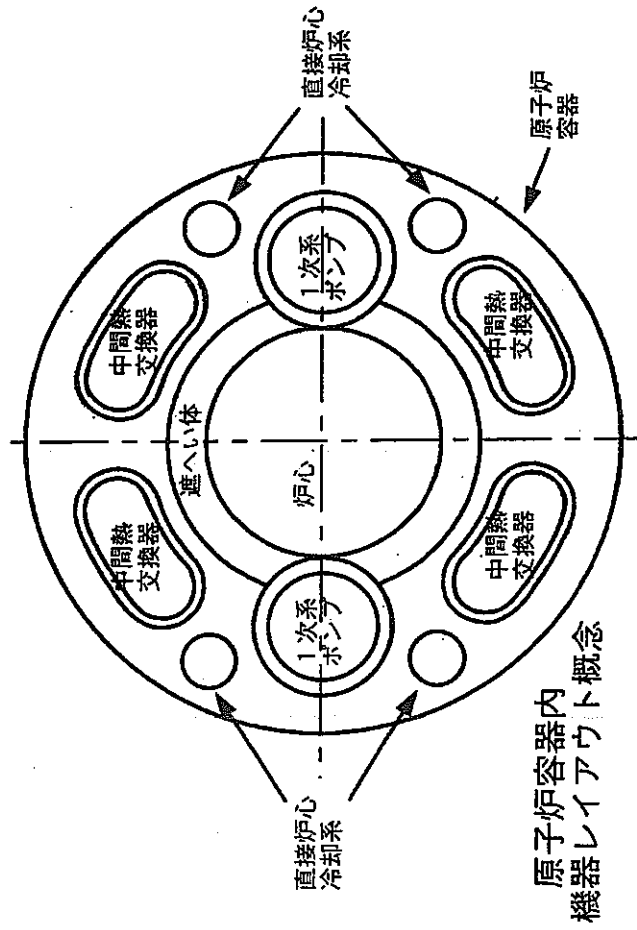
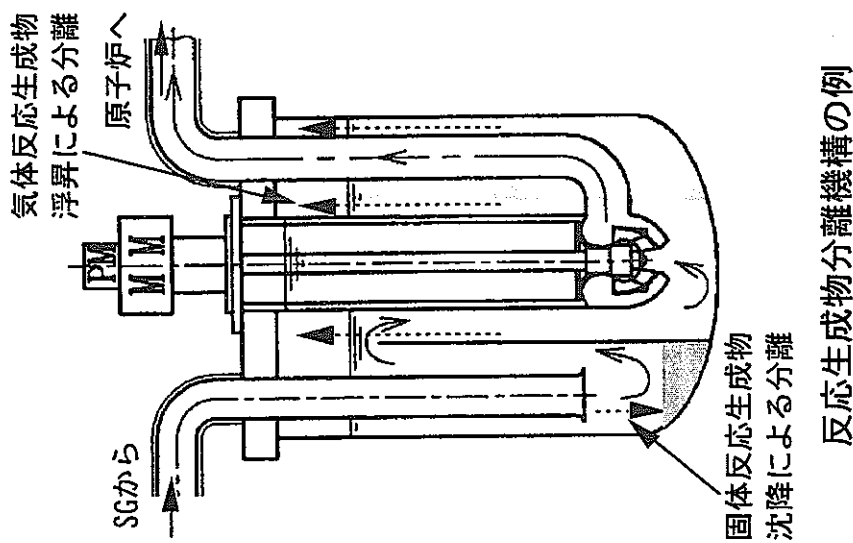


図 5. 4. 7 タンク型 (機器・系統コンパクト化) 原子炉容器内機器レイアウト





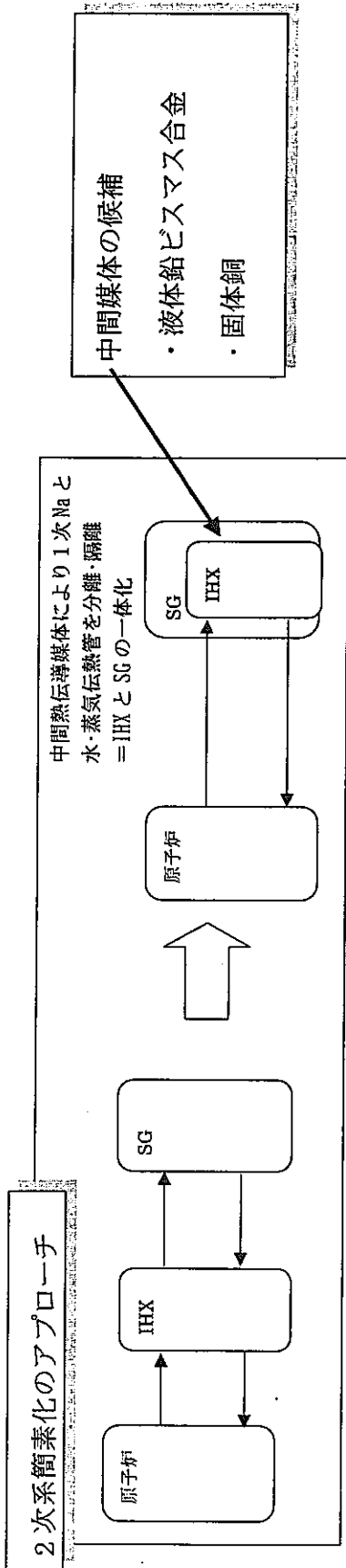
概念の特徴：

- ・ 2重管SGを用いた2次系  
削除システムに、Na-水反応  
生成物の炉心移行を緩和す  
る機構を付加することによ  
り、2次系削除冷却システ  
ムの安全裕度を拡大。

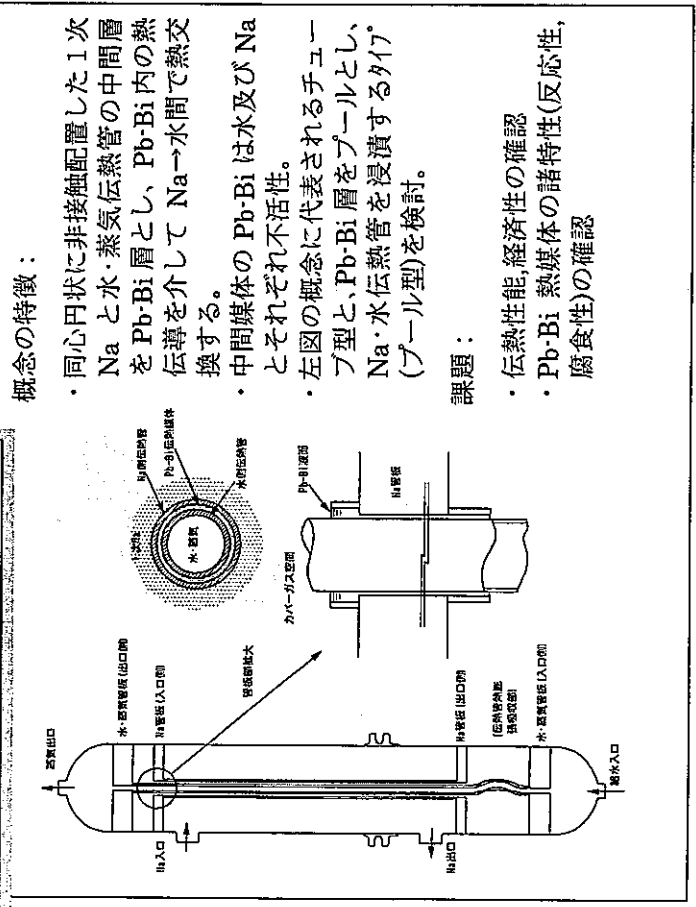
課題：

- ・ 反応生成物分離性能の確認
- ・ 安全論理構築
- ・ 経済性評価

図 5.4.8 反応生成物分離機構付き2次系削除システムの概念



**鉛ビスマス熱媒体蒸気発生器**



**固体銅熱媒体蒸気発生器**

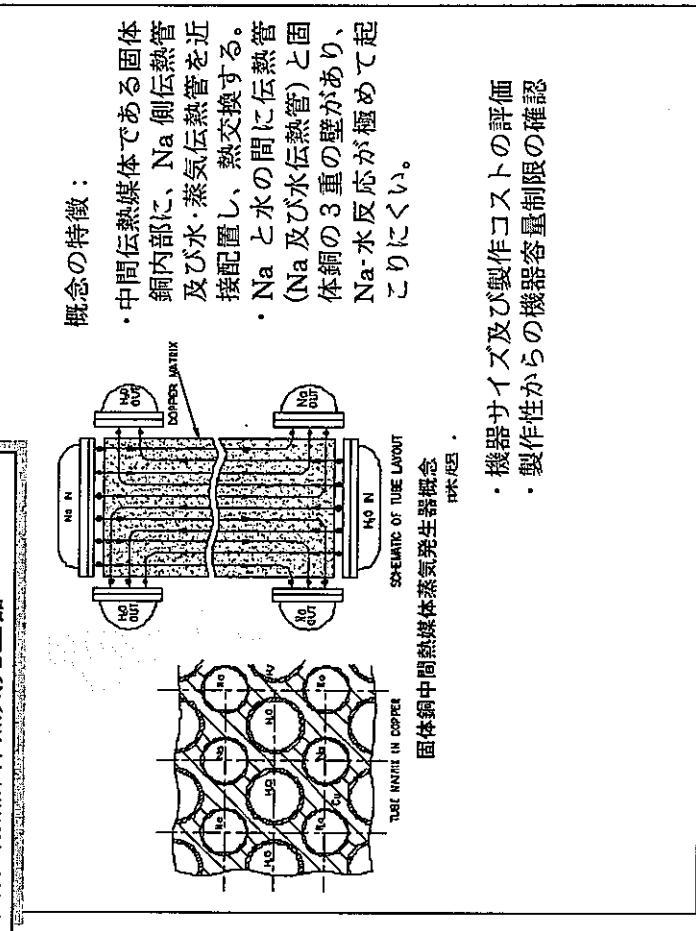


図 5.4.9 不活性中間媒体の使用によるナトリウム水反応の排除

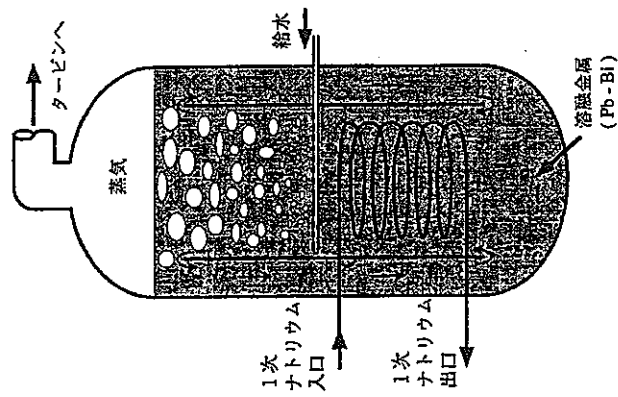
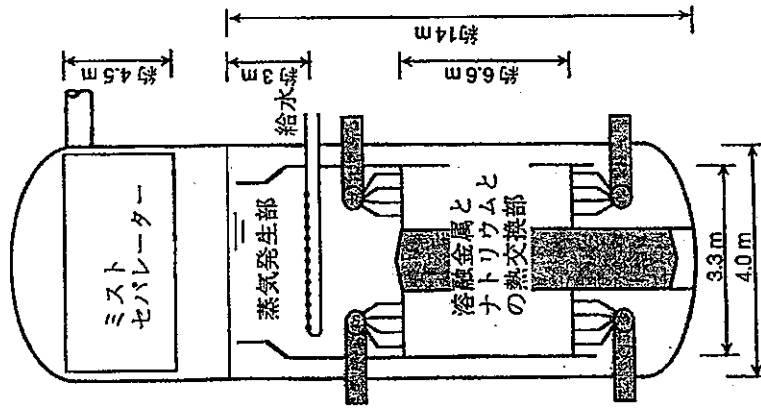
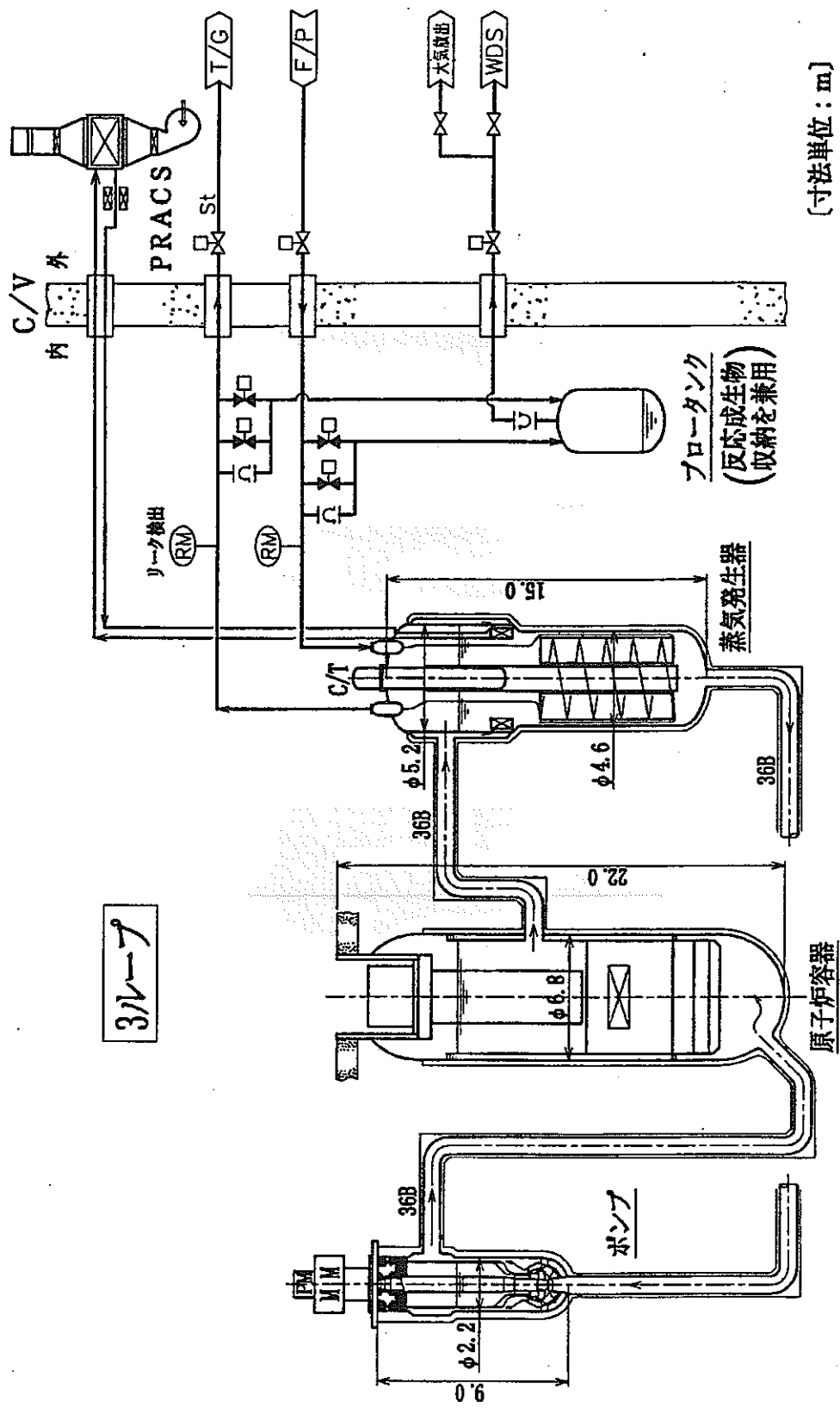


図 5. 4. 10 Pb-Bi 熱媒体と水の直接接触方式 SG の概念図



[寸法単位：m]

図 5.4.11 ループ型炉（1次系高圧化）のプラント概念

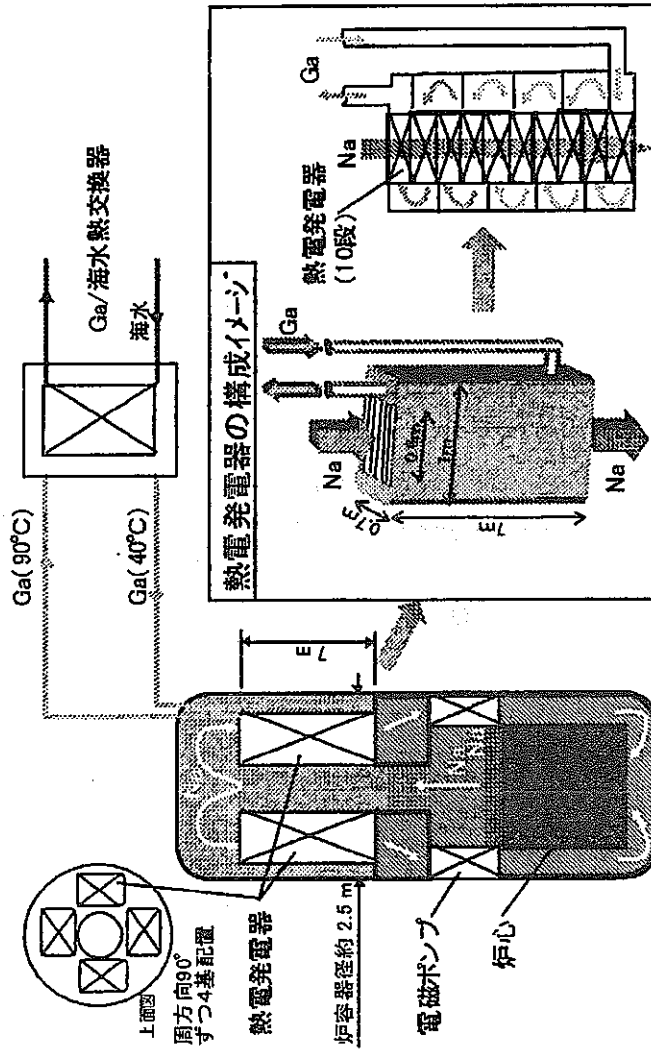


図 5.4.12 熱発電の概念

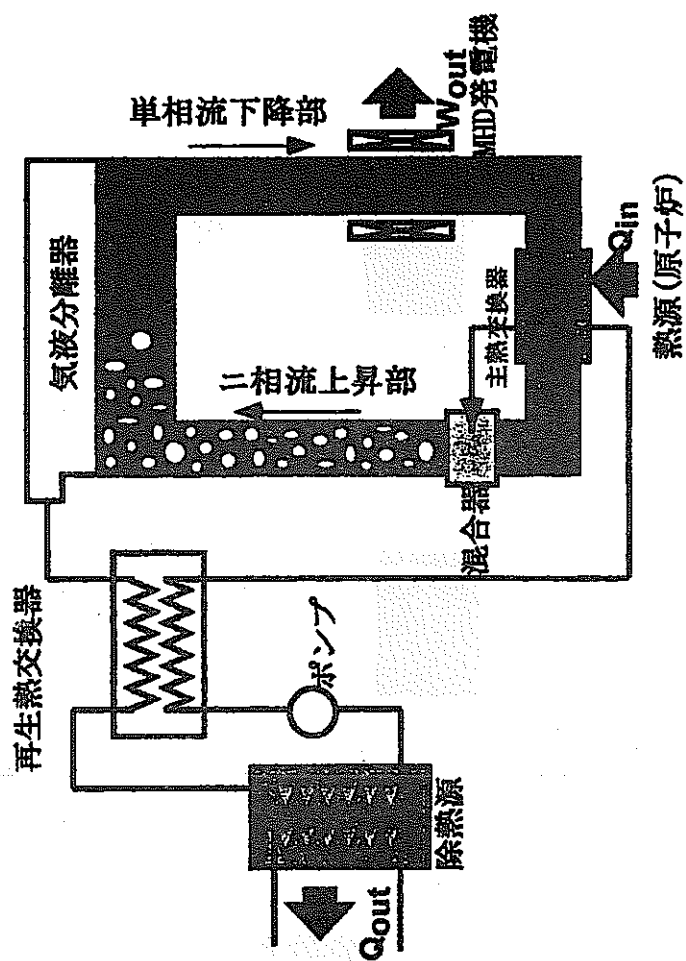
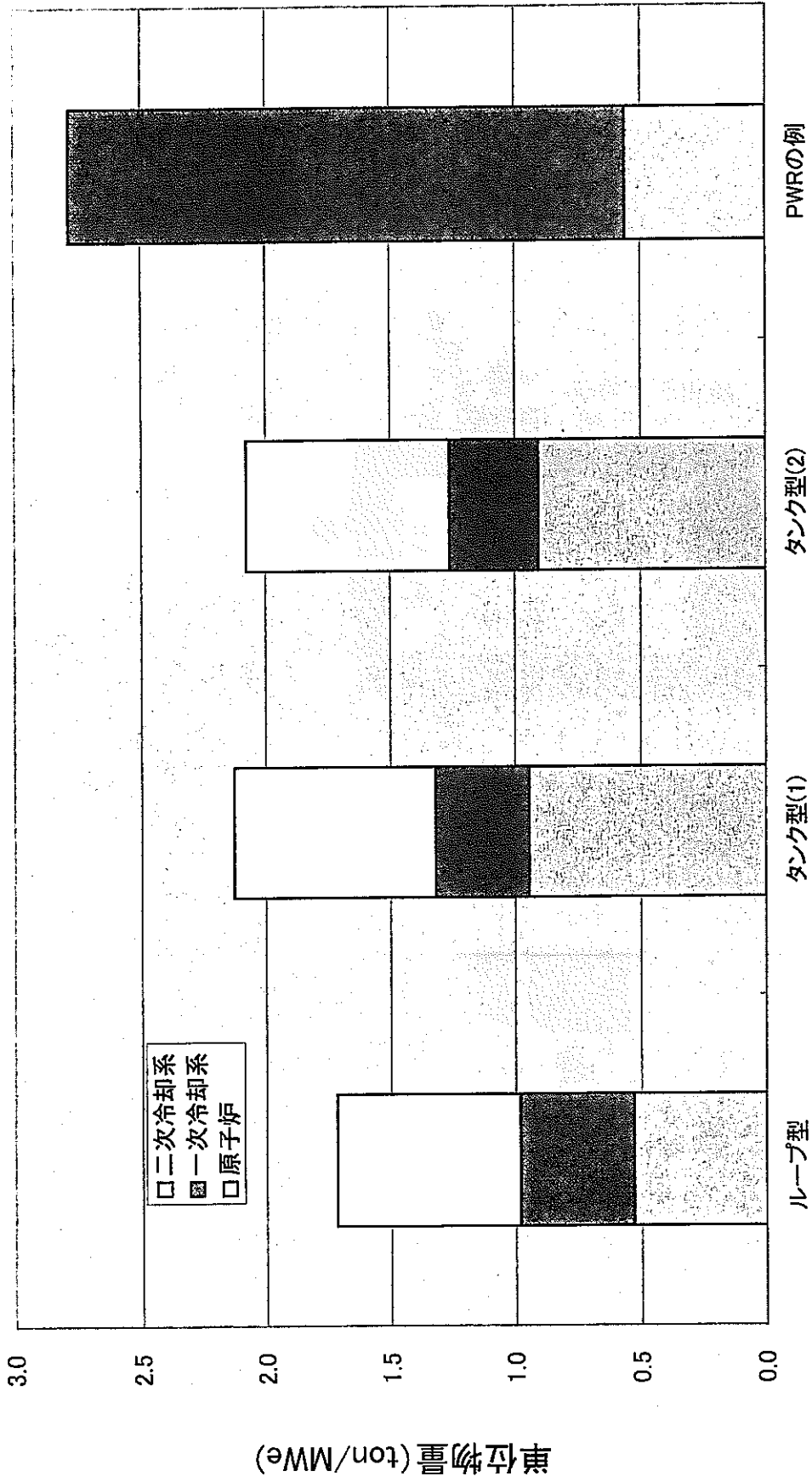


図 5.4.13 MHD 発電システムを高速炉条件へ適用した概念

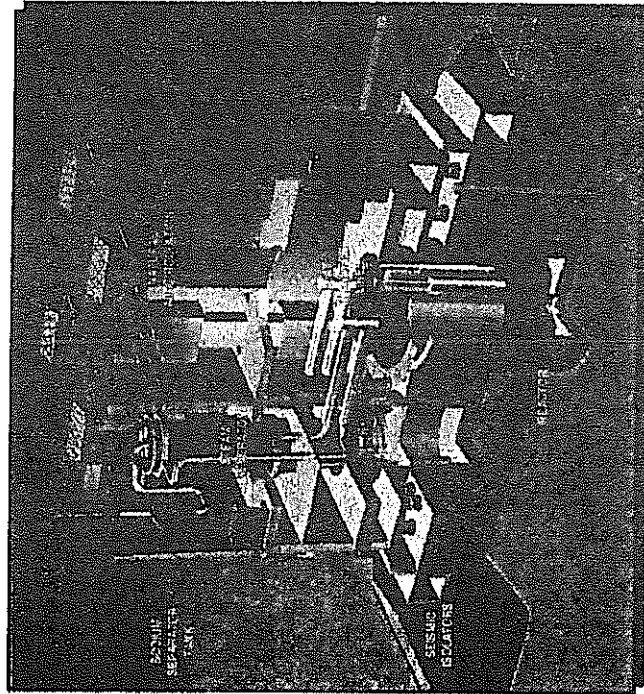
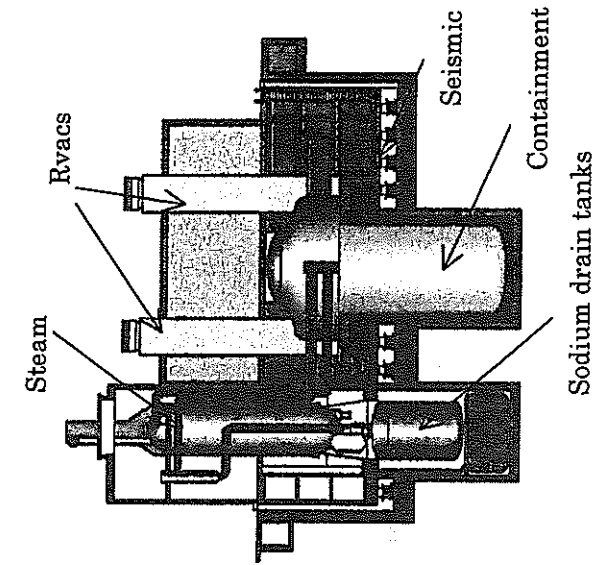


タンク型(1): 2次系機器合体、ループ数削減

タンク型(2): 機器合体、集中配置

PWRの例で、1次冷却系物量とは、原子炉容器/ズル以降の冷却系配管、再循環ポンプ、弁、加圧器及び蒸気発生器の物量の合計を指す。

図5.4.14 ナトリウム冷却大型炉の軽水炉に対する物量評価



S-PRISM 概念図

S-PRISM 概念鳥瞰図

図 5.4.15 S-PRISM 概念図



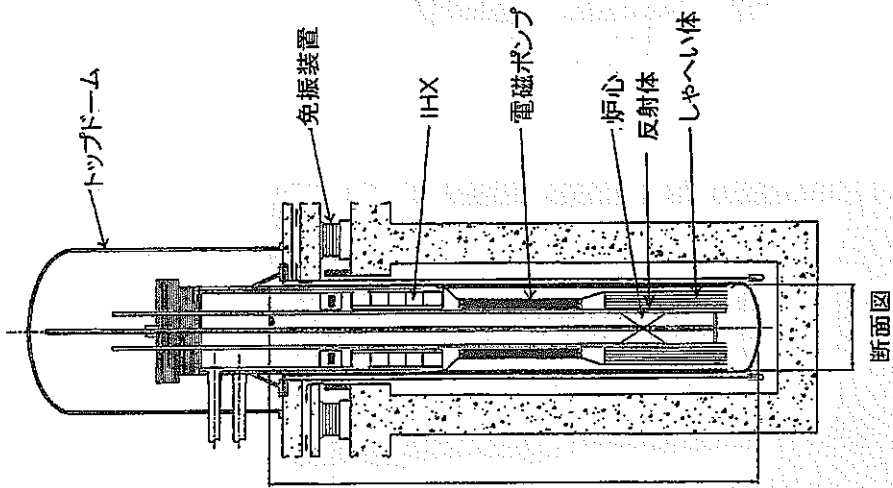


図 5.4.16 4S 型 (反射体制御方式) 中型モジュール炉概念図

### 4.3 重金属冷却炉の検討

#### (1) 重金属冷却炉の特徴

本研究では、重金属冷却材として鉛及び鉛ビスマスを検討対象としている。これらの冷却材の物性と、それに基づく炉の特徴を以下に示す。

##### ○長所

- ・ 水、空気との反応性が低いため 2 次系削除が可能であり、火災対策が不要。
- ・ 中性子吸収断面積が小さいため、増殖比が大きくとれる可能性がある。
- ・ 沸点が 1700℃程度と高いため、ナトリウム冷却炉に比べて炉心部温度上昇の許容幅が大きく、負の反応度フィードバック効果や受動安全設備に期待できる可能性が高い。
- ・ 熱容量がナトリウムより大きいため、より少ない体積流量でナトリウムと同等の熱輸送が可能である。
- ・ 比重が大きく、MOX 燃料の場合、燃料と冷却材の比重がほぼ等しいため、再臨界回避方策を比較的容易に構築し得る可能性がある。

##### ○短所

- ・ 高比重のため、機器板厚を厚くする必要があり、容器・配管の物量及び支持構造の物量が増加する傾向がある。
- ・ 高比重のため、大きなポンプ動力が必要となる。また、ポンプ動力の上限及びサイフォンブレイク回避の制約から、配管の高所引き回しが困難で、機器の集合配置がしにくい。
- ・ 高比重で腐食性が強いため、燃料被覆管及び構造材料との共存性はナトリウムに比べて良くないことから、エロージョン防止のため、炉心の流速制限及びポンプの周速制限が厳しくなる。これらの制限のため、炉心圧損を大きくしないことが必要であり、炉心の稠密化が難しくコンパクトにしにくい。
- ・ 腐食性が強いため、共存性の観点から構造材料選択の自由度が小さい。特に高温で鉛を用いる場合は構造材料に対する腐食、耐久性の問題が顕著になる。
- ・ 鉛ビスマスのみならず鉛からもビスマスへの変化を経て放射化ポロニウムが発生する。ポロニウムは蒸気圧が高く、冷却材のみならず燃料取扱系も密閉管理する必要がある。
- ・ ビスマスの使用にあたっては、資源量の制約を受ける可能性がある。

#### (2) 各候補概念の検討状況

##### (i) 検討の進め方

鉛は沸点が 1737℃と高く、水及び空気との反応性が低いことから、ナトリウム冷却で採用されている 2 次系が不要な簡素なシステムとできるとともに、ナトリウム火災対策等を不要とできる利点を有している。また、中性子スペクト

ルが硬いことから、増殖比等の炉心性能は、ナトリウム冷却炉よりもやや改善できる可能性がある。

一方、鉛の伝熱特性がナトリウムに比べて劣ることから稠密でコンパクトな炉心にできないこと、比重が大きいことから大きなポンプ駆動力が必要となること、高温鉛の構造材料等に対する防蝕技術が必要であり構造材料の耐久性が課題となること、融点が 328℃と高く予熱設備による所内負荷率が増加すること、ナトリウム以上に高温かつ不透明環境下での供用期間中検査技術が必要なこと等多くの解決すべき技術課題がある。

鉛ビスマスについては、基本的には鉛と同じ特性で融点が 124℃と低い有利性はあるが、放射性ポロニウムの生成及びビスマス資源量が限られている点が課題である。

このため、これらの解決すべき技術課題の見通しを得るとともに、日本の立地条件に適合しうるシステム概念を追求するべく、スケールメリットを生かした大型炉とモジュール効果を活用した中小型モジュール炉並びに多目的小型炉の3種類について検討を進めている。大型炉では、コンクリート埋め込みライナー式炉容器と鋼製炉容器の2つの概念を対象にしている。中小型モジュール炉には、鉛冷却炉と鉛ビスマス冷却炉の2つの概念を対象としている。多目的小型炉については、4.7 項の小型炉の検討において述べる。これらの検討により、実用化の可能性のある重金属炉の選択肢をカバーできる。併せて、原子力潜水艦での運転実績があり鉛及び鉛ビスマス冷却炉の設計研究が進められているロシアの使用実績及び設計例等についても調査し、検討に反映することとしている。検討の進め方を図 5.4.17 に示す。

## (ii) 特徴(基本概念)

### (a) 大型鋼製炉容器鉛冷却炉(大型サイドエントリループ炉)(図 5.4.18 参照)

出力 : 150 万 kWe (冷却材 : 鉛)

基本概念 :

- ・ スケールメリット追求の大型炉
- ・ 物量削減のための側部流出入方式(容器径最小化)
- ・ 2重配管による配管短縮
- ・ 機器合体(SG+1次ポンプ)

### (b) 大型ポンド式炉容器鉛冷却炉(図 5.4.19 参照)

出力 : 150 万 kWe (冷却材 : 鉛)

基本概念 :

- ・ スケールメリット追求の大型炉
- ・ 炉内機器及び鉛の重量をコンクリートで支持するポンド型炉容器
- ・ ロシアの設計をベースに、日本の地震条件及び格納バウンダリの考え方に適合するよう改良

(c) 中型モジュールタンク式鉛冷却炉(図 5.4.20 参照)

出力 : 40 万 kWe (4 モジュール構成で 160 万 kWe、冷却材 : 鉛)

基本概念 :

- ・ 球形タンク型鋼製炉容器
- ・ 鉛電磁ポンプと蒸気発生器の機器合体
- ・ 制御棒と反射体による反応度制御

(d) 中型モジュールタンク式鉛ビスマス冷却炉(SVBR) (図 5.4.21 参照)

出力 : 10 万 kWe (12 モジュール構成で 1200MWe、冷却材 : 鉛ビスマス)

基本概念 :

- ・ タンク式、鉛-ビスマス 10 万 kWe モジュール
- ・ 極力小さい冷却材インベントリを指向した系統設計
- ・ 長期運転サイクル(~10 年)

(iii) 本研究における検討の新たな着眼点

- ・ 大型炉における炉型選択の考え方

冷却材が高比重であることから、鋼製炉容器を用いたタンク式の場合は厚肉の炉容器及び炉内機器の重量と冷却材の自重を支持する構造が原子炉構造の総重量の増加をもたらすことが容易に推定される。また冷却材との共存性の観点から炉容器材料として望ましいフェライト系鋼が溶接後に焼鈍を必要とし、設備上の制約からスケールメリットが多大な設備投資によって相殺ないしは逆効果になってしまう恐れが強いこともあり、大型炉においては鋼製炉容器を用いたタンク型炉は検討対象から除外できると判断した。一方、原子炉構造重量をコンクリートで支持するポンド型については適合性があり得る。また、ループ型については、高比重の冷却材を用いてループを構成することは原則的には困難であるが、ループ方式を工夫することにより、大型炉にしては炉容器径を小さくできる可能性があることから検討対象とすることとした。

- ・ 中小型炉における炉型選択の考え方

大型炉においては、鋼製炉容器を用いたタンク型炉は経済性目標を達成し難いと考えられるが、中小型炉においては、モジュール化を前提とすれば適合性が出てくる可能性がある。逆にループ型炉は、中小型炉において

はループ構成が不利な点を補うメリットが小さく、タンク型炉が有利となると考えられるため、中小型炉においてはタンク型炉を検討対象として選択した。

・ 重金属冷却材に特有の調査項目

前述のように、我が国は重金属炉の開発経験がないため、ロシアを中心とする海外の開発経験に基づく情報を参考に、重金属冷却材に特有の以下の調査項目を抽出した。

- ビスマス資源量調査
- 水と鉛ビスマスの化学反応及び水蒸気爆発
- 2次系削除を前提としたSG管破断時の水リーク対策
- ポロニウム-210 ( $^{210}\text{Po}$ ) 対策
- 構造材料と冷却材の共存性

(iv) 検討状況

(a) 大型鋼製炉容器鉛冷却炉(大型サイドエントリーループ炉)

大型鋼製炉容器鉛冷却炉(大型サイドエントリーループ炉)の設計要求への適合性を以下に示す。

- 経済性
  - ・ 原子炉構造及び冷却系機器の合計物量は、同出力規模のナトリウム冷却ループ式大型炉に比べて約3割増となっていることから、建設単価目標には及ばないと考えられるが、重金属炉の中では比較的物量は少ない。
  - ・ 燃焼度については被覆管開発を前提に15万MWd/tで設計を行っている。
  - ・ 連続運転期間については、増殖比確保の観点からMOXで12ヶ月～14ヶ月、窒化物で24ヶ月の見込みである。
- 資源の有効利用
  - ・ 増殖比はMOXで1.15、窒化物で1.25を達成できる見込みである。
- 環境負荷低減
  - ・ FP核変換、MA燃焼のポテンシャルは中性子スペクトルの比較からナトリウム炉と同等と考えられる。
- 核拡散抵抗性
  - ・ 装荷可能な低除染燃料の量は、ナトリウム炉と同等と考えられる。
- 安全性
  - ・ 鉛の高比重により燃料の集中が生じず再臨界回避できる可能性があると考えられるが、今後定量的評価が必要である。
  - ・ 受動的炉停止能力については、炉停止系2系統のうち1系統に受動的機能を持たせる設計としている。
  - ・ 崩壊熱除去系については、全交流電源喪失時に自然循環除熱が可能な

PRACS を計画している。

- 運転・保守・補修性
  - ・ 機器の引き抜き、検査性については、側部流入ナトリウム炉並みの補修性を持つように設計している。
- 技術的成立性
  - ・ 2重配管+スライドジョイント構造は鉛冷却材の防蝕システムと整合せず、成立性が見通せない。
  - ・ また、1次系の冷却材重量は約 20,000 トンであり、同出力規模のナトリウム炉に比べて約 10 倍に達する。このため、耐震性はナトリウム炉に比べて厳しくなると予想される。
- 開発課題
  - ・ 開発課題としては、以下の点が挙げられる。
    - － スライドジョイントと防蝕システムとの整合性
    - － 2重配管、スライドジョイントの構造健全性
    - － SG+ポンプのフローティングサポートの成立性確認
    - － 鉛冷却材の取扱技術の開発(防蝕システム、純化技術)
    - － 放射化ポロニウムを含む放射性廃棄物処理技術
    - － 被覆管及び構造材料の腐食データ取得
    - － 冷却材凍結防止対策の具体化
    - － 高温状態でのメンテナンス方法の開発
    - － 燃料交換技術の開発
    - － 鉛ボンド燃料の製作性
    - － 燃料集合体の浮き上がり防止機構の開発
    - － ラップ管のない燃料集合体の信頼性確保
    - － ポンプの開発(侵食対策等)

(b) 大型ポンド式炉容器鉛冷却炉

大型ポンド式炉容器鉛冷却炉の設計要求への適合性を以下に示す。

- 経済性
  - ・ ポンド型炉容器の物量が大いいため、原子炉構造及び冷却系機器の物量は同出力規模のナトリウム冷却大型炉の約 3 倍となっていることから、建設単価目標達成は困難と考えられる。
  - ・ 取出平均燃焼度 10 万 MWd/t 達成を図る。
  - ・ 連続運転期間は 18 ヶ月、稼働率は 90% が可能な見通しである。
  - ・ 建設工期はモジュール化工法の採用等により 50 ヶ月以内の達成を図る。
- 資源の有効利用
  - ・ 増殖比 1.2 を目標とする。
- 環境負荷低減

- ・ 低除染燃料の装荷影響については、FP 混入率 2 wt%/HM の場合、プラント概念に影響しない見通しであるが、MA 混入率 5 wt%/HM の場合はポイド/ドプラー反応度に影響が出るため、MA 混入率は 3 wt%/HM 程度に留まる見通しである。
- ・ 当面、LLFP のうちの長期的放射性毒性低減への寄与が大きく同位体分離の必要のない Tc-99、I-129 の自己生成分の消滅を目指す。
- ・ 核変換の方法は、炉心に隣接する反射体領域にターゲット集合体を設置して核変換を行う。
- 核拡散抵抗性
  - ・ 径ブランケットについては、水プール中で炉心燃料と径ブランケット燃料を混在させず、分離貯蔵する特別な措置を講じる。
- 安全性
  - ・ 鉛の高比重により燃料の集中が生じず、再臨界回避できる可能性があると考えられるが、今後定量的評価が必要である。
  - ・ 受動的炉停止能力については、SASS の設置により可能な見通しである。
  - ・ 崩壊熱除去能力については、全交流電源喪失時には原子炉容器と格納容器間の鉛中に空気による冷却パイプを設置して冷却機能を確保する。
  - ・ 炉心損傷発生頻度については、独立 2 系統の炉停止系及び SASS の設置、崩壊熱除去系の自然循環の確保、並びに高冷却材沸点等の理由により炉心損傷発生頻度は目標値以下にできる見通しである。
- 運転・保守・補修性
  - ・ SG 伝熱管検査を全数を行わず、鉛中酸素濃度及び音響監視を常時行うこととする。
- 技術的成立性
  - ・ 耐震解析を行って、成立性が見込めるような機器板厚を定めたところ、胴、スカート等の板厚がナトリウム炉よりも著しく大きくなった(SG 外胴、スカート：70mm、炉容器内筒：140 mm)。
- 開発課題
  - ・ 開発課題としては、以下の点が挙げられる。
    - － 鉛冷却材の取扱技術の開発(防蝕システム、純化技術)
    - － 放射化ポロニウムを含む放射性廃棄物処理技術
    - － 被覆管及び構造材料の腐食データ取得
    - － 冷却材凍結防止対策の具体化
    - － 高温状態でのメンテナンス方法の開発
    - － 燃料交換技術の開発
    - － 鉛ボンド燃料の製作性
    - － 燃料集合体の浮き上がり防止機構の開発
    - － ラッパ管のない燃料集合体の信頼性確保

- ポンプの開発(侵食対策等)

(c) 中型モジュールタンク式鉛冷却炉

中型モジュールタンク式鉛冷却炉の設計要求への適合性を以下に示す。

- 経済性
  - ・ 原子炉構造及び冷却系機器の物量は、大型炉(160 万 kWe クラス)換算でナトリウム冷却炉と比較すると約 2 倍となっていることから、建設単価目標達成は困難と考えられる。
  - ・ 燃焼度、連続運転期間、稼働率及び建設工期は未検討である。
- 資源の有効利用
  - ・ 増殖比 1.2 を達成可能な見通しである。低除染燃料の装荷影響については、ナトリウム炉と同等の見込みである。
- 環境負荷低減
  - ・ 燃料ピンに FP を混入することで対応可能な見込みである。
- 核拡散抵抗性
  - ・ 純粋 Pu を作らないとすれば、ブランケットなしの炉心で対応せざるを得ない見通しである。
- 安全性
  - ・ 再臨界回避方策は未検討である。炉停止棒集合体の上部 SASS により受動的炉停止能力は確保される見通しである。
  - ・ 崩壊熱除去系については、全交流電源喪失時には炉壁キャビティ冷却系に自然循環除熱可能な容量を設定し、炉上部サブプレッションプールの空冷と併せて必要な除熱容量を確保する。
- 運転・保守・補修性
  - ・ 万一の場合に備えて炉心支持板の取り出しが可能な設計とする。
- 技術的成立性
  - ・ 電磁ポンプと SG を合体しているため、構造が複雑になり、電磁ポンプの補修性に課題がある。
- 開発課題
  - ・ 開発課題としては、以下の点が挙げられる。
    - 鉛冷却材の取扱技術の開発(防蝕システム、純化技術)
    - 放射化ポロニウムを含む放射性廃棄物処理技術
    - 被覆管及び構造材料の腐食データ取得
    - 冷却材凍結防止対策の具体化
    - 高温状態でのメンテナンス方法の開発
    - 燃料交換技術の開発
    - 鉛ボンド燃料の製作性
    - 燃料集合体の浮き上がり防止機構の開発



- ラッパ管のない燃料集合体の信頼性確保
- 鉛電磁ポンプの開発

(d) 中型モジュールタンク式鉛-ビスマス冷却炉(SVBR)

中型モジュールタンク式鉛-ビスマス冷却炉(SVBR)の設計要求への適合性を以下に示す。本概念はロシア IPPE からの提案概念である。

- 経済性
  - ・ 物量評価は前述(a)のループ式大型炉よりも同出力換算でやや大きくなっている。
- 資源の有効利用
  - ・ MOX の場合、増殖比 1.01~1.03 である。増殖比向上のためには新型燃料(金属燃料または窒化物)を用いるオプションがある。
- 環境負荷低減及び核拡散抵抗性
  - ・ ロシアからの情報が入手できておらず、現状不明であるが、径方向ブランケットを設けない炉心概念としていることから、純粋 Pu を生成しない見通しはある。
- 安全性
  - ・ 炉停止系は主・後備の独立 2 系統構成であり、SASS の導入を検討する。
  - ・ 崩壊熱除去系は、SG・水蒸気系の一部から構成される独立 2 系統の残留熱除去系と水プールによる RVACS を採用しており、後者は受動的なシステムとする。
  - ・ 格納系は、気密性を備えた原子炉室コンファインメントを各モジュールに独立して設ける。
- 運転・保守・補修性
  - ・ ロシアからの情報が入手できておらず、現状不明である。
- 技術的成立性
  - ・ 設計の詳細は現状不明であるが、1 モジュールの原子炉容器に対し SG が 12 基あり、これらの SG に均等流量配分を行う流路構造の設計は今後の課題となる。
  - ・ 耐震性については、ロシア IPPE が実施した耐震性評価の入力条件が緩いため、耐震建屋での成立性を見通せる段階にはない。ただし、3次元免震を適用すれば成立する可能性はあると考える。
- 開発課題
  - ・ 開発課題としては、以下の点が挙げられる。
    - 冷却材流路の圧損に関する成立性確認(極小冷却材インベントリ指向による)
    - プラント設計の最適化(経済性向上のための系統構成最適化)
    - 鉛冷却材の取扱技術の開発(防蝕システム、純化技術)

- 放射化ポロニウムを含む放射性廃棄物処理技術
- 被覆管及び構造材料の腐食データ取得
- 冷却材凍結防止対策の具体化
- 高温状態でのメンテナンス方法の開発
- 燃料交換技術の開発
- 鉛ボンド燃料の製作性
- 燃料集合体の浮き上がり防止機構の開発
- ラップ管のない燃料集合体の信頼性確保
- ポンプの開発(浸食対策等)

(v) まとめ

鉛、鉛ビスマスによらず重金属炉の型式について、ポンド型炉はポンド型固有の設備である断熱ガードベッセルの物量が過大で経済性が見通しが得られにくいと判断される。

鋼製炉容器を用いたタンク型炉は炉容器径が大きくなり、製作性(フェライト系鋼の焼鈍設備の限界)と経済性の両立が困難との見通しであり、同じく鋼製炉容器を用いたループ型炉は系統配置上から有力な2重配管とスライドジョイントの組合せを用いる概念は、2重配管の健全性確保方策について課題が多いと判断した。

また、鉛炉については、高温での構造材料に対する鉛の腐食性及び高融点に起因して予熱温度が高いことから検査性及び保守・補修性に難があり、開発のメリットが見出しにくい状況である。

一方、鉛ビスマスは、鉛に比べて融点が低いこと、腐食対策(溶存酸素制御)が鉛に比べて容易なこと、RVACSの適用が可能なことから鉛に比べて有利と見られる。ビスマス資源量については、資源量そのものには問題はなく、冷却材としてのニーズがあれば、鉛等の副産物としてではなくビスマス自体を目的に比較的低価格で産出するようになるとの予測が得られている。また、鉛ビスマスは鉛に比べてポロニウム-210( $^{210}\text{Po}$ )の生成量が約1000倍と多いが、ポロニウムのカバーガスへの移行量は鉛の約10倍程度に留まると見られ、 $^{210}\text{Po}$ の生成は重金属冷却材選択の主たる要因にはならない見通しである。ただし、比重は鉛と同等であるため、上述のように大型炉では開発目標達成の見通しは得にくいと考えられる。

以上のことから、重金属炉については、上述④の概念に係るロシアの知見を踏まえ、鋼製容器の鉛ビスマス冷却タンク型モジュール炉に限定する。

検討に当たっては、開発目標への適合性に加えて特に次の点がポイントとして挙げられる。

- ・ 耐腐食・侵食性
- ・ ポロニウム対策(密閉の必要性)

- ・鉛ビスマスと水との反応挙動の把握

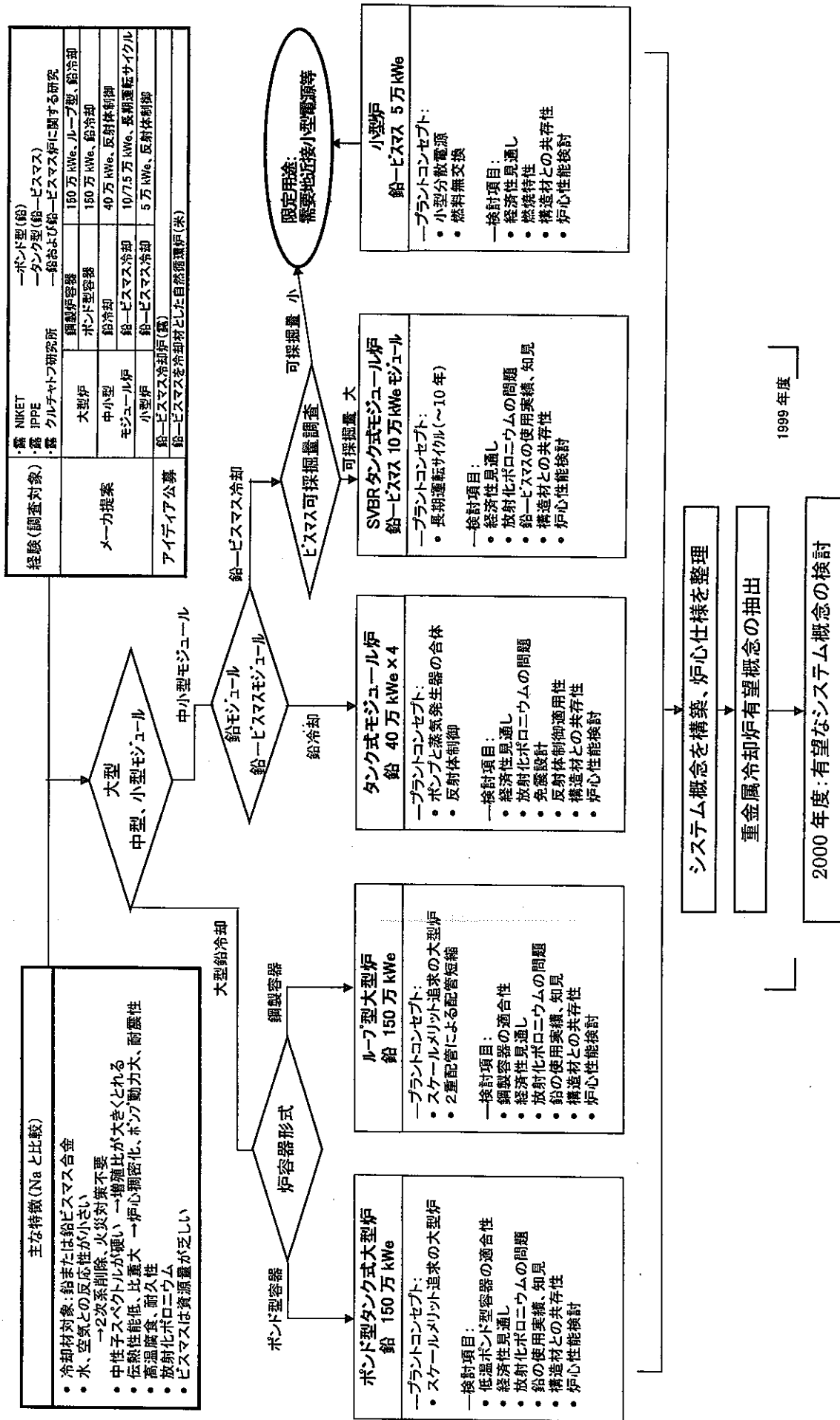


図 5.4.17 重金屬冷却炉の候補と検討の進め方

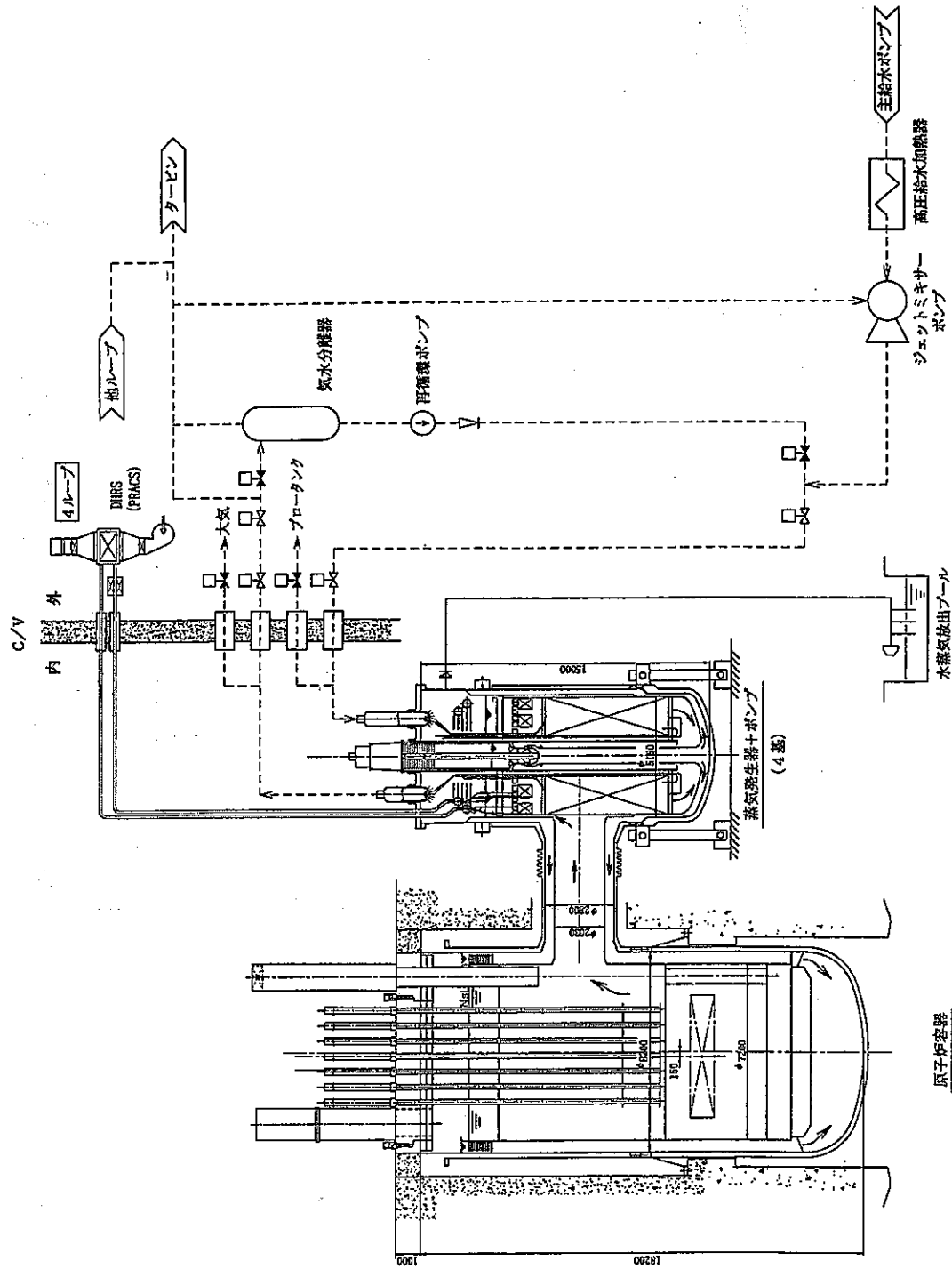


図 5.4.18 大型鋼製炉容器鉛冷却炉 (大型サイドリループ炉) 概念図

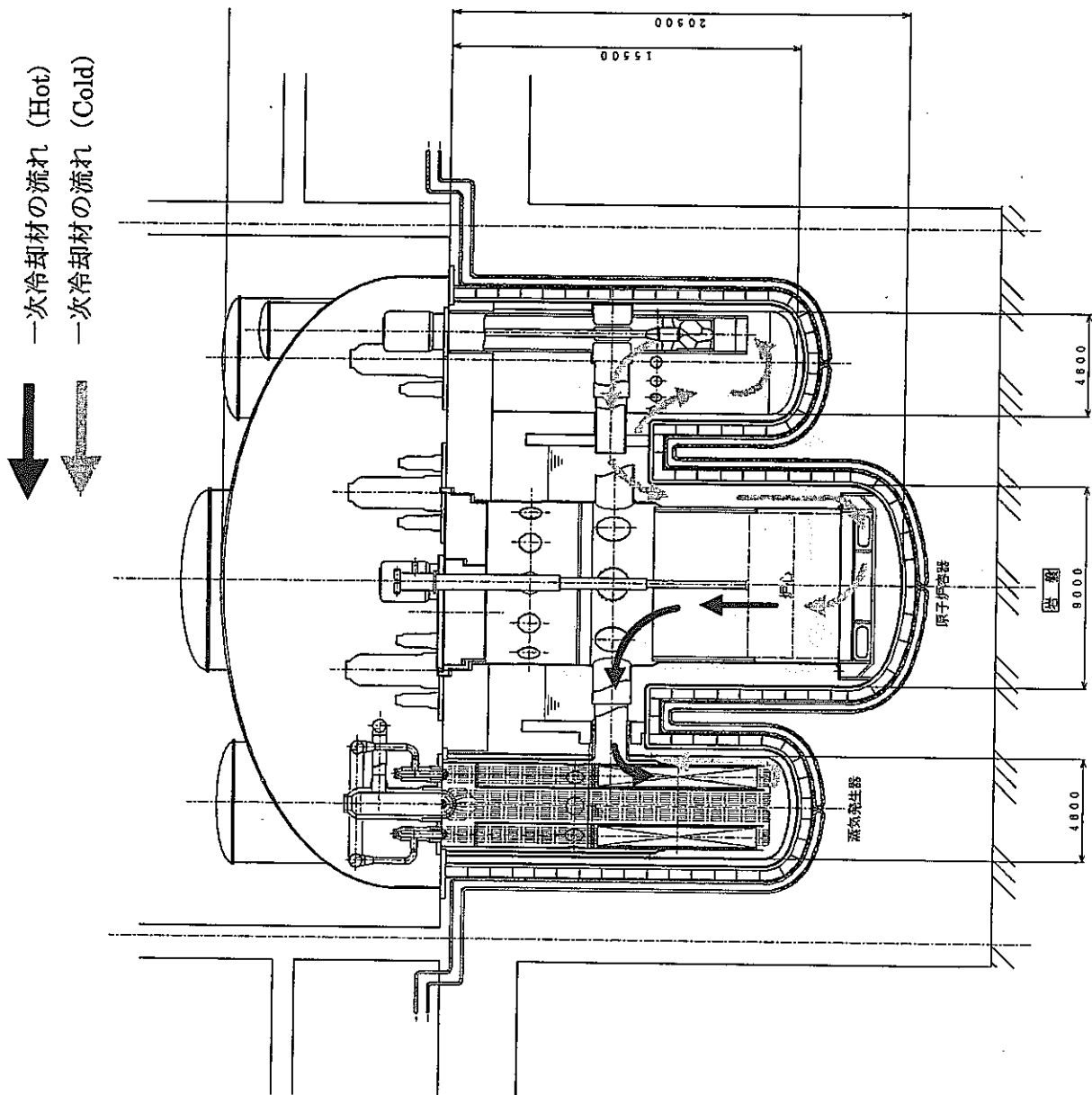


図 5. 4. 19 大型ポンド式炉容器鉛冷却炉概念図

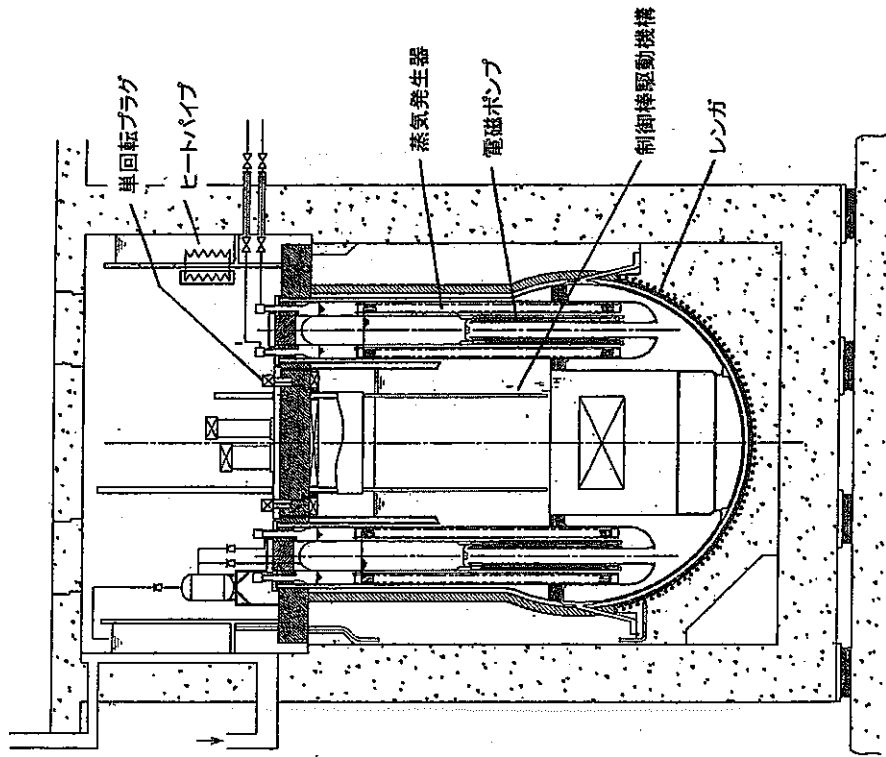


図 5.4.20 中型モジュールタンク式鉛冷却炉の概念

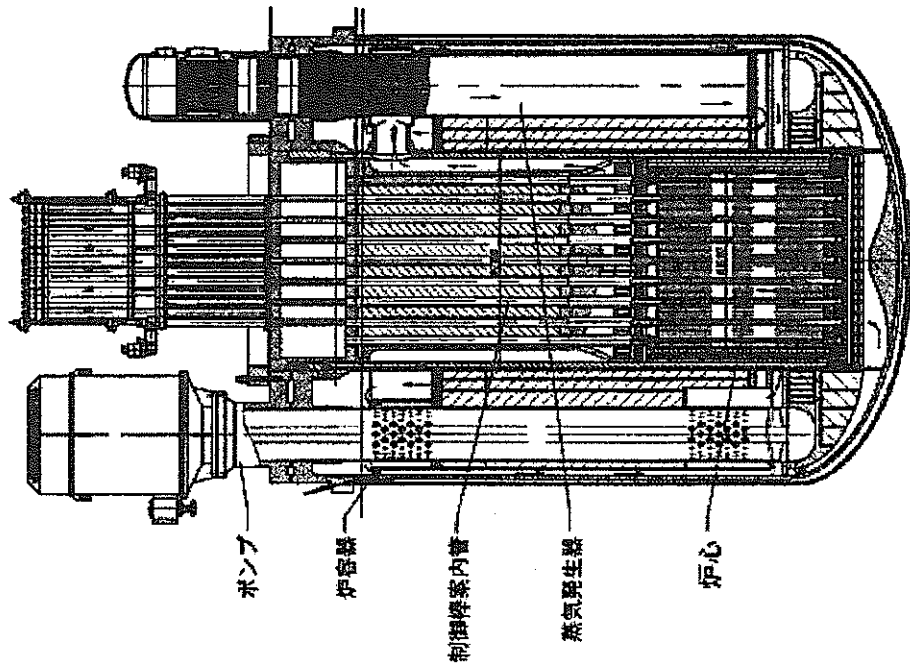


図 5.4.21 中型モジュールタンク式鉛-ビスマス冷却炉(SVBR)の概念



#### 4.4 ガス冷却炉の検討

##### (1) ガス冷却炉の特徴

ガス冷却炉で冷却材として用いるガスは、以下のような特徴を有している。これらの特徴を踏まえ、熱輸送特性、入手コスト、誘導放射能、化学的・核的性質、構造材料との共存性等の観点から有力候補として炭酸ガス及びヘリウムガスを選択した。

##### ○長所

- ・中性子吸収断面積が小さいことから中性子経済を向上できる。液体金属冷却炉のようなボイド形成やガス混入による反応度投入がなく、冷却材の放射化もあまり問題にはならない。
- ・ガスの特性は、光学的に透明な気相で化学的に安定で取り扱いやすいため、ISIが容易であり、2次系削除が可能である。
- ・炭酸ガス炉の場合には、英国の商用炉である改良型ガス冷却炉AGRの設計・運転経験等があるため、開発費が少なく済み、投資リスクが小さい。
- ・被覆粒子燃料を用いたガスタービン発電により、コンパクトで高温・高効率を達成可能。

##### ○短所

- ・伝熱性能が悪いため、炉心や熱交換器で伝熱面積が必要になり、プラントが大型化する。また、熱輸送能力( $\rho C_p$ )が低いため、高圧化し熱容量を大きくする必要があり、ポンプ動力が大きくなる。
- ・ヘリウムガスは、炭酸ガスより熱伝導率は大きいですが、熱輸送能力( $\rho C_p$ )としては低いことから体積流量を増加させずに炭酸ガスと同等の熱輸送能力を得るためにはさらなる高圧化が必要である。
- ・ガス冷却材は、液体金属冷却材と比較して熱容量が小さいため、減圧事故等に対する安全性の検討が必要である。
- ・炭酸ガスは、高温における鋼材の腐食等、構造材料との共存性に注意が必要である(ただし、「AGR」の出口温度は約630℃以上であり、この温度範囲では運転実績がある)。

##### (2) 各候補概念の検討状況

##### (i) 検討の進め方

ガス炉については、ピン型燃料を用い過熱した蒸気でタービンを回す間接サイクル方式と表面をSiCや熱分解黒鉛(PyC)で覆った被覆粒子型燃料を用い高温ヘリウムガスで直接タービンを回す直接サイクル方式があることから、検討対象を炭酸ガス冷却炉(ピン型燃料)、ヘリウムガス冷却炉(ピン型燃料)、被覆粒子燃料ヘリウム冷却炉に分けそれぞれについて検討を進めることにした。これにより、実用化の可能性のある選択肢を網羅できるものとする。(図5.4.22)

ただし、ピン型燃料については、運転経験のある炭酸ガス冷却炉に基づいてガス冷却炉自体の成立性及びスケールメリットについて確認した上で、ヘリウムガス冷却炉を検討対象とするか判断することとした。従って、ピン型燃料ヘリウムガス冷却炉については冷却材としてヘリウムガスを用いたときの課題把握及び炉心の検討のみを文献調査に基づき行う。

(ii) 特徴(基本概念)

(a) 炭酸ガス冷却炉(ピン型燃料高速増殖炉プラント) (図 5.4.23 参照)

出力 : 140 万 kWe

基本概念 :

- ・英国の熱中性子炉「AGR」の運転経験及びナトリウム冷却炉の炉心燃料開発で得られた成果(約 43%ニッケルを含むオーステナイト系で、高温強度に優れ、取出平均燃焼度 15 万 MWd/t に相当する照射量の 60%のピーク照射量条件で外径変化量 1%程度と耐スエリング性に優れる被覆管材料 PE16 等)を活用し、黒鉛減速材を削除することにより、高速炉条件での運転を可能とした「EGCR」概念 (英国 NNC の設計研究)。
- ・炉心燃料は、酸化物燃料で、燃料形態としてフィン付燃料ピンを採用。
- ・高圧力化(約 4MPa)と炉心サイズが大型化するため、原子炉容器としてプレストレストコンクリート製圧力容器(PCRV)のシングルキャビティ方式を採用し、プラント簡素化を図る。

(b) ヘリウムガス冷却炉(ピン型燃料高速増殖炉プラント) (図 5.4.24 参照)

出力 : 160 万 kWe

基本概念 :

- ・欧州の研究協会 GBRA で検討された「GBR4」の設計概念をベースとした概念であり、出力を 120 万 kWe から 160 万 kWe にしてスケールメリットを追求。さらに冷却系機器のコンパクト化及び熱輸送能力を高める観点から冷却材圧力を約 12MPa にして、経済性向上を志向した。
- ・プラントシステムとしては、原子炉容器として PCRV のシングルキャビティ方式を採用し、燃料形態としてフィン付燃料ピンを採用。
- ・ヘリウムガス冷却炉の特徴を活かすため、炭酸ガス冷却炉よりも炉心出口温度を高温化。また、出口温度の高温化及び FP ガス圧による被覆管破損防止の観点から、熱伝導性がよく FP 保持率が高い窒化物燃料を用いた密封型被覆管燃料の採用。

(c) ヘリウムガス冷却炉(被覆粒子燃料高速増殖炉プラント) (図 5.4.25 参照)

出力 : 85 万 kWe(ガスタービン直接サイクル)

### 基本概念 :

- ・高温に耐える被覆粒子型酸化物燃料とガスタービン直接サイクルを組み合わせ、鋼製原子炉容器を採用した高温・高効率システム概念。
- ・燃料交換装置にパンタグラフ式燃料交換機を採用し、回転プラグ等の上部構造物を削除。
- ・ガスタービンユニットを鋼製容器に封入。モジュール化し、タービン建屋を排除して経済性を向上。

### (iii) 本研究における検討の新たな着眼点

- ・高速増殖炉としての性能確保と性能確保のために炉心を稠密とした場合の炉心安全性確保の両立の見通しの検討。
- ・冷却材バウンダリ破損事故(冷却材減圧事故)における除熱能力低下緩和方策の検討(減圧速度緩和機構(流路絞り機構等)、CV側の背圧確保、ガス注入等)。
- ・CDA時における再臨界回避概念及びコアキャッチャー等による熔融炉心冷却方策の成立性。
- ・PCRの成立性

特に、被覆粒子燃料炉心については、さらに次の項目がポイントになる。

- ・ガスタービン発電ユニットの技術的成立性。
- ・高速中性子場での高燃焼度条件における被覆粒子燃料の健全性及び被覆粒子燃料の耐高温性を活かした炉心熔融の可能性排除。
- ・被覆粒子燃料の再処理技術。

### (iv) 検討状況

炭酸ガス冷却炉、ピン型燃料ヘリウムガス冷却炉、被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉における経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性、安全性の各設計要求への適合性のほか、技術的成立性、運転・補修性の観点について評価した。

#### (a) 炭酸ガス冷却炉

炭酸ガス冷却炉については、「AGR」の運転経験及びナトリウム冷却炉の炉心燃料開発成果を活用することができることから、これらを基に、概念の具体化を図った。安全性については、システム設計の特徴を踏まえた代表事象に対する稠密化した炉心での成立性評価、炉心損傷時の再臨界回避方策(特に、熔融デブリを長期安定冷却できる方策)に関する定性的な検討を行った。

##### ○ 経済性

- ・炭酸ガス冷却炉の建設費の試算は軽水炉の0.9倍程度と予測されるものの、

その伝熱性能の限界から被覆管健全性確保のため出力密度を小さくする必要があり、炉心寸法及び冷却系機器が大型化し、これらを収納するための大規模なライナ張り PCRV が必要となる。しかし、ナトリウム冷却炉で検討されているコストダウン方策を適用することにより大幅な建設コスト削減を目指し、経済性目標を達成できる可能性がある。

- ・ 酸化物燃料の場合、基準炉心では炉心性能は燃焼度 12 万 MWd/t、12 ヶ月運転サイクルで増殖比 1.05 程度である。再臨界回避方策と関連するが、増殖率、燃焼度、運転サイクル、ともに増加の可能性がある。
- ・ ガス循環機だけで所内負荷率は、約 12% を占めることから、ナトリウム炉の 2 倍以上となる可能性がある。

○ 資源有効利用性

- ・ 「EGCR」は中性子スペクトルが硬く余剰中性子が多いことから、MA 核種を混入した TRU 燃料の経済的な燃焼が可能である見通しが高い。

○ 環境負荷低減性

- ・ MA 燃焼については、ナトリウム冷却炉に比べて中性子スペクトルが硬いことから燃焼特性に優れるが、今後検討する必要がある。

○ 安全性

- ・ 圧力バウンダリ破損時でも除熱能力が急速に低下しないよう減圧速度緩和機構(流路絞り機構等)が導入されており、その妥当性を継続して確認する。
- ・ 独立 2 系統の原子炉停止系を有し、うち 1 系統に受動的炉停止機構としてキュリー一点電磁石式 SASS を設置している。機能確保については今後検討。
- ・ ガスはボイド反応度が小さく単相不活性であるため、CDA 時の起因過程は、ゆるやかに進行し、再臨界で急激なエネルギーが発生しても圧縮性流体であるため、格納系への機械的負荷はナトリウム炉に比べ相対的に小さいと考えられる。
- ・ 再臨界回避については、集合体内に燃料排出ダクトを設ける概念を含め、検討を継続する。
- ・ 炉心支持構造下部に熔融燃料を誘導した後の熔融燃料の長期冷却を目的としたコアキャッチャ設備の概念検討を行う必要がある。

○ 運転・保守補修性

- ・ 透明な冷却材であることから、プラントの保守・補修、供用期間中検査が容易にできる。加えて、「AGR」の運転実績が活用可能である。
- ・ 高温構造を維持する上で必要な PCRV の断熱構造等の保守、補修時のアクセス、PCRV 内機器の ISI については今後検討が必要となる。

○ 技術的成立性

- ・ PCRV は、「AGR」とほぼ同等であることから構造上の課題は少ないと考えられる。

○ 研究開発コスト

- ・「AGR」の設計・運転経験とナトリウム冷却 FBR の研究開発で得られた被覆管材料を活用できることから、研究開発コストが抑えられる見通しである。
- ・「AGR」ではなかった高中性子フルエンス下に置かれるため、そのための開発要素を残している。

以上から、炭酸ガス冷却炉は、「AGR」の運転経験及びナトリウム冷却炉の炉心燃料開発の成果を活用することができることから新たな開発要素は少ない可能性があり、また、設計要求を著しく満足しない項目はないことから検討を継続する。開発課題としては、

- ・炉心性能と再臨界回避方策が両立する概念の成立性
- ・コアキャッチャーの成立性
- ・大容量ガス循環機の開発

(b) ピン型燃料ヘリウムガス冷却炉

ピン型燃料ヘリウムガス冷却炉は、「GBR4」の燃料集合体に付随していたベントシステムを削除し、密封型被覆管燃料を用いることにより冷却材ガス浄化系を簡素化した。これによりベントシステム方式に比較して、1次系汚染が少なく保守性、各種事故時のソースタームの抑制という観点からは優れるが、約 12MPa の冷却材圧力及び減圧事故時の FP ガス圧に耐える必要がある。そのため、FP 保持率が高い窒化物燃料を用いるか、被覆管を厚肉化する必要があることから、密封型被覆管方式の成立性をも含めた炉心性能限界を検討する必要がある。また、炭酸ガス炉と同様に増殖炉としての性能と安全性とのバランスについて検討する必要がある。

なお、ピン型燃料ヘリウムガス冷却炉については、炭酸ガス冷却炉の成立性を確認後、検討対象とするか判断することとし、課題把握、高温化による熱効率の向上及び炉心の検討のみを行うこととしており、概念の具体化検討は行っていない。

○ 経済性

- ・炭酸ガス冷却炉と同様に、2次系削除とスケールメリットを追求していくことで経済性目標を達成できる可能性がある。
- ・さらに、ヘリウムは炭酸ガスに比べると熱伝導率が5～6倍で、熱伝達率が大きいことから、熱効率を向上させ出力密度を増すことによりコンパクト化の可能性がある。
- ・密封式被覆管は、FP ガス保持率の高い窒化物燃料を採用することで設計自由度が増し、高い増殖比(約 1.4 程度)を達成できる可能性がある。窒化物燃

料の場合、再臨界回避対策(熔融燃料排出ダクト)を採用すると十分な増殖性を確保できなくなる可能性があり、炉心性能評価と安全性評価を進める必要がある。

- ・ 運転時の圧力を熱輸送能力の観点から約 12MPa にする必要があり、高圧対策をさらに強化する必要がある。
- 資源有効利用性
  - ・ 窒化物燃料で燃焼度 12 万 MWd/t で増殖比約 1.4 となる可能性がある。
- 安全性
  - ・ 減圧事故時には、緊急炉心冷却系の起動による強制循環除熱に加えて炉心下部に設置したパージタンクから窒素ガスあるいは炭酸ガスを自動流入させ、炉心冷却を補強するシステムを設ける構想である。成立性については今後検討する。
  - ・ 独立 2 系統の原子炉停止系を有し、更に受動的炉停止機構としてキュリー一点電磁石式自己作動型炉停止機構 (SASS) を設置する構想であるが、機能確保については今後検討する。
  - ・ 炭酸ガス同様、CDA 時の起因過程はゆるやかに進行し再臨界で急激なエネルギーが発生しても格納系への機械的負荷は相対的に小さいと考えられる。
  - ・ 再臨界回避については、集合体内に燃料排出ダクトを設ける概念を含め、今後検討を具体化する。
  - ・ 炉心支持構造下部に熔融燃料を誘導した後の熔融燃料の長期冷却を目的としたコアキャッチャー設備の概念検討を行う必要がある。
- 運転保守補修性
  - ・ 冷却材が透明であることから、プラントの保守・補修、供用期間中検査 (ISI) が容易にできる。加えて、「AGR」や高温ガス炉の運転実績が活用可能である。
  - ・ 高温構造を維持する上で必要な PCRV の断熱構造等の保守、補修時のアクセス、PCRV 内機器の ISI については今後検討が必要となる。
- 技術的成立性
  - ・ ヘリウムガス圧を今までの運転実績を越えた 12MPa 程度まで高圧化しているため、高圧条件での PCRV 技術の確認が必要である。

以上から、ピン型燃料ヘリウムガス冷却炉は、「AGR」や高温ガス炉の経験を活用することができることから、新たな開発要素は少ない可能性があり、また、設計要求を著しく満足しない項目はないことから検討を継続し設計検討を実施する。開発課題としては、

- ・ 酸化物燃料の場合を含めた減圧事故時における密封型フィン付燃料健全性
- ・ 炉心性能と再臨界回避方策が両立する概念の成立性
- ・ コアキャッチャーの成立性

- ・大型蒸気発生器の開発
- ・PCRВ の高温・高圧条件での成立性
- ・機器のコンパクト化検討
- ・窒化物燃料の燃焼特性の評価

(c) 被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉

被覆粒子燃料を用いたヘリウム冷却炉は、炉心出口温度を 850℃とし、この高温のヘリウムガスを直接ガスタービンに導くのでコンパクトなシステム構成とできるものの、ガスタービンの出力規模の制約からタービン発電機出力を単基あたり約 28 万 kWe とし、これを 3 ループ構成として 85 万 kWe のシステム概念の概略物量を把握した。また、被覆粒子燃料、高温化、ガスタービンの採用、燃料サイクルとの適合性等による経済性向上及び成立性について検討を行った。

○ 経済性

- ・高温に耐える被覆粒子燃料を用いたガスタービン発電ユニット一体型鋼製原子炉容器により簡素で高温・高効率を達成し、設計目標を満足する可能性が高い。
- ・パンタグラフ式燃料交換器を用い、回転プラグ等の上部構造物を排除したことにより、経済性向上のポテンシャルがある。
- ・核的性能評価では、運転サイクル期間 18 ヶ月として、燃焼度 15 万 MWd/t で増殖比約 1.05 となる見込みである。しかし、健全性を確保するために必要な被覆層で使用している炭素量との兼ね合いによって増殖性に影響がある。
- ・被覆燃料粒子は、再処理前に、燃料核周囲の被覆層を分離しなければならず、ピン型に比較して処理工程が多少増加する。

○ 資源有効利用性

- ・高増殖炉心を目指すには、被覆粒子燃料の仕様の再検討が必要である。

○ 安全性

- ・被覆粒子燃料は、約 1,600℃まで被覆層の SiC が健全であるため、FP 放出は押さえられる。
- ・小口径配管破断+崩壊熱除去系の多重故障という BDBE を想定しても、FP は冷却材バウンダリに放出されるが、自然循環冷却と大きな負のドップラ反応度により、設計用に設定した燃料制限温度約 2,650℃まで至らない可能性がある。これによる再臨界回避方策の削除を含め今後検討する。
- ・流量喪失時スクラム失敗等の過酷事象時においても、被覆粒子燃料の高温耐性を活かし、大きな負のドップラー反応度と DRACS による除熱に期待して再臨界回避方策を必要としない可能性がある。

○ 運転保守補修性

- ・透明な冷却材であることから、プラントの保守・補修、供用期間中検査が

容易にできる。

- ・高温構造を維持する上で必要な鋼製原子炉压力容器の断熱構造等の保守、補修時のアクセス、ISIについては今後検討が必要となる。

○技術的成立性

- ・高速中性子場での高燃焼度条件での被覆粒子燃料の健全性は、不確定要素があることから検討を継続する。

以上から、被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉は、設計要求を著しく満足しない項目はないことから検討を継続する。

開発課題としては、

- ・高速炉条件での被覆粒子燃料の健全性
- ・燃料集合体、制御棒がセラミック複合材料製であるため、その製作性、制御棒挿入時の耐衝撃性
- ・被覆燃料粒子の再処理(脱被覆)技術

(v) まとめ

炭酸ガス冷却炉については、1次系主要機器が PCRV 内に設置される単純な系統構成であり、AGR の経験とナトリウム冷却炉の成果が活用でき研究開発要素は少ない可能性がある。さらにスケールメリットを追求することで経済性目標を達成できる可能性がある。炉心性能等についても設計要求を著しく満足しない項目はない見込みである。成立性のポイントは、大型機器の開発、減圧事故時の崩壊熱除去の信頼性、炉心性能とバランスのとれた再臨界回避方策の成立性である。特にコアキャッチャの成立性はガス冷却方式であることに起因してクリティカルであることから、炉心性能と炉心安全性、経済性を中心として 2000 年度も継続して検討を進める。

ヘリウムガス冷却炉(ピン型燃料)については、「GBR4」に密封型被覆管燃料を用いることにより冷却材ガス浄化系を簡素化し、1次系汚染が少なく、保守性及び事故時のソースターム抑制の観点から優れており、炭酸ガス冷却炉と同様に経済性目標を達成できる可能性がある。設計要求についても著しく満足しない項目はないと予想され、成立性のポイントについても、炭酸ガス冷却炉と同様であることから、炉心性能と炉心安全性、経済性を中心として 2000 年度も継続して検討を進める。

被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉については、高温のヘリウムガスを直接ガスタービンに導くのでコンパクトで高効率のシステムが構築でき、経済性目標を達成できる可能性がある。設計要求についても著しく満足しない項目はない見通しであり、流量喪失時スクラム失敗等の過酷事象においても、被覆粒子燃料の高温



耐性を活かし、大きな負のドップラ反応度と DRACS による除熱に期待して再臨界回避方策を必要としない可能性がある。このように安全性に魅力があるものの、被覆粒子燃料の高速中性子環境条件での成立性に課題があり、被覆構造について検討する必要があることから、2000 年度も炉心・燃料を中心に継続して検討する。

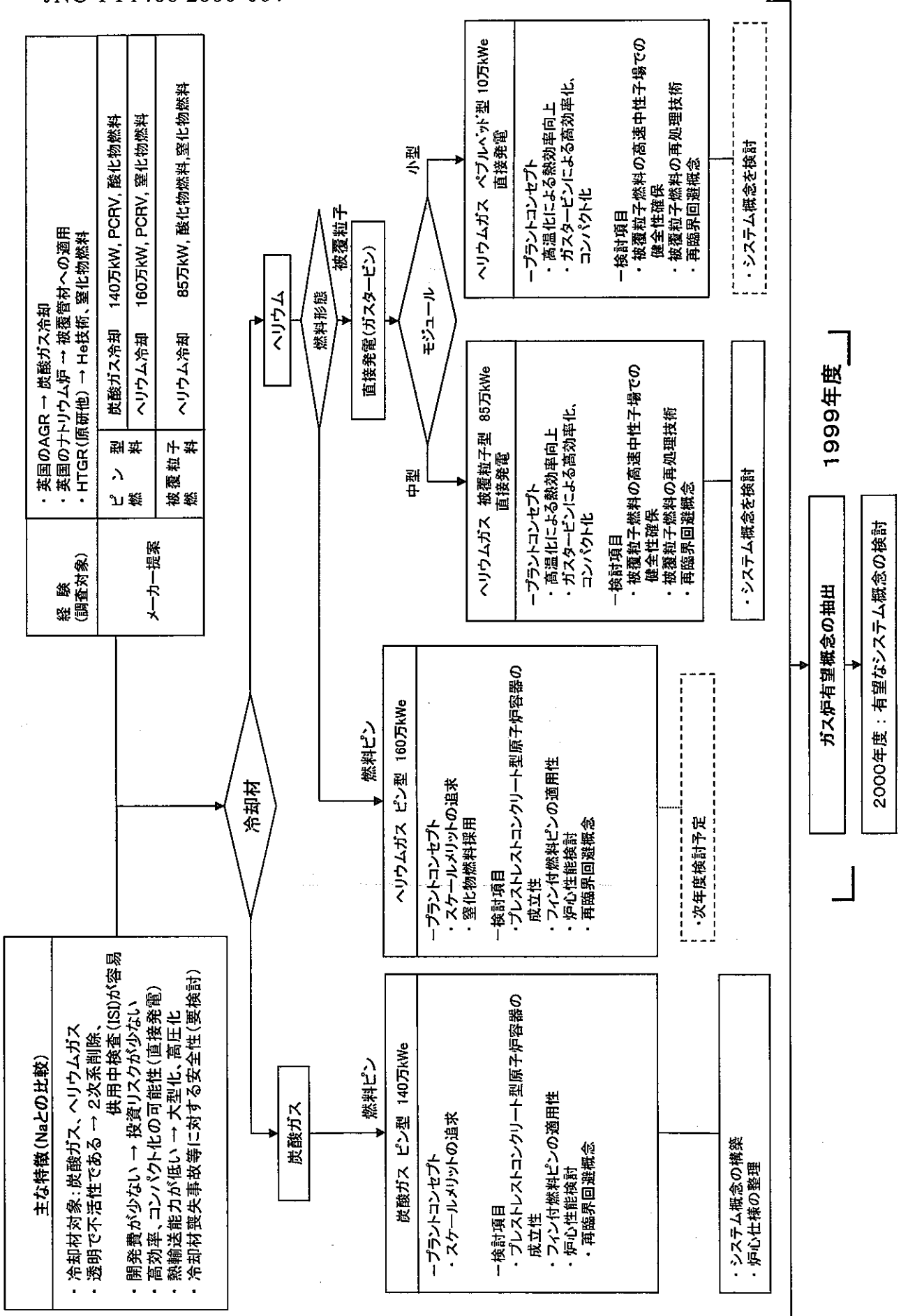


図5.4.22 ガス冷却炉の候補と検討の進め方

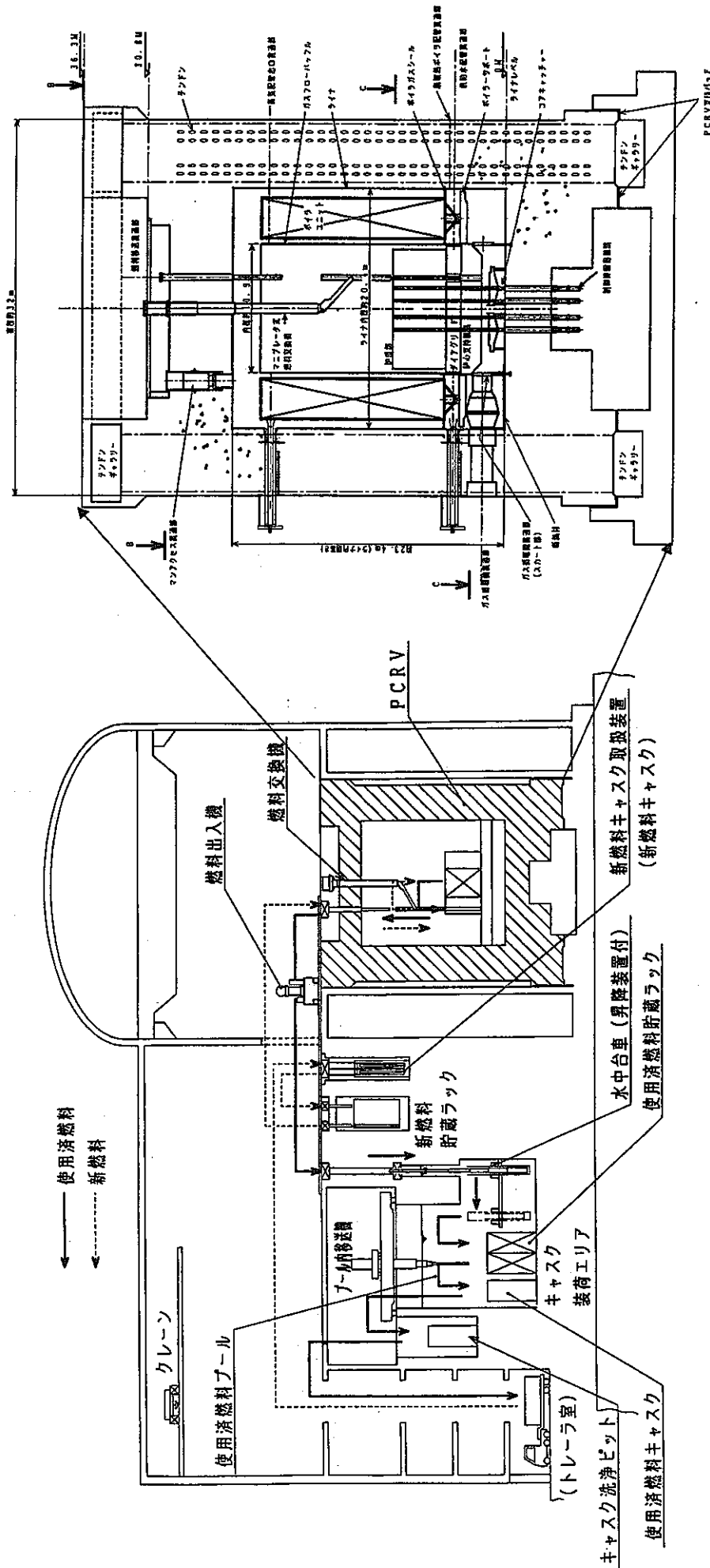


図 5.4.23 炭酸ガス冷却炉プラント概念

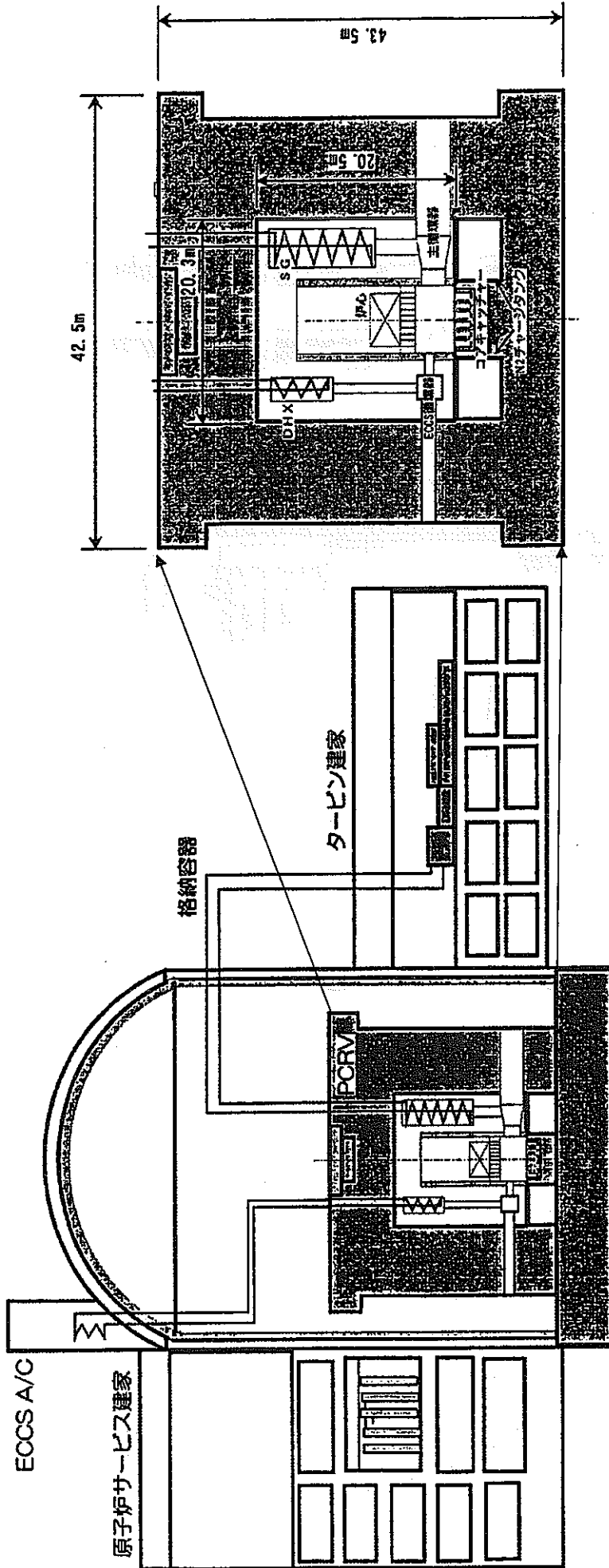
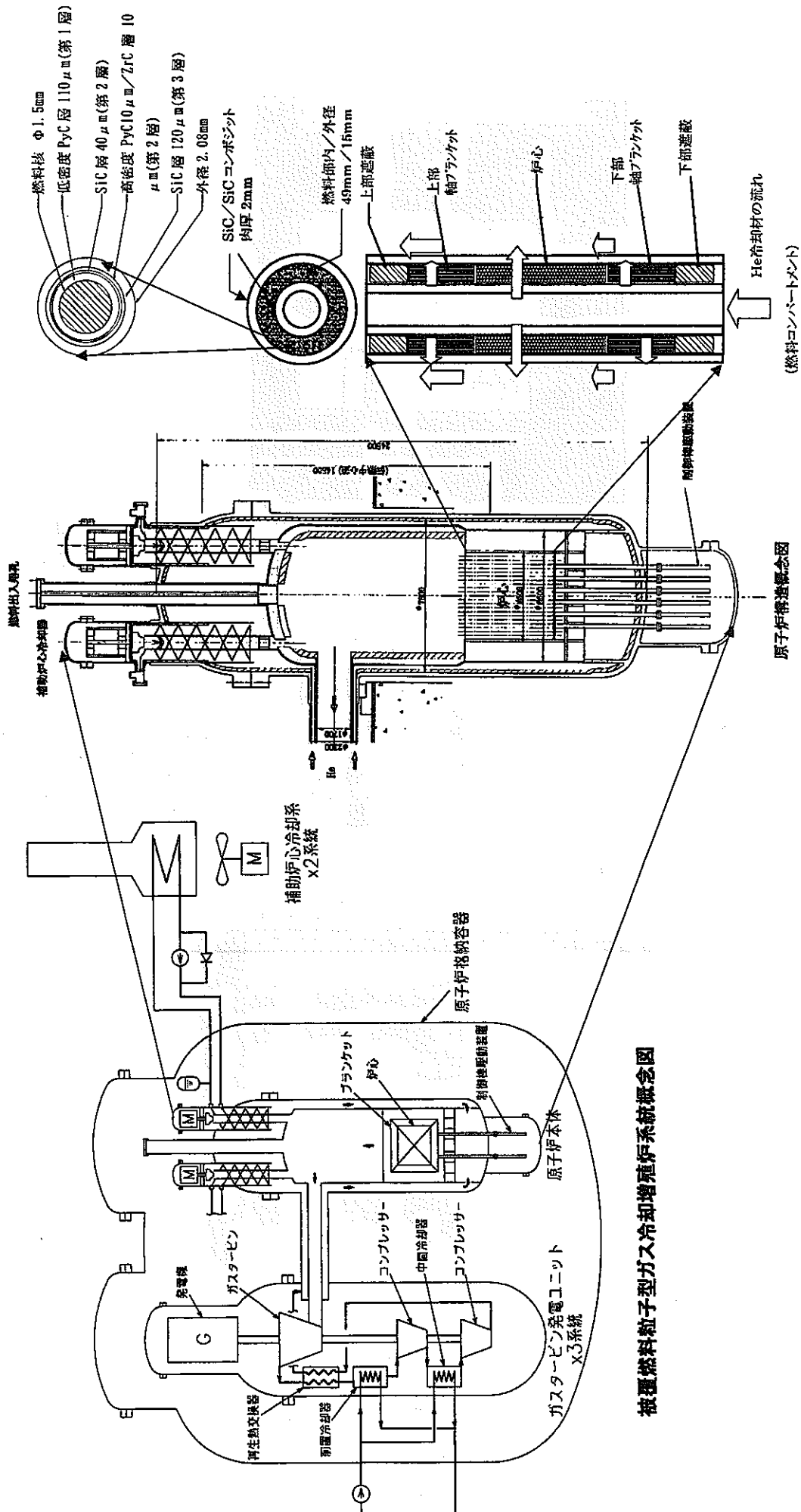


図 5.4.24 ヘリウムガス冷却炉（ピン型燃料）プラント概念



原子炉構造概念図

被覆燃料粒子型ガス冷却増殖炉系統概念図

図 5.4.25 被覆粒子燃料ヘリウム冷却炉プラント概念

## 4.5 水冷却炉の検討

### (1) 水冷却炉の特徴

現行軽水炉のプラントシステムを基礎にして、燃料集合体を稠密化することで炉心燃料体積比を大きくして高速増殖炉心を成立させようとする概念である。冷却材は、軽水の他、重水と超臨界圧軽水が考えられる。これらの長所として、軽水炉システムのように2次系が不要であること、軽水炉と同等の運転・保守補修性があるため軽水炉の各種経験がそのまま活かせることが挙げられる。主たる短所としては、増殖するために炉心を稠密化する必要があり、炉心の熱除去能力及び冷却材喪失事故等に対する安全性の検討が必要であることである。

### (2) 候補概念の検討状況

#### (i) 検討の進め方

軽水炉をベースに高転換比の限界を目指した設計概念2つ(高転換比 BWR 型炉、高転換比 PWR 型炉(重水))と、簡素なシステムで高熱効率を達成できるポテンシャルのある超臨界圧軽水冷却高速増殖炉について検討した。検討の進め方を図 5.4.26 に示す。

各概念とも、高速炉炉心とするため、燃料ピンの三角格子配列を採用するとともにピン間隔を狭め、炉心燃料体積比を増加させるとともに、核分裂性プルトニウムの富化度を増加させている。したがって、増殖能力の有無及び炉心の熱除去能力等の評価を主体に、各概念の炉心及びシステムの成立性の確認と問題点の整理を行った。炉心の検討においては日本原子力研究所の協力、超臨界圧軽水冷却高速増殖炉の検討においては東京大学の協力を得て進めている。

#### (ii)特徴

##### (a) 高転換比 BWR 型炉(冷却材：軽水) (図 5.4.27 参照)

出力：110万 kWe、原子炉圧力 7.2MPa

基本仕様：・BWR のプラントの冷却系と炉心を基本

・炉心燃料体積比を増加した増殖炉心を構成

稠密三角燃料格子の採用(燃料棒ギャップ 1.3mm)

高ボイド率化(炉心平均約 70%)

・燃料集合体数924 体

・軸方向非均質炉心

・炉心高さ 内部ブランケット約 30cm を含め  
約 70cm

・被覆管 ジルコニウム

・核分裂性プルトニウム富化度 18%

(中心軸ブランケット込みで平均 10%)

・取出平均燃焼度 4.5 万 MWd/t

- ・連続運転期間 14ヶ月

(b) 高転換比 PWR 型炉(冷却材：重水) (図 5.4.28 参照)

出力：100 万 kWe、原子炉圧力 15.4MPa

基本仕様：・PWRのプラントの冷却系と炉心を基本

- ・単相流のため軽水の代わりに重水を用いることによって増殖炉心を構成

稠密三角燃料格子の採用(燃料棒ギャップ 1.0mm)

- ・燃料集合体数(ブランケット含む) 379 体
- ・軸方向非均質・径方向非均質を組合わせた炉心
- ・炉心高さ ブランケット 40cm を含め 2 m
- ・被覆管 ステンレス鋼
- ・核分裂性プルトニウム富化度 約 15%  
(ブランケット込みの平均で 12%)
- ・取出し平均燃焼度 4.5 万 MWd/t

(c) 超臨界圧軽水冷却高速増殖炉(冷却材：超臨界圧軽水) (図 5.5.29 参照)

出力：152 万 kWe、原子炉圧力 25MPa

基本仕様：・稠密三角燃料格子の採用(燃料棒ギャップ 1.3mm)

- ・超臨界圧水を利用し、減速材としての水密度の低減化によって増殖炉心を構成
- ・超臨界圧水による貫流型直接サイクルの採用で簡素かつ高効率を達成した概念
- ・径方向非均質炉心 (ブランケットを水素化ジルコニウム層で包む)
- ・炉心高さ 2.8m
- ・被覆管 インコネル
- ・核分裂性プルトニウム富化度 15~16.5%(酸化物燃料)
- ・取出し平均燃焼度 3.8 万 MWd/t

(iii) 本研究における検討の新たな着眼点

水冷却炉については、増殖炉となるか否か、稠密炉心とするため DBE 時の熱水力的観点からの成立性(LOCA 時等の炉心冷却)、仮想的な炉心溶融時における再臨界発生の有無が評価のポイントとなる。

安全性上、負のボイド反応度係数にすることが必要である。長期サイクル及び高燃焼度化を目指す場合プルトニウム富化度をさらに増加させる必要があり、富化度増加はボイド反応度係数が増加する方向に変化することになり、従って、設計範囲が狭くなる傾向をもつことに留意しなければならない。

(iv) 検討状況

(a) 高転換比 BWR 型炉

○ 安全性

- ・炉心は、30cm 程度の内部ブランケットを軸方向の炉心中心部に挿入にした高さ 70cm 弱の扁平炉心である。ナトリウム炉についての評価経験によれば、そのまま熔融したとしても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。
- ・LOCA 後の再冠水過程等で炉心が冠水すると、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ため、炉停止能力に注意する必要がある等の留意点を整理した。

○ プラント概念の成立性

- ・増殖比 1.00 を超える水冷却炉心が核的に成立することが確認できた。径方向のブランケットを持たない扁平サンドイッチ型の BWR 型炉心では、BWR 核設計手法とナトリウム冷却 FBR の核設計手法の違いは、核特性にほとんど影響しないことが確認され、BWR 核設計手法で転換比が 1.00 を超える可能性が示された。
- ・稠密格子での熱水力的な成立性及び水冷却炉の代表的な設計基準事象(DBE)について、成立性を評価するため引き続き検討を行う。

○ 経済性

- ・基本的に現行軽水炉(ABWR)と同一システムで炉心を変更する概念であるので、同程度の建設費が見込まれる。
- ・扁平炉心で炉心高さが小さくなるが、炉心径が増大し、それに伴い原子炉容器径が増大するので、物量が増えない工夫が必要である。

○ 資源有効利用

- ・増殖比 1.06 であり、増殖性能を保持しつつ TRU 燃料を受け入れられる可能性もある。高増殖のニーズへは対応できない。

○ 環境負荷低減

- ・TRU のリサイクル、LLFP リサイクルの可能性はあると考えられるが、今後の検討課題である。

○ 特有の開発課題

- ・BWR 技術の延長上にあり、開発課題は少ないと考えられるが、特有の開発課題もある。臨界性及び増殖性という基本的な核的成立性の見通しは得られているが、詳細な核特性、熱流力特性、稠密格子燃料の健全性、安全性の成立に係わるデータベースの積み上げが必要であり、そのための実験と設計精度の確認が必要である。
- ・安全性に関する試験を別にすると、これらの実験には、既存の軽水炉用の試験設備が利用でき、新規に作るとしても比較的低コストで設置できる。



- ・燃料集合体に再臨界回避機能が必要とされる場合及び大型の原子炉圧力容器の製造が困難な場合には、炉心概念を大幅に見直す必要がある。

(b) 高転換比 PWR 型炉

○ 安全性

- ・炉心は、40cm 程度の内部ブランケットを含めて高さ 200cm の軸方向非均質、径方向非均質を組合わせた炉心で、核分裂性プルトニウム富化度は 15% である。ナトリウム炉についての評価経験によれば、熔融した場合、非均質炉心であることを考慮しても炉心高さが大きいため再臨界の発生する可能性が高いと考えられる。従って、再臨界回避方策について検討することは今後の課題である。

○ プラント概念の成立性

- ・増殖比は 1.00 を超える見込みである。
- ・炉心は、ボイド反応度係数を低減した結果として出力分布が歪んでおり、炉心出力も制限される(既存原子炉容器の制約の下で)等、性能面での魅力が小さいので改善する必要がある、検討を進めている。

○ 経済性

- ・基本的に軽水炉(PWR)と同一のシステムを重水冷却として、炉心を変更する概念であり、若干の物量増加を伴う。これらは、重水冷却関連設備の追加、大容器径の原子炉容器、ECCS 系の追加(炉心中央上部注水系)等である。

○ 資源有効利用

- ・増殖比は 1.05 程度であり、増殖性能を保持しつつ TRU 燃料を受け入れられる可能性は今後の課題である。

○ 環境負荷低減

- ・TRU のリサイクル、LLFP リサイクルの可能性はあると考えられるが、今後の検討課題である。

○ 特有の開発課題

- ・PWR 技術の延長上にあり、開発課題は少ないと考えられるが、特有の開発課題もある。臨界性及び増殖性という基本的な核的成立性を見通しは得られているが、詳細な核特性、熱流力特性、稠密格子燃料の健全性、安全性の成立に係わるデータベースの積み上げが必要であり、そのための実験と設計精度の確認が必要である。
- ・安全性に関する試験を別にすると、これらの実験には、既存の軽水炉用の試験設備が利用でき、新規に作るとしても比較的低コストで設置できる。
- ・再臨界回避機能が必要とされる場合、また、大型の原子炉圧力容器の製造が困難な場合には、炉心概念を大幅に見直す必要がある。

(c) 超臨界圧軽水冷却高速増殖炉

○ 安全性

- ・炉心は、高さ 2.8m の径方向非均質炉心で、核分裂性プルトニウム富化度は 12~16.5%(MOX 燃料の場合、窒化物燃料で 11~12%)である。ナトリウム炉についての評価経験によれば、非均質炉心であることを考慮しても炉心高さが大きいため再臨界の発生する可能性が高いと考えられる。したがって、再臨界回避方策について検討することは今後の課題である。

○ プラント概念の成立性

- ・増殖比は、MOX 燃料で 1.0 程度、窒化物燃料(15N 99%濃縮)で 1.1 程度である。
- ・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、プラント概念として成立すると考えられる。

○ 経済性

- ・貫流型直接サイクルのプラントであり、気水分離器・蒸気乾燥器(BWR)、蒸気発生器(PWR)が不要で、冷却材流量が小さく 1 次系は 2 ループと簡素なシステム設計が可能である。高い熱効率が達成でき、将来的に BWR と共通するコスト低減策が採用できるので、軽水炉を上回る経済性が期待できる。
- ・燃料については、耐高温・耐腐食性の被覆管材の開発、ブランケット燃料の利用、窒化物燃料の利用等若干の不利な点があるが、発電コストへの影響評価は今後の課題である。

○ 資源有効利用

- ・増殖比は 1.0(MOX)~1.1(窒化物)である。MOX の場合、増殖性能を保持しつつ TRU 燃料を受け入れられる可能性は今後の課題である。高増殖のニーズへは対応できない。

○ 環境負荷低減

- ・TRU のリサイクル、LLFP リサイクルの可能性はあると考えられるが、今後の検討課題である。

○ 特有の開発課題

- ・BWR 及び PWR 技術の延長上にあると考えられるが、高温・高圧であることから、水冷却増殖炉と比べて、熱設計・材料開発に係る課題がある。
- ・冷却材温度フィードバックを有し、貫流型冷却であることから、出力と流量のミスマッチが緩和される傾向を持ち、設計が合理化できる。核特性、伝熱劣化時の燃料健全性、稠密格子燃料の健全性、炉内構造、安全性の成立に係わるデータベースの積み上げが必要であり、そのための実験と設計精度の確認が必要である。
- ・再臨界回避機能が必要とされる場合には、炉心概念の見直しが課題となる。

(3)まとめ

軽水冷却炉(高転換比 BWR 型)、重水冷却炉(高転換比 PWR 型)及び超臨界圧軽

水冷却炉(SCFBR)の3概念について、増殖比が1.00を超える炉心概念があると考えられる。しかし、いずれも高増殖のニーズに答えられる炉心概念は構築されていない。

増殖性を得るために、いずれの概念も稠密三角格子配列の燃料集合体を使用し、核分裂性プルトニウム富化度を十数%としている。各種事故時の炉心冷却性を確認するとともに、炉心溶融時の挙動について検討する必要がある。ナトリウム炉の評価経験から推し量り、扁平炉心である軽水冷却炉(BWR型)では再臨界の可能性は比較的小さいと考えられる。また、重水冷却炉及び超臨界圧冷却炉は、炉心高さが2m～3mと大きく、再臨界の可能性を回避しにくいと考えられる。再臨界の可能性は、プルトニウム富化度との関係が強いと考えられることから、プルトニウム富化度を下げた場合、さらには低除染燃料を使用した場合の炉心の成立範囲がどの程度あるかについて、さらに検討が必要である。

いずれの概念も、ボイド反応度係数を負に保つための設計上の工夫がなされている(扁平化、非均質化、水素化ジルコニウムの導入)。これらの設計上の工夫は既存の軽水炉システムと干渉することも多い。例えば、既存の原子炉容器を使用すると炉心出力規模が制限されることになるので、建設費評価の際に注意が必要である。

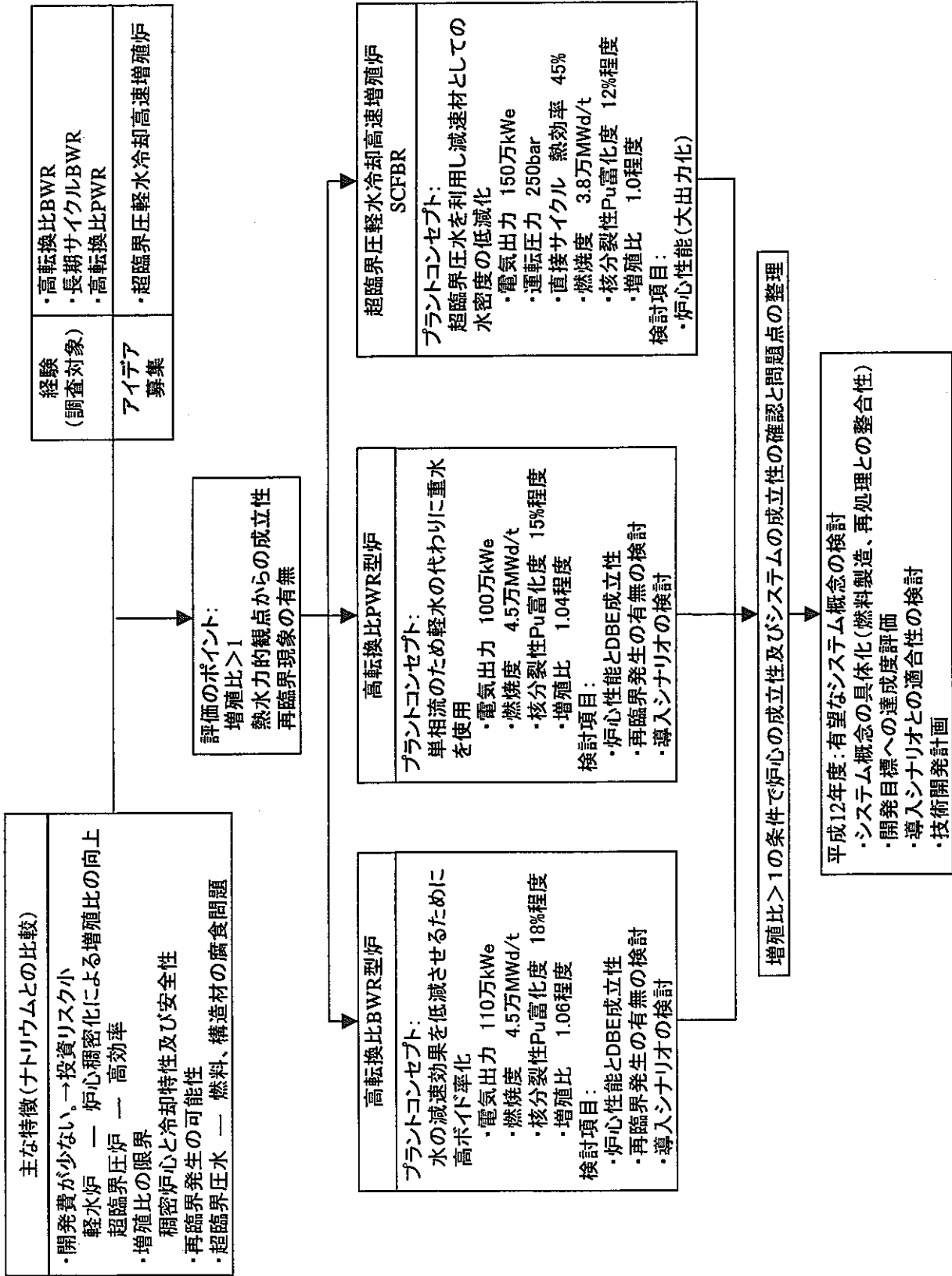
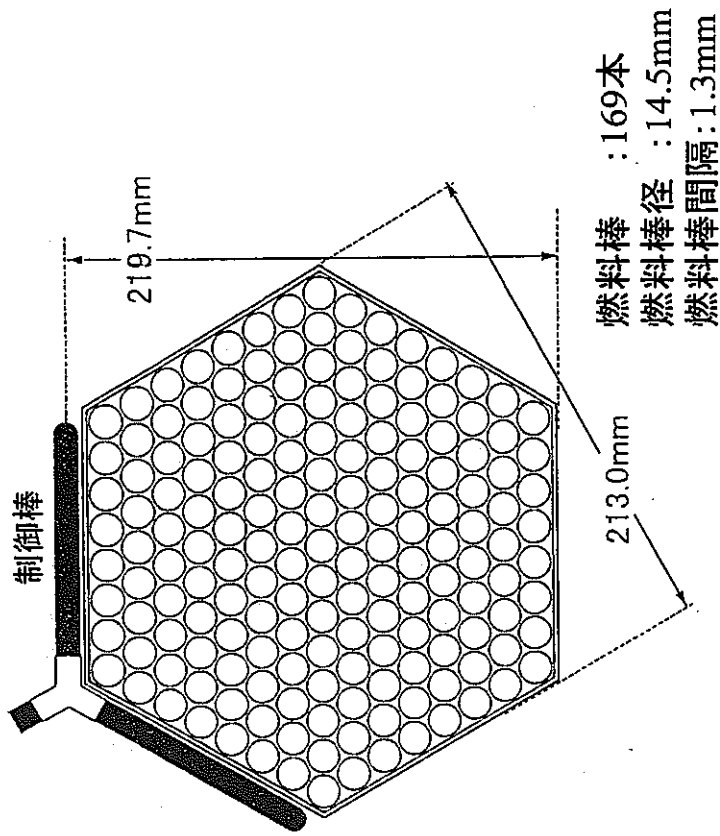
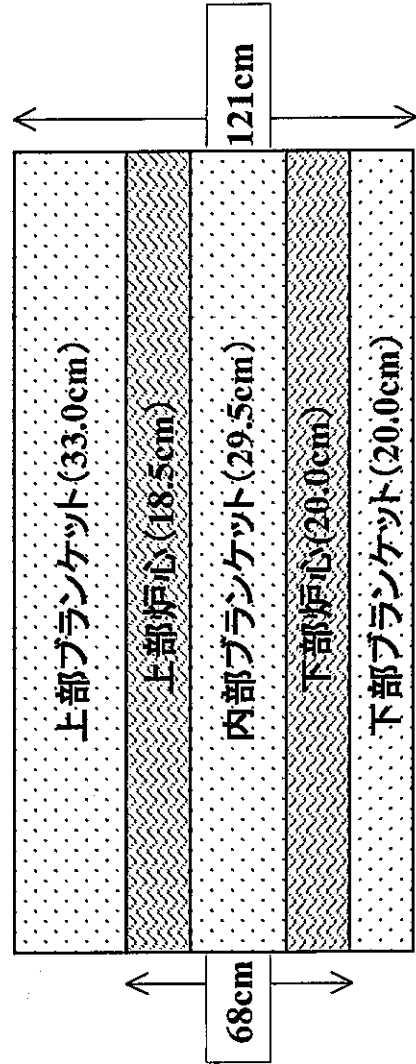


図5.4.26 水冷却炉の候補と検討の進め方



燃料集合体構成図



炉心立面図

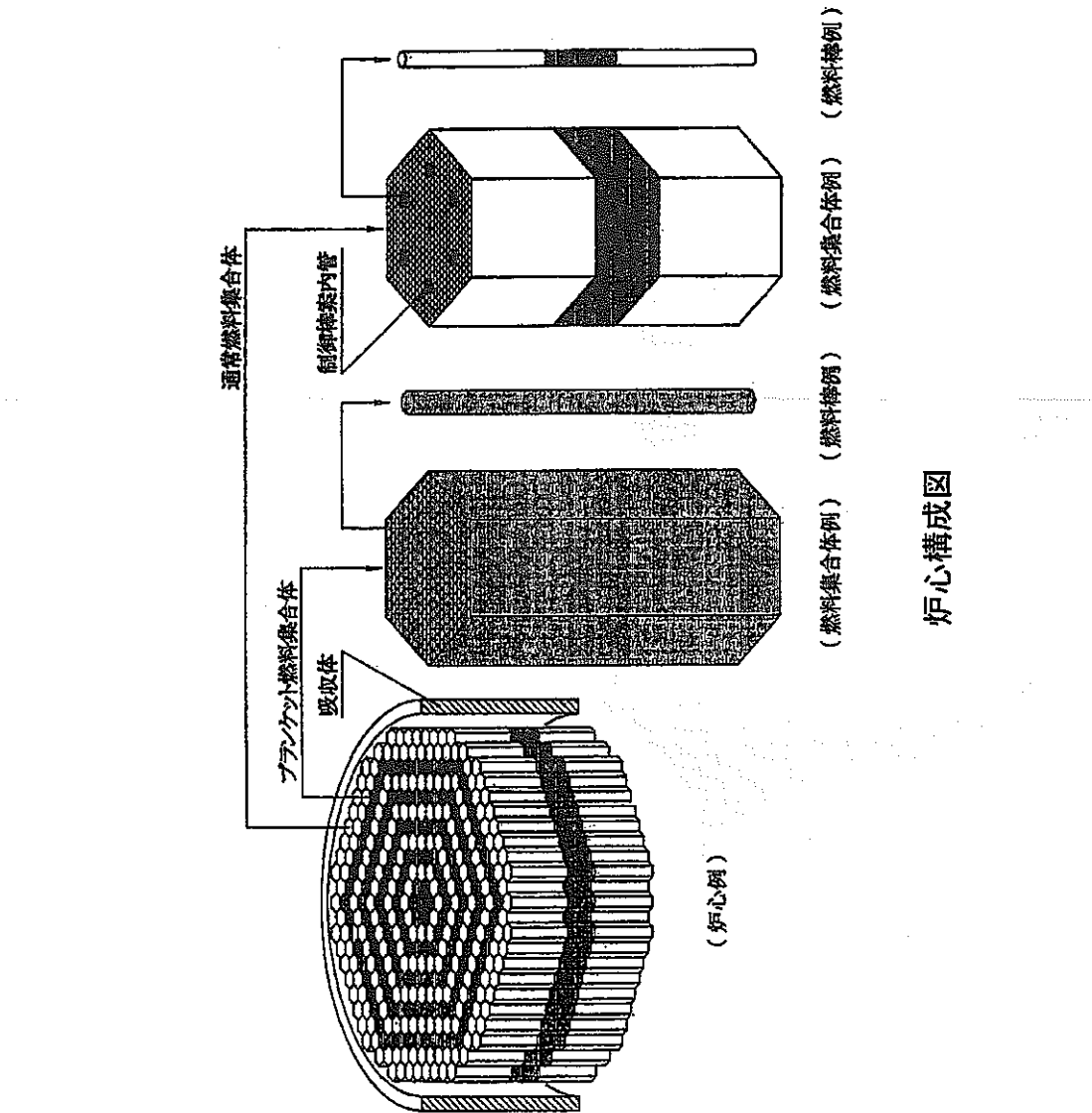
電気出力	MWe	1,100
熱出力	MWt	3,188
原子炉圧力	MPa	7.2
炉心外接半径	m	3.60
燃料集合体数	体	924
取出燃焼度	GWd/t	45
炉心高さ	m	0.68
炉心流量	10 <sup>4</sup> t/h	1.3
出口クオリティ	%	55
平均ボイド率	%	70
Pu富化度	%	10.2
Pu装荷量	t	12.1
Pu残存比		1.06
最大線出力密度	kW/ft	17
MCPR		1.3
ボイド係数	10 <sup>-4</sup> Δk/k / %void	-1.0
連続運転時間	month	14

軸方向Pu富化度分布	w/o cm	18	18.5
	cm	0	29.5
	w/o cm	18	20.0

Pu: 核分裂性Pu、+:ウラン濃縮度  
 表中のPu富化度とは内部ブランケットを含めた平均値

図5.4.27 高転換比BWR型炉の炉心概念

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	2.5 (シード燃料内での値)
F <sub>xy</sub>	1.4
F <sub>z</sub>	3.5
F <sub>q</sub>	11.4KW/m
平均線出力	3.5KW/m
シード燃料	1.04
ブランケット燃料	-0.001@BOL, 0.005@EOL
転換比	45GWJ/t
ボイド係数 (Δk/k/%void)	2.8Δk/k@BOL, 3.0Δk/k@EOL
燃焼度	
反応度停止余裕	



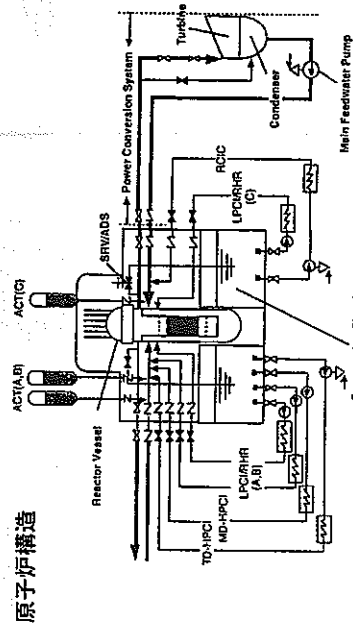
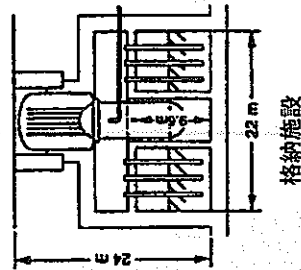
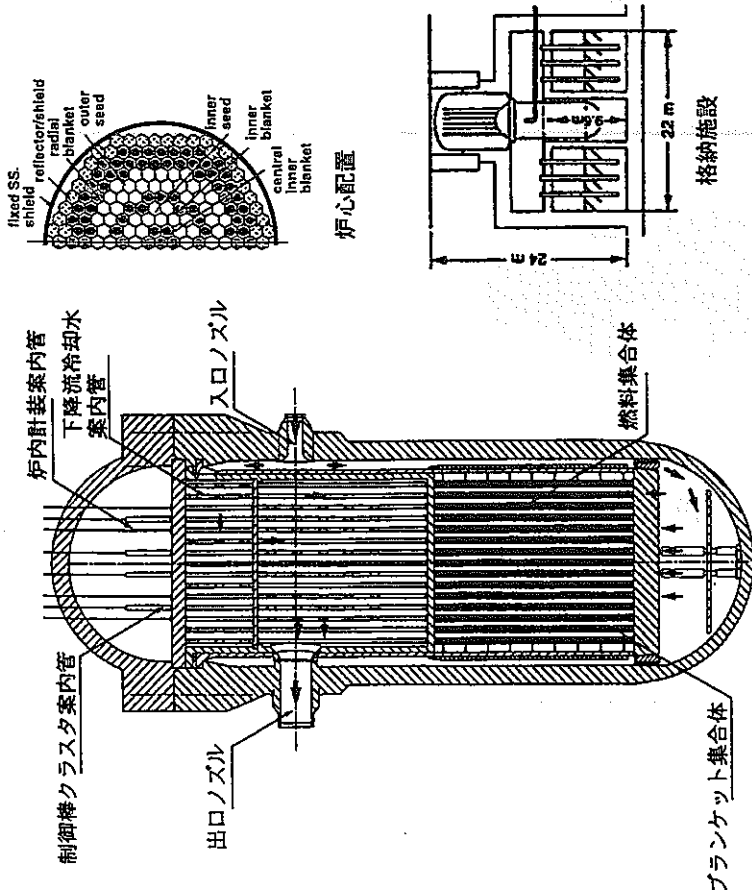
炉心構成図

図 5.4.28 高転換比 PWR 型プラント概念

SCFBR 炉心仕様\*

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
ポイド反応度 [%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。



プラントシステム及び ECCS

図 5.4.29 超臨界圧軽水冷却高速増殖炉(SCFBR)プラント概念

## 4.6 熔融塩炉の検討

### (1) 熔融塩炉の特徴

熔融塩炉は、図 5.4.30 に示すように、広く液体金属燃料、気体燃料等を含む流動燃料炉の一つとしての位置付けとなる。熔融塩燃料以外の流動燃料(水均質燃料、気体燃料、液体金属(ビスマス)、熔融プルトニウム合金等)については、熱中性子炉体系であること、構造材料の見通しがいいこと等から検討から除外した。

熔融塩燃料としては、フッ化物、塩化物があるが、前者については中性子スペクトルが軟らかくなり Th-U サイクル熱中性子増殖炉心(減速材は黒鉛)向きであり、軽水炉と整合性ある U-Pu サイクルに向かないため選定対象から除外し、熔融塩として塩化物について検討した。

熔融塩の長所として、中性で化学的に不活性であること、熱輸送能力に優れており高温、低圧運転が可能であること、オンサイトでの燃料調整(供給・処理)が可能であること、燃料の膨張による負の反応度係数を有する等が挙げられる。短所としては、融点が高いこと、ループ内全体が原子炉並みの放射性であり、高温であることによる保守性の課題が大きいこと、材料の腐食の問題を含め適合する材料が開発されていないこと、塩の分解があること等が挙げられる。

### (2) 候補概念の検討状況

#### (i) 検討の進め方

熔融塩炉について塩化物熔融塩高速増殖炉及びフッ化物熔融塩トリウム増殖炉の既往研究の調査をするとともに、メーカーからプラント概念を募集し、塩化物熔融塩炉について検討を進めることとした。熔融塩高速増殖炉については設計経験もほとんどないので、プラント概念例の構成を通して、熔融塩炉が有する経済性向上の可能性、技術的成立性、開発課題等を検討する。

#### (ii) 特徴(基本概念)

##### (a) Pu-U サイクル塩化物熔融塩タンク型モジュール炉 (図 5.4.31 参照)

出力 : 42 万 kWe (1,00 万 kWt)(4 モジュール構成で約 160 万 kWe)

燃料塩 1 次系 : 三塩化物

(10NaCl-20UCl<sub>3</sub>-2.5PuCl<sub>3</sub>、

プルトニウム及びウラン 280t、核分裂性プルトニウム 23t)

2 次系 : 液体金属鉛

基本仕様 : ・高速中性子増殖炉で減速材なし

・ループ数(1 次系/2 次系) 6/1 ループ

・炉心体積 25m<sup>3</sup>

・出力密度 40W/cm<sup>3</sup>



- ・ 燃焼度 約 5 万 MWd/t
- ・ 増殖比 1.03～1.2(ブランケット付き)
- ・ プラント寿命中燃料無交換  
 運転時に連続的に FP を除去し、40 年間燃料交換不要  
 寿命後再処理装置を原子炉容器内に設置して処理(オンライン再処理施設不要)

概念の特徴

- ①遅発中性子先行核が燃料と一緒に冷却系を循環する熔融塩炉では、炉心での遅発中性子割合が実効的に減少する。原子炉制御上、炉心部の燃料滞在時間（炉心部の温度上昇  $\Delta t$  を一定にすると出力密度に反比例する）を確保して実行的な遅発中性子割合を確保する。また、系統全体の燃料インベントリを小さくするため、2 次系には鉛冷却材を採用し、中間熱交換器をより小さくして燃料塩インベントリの低減を図った。
- ②運転に伴い生成される FP をバイパスフィルター概念の装置で連続的に除去し、プラント寿命中、燃料交換を不要とした。平衡状態では余剰反応度が小さく、少数の制御棒で制御する。
- ③燃料塩は、プラント寿命後の再処理により再利用が図れる。
- ④蒸気発生器単基出力を 100 万 kWt とし、それに見合う炉心容積及び出力密度を検討し、モジュール化による経済性向上を図った。

(iii) 本研究における検討の新たな着眼点

我が国において塩化物熔融塩炉は詳細に検討されたことがないので、熔融塩の仕様、プラントの概念、冷却系統設備概念等、発電システムとしての可能性を検討する。

塩化物熔融塩炉の一般的な課題として以下の点が挙げられる。

- ①塩化物熔融塩はフッ化物に比べて熱伝達特性が劣るため、中間熱交換器の伝熱面積が大きくなる。原子炉全体の燃料インベントリが増大する傾向があるので、燃料インベントリを抑える設計を検討しなければならない。
- ②材料としては、フッ化物熔融塩用に開発された Hastelloy N しか候補が無いが、塩化物熔融塩に対する適用性は今後の課題である。
- ③塩素の同位体は  $^{35}\text{Cl}$  (75.53%) と  $^{37}\text{Cl}$  (24.47%) であるが、 $^{35}\text{Cl}$  の (n, p) 反応断面積が比較的大きいので臨界性、増殖性への影響の程度によっては濃縮する必要がある。

(iv) 検討状況

(a) Pu-U サイクル塩化物熔融塩タンク型モジュール炉

○ 安全性

- ・ 余剰反応度が小さく、制御棒価値を小さく設計でき、また、液体燃料である

ため負の反応度温度係数が期待できるので、過出力事故の可能性が小さい。  
本質的に炉心溶融事故という概念とは無縁である。

- ・従来炉と比べて燃料被覆管がないため放射性物質保持のバウンダリが少ない。  
多重防護の観点から多重バウンダリにするか否かは今後の課題である。
- ・漏洩時の再臨界防止は適切な形状管理で防止できる。

#### ○ プラント概念の成立性

- ・現在、塩化物溶融塩と共存性のある材料が得られていない。材料がクリティカルな課題である。フッ化物溶融塩炉の構造材料として開発されたニッケル基合金の Hastelloy-N の開発の歴史をみても、構造材料として完成している(実用化に耐える)わけではなく、組成レベルで溶融塩との最適化を研究しなければならない。塩化物溶融塩については高速中性子照射という一段と厳しい環境にさらされることもあり、長期の基礎的な研究を覚悟しなければならないと考えられる。
- ・増殖比は 1.00 以上が可能である。
- ・溶融塩炉の特性として、遅発中性子による原子炉制御性の観点から燃料塩の炉心滞在時間を確保する必要がある。伝熱媒体である溶融塩自体の炉心での温度上昇  $\Delta t$  を固定すると(本設計例では 180°C)炉心滞在時間は出力密度に反比例することになる。本設計では炉心滞在時間約 10 秒、出力密度約 40W/cm<sup>3</sup> である。この場合、遅発中性子割合がナトリウム炉に代表される従来炉心の 7 割程度となるが、制御可能と考えられる。
- ・燃料塩のインベントリーをできるだけ小さくするためには炉心部以外のインベントリーを小さくしなければならない。このため路容器内で流路形成に不必要な部分は黒鉛ブロック等を使用して溶融塩を排除する。また中間熱交換器が炉心外のインベントリーの大きな部分を占めることになるのでできるだけコンパクトに設計することが必要である。この点は、熱伝達特性に劣る塩化物溶融塩を冷却する中間熱交換器の性能に大きく依存する。2次系に鉛冷却材を使用して、コンパクト化を図ったが、中間熱交換器伝熱管は溶融塩と鉛にさらされることになり材料にとって厳しい環境である。
- ・初期に装荷する溶融塩燃料の調整設備、定検時の FP 除去設備等の溶融塩取扱い設備は、再処理技術が応用できると考えられるが、プラントと一体化して稼働させるため、高い放射線環境、高温という一段と厳しい環境にさらされることとなる。

#### ○ 経済性

- ・中間熱交換器の物量が同規模出力のナトリウム冷却炉の 2 倍となり、これを反映して、原子炉容器内径が約 9 m とナトリウム冷却大型タンク型炉と同程度となり、モジュール効果を活かしていない。
- ・定検時の燃料交換の代わりに FP 除去を行う。プラント稼働率はこの FP 除去期間で決定されることになるが、今後の課題である。

- ・原子炉と再処理施設が一体となったプラント概念であり、燃料費を低減できる可能性を持っている。一方で原子炉毎に再処理設備、初期の燃料調整設備、高増殖に対応するにはブランケット再処理システムが必要であり、トータルコストの検討は概念成立後の課題である。燃焼度はプラント寿命 40 年 1 バッチで 5 万 MWd/t としている。この値は、出力密度、制御性、プラント寿命(運転時間)から総合的に設定されており、燃焼度を高めることはプラント全体の問題となる。
- ・1次系の作動温度は、470～650℃であり、高い熱効率が期待できるが、予熱方法、保守・補修等が課題となる。

○ 資源有効利用

- ・増殖比は 1.03～1.2 程度であり、高増殖のニーズには内部固定ブランケットを設置して対応する予定である。ただし増殖比は 40 年間の値であり、系統全体の燃料インベントリが過大な点を反映して増殖性能は良くない。倍增時間を論じられる段階ではない。
- ・高増殖性を得るためには  $^{37}\text{Cl}$  の濃縮が必要となる可能性がある。

○ 環境負荷低減

- ・TRU リサイクル及び FP リサイクルは従来型炉よりも柔軟に対応可能と考えられる。除去される FP 以外の生成されるプルトニウム及び MA は、プラント寿命にわたり反応度バランスを保持して燃焼され、寿命後一括して処理される。
- ・FP 除去については、理想的には選択的に系統内に残し核変換させることが考えられるが、将来の課題である。
- ・燃料部材が無いのでその分の固体廃棄物が生じない。

○ 特有の開発課題

- ・ORNL で建設されたフッ化物溶融塩実験炉「MSRE」の技術の延長上にあると考えられるが、塩化物溶融塩増殖炉としては多くの開発課題を有する。プラント概念を検討するためには、材料の開発はもとより、溶融塩の物性及び伝熱流動特性の研究、溶融塩用の機器の開発、FP 除去装置、燃料処理装置、塩素 - 37 の濃縮等かなり基礎的な開発を行わなければならない。
- ・燃料インベントリを小さくして増殖性能を上げる設計上の工夫が必要である。

(v) まとめ

溶融塩高速増殖炉については過去において設計経験はほとんどないので、塩化物溶融塩タンク型モジュール炉概念例をもとに、技術的課題、経済性向上の可能性について検討した。溶融塩高速増殖炉という概念の一般的な結論を引き出すには注意が必要である。

塩の組成を適切に選べば、500～650℃の運転温度で増殖炉が成立する可能性がある。プルトニウム及びウランの三塩化物で、増殖比は 1.00 を超える可能性がある。

り、固定ブランケットを使用することにより増殖比を大きくすることができるが、出力に比し燃料インベントリが大きいため増殖効率は劣る。また、高増殖性を得るには<sup>37</sup>Clの濃縮が必要となる可能性がある。

原子炉モジュールの物量が大型ナトリウム冷却炉と同程度になり、物量的にかなり不利である。また、系統の全燃料インベントリを小さくすることが重要であるが、炉心部では出力密度を下げて燃料滞在時間を確保しなければならない。従って、炉心部外で大きな体積を占める中間熱交換器をコンパクトに設計することが重要であり、鉛冷却炉の研究開発に期待して2次冷却材として鉛を選定している。結果として中間熱交換器伝熱管は溶融塩と鉛にさらされることになり厳しい環境である。

現状では、塩化物溶融塩と共存性のある材料が得られてなく、材料がクリティカルな課題である。フッ化物溶融塩炉の構造材料として開発されたハステロイ-Nの開発の歴史をみても、構造材料として完成している(実用化に耐える)わけではなく、組成レベルで溶融塩との最適化を研究しなければならない。塩化物溶融塩用の材料については高速中性子照射という一段と厳しい環境にさらされることもあり、長期の基礎的な研究を覚悟しなければならないと考えられる。

経済性向上の可能性は、原子炉と再処理が一体となったプラント概念にあり、燃料成型、交換、輸送が不要のため燃料費を低減できる点、高温システムのため高い熱効率が期待できる点にあるが、システムが高温、高放射線下の化学プラントでもあり、物量及び燃料使用量が大きく、技術的課題も多いので、2000年度も継続調査し、研究開発課題等を整理することとする。

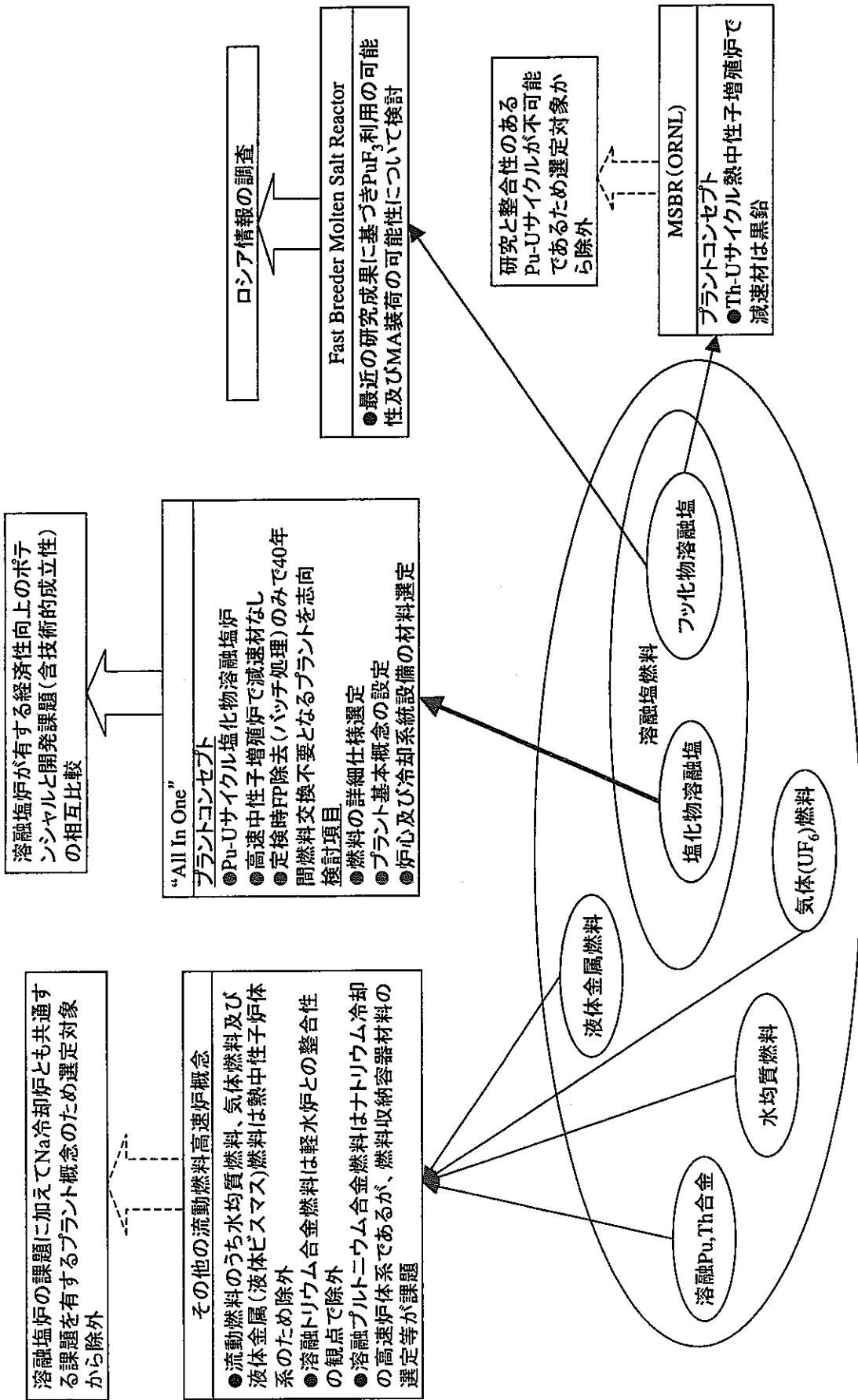
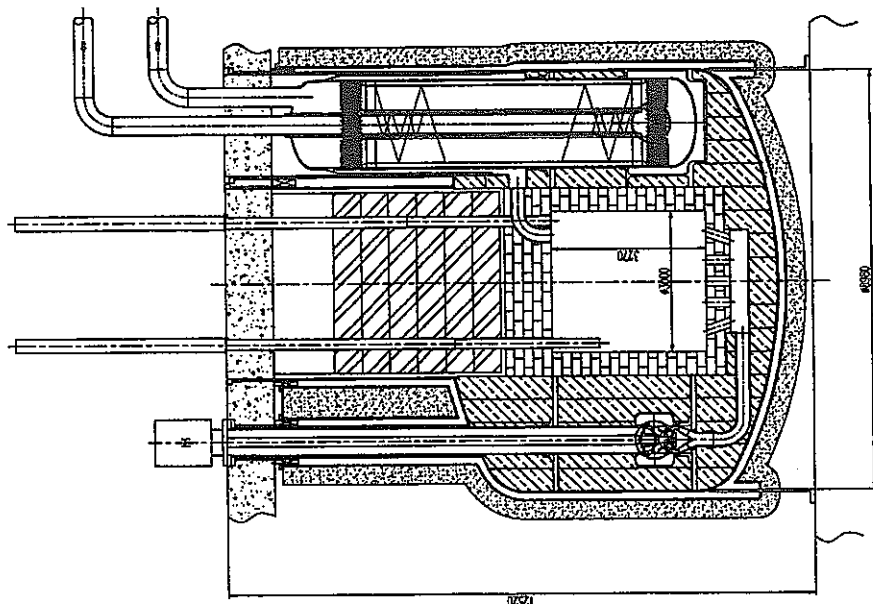
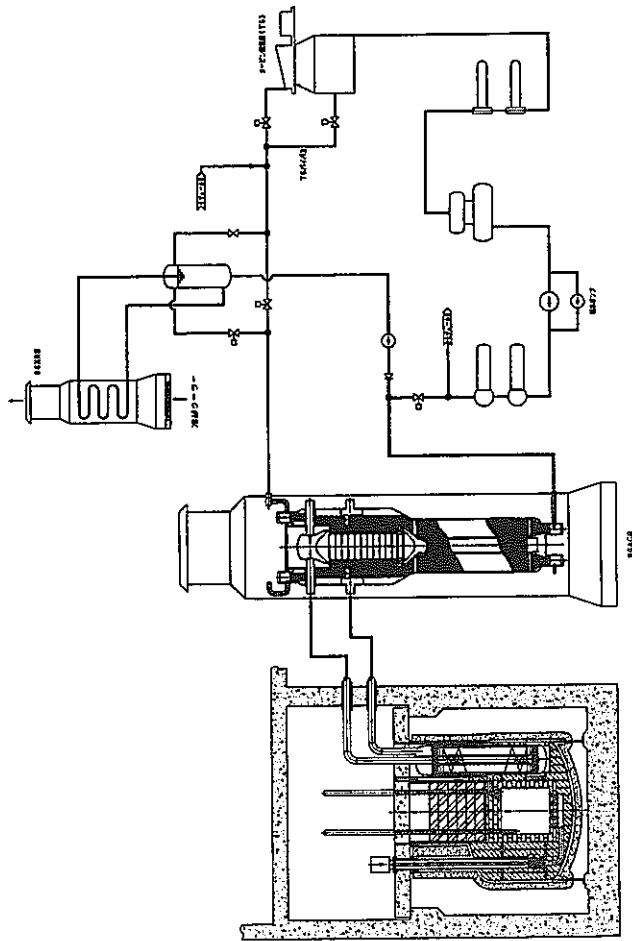


図5.4.30 流動燃料炉の特徴及び検討のポイント



熔融塩炉 原子炉構造

塩化物溶融塩炉原子炉概念

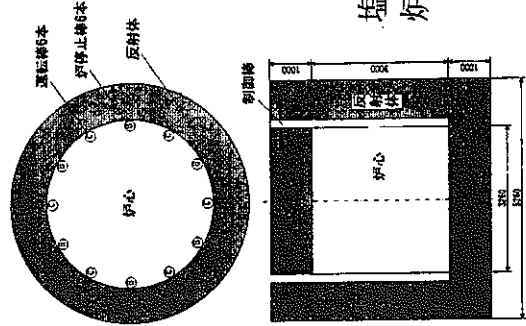


「フロントロー」 塩化物溶融塩プラント基本系統図

炉心概念

- 出力: 1,000MWt
- 燃料種類: 三塩化物  
10NaCl-20UCl<sub>3</sub>-2.5PuCl<sub>3</sub>
- 炉心体積: 25m<sup>3</sup>
- 出力密度: 40W/cc
- 運転期間: 40年連続運転
- 燃焼度: 約5万 MWd/t
- 増殖費: 1.03(ブランケットなしの場合)
- 核燃料インベントリ: 280ton (Pu/U)  
23ton (Pu fissile)
- 燃料の成型加工不要
- 燃料交換不要

・燃料交換不要



塩化物溶融塩  
炉原子炉概念

図 5.4.31 塩化物溶融塩炉プラント概念

## 4.7 小型炉の検討

### (1) 小型炉のニーズ

小型炉に関する過去の検討・開発事例の調査・整理を行った結果、実際に建設・運転された小型炉は、船用(軍用潜水艦、研究用船舶等)、宇宙用(人工衛星)及び熱供給用に大別されること、これらに共通するニーズとして、長期運転サイクル期間、受動的安全性等があることがわかった。

小型炉については、多目的分散電源として今後注目していく必要があると考えられる。国内向けのニーズとしては、送電ロス、送電コスト低減の観点から島嶼部への立地及び電力需要都市への近接立地等が挙げられる。さらに、投資リスクの縮小の観点も考えられる。また、国外向けのニーズ(輸出)としては、投資リスク縮小の観点のほか、海水淡水化及び寒冷地の熱供給等が考えられる。(図 5.4.32 参照)

### (2) 各候補概念の検討状況

これまでの検討から、ナトリウム炉では、4S 炉の再臨界回避の検討が必要であることがわかった。この概念を出発点としてさらに経済性の向上を図った新しい炉概念を、鉛ビスマス炉では、L4S 炉(4S 炉の概念をベースに冷却材を重金属にした炉)を出発点として、金属燃料を採用して運転サイクル期間の長期化と安全性を向上等の改良を行った炉概念、ガス炉では、被覆粒子燃料を用いた高温ヘリウムガスによるガスタービンの組み合わせについて検討している。

#### (i) 特徴

##### (a) ナトリウム冷却「4S(Super Safe, Small and Simple) 炉」(図 5.4.33 参照)

出力 : 5 万 kWe

基本概念 :

- ・ 長期運転サイクル炉心(10 年間程度)
- ・ 受動的安全。
- ・ 燃料または原子炉の完全パッケージ化

##### (b) 鉛ビスマス冷却炉 (4S 型) (図 5.4.34 参照)

出力 : 約 5 万 kWe

基本概念 :

- ・ 4S システム概念を鉛ビスマス小型炉に適用
- ・ 燃料無交換(30 年間程度)
- ・ 小型分散電源

(c) ヘリウム冷却炉 (PBMR 型) (図 5.4.35 参照)

出力 : 約 10 万 kW<sub>e</sub>

基本概念 :

- ・ 被覆粒子燃料ペブルベッド型
- ・ 高温化による熱効率向上
- ・ ガスタービン(直接発電)による高効率化、コンパクト化

(ii) 本研究における検討の新たな着眼点

小型炉に対するニーズを考慮すると、図 5.4.32 に示すような要求条件が抽出される。これらの要求条件に基づき、小型炉の開発目標を次のように設定した。

- ・ 安全性 : 炉システム一般の(小型炉に限らない一般的な炉システムへの設計要求を意味する)安全性目標に加え、安全系の作動原理を原則として受動的なものに限定することを基本とする。
- ・ 経済性 : 実用化段階の建設費及び発電単価は、他の分散電源と競合し得るレベルとする。ただし、電源の安定確保に係る経済性以外のメリットを考慮できるようにすること。検査サイクルも運転サイクルに整合させ得ること。運転員数は他の分散電源に比べ多すぎないこと。
- ・ 資源の有効利用 : 運転サイクル長さ目標を実現するために増殖性については特に問わないこととするが、極力内部転換比を高めることとする。
- ・ 環境負荷低減 : 低除染燃料を装荷できること。
- ・ 核拡散抵抗性 : 炉システム一般の開発目標に加えて、燃料の完全パッケージ化ないしは原子炉と燃料の一体化による高度な核拡散抵抗性を有すること。また、核物質等の海外移動に対して、核不拡散に関する国際合意に反しない管理方法の見通しを示すこと。
- ・ 特殊用途への適合性 : 運転サイクル長さは 10 年程度を目標とし、30~50 年の寿命中燃料無交換を実現する方策についても検討すること。

(iii) 検討状況

ナトリウム冷却「4S(Super Safe, Small and Simple) 炉」、鉛ビスマス冷却炉、ヘリウム冷却炉の評価結果を、以下に示す。

(a) ナトリウム冷却炉では、「4S 炉」が固有の安全性として炉心寿命中全ての反応度温度係数が負となる特長を有する金属燃料炉心概念であるが、長尺炉心のため熔融燃料排出方策の金属燃料への適合性の検討が必要であり、金属燃料(または MOX 燃料)を採用して約 10 年以上の運転サイクル期間を達成できる炉心と、大型炉と経済性で競合できるプラント概念の検討が必要である。ナトリウム炉については、概念検討が進んでおり有望であるが経済性が良く



ないことから、革新技術を適用して経済性を向上させる方向で今後継続して検討する。

(b)鉛ビスマス冷却炉では、L4S炉を出発点として、金属燃料を採用して運転サイクル期間の長期化と安全性を向上等の改良を行った炉概念等が考えられる。受動的安全性、超長期運転サイクル等の小型炉の特徴を活かすためには、融点の高い鉛よりも、鉛ビスマスの方が適していると判断し、継続検討することとした。

(c)ガス冷却炉については、熔融想定を排除できる可能性のある被覆粒子燃料について、大型炉の検討の中で熔融可能性を検討中であり、その情報を待って小型高速炉のガス炉概念を検討することにした。

(iv) まとめ

小型炉に対するニーズに対応して設定した要求条件の下で、ナトリウム冷却炉（4S概念）、鉛ビスマス冷却炉（4S型概念）及びヘリウム冷却炉（被覆粒子ペブルベッド型高温ガス炉概念）の3概念について検討中である。ガス冷却炉については、被覆粒子燃料の成立性に課題があることから、大型炉での検討結果を待つこととし、平成12年度はナトリウム炉及び鉛ビスマス炉を中心に検討を進める。

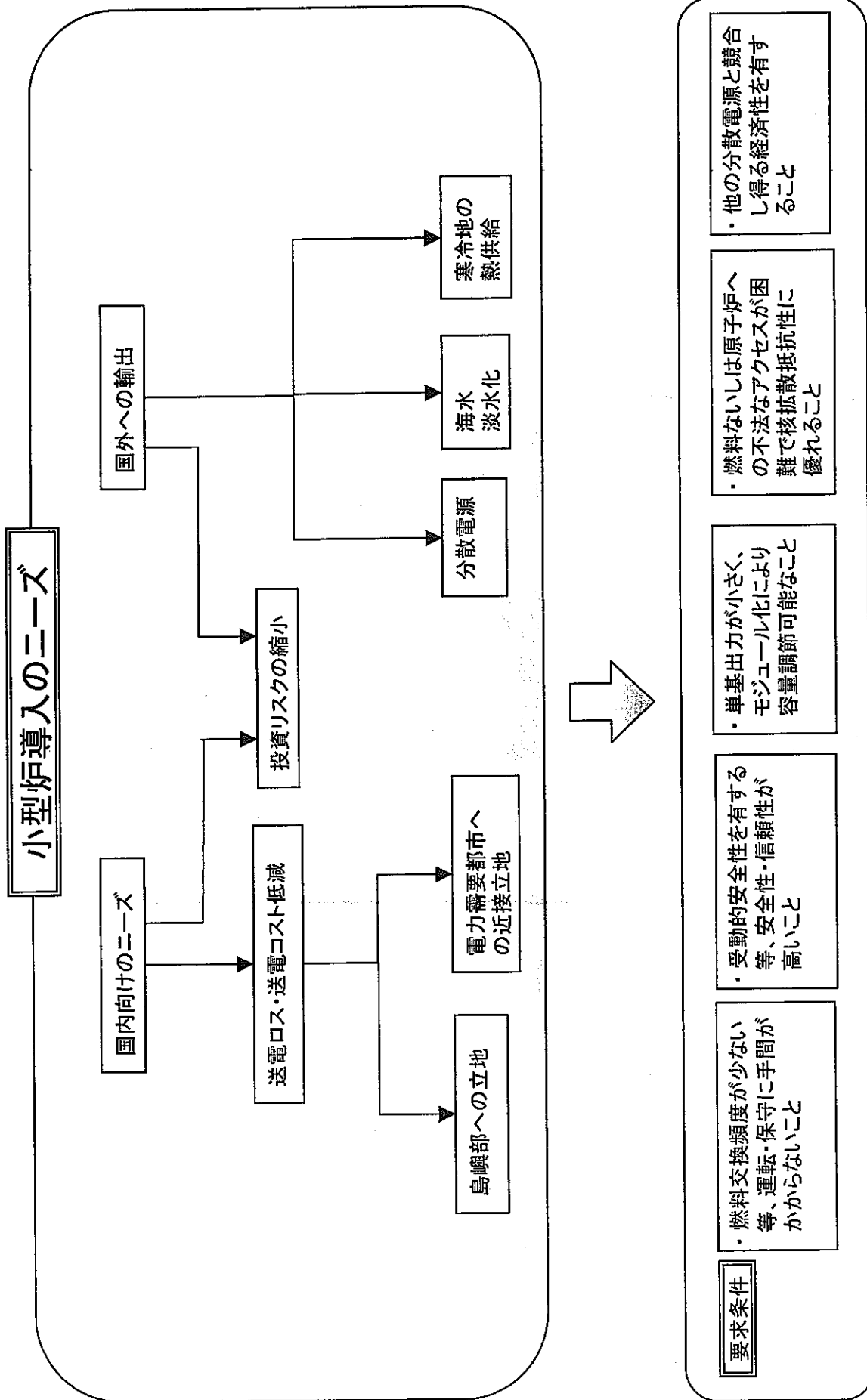


図5.4.32 小型炉のニーズと要求条件

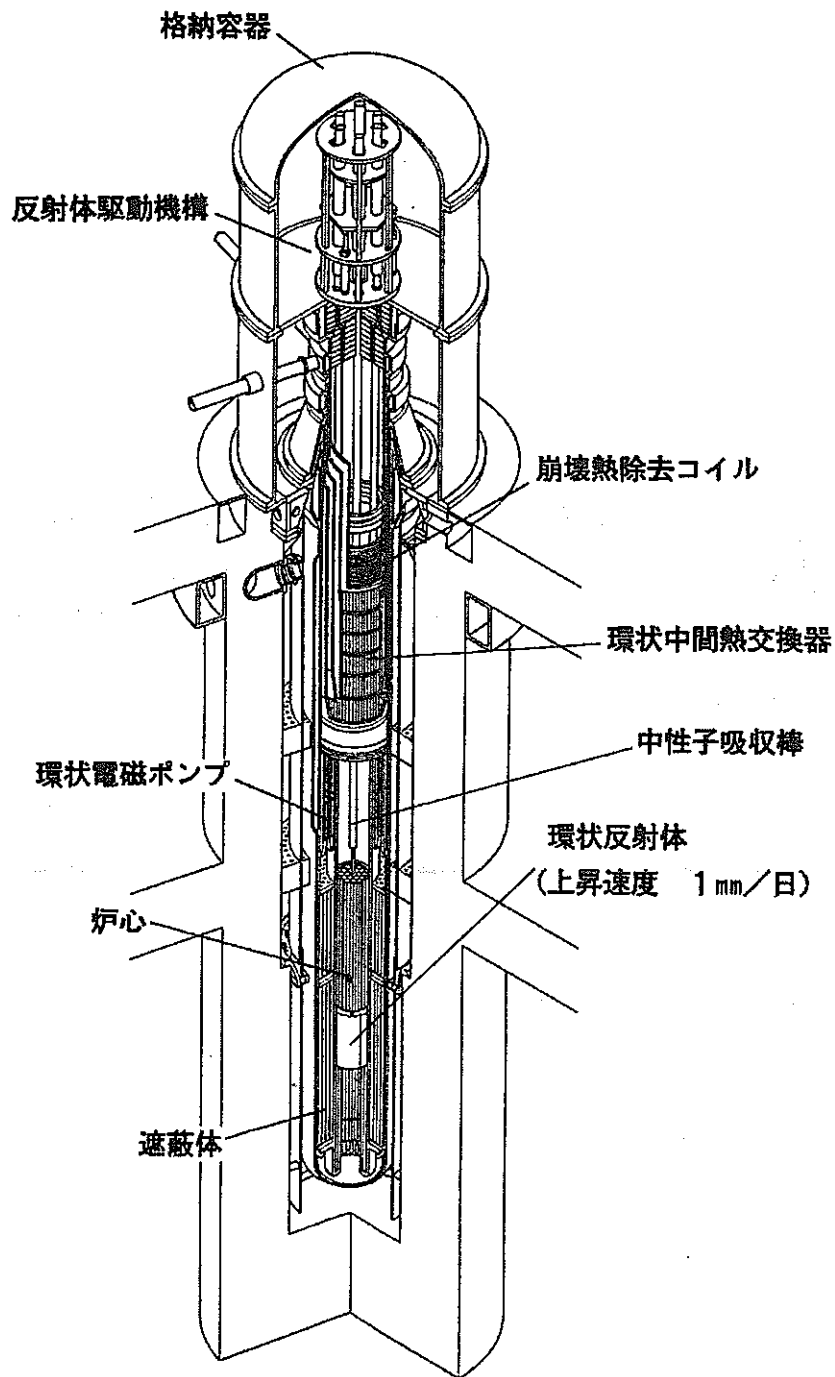


図 5.4.33 ナトリウム冷却4S 炉概念

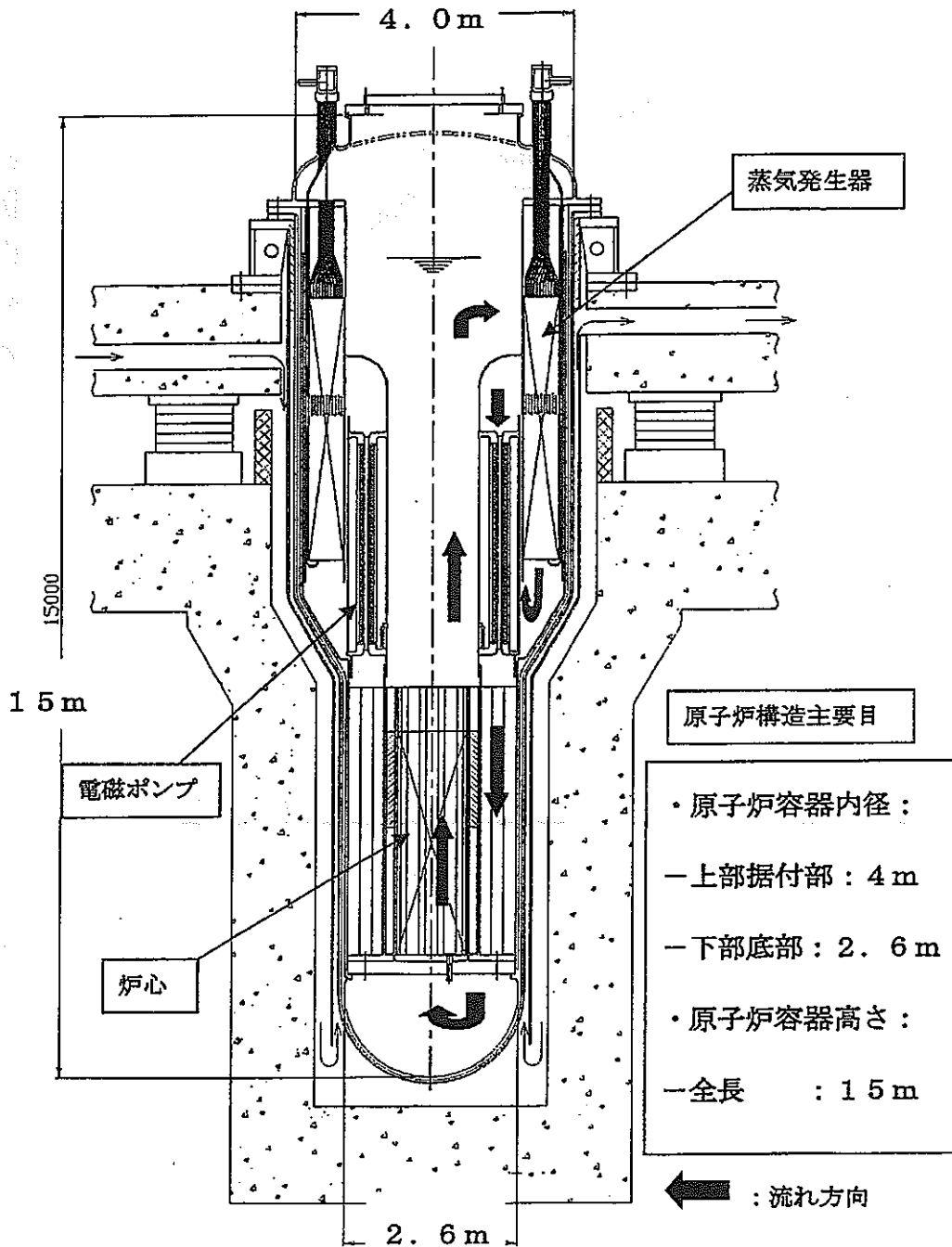


図 5.4.34 鉛ビスマス炉（4 S 型）原子炉概念

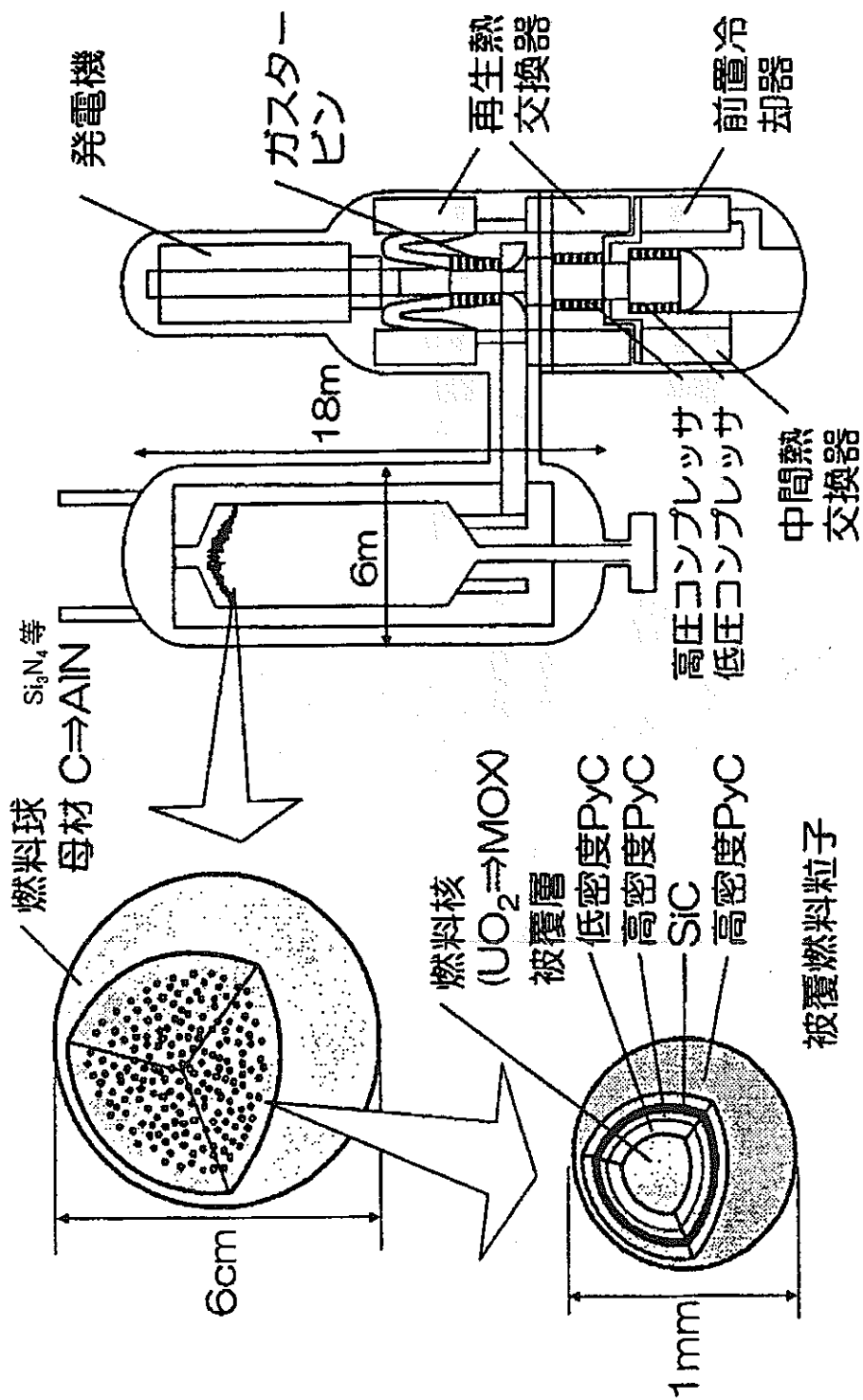


図 5. 4. 35 ヘリウム冷却小型高速炉概念

#### 4.8 プラント共通技術の検討

プラントシステム概念の検討に当たり、各概念に共通な技術の観点から検討し、個々の概念間の技術レベル整合性を図るとともに、効率的に開発することとした。表 5.4.3 にプラント共通技術の概要をまとめる。

##### (1) 機器構造技術開発

機器構造技術の面で炉システムの経済性向上に資する観点から、次の検討を実施した。

- ・建設コストの低減につながる構造設計技術の検討
- ・低コスト化(建設コスト以外も含めて)と長寿命化に係る検討

以下にそれぞれの検討内容及び結果について述べる。

これらの検討の結果抽出された有望技術による機器構造設計上の効果について試評価を行った結果について述べるとともに、有望技術の適用を可能にするために研究開発すべき新基準体系の方向性についてまとめた。

なお、以下に述べる検討は、各種冷却材に対する構造設計の技術評価のひとつとして主にナトリウム冷却炉を念頭に置いて行ったものであるが、今年度はその他にガス炉の設計基準についても安全上重要な PCRV に係る海外基準の概要調査を行って、その考え方を検討し、今後の検討課題をまとめた。

##### (i) 建設コストの低減につながる構造設計技術の検討

設計成立範囲を拡大し、建設コストを低減させる可能性のある下記の構造設計技術を抽出し、本研究で検討した設計概念を例にとり、合理化効果の概略把握を行って、今後の構造設計技術開発の方向性を整理した。

- ・クリープ疲労損傷評価及びラチェット評価における非弾性解析の適用、クリープ疲労損傷評価法における合理化(疲労損傷評価におけるひずみ速度効果の合理的評価)、非弾性ひずみ制限値の見直し等の構造設計評価技術
- ・発生応力を引き下げる構造設計技術(ノズル、エルボにおける応力を低くするための配管引回しの最適化検討)

以下にそれぞれの検討内容及び検討結果について述べる。

##### (a) 構造設計評価技術の合理化

本研究で検討したナトリウム冷却ループ型炉を例に取り、熱過渡等の想定負荷に対して構造上厳しい箇所(原子炉液面近傍及び1次系配管エルボ部)の構造評価を、現状の評価技術及び将来に向けて想定される合理化方策を取り入れた評価技術によりそれぞれ行った。

検討の結果、原子炉容器については現状評価手法ではクリープ疲労、ラチェットとも成立し難い評価となる溶接部に対して、非弾性解析の適用(非弾性解析のうち、短期でも導入可能な部分非弾性解析)、疲労損傷評価におけるひずみ速度効果に対する合理的評価(短期課題)、非弾性ひずみ制限値の見直し(短・中期課題)により、構造は問題なく成立する見通しが得られている。さらに、損傷許容設計の導入(中期課題)により更なる合理化が可能な見込みである。また、1次系配管については、シェル解析に基づく詳細非弾性解析によれば、熱膨張率が低く降伏応力が高い高クロム鋼の使用によりラチェットひずみが発生しなくなる等、評価の合理化効果が確認されている。

#### (b) 配管引回しの最適化検討

側部流入方式のホットレグ配管(単純なS字型配管系)を例にとり、エルボ及びノズル部に発生する熱応力に着眼し、超90度エルボ(鋭角のエルボ)適用も視野に入れた配管ルーティングの最適化を試みた。通常のはりモデルに加え、シェル解析に基づく修正を加えたはりモデルによる熱応力解析を行い、熱膨張応力と配管系パラメータ諸元(配管系の幾何学的条件及び炉内液面との位置関係)との関係を整理した。その結果、超90度エルボを用いた配管引回しが発生応力を低減し、設計パラメータの選択範囲を広げる効果があること、また、エルボ端部とエルボ中央部の応力の平均値をエルボの応力値として採用する修正方法により、配管系の構造成立範囲が拡大することがわかった。

#### (ii) 低コスト化と長寿命化に係る検討

建設コストの低減だけでなく、維持コストの低減につなげる観点から、材料、設計、製作・検査、運転・維持の広範囲にわたる構造健全性に係る有望技術の抽出検討を行い、それぞれの有望技術についての効果と課題を概略把握した。

材料については、高クロム系鋼の採用により、高熱伝導率、低熱膨張率を活かして許容応力を拡大すること、火力プラント用に開発された材料仕様をFBR条件に合わせて最適化すること、溶接材料及び施工方法を開発すること等が有望技術として挙げられる。

設計については、ここでは、想定破損モード、破損の定義、負荷想定法等、従来は設計の前提とされていた項目の見直しについて検討した。FBRの破損事例に基づく破損モードの再設定、欠陥寸法等に基づく定量的な破損の定義、想定負荷から応力算出までにおける過度な裕度の排除により大幅な合理化効果が期待される。また、応力解析方法については、従来から合理化検討がなされてきたが、今後さらに非弾性解析法の整備、強度クライテリアにおける安全裕度の適正化による合理化効果は大きいと期待される。なお、安全裕度の適正化に当っては、想定

破損モード以外の不確定要因は検査で対応する等、維持等設計以外の領域との連携という新しい考え方の導入により合理化を図る必要がある。

製作関係では、製作・据付精度、溶接施工法等が、また検査関係では材料検査、溶接検査等の検討が必要である。例えば、より低コストの溶接施工が可能な強度評価法の整備は効果の大きい項目のひとつと考えられる。

維持(検査、評価、補修・取替)については、軽水炉で基準が整備されつつあることを踏まえ、同等のものを FBR でも整備すること、またさらに設計段階における検査方法・頻度の考慮による設計との裕度分担を行うといった新たな考え方を取り入れること等が有望と考えられる。

全般に、現状のプラント設計においては、材料、設計解析、製作・検査、維持等のそれぞれにおいて設定された安全裕度が積み重なり、全体として過剰な裕度となっている可能性があることから、全体として安全裕度を適正化する観点から、各段階における裕度をコストミニマムになるよう配分することが考えられる。このためには、現状の基準体系では不十分であり、新たな考え方に対応できる基準体系の構築が必要である。

### (iii) 有望技術の採用による効果の試評価

上記(i)、(ii)で抽出した有望技術について、それらを採用した場合の合理化効果を概略把握するため、有望技術のうち定量的な評価が可能なものを選び、具体的なプラント・構造を適用対象例として取り上げ、試評価を行った。

評価対象の技術としては、「想定事象に基づく過渡熱応力評価の合理化(設計の前提事項)」、「非弾性解析の適用(設計)」、「設計と維持の裕度分担(設計及び維持の連携)」、及びそれらの組合せを対象とした。適用対象例としては、実証炉設計研究における中間熱交換器上部管板を、また破損モードとしては、クリープ疲労損傷のみを取り上げた。

試評価の結果、許容発生応力の増加率は、「過渡熱応力の合理化」、「非弾性解析の適用」、「設計と維持の裕度分担」の順に 1.2 倍、2 倍、2.8 倍程度と大きくなり、これらを組み合わせるとさらに大きな効果が期待できることがわかった。また、構造をそのままにして許容発生応力の増加を寿命の増加に振り向ければ、ほとんどの技術が 2 倍以上の寿命増加効果があることがわかった。

これらの試評価結果から、有望技術として取り上げたアイデアが実現すると、機器・配管の薄肉化による物量削減、熱交換器管板の製作合理化(複雑な削り出



し加工工程の削除)による工期短縮、起動時の運転方法に関する制約条件(昇温速度等)の緩和による運転効率向上等が期待できる。今後は、有望技術の研究開発により合理化効果の精度を向上させるとともに、設計ニーズのフィードバックにより有望技術の開発目標を具体化していく。

(iv) 有望技術適用のための新基準体系

有望技術を設計に適用するためには、技術を基準体系に取り込むことが必要であることから、望ましい基準体系に求められる条件について検討し、以下の条件を抽出した。

- ・設計の前提事項、製作、運転・維持の基準等、従来の高温構造設計基準にない項目を含むこと
- ・材料選択、設計、製作・検査、運転・維持の各段階で多様な方法の選択肢があること
- ・材料選択、設計、製作・検査、運転・維持の各段階間で裕度の交換が可能なこと
- ・全体裕度を定量化し、要求に応じて合理的に設定できること

こうした条件を満たす基準体系を「システム化規格」と呼ぶこととし、システム化規格策定の基本的考え方を定め、それに基づくシステム化規格体系のイメージを作成した。

(2) 免震技術開発

実用化戦略調査研究において、経済性向上の観点から枢要技術に挙げられている3次元免震技術について、3次元免震システムに対する要求条件に関する検討及び上下免震に関する検討を実施した。

以下にそれぞれの検討内容及び結果を示す。

(i) 3次元免震に対する要求条件の検討

ナトリウム冷却大型炉のプラント概念を対象に、上下動がクリティカルになると考えられる原子炉構造設計上の評価項目を取り上げ、各評価を満足するための免震システムへの要求条件を簡単な解析により検討した。

その結果、炉心構成要素の浮き上がりを厳しく制限するとすれば、免震システムの上下固有振動数を1 Hz程度とする必要があることがわかった。ループ型炉の場合、ある程度(40mm)の炉心浮き上がりを許容することにすれば、水平免震のみで成立する。

## (ii) 機器上下免震システムの検討

機器上下免震システムについて、上下免震の基本特性に関する検討を行い、上下免震に要求される適切な特性(免震振動数と減衰特性)を把握した。

また、コモンデッキ方式上下免震構造の概念検討を行った。

以下にそれぞれの検討内容及び結果について述べる。

## (a) 上下免震の基本特性に関する検討

上下免震に要求される適切な特性(免震振動数と減衰特性)の把握を目的として、入力地震動の設定(実地震及び人工地震の計9波)、積層ゴムで水平免震された原子炉建物をモデル化した地盤-免震層-原子炉建物系の地震応答解析(岩盤条件等をパラメータ)、上下免震構造の1自由度モデルによる地震応答解析(線形解析)を広範なパラメータの組合せで行い、相対変位、応答加速度、床応答加速度の傾向を把握した。解析結果の主要点は次のとおり。

- ・ 相対変位は免震振動数の低下とともに増大するが、免震振動数が低いほど相対変位に対する減衰効果は大きい。
- ・ 応答加速度は免震振動数の低下とともに低減する。全ての条件で加速度応答の低減を達成するためには、免震振動数を1 Hz 程度にまで下げる必要がある。
- ・ 床応答加速度は免震振動数の低下とともに低減する。

次に、上下免震特性として適切な特性を把握するために、線形解析の結果に基づき、免震構造最大応答加速度(絶対値)、免震構造の最大相対変位、床応答加速度の10Hz 近傍(免震支持される代表的機器の固有振動数の意味)での最大値に着目して検討した。上下免震特性としての適切さの判断には、下記の目安を用いた。

- ・ 規格化応答加速度：1.0 以下
- ・ 規格化床応答加速度：1/2 以下
- ・ 相対変位：100mm 以下

これらの目安を満足する免震振動数と減衰の組合せの範囲を解析結果に基づき整理したところ、硬質岩盤条件ほど上下免震の成立範囲が広いこと、長周期成分が卓越した地震波の場合には成立範囲が狭いこと等がわかった。軟弱地盤において記録された実地震を除く全ての地震波に対して全ての目安を満足する特性としては、以下が適切との結果となった。

- ・ 免震振動数：1.0～1.5Hz 程度
- ・ 減衰定数：15%以上

## (b) コモンデッキ方式上下免震構造の概念検討

格納容器にほぼ内接する一枚の円形スラブ構造(コモンデッキ)から原子炉容器

等の1次系機器を吊り下げ、コモンデッキを各機器の周囲を同心円状に取り巻く大型の皿ばねを用いた免震要素で上下方向に支持する方式をコモンデッキ方式上下免震構造と呼んでいる。

本検討では、この方式と、代替概念として各機器周りの大型皿ばねの代わりにコモンデッキ外周部に小型の皿ばねを多数配置する方式の2概念を対象とした。設計用の最大荷重と最大変位は、免震設計にとって厳しい側の条件を与えるよう軟弱地盤において記録された実地震を用いた応答解析結果に基づき、S2地震への換算及び安全率を考慮して設定した。

こうした条件の下で、所要の性能(剛性、ストローク)を満たす皿ばねの設計が可能であることを上記2概念に対して確認することができた。

### (3) 熱流動技術開発

各プラント設計概念に関して様々な熱流動現象の分析を行い、それらを相互比較することにより有望な高速増殖炉概念の選定に資する。また、各設計概念において、技術的成立性に深くかかわる熱流動現象を見極めて、効率的な設計と研究開発を進めることである。

以上の視点から、多様な冷却系システムの熱流動評価と安全系を極限化した実用炉の熱流動評価を実施した。具体的には各種冷却材の自然循環特性の比較評価を行う崩壊熱除去特性評価、ガス冷却材及び重金属冷却材の物性値、伝熱流動相関式及び構成方程式の調査、重要な熱流動現象の分類と特性評価、実用炉の熱流動解析を行った。

#### (i) 熱除去特性評価

崩壊熱除去特性に関する知見が相対的に少ない RVACS に関する過渡特性解析、および金属冷却炉を対象に手法の整備と予備的検討を行った。

金属燃料のナトリウム冷却中型タンク型炉をモデルに、除熱成功の判断基準を、1次冷却材バウンダリ温度 650℃、燃料被覆管の累積損傷和 0.5(共晶反応による減肉を考慮)として、RVACS の除熱特性を評価した。原子炉出力と原子炉容器体積の関係を既存炉の設計経験から大幅に変えずに原子炉出力と原子炉容器体積を増加させた場合、適度の工夫を施した RVACS は 150 万 kWt 程度まで適用できる可能性がある(「S-PRISM」の熱出力(100 万 kWt)は蒸気発生器の容量からも制限されている模様)。

RVACS の性能向上のためには、原子炉容器とガードベッセル間の熱移行の促

進(輻射率向上、パーティガスの自然対流効果の考慮)及び空気側熱伝達性能の向上が効果的である。

(ii) 物性値、伝熱流動相関式等の評価

重金属、炭酸ガス、ヘリウムガスを使用する各種炉概念における炉心燃料設計、プラント動特性解析、安全評価解析に必要なデータを整備する。

物性値については、密度、低圧比熱、粘性係数、エンタルピー、熱伝導率に関する温度及び圧力依存性を、相関式については、燃料ピンバンドル体系の圧力損失相関式及び熱伝達相関式をまとめ、解析コードに組み込み、簡易解析を通して適用性の吟味を行った。鉛については、燃料被覆管表面に酸化皮膜が形成されると熱伝達率が大きく減少する可能性があり、今後の課題である。乱流領域と層流領域の相関式を連続的に接続しており、定格運転状態から、スクラム時の過渡変化及び自然循環まで広い流量範囲の解析を可能としている。

(iii) 重要な熱流動現象の分類と特性評価

ナトリウム冷却炉、鉛及び鉛ビスマス冷却炉、炭酸ガス冷却炉、ヘリウムガス冷却炉において、気液界面現象(自由液面揺動、気泡巻き込み等)、熱・流動相互作用(温度成層化、自然循環)、流動・構造相互作用(流力振動)、熱・流動・構造相互作用(サーマルストライピング、熱過渡)等について、同一出力のプラントモデルを対象に物理的評価指標を検討し、各現象の特徴を把握した。

液面揺動振幅は、ナトリウムと比較して鉛・鉛ビスマスの場合、約数分の一に低減される傾向を示す。これは上部プレナム内流速が相対的に低いことによるものである。界面温度勾配は、鉛・鉛ビスマス、ナトリウム、ガスの順番で小さくなる傾向を示す。鉛・鉛ビスマスで条件が厳しくなるのは、主としてプレナム内流速が相対的に小さいことに因るものである。界面上昇速度は、鉛・鉛ビスマス、ナトリウム、ガスの順番で速くなる。

自然循環については、ガス炉の自然循環能力(加圧状態)はナトリウム炉よりは劣るものの、炭酸ガスではほぼ同等になることが推察される。設計上の課題は減圧事故時の除熱能力の確保である。鉛・鉛ビスマス炉の自然循環除熱性能は非常に良いことが予測される。これは、定格状態の圧力損失が小さいこと、高温部と低温部の密度差が大きいことによるものである。

流力振動について、鉛・鉛ビスマス炉では換算減衰  $C_n$  がナトリウム炉と比較して約1桁低下する傾向にある。このため、設計上は換算流速  $V_r$  を低下させて同期振動を回避する方策が適切と考えられる。ガス炉の場合には  $V_r$  がナトリウ

ム炉の約 10 倍以上であり、同期振動を  $V_r < 1$  で回避する設計を志向する場合には、相当剛な設計とすることが必要である。一方で換算減衰は約 30~100 倍に増加する傾向であることから、同期振動の回避は、 $V_r$  と  $C_n$  の適正化によって行うのが適切である。

温度ゆらぎについては、ナトリウム炉が最も低減が小さく、次いで鉛ビスマスとなる。ガス炉の場合の温度低減はさらに大きく、ナトリウム炉の約 10%以下である。ガス炉の場合には設計上の課題となる可能性は小さい。流体温度変化の時定数は、ガス炉が最も大きく、次いでナトリウム炉、鉛・鉛ビスマス炉の順で小さくなる。構造物温度変化の時定数は、ナトリウム炉が最も大きく、次いで鉛・鉛ビスマス炉、ガス炉の順に小さくなる。温度低下幅に関しても概ねこの傾向を示す。ただし、詳細には個々の構造物の熱容量に応じて評価することが必要である。

鉛・鉛ビスマスの飽和蒸気圧はナトリウムと比較して数桁以上小さい。このため、ミスト蒸着の主要因である液面からの蒸発速度は設計上ほとんど問題がない程度になる。キャピテーションの観点からも蒸気圧の差が設計上有意な影響を与えることはないと推定される。

#### (iv) 実用炉の熱流動解析

ナトリウム冷却炉、鉛冷却炉及びガス冷却炉において、グリッドスペーサ型燃料集合体について、集合体内温度分布特性及び圧力損失特性を評価するため解析手法の整備と予備的解析を行った。

ナトリウム冷却炉及び鉛冷却炉について、ダクトレス炉心の炉心内冷却材流量配分や温度分布特性を解析する多次元熱流動解析コードの整備を行った。再臨界回避のための内部ダクトつき燃料集合体の熱流力特性を評価する解析手法の整備を行った。

#### (4) 安全技術開発

実用化時代の FBR における安全設計方針の検討、及び安全性と経済性の調和を目指した安全系の極限化の検討を行う。

##### (i) 安全設計方針の検討

各種プラント概念の安全設計方針に関する検討、安全性の目標に関する検討、再臨界回避の考え方の整理及び再臨界回避方策の合理的代替案の検討を行う。

## (a) 各種プラント概念の安全設計方針

冷却材の違いに着目して代表的プラントの安全上の特徴を分析した。冷却材の熱的特性の差がシステムの特徴に現れており、この特徴が安全設計に反映されている。冷却材漏洩事故時を例にとると、液体金属炉では、ガードベッセルによる液位確保と小型モータにより炉心冷却が可能であり、ガス炉では、バウンダリ破損に伴う減圧を抑制するとともに小型ガス循環機により炉心冷却が可能であり、水炉では注水システムにより炉心冷却する。このように、各概念における安全上重要な設備とそれらの機能を把握し、受動安全特性の活用等による安全設備の合理化を検討する。

## (b) 安全性の目標

設計要求では、軽水炉と同等ないしはそれ以上の安全性を確保するため、既存・既検討の基準類を参考とした設計とし、受動的な炉停止能力、自然循環による崩壊熱除去能力を備えること等により炉心損傷の発生頻度が、 $10^{-6}$ /炉年未満となる見通しを示すこと挙げている。

IAEA の国際原子力安全諮問グループ(INSAG)が作成した原子力発電所のための基本安全原則を適用することにより、過酷炉心損傷の発生確率を  $10^{-6}$ /炉年を越えないようにできるが、安全性に対する社会の要求は高まる方向であると考えられるので、将来導入しようとしている FBR については設計から運転に至る一連の過程においてさらなる安全性の向上が求められる。そこで、設計において受動的な炉停止能力と自然循環による崩壊熱除去能力を備えることを要求し、INSAG よりも一桁小さい炉心損傷の発生頻度を達成するものである。

## (c) 再臨界回避

炉心損傷時に挿入される正の反応度によって有意な機械的エネルギーの放出に至ることなく事象が推移し、1次系バウンダリー内に影響を格納することが要求される。再臨界を回避し、機械的エネルギーの放出を回避することにより原子炉容器及び格納施設の設計を合理化できる。

再臨界回避の技術的な定義は

- ①炉心損傷初期に、正のボイド反応度効果に基づき即発臨界を超過しないこと。
- ②炉心損傷の拡大過程で、熔融燃料が大規模に集中して即発臨界を超過しないこと。かつ、炉心燃料平均温度が燃料液相温度(燃料最高温度で 4000K 程度)を超過しないこと。

である。この二つに次の要件、

- ③炉心損傷によって生成されたデブリの長期安定冷却が可能な炉心支持構造、冷却システムの具備

を満たすことにより炉心崩壊事故の炉内終息が確実に達成できる。

上記①及び②を満足する設計上の方策の例として、ナトリウム冷却酸化物燃料炉心では、燃料集合体間ギャップを除く炉心ボイド反応度の正值部分の合計を6 \$ 程度以下とし、燃料集合体内部に熔融燃料を排出するための内部ダクトを設けることが挙げられる。この内部ダクト付き集合体概念は、燃料熔融が生じた場合に、燃料熔融が隣接する集合体に伝播拡大する前に熔融燃料を排出することにより再臨界の原因となる大規模な熔融プールの形成可能性を回避する方策である。この方策を確実にするには個別の解析評価が必要である。

内部ダクト付き集合体概念以外では、集合体内に流出経路を設ける工夫、集合体内のピン形状やラッパー管形状の工夫、及び全炉心規模の工夫がある。

## (ii) 安全系の局限化の検討

炉停止機能、崩壊熱除去機能、格納機能に直接関連した設備の合理化を図ること、静的安全機能の導入による電源設備、補機冷却・空調設備等のいわゆる BOP 設備の物量削減による合理化、非安全系とすることによる QA 重要度分類の合理化等によるコスト削減方策を検討する。

### (a) 自然循環方式の崩壊熱除去系の採用によるコスト低減化の検討

自然循環方式を採用した場合の、ポンプモータ及び関連する電源設備等の BOP 設備の削減もしくは設備容量の低減化による建設コストの低減効果を検討する。

実証炉の設計(DRACS4 系統、非常用 DG、補機冷却系、空調設備等)をモデルに、コスト低減効果を試算した結果、約 2 % の低減効果が得られた。検討は自然循環が成立することを仮定したもので、炉心冷却以外にも非常用電源への要求があり、コスト低減効果が種々の概念にあてはまるか否か、今後とも継続して検討する。

### (b) リスク重要度に基づく QA 重要度分類等の適正化とコスト低減化の検討

PSA 研究の成果等を基に、リスク重要度が低く相対的にコストインパクトの大きい系統・機器を対象として、QA 重要度分類の見直し、決定論的考え方から設置されている多重システムの冗長度の見直しを行い、リスクへの影響及びコスト低減化の程度を検討する。

実証炉の設計をモデルとして、安全上の重要度を合理化できる系統・機器を抽出し、多重システムの冗長度の見直しによるコストダウンの効果を検討したところ、約 2 % 程度のプラント建設費低減効果が見込まれた。新しいプラント概念の設計研究の進捗に応じて PSA を実施し、リスクの観点を基にした合理的な設計方策を取入れていくことは、建設コストの低減の一つの方策となる。

## (c) 概念検討プラントに対する崩壊熱除去系の信頼度評価

候補プラントについて炉心損傷発生頻度が 10<sup>-6</sup>/炉年未満である見通しを示すため、概念検討の初期段階から PSA 手法を用いた評価を行う。

対象プラントは、5.4.2 項の、大型炉ループ型(2ループ)、大型炉タンク型(2次系機器合体・ループ数削減、2次系3ループ)及び大型炉タンク型(機器合体・集中配置、2次系4ループ)である。いずれのプラントにおいても、共通要因故障が排除されているという条件の下で、内的事象に起因する崩壊熱除去失敗に伴う炉心損傷の発生頻度は 10<sup>-6</sup>/炉年未満を達成できる見通しである。更なる信頼性向上策を検討するが、経済性との適切なバランスを目指して検討する必要がある。

## (5) プラント技術評価

将来の軽水炉に発電コストで比肩できる経済性を達成するためには炉の建設コスト、燃料サイクルコストとともに、運転保守コストの低減を図る必要がある。

平成 11 年度は、基本的に「もんじゅ」、軽水炉の実績、実証炉の設計等をベースにナトリウム冷却炉の運転保守コスト低減に向けて可能な方策を抽出したものであり、平成 12 年度にこれらの方策を実用化プラントの候補概念に適用し、運転保守コスト低減のために必要な技術開発課題、開発計画を提示すると共に運転維持費の評価を行う。また、ナトリウム冷却炉の検討結果をベースとして、重金属冷却炉及びガス炉について差異を評価する予定である。平成 11 年度の主な成果と今後の予定をまとめると以下の通りである。

## (i) 運転コスト低減に関する検討。

## (a) 所内比率低減方策

ナトリウム冷却炉は、2次系があること、予熱が必要なこと、換気空調系負荷が大きいこと等から所内比率は軽水炉よりも大きい。熱効率が高いので同一熱出力では FBR の方が送電端電気出力が大きい。したがって、所内比率が大きいことのみで直ちに軽水炉より経済性が劣ることにはならないが、所内比率を低減することは経済性向上に有効である。

「もんじゅ」、実証炉及び軽水炉の所内負荷は、それぞれ、10.9%、5.9%(実証炉で2次主循環ポンプが機械式の場合 5.6%)及び 4.2%である。実証炉について検討すると、熱輸送系、タービン発電機設備及び補機冷却系は軽水炉並の電源設備負荷であり、低減の余地は少ない。換気空調設備、予熱保温設備、炉外燃料貯蔵設備について低減の余地がある。今後、もんじゅの設計と実績との差異をベースとした設計余裕の合理化が有効であると考えられる。



(b) ユーティリティの調査

運転コストに関わる主なユーティリティとして、アルゴンガス、窒素ガス、軽油がある。「もんじゅ」の使用実績を基に運転中のユーティリティ使用量を推定した。

(ii) 保守コスト低減に関する検討

(a) 定検期間短縮

「もんじゅ」及び実証炉の目標標準定検工程を調査し、定検期間の短縮方策を検討した。

実証炉の定検工程は45日である。この内容をFBR固有の作業項目と軽水炉と同等な作業項目に分け、それぞれ、「もんじゅ」の設備点検実績をベースに設計の違いを考慮した検討、最新の軽水炉の実績との比較検討を行い、概ね妥当なことを確認した。ただし、これを実現するためには、今後「もんじゅ」で定検を積み重ねながら合理化を進めていく必要がある。

これらの検討を通して、定検工程の支配因子(作業項目)を特定し、定検短縮の観点から設計に反映すべき事項を以下の通り抽出した。

- ・ 1次系、2次系とも、ナトリウムをドレンすることなく機器、計装等の点検、交換、検査ができること。
- ・ 原子炉建屋は矩形とする等、建屋クレーンの増設が可能な設計とすること。
- ・ 原子炉停止20日後に燃料交換作業が可能な設計とすること。
- ・ 1次系容器のデッキ上面への立入りが必要な場合は、放射線の減衰待ちのため工程が遅延することのない設計とすること。
- ・ 小口径のナトリウム配管をなくし、ヒータ等の点検時の凍結防止のためのナトリウムドレンを不要とすること、またはヒータ点検の自動化を図ること。
- ・ 格納容器ハッチの仮置き場所、主要機器の仮置き、点検スペースを確保すること。
- ・ 蒸気発生器のラプチャーディスクは、ナトリウムドレンすることなく交換可能な設計とすること。
- ・ 補助ナトリウム系は、必要最小限に簡素化し、点検対象を削減すること。
- ・ 予熱設備について、主冷却系設備等のように初期のナトリウム充填時のみ予熱の必要のある設備の予熱はガス予熱として簡素化を図ること。
- ・ 炉心崩壊熱が定検中も多重性をもって除去でき、かつ多重性を担保するために非常用ディーゼル発電機等の点検着手が遅れることのない設計とすること。
- ・ 燃料交換体数ができるだけ少なくなるよう設計すること。
- ・ 炉内中継方式の設計はできるだけ避けること。

表 5.4.3 プラント共通技術のまとめ

項目	実施概要	成果
(1) 機器構造技術開発	<p>① クリープ疲労損傷評価及びラッチェット評価における非弾性解析の適用、クリープ疲労損傷評価法における合理化(疲労損傷評価におけるひずみ速度効果の合理的評価)、非弾性ひずみ制限値の見直し等</p> <p>② 発生応力を引き下げる構造設計技術(ノズル、エルボにおける応力を低くするための配管引回しの最適化検討)</p>	<p>① 原子炉容器については溶接部に対する部分非弾性解析等の適用により成立する見通しを得られている。1次配管については、詳細非弾性解析の適用と高クロム系鋼の使用によりラッチェットひずみが発生しなくなる等の評価の合理化効果が確認されている。</p> <p>② 超90度エルボを用いた配管引回しが発生応力を低減し、設計パラメータの選択範囲を広げる効果があること、また、エルボ端部とエルボ中央部の応力の平均値をエルボの応力値として採用する修正方法により、配管系の構造成立範囲が拡大することが分かった。</p>
(ii) 低コスト化と長寿命化に係る検討	<p>建設コストの低減だけでなく、維持コストの低減につなげる観点から、材料、設計、製作・検査、運転・維持の広範囲にわたる構健全性に係る有望技術の抽出検討を行い、それぞれの有望技術についての効果と課題を概略把握した。</p>	<p>材料については、高クロム系鋼の採用により許容応力を拡大すること等、設計については、破損モードの再設定、欠陥寸法等に基づく定量的な破損の定義等により大幅な合理化効果が期待されること等が有望と考えられる。</p>
(iii) 有望技術の採用による効果の試評価	<p>実証炉設計研究における中間熱交換器上部管板のクリープ疲労損傷を取り上げ、「想定事象に基づく過渡熱応力評価の合理化(設計の前提事項)」、「非弾性解析の適用(設計)」、「設計と維持の裕度分担(設計及び維持の連携)」、及びそれらの組合せを対象に、試評価を行った。</p>	<p>許容発生応力の増加率は、「過渡熱応力の合理化」、「非弾性解析の適用」、「設計と維持の裕度分担」の順に1.2倍、2倍、2.8倍程度と大きくなり、これらを組み合わせてさらに大きな効果が期待できることがわかった。また、構造をそのままにして許容発生応力の増加を寿命の増加に振り向ければ、ほとんどの技術が2倍以上の寿命増加効果があることがわかった。</p>
(iv) 有望技術適用のための新基準体系	<p>望ましい基準体系に求められる条件について検討した。</p>	<p>従来の高温構造設計基準にない項目を含むこと、各段階で多様な方法の選択肢があること、各段階間で裕度の交換が可能なこと、全体裕度を定量化し、要求に応じて合理的に設定できることという条件を抽出した。</p>

<p>(2) 免震技術開発</p>	<p>(i) 3次元免震に対する要求条件の検討</p>	<p>ナトリウム冷却大型炉のプラント概念を対象に、上下動がクリティカルになると考えられる原子炉構造設計上の評価項目を取り上げ、各評価を満足するための免震システムへの要求条件を簡単な解析により検討した。</p>	<p>炉心構成要素の浮き上がりを厳しく制限するとすれば、免震システムの上下固有振動数を1Hz程度とする必要があることがわかった。ルーブ型炉の場合、ある程度(40mm)の炉心浮き上がりを許容することによれば、水平免震のみで成立する。</p>
<p>(ii) 機器上下免震システムの検討</p>	<p>(i) 崩壊熱除去特性評価</p>	<p>① 機器上下免震システムについて、上下免震の基本特性に関する検討を行い、上下免震に要求される適切な特性(免震振動数と減衰特性)を把握した。 ② コモンデッキ方式上下免震構造の概念検討を行った。</p>	<p>① 相対変位、応答加速度、床応答加速度の傾向を把握した。また、硬質岩盤条件ほど上下免震の成立範囲が広いこと、長周期成分が卓越した地震波の場合には成立範囲が狭いこと、等がわかった。 ② 所要の性能(剛性、ストローク)を満たす血ばねの設計が可能であることを確認することができた。</p>
<p>(iii) 重要な熱流動現象の分類と特性評価</p>	<p>(ii) 物性値、伝熱流動相関式等の評価</p>	<p>崩壊熱除去特性に関する知見が相対的に少ないRVACSに関する過渡特性解析、及び重金属冷却炉を対象に手法の整備と予備的検討を行った。</p>	<p>適度の工夫を施したRVACSは1,500MWt程度まで適用できる可能性がある。RVACSの性能向上のためには、原子炉容器とガードベッセル間の熱移行の促進(輻射率向上、パージガスの自然対流効果の考慮)及び空気側熱伝達性能の向上が効果的である。</p>
<p>(iii) 重要な熱流動現象の分類と特性評価</p>	<p>(ii) 物性値、伝熱流動相関式等の評価</p>	<p>炭酸ガス、ヘリウムガス、重金属を使用する各種炉概念における炉心燃料設計、プラント動特性解析、安全評価解析に必要なデータを整備した。</p>	<p>物性値については、密度、低圧比熱、粘性係数、エンタルピ、熱伝導率に関する温度及び圧力依存性について、相関式については、燃料ピンバンドル体系の圧力損失相関式及び熱伝達相関式をまとめ、解析コードに組んだ。</p>
<p>(iii) 重要な熱流動現象の分類と特性評価</p>	<p>(ii) 物性値、伝熱流動相関式等の評価</p>	<p>ナトリウム冷却炉、鉛及び鉛ビスマス冷却炉、炭酸ガス冷却炉、ヘリウムガス冷却炉において、気液界面現象(自由液面揺動、気泡巻込み等)、熱・流動相互作用(温度成層化、自然循環)、流動・構造相互作用(流体力学振動)、熱・流動・構造相互作用(サーマルストライピング、熱過渡)等について分類し、特性を評価した。</p>	<p>同一出力のプラントモデルを対象に、液面揺動振幅、界面温度勾配、自然循環、流路振動、温度ゆらぎ等について物理的評価指標を検討し、各現象の特徴を把握した。</p>

<p>(4)安全技術開発</p>	<p>(i)安全設計方針の検討</p>	<p>各種プラント概念の安全設計方針、安全性の目標、再臨界回避の考え方及び再臨界回避方策の合理的代替案を検討した。</p>	<p>再臨界回避の技術的な内容を明確にし、設計上の方策の例として、ナトリウム冷却酸化物燃料炉心では、燃料集合体間ギャップを除く炉心ボイド反応度の正值部分の合計を6\$程度以下とし、燃料集合体内部に溶融燃料を排出するための内部ダクトを設けることが挙げられる。この内部ダクト付き集合体概念は、燃料溶融が生じた場合に、燃料溶融が隣接する集合体に伝播拡大する前に溶融燃料を排出することにより再臨界の原因となる大規模な溶融プールの形成可能性を回避する方策である。</p>
<p>(5)プラント技術評価</p>	<p>(ii)安全系の局限化の検討</p>	<p>炉停止機能、崩壊熱除去機能、格納機能に直接関連した設備の合理化を図ること、静的安全機能の導入による電源設備、補機冷却・空調設備等のいわゆるBOP設備の物量削減による合理化、非安全系とすることに よる QA 重要度分類の合理化等によるコスト削減方策を検討した。</p>	<p>実証炉フェーズ2設計に対して、自然循環方式の崩壊熱除去系を仮定した場合の BOP 設備合理化案を検討し、経済性向上効果の程度を概略試算した結果、約2.2%の建設費低減効果が得られた。リスク重要度に基づき QA 重要度分類等の適正化とコスト低減化、及び概念検討プラントに対する崩壊熱除去系の信頼度評価について予備的に検討した。</p>
<p>(5)プラント技術評価</p>	<p>(i)運転コスト低減に関する検討</p>	<p>もんじゅ及び実証炉の所内比率低減方策を検討し、もんじゅのユーザーレイアウトの調査を行った。</p>	<p>もんじゅ、実証炉及び軽水炉の所内負荷は、それぞれ、10.9%、5.9%(実証炉で2次主循環ポンプが機械式の場合5.6%)及び4.2%である。実証炉については換気空調設備、予熱保温設備、炉外燃料貯蔵設備について低減の余地がある。今後、もんじゅの設計と実績との差異をベースとした設計余裕の合理化が有効であると考えられる。</p>
<p>(ii)保守コスト低減に関する検討</p>	<p>もんじゅ及び実証炉の目標標準定検工程を調査し、定検期間の短縮方策を検討した。</p>	<p>実証炉の定検工程は45日である。この内容をFBR固有の作業項目と軽水炉と同等な作業項目に分け、それぞれ、もんじゅの設備点検実績をベースに設計の違いを考慮した検討、最新の軽水炉の実績との比較検討を行い、概ね妥当なことを確認した。ただし、これを実現するためには、今後「もんじゅ」で定検を積み重ねながら合理化を進めていく必要がある。これらの検討を通して、定検工程の支配因子(作業項目)を特定し、定検短縮の観点から設計に反映すべき事項を抽出した。</p>	

## 5. FBR システムの中間評価と課題

炉心燃料及びプラントシステムについて、フェーズ I の中間評価と現時点における開発課題をまとめる。フェーズ I 終了時には再度見直されるものである。

### 5.1 炉心燃料の中間評価(まとめ)

各燃料形態と冷却材の組み合わせに関する中間評価は、表 5.5.1 に示す。

#### (1) 酸化物燃料

酸化物燃料は、これまでの使用実績と燃料の照射挙動、安全性試験データが豊富であるとともに、ナトリウム冷却では、本研究で設定した開発目標に適合し得る炉心性能を達成できる見通しを概ね得ることができた。

経済性と資源の有効利用については、開発目標を満たす性能の上限を把握したが、次年度には、環境負荷を低減させるより効果的な方策、資源の有効利用と両立する条件、核拡散抵抗性を考慮した炉心設計と炉心性能の関係などについて検討を進めていく予定である。

これまでの検討によって、安全要求としている再臨界回避方策(ボイド反応度制限と熔融燃料の排出方策)が炉心性能へ与える影響が大きいことがわかったので、次年度には、炉心性能を向上できる燃料排出方策及びボイド反応度の制限を緩和する方策について検討を進め、酸化物燃料の炉心性能の限界を総合的に見極めていく考えである。また、経済性目標を達成していくためには、高燃焼度を達成できる被覆管材料の開発が不可欠である。この開発には長期間を要することから、フェーズ II から着実な研究開発を進めていくことができるように、ODS 鋼及びバックアップ材としての PE16 鋼の開発方針について検討を進める。

重金属、ガスの冷却材との適合性は、再臨界回避という安全要求を満たす方策を考慮した炉心性能評価まで実施できていない段階ではあるが、循環ポンプの腐食制限に基づく炉心圧損の低減や減圧事故時の冷却性確保等の制約条件により、ナトリウム冷却よりも同等もしくはやや劣る炉心性能しか達成できない見通しである。次年度も検討を深めていくが、安全要求についても具体化してその影響を考慮した場合には、これらの冷却材で期待できる炉心性能はさらに低下していくことが予想される。

水冷却については、増殖性を確保するために、ナトリウム冷却のプルトニウム富化度の範囲(20~28%、核分裂性プルトニウム富化度換算で 12%~17%程度)と同等あるいは高めの燃料を採用していることと、重水冷却(PWR 型)及び超臨界圧軽水冷却では、炉心有効長を 2m~2.8m とナトリウム冷却の炉心有効長 0.8m

～1.2m 程度の2倍と長くなっていることから、大規模な炉心損傷を仮定した場合には、熔融燃料が下方に落下・堆積する単純な運動でも再臨界に至る可能性は高いと考えられる。軽水沸騰冷却の場合には、炉心有効長を40cm程度と短尺にしているので、上述の条件では再臨界に至る可能性は低いと考えられるが、大規模に熔融拡大した場合の熔融プールの運動が問題となる可能性がある。

次年度には、水冷却高速炉での炉心損傷への起因事象の選定と、熔融プールの形成過程及び運動可能性について検討を行い再臨界に至る可能性を評価する。この結果を踏まえて、再臨界回避が必要となる場合には、有効な方策について検討し、これによる炉心性能への影響度を明らかにしていく予定である。

## (2) 金属燃料

金属及び窒化物燃料は、ともにその高い重金属密度により、酸化物燃料よりも優れた炉心性能を達成することができる。ナトリウム冷却の場合、金属燃料では、燃料要素と被覆管の共晶問題により、定常運転時の被覆管最高温度を650℃程度に抑制する必要があり、炉心出口温度は510～530℃程度に制限される。しかし、被覆管内面をジルコニウムライナーで覆うことで、共晶問題を解決し、出口温度550℃以上を達成できる可能性がある。金属燃料の性能を引き出せる冷却材は、ナトリウムであり、再臨界回避方策の具体化による炉心性能への影響についても把握するとともに、酸化物燃料と比べて増殖比で約0.15の増加、倍增時間で5～10年程度短縮できる能力があることがわかった。今後は、環境負荷低減の性能について金属燃料の特長を生かした方策を検討し、金属燃料の性能の上限を把握していく考えである。また、再臨界回避方策の妥当性については、CDA事象推移解析を進め、方策の有効性と試験による確認方策等について検討を進めていく予定である。

重金属(鉛ビスマス)と金属燃料を組み合わせるには、被覆管表面と冷却材温度差が約50℃前後と、ナトリウム冷却の5倍以上拡大するために、現状の共晶による温度制限がある燃料ピンでは、炉心出口温度を470～480℃程度まで下げる必要がある。また、ジルコニウムライナーの開発方策及びナトリウムボンド材採用の場合の問題点の解決方策について検討を進める必要がある。なお、米国のATW計画では金属燃料と重金属冷却の組み合わせを検討しており、ジルコニウム分散粒子燃料(ボンド材なし)等の新概念が提案されていることから、その検討状況についても調査を行う考えである。

ガス炉と金属燃料との組合せは、被覆管温度の制限、被覆管破損時に流出したナトリウムが冷却材(炭酸ガス)と化学反応を起こす等の課題があり適合性は良くないが、冷却材の炉心出口温度を下げれば利用可能な範囲が見出せるかもしれない。

い。

### (3) 窒化物燃料

窒化物燃料には、ナトリウムボンドとヘリウムボンドの2つがあるが、ナトリウム冷却と組み合わせる場合には、ナトリウムボンドとすることで、炉心損傷に至るまでの安全裕度を他の燃料形態と比べて格段に高くできる。炉心性能は、金属燃料と同等であり、炉心出口温度も窒化物燃料と同様に向上させていくことが可能である。しかし、炉心溶融を仮定した場合には、高温燃料と冷却材ナトリウムとの激しい熱的相互作用(FCI)及び窒素解離による昇圧可能性が懸念され、破損後燃料挙動などに関する知見が乏しいために、この炉心性能を引き出せる再臨界回避方策について具体化できる状況にないことがわかった。窒化物燃料の適用見通しを得るためには、CDA 事象推移の検討を進め、再臨界回避のための方策について具体化し、これにより達成し得る炉心性能を評価するとともに、再臨界回避方策の妥当性の検討及び熱解離現象の解明を行う必要がある。

窒化物燃料と重金属との組み合わせは、ロシア及び原研で検討している ADS 等で検討されていることから、これら機関との情報交換を通じて適合性評価を進めていく考えである。

窒化物燃料と最も適合する冷却材はガスと考えられる。これは、窒化物燃料の優れた熱伝導性と高い重金属密度と高温に耐える特性より、ガスによる炉心冷却が容易になるとともに、ボイド反応度制限がないことから炉心有効長を長く取れ、さらに、仮想的な CDA 時でも激しい FCI の発生がなく、また、熱解離窒素が大きな問題とならないためである。ただし、下方に移動した溶融燃料はコアキャッチャーにより長期安定冷却できるシステムが必要であるので、次年度にはこの点の検討を実施するとともに、ピン型及び被覆粒子型の双方で、窒化物燃料の有効性について検討していく考えである。なお、被覆粒子燃料については、高燃焼度化に限界があることが明らかになってきたので、その対策についても併せて検討していく。

## 5.2 プラントシステムの間接評価(まとめ)

1999 年度は、冷却材としてナトリウム、重金属(鉛、鉛ビスマス)、ガス(炭酸ガス、ヘリウムガス)、水(軽水、重水、超臨界圧軽水)、溶融塩を取り上げ、出力として大型、中型、小型と幅広く検討した。検討の中心は、基幹電源としての炉システムであり、経済性目標を達成するために、大型炉と中小型モジュール炉を対象とし、小型炉については別途検討した。5.4 節で検討したプラント概念について、1999 年度末における有望な概念の抽出結果を表 5.5.2 に示す。

## (1) ナトリウム冷却炉

## (i) 大型炉

大型炉については、コストダウンをねらいとして、実証炉の開発経験を生かしたループ型1概念(1次系機器合体・ループ数削減(2ループ化)概念)と、欧州の設計経験を生かしたタンク型3概念(2次系機器合体・ループ数削減(3ループ化)概念、機器合体・集中配置概念及び機器及び系統コンパクト化概念)を対象に検討するとともに、2次系簡素化(削除型)概念についても蒸気発生器を主に検討した。各候補概念について、安全性、経済性、運転・保守補修性等について検討し、技術的成立性、物量を概略評価するとともに開発課題を抽出した。

スケールアップ効果を織り込んだ大型炉のコストダウン方策は、原子炉設備全般にわたる系統・機器の物量削減を図ることであり、ループ数の削減(ループとしてのスケールメリットの追求)、機器合体、12Cr鋼の採用による機器・配管のコンパクト化等の効果が大きい。

ループ数の削減については、ループ型では2ループ、タンク型では3ループのプラント概念が成立する見通しがある。この場合ループ型炉においては、1次系ポンプの軸固着事故時の炉心バイパス流れを抑えることが課題であり、炉心圧損の低減、炉容器入口配管に逆流抵抗を付ける等の対策を取っている。タンク型炉においては、炉心圧損の低減とともに大型化する中間熱交換器及びポンプを、原子炉容器を大型化することなく収容できることが課題であり、直径約15mの容器で3ループ化が図られている。

タンク型コンパクト化概念を除き、いずれも12Cr鋼を採用し、機器合体方策を採用している。これらはそれぞれ、中間熱交換器と1次系ポンプ(機械式ポンプ又は電磁ポンプ)の合体、蒸気発生器と2次系ポンプ(電磁ポンプ)の合体、中間熱交換器と1次系補助冷却熱交換器の合体等である。熱交換器とポンプの合体においては、一般的には電磁ポンプの採用が静的機器の組合せとなり好ましいと考えられるが、大容量電磁ポンプの開発リスク(機械式ポンプと同等の効率もしくは経済性の達成見通し)を考慮して、プラントシステム設計上機械式ポンプと、電磁ポンプを並行して検討を進めることとする。

物量評価の結果、ループ型概念及びタンク型概念のいずれもが、建設コスト目標(20万円/kWe)を達成できる可能性があるとの見通しが得られつつあるが(図5.4.14参照)、見通しを確実なものとするには、経済性の更なる向上に向けた検討が必要となる。以上の検討結果をもとに、今後はループ型1概念とタンク型1概念に対して、さらなる経済性向上を検討することとする。その場合、特にタンク型概念はループ型概念に比して物量が多いことから、さらに物量を削減可能な概念を積極的に取り入れたシステム構築を図ることとする。また、アイデア公募の



タンク型コンパクト化は継続検討とし、2000年度で概念を抽出する際に、その成果を上記検討に反映していくこととする。

2次系簡素化概念は、蒸気発生器が概念検討の中心であり、ナトリウム・水反応そのものを排除する概念と、伝熱管破損時のナトリウム・水反応は避けられないとしてナトリウム・水反応の影響を限定する概念が考えられる。ナトリウム・水反応を排除する概念は、基本的に中間媒体を利用して1次系ナトリウムの熱を水・蒸気系へ伝達するものである。中間媒体の利用の仕方、蒸気発生器容器中に収容した鉛ビスマス媒体中にナトリウム伝熱管と水・蒸気伝熱管を配置する鉛ビスマス-プール型、蒸気発生器の胴側を流れるナトリウム中に鉛ビスマス管で保護された水・蒸気管を配置する鉛ビスマス-チューブ型、銅又は黒鉛/セラミックスのような固体媒体中にナトリウム管と水・蒸気管を配置した固体媒体型等がある。これらの各概念について、安全性、経済性等を比較検討して有望な概念を抽出し、抽出された概念をループ型及びタンク型のシステムに応用し、プラント概念として検討する。

ナトリウム・水反応の影響を限定する概念として、1次系を高圧化する概念等があるが、この概念は実用化時代の安全性を達成する上で次善の案と考え、当面はナトリウム・水反応を排除する概念を中心に検討を進めることとする。なお、鉛ビスマス媒体に関する技術的課題については、鉛ビスマス冷却材と共通して研究開発を進めることが可能である。

## (ii) 中小型モジュール炉

中小型モジュール炉については、中小型炉でのスケールメリットの追求、ループ数の削減、崩壊熱除去系の簡素化、モジュール効果等を活用したタンク型 S-PRISM 概念と、反射体制御を利用し、ループ数の削減、崩壊熱除去系の簡素化、モジュール効果等を活用したタンク型概念を対象に、安全性、経済性、運転・保守・補修性等を中心に、技術的成立性を検討するとともに、開発課題を抽出した。

S-PRISM 概念は、中小型炉でのスケールメリットの追求、ループ数の削減、崩壊熱除去系の簡素化、モジュール効果等を活用して建設費目標を達成できる可能性があると考えられる。反射体制御を特徴とする概念は、モジュール1基あたりの出力に上限(50万kW t程度)があり、スケールメリットを追求する余地が少ない。大型炉単基と同一出力を得るのに、S-PRISM 概念では4モジュール、反射体制御概念では8モジュール構成となる。両者を比較すると中規模出力のモジュールでスケールアップ効果を追求した S-PRISM 概念の方が経済性向上のポテンシャルがあると考えられる。

今後は S-PRISM の経済性の比較評価を進めるとともに、さらなる経済性向上を目指して中小型モジュール炉概念の構築を図るものとする。

## (2) 重金属冷却炉

スケールメリットを追求した大型炉 2 概念(タンク型のコンクリート埋め込みライナー式(ポンド型)炉容器を特徴とする概念とループ型の鋼製炉容器を特徴とする概念)及び中小型モジュール炉 2 概念(球形タンク型炉容器概念と SVBR 概念(タンク型))について検討した。

大型炉については、タンク型炉は、伝熱管腐食防止に係る流速制限からコンパクトな熱交換器の設計が難しくタンクに収納するため機器数を増やす必要があり物量が増大する。大型鋼製タンク型については、原子炉容器及び炉容器内機器の物量が増大するとともに、冷却材と適合するフェライト系鋼で大型容器を製作するのは難しいと考えられる。また、ポンド型炉は免震設計との適合性がなく耐震設計を行うため機器の板厚が増し物量が増大すること等の問題がある。一方、ループ型炉は、これらの問題を避けるものであるが、比重の大きな冷却材を流す配管をコンパクトに構成するため、原子炉容器と蒸気発生器間をスライドジョイントで結合し、2重管として外側を低温冷却材が戻る構造としている。これらの構造は鉛冷却材特有の構造材防食技術及び保守・補修技術との適合性が悪く、技術的成立性が見通せない。

従って、中型モジュール型炉概念(鋼製容器)で、大型炉における上記技術的成立性上の課題解決を図るとともに、中型炉の利点を活かした概念構築を進めていく。

重金属冷却材として鉛と鉛ビスマスが候補となるが、炉心特性は、鉛と鉛ビスマスで有意な差はみられないこと、鉛ビスマスは、融点がナトリウム並みで鉛よりも低いこと(124℃)、腐食対策(溶存酸素コントロール)が鉛よりも容易(制御の余裕が大きい)と見られること等から、鉛よりも有利と考えられる。ビスマス資源量については、ビスマスのニーズがあれば比較的低価格で供給される見通しがある。また、鉛ビスマスは鉛に比べてポロニウム-210( $^{210}\text{Po}$ )の生成が多い(約 1,000 倍)が、鉛と鉛ビスマスの融点に基づくプラント停止時の運転温度差を考慮すれば $^{210}\text{Po}$ のカバーガスへの移行量は鉛の約 10 倍程度にとどまるとみられ、 $^{210}\text{Po}$ の生成が鉛冷却材選択の主たる要因にはならない見込みである。

以上の結果を踏まえて、重金属冷却炉として、技術的成立性が見通しがあり開発要素の実現性が高いプラント概念として、鉛ビスマス冷却中型モジュール炉を対象に建設費目標の達成に向けた検討を進める。

### (3) ガス冷却炉

「AGR」の経験と、ナトリウム冷却用 FBR の炉心燃料材料(PE16)の開発経験を活用した炭酸ガス冷却炉概念と、「GBR-4」または高温ガス炉の知見を活用したヘリウムガス冷却炉概念について、炉心性能を上げるための稠密炉心の安全上の課題の抽出を中心に、技術的成立性を検討するとともに開発課題を抽出した。

炭酸ガス冷却炉については、1次冷却系の主要機器が炉心構造、蒸気発生器、ガス循環機、制御機器等であり、これらが PCRV 内に設置される単純な系統構成とでき、「AGR(66万 kWe)」と同規模の PCRV を使用して 140万 kWe のシステムを組む概念である。高速増殖炉プラントとしての成立性のポイントは、大型機器の開発(スケールメリットの追求)、減圧事故時の崩壊熱除去の信頼性、炉心性能とバランスのとれた再臨界回避方策、格納系の成立性等であり、これらに関連する設備の建設費へのインパクトを小さく抑えることである。例えば、減圧事故対策として、1次系バウンダリ破損時の減圧速度緩和機構が設けられている。この機構の信頼性を含めた評価が重要である。特に、熔融燃料の長期安定冷却を可能とする設備(コアキャッチャー等)の成立性は、ガス冷却方式であることに起因してクリティカルな問題である。このため、炉心冷却性及び炉心安全性を中心として、2000年度も継続して、成立性評価と建設費目標達成に向けた検討を進める。

ヘリウムガス炉は、燃料形態がピン型と被覆粒子型とが考えられる。

ピン型燃料ヘリウムガス炉については、「GBR-4」の設計で採用されたベント型燃料は、1次冷却系が汚染することを許容する概念であり、実用化時代の FBR に適さないと考え、密封型燃料ピンを対象に検討した。プラントシステムは、炭酸ガス冷却炉システム概念での冷却材圧力約 4MPa を 12MPa に増大したものとなる。そのため、格納系の設計を含めた減圧事故時の対策等の経済性へのインパクトを与える事項を中心に、2000年度も継続して検討する。

被覆粒子燃料ヘリウムガス炉については、直接サイクル型の高温ガス炉概念を対象とし、減圧事故時スクラム失敗のような過酷事象時においても、被覆粒子燃料の高温耐性を活かしてドブラー反応度による炉心出力静定と DRACS による除熱に期待して再臨界回避方策を必要としない概念を追求中である。被覆粒子燃料ヘリウムガス炉は、このように安全性に魅力があるものの、被覆粒子燃料の高速中性子環境条件での成立性に課題があること等から、2000年度も炉心・燃料を中心に継続して検討する。

### (4) 水冷却炉

軽水冷却炉(高転換比 BWR 型)、重水冷却炉(高転換比 PWR 型)及び超臨界圧軽水冷却炉(SCFBR)の3概念について、増殖比が 1.00 を超える炉心概念があると

考えられる。しかし、いずれも高増殖のニーズに答えられる炉心概念は生み出されていない。

増殖性を得るために、いずれの概念も稠密三角格子配列の燃料集合体を使用し、核分裂性プルトニウム富化度を十数%としているため、各種事故時の炉心冷却性を確認するとともに、炉心溶融時の燃料挙動について検討する必要がある。いずれの概念も、ボイド反応度係数を負に保つための設計上の工夫がなされているが、これらの設計上の工夫は既存の軽水炉システムと干渉することも多いので、建設費評価の際に注意が必要である。

#### (5) 溶融塩炉

溶融塩高速増殖炉については過去において設計経験はほとんどないので、塩化物溶融塩タンク型モジュール炉概念例をもとに、技術的課題、経済性向上の可能性について検討した。塩の組成を適切に選べば、500～650℃の運転温度で増殖炉が成立する可能性がある。プルトニウム及びウランの三塩化物で、増殖比は1.00を超える可能性があるが、出力に比し燃料インベントリが大きく増殖性能は劣る。

系統の全燃料インベントリを小さくすることが重要であるが、炉心部では出力密度を下げ燃料滞在時間を確保しなければならない。したがって、炉心部外で大きな体積を占める中間熱交換器をコンパクトに設計することが重要であり、鉛冷却炉の研究開発に期待して2次冷却材として鉛を選定している。この努力にもかかわらず原子炉モジュールの物量が大型ナトリウム炉と同程度になり、物量的に不利な結果となっている。また、現状では、塩化物溶融塩と共存性のある材料が得られてなく、材料がクリティカルな課題である。さらに溶融塩高速増殖炉用の材料については高速中性子照射という一段と厳しい環境にさらされることもあり、長期の基礎的な研究が必要となろう。

経済性向上の可能性は、原子炉と再処理が一体となったプラント概念にあり、燃料成型、交換、輸送が不要のため燃料費を低減できる点、高温システムのため高い熱効率が期待できる点にあるが、システムが高温、高放射線下の化学プラントでもあり、技術的課題も多いので、2000年度も継続調査し、研究開発課題等について検討する。

#### (6) 小型炉

小型炉に関するニーズから開発目標として、安全系の作動原理を受動的なものにし簡素で信頼性の高いシステム、内部転換比を高め長期運転サイクル、分散電源と競合できる経済性、低除染燃料の利用可能性、燃料の完全パッケージ化また

は原子炉と燃料の一体化による高度な核拡散抵抗性という特性等の要求条件を設定した。

これらの目標の下に、ナトリウム冷却炉(4S 概念)、鉛ビスマス炉(4S 概念)、及びヘリウム冷却炉(被覆粒子ペブルベット型高温ガス炉概念)の3概念について検討中である。ガス炉については、ピン型燃料の場合、コアキャッチャー冷却系が追加され複雑化すること、また、被覆粒子燃料の場合はその成立性に課題があることから、大型炉での検討結果を待つこととし、2000年度は、ナトリウム炉及び鉛-ビスマス炉を中心に検討を進める。

### 5.3 開発課題

炉心燃料及びプラントシステムの検討を通して得られた、技術的成立性及び経済性向上の鍵となる開発課題をまとめた。

#### (1) 炉心燃料

酸化燃料については、研究開発が最も豊富であり、高燃焼度化を目指した燃料被覆管の開発と燃料サイクルと連携した燃料費の低減が課題である。

- 燃料被覆管は ODS フェライト鋼を候補材としてその実用化をめざす。
- ODS 鋼のバックアップ材として PE16 の照射後試験に関する調査を行う。
- ラップ管は PNC-FMS 鋼を候補材として実用化をめざす。
- これまで開発してきたペレット燃料に加え、振動充填燃料についても照射による確証を計画し、経済性向上をめざす燃料製造側との整合が図れるようにする。

金属燃料及び窒化物燃料の新型燃料については、高燃焼度照射実績、過渡時挙動等のデータベースを充実することが必要である。本格的に開発するには、今後国際協力体制を構築し、開発費用、期間等を含めた開発計画を立案する必要がある。

- 金属燃料は、高温化を目指したライナ付き被覆管の開発
- 窒化物燃料は、窒素解離挙動の解明、被覆粒子燃料の場合の高燃焼度化
- 金属燃料及び窒化物燃料の高燃焼度を目指した照射試験
- 新型燃料の防蝕技術、腐食特性(対鉛ビスマス冷却材、対炭酸ガス冷却材)

炉心概念を確立するために、合理的な再臨界回避方法、TRU 及び LLFP リサイクルの限界の把握と合理的リサイクル方法の研究が必要である。

原子炉容器をコンパクトにするため高性能の反射体(遮へい体)を開発する必要

がある。また、運転費低減及び廃棄物量低減の観点から長寿命制御棒を開発する。

- 高性能反射体の製造、照射試験
- 長寿命制御棒の設計、製造、照射試験

## (2) プラントシステム

ナトリウム炉については経済性向上に係る技術的課題、鉛炉及びガス炉については技術的成立性に係る課題が主である。

ナトリウム炉ではいずれの概念においても、12Cr系鋼、機器合体、SASS、炉外燃料貯蔵設備の削除、簡素化炉心上部構造、免震装置が採用される。プラントの構造概念に対応した構造健全性に係る解析、評価技術の研究を進めなければならない。

- 12Cr系鋼の実用化のため、材料成分の調整、強度データ・基準の整備、腐食データの整備
- 機器合体は、抽出される概念に応じて信頼性、検査性、補修性の確保・確認
- FBRの受動的安全性を強化するため、SASSの開発
- 炉外燃料貯蔵設備(EVST)を削除するため、使用済燃料の乾式洗浄法の確立、水プール冷却の信頼性確保
- 簡素化炉上部構造の採用のため、炉上部プレナムの熱流動挙動を正確に把握した構造設計の確立
- 免震装置としては設計要求に対する建屋3次元免震装置の概念の具体化

その他、2次系簡素化SGの概念抽出に応じて、伝熱流動特性試験が必要であり、中型モジュール炉については、RVACS等崩壊熱除去系の性能向上を図ること及びその確認が必要である。電磁ポンプについては、静的装置であり、システムの簡素化の点から実用化が望まれる。現在、大型炉の機械式ポンプを置換できる性能に達しておらず、効率向上をめざす。

- 2次系簡素化に向けた新型SGの開発
- 崩壊熱除去系の開発
- 電磁ポンプの開発

ナトリウム炉の運転費の低減を図るには、「もんじゅ」の運転費、点検・保守費等の技術情報を設計研究にフィードバックすることが、ほとんど唯一の方法であり、停止期間中も着実に継続する。定検期間短縮の観点から、制御棒の長寿命化、原子炉容器の目視検査及び体積検査(異材継手)、ナトリウム中目視検査(炉心支持構造物)及び体積検査(中間熱交換器伝熱管)、蒸気発生器伝熱管の高温時体積検査に係る装置の開発が挙げられる。

重金属炉では、冷却材と構造材料の適合性を見出すことが課題である。防蝕技術、純度管理技術を見出すための試験検討が必要である。また、重金属冷却材中でのポンプのような流体機器エロージョン防止、ポロニウム-210の挙動把握、蒸気発生器伝熱管の信頼性と事故時の安全性に関する基礎的な試験検討も必要である。免震技術はナトリウム炉で開発されるものが応用できる。

ガス炉については、抽出される概念によるが、通常運転時及び事故時の炉心冷却性の確認が第一であり、被覆粒子燃料の場合、燃料そのものの開発が必要である。コアキャッチャーについては、当面ナトリウム炉の経験を用いて設計研究を行い、実用化候補にノミネートされた場合には、実験又は試験を含めた研究を行う。

小型炉については、大型炉技術が使用できるので開発課題は比較的少ないと考えられるが、フェーズⅠ終了時に小型炉特有の開発課題を明確にする。

表 5.5.1 中間評価 (炉心燃料まとめ)

		1999 年 度	2000 年 度
酸化物燃料	ナトリウム炉	○再臨界回避方策(ボイド反応度制限と溶融燃料の排出方策)の炉心性能への影響評価	○炉心性能を向上できる溶融燃料排出方策及びボイド反応度制限を緩和する方策の検討を進め、酸化物燃料の炉心性能の限界を見極める。 ○高燃焼度の被覆管材料の開発(ODS) ○再臨界回避条件を考慮した炉心性能の評価
	重金属炉・ガス炉	○循環ポンプの腐食制限に基づく炉心圧損の低減(重金属)や減圧事故時(ガス炉)の冷却性確保等の制約条件下で評価。(ナトリウムと同等以下の見込み)	
	水炉	○高転換比BWR(軽水)、高転換比PWR(重水)、超臨界軽水冷却炉ともに、増殖比1を少々超える基本的な核的成立性の見通しを得た。	○低除染燃料等に対する炉心特性の評価 ○再臨界回避方策の検討
金属燃料	ナトリウム炉	○燃料要素と被覆管の共晶問題により、被覆管最高温度を650°C程度に抑制。(炉心出口温度510~530°C) → 熱効率に低下 ○酸化物より燃料の重金属密度が高いため、増殖比で約0.15増加(再臨界回避方策を考慮)	○被覆管内面にジルコニウムライナーで覆うことにより、共晶問題に対応(炉心出口温度550°C以上) ○環境負荷低減性能の評価 ○CDA事象推移解析を進め、再臨界回避方策の妥当性評価
	重金属炉	○被覆管一冷却材温度差がナトリウム冷却の5倍以上であり、共晶による温度制限のため、炉心出口温度は、470~480°Cの制限	○ジルコニウムライナーの開発見通しの検討
窒化物燃料	ナトリウム炉	○炉心性能は、金属燃料と同等 ○炉心出口温度は、共晶の問題もなく酸化物燃料並み ○CDA時、高温燃料と冷却材ナトリウムとの激しい熱的相互作用(FCI)及び窒素解離による圧力上昇の懸念がある	○CDA事象推移の検討を進め、具体的な再臨界回避方策の検討 ○熱解離現象の分析と課題整理
	ガス炉	○CDA時にも、激しいFCIの発生がなく、ガス炉の自由体積が大きいため、窒素解離が大きな問題とならない。 ○被覆管燃料では、炉心出口温度は、被覆管の温度制限により酸化物燃料と同じであるが、被覆粒子燃料(ペリウム冷却)では、850°Cと高温化が可能。但し、高速中性子場でのPyC被覆層の焼き締めまりによる問題がある	○被覆管燃料及び被覆粒子燃料の双方で、さらに炉心性能を評価 ○溶融燃料を長期冷却できるコアキャッチャーと冷却設備の検討



表 5.5.2 中間報告 (プラントシステムまとめ)

		1999 年度	2000 年度								
Na 炉	大型炉	<p>○ループ数削減の見直しを得る。 (ループ型 (2ループ)、タンク型 (3ループ))</p> <p>↑</p> <p>・炉心圧損の低減 (バンドル圧損 3.5→2 kg/cm<sup>2</sup>) ・タンク径の低減 (直径 約 17→15m)</p> <p>○機器合体方策</p> <p>・ IHX と 1 次系ポンプ ↑</p> <p>・ SG と 2 次系ポンプ ↑</p> <p>・ IHX と 1 次系補助冷却熱交換器</p> <p>○機器合体技術</p> <p>・電磁ポンプの開発</p> <p>○ 1 2Cr 鋼の採用物量 (IHX, SG 等) ↑</p> <p>・ 9Cr 鋼より物量で 20~25%削減</p> <p>○物量評価により建設費の目標 (20 万円/Kwe) を追求し得ると考えられる。</p> <table border="1" data-bbox="666 1030 744 1612"> <thead> <tr> <th></th> <th>既存 PWR</th> <th>ループ型</th> <th>タンク型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉、1 次、2 次系全物量</td> <td>100%</td> <td>65%</td> <td>70*~90%</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) *は、1 次系、2 次系ともに機器合体、集中配置した概念</p> <p>○2 次系簡素化概念</p> <p>・ Na-水反応排除概念 (2 重管 SG、中間媒体：鉛ビスマス、固体銅)</p> <p>・ Na-水反応の影響緩和概念 (Na-水反応生成物分離機構、1 次系高圧型)</p> <p>・ 革新的な発電方式</p>		既存 PWR	ループ型	タンク型	原子炉、1 次、2 次系全物量	100%	65%	70*~90%	<p>○ループ型、タンク型の各 1 概念の追求</p> <p>(タンク型については、アイデア公募の競合型 IHX の評価等炉容器のコンパクト化の検討結果を取り入れる。)</p> <p>○左記概念の具体化を検討</p>
	既存 PWR	ループ型	タンク型								
原子炉、1 次、2 次系全物量	100%	65%	70*~90%								
中小型モジュール炉	中小型モジュール炉	<p>○モジュール効果を迫及した 2 概念</p> <p>・ S-PRISM (40 万 Kwe) 概念と放射体制御を利用した 4S の出力アップ (20 万 Kwe) 概念</p> <p>⇒ 中規模出力モジュールでカーブカット効果を追求した S-PRISM 概念の方が経済的向上大</p>	<p>○S-PRISM 概念を参考に、開発目標に適合するモジュール概念の追求</p>								
重金屬	大型炉	<p>○タンク型 (耐震ポンド式)</p> <p>・ 重量 約 10,000 t</p> <p>↑</p> <p>構造および耐震設計の問題、経済性見込みなし</p> <p>・ 重量過大</p> <p>○ループ型 (サイドエントリ)</p> <p>・ 重量 3,300 t</p> <p>・ 高比重、物量削減のための 2 重管側部流出方式</p> <p>⇔</p> <p>構造上の課題大</p> <p>⇔ (2 重配管の検査性、フラットジョイントの成立性に難)</p>	<p>○鉛・ビスマス冷却材を用いた中型モジュールの検討 (技術的成立性、建設費の目標達成に向けた検討)</p> <p>(特徴)</p> <p>○炉心特性は、鉛、鉛ビスマスで有意な差なし。</p> <p>○鉛ビスマスは、融点がトリウム並みで低い (124℃)</p> <p>○腐食対策 (溶存酸素コントロール) が鉛よりも容易。</p> <p>○ビスマスの資源量及び価格の問題は、見通しあり。</p> <p>○鉛ビスマスは、鉛に比べ 30%の生成大。(被ばく上の問題)</p> <p>(参考) ビスマス資源量：全世界 26 万トン 1100 トン/1000Mwe ⇒ 200 基以上建設可能</p>								
	中型モジュール炉	<p>○タンク型 (鋼製容器)</p> <p>・ 中型モジュール炉により重量低減 (ロシアでの原子力炉水艦の実績)</p>									

		1999 年 度	2000 年 度
ガス炉	CO <sub>2</sub> ガス	<p>○AGR (660MWe) と同規模のPCRVを用いて大型化(1400MWe)。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・減圧事故対策として1次系バウンダリ破損時の減圧速度緩和機構の検討</li> <li>・設備概念と概略物量を評価</li> <li>・溶融燃料の長期安定冷却を可能とするコアキャッチャー設備の検討</li> </ul>	<p>○減圧事故対策、炉心損傷時の再臨界回避炉心の検討とコアキャッチャー設置を施した建設費の評価</p>
	Heガス	<p>○既往設計(GBR-4)で採用されたペント型燃料を、密封ピン型燃料として検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却材圧力の高圧化(12Mpa、PCRV使用)による冷却系機器のコンパクト化</li> <li>・減圧事故時の対策の検討</li> </ul>	<p>同上</p>
水冷却炉	被覆粒子型	<p>○直接サイクル型高温ガス炉概念</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高温化が期待できる窒化物、被覆粒子燃料の採用 ⇔ 被覆粒子燃料の高速中性子場でのPyC被覆層に代わる被覆材料の検討</li> </ul>	<p>○PyC被覆層に代わる被覆材料の検討</p>
	高転換比(軽水)BWR型 高転換比(重水)PWR型 超臨界圧 軽水冷却炉	<p>○増殖性を得るため、いずれの概念も稠密三角格子配列の燃料集合体を使用</p> <p>以下の検討すべき課題を抽出</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・各種事故時の炉心冷却性の確認</li> <li>・炉心溶融時の挙動の検討</li> <li>・再臨界回避対策の必要性</li> </ul>	<p>○抽出された課題の検討</p>
溶融塩炉		<p>○Pu、U、Naの三塩化物燃料で増殖比1以上の可能性を評価</p> <p>固定ブランケットを使用することにより、さらに増殖比を大きくすることが可能。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料インベントリが過大</li> <li>・塩化物溶融塩と共存性のある材料選定が必要</li> <li>・2次冷却系が必要であり、鉛を選定。</li> <li>・HXの伝熱管は溶融塩と鉛にさらされ、環境が厳しい。</li> </ul>	<p>○システムの成立性、経済性を継続調査</p>
小型炉		<p>○小型炉の開発目標を整理</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>①安全系の作動原理を受動的なものにし、簡素で信頼性の高いシステム</li> <li>②内部転換比を高めた長期運転サイクル</li> <li>③分散電源と競合できる経済性</li> <li>④低除染燃料の利用可能性</li> <li>⑤燃料の完全パッケージ一体化または原子炉と燃料の一体化による高度な核不拡散性</li> </ol> <p>⇨ Na、鉛ビスマス、ガス炉の各冷却炉で検討。</p> <p>ガス炉の場合、大型炉と同様、被覆粒子の成立性の確認が必要</p>	<p>○Na炉、鉛ビスマス炉を中心に継続調査</p>

## 6. 今後の計画

### 6.1 2000 年度計画

#### (1) 候補概念の詳細検討

燃料形態については、1999 年度の調査結果や海外の動向を踏まえ、JNC、電力、電中研及び原研で十分協議しながら、実用化候補を抽出していく。

FBR システムについては、中間評価で抽出された各冷却材ごとの候補概念について、技術的成立性に関する検討を進め、主要な技術課題の解決の見通しと必要な研究開発課題を明らかにする。特にナトリウム炉においては、更なるコストダウン方策を取り込んだ場合の技術的課題について検討を行うとともに、物量データベースを整備し、経済性評価を進める。

ナトリウム冷却炉については、ループ型概念とタンク型概念について、出力もパラメータにして、2 次系簡素化概念も含めて検討する。これと並行して SPRISM 概念におけるコストダウン方法を検討する。

重金属炉については、2000 年度には、鋼製炉容器をベースに、鉛ビスマス冷却中型モジュール炉の検討を進める。ここでの検討のポイントは、高比重の鉛ビスマス冷却材で、20 万円/kWe の建設費目標の達成可能性、SG 伝熱管破損時の炉心への蒸気及び鉛酸化物流入防止対策を考慮した設計である。

炭酸ガス炉及びヘリウムガス炉については、2000 年度には、仮想的な炉心損傷時に熔融燃料を排出する方策を考慮した場合のピン型燃料の炉心性能と、炉心支持構造下部に熔融燃料を誘導した後の、熔融燃料の長期安定冷却のためのコアキャッチャーについて検討を行い、その成立性を見通し、物量増加の影響を評価する。被覆粒子燃料ヘリウム冷却炉については、2000 年度には、本システム概念の成立性に係わる被覆粒子燃料の被覆構造等について、JNC での燃料材料開発に係わる知見を反映して、幅広く検討を進める。

水炉については、各種事故時の炉心冷却性、炉心熔融時の燃料挙動を中心に検討を継続し、低除染燃料の使用に対する炉心性能を含め総合的に評価し、今後の検討方針を決定する予定である。

熔融塩炉については、2000 年度もシステム概念の検討を継続し、今後の検討方針を決定する予定である。

小型炉については、2000 年度では、1999 年度成果をもとに、設計要求に適合する新たな炉システム概念を模索する。2000 年度は Na 炉と鉛ビスマス炉について検討を進める予定である。

## (2) 実用化候補概念の抽出

上記(1)の検討結果及び燃料サイクルとの整合性も含めた総合的な評価により、燃料形態、FBR システムの実用化候補概念を抽出する。

抽出にあたっては、後年度に利用可能な開発資源(予算、施設、人員等)も考慮して抽出する候補数を決める必要がある。

## 6.2 フェーズIIの計画案

### (1)基本的な考え方

フェーズIIでは実用化候補を絞り込むため、フェーズIで抽出された概念の技術的成立性等の評価及び判断に必要となる要素技術に関する試験研究を行い、FBR プラントの予備的な概念設計研究に反映して安全性、経済性、環境負荷低減等の開発目標への適合性を研究する。

### (2)フェーズIIの展開

フェーズIで抽出された有望な実用化候補概念について、プラントシステムの予備的な概念設計研究を進め、技術的成立性、経済性見通し等について、各候補概念の相互比較ができるようにする。炉心燃料については、酸化物燃料と新型燃料との互換性に配慮しつつ、設計研究を進めて炉心概念を構築する。

要素技術開発は、ナトリウム炉、重金属炉、ガス炉、炉型によらない共通技術、炉心燃料技術について進める。

- ・ナトリウム炉要素技術開発：物量削減による経済性向上方策のため、合体機器の特性試験、2次系簡素化新型蒸気発生器の特性試験、簡素化炉心上部構造の影響評価、RVACS 伝熱流動試験を行う予定である。
- ・重金属炉要素技術開発：鉛ビスマス冷却材に重点を置き、ロシア等との国際協力を活用して、鉛ビスマス腐食データ評価と試験、メンテナンスの洗浄、除去を中心とした保守・補修性評価試験、鉛ビスマス用蒸気発生器安全性試験、ポロニウム挙動試験等を行う予定である。
- ・ガス炉要素技術開発：欧州との国際協力を活用して効率的な開発を行い、燃料要素が在来のものと異なる点を中心に燃料要素の特性試験を行う予定である。
- ・共通要素技術開発：安全性向上のための受動的な炉停止機構の開発及び CDA 対策技術の開発、構造設計の高度化のための機器上下免震構造の開

発、構造健全性に係わる解析・評価技術の開発、並びに新材料の採用のための高クロム鋼の開発と材料特性評価法の整備等を行う予定である。

- ・ 炉心燃料技術開発：炉心材料開発のため ODS 被覆管の製造コスト低減、ODS 及び PNC-FMS の溶接技術開発、PE16 材の照射後試験、燃料・材料照射試験としてバイパック燃料ピン照射試験及び被覆管材料照射試験、新型燃料の高燃焼度照射試験の準備等を行う予定である。

## 第6章 燃料サイクルシステムの検討

### 1. 既往研究例及びシーズ技術の調査

#### 1.1 既往研究例の調査

##### (1) 燃料形態

FBR 燃料形態としては、固体燃料(酸化物、金属、窒化物、炭化物等)、液体燃料(熔融塩燃料)等種々の燃料形態が提案されている。これまで提案された燃料形態を、主に再処理技術・燃料製造技術との組合せの観点から表 6.1.1 に整理した。

燃料サイクル技術(再処理、燃料製造)も含めた検討が進んでいる燃料形態は、酸化物、金属、窒化物及び炭化物燃料である。これらの燃料の特性比較を表 6.1.2 に示す。酸化物燃料と比較した金属、窒化物及び炭化物燃料の特徴は以下の通りである。

金属燃料は理論密度が高いため、増殖比に優れた炉心設計が可能である。融点は低い、熱伝導率が大いことと、Na との共存性がよいためボンド材として Na を使用することが可能であることから、除熱性能に優れる。他方、U と被覆管中の Fe が共晶反応を起こし、被覆管の減肉が生ずる可能性があるため、運転温度を高くできないという課題がある。また、照射による燃料軸方向伸びが大いこと、Zr 再分布が生じ事故時の安全裕度が小さくなること等が指摘されている。

窒化物燃料は、理論密度が高く、金属燃料同様高増殖炉心が可能である。融点が酸化物並みに高い上、熱伝導率が大きく、熱膨張率は最も小さい。スウェリングは酸化物と同程度であり、FP 放出率も小さいと考えられている。しかし、N-14 の(n,p)反応により長寿命の C-14 が生成するため、天然存在比 0.37% の N-15 を同位体濃縮することが必要であり、経済性ある濃縮技術の開発が不可避と考えられている。また、燃料熔融時の窒素解離問題や、熔融燃料と冷却材ナトリウムの間で激しい熱的相互作用を生ずる可能性などの安全上の問題が指摘されている。

炭化物燃料は、窒化物燃料と類似の性質を持つが、燃料被覆管の浸炭、水分・酸素との反応性が大いことなどから、より性能の優れた窒化物燃料を凌駕するものではない。

##### (2) 再処理システム

再処理法は大きく湿式法と乾式法に分類される。処理媒体として水溶液を用いるものを湿式法、それ以外を乾式法と称しているが、湿式法の代表である PUREX 法が軽水炉燃料の再処理法として実用化されている唯一の方法である。

PUREX 法は主たる分離プロセスが水溶液であり、基本的に連続処理であるため、処理速度が速く、処理容量の大型化に適する。また、多段の溶媒抽出工程を用いることにより、精製度の高い製品を得るためには優れた方法である。さらに、主分離プロセスの操業温度はおおむね数十℃である。一方、配管の引き回しにより施設が複雑化すること、高燃焼度燃料に対しては有機溶媒の劣化が大きくなる

こと、水溶液処理に伴う2次廃棄物が多いことなどが指摘される。これらについては、抽出器の性能向上を図り、有機溶媒と放射性物質の接触時間を短くすること、プロセスの改良により液量を減らし廃棄物の低減化を図ることなどの努力がなされている。その他の湿式再処理法としては、高性能イオン交換体を用いたイオン交換法等が検討されている。

一方、乾式法には、熔融塩中での電解を利用するものとして、米国アルゴンヌ国立研究所(ANL)が開発した金属電解法、ロシア原子炉科学研究所(RIAR)が開発した酸化物電解法、及びフッ化物の蒸気圧の差を利用するフッ化物揮発法等がある。

乾式法は一般に、水を使用しないことから臨界制限が緩和され施設がコンパクト化されると言われている。基本的にバッチ処理であり、湿式法のような配管が不要でシステム構成が簡素であり、処理量に対応して順次増設が可能である。FP等の除染性能が湿式法に比べ悪いため、純粋なPuの回収はきわめて困難で、核拡散抵抗性に優れる。さらに、溶媒の放射線劣化が無いため、高燃焼度及びPu含有量の多い燃料処理が容易で、FBRの再処理に適す等の特徴があるといわれている。また、放射能の強い燃料の取扱が可能であるため、再処理までの冷却期間を短くできることから、湿式法と比較してシステム増倍時間を短縮できるという特長もある。

反面、手法により違いはあるものの、主プロセスが数百℃以上となり、装置材料に対して相対的に厳しい環境となること、製品の放射能が強いため、燃料の加工・検査まで遠隔操作に適する技術開発が必要であること、これまでと異なる塩廃棄物等が発生し、その処理処分技術開発が必要であること、入量計量が難しいなどの課題が指摘されている。

再処理システムの技術レベルの調査結果を表6.1.3に示す。

### (3) 燃料製造システム

酸化物燃料や窒化物に対しては、これまでのところペレット燃料が主流である。ペレット燃料は軽水炉燃料での経験及び長期にわたる開発成果により、現在最も技術が確立した燃料形態と考えられる。一方で、ペレット製造工程はステップ数が多く、経済性向上の観点から簡素化が求められている。

振動充填燃料は、ペレット製造をせず、粒径の異なる燃料球や燃料顆粒をそのまま被覆管に装荷し、振動により充填する方法であり、燃料の形態に依存していくつかの方法が考えられる。

燃料球や顆粒の製造方式には、湿式で球体を製造する方法や、酸化物電解法で不定形の顆粒を製造する方法などがある。湿式法では窒化物についても研究されている。振動充填燃料製造は現行のペレット法に対し工程が簡素化され経済性向上が期待されるが、充填密度等の不均一性の克服が課題である。

上述の燃料製造技術は燃料を被覆管に装荷する方式であるが、被覆管を採用しない燃料として、被覆粒子燃料がある。燃料粒子の周囲を炭化物や窒化物などの

セラミックスでコーティングする方法で、高温ガス炉での製造実績がある。但し、多層のコーティングを施すため工程数が多くなることや、再処理をする場合には脱被覆が困難になるため、燃料サイクルの経済性を向上する観点でのメリットは少ないと考えられる。

金属燃料に対しては、射出成型法が開発されている。これは溶融した合金燃料を圧力差でパイプ状の鑄型に射出する方法であり、米国 ANL で多くの実績を有する。製造ステップが少なく、遠隔操作に優れるが、鑄型が廃棄物となるため、その発生量低減が課題である。

燃料製造システムの技術レベルの調査結果を表 6.1.4 にまとめる。

#### (4) 環境負荷低減への取り組み

環境負荷低減や核拡散抵抗性等の観点からリサイクルすることに意義があると考えられる MA や FP(I, Tc, Cs 等) について、分離技術の現状と主要な技術的課題を表 6.1.5 に示す。

湿式法による MA の分離技術として、共除染前の原子価調整により従来の溶媒抽出技術の経験を活かしつつ U, Pu とともに Np を回収できる見通しがある。Am や Cm については国内外で種々の溶媒開発、プロセス開発が進められているものの実験室レベルの確認にとどまっているうえ、工程増加による 2 次廃棄物発生量の増加や除染性能等の観点から課題が多々ある。一方、乾式法については、原理的に U, Pu とともに MA も一部回収されるという特徴があり、特に金属電解法ではこれらが一括回収されることから、湿式法と比較して経験は浅いものの積極的に MA を回収するという目的に対してのポテンシャルがある。

FP 分離技術については、化学分析技術をシーズとした幾つかの提案はあるものの、FP 分離後の取扱いについての結論が未だ明確になっておらず、ニーズの不明確さゆえに大きな技術開発はされていない。湿式法では、電解法や沈殿法等の高度化が期待されるが、分析技術と異なり「回収すること」が目的であるため、何れの方法においても課題は多い。一方、乾式法については、溶融塩を媒質に用いることから化学分析の分野でもシーズ技術は少なく、技術レベルの評価も困難である。

ただし、I については湿式での溶解オフガス、乾式での熱脱被覆オフガス中へ簡単に揮発し、銀吸着材によりかなりの回収率で採取することが可能であり、回収技術としては実用化レベルにあるといえる。

一方、燃料製造の面から見ると、ペレット法では、Pu は高除染酸化物燃料として、ふげん、もんじゅ、常陽だけでなく海外炉でも用いられており、数多くの実績がある。TRU 燃料の場合、MA の物性データや炉物理データが十分でないことから、大きな開発は行われていない。TRU の酸化物燃料については机上検討レベルであり、窒化物燃料については OMEGA 計画(Options Making Extra Gains for Actinides and fission products)の流れの中で原研が基礎物性データの取得を



している。

振動充填法については、ロシア RIAR 等の乾式再処理技術につながる燃料製造技術として、試験用 Pu 酸化物燃料の製造実績がある。また、TRU 酸化物燃料についてはスイス PSI 等で基礎試験が行われている。

鑄造法については、米国の EBR-I、EBR-II、Enrico Fermi 用の U-Pu-Zr 合金燃料として数多くの実績がある。TRU 合金燃料については、Phenix を使った照射試験が開始される段階にある。環境負荷低減の一助として、TRU のリサイクルと併せて長半減期 FP の核変換のための基礎研究が行われている。

国内では OMEGA 計画、海外ではフランスの SPIN 計画(SeParation and INcineration program)等がある。これらの研究では、照射形態を含めた FP 核変換ターゲットの研究が進められており、ターゲット材の候補は概ね絞られてきている。なかでも、分離技術が比較的進んでいる I, Tc については、欧州 EFTTRA 計画(Experimental Feasibility of Targets for TRAnsmutation)でターゲット材を試作・照射している(CeI<sub>3</sub>, NaI, PbI<sub>2</sub> 及び金属 Tc)。ただし、核変換後の生成物によるターゲット材としての健全性担保、照射挙動データの不足等の課題が数多いだけでなく、上流の再処理技術との整合性、工程増加によるコストインパクト、2次廃棄物発生等々、燃料製造と比べて技術は基礎レベルである。

## 1.2 シーズ技術の調査

### (1) JNC 社内、メーカー等からの提案

魅力ある概念の追求のため、メーカー、JNC 社内、研究機関から提案されている技術を中心に、シーズ技術を調査した。湿式法に関するメーカーの提案は溶媒抽出法の改良を中心に 6 件、乾式法では金属電解法の改良、酸化物電解法の改良、フッ化物揮発法の改良など 4 件の提案があり、湿式法 2 件、乾式法 3 件を検討対象とした。これらを表 6.1.6 にまとめる。

### (2) アイディア公募

国内外の大学、研究機関、メーカー等から広く革新的なアイディアを募ることを目的に、アイディア公募を実施した。その結果、再処理関連で 14 件(うち海外から 4 件)、燃料製造関係で 6 件(うち海外から 1 件)の応募があった。社内での選考の結果、再処理 2 件、燃料製造 1 件の合計 3 件を採用した。表 6.1.7 に採用したテーマの概要を示す。

### (3) 海外の研究機関、メーカー等との国際協力による情報入手

この他、イギリス、ロシア、フランス、スイス、欧州連合(EU)等、海外の研究機関、メーカー等との国際協力を活用した情報の入手も行っている。燃料サイクルシステム関連の国際協力の一覧を表 6.1.8 に示す。

(4) 学会、国際会議等

研究実施中においても、GLOBAL'99(1999.8.31～9.3、米国ワイオミング州ジャクソンホール)や日本原子力学会(1999.9.10～12、新潟工科大学)を中心に、国際会議や学会を通じて最新の情報の入手に努めた。

表6.1.1 燃料形態の調査結果

燃料形態		燃料の特徴 (短所、課題)	再処理技術		燃料製造
			湿式	乾式	
固体	酸化物	低熱伝導度 N-15濃縮が必要 水分、酸素との反応性大 不明点多 低重金属密度 低重金属密度 低融点	可能	可能	ペレット、振動充填、被覆粒子 ペレット、振動充填、被覆粒子 ペレット 要検討 要検討 要検討 要検討 要検討 射出成型
	窒化物		可能	可能	
	炭化物		可能	要検討	
	ケイ化物		要検討	要検討	
	リン化物		要検討	要検討	
	硫化物		要検討	要検討	
合金	可能	可能			
液体	フッ化物	腐食性・炉の成立性	難	可能	(熔融塩)
	塩化物	腐食性・炉の成立性	可能	可能	(熔融塩)
気体	フッ化物	低密度・炉の成立性	難	要検討	(気体)

表6.1.2 FBR燃料の特性比較表

燃料	酸化物	金属	窒化物	炭化物	影響
化学形態	(U, Pu) O <sub>2</sub>	U-Pu-Zr	(U, Pu) N	(U, Pu) C	製造法
融点	高い	低い	酸化物と同程度	酸化物よりやや低い	炉の安全性
重金属密度	1	1.3	1.2	~1.2	増殖など炉心特性
熱伝導	1	10	8~9	8~9	炉の安全性
熱的ボンド	He	Na	He/Na	He/Na	燃料の熱的応答性
被覆管の中性子フルエンス	1	1.5	1.3	1.3	被覆管のスエリング
燃料のデメリット	低熱伝導度	低融点	N-15濃縮	水分、酸素との反応性大	

(数字は酸化物と比較した相対値)

表6. 1. 3 再処理システムの技術レベル調査結果 (1/2)

再処理システム	分類	技術方式	酸化物燃料	金属燃料	窒化物燃料
再処理システム	湿式	先進湿式法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・LWR再処理で実用化された技術をベースにしており基本的成立性は実証済。</li> <li>・使用済燃料を用いた10kg/hの試験施設RETF着工(現在中断)。</li> <li>・経済性、核拡散抵抗性向上の観点から簡素化を図った。</li> <li>・採用される技術の内、U粗分離用の晶析法については実燃料溶解液での確認が必要。</li> <li>・MAリサイクルについてはNpは可能。</li> <li>・Am, CmについてはTRUEX法との工程付加が必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・前処理を除く主要部分は酸化物対象と同様。溶解工程を硝酸溶解から混酸溶解にする必要がある。</li> <li>・'40~'50年代に合金燃料対象に開発。但しU/Pu/Zr合金燃料については詳細不明。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・前処理を除く主要部分は酸化物対象と同様。</li> <li>・窒化物の溶解については確認されている。15Nの回収、リサイクルに伴う課題が残っている。</li> </ul>
		イオン交換法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・産創研/日立が約7年間にわたり開発中。</li> <li>・旭化成開発の新型高性能イオン交換体により再処理プロセス成立の見通し。</li> <li>・実験室規模でのPu試験終了。</li> <li>・プラント構成上の課題は化学法ウラン濃縮の知見活用中</li> <li>・MAリサイクルについてはNpは可能であることを確認済。Am, Cmについてはイオン交換体カラムを付加することで可能の見通し</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・前処理を除く主要部分は酸化物対象と同様。溶解工程を硝酸溶解から混酸溶解にする必要がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・前処理を除く主要部分は酸化物対象と同様。</li> <li>・窒化物の溶解については確認されている。15Nの回収、リサイクルに伴う課題が残っている。</li> </ul>
	乾式	酸化物電解法 (RIAR方式)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・露R I A RでF B R (BN350&amp;BOR60)使用済燃料を用いた再処理試験(約5kg/h)で技術的成立性実証。</li> <li>・今後解決すべき課題として回収U中の貴金属FPのDF向上、U/Pu共析出技術、増埒の長寿命化、塩素ガスの取扱いと使用量低減等がある。これらについては引き続きロシアでの試験や国内での試験(U試験)で検討が進められている。</li> <li>・MAリサイクルについては現状不明。</li> <li>・廃棄物処理については使用済溶解液やリン酸塩沈殿のガラス固化法(ホウケイ酸ガラス固化&amp;リン酸ガラス固化)の開発が進められている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・金属燃料へのR I A R法の適用に関しては現状データなし。</li> <li>・解体核Pu対象で経験がある可能性があるが不明。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・窒化物燃料へのR I A R法の適用に関しては現状データなし。</li> </ul>
		金属電解法 (ANL方式)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・再処理法は金属燃料対象のものに前処理(酸化物を金属に転換)と後処理(回収金属を酸化物)を付加したもの。</li> <li>・酸化物を金属に還元する方法としてLi還元法を実験室規模試験で確認。</li> <li>・技術成立性、課題等は右記金属燃料と同様と考える。酸化物を金属にかえるLi還元法については更なる試験が必要。</li> <li>・回収金属の酸化成型技術についても検討要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・U回収については米ANLで使用済燃料試験により10kg規模で実証。</li> <li>・Pu回収については数10gの小規模試験による回収実績。</li> <li>・デモプラント(約5t/y)の実証試験途中でIFR計画が中止になり完全な意味でのリサイクル試験は行われていないが目的を変更して使用済燃料溶解、U回収、廃棄物処理については継続実施中。</li> <li>・MA回収、リサイクルはU系試験で実施済。今後実証は必要であるがMAリサイクルは可能と判断。</li> <li>・湿式法とは大きくことなる廃棄物塩処理技術については現在実証試験中。</li> <li>・プロセスの要素基本技術は確立。課題は工業化技術とプラントとしての成立性評価。</li> <li>・Pu回収については更なる確認試験が必要(CPFで試験予定)。</li> <li>・乾式法全体の課題であるが保障措置体系の検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・日本原研で基礎開発により窒化物燃料がANL技術で再処理できる見通しが得られている。</li> <li>・現状は実験室規模の電解実験段階(UN:500g規模, PuN:g規模)</li> <li>・今後FPやTRUの挙動確認、15Nの回収、リサイクル方法の検討等が必要。</li> <li>・プロセス要素技術の多くは金属燃料対象のANL法と同等のため技術的成立性はあると予想される。</li> </ul>

表6. 1. 3 再処理システムの技術レベル調査結果 (2/2)

システム	分類	技術方式	酸化物燃料	金属燃料	窒化物燃料
再処理システム	乾式	フッ化物揮発法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ '50～'80年代に米 (ORNL, ANL, BNL), 仏 (FAR), ベルギー (MoI), 旧ソ連 (RICT), 日本 (原研) で精力的に開発実施。</li> <li>・ 10kg/バッチ規模のバッチ試験が行われた。</li> <li>・ UF<sub>6</sub>の生成、回収については技術的成立性はほぼ100%確立。現在も広く行われているU転換、再転換技術が活用できる。</li> <li>・ PuF<sub>6</sub>の生成、回収については更に試験により確認すべきことが残っている。</li> <li>・ プロセスの要素技術自体はほぼ成立性が確認されているが、フッ化条件の最適化、Pu試験の追加、プラントとしての成立性を確認する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ フッ化物揮発法は開発の初期に金属燃料対象に開発され、適用できることが確認されている (金属は直接フッ化できる)。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 現状、窒化物燃料への適用性については不明。窒化物を前処理で酸化物に転換し処理することが考えられている。</li> </ul>

資料： Matzke "Science of Advanced LMFBR Fuels" (1986)  
 Benedict "Nuclear Chemical Engineering" (1981)  
 Atomic Energy Review (1965)  
 Atomic Energy Review (1970)  
 「プルトニウム燃料工学」 (原子力学会1998)

表6. 1. 4 燃料製造システムの技術レベル調査結果 (1/2)

システム	分類	技術方式	酸化物燃料	金属燃料	窒化物燃料	その他
燃料製造システム	固体燃料	ペレット	<ul style="list-style-type: none"> <li>・FBR用酸化物燃料としてこれまでに製造、照射されたピン本数は数十万本に及んでいる。</li> <li>・製造技術は基本的に各国とも原料粉末処理工程を除いて大差はない。</li> <li>・原料粉末処理工程では製品特性等に対応するため、MIMAS法、SBR法、混合転換法など各国において種々の方法が開発されている。</li> <li>・また、近年Puサーマルへの動きが世界的に活発化しており、特に欧州での軽水炉酸化物燃料の製造は延べ500t HM余りに達している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・これまでにペレット形状の金属燃料の製造実績は見当たらない。</li> <li>・FFTFでの照射燃料の例では、約30cmの燃料スラグを3本積み上げて燃料スタックを得るなどの方法をとる。</li> <li>・通常の射出成形法による製造法から、工業規模のプロセスを考えた場合の問題点として、鑄造設備・機器などの付加、製品ペレット検査量の増大やボンド材の充填加工工程の付加などが大きな問題点になると考えられる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・窒化物燃料は依然として開発途上の燃料であり、炉心燃料として採用されている例は少ない。(ロシアのBOR-10など)</li> <li>・燃料製造技術としてはほぼ確立されているが、照射試験は欧米を中心に、高速中性子下では約200本程度の実績で燃焼度も10at%以下にとどまっている。</li> <li>・今後の課題として照射データの蓄積、N-15濃縮技術開発、窒化物解離挙動の把握などが挙げられている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炭化物燃料は実用化に至っていない。</li> <li>・現在研究開発中の段階であるが、照射試験はこれまでに約200本と多く行われている。</li> <li>・再処理の溶解性が良くない点と、高燃焼度は望めそうにない等から世界的に活発に研究が行われている状況にはない。</li> <li>・製造加工面では炭化物は空気と反応しやすく、粉末状では燃焼するなどの問題点がある。</li> </ul>
		振動充填	<p>(1) 湿式ゲル化法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代表例として英国ではBNFLが1978年に年間1t規模の施設を建設し、DFR、PFR用燃料ピンを非ゲル化法による燃料と合せて約3700本製造している。</li> <li>・しかし、1980年代後半の中空ペレット燃料の採用等により、ゲルプロセス-振動充填法は実用化に至っていない。</li> </ul> <p>(2) 乾式高温電気化学法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・1977年にロシアRIAR研究所が酸化物燃料製造ラインを建設しこれまでに酸化物燃料集合体をBOR60用426体、BN600用10体、BN350用2体の製造実績(ピン本数で約18,000本)。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・金属の振動充填燃料の製造実績は現在までに見当たらない。</li> <li>・しかし最近、電中研、原研等により本概念の検討、提案が行われている。</li> <li>・製造方法としては融体滴下法、ガスあるいは遠心アトマイズ法が提案され、従来の射出成形法に比べて鑄型が不要になるなど廃棄物発生量の低減に効果があるとしている。</li> <li>・一方、量産規模のプロセスを考える場合、工程がより複雑になることや金属U、Pu等の新しい微細な金属粉末は室温でも空气中で発火するなどの問題点が考えられる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・湿式の内部ゲル化法による窒化物粒子燃料の製造研究がPSIで行われている。</li> <li>・また、Am消滅ターゲット燃料製造の予備試験として(U, Zr)N粒子の製造試験も行われている。</li> <li>・さらに、最近、原研においても内部ゲル化法による高純度UN粒子の製造結果が報告されている。</li> <li>・照射試験はこれまでに実施例が少ないが、英国DFRにおいてTUIが製造したバイバック混合窒化物燃料についてペレット燃料ピンと合せて6本が最大線出力1300W/cm、燃焼度8at%まで照射されている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炭化物燃料は内部ゲル化法による燃料製造がスイスPSI研究所で精力的に行われてきた。</li> <li>・照射試験の例は少ないが、これまでにPSIにおいて2成分系(800μm, 70μm)の炭化物振動充填燃料を製造し、米国FFTF等で最大線出力910W/cm、燃焼度10at%まで照射した実績を有している。</li> <li>・照射挙動に関してはペレット燃料と比較して大きな相違が認められていないことが報告されている。</li> </ul>

表6.1.4 燃料製造システムの技術レベル調査結果(2/2)

システム	分類	技術方式	酸化燃料	金属燃料	窒化物燃料	その他
燃料製造システム	固体燃料	射出成型	<p>・射出成形法による酸化燃料の製造例は現在までに見当たらない。</p> <p>・これまでの射出成形法による金属燃料の製造実績から酸化燃料にこの方法を適用した場合、以下の問題点が考えられる。</p> <p>(1) セラミック燃料溶解用の約3000℃程度の誘導加熱炉の開発。</p> <p>(2) 熔融窒燃料の攪拌方法の開発。</p> <p>(3) 新たな鑄型材料の開発。</p>	<p>・ANLにおいてIFR用の3元系のU-Pu-Zr合金燃料の製造技術が実証された。</p> <p>(1) U-Pu-Zr合金製造用に小型の射出成形装置(約10本/バッチ)を製作した。</p> <p>(2) 通算数百回の運転を繰り返し、合計約1000本の照射試験用のピン(EBR-II燃料仕様を満たす)を製造した。</p> <p>(3) 以上より燃料仕様、製造技術、検査技術が確立されたことによりU-Pu-Zr合金燃料の射出成形技術の実用性は実証されたと考えられる。</p> <p>・国内において、射出成形の基礎試験を実施し、モールドの大きさや成形の関係を把握した。</p> <p>・課題としては、廃棄物低減のためモールドの再利用、核物質のロスの低減及び回収法の開発等である。</p>	<p>・射出成形法による窒化物燃料の製造例は現在までに見当たらない。</p> <p>・これまでの射出成形法による金属燃料の製造実績から窒化物燃料にこの方法を適用した場合、以下の問題点が考えられる。</p> <p>(1) セラミック燃料溶解用の約3000℃程度の誘導加熱炉の開発。</p> <p>(2) 熔融窒燃料の攪拌方法の開発。</p> <p>(3) 新たな鑄型材料の開発。</p> <p>(4) 融点以下での窒素の熱分解対策</p>	<p>・射出成形法による炭化物燃料の製造例は現在までに見当たらない。</p> <p>・これまでの射出成形法による金属燃料の製造実績から炭化物燃料にこの方法を適用した場合、以下の問題点が考えられる。</p> <p>(1) セラミック燃料溶解用の約3000℃程度の誘導加熱炉の開発。</p> <p>(2) 熔融窒燃料の攪拌方法の開発。</p> <p>(3) 新たな鑄型材料の開発。</p>

資料：「プルトニウム燃料工学」 日本原子力学会 (1998)  
 「核燃料工学」 日本原子力学会 (1993)  
 「新型炉燃料サイクル」 日本原子力学会 (1992)  
 「高速増殖炉」 安成弘著 同文書院 (1982)  
 「ATOMICA」 科技厅ホームページ  
 「原子炉燃料」 菅野昌義著 東大出版 (1981)  
 「粒子型金属燃料の概念」 日本原子力学会秋の大会予稿集 153 (1999)  
 「日本原子力学会誌50周年特集記事」 (1999年4月)

表6.1.5 MA、FPの分離技術の現状と主要な技術課題

対象		乾式法			
		酸化物電解法	金属電解法	フッ化物揮発法	
Np	現状	・ U, PuとともにNpを共同回収する溶媒抽出法について基礎試験をJNCで実施（高速炉、低除染）	・ ロシアにて実燃料試験を実施	・ 米国ANLにて基礎試験実施（理論予想99%以上分離）	・ 米国ANLにて実燃料による基礎試験実施
	課題	・ 抽出条件の最適化（回収率向上）	・ 工程合理化（プロセス開発） ・ 塩廃棄物リサイクル（処理） ・ 回収率向上		・ プロセス開発 ・ 回収率向上
Am	現状	（国内） ・ 従来溶媒抽出法の高レベル廃液からの分離技術としてTRUEXプロセスをJNCで開発し、実験室規模ながら新燃料スクラップより分離試験実施（回収率99%以上） ・ TRUEX法の課題であるRE分離を目的としてSETFICSプロセスをJNCで開発し、TRU基礎試験を実施 ・ 4群分離法のひとつとしてDIDPA溶媒抽出法を原研で開発し、1/1000規模の試験を実施（99.95%） （海外） ・ TALSPEAK法のほか各国で下記のプロセスを開発し実験室レベルの基礎試験を実施（詳細不明） ・ DIAMEX法+SANEX法（フランス） ・ TRPO法+Cyanex法（中国）	・ ロシアにて実燃料試験を実施	・ 米国ANLにて基礎試験実施（理論予想99%以上分離）	・ 基礎実験レベル
	課題	・ 方法により一長一短であるが、2次廃棄物発生量の低減、工程合理化及び随伴元素（主にRE）の分離が大きな課題	・ 工程合理化（プロセス開発） ・ 塩廃棄物リサイクル（処理） ・ 回収率向上		・ アルミナ洗浄技術開発 ・ Am, Cm溶解技術開発
Cm	現状	・ 現状では上記Amとともに回収するとしている ・ ただし、炉心・燃料の性能上、Cm分離の必要性がある場合、陽イオン交換法等の分離技術の適用が考えられる			
	課題	・ 上記Amの課題に加え、除熱の課題あり（湿式法）			
Tc	現状	・ 電解法について、JNCで模擬液基礎試験を実施 ・ 回収時の形態により鉛抽出（不溶解残渣より）、脱硝沈殿（TRU回収後廃液より）が適用可能性あり（技術レベル不明）	・ 蒸留分離法について実験室規模で確認		・ TcF <sub>7</sub> としてトラップ・加熱分離する方法について米国ANLで実燃料による基礎試験を実施
	課題	・ 随伴元素（Pd, Ag等）の分離技術	・ プロセス開発 ・ 回収率向上		・ MgF <sub>2</sub> からの分離技術開発（Npとの分離）
Cs	現状	・ FP沈殿上澄み・ゼオライトろ過について、JNCで模擬廃液試験を実施（98%分離）* ・ カリックスアレン法（詳細不明）	・ 揮発・トラップ法について、ANLでゴールド試験実施		
	課題	・ 不明	・ 不明		
Sr	現状	・ FP沈殿上澄み・ゼオライトろ過について、JNCで模擬廃液試験を実施（98%分離）* ・ クラウンエーテル法（詳細不明）	・ 揮発・トラップ法について、RICTでゴールド試験実施（詳細不明） ・ リン酸塩沈殿及びゼオライト吸着法の提案（詳細不明）		
	課題	・ 不明	・ 不明		
I	現状	・ 銀吸着材を用いたオフガストラップの実績あり（溶解工程） ・ IDOX法による溶解工程でI <sub>2</sub> の形態で回収 ・ 可能との提案あり（詳細不明）	・ 湿式法のオフガストラップ実績を流用可能（熱脱被覆工程）		
	課題	・ ターゲットを考慮した回収プロセス開発 ・ 2次廃棄物処理技術開発			

\* Cs, Srの沈殿上澄み・ゼオライトろ過及びIの銀吸着法についてはリサイクルを目的とした技術ではない。



表6.1.6 再処理、燃料製造に関するメーカー等からの提案技術

実施者 提案者	再処理法		燃料製造法
	提案方式	特徴とねらい	
湿式法	JNC 日本原燃	PUREX法(従来法)	ペレット法 ・軽水炉での実績に基づく製造技術
	JNC	PUREX法 (RETF-ベース：FBR用)	
	JNC	先進湿式法	簡素化ペレット製造 振動充填燃料 ・造粒工程/切削工程削除による簡素化 ・湿式ゲル化法によるスフェアパック燃料製造 ・溶液混合により粉末調整工程を削除
	メーカー	PUREX法の簡素化	ペレット製造 ・乾式熱処理による前処理、単サイクル溶媒抽出による簡素化、溶媒抽出工程に遠心抽出器採用 ・超臨界直接抽出法(オプシオン)
	メーカー	PUREX法の簡素化 又はイオン交換法	振動充填燃料 ・改良溶媒(アミド抽出) ・溶媒抽出工程に遠心抽出器採用 ・イオン交換樹脂を用いた再処理手法
	メーカー	PUREX法の簡素化	
	メーカー	PUREX法の簡素化	
	メーカー	PUREX法の簡素化	
	メーカー	PUREX法の簡素化	
	メーカー	PUREX法の簡素化	
乾式法	電中研	金属電解法の改良技術	簡素化ペレット製造 ・造粒工程/切削工程削除による簡素化
	メーカー	PUREX法の簡素化	
	メーカー	金属電解法の改良技術	射出成型(金属燃料) ・熔融金属から金属棒に成型 ・振動充填燃料による顆粒製造
	メーカー	金属電解法の改良技術	
	原研	金属電解法の改良技術	
	電力	酸化物電解法(RIAR技術)	振動充填燃料 ・再処理製品から直接顆粒が得られる
	メーカー	酸化物電解法(RIAR技術) の改良技術	振動充填燃料 ・同上
	メーカー	フッ化物揮発法の改良	振動充填燃料 ・フッ化物を水蒸気で転換し顆粒を得る
	メーカー	フッ化物揮発法の改良	
	メーカー	フッ化物揮発法の改良	

表6.1.7 採用研究テーマの概要

システム	研究テーマ名	研究概要
再処理	イオン交換法によるFBR燃料再処理の研究	国産のイオン交換樹脂を用いた湿式再処理方式は、廃溶媒の発生がなくかつコンパクトな分離工程が期待できる。現在、軽水炉燃料の再処理でのU/Pu抽出試験が実施されており、その成果を評価し、同法の高速炉使用済み燃料への適用性、TRUや長半減期核種の回収プロセスの検討をする。
	無配管化を目指した湿式再処理プロセスの合理化検討	湿式再処理法の欠点の一つである複雑な配管系の簡略化を目指した「パイプスプラント」概念を検討し、システムの簡素化・合理化を定量的に評価し、合理的な将来施設像を検討する。
燃料製造	遠心鋳造法・金型鋳型による金属燃料製造プロセスの合理化検討	金属燃料の製造技術として、従来の射出成型法とは異なる金属鋳型を用いた遠心鋳造法について、鋳造性及び廃棄物量に関する評価を行うとともに、その経済性及び環境負荷低減性の観点から成立性を検討する。

表6.1.8 燃料サイクルシステム関連の国際協力

協力項目	相手国	相手機関	実施内容(入手情報)	国内実施機関
サイクルプラントの高度化	ロシア	RIAR	乾式再処理・振動充填燃料製造に関する設計研究及びBOR-60使用済燃料を用いた工学規模試験	JNC
サイクル関連施設の運転経験	ロシア	VNIINUM, KRI	ロシアの湿式再処理、燃料製造施設を対象に運転経験情報を入力する。また、マイナーアクチノイド、長寿命FPの分離技術等の情報を入力する。	JNC
酸化物燃料充填燃料の照射試験及び評価	ロシア	RIAR	使用済燃料を乾式法で再処理し、製造したリサイクル酸化物燃料を用い、低放射の振動充填燃料ピンの照射試験を行い、照射健全性を調べるとともに、リサイクル燃料による振動充填燃料製造技術に係わる最適化検討を行う。	原電
酸化物燃料乾式再処理技術に関する研究	ロシア	RIAR	実使用済燃料酸化物燃料を乾式法で再処理し、酸化物を直接電解回収するための試験情報及び、処理速度向上、つば長寿命化、廃棄物処理、MA回収プロセスの検討。回収した酸化物を用いた燃料製造試験。	電力
振動充填燃料製造システム設計検討	イギリス	BNFL	BNFLの振動充填燃料製造に関するこれまでの情報を入力する。	JNC
内部ゲル化による振動充填燃料製造技術	スイス	PSI	PSIとの間で進めている振動充填燃料に関する共同研究を通じ、内部ゲル化及び振動充填によるNp含有振動充填燃料製造技術情報を入力し、評価する。	JNC
核種分離の高度化	フランス	CEA	TRU回収、長半減期核種回収に係わる技術について、研究員1名をCEA側に長期派遣し、情報交換を進める。	JNC
晶析プロセス試験	イギリス	AEA Technology, BNFL	1999年度はAEAテクノロジーズの、2000年度はBNFLの所有施設においてPu含有溶液を用いた晶析試験を実施し、所要のデータを得る。	JNC
乾式リサイクル技術に関する調査	イギリス	BNFL	乾式リサイクルシステム検討のため、英国BNFLの知見を調査する。	原電
乾式リサイクルプロセスのTRUを用いた小規模実証試験	EU	TUI	以下の試験を実施し、乾式リサイクル技術のプロセス実証を行い、プロセスの最適化に資する。 ・TRU試料及びTRU含有金属燃料を用いた乾式再処理電解精製プロセスの実証試験 ・TRU試料及び実高レベル廃液を用いた乾式分離プロセスの実証試験	電中研
酸化物燃料の金属への転換技術の試験	イギリス	AEA Technology	使用済み酸化物燃料を金属に還元する適切な方法を確立するために、リチウム等の還元剤を用いたPuやMAの還元試験を実施し、最適還元法を選定するとともに、模擬使用済みペレットを用いてプロセスの実証を行う。	電中研
U-Pu-Zr合金とFe系被覆管材との共存性に係わる炉外試験	イギリス	AEA Technology	燃料合金と被覆管との間で生じる液相形成反応の開始温度を評価する目的で、ウラン-プルトニウム-ジルコニウム合金と覆管材(鉄)を用いた拡散実験、および示差熱分析等を実施する。	電中研

## 2. 検討対象技術の選定

### 2.1 燃料形態と燃料サイクルシステムの組み合わせ

1. で述べた既往研究例及びシーズ技術の調査の結果より、各種燃料形態を軸に、再処理技術、燃料製造技術の適用可能な組み合わせを検討し、一次スクリーニングの結果を、マトリックスに整理した(表 6.2.1)。

再処理技術は大きく、湿式法と乾式法に分類される。また、燃料製造技術は、ペレット法、振動充填法、鑄造法及び被覆粒子燃料を対象として選定した。

酸化物燃料及び窒化物燃料に対しては、湿式法、乾式法のいずれの再処理法も適用可能である。また、燃料製造では、ペレット法、振動充填法及び被覆粒子燃料が適用可能と判断された。一方、鑄造法は原料を溶融して鑄込む方法であり、融点の高いセラミック燃料には適さない。

金属燃料に対しては、乾式再処理法が適用可能である。湿式法は適用が不可能ではないが、溶融に難があることから適用外と判断した。また、燃料製造技術としては鑄造法が適用可能である。振動充填法については、近年、仁丹状の粒子製造のアイデアはあるが、金属粉の発火の可能性等の点から、適用外とした。

炭化物燃料は、前述の通り検討から除外した。また、液体燃料については、炉の成立性が前提であり、燃料サイクル技術としての検討は現段階では実施しないこととした。

表 6.2.1 にはこうしてマトリックス化された組み合わせに対し、各再処理法、燃料製造法の主たる検討のポイントも合わせて示した。

再処理技術の内、湿式法は最も実績のある技術であり、検討のポイントは経済性の向上である。そのために、工程の簡素化、液体廃棄物発生量の低減を図る必要がある。また、TRU 回収工程の検討と回収率向上、工程の簡素化や核拡散抵抗性向上のための Pu 非分離回収技術なども重要な検討項目となる。

乾式法については、溶融塩電解を採用した技術については、バッチ処理が想定されるため、工程間の核物質移送技術が検討のポイントの一つとして上げられる。また、湿式法と異なる塩廃棄物の処理技術及び乾式法に適合する計量管理手法の確立も重要な課題である。湿式法と同様、TRU 回収率の向上も検討のポイントとなる。

燃料製造技術としては、ペレット法が、これまで酸化物燃料を中心に技術開発が行われており、最も実用に近い。経済性向上を目指した工程の簡素化、FP 混入や MA リサイクルの観点での低除染燃料への適用性、そのための遠隔自動化技術等が主要な検討のポイントとなる。

振動充填燃料は、これまで軽水炉燃料や高速炉燃料に対し検討されたが、密度の確保、O/M 比の低減化等必ずしも十分な結果が得られていない。しかし、将来の低除染燃料への対応として、再検討がなされている技術である。高密度粒子を得るための造粒工程の合理化、Pu 富化度調整技術、及び充填密度確保に関する品質管理等が検討のポイントとして挙げられる。また、手法に応じて、廃棄物量低減化についても検討が必要と考えられる。

鑄造法は金属燃料に対する有力な技術であるが、実績のある射出成型法においては、現状、鑄型が廃棄物となるためその廃棄物量低減方策の検討が重要なポイントである。また、それらに付着する U、TRU 等のロス率の低減、溶融するつぼの寿命延長などが主要な検討課題である。

被覆粒子燃料については、これまで、高速炉サイクルにおける利用に関する検討事例がなかった。前述のように、被覆粒子燃料は製造工程が複雑となり、サイクル費の観点ではコストアップ要因となると考えられる。このため、被覆粒子燃料を採用した炉概念の検討を優先し、その結果を受けて、サイクル技術として必要な検討を行うこととした。但し、製造技術に関しては、高温ガス炉での経験があるため、当面、その経験を調査する。再処理については、燃料周辺の被覆材の分離が可能となれば、その後は、湿式法、乾式法のいずれでも対応可能と考えられる。

## 2.2 検討対象範囲の設定

### (1) 検討対象範囲設定の考え方

2.1 で燃料形態とサイクルシステムの組み合わせを示したが、この中で、具体的に検討を進めるサイクルシステム技術の範囲を設定した。範囲の設定に当たっては、FBR 燃料サイクルにおいては、低除染の燃料の使用が可能であるとの特長を生かし、過去に棄却された技術の見直しも視野に入れた。また、燃料形態との相性や再処理と燃料製造技術の整合性に配慮した。プロセスの一部代替で、経済性向上等の目標達成の可能性が期待出来るものについては幅広く対象とする事とした。更に、検討に当たっては、基本的に類似技術が適用できる組み合わせについては、検討しやすい組み合わせを優先させることとした。

### (2) 燃料形態

燃料形態としての検討対象は、酸化物燃料、窒化物燃料、金属燃料とした。2.1 で述べたように、炭化物燃料、液体燃料は実用化候補としての検討から除外している。酸化物及び窒化物燃料に対しては、ペレット及び振動充填燃料を検討対象とし、金属燃料に対しては、U、TRU、Zr の 3 元合金を対象とした。金属燃料に対しては、ボンド材との関係、又窒化物燃料に対しては、ボンド材との関係の他、N-15 濃縮等の観点も併せて検討する必要がある。

### (3) 再処理システム

再処理システムの内、湿式再処理法については、軽水炉燃料の再処理法として実績のある PUREX 法(抽出溶媒としてリン酸トリブチル：TBP を使用)に対し、開発目標に合致するようサイクル機構が考案した「先進湿式法」を主たる検討対象とする。先進湿式法は、PUREX 法を大幅に見直した「簡素化溶媒抽出法」に、大量に存在するウランをあらかじめ粗分離して、後の溶媒抽出工程の負荷を低減する「晶析法」及び TRU 回収機能を組み合わせた方法である。

また、この他、先進湿式法の一部を代替、補完するプロセスとして、高性能イオン交換体を用いた「イオン交換法」、分解性のアミンを抽出溶媒として使用し、廃棄物発生量の低減を図ると共に、TRUの回収も意図した「アミン抽出法」、超臨界状態の二酸化炭素にTBP-硝酸錯体を添加して、使用済み燃料から直接U、Puの抽出を行うと共に、FPを固体として分離することにより、廃棄物処理の負荷低減を目指す「超臨界流体抽出法」、中和等によりFPを順次沈殿物として分離する「沈殿法」等も検討の対象とした。さらに、湿式法の特徴である配管系を極力削減するパイプレスプラントの概念を検討し、合理化の可能性を追求する事とした。

乾式法としては、現在、諸外国を含め開発が実施されている、熔融塩中での電解を利用した方法として、電極等に燃料を酸化物の形態で回収する「酸化物電解法」(RIARで開発されたものを改良)及び電極に燃料を金属ないし合金の形で回収する「金属電解法」(ANLで開発されたものを改良)を選定した。また、現在、開発活動はなされていないものの、過去にかなりの開発実績があり、高速炉燃料として、低除染が許容されることによる見直しで、経済性向上の可能性が期待される「フッ化物揮発法」(過去、米国、フランス、ロシア、日本等で開発事例があり、フッ化物気体の生成し易さの違いにより燃料とFPを分離する方法)も検討対象として選定した。

#### (4) 燃料製造システム

燃料製造プロセスについては、酸化物燃料として実績があり、溶液での富化度調整を事前に行い、造粒、焼結工程等を削減した「簡素化ペレット法」及び粒径の異なる燃料粒子を直接被覆管に装荷し、振動により充填する「振動充填法」を酸化物燃料(窒化物燃料)に対する製造法として選定した。

振動充填法につながる顆粒製造技術としては、湿式再処理との整合性が良い方法として、アンモニアを用いてほぼ真球に近い粒子を得る「ゲル化法」、また、乾式法との整合性の観点から、再処理で回収された高密度顆粒を粉碎して、不定形の顆粒を得るロシア型の技術、再処理製品を転換して得られる酸化物粉末を粒径調整及び高密度化するための転動造粒法、更に、流動床において顆粒を成長させる方法などを、各々の再処理技術と組み合わせて検討することとした。

金属燃料に対しては、燃料合金を熔融し、圧力差や、加速度等により、鑄型に鑄込む「鑄造法」を選定した。これまで、米国ANLで実績のある「射出成型法」の他、鑄型廃棄物の低減を目指した、金属鑄型による「遠心鑄造法」を検討対象とした。

その他の製造法として、ガス冷却炉用燃料としての「被覆粒子法」についても、調査の対象としている。

表 6. 2. 1 燃料形態とサイクル技術の組合わせと各技術の検討のポイント

		酸化物	窒化物	金属	検討のポイント
再処理	湿 式	○	○		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 工程の簡素化</li> <li>・ TRU 回収率の向上</li> <li>・ 液体廃棄物発生量の低減</li> <li>・ Pu 非分離回収</li> </ul>
	乾 式	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 工程間の核物質移送技術</li> <li>・ TRU 回収率の向上</li> <li>・ 塩廃棄物処理</li> <li>・ 計量管理手法の確立</li> </ul>
燃料製造	ペレット	○	○		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 工程の簡素化</li> <li>・ 低除染燃料への適用</li> <li>・ 遠隔自動化</li> </ul>
	振動充填	○	○		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 造粒工程の合理化</li> <li>・ Pu 富化度、充填密度等の品質管理</li> <li>・ 廃棄物量低減</li> </ul>
	鑄 造			○	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 鑄型廃棄物量の低減</li> <li>・ 歩留まりの向上</li> <li>・ るつばの寿命延長</li> </ul>
	被覆粒子	○	○		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉システム、再処理との整合性</li> </ul>

○は適用可能な技術を示す。

### 3. 再処理システムの概念検討

#### 3.1 再処理技術検討の視点

##### (1) 着眼点

FBR は燃料中の不純物に対する感受性が低い、言い換えれば、必ずしも高い除染係数の再処理を必要としないで製品をリサイクル利用できるという特徴がある。この点に着目し、さらに、多量の Pu の取り扱いへの配慮、燃料製造との境界条件の適正化などを念頭において実用化に向けた再処理技術の検討を進めるものとする。

検討における主な着眼点を以下に示した。

##### ① 低除染燃料サイクル

設計要求において、新燃料中の FP 混入率上限の暫定値を 2wt%/HM と規定している。この詳細値は今後の検討で変わりうるが、仮に一桁低い値が上限であったとしても、最高燃焼度 15 万 MWd/t の使用済み燃料は  $10^2$  程度の除染係数で再処理できればよい。すなわち、現行の PUREX 法では  $10^7$  以上の除染係数が得られているが、このような高い値は必要でなくなり、従来、高除染化に難があるとして開発が放棄されていた PUREX 法以外の再処理の適用も可能となる。

##### ② U/Pu 共回収

低除染燃料サイクルでは燃料製造における被ばく対策という新たな負担が生じるため、再処理では炉心燃料に適した組成の U/Pu 混合物として共回収し、製造工程を可能な限り簡素化するように配慮すべきである。Pu を単離しないことは核拡散抵抗性向上にもつながることである。

##### ③ 炉心/ブランケット混合処理

ブランケット燃料中には高フィッサイル率の Pu が存在するため、これを単独で処理することは、たとえ低除染の状態でも Pu を回収するとしても決して好ましい方向ではない。このため、ブランケット燃料はフィッサイル率の低い Pu を多量に含む炉心燃料と混合処理することとし核拡散抵抗性を高めることとする。

##### ④ U 及び Pu 回収の主工程における取り扱い量の減少

炉心燃料とブランケット燃料の混合処理においては、多量の U が存在するため機器容量や試薬使用量が增大し施設の大型化をもたらす。炉心燃料製造に必要な U/Pu 量に比べ余剰に存在する U を主分離工程に先立ちなんらかの簡易な方法で分離し、主工程の簡素化及びそれに伴う廃棄物発生量の低減を目指すべきである。

##### ⑤ FBR 使用済み燃料の固有の仕様への対応

軽水炉燃料とは異なる燃料集合体形状、高 Pu 含有量、高燃焼度化など FBR 使用済み燃料の固有の仕様への対応も必要である。



## (2) 検討の進め方

3つの燃料形態(酸化物、窒化物、金属燃料)に応じて適切な再処理方法の組み合わせが考えられる。事前検討の結果、酸化物燃料と窒化物燃料の再処理については基本的に類似の技術が適用可能であることが明らかになったため、まず経験の多い酸化物燃料サイクルについての検討を行い、その結果をベースに窒化物燃料サイクルについて概略評価を行うこととした。具体的には、まず事前検討で指摘された課題に対するプロセスの改良方策を検討し、それに基づく物質収支、設備機器仕様の概念設計検討を進める。その後、施設内の概略の配置設計を行い施設全体の物量を把握した上で経済性等の評価を行う。また、これと並行して固有の特徴をもつ金属燃料サイクルに関する検討を行うこととした。

システム設計における施設規模としては、炉心燃料及びブランケット燃料を合わせた処理量として50tHM/年及び200tHM/年の2ケースとし、経済性等に及ぼす施設規模の効果も評価することとした。検討対象とする再処理技術の特徴を考慮し、1999年度の検討においてはスケールメリットが期待できる湿式法については200tHM/年、系列化で対応する乾式法については50tHM/年を設定した。再処理費の計算にはその規模における操業費の推定も必要である。経験ある湿式法についての推定は1999年度内に可能であるが、乾式法については2000年度に行うこととする。

なお、燃料の形態が異なると単位出力あたりの使用済み燃料の量(HM換算)も異なるため、上の検討で得られた再処理費の大小とサイクル費の大小の関係は単純に比較できないことに注意が必要である。

再処理の検討範囲は原則として製造に適した固体(粉末、顆粒等)を得るまでとして設定した。

## 3.2 湿式再処理法の検討

湿式再処理法として、先進湿式法及びその代替・補完技術の概念検討を行った。その結果をまとめると表6.3.1に示す通りとなる。以下、各々の技術について述べる。

### (1) 先進湿式法

#### (i) 特徴

湿式法は、水相と有機相でのイオン等の溶解度差を利用して元素分離を行う方法である。使用済燃料の溶解液からPuやTh等の再利用可能な核燃料物質を湿式法で抽出する技術は、古くから開発されており、Puを単独で抽出し高純度で精製するPUREX法は、軽水炉使用済燃料の再処理技術として国内外で実用化されている唯一の方法である。

一方、工程が長大・複雑化することによる経済性の圧迫や多量の廃棄物発生と

いった課題が指摘されている。さらに、FBR 再処理への適用に対しては、多量の高純度 Pu を単独で取扱うことによる核拡散抵抗性への懸念が挙げられる。

しかしながら、FBR は燃料中の不純物に対する許容量が大きく、低除染の燃料をリサイクルすることが可能である。この特長を踏まえると PUREX 法による再処理技術は、下記の見直しに基づく合理化・高度化により、実用化に適用し得るシステムとなる可能性がある。

- ・ 共除染の前に U を粗分離すること
- ・ Pu を低除染係数で U、Np とともに回収すること
- ・ 高レベル廃液より Am, Cm を分離すること

## (ii) 検討の新たな着眼点

PUREX 法に対して実用化の開発目標を照らして、図 6.3.1 に示す合理化・高度化策を中心に設計検討を行うこととした。また、実用化の開発目標を満足するために従来法以外の方法で採用可能な代替・補完技術についても次項で検討することとした。

## (iii) 検討状況

設計検討の諸条件は前述の設計要求に従うこととし、湿式法によるスケールメリットを考慮してプラント規模は 200tHM/年とした。このほかに新たな着眼点を加味して、プロセス構築、物質収支評価、機器・設備検討、施設設計概略評価を行った。また、処理性能や保守・補修性、合理化方針等のユーザオプションを想定し、多様な視点から検討を行うこととした。TRU 回収技術については、サイクル機構により、従来知見をベースとした概略評価から、得失として評価することとした。

### (a) プロセス構築、物質収支評価

機器・設備の仕様も視野に入れてプロセスを構築し、文献による分配係数等の知見を用いて物質収支を評価した。先進湿式法のプロセスフローを図 6.3.2 に示す。

晶析工程では、共除染前の清澄液の温度を降下させ、U/Pu/Np 分離の前に大半の U を固体の UNH として分離する。このため、下流の必要流量が低減され、U/Pu/Np 回収工程の流量は晶析法を採用しない場合の約半分、ラフィネート流量は約 2/3 となった。

U/Pu/Np 回収工程には、PUREX 法の様に Pu を単独分離せず、単サイクルで U/Pu/Np を共回収する簡素化溶媒抽出法を採用した。また、FBR が燃料中の不純物に対して大きな許容量を有することから、精製系を持たないこととした。簡素化溶媒抽出法は、抽出条件の最適化を除けば、従来知見を流用できる部分が多い。TRU 回収工程については、随伴する希土類元素量を合理的に低減する必要があり、既存の海外技術との比較の結果、上流の工程との連続性、操作性・

分離性能等の観点からサイクル機構で開発した SETFICS 法による Am,Cm 回収工程を採用した。なお、晶析法や TRU 回収技術は基礎実験レベルにあり、元素の移行挙動等不明な部分が多々あるため、物質収支に幾分かの仮定を用いていることに留意しなければならない。

物質収支評価の結果、U/TRU 回収率は 99%以上を達成でき、設計要求を満足する。ただし、更なる回収率向上を図るには不溶解分のロスを低減するほか、せん断時の飛散粉末やサンプリングの低減が必要となる。FP の除染係数は  $10^3 \sim 10^4$  と評価された。

#### (b) 機器・設備検討

物質収支評価結果より必要機器の仕様・員数を吟味し、設備の検討を行った。前処理設備の系列数については、設備の合理化を優先して 1 系列とする方法と処理性能の担保を優先し 2 系列とする方法の各々について検討した。

晶析法の採用は新たな設備を追加することとなるが、下流の工程の流量減少による機器容積の低減や U 濃縮設備削除等のメリットの方が大きい。抽出器には、所要の性能を有し、かつ小型の遠心抽出器を採用することとし、U/Pu/Np 回収設備のコンパクト化を図った。遠心抽出器の例を図 6.3.3 に示す。なお、遠心抽出器の採用により起動時間を 1 日程度に短縮でき、ミキサセトラ方式の数週間よりかなり短縮されるため、稼働率の向上も期待できる。

セルの大きさに大きく影響する主要槽類は 100 基程度である。これらの総容積は、液の交換頻度の考え方に依るが  $340 \sim 600 \text{ m}^3$  となる。

TRU 回収設備は、水相排出液量で U/Pu/Np 回収設備の約 1.5 倍(廃液量は約 5 倍)、廃溶媒は同程度となる。また、遠心抽出器の必要台数が増えることや特殊廃液処理設備が必要となるため、設備規模は U/Pu/Np 回収設備と同程度になる。

#### (c) 施設設計概略評価

機器・設備検討結果に基づき、セル内配置、廃棄物処理、保守性等を考慮して、施設設計の概略評価を実施した。燃料製造施設との一体化プラントを想定した場合、廃棄物処理設備等の共有設備やメンテナンスのためのセル空間の設定により幾分容積は増減するが、建屋容積は概ね 70 万  $\sim$  100 万  $\text{m}^3$  程度になる見通しである。プラント運用の観点から保守区域等に十分な余裕をもたせるならば 110 万  $\text{m}^3$  程度は必要となる。このうち TRU 回収設備は約 10 万  $\text{m}^3$  を占めている。

廃棄物発生量低減の観点から採用したソルトフリー技術、回収水・酸の再利用及び蒸留処理により中低レベル廃棄物量は約 20%削減される。一方、晶析塩の洗浄廃液、TRU 回収設備の廃液等による廃棄物発生量増加もある。施設全体でのガラス固化体発生量は約  $60 \text{ m}^3/\text{年}$ (東海 TVF 仕様)、TRU 深地層/高  $\beta \gamma$  相当廃棄物は合計約  $200 \text{ m}^3/\text{年}$  であり、先進湿式法再処理施設の廃棄物発生量は、PUREX 法再処理施設の廃棄物発生量と同程度になると見込まれる。

## (d) 技術開発課題

U/Pu/Np 共回収プロセスは小規模ホット試験で確認されているが、晶析法や新たな機器を採用することから、具体的な設計を開始するまでに下記の技術開発課題をクリアにする必要があると考えられる。

- ・機器の耐久性や信頼性の確認(小型遠心抽出器等の稼動部を持つ機器)
- ・プロセスの制御精度向上(U/Pu/Np 共回収の精度)
- ・晶析装置の開発(温度制御性、晶析塩の排出方法等)
- ・TRU 回収設備のフローシート最適化
- ・核種移行率の詳細検討(設計精度の向上)

また、TRU 回収については、共除染後の高レベル廃液より溶媒抽出法で回収することとし、開発実績、抽出能力、使用溶液量及び上流の工程との整合性の観点からその溶媒に CMPO を用いることを前提としている。しかし、設備が大きく経済性への負担が大きいため、回収の考え方の見直し(新溶媒による主分離としての U/TRU 一括回収)や溶媒抽出法以外の方法を含めた機器・設備の合理化が必要である。

## (iv) 窒化物燃料への適用性

窒化物燃料の再処理は、基本的に酸化物燃料の再処理技術と類似の技術を用いることで対応可能である。ただし、窒化物燃料特有の課題として、ボンド材への対応(ここでは窒化物燃料と相性の良い Na ボンドを想定する)、C-14 の回収及び N-15 の回収があるため、下記の機器・設備が必要となる。

- ・Na ボンド材を使用する場合、空気や水分との接触を避けるため、機械的前処理セル(集合体解体～せん断)を不活性雰囲気としなければならない。また、空気または酸素のアシストガスを使用するレーザー解体機以外の装置を用いなければならない。
- ・天然窒素を用いる場合、炉内での  $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$  反応により大量の C-14 が生成するため、オフガス処理系において C-14 の回収設備が必要となる。また、N-15 濃縮窒素を用いたとしても、濃縮度により C-14 回収が必要になる。
- ・N-14 の炉物理的な影響と N-15 濃縮の手間を考慮すると、再処理で N-15 を回収し再利用することが望ましいため、N-15 の回収設備が必要となる。

上記を踏まえ、N-15 濃縮の有無及び Na ボンドの有無についての 4 種類の組合せに対して、プロセスフロー及び機器・設備の検討を行い、酸化物燃料再処理施設に対するコストの得失を評価した。前処理設備(解体～溶解工程)はボンド材除去や窒素回収等の必要設備が付加されるため最大 2.0 倍まで増大する可能性がある。オフガス処理設備は C-14 回収のため 3～5 倍の規模が必要となる。保守設備や空調・換気設備も多少増加する。

以上のことから、酸化物燃料を対象とした湿式再処理施設を基準にすると窒化

物燃料の対応のために最大 20%強のコスト増加が見込まれる(Na ボンド、99% N-15 濃縮窒素のケース)。

窒化物燃料への対応には、その仕様により様々な技術開発が必要となる。Na ボンド対応には不活性雰囲気セルやボンド Na の除去関連設備の開発が必要となり、N-15 濃縮の程度によっては、その回収技術の開発も必要となる。また、環境負荷低減の観点から、C-14 の回収技術や低容積の固化処理技術開発は重要な課題となる。

## (2) 代替・補完技術

従来法による湿式プラントは、連続処理や封じ込め性のメリットはあるものの、大量の溶液、溶媒を使用するため、設備規模が大きくなり、廃棄物発生量も多くなる。このため、施設合理化や廃棄物発生量低減等の観点から、従来法以外の様々な技術を代替・補完技術として先進湿式法再処理施設に適用した場合の影響を検討した。

### (i) イオン交換法

機器のコンパクト化による経済性向上を目的とし、国内で開発された高速イオン交換体によるイオン交換法を U/Pu 及び MA 分離法に適用した再処理施設の概略検討を行った。本案は革新的アイデアとして選定したものである。

検討対象としたイオン交換法による分離工程のスキームを図 6.3.4 に示す。先進湿式法の U/Pu/Np 回収工程に代わる部分は、AR-01 イオン交換体の部分である。また、CMPO 及び Cyanex301 吸着剤カラムは TRU 回収工程に相当する。

イオン交換体の分割と隙間への吸収体挿入等、機器の容量を極力コンパクトにしながら臨界安全を確保するとした場合、機器類の総容量は前述の先進湿式法における U/Pu/Np 回収設備のものよりも小さく、必要なスペースもコンパクトとなる。特に、イオン交換法による TRU 回収設備は、先進湿式法の場合の 1/4 弱となる。

一方、本方法で廃溶媒は発生しないものの、年間 0.5m<sup>3</sup> 程度の廃イオン交換体が発生することや、低濃度の溶液を多量に用いるため廃液発生量が多く、高レベル廃液の発生量が簡素化溶媒抽出法の 3 倍弱となる。このため、廃液濃縮設備の多段化等、廃棄物処理設備は増大する。

このため、再処理施設としての建屋容積は、先進湿式法の建屋容積とそれ程変わらないと考えられる。ただし、先にも述べた様に、TRU 回収設備の小ささは経済性向上に対して魅力的である。

イオン交換法は代表的な分析手法として多くの実績を有するが、不溶解残渣を含む実液による閉塞や交換体の寿命、耐放射線性等、再処理技術特有の課題への対応が必要である。また、イオン交換法は弁操作を必要とするため、臨界安全や抽出操作の制御性を含めた確認試験とこれらの設計へのフィードバックが重要である。

## (ii) アミン抽出法

U/Pu/Np 回収工程の必要流量を減らすことによる廃棄物量低減を目的とし、高飽和状態の溶液を使用でき、比較的高い除染性能が期待できるトリオクチルアミン(TOA)と TBP の混合溶媒を採用した再処理施設の概略検討を行った。

溶媒に用いている TOA は、IV価イオンに対する分配係数が大きいため Pu 等の廃液側への移行を抑えつつ、TBP のみの場合よりも高い飽和度での回収が可能となるため、溶媒量低減が期待できる。また、FP が抽出されにくいこと、飽和度が高いことから、スクラブなしの条件でも高い除染性能を担保できる。

TOA/TBP 混合溶媒を用いた場合、供給溶媒量は TBP のみの場合の約 2/3、水相液量は約 4/5 となる。また、抽出段数は 3/4 になる。ただし、U/Pu/Np 回収設備の構成が簡素化溶媒抽出法の共除染・洗浄・逆抽出の 3バンクから、U/Pu 抽出・U/Pu 逆抽出・U 抽出・U 逆抽出の 4バンクに増えること(抽出の 2バンクが簡素化溶媒抽出法の共除染に相当)等から、物量としての設備全体の低減効果は小さく、簡素化溶媒抽出法再処理施設と同程度の建屋容積と考えられる。TOA の除染性能等の未確認部分が多いため、廃棄物発生量の同定は困難であるが、設備規模が殆ど変わらないため簡素化溶媒抽出法と同程度になる可能性がある。

ただし、TRU 回収のための溶媒として TOA の魅力はあり、Ce の随伴や材料腐食、錯体や劣化生成物の安定性等の課題はあるものの、工夫により主工程として Pu を MA とともに回収できる可能性がある。

## (iii) 超臨界流体抽出法

溶解工程と抽出工程の一体化によるシステムの簡素化、廃液発生量の低減及び FP を含む廃棄物処理設備の合理化を目的とし、超臨界流体抽出法を代替プロセスとして採用した再処理施設の概略検討を行った。

本方法では、TBP と CO<sub>2</sub> 超臨界流体の混合溶媒を用い、脱被覆後の燃料粉から U/Pu を直接抽出するものである。この操作を容易に行うため、前処理には熱処理による脱被覆法を採用することとし、別途 I を揮発分離する。これにより溶解から抽出の操作を 1つの機器で実施できる。直接抽出塔の例を図 6.3.5 示す。前処理後の燃料粉を上部より受入れ、抽出塔下部より流入する CO<sub>2</sub> 超臨界流体溶媒により U/Pu は回収され抽出塔上部より出る。FP はスラリ状で抽出塔下部のトレイに受けられる。直接抽出塔の運転温度は 40℃、運転圧力は 12MPa である。

本方法を採用した場合、溶解から抽出までの工程簡素化及び高レベル廃液の濃縮工程削減により、簡素化溶媒抽出法による再処理施設と比較して約 10% 建屋容積は削減され、高レベル廃液処理設備の簡素化を含めて経済性向上の可能性はある。直接抽出塔の性能等、未確認部分が多いため、廃棄物発生量の同定は困難であるが、設備規模が 1割減少することを勘案すると、廃液量も同程度減少すると考えられる。スラリ状 FP の固化廃棄物の発生はあるものの、施設全体として見

た場合、簡素化溶媒抽出法より廃棄物発生量は減少すると考えられる。

ただし、燃料粉体からの直接抽出による入量計量の困難性、粉状燃料の滞留・飛散、高压容器の使用に対する封じ込め機能の確保等々技術的課題は数多い。また、本システムでは超臨界流体で抽出した U/TRU を湿式法で逆抽出するとしたが、この工程を簡素化できる可能性もある。

#### (iv) 沈殿法(水酸化物沈殿法)

沈殿法全般(水酸化物沈殿、シュウ酸沈殿及び過酸化水素沈殿)の定性評価を行い、そのうち中和処理等により FP 等を沈殿物として回収することを目的とし、水酸化物沈殿法を補完プロセスとして採用した場合の再処理システムへの影響を検討した。ただし、検討に必要なデータが少ないため、ここでは定性的な検討結果のみを述べる。

最近、提案されている水酸化物沈殿法では、製品(U/Pu 水酸化物沈殿)を得るまでに、Pu の炭酸錯体を形成して、その過程において FP 等を順次沈殿物として取除く方法がある。この方法では、使用済燃料の硝酸溶解液に  $\text{Na}_2\text{CO}_3$ - $\text{NaHCO}_3$  混合溶液を添加し、Cm,Am,Sr,Ba 及び希土類元素などを沈殿物として分離した後、テトラフェニルボロネートナトリウム(STPB)により Cs を沈殿分離する。その後、水酸化ナトリウムを添加し pH を上げて U/Pu を沈殿回収する。本方法は有機溶媒を用いないため、火災・爆発等の潜在的危険性を持たず、高濃度の硝酸を含まないプロセスとして安全上の魅力が大きい。

一方、工程数が多くプロセスが複雑化すること、回収 U/Pu 沈殿物の固液分離時の回収ロスが比較的大きいと予想されること、沈殿物として回収した FP 等の処理設備が多たとなること、臨界対応の装置や容器で構成される部分が他方法より多いと推定されること等から、経済的に不利となり得る要因が多々ある。

廃棄物発生量の観点からは、多量に発生するナトリウム塩の回収リサイクル技術開発、沈殿物処理に伴う 2 次廃棄物処理技術開発が重要課題となる。ただし、一部の LLFP を沈殿・分離することができ、環境負荷低減の観点からのニーズに応えるポテンシャルを有している。

#### (v) パイプレスプラント(晶析法+過酸化水素沈殿法)

先進湿式法等で採用している溶媒抽出法は、多量の溶媒・溶液を用いた連続処理を行うものである。このため、システムの配管は長く、複雑になるため、経済的に不利であるとの意見もある。パイプレスプラントは、工程の機能を局限化・独立化し、無配管化を指向するプラントである。ただし、パイプレスプラントは溶媒抽出法よりも、むしろ上記のイオン交換法や沈殿法等のバッチプロセスに向いており、再処理方式との相性も勘案しつつ、パイプレス再処理施設の概略検討を行った。本案は革新的アイデアとして選定しものである。

パイプレスプラントの検討にあたっては、バッチプロセスに適用可能な既存技

術をサーベイし、設計要求と照らしあわせた。その結果、パイプレスプラントへの適合性、技術的成立性に関して、晶析法と過酸化物質沈殿法または晶析法とイオン交換法の組合せが優れていることがわかり、実用化の開発目標のうちの廃棄物発生量低減を重視し前者が最も適していると判断した。パイプレスプラントの工程概念図を図 6.3.6 に示す。各工程は移動槽がそれぞれの機能を持つステーションで実施され、順次、後工程に送られる。このため、湿式法再処理施設での高コストに影響する配管施工を大幅に簡略化できる可能性がある。暫定評価では、再処理設備部分のセル面積は、簡素化溶媒抽出法の場合の約 1/3 となる。また、高レベル廃液発生量は約半分となる。

パイプレスプラントはインクや薬品製造等の一般工業で実用化が始まっており、再処理技術に対してもその魅力は大きい。ただし、核燃料の再処理という特異な技術ゆえに動的機器を多く抱える技術として、乾式再処理同様の技術開発課題(マテリアルハンドリングやその制御、入計量管理、耐震設計、臨界安全設計等)が残されている。

### (3) 要素技術開発

先進湿式法は、晶析技術、簡素化溶媒抽出技術及び TRU 回収技術に大別される。サイクル機構ではこれらの各技術について下記の要素技術開発を実施し、プロセス構築や機器・設備設計検討に必要な基礎データを取得し検討を行っている。

- ・ U 晶析に係る基礎物性データ収集(反応熱、Pu 硝酸系溶液中での析出挙動等)
- ・ 高重金属濃度環境下での溶解データ収集
- ・ CPF 試験データに基づく簡素化溶媒抽出法の除染性能評価
- ・ SETFICS 法コールド試験(非放射性 FP 分配データ取得)
- ・ 抽出分離メカニズムに係る理論研究 等

また、設計要求への対応として、先進湿式法以外の湿式技術の基礎データ整備(物性、プロセスデータ)、長半減期 FP の分離基礎研究(分離方法、回収形態・性能等)、廃棄物低減技術開発(廃溶媒分解技術に係る基礎研究)を実施している。本年度の要素技術開発の成果を表 6.3.2 にまとめる。

## 3.3 乾式再処理法の検討

乾式再処理法として、酸化物電解法、金属電解法、フッ化物揮発法の 3 方法を検討した。酸化物燃料、金属燃料を対象とした検討結果をまとめると表 6.3.3 の通りとなる。以下各々の方法について述べる。

### (1) 酸化物電解法

#### (i) 特徴

ロシアの技術をベースとした酸化物電解法は、熔融塩中での元素の存在形態及びそれらの酸化還元電位の差を利用して、元素分離を行う手法である。しかし、



湿式法の代表である PUREX 法のように、ウランやプルトニウムに選択的な抽出作用をする媒体を用いていないこと、固体の析出を伴い、多段処理が出来ないこと等から、本質的に核分裂生成物の除染性は PUREX 法に劣る。

一方、本技術の最大の特徴は、熔融塩を利用して、電解により電極に燃料を析出させるプロセスが、再処理の基本プロセスを構成し得ると同時に、振動充填燃料用の高密度顆粒を得るための前処理プロセスを兼ねることが出来る点にあると考えられる。このことは、酸化物燃料を対象とした場合、再処理と燃料製造を総合的に見て、整合性の良い、コンパクトなシステムとなるポテンシャルを持つことを意味する。

しかし、FP を多量に含む使用済燃料を対象とし、その FP を効率良く分離する必要のある再処理工程と、顆粒製造の前処理プロセスが、工学的にみて、同時に可能であるかどうか見極める必要がある。

事実、ロシアでは、当初、再処理プロセスとしては、Pu を回収する工程として、沈殿プロセスによるアプローチを採用している。

ロシアのオリジナルのプロセスでは、上記のように、Pu を沈殿により、PuO<sub>2</sub> として単独で回収すると共に、電解で回収する UO<sub>2</sub> は資源的に当面の利用は不要として、長期保存をすることとしている。この UO<sub>2</sub> には、白金族系の FP が同伴する。また、MA の回収についても考慮されていない。また、再処理の前処理プロセスである脱被覆工程については、必ずしも特定の技術が選定されていないのが現状である。

## (ii) 本研究における検討の新たな着眼点

本技術を我が国に適用する際には、UO<sub>2</sub> の再利用を前提にする必要があると共に、実用化戦略調査研究における設計要求を満たすために MA の回収法の検討も必要となる。又、燃料として、Pu スポットの回避等幾つかの検討が必要である。本研究においては、このような視点を考慮して下記のような着眼点での工程の改良を行った。

- ・ 処理速度向上及び塩素使用量の低減を図るために、UO<sub>2</sub> の溶解と析出を同時に行う同時溶解析出プロセスの採用。
- ・ 白金族 FP を UO<sub>2</sub> から分離するための工程の追加。
- ・ U/Pu を同時に回収する共析出工程の採用。
- ・ MA 回収率向上のための絞り電解工程の付加。

## (iii) 検討状況

上記着眼点に基づき、150 万 KWe 級の FBR 約 3 基相当に対応するプラント規模である 50tHM/年の処理容量を持つサイクル施設施設の検討を行った。

### (a) プロセス構築、物質収支評価

基本プロセスを図 6.3.7 に示す。前処理工程としては、我が国で検討事例があ

る、ロール矯正法を選定した。脱被覆された燃料粉末は、あらかじめ所定量の  $\text{UO}_2$  を溶解した  $630^\circ\text{C}$  の  $\text{NaCl-CsCl}$  熔融塩中に投入される。この状態で、パイログラファイトるつぼを陽極とし、るつぼ中央に挿入されたパイログラファイトを陰極として電解を行うことにより、 $\text{UO}_2$  を選択的に陰極上に回収する。この同時電解・析出工程により、処理速度向上及び塩素使用量の低減を図ると共に、白金族元素の混入を避けることが可能となる。その後、残留する燃料成分を全量塩素で溶解し、 $\text{UO}_2$  及び白金族元素を陰極に回収する。この陰極析出物中の  $\text{UO}_2$  は、別工程において、密度差を利用して、白金族と分離する。電解槽に残った熔融塩から  $\text{UO}_2$  及び  $\text{PuO}_2$  を共析出し、これらを炉心燃料の原料とする。これで1バッチの処理を終了し、再度、使用済み燃料粉末を熔融塩に投入し次のバッチの同時電解・析出を開始する。

このプロセスを20バッチ程度繰り返した後、塩中の濃度が高まった MA の回収を目的として、絞り電解を行う。その後、塩中に残留している FP を、磷酸沈殿により回収し、廃棄物として処理すると共に、塩浴の組成調整及び磷酸沈殿で回収されない Cs の処理を目的として、塩の一部を取り出し、余剰塩廃棄物の処理を行う。

これら一連のプロセスフローに対し、U、TRU、FP の物質収支を検討した。U、TRU については、元素毎に物質収支を評価したが、FP については、化学的挙動が類似の元素群に分類し、元素群毎の評価を実施した。物質収支の検討は、ロシアでの実使用済み燃料を用いた試験データ、国内でこれまで実施した U 試験データ及び、理論計算による評価値等に基づき、各工程での元素の分岐率を設定することにより行った。この結果、U、TRU の回収率として、99%以上を確保できる可能性を示したが、工程上の核燃料物質の損失割合等、確認が必要な事項がある点には、十分留意する必要がある。FP の除染係数は 10 以上（全炉心平均）と評価された。

#### (b) 機器・設備検討

得られた物質収支に基づき、機器・設備の検討を行った。機器サイズは、臨界安全解析により求めた。臨界制限がもっとも厳しくなる高 Pu 富化度条件下の燃料を取扱う電解槽るつぼ、混合酸化物(MOX)顆粒容器に対しては、ダブルバッチ（二重装荷）を考慮して取扱量を制限した。耐震安全性については、現状の湿式法を想定した「再処理施設安全審査指針」及びそれに準拠した六ヶ所再処理・廃棄物事業所の耐震設計をベースに、ウラン燃料製造施設の耐震の考え方も考慮にいれ、さらに乾式リサイクル施設の特異性を考慮して耐震重要度の考え方を検討した。機器の保守・補修については、機器設置位置及びセル内のメンテナンスエリアでの遠隔保守・補修を原則とし、遠隔保守・補修が困難な場合を考慮して、機器の除染後に近接保守・補修が可能となるように配慮した。異なる Pu 濃度を有する複数の電解回収物の取り扱いに関しては、機器稼働率を合理的に向上させ

るため、成分の混合に配慮しつつ、機器の共用化を行うこととした。また、安全性に関しては、評価すべき設計基準事象として、現行の再処理施設安全審査指針の指針(安全評価)における「運転時の異常な過渡変化」を対象とし、これらの項目を防止する設計を採用した。以上の考え方にに基づき主要な機器の概念を検討し、機器の処理能力と必要処理量とから各プロセス毎に機器の数を検討した。その結果主要機器である電解装置は7基となった。

### (c) 施設設計概略評価

機器・設備検討結果に基づき、ホットセル内の配置を検討した。配置設計にあたっては、セル内でのマテリアルハンドリングは、天井走行クレーン型ロボット、軌道走行型搬送台車、専用搬送装置を単独もしくは適切に組み合わせて使用することとした。プロセス内セルの両側にプロセス機器を配置し、中央を搬送エリアとすると共に、マテリアルハンドリングの動線を短くするよう配慮する。プロセスセルについては、処理内容、セル間の物流、セル内の汚染の可能性等を考慮して、セルを構成することとした。また、計量管理の観点から、セル境界と物質収支区域(MBA)の境界を出来るだけ一致させることとした。配置設計に基づき、施設の検討を行った。主施設は、再処理設備、燃料製造設備及び、ガラス固化設備を一体化施設として検討したが、廃棄物処理施設は別棟とした。また、使用済み燃料貯蔵施設、新燃料貯蔵設備は同一仕様とし、乾式キャスクによる貯蔵を前提とした。貯蔵容量は1年分である。

再処理設備、燃料製造設備、ガラス固化設備一体化建屋は地下1階、地上2階の施設規模となり、建屋容積は約134,800m<sup>3</sup>(幅93m-奥行58m-高さ25m)となった。本建屋には、この他、電気系統、給排気系統、換気空調設備、塩素リサイクル設備等を配置する。また、燃料貯蔵施設の必要建屋面積は各々幅43m-奥行30mとなった。廃棄物処理・貯蔵建屋も含めた建屋総容積は約350,000m<sup>3</sup>となった。

年間の主要廃棄物発生量としては、磷酸ガラス固化体6m<sup>3</sup>、ほう珪酸ガラス固化体22m<sup>3</sup>、合金固化体0.08m<sup>3</sup>となった。なお、ほう珪酸ガラス固化体量の評価においては、Cs<sub>2</sub>O含有量が10%以上の場合の耐浸出性能が充分でないことを考慮して、添加率5%で評価した。その他雑廃棄物の発生量評価も一部行ったが、詳細は次年度実施する。

尚、経済性評価に関連する施設検討の詳細化、操業費の評価は次年度実施予定である。

### (d) 技術開発課題

酸化物電解法に関しては、使用済み燃料を用いた数kg規模の試験がロシアでなされているが、必ずしも十分な実績があるとは言えない。今回設定した、プロセスフローに関しては下記のような主要技術開発課題がある。

- ・同時溶解・析出プロセスのPu存在下での挙動評価

- ・ FP 存在下での Pu/U の共析出挙動評価
- ・ MA 回収プロセスの確認
- ・ 回収ウランからの白金族元素分離性の確認  
また、熔融塩を利用した乾式法の共通課題として、下記の検討が必要である。
- ・ マテリアルハンドリング技術
- ・ 計量管理・保障措置技術
- ・ 処分適合性を含めた塩廃棄物処理技術
- ・ 前処理技術
- ・ るつぼ材料の寿命の延長化
- ・ LLFP 回収技術

(iv) 窒化物燃料への適用性

脱被覆せず、無塩素化溶解を行った後、電解により金属として回収し、蒸留で塩を除去した後、窒化処理を行う等に対応可能と考えられるが、詳細は次年度実施予定である。

(2) 金属電解法

(i) 特徴

金属電解法は、金属燃料を対象として米国 ANL を中心に開発された乾式の再処理方式であり、金属を熔融塩中で陽極溶解・イオン化し、陰極で還元・析出させる際の各元素の酸化還元電位の差によって、U、TRU と FP を分離する手法である。本研究では、これを酸化燃料サイクルに適用するために、ANL が開発したプロセスをベースに、酸化燃料の金属への還元工程と製品金属の酸化工程を付加したプロセスの検討を行った。

米国 ANL 開発のプロセスでは酸化燃料の金属への還元に Li 還元法(Li 金属によって酸化燃料を金属に還元する方法)を用いているが、塩廃棄物が多くなるという問題点があることから、塩廃棄物の低減が期待できる塩浴塩素化法(熔融塩中での塩素ガスの直接吹き込みにより金属を経由することなく直接イオン化する方法)を中心に検討を行い、比較のため、Li 還元法を用いた場合についても評価した。両手法とも酸化燃料を金属・イオンに還元した後は、金属燃料で実績のある ANL 開発の分離プロセスを利用することができる。

塩浴塩素化法と酸化電解法は、どちらも熔融塩中での塩素ガス吹き込みによる溶解を行うが、酸化電解法が酸化雰囲気中で溶解するために U が酸化イオンの形態で溶解するのに対して、塩浴塩素化法では還元雰囲気中で溶解するため金属イオンの形態で溶解する点が異なっている。酸化イオンと金属イオンでは酸化還元電位が異なるため、その分離性能に差異が生じる他、塩浴塩素化法では、熔融塩中での腐食の原因となる酸化イオンをプロセス初期に二酸化炭素の形で熔融塩から放出するため、るつぼ等の構造材への負荷が低減されるというメリット

を持つ。

金属電解法のもう一つの大きな特徴は、原理的に MA が Pu に同伴するため、工程の大きな変更なしに 99% 以上の TRU を回収できることであり、資源有効利用、環境負荷低減の観点から有望な技術として期待される。

## (ii) 検討の新たな着眼点

本研究では、従来の金属電解法に対して、酸化物燃料処理への適用も含めて以下の観点から工程の見直しを行った。

- ・ 熱脱被覆法による脱被覆工程での FP 分離
- ・ 酸化物の金属への還元工程に廃棄物発生量の少ない塩浴塩素化法を採用
- ・ TRU 還元抽出による TRU 回収率の向上
- ・ Ar+O<sub>2</sub> 雰囲気での金属燃料の酸化

また、本手法に固有の技術ではないが、再処理量を減らす試みとしてブランケット燃料を再処理せず、熱脱被覆工程から直接軸方向ブランケット燃料として成型加工して利用する方式についての検討を行った(この検討結果については、5.3 節に詳述する)。

## (iii) 検討状況

平成 11 年度の検討では、処理量 50tHM/年のプラント設計を実施した。

### (a) プロセス構築、物質収支評価

金属電解法のプロセスフローを図 6.3.8 に示す。脱被覆には、処理法が比較的単純な被覆管の開腹処理、酸化熱処理によって粉体とする熱脱被覆法を採用した。本プロセスでは、炉心燃料は電解分離設備へ、径ブランケット燃料は燃料製造設備へそれぞれ送るのが特徴である。電解精製は基本的に ANL が開発した手法であるが、酸化物燃料を熔融塩中に溶解させるにあたり塩素存在下で塩素化溶解するのが特徴である。その後、Cd 浴による貴金属 FP 除去を行った後、電解精製において固体陰極で U を、液体 Cd 陰極で U、Pu を回収し、加熱蒸発により塩、Cd を除去する。回収した金属は酸化工程で酸化物とし、燃料製造工程に送られる。主プロセスの概要を、ANL が開発した方法と比較して図 6.3.9 に示す。

Cd 浴で除去された貴金属 FP は酸化炉で酸化物転換後、ホウケイ酸ガラス固化する。また熔融塩中に含まれる FP や重金属は Pb 電解で電解後、廃棄物(スラグ)として回収し、ホウケイ酸ガラス固化する。

本プロセスの物質収支は、軽水炉燃料を用いた熱脱被覆試験の結果、米国 ANL の試験データ、国内の試験データ、文献データ、理論計算などに基づき、各工程での元素の分岐率を設定することにより行った。その結果、U 回収率 99% 以上、Pu 回収率 99% 以上、MA の回収率は Np、Am、Cm とともに 99% 以上と評価された。また、FP の除染係数は 10 以上(全炉心平均)と評価された。

高レベル廃棄物に相当するプロセス廃棄物としては、貴金属 FP とスラグを固

化したホウケイ酸ガラス固化体(150 リットル規模)が年間 67 本、約 10m<sup>3</sup>発生する。

比較のために検討した Li 還元法を用いたプロセスにおいても、U、TRU の回収率は同等と評価された。ただし、酸化物燃料をせん断処理する場合、相当量が粉末となり Li 還元工程での取り扱いが困難になることが予想されるため、粉末化する量の低減や粉末化した燃料の処理方法を確立する必要がある。廃棄物に関しては、スラグ(酸化物)廃棄物がなくなるためホウケイ酸ガラス固化体の発生量は年間約 14 本、約 2 m<sup>3</sup>に減少するが、塩廃棄物(塩化物)を固化した人工鉱物固化体が約 347 体、約 24m<sup>3</sup>発生する。

#### (b) 機器・設備検討

プロセス機器の設計にあたっては各機器の処理容量を臨界制限の観点から設定した。安全性については、現状の湿式法を想定した再処理施設安全審査指針及び及びそれに準拠した六ヶ所再処理・廃棄物事業所の耐震設計をベースに、一体型プラントであることを考慮してウラン燃料製造施設の耐震性の考え方も考慮に入れて設定した。機器の保守・補修は、機器設置位置及びセル内のメンテナンスエリアでの遠隔保守・補修を原則とし、遠隔保守・補修が困難な場合を考慮して、機器の除染後に近接保守・補修が可能となるように配慮した。プロセスセル内でのマテリアルハンドリングはロボット、専用搬送装置、パワーマニピュレータ等を適切に組合わせて使用することとし、実現性の高いシステムを目指した。

50tHM/年の処理容量を得るために必要な電解槽は、炉心燃料用に 5 基(ブランケットは処理せずに軸方向ブランケットとして加工)である。

Li 還元法を用いたプロセスについては、主要設備を中心に、塩浴塩素化法と異なる部分についてのみ機器設計を実施した。Li 還元工程で必要とされる電解槽の数も塩浴塩素化法の場合と同じ 5 基である。

#### (c) 施設設計概略評価

配置設計においては、プロセスの構成、主要機器の寸法、プロセス要求によるセル内雰囲気、保守性等の要求を考慮して配置計画を作成した。再処理・燃料製造施設の建屋形状は総規模を押さえる観点から、分散型とはせず主要設備、付帯設備、共用設備(一部を除く)を同一建屋内に配置する単一建屋型とした。再処理・燃料製造建屋は、地下 1 階・地上 3 階の 4 階層で、幅 93 m・奥行 96 m・高さ 33 m、建屋容積約 294,600m<sup>3</sup>である。

Li 還元法を用いたプロセスの再処理・燃料製造建屋は、機器数の増減と必要体積、面積を比較した結果、建屋容積が約 3 %増加して約 300,000 m<sup>3</sup>になると評価された。

使用済み燃料及び新燃料貯蔵建屋も含めた建屋総容積は約 360,000m<sup>3</sup>となった。

なお、経済性評価に関連する施設検討の詳細化、操業費の評価は次年度実施予

定である。

#### (d) 技術開発課題

塩浴塩素化法に関する主な主要課題として以下の項目が抽出された。

- ・脱被覆設備：実照射燃料による照射変形した燃料の脱被覆性、燃料回収率の確認
- ・電解精製設備：高温熔融塩及び塩素ガス環境に耐える性能を持つ材質の選定、実規模に近いスケールでの塩素化処理速度の確認、TRU の回収率と希土類元素との分離性能の確認、Pb 陰極電解による FP 及び TRU の回収性能の確認、オフガス系への微粒子の移行率データの取得、製品金属の酸化転換の確認

これらの中には、照射済み燃料や Pu を使用する必要がある試験項目や、実規模に近いスケールでの試験項目が含まれるが、いずれの課題も原理的に解決不能な問題ではなく、現時点では成立性を左右する大きな課題とは認められない。

Li 還元法を用いたプロセスでは、前述のせん断時の粉末化の問題があり、粉末化量の低減や粉末化した燃料の取扱方法を確立することが必要となる。

#### (iv) 窒化物燃料への適用性

本方式を窒化物燃料に適用した場合、窒化物の電気伝導度が高いことから、せん断のみで電解処理できる可能性があり、脱被覆工程を合理化できる可能性がある。この他、N-15 の回収工程が必要になることなどが考えられるが、現状の知見の範囲内では特に対処が不可能な変更点はないと評価された。

### (3) フッ化物揮発法

#### (i) 特徴

フッ化物揮発法は、使用済燃料をフッ化処理し、各元素のフッ化物の揮発性の差( $\text{UF}_6$ 、 $\text{PuF}_6$  は揮発し易い；大部分の FP や希土類元素は不揮発性ないしは難揮発性)や、化学的な吸着特性などの違いを利用して U、Pu、FP を分離する再処理法の一つである。U、Pu に同伴する揮発性の I、Te、Mo、Tc、Np については吸着、凝縮操作等で分離される。フッ化処理の方式としては、アルミナ顆粒を充填した流動床内で  $\text{F}_2$  ガスと  $\text{UO}_2$ 、 $\text{PuO}_2$  等の粉末を反応させる流動床方法と、 $\text{F}_2$  ガスと微粉末の  $\text{UO}_2$ 、 $\text{PuO}_2$  等を円筒状の反応容器内で混合し、反応熱で高温のフレイム(炎)を作ることで急速にフッ化反応を行うフレイム炉方式の 2 通りがある。

このフッ化物揮発法は、1950 年代後半から 1970 年代まで、米国、フランス、ベルギー、ロシア、チェコ及び国内(原研)で活発な研究開発が行われてきた。特に米国では ANL を中心にパイロット規模試験(約 10kg U)や照射燃料を用いた試験(100g ペレット、1% Pu)、300tHM/y 規模施設の概念設計が行われた。また米国 GE は、湿式法にフッ化物揮発法を付加した半乾式法の 300t/y の処理能力を持つ Morris 再処理工場を建設した。しかし、コールド試験中のトラブル(湿式法の

脱硝時の配管閉塞、フッ素化工程の配管ジョイント部でのフッ素ガス漏れ、定常運転・保守性等の化学工学上の配慮に乏しい設計のため連続運転ができなかったこと)により、それ以上の運転を断念している。但し、これらのトラブルについては装置設計上の工夫により十分解決可能と判断される。

このようにフッ化物揮発法は過去に国内外では開発実績があるものの、 $\text{PuF}_6$ の不安定性( $\text{PuF}_6(\text{気体}) \rightleftharpoons \text{PuF}_4(\text{固体}) + \text{F}_2$ )により高純度 Pu の回収が難しいこと等の理由から、欧米、日本では開発が中断された。但し、この「高純度 Pu の回収が難しい」という当時の課題については、FBR では低除染燃料でも十分燃やせるので特に問題とはならず、むしろ Pu を低除染 MOX の形で回収して利用する方が核拡散抵抗性の観点から好ましいと言える。また、本技術の基本となるフッ化工程については、U 濃縮を行うための  $\text{UF}_6$  の製造工程(U 転換、U 再転換)等で既に実用化されている。

フッ化物揮発法の特徴として、工程が比較的簡素で、フッ化装置と酸化転換装置まで配管で繋ぐことにより連続処理が可能で処理速度が早く、ガス状態で Pu 富化度調整が可能、廃棄物発生量が少ない等があげられ、経済性等の向上が期待できる。また、NaF 吸着塔等の精製系の付加により U を高除染で回収でき、グローブボックスでのブランケット燃料製造等も可能となる。課題としては、固相-気相の反応であるため、固相側では粉体の移送の際の配管等の閉塞、気相側での固体化合物の析出、腐食性の強いフッ素、フッ酸の取扱い等がある。

## (ii) 本研究における検討の新たな着眼点

本研究では、米国 ANL、原研等で研究開発されたフッ化流動床技術をベースにした高除染 U/Pu フッ化物揮発法を改良し、U, Pu の 2 段階フッ化及び低除染 Pu を MOX の形で回収することにより工程の簡素化と核拡散抵抗性の向上を図るとともに、Pu 富化度調整を容易化している。

また、構築したりサイクルシステムに対し MA 及び FP(I, Tc, Cs, Sr)回収プロセスの付加、並びに窒化物燃料、金属燃料の再処理に対応させるためのプロセスの変更についても検討した。

さらに、新たな情報として、ロシアの全ロシア化学技術研究所(ARRICT)がフレーム炉方式を用いたフッ化物揮発法に関して豊富な開発実績を有していることが分かったため、情報交換会議を開催し、その技術的知見を本研究に反映することとした。

(ARRICT では、1980 年代末まで開発が行われており、小型装置を用いた U、Pu 試験により U 回収率として 99.6%、Pu の回収率として 96.8%を得ている。なお、ARRICT の見解としては、装置を大型化すれば反応温度も上がるため 99%以上の Pu 回収率達成は可能と予測している。また、70t/y 規模の装置を設計・製作した経験も有している。参考情報として、現在ロシアでは設計段階で中断している湿式再処理施設 RT-2(PUREX 法で設計)の経済性向上に向けた見



直し作業や、窒化物燃料鉛冷却炉の再処理方式の選定作業が行われており、その候補概念としてフッ化物揮発法が提案されているとの情報を得ている。）

### (iii) 検討状況

今年度の検討では、既存技術の調査及び ARRICT との情報交換に基づき、50tHM/y の処理量を持つ再処理施設と振動充填燃料製造施設を組み合わせた一体型施設について、プロセスを構築し、物質収支を評価するとともに、必要な機器の概略設計とセル配置を行い、再処理施設の概念設計を実施した。また、構築したプロセスに対して、MA リサイクル、新型燃料への拡張性の検討を行った。

#### (a) プロセス構築、物質収支評価

フッ化物揮発法のプロセスフローを図 6.3.10 に示す。まず、燃料集合体をピン単位に解体・せん断した後、AIROX 法(酸素や水素を供給し酸化処理・還元処理を数回行うことにより脱被覆する方法)により酸化物燃料を粉末状態に転換する。粉末酸化物はフッ化工程へ、脱被覆工程で分離されたハルとエンドピースはハル洗浄工程に送られる。フッ化工程では、流動媒体として粒子状アルミナと粉末状にされた使用済燃料が装荷された流動床型反応器内に、まず、20%F<sub>2</sub>を供給し U の一部をフッ化して気体 UF<sub>6</sub>に転換し、U 精製工程に送る。ついで、フッ化塔内の Pu と U 比率(富化度)が必要な富化度に達したら、F<sub>2</sub>ガスを 90%に変えとともに反応器の温度を高め、U と Pu を気体 UF<sub>6</sub>と気体 PuF<sub>6</sub>に転換する。この UF<sub>6</sub>と PuF<sub>6</sub>は凝縮・揮発工程で富化度の微調整を行った後、酸化物転換工程に送られ、高温化加水分解により MOX の球状粒子に転換する。転換した MOX 粒子は検査のうえ、燃料製造工程へ払い出される。

一方、U 精製工程へ送られた UF<sub>6</sub>は、LiF、NaF、MgF<sub>2</sub>を吸着剤としたトラップを用いて、U から FP を除去する。トラップのうち LiF トラップは U フッ化の際に同伴する極微量の Pu を吸着し、これを分離して U、Pu 凝縮・揮発工程に送る。U 精製工程で精製された気体の UF<sub>6</sub>は U 揮発・凝縮工程に送られるが、一部は富化度調整のための調整用 U 供給タンクに蓄積される。U 酸化物転換工程では、U 凝縮・揮発工程から受け入れた気体 UF<sub>6</sub>を高温化加水分解により UO<sub>2</sub>の球状粒子に転換する。

構築したリサイクルシステムに対し、MA 及び FP(I、Tc、Cs、Sr)を回収する付加プロセスについて検討した。前述のプロセスフローにおいて、I は脱被覆工程の銀吸着材から AgI を揮発させることで、また Tc、Np は精製工程の MgF<sub>2</sub>にトラップされたものを 550℃程度で脱離させることで回収可能である。不揮発性の Am と Cm は、フッ化物(AmF<sub>3</sub>、CmF<sub>3</sub>)の形で FP とともに廃アルミナ媒体に含まれる。この廃アルミナ媒体をフッ化物熔融塩で洗浄することで、FP を取り除き、その後酸洗浄により Am、Cm 及び未回収の Pu を硝酸溶液として回収する。硝酸溶液は、ばい焼により酸化物に転換する。Cs と Sr は、脱被覆工程の処理温度を各々 1250℃及び 1800℃程度に高め、脱被覆オフガス工程で回収する。

上記の MA、FP 回収プロセスを付加した場合、U,TRU 回収率は 99%以上、また FP については、I は 100%、Cs は 99%、Sr は 90%、Tc は約 99%が回収されると評価された。また、FP の除染係数は 20 程度（全炉心平均）と評価された。

#### (b) 機器・設備検討

得られた物質収支に基づき、現行の再処理施設安全審査指針を参考として、技術的に見て想定される異常事象より評価すべき事例を選定して安全確保等の考え方を明確にし、これらを考慮して機器・設備の設計検討を行った。特に、臨界、火災・爆発、機能低下等、耐震重要度、保守・補修性、核拡散抵抗性について検討した。臨界安全に関しては、最大 Pu 富化度 26.5%の燃料を取扱うフッ化塔及び酸化物転換塔（共存水分量 0.88wt%）について臨界安全解析を行い、臨界量を求めた。これらの機器の臨界量はいずれも 350kgMOX となり、二重装荷を仮定すると、取扱制限量は 150kgMOX となる。この取扱制限量に対して、これらの機器の最大装荷量はこの値以下であり、両方とも臨界安全である。フッ化物揮発法特有の問題としてガス成分の漏洩について考慮した。基本的には系統は負圧管理とし、フッ素製造系等の大気圧を超える圧力で使用する部分は、配管カバー等で覆い、漏洩検知モニターや吸着剤を備えた局所排気装置を設ける。また、高温でフッ素を使用する機器・配管等については、耐フッ素材料として Ni または Ni 合金を使用している。

以上の考え方に基づき主要機器の概念を検討し、機器の処理能力と処理容量から各プロセス毎に機器の数を検討した。検討の結果、各工程の機器は、炉心燃料(内側・外側)及びブランケット燃料を 1 系統でキャンペーンを変えてバッチ処理できるだけの十分な処理能力を有することから、主要機器の基数は、フッ化塔 1 基、吸着塔(LiF,NaF,MgF<sub>2</sub>)各 1 基等である。

#### (c) 施設設計概略評価

機器・設備検討結果に基づき、工程機器の配置設計と建屋設計を行った。配置設計に当たっては、プロセス流体(粉体、気体等)の放射能レベルが高いため、補助設備等を除く主要工程機器の全てをセル内に設置するとともに、遠隔操作が必要となることから、せん断片、粉体等は重力移送、ガス類は圧力差移送、その他の物質(固体)は機械移送としている。また、機器の保守・補修が必要なセルについては、機器をセル外に搬出して除染・部品交換が可能な保守エリアを設定している。

再処理、燃料製造の一体型プラントで、地上 2 階、地下 2 階の建屋容積は 238,000m<sup>3</sup>(65m-奥行 116m-高さ 31.5m)となった。本建屋には、出入り管理室、使用済燃料貯蔵設備(17 日分)、新燃料貯蔵設備・廃棄物保管設備(各 1 年分)、廃棄物処理設備、フッ素ガス製造・リサイクル設備等を含んでいる。なお、本建屋には Am,Cm 回収プロセスは含まれていないが、これらの設備はいずれも 1 m<sup>3</sup>以下の小型であるため、それを付加したとしても建屋容積に影響を及ぼすほどのこと

はないと考えられる。1年分の使用済燃料貯蔵建屋を含めた建屋総容積は、280,000 m<sup>3</sup>となった。

年間の主要廃棄物発生量は、Am,Cmの回収プロセスを付加した場合、廃溶融塩、廃在アルミナ媒体、吸着剤のガラス固化体が9m<sup>3</sup>/年と算出されており、Am,Cmを回収しない標準プロセスの場合の17m<sup>3</sup>/年に比べて減っている。これは、標準プロセスでは、ガラス固化体の発熱量制限(2.3kW以下/本)からくる廃棄物中へのCmの混入量が律則要因となっているためである。

#### (d) 技術開発課題

今回設定したプロセスフローに関しては、本フッ化物揮発法に特有なもの、及び条件がU転換と大きく異なるものとして、以下のような主要技術開発課題がある。

- ・ 2段階フッ化条件の設定(低濃度F<sub>2</sub>ガスでのFP等のフッ化挙動、高濃度F<sub>2</sub>ガス変換時のフッ化塔内でのフッ化挙動、等)、
- ・ 高濃度FP、Pu元素共存下でのフッ化特性及びUの精製特性の評価
- ・ 揮発性FPの挙動評価
- ・ U,Pu混合フッ化物の酸化転換技術(粒径コントロール、酸化物組成、顆粒生成、高密度酸化物粒子生成挙動、等)、
- ・ MA/FP回収技術、
- ・ 廃棄物処理技術と処分対応性
- ・ 流動床方式の代替オプションとして期待されるフレーム方式による余剰Uの回収方法

等がある。

また、システム設計上の課題としては、

- ・ 計量管理・保障措置技術
- ・ 運転・保守技術
- ・ フッ素ガス漏洩等のプロセス特有の事故事象の評価

等がある。

#### (iv) 窒化物燃料及び金属燃料への適用性

構築した酸化物燃料を対象としたリサイクルシステムを、窒化物燃料及び金属燃料の各再処理に適応させるためのプロセスの変更について検討したが、下記の変更を除き、基本的に酸化物と同様の基本プロセスで構築可能である。

窒化物燃料では、前処理としてボンドNaの蒸留回収プロセスを、また、フッ化処理で燃料から遊離されるN-15回収プロセスを加える必要がある。なお、オフガスからのN-15回収については、深冷分離(液化処理)で回収可能である。

金属燃料の場合は、前処理にボンドNaの蒸留回収プロセスを、転換工程に金

属への転換のための熔融塩還元処理を、オフガス処理系に  $IF_7$  除去のための活性アルミナトラップを加える必要がある。

#### (4) 金属燃料に対する乾式再処理システム

##### (i) 特徴

金属燃料に対する乾式再処理システムは、米国 ANL を中心に開発された金属電解法(金属を熔融塩中で陽極溶解・イオン化し、陰極で還元・析出させる際の各元素の酸化還元電位の差によって、U、TRU と FP を分離する手法)を中心に検討を行った。

金属燃料に金属電解法を適用した場合には、酸化物燃料に適用した場合と比較して酸化物から金属、金属から酸化物への転換工程が不要になり、金属電解法が本来持つ簡素化のポテンシャルを最大限に引き出すことが可能である。これにより、工程の大きな変更なしに TRU を回収できること、放射線感受性の高い有機溶媒を用いないために冷却期間の短い燃料を処理できることなどの特長を、低コストで達成することが可能になる。

一方、金属電解法では、塩や金属が廃棄物として発生することが課題となる。ANL を中心に人工鉱物として固化する方法が提案されているが、処分可能な廃棄物として実用化するための研究開発が必要となる。

##### (ii) 検討の新たな着眼点

本研究では、ANL が開発したプロセスをベースに、U、TRU 回収率の向上、廃棄物発生量の低減等のプロセスの改良を図った。

- ・電解回収物の蒸留工程(カソードプロセッサ)で金属Uや Pu が一部酸化されてできる酸化物(ドロス)を回収して、 $ZrCl_4$  を用いて塩化物に転換(またはリチウム金属を用いて金属に還元)して電解槽に戻すことにより、U、TRU の回収率向上を図った。
- ・前処理として、燃料ピンせん断後に Na 蒸留を行うことにより、電解槽の熔融塩中に蓄積する Na 量を大幅に減少させ、塩の使用寿命を延すことによる塩廃棄物量の低減を図った。また、この工程により発熱核種の Cs を Na と共に蒸留除去することができる。

##### (iii) 検討状況

1999 年度の金属燃料乾式リサイクル施設の検討は、原子炉システムと同一サイトに建設するコロケーションプラントを想定し、処理容量 50tHM/y の燃料製造施設一体型プラントの設計を行った。金属燃料では、酸化物燃料と同じ処理容量とした場合には取り扱う炉心燃料の量が増大する(対応する発電電力量が大きくなる)ため比較する場合には注意が必要である。

##### (a) プロセス構築、物質収支評価

プロセスフローを図 6.3.11 に示す。前処理工程で集合体は機械的に解体、せん

断された後、蒸留によりボンド Na が除去される。電解精製工程では、陽極で燃料を溶解し、固体陰極で U、液体 Cd 陰極で U・Pu・TRU を回収する。陰極析出物は、付着した塩や Cd を陰極処理工程で蒸留除去した後、再処理製品として燃料製造設備に送られる。電解精製工程で発生する使用済み塩は、TRU 抽出/塩処理工程で残留している TRU の抽出、蓄積した FP の除去を行った後、電解槽にリサイクルされる。工程中で発生する U・TRU の酸化物はドロス処理工程にて還元・回収される。

上記の方法について、物質収支の評価を行った。評価に際しては、ANL のデータに加えて、MA の挙動や Cd 陰極での Pu 回収等、最新の成果を反映した。その結果、U 回収率 99% 以上、Pu 回収率 99% 以上、MA の回収率は Np、Am、Cm とも 99% 以上と評価された。高レベル廃棄物に相当するプロセス廃棄物としては、塩廃棄物(塩化物)を固化した人工鉱物固化体が約 186 体、約 14m<sup>3</sup> 発生する。

#### (b) 機器・設備検討

プロセスに必要な機器の種類、数を決定し、主要機器について機器設計を行い機器のサイズを評価した。主要設備である電解精製槽の数は、炉心燃料用 7 基(うち 1 基は予備)、ブランケット燃料用 2 基である。炉心燃料用の基数が多いのは、金属燃料では酸化物燃料と同じ処理容量とした場合には取り扱う炉心燃料の量が増大する(対応する発電電力量が大きくなる)ためである。

#### (c) 施設設計概略評価

主要機器の設計情報及び機器数を基に、射出成型法による燃料製造施設との一体化プラントの施設配置を検討した。射出成型法による燃料製造施設と一体化された建屋の大きさは地下 1 階・地上 3 階で、76m-奥行 118 m-高さ 33 m である。このうち、使用済み燃料受入セル、再処理セルの大きさは、それぞれ約 9,000 m<sup>3</sup>、約 12,000 m<sup>3</sup>(内、Ar セルは約 5,000m<sup>3</sup>、約 9,000 m<sup>3</sup>)で、全セル容積約 41,000 m<sup>3</sup> に占める割合は合計約 50% である。金属燃料はアルゴンガス雰囲気で行う必要があるため、空気セルとアルゴンセルを設けなければならないので、再処理施設のセル容積は大きくなる傾向である。

なお、経済性評価に関連する施設検討の詳細化、操業費の評価は次年度実施予定である。

#### (d) 技術開発課題

金属燃料を処理する場合の金属電解法の課題として以下が抽出された。一部は酸化物燃料に対する金属電解法と共通の課題であると考えられる。

- ・前処理設備：ボンド Na の挙動評価、処理またはリサイクル方法の開発
- ・電解精製設備：陽極における溶解速度の確認、陰極における回収速度の確認、電解工程における Zr の挙動評価、るつぼの寿命評価・耐久性向上、溶

融塩や液体金属の機器間の移送の実証

- ・ TRU 回収・塩処理設備： TRU の回収率と希土類元素との分離性能の確認、パイロコンタクタの性能実証、ゼオライトカラムにおける FP 吸着性能の確認

この中には、照射済み燃料や Pu を使用する必要がある試験項目や実規模に近いスケールでの試験項目が含まれるが、いずれも原理的に解決不能な問題ではなく、現時点では成立性を左右する大きな課題は認められなかった。

#### (5) 要素技術開発

本年度の要素技術開発の成果を表 6.3.4 にまとめる。また、主要な成果を以下に示す。

##### (i) 酸化物電解法

酸化物電解法においては、 $UO_2$  回収時の白金族元素の同伴が、課題の一つとして認識されている。析出  $UO_2$  からの白金族元素の除染係数向上方策の一つとして、 $UO_2$  より白金族元素が若干電位的に析出しやすいことを利用した分離法を検討している。電解時の電流密度を低下させることにより、 $UO_2$  の前に白金族元素を陰極に回収する方法であり、 $UO_2$  及び Rh を用いて、試験した結果、選択的に Rh を陰極に回収できることを確認した。しかし、低電流密度にすることにより、処理速度が低下するため、実用的な処理量が確保出来るかどうか十分評価する必要がある。

又、今後ロシアでの乾式再処理におけるオフガス処理、リサイクル技術に関する調査を行う予定である。

##### (ii) 金属電解法

Pu を用いた電解基礎試験として、数十グラムオーダーの Pu を用いた液体 Cd 陰極中への Pu の電解精製回収試験を行い、液体 Cd を適切に攪拌することにより、ほぼ 100% の電流効率で Pu を回収できることを確認した。Am については、Pu に同伴して Cd 陰極中に回収されることが確認された。TRU 還元抽出技術に関して、熔融塩と液体金属系での希土類の抽出速度を測定し、これをもとに連続抽出器の処理量や必要段数の関係を評価した。

Li 還元法に関連して、Pu, Am を用いた還元試験を行い、これらの元素の還元条件と還元機構を解明するとともに、還元生成物の形態が電解精製に適する塊状であることを解明した。また、塩浴塩素化に代わる塩素ガスを用いない塩素化技術として、塩化モリブデンを用いる塩素化技術に関するコールド試験を行い、バイプロダクトのモリブデンオキシ塩化物を分離・除去する条件を解明した。

##### (iii) 乾式共通技術

酸化物電解法、金属電解法の共通技術として、陰極析出物からの塩・低融点除

去技術の開発を実施している。1999年度には電解浴塩(KCl、LiCl、LiCl-KCl)の除去試験を実施し、製品側からは完全に除去可能であり、塩の95%を回収可能であることを明らかにした。また、FP 塩化物の除去試験では、蒸気圧の大小により除去可能なもの(CsCl)と困難なもの(SrCl<sub>2</sub>、NdCl<sub>3</sub>)があることを明らかにした。

この他、乾式共通技術として分光法、電気化学法などの分析技術の開発を実施しており、また日米保障措置協力の一部として乾式プラントの保障措置の検討も開始されている。

表6.3.1 湿式再処理システムの設計成果 (2001HM/年プラント)

	代替・補完技術				ハイプレスプラント
	イオン交換法	アミン抽出法	超臨界流体抽出法	沈殿法(水酸化物)	
プロセス構築	図6.3.2参照	図6.3.4参照	図6.3.5参照	図6.3.6参照	
物質収支評価	回収率 U 99.8%~ Pu 99.7%~ U/TRU 99%以上	分離性能は制御性(弁操作の精度)に依存 廃液発生量増大(左欄先進湿式の約3倍) 廃液の発生なし Tc、Pdの単独回収が可能	抽出工程の 溶媒使用量 約2/3 水相使用量 約4/5	固液分離を多く必要とするため、回収率は低下する可能性あり Csの分離可能	回収率 U 99.5% Pu 99.6% U/TRU 99%以上 高レベル廃液発生量は約半分
機器・設備検討	前処理は処理性を優先し2系列または合理的性を優先し1系列 主要槽類 基数 100基程度 総容積 340~600m <sup>3</sup> (切替2~3回/日)	先進湿式法-U/Pu/Np回収設備+廃液濃縮設備増加(イオン交換塔サイズが臨界対応により多少大きくなることを考慮)	先進湿式法と同程度	溶媒槽、清澄槽は削除 約80Lの直接抽出塔で、溶解~抽出を代替	臨界対応のための装置・機器ふん増加の可能性あり
施設設計概略評価	建屋容積 70万~110万m <sup>3</sup> (燃料製造設備、廃棄物処理設備を含む)(最大値は保守性を優先した場合) 処分体発生量(処理性を優先し、かつ最もコンパクトな施設の場合) ガラス固化体 60m <sup>3</sup> /年 TRU/高βγ相当 200m <sup>3</sup> /年 TRU低レベル相当 120+αm <sup>3</sup> /年	建屋容積は先進湿式施設と同等 処分体発生量 廃イオン交換体 0.5m <sup>3</sup> /年	建屋容積は先進湿式施設より減少する 処分体発生量 簡素化溶媒抽出施設よりも1割減と推定(廃液固化スラリー状FPの固化体が別途発生)	回収U/Pu固液分離設備、FP汚染物処理設備等により施設規模は増大する方向 ナトリウム塩廃棄物増加 固液分離に伴う2次廃棄物増加	(暫定評価ではセル床面積が約1/3となる)
技術開発課題	晶析装置の開発 TRU回収の実証/最適化 移行率の詳細検討 新抽出材の開発 TRU回収設備の合理化	臨界安全性の担保 弁操作・制御性確認 樹脂閉塞対策	新抽出材物性確認 材料腐食対策	塩リサイクル技術開発 廃棄物処理技術開発	安全性担保(耐震・臨界)稼働機器の適用性確認 責任維持技術開発
その他	薬化物燃料への対応を考慮した場合、設備量は最大20%増加	左欄先進湿式法のTRU回収設備に適用した場合、設備のコンパクトが望める	U/TRU抽出溶媒として主分離工程への適用可能性あり	有機溶媒を用いないため、火災・爆発の潜在的危険性なし 濃硝酸を用いない	一般工業分野において実用化済み(インク、薬品)



表6.3.2 要素技術開発の成果（湿式再処理法）

課題	目的	実施内容・成果
簡素化PUREXプロセス開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>再処理プロセスの簡素化及び最適化のために、溶解技術及び抽出技術について、比較となる現行技術の評価、高濃度溶解技術、高効率溶解技術、単サイクル技術、U/Np/Pu共回収技術などの開発を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>CPFにおいてこれまで実施された照射済高速炉燃料を対象とした溶解試験の結果について、U、Puの溶解挙動に影響を及ぼす各種因子に対する評価を行った。</li> <li>CPFで実施したPUREXプロセスに関する連続試験のデータ整理/評価を行っている。フローシート条件及び供給液の調整操作に関する情報をまとめた。試験結果とのMIXSET計算による比較評価を開始した。</li> </ul>
PUREX補完技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>PUREX工程での取扱量を低減するために、溶解液からの選択的U晶析技術の開発を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Uの溶解度データのうち、これまでデータがあまり取られていなかった高ウラン濃度域での晶析試験を実施し、ウラン収率や結晶性状のデータを取得した。また同条件（高濃度U）での模擬溶解液試験を実施し、100程度の除染係数が得られることを明らかとした。</li> <li>Pu(IV)硝酸溶液系のPu結晶析出温度データの採取を目的とした試験を実施し、高Pu濃度条件においても硝酸Puの結晶生成は認められないことがわかった。</li> </ul>
TRU回収技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>高レベル廃液中の長半減期MAの分離のためにTRUEX技術の改良を図る。MA/Ln分離及びAm/Cm分離技術を開発する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>DTPAを用いたMA/Ln分離法の検討に資するため、各種の中性抽出剤を用いたコールド基礎試験を実施し、TRUEX溶媒が優れていることを明らかとした。</li> <li>MoやZrなどを用いたコールド分配基礎試験を開始した。</li> <li>Am(IV)、Am(VI)の錯形成を利用した分離法に関し、文献調査等により錯形成による分離条件を検討し、Am(IV)とリンタンングステン酸、Am(VI)とリン酸の組合せが有望であることがわかった。</li> </ul>
長半減期核種回収技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>長半減期核種の分離・回収技術について、電解還元析出法などの適用性を検討する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>白金族元素（Pd、Ru）及びTeの模擬物質であるReの析出挙動について基礎試験を行い、Pdの析出率は硝酸濃度3N以下の領域においては酸濃度に依存せずほぼ100%であること、Ru及びReの析出率は酸濃度を低下させることにより大幅に上昇すること、さらにPdイオンとの共存によっても促進されることなどがわかった。</li> <li>模擬高レベル廃液試験により、Pd、Rh、Ru、Se、Teを回収可能であることを確認した。</li> </ul>
廃棄物低減技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>廃棄物低減技術について、ソルトフリー技術、廃溶媒処理技術などの開発を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電解酸化法によるTRUEX溶媒の分解処理について、メディエータ、電流効率などの影響について評価を行い、Ag及びCoがメディエータとして有力であることを確認した。特にAgをメディエータとして用いた場合、本電解酸化法によりTRUEX溶媒中のCMPO及びTBPをほぼ100%分解できることを確認した。</li> </ul>
その他の湿式法	<ul style="list-style-type: none"> <li>PUREX法以外の湿式分離法について、より経済的な代替候補プロセス技術の調査を行い、有力な技術に関しては予備的基礎試験の実施を検討する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>超臨界流体を用いた直接抽出法に関する検討を開始し、Uの抽出が温度及び圧力により影響されることを確認した。</li> <li>TBP-硝酸錯体溶液へのU及びPu直接溶解抽出に関するデータを採取した。</li> </ul>

表6.3.3 乾式再処理システムの設計成果 (50tHM/年プラント)

	酸化物燃料		酸化物燃料		酸化物燃料	
	酸化物電解法 [図6.3.7参照]	酸化物電解法 [図6.3.9参照]	酸化物電解法 [図6.3.10参照]	酸化物電解法 [図6.3.11参照]	フッ化物電解法	金属燃料 金属電解法
プロセス構築	50tHM/年のプロセスを検討 回収率(標準) U/TRU 99%以上	50tHM/年のプロセスを検討 回収率(標準) 塩浴塩素化プロセス U/TRU 99%以上 L:還元プロセス U/TRU 99%以上	50tHM/年のプロセスを検討 回収率(標準) U/Pu 99%以上 / Nb 65% (TRU積極回収) U/TRU 99%以上	50tHM/年のプロセスを検討 回収率(標準) U/TRU 99%以上		
物質収支評価	回収製品中平均FP濃度 0.72wt%(貴金属、希土類等) 主要工程機器数合計:33基 (主設備である電解装置は7基)	回収製品中平均FP濃度 0.70wt%(希土類等) 主要工程機器数合計:38基 (主設備である電解装置は5基)	回収製品中平均FP濃度(標準) 0.36wt%(Nb,Mo,Ru等) 主要工程機器数合計:25基 (主設備であるフッ化塔は1基)	回収製品中平均FP濃度 0.1wt%(希土類等) 主要工程機器数合計:47基 (主設備である電解装置は9基(内1基は予備))		
機器・設備検討	再処理部セル容積:4100m <sup>3</sup>	再処理部セル容積:6500m <sup>3</sup>	再処理部セル容積:2300m <sup>3</sup>	再処理部セル容積:6500m <sup>3</sup>		
施設設計概略評価	再処理/燃料製造/使用済燃料貯蔵/新燃料貯蔵/廃棄物処理・貯蔵を含む建築総容積:約35万m <sup>3</sup> 主要処分体年間発生量: 硝酸ガラス固化体:6m <sup>3</sup> (発熱量1kW/体) ほう珪酸ガラス固化体:22m <sup>3</sup> (0.5kW/体) 真金属合金固化体:0.08m <sup>3</sup> (1.8kW/体)	再処理/燃料製造/使用済燃料貯蔵/新燃料貯蔵/廃棄物処理・貯蔵を含む建築総容積:約36万m <sup>3</sup> 主要処分体年間発生量: (塩浴塩素化法) ほう珪酸ガラス固化体:10m <sup>3</sup> (2.0~2.3kW/体) (L:還元法) ほう珪酸ガラス固化体:2m <sup>3</sup> (1.8kW/体) 塩廃棄物処理体(HIP処理):25m <sup>3</sup> (0.3kW/体)	再処理/燃料製造/使用済燃料貯蔵/新燃料貯蔵/廃棄物処理・貯蔵を含む建築総容積:約28万m <sup>3</sup> 主要処分体年間発生量: (U/TRU回収率標準ケース) ほう珪酸ガラス固化体:17m <sup>3</sup> (2.3kW/体) (TRU積極回収ケース) ほう珪酸ガラス固化体:9m <sup>3</sup> (2.2kW/体)	再処理/燃料製造/使用済燃料貯蔵/新燃料貯蔵/廃棄物処理・貯蔵を含む建築総容積:約36万m <sup>3</sup> 主要処分体年間発生量: 塩廃棄物処理体(HIP処理):17m <sup>3</sup> (0.8kW/体)		
技術開発課題	・Pu存在下での同時溶解・析出プロセス 挙動の確認 ・Pu/U共析出挙動評価 ・MA回収プロセスの確認 ・回収ウランからの白金族FP分離性の確認 ・塩廃棄物処理技術実証 ・るつぼ材料の最寿命化	・工学規模での塩素化処理速度の確認 ・TRU回収率と希土類分離性能の確認 ・Pb陰極電解によるFP/TRU回収性能確認 ・オフガス系への微粒子移行率確認 ・製品金属の酸化転換の確認	・高濃度FP、Pu元素共存下でのフッ化特性及びU精製特性の把握 ・揮発性FPの詳細挙動評価 ・酸化転換挙動の把握 ・MA回収率動向確認 ・廃棄物処理特性	・陽極溶解速度、陰極回収速度の確認 ・電解工程におけるZrの挙動評価 ・TRU回収率と希土類元素との分離性能確認 ・バイコンタクトの性能実証 ・塩廃棄物処理技術実証		
その他	溶融塩技術に共通の課題として以下の項目 ・マテリアルハンドリング技術 ・計量管理技術 等					・MOX燃料と同じ電気出力とした場合、金属燃料の必要処理量はMOXの70%程度であることに注意する必要がある。

表6.3.4 要素技術開発の成果（乾式再処理法）（1/2）

課題	目的	実施内容・成果
電気化学法基礎的研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Li還元工程及びLi再生工程において、試験に使用するつぼ、保護管等の材料選定のための試験を実施する。</li> <li>・陰極析出物に付随する不純物の蒸留物分離法を確立するために、塩化物あるいはCd単体での試験を行い、蒸発挙動を確認する。</li> <li>・Li取り扱い時の安全性評価に資するために、Li発火試験を行い特性を把握する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・各種材料のつぼを用いた試験を行い、課題を抽出した。</li> <li>・蒸留試験を行い、希土類塩化物等に揮発しにくいものがあることを確認した。酸塩化物の生成が原因として考えられることを明らかにした。</li> <li>・空气中曝露試験、高温水への投入試験等を実施し、Naと比較すると反応は穏やかであることを確認した。</li> </ul>
電気化学法プロセス研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Li還元法についてプロセス構築のためのデータ取得、課題抽出を行う。</li> <li>・CPFでのPu試験に向けて塩廃棄物の保管方法を確立させる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・乾式再処理の前処理工程としてポロキシデーションを想定し、U308の還元試験を実施した。生成物回収用のSUS304製のメッシュが破損し、U308ではUO2と比較して還元時の発熱量が大きいことが明らかとなった。</li> <li>・塩破棄物保管状況の実績調査及びこれの評価を行い、Uを用いた試験での廃棄物については約8年間安定に保管できることを確認した。</li> </ul>
金属燃料Pu試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>・CPFでのPu試験を円滑・安全に進めるために、Pu試験設備の製作設計に着手する前に、グローブボックス、内装機器に係る課題等について、技術的検討を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・グローブボックスの配置（既存の許可条件からの変更）を決定するとともに、安全上の改善点を抽出した。また、今後の懸念事項として実施体制、分析に関する問題点を抽出した。</li> </ul>
熔融塩中核種分析技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>・分光的手法による塩中及び熔融金属中元素分析方法の可能性を検討するために電気化学的測定をリファレンスとした実験検討を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TRUを使用可能なGBを分光測定用に改造を行った。電気化学的手法による液体金属中の溶質元素の活量測定を一部実施した。（京大との共同研究）</li> </ul>
酸化物電解法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸化物電解法のプロセス構築を行うために、電解データ等を取得する。</li> <li>・CPFへのプルトニウム試験設備の設置するために、設備の概念設計を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・貴金属FP除染試験を実施し、低電流密度法で電解を行うことにより選択的にRhを陰極に回収できることを確認した。</li> <li>・陰極回収したUO2と貴金属とを水中で超音波による振動を加えることにより機械的に分離できる可能性があることを確認した。</li> <li>・UO2をFP模擬物質（Rh, Zr, Ce）共存下で熔融塩中に塩素化溶解し、各元素の溶解挙動を確認した。</li> <li>・電解用GB、塩素ガス除害系、ガス供給系等の設計を行った。また、安全性の検討、配管系のインタロック等を検討した。</li> </ul>
計量管理技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>・乾式プロセスのプラント成立性評価に資するために乾式再処理手法の候補として考えられている金属電解法、酸化物電解法及びフッ化物揮発法の3手法について保障措置の適用性を評価するとともに、保障措置アプローチ、NDAシステム、C/Sシステム、計量管理及びNRTAについて検討を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・共同研究先であるDOE (LANL) に対してJNCより設計情報レビューを実施した。（当初計画通りLANLより平成12年度上期に中間報告がなされる予定である。）</li> </ul>
酸化物電解法実燃料再処理試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸化物電解法に係わるプロセス改良を行うために、実燃料を用いた試験での分配データ取得、オフガス処理・リサイクル検討を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・RIARへの委託研究によりこれまでのリサイクル試験のフローシート、物質収支等の情報調査を実施した。また、低温を利用した塩素ガスを含むオフガス処理方法について処理メカニズム、課題等を明らかにするとともに、小規模試験設備の設計検討を実施した。</li> </ul>

表6.3.4 要素技術開発の成果（乾式再処理法）（2/2）

課題	目的	実施内容・成果
金属燃料リサイクル要素技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>ANL法をベースとした乾式再処理技術につき、酸化還元技術、塩素化技術、電解技術、TRU還元抽出技術、廃棄塩処理技術などの各種試験を実施し、プロセス設計、プロセス検討のためのデータを取得する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Pu, Amの還元条件と還元機構を解明するとともに、還元生成物の形態が電解精製に適する塊状であることを解明した。</li> <li>塩素ガスを用いない新しい塩素化技術である塩化モリブデンを用いる塩素化技術に関して、パイプロダクトのモリブデンオキシ塩化物を分離・除去する条件を解明した。</li> <li>Puを用いた電解基礎試験：数十グラムオーダーのPuを用いて、液体Cd陰極中へのPuの電解精製回収試験を行い、液体Cdを適切に攪拌することにより、ほぼ100%の電流効率でPuを回収できることを確認した。Amについては、Puに同伴してCd陰極</li> </ul>
酸化燃料乾式再処理技術の適用性評価	<p>（東電/大洗システム部再処理Gr）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>酸化燃料電解法について、回収ウランからの貴金属FP除染、塩廃棄物処理技術、前処理技術等の課題解決のための検討・試験を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>幾つかの貴金属FP除染法について、熱力学計算、電解シミュレーションによる評価を行い、除染性能、U, Pu損失、処理時間等の観点での比較検討を行った。</li> <li>塩廃棄物処理の一環として、ホウ珪酸ガラス固化体の浸出率と組成の関係を検討し、B, Cs含有率低減による浸出率改善の見通しを得た。</li> <li>熱脱被覆の適用性を評価するための試験装置の設計・製作を行うと共に、共試体のFPインベントリを取得した。</li> </ul>
電気化学法機器開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>乾式再処理用機器及び周辺機器のうち、熔融塩電解槽について、機器の構造、運転方法等の課題点を検討する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>高温熔融塩電解プロセスに関するプロセス確認上の課題、工学的規模の設備で性能等に影響を及ぼす課題を抽出した。その結果、計測制御、塩素ガスリサイクル析出物回収、塩抜き出し等に関するシステムの確立が必要なこと、及び、溶融、ウラン回収等の時間の短縮化等の課題を整理した。</li> <li>上記課題を解決するために必要な要素試験装置の試設計を行った。</li> </ul>
電気化学法材料開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>高温環境腐食試験装置を製作し、熔融塩環境における各種材料の腐食データを収集し、乾式再処理用材料としての適性調査を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>熔融塩環境での代表的材料の腐食試験による腐食データ、及び、熱力学計算による熱平衡状態を推定した。その結果、セラミックス系の耐食性が比較的良好なこと、及び腐食への寄与因子として、環境ガスが考えられるとの知見を得た。</li> <li>高耐食性電解槽材料の検討として、機器構造からの検討が比較的有効であることが見出された。</li> </ul>
電気化学法遠隔操作技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>乾式再処理用機器への遠隔操作性技術を適用するための課題点を抽出する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>高温熔融塩電解プロセスに関する遠隔操作上の課題として、機器交換（例えば電解槽）手順の検討、高温部や塩蒸気近傍での遠隔操作手順、及び、遠隔操作機器部品の材料選定、塩蒸気拡散防止等が課題として抽出された。</li> </ul>
フッ化物揮発法の調査研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>要素技術検討を行い、技術の絞り込みに資するための情報収集を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電気事業者が実施するフッ化物揮発法に関する設計研究に関して、共同で評価を行うために情報収集を実施した。これにより、プロセスの現状と課題抽出を行った。</li> </ul>

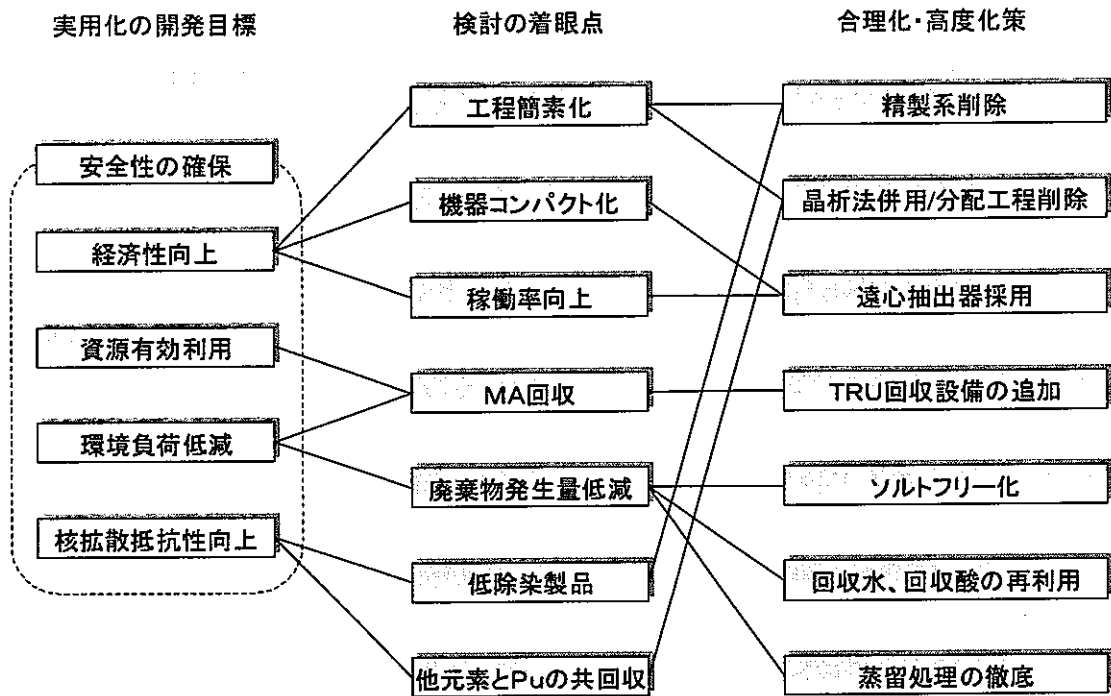


図 6.3.1 実用化の開発目標と検討の新たな着眼点

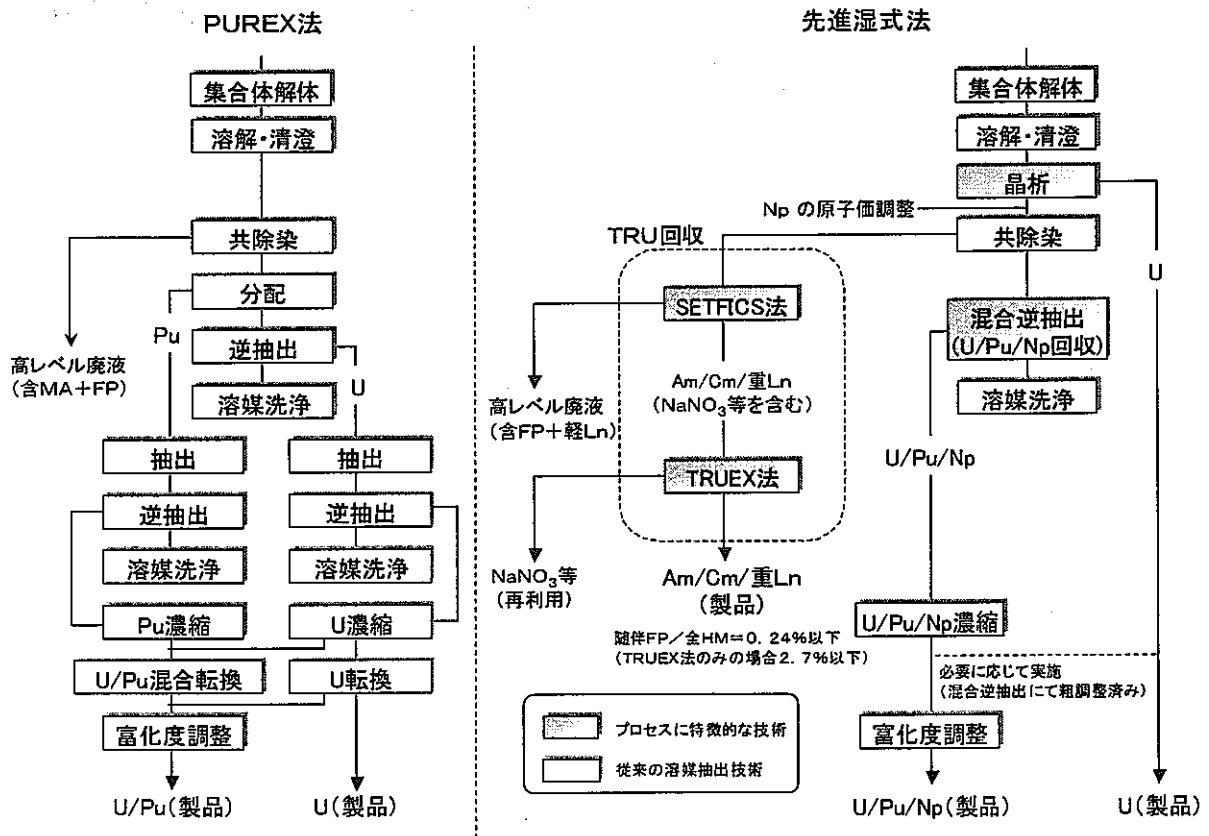


図 6.3.2 先進湿式法のプロセスフロー

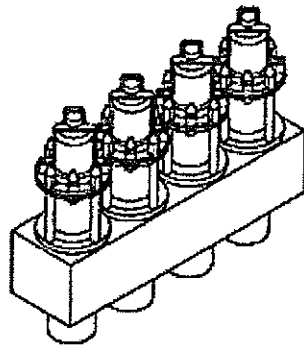


図 6.3.3 遠心抽出器の例

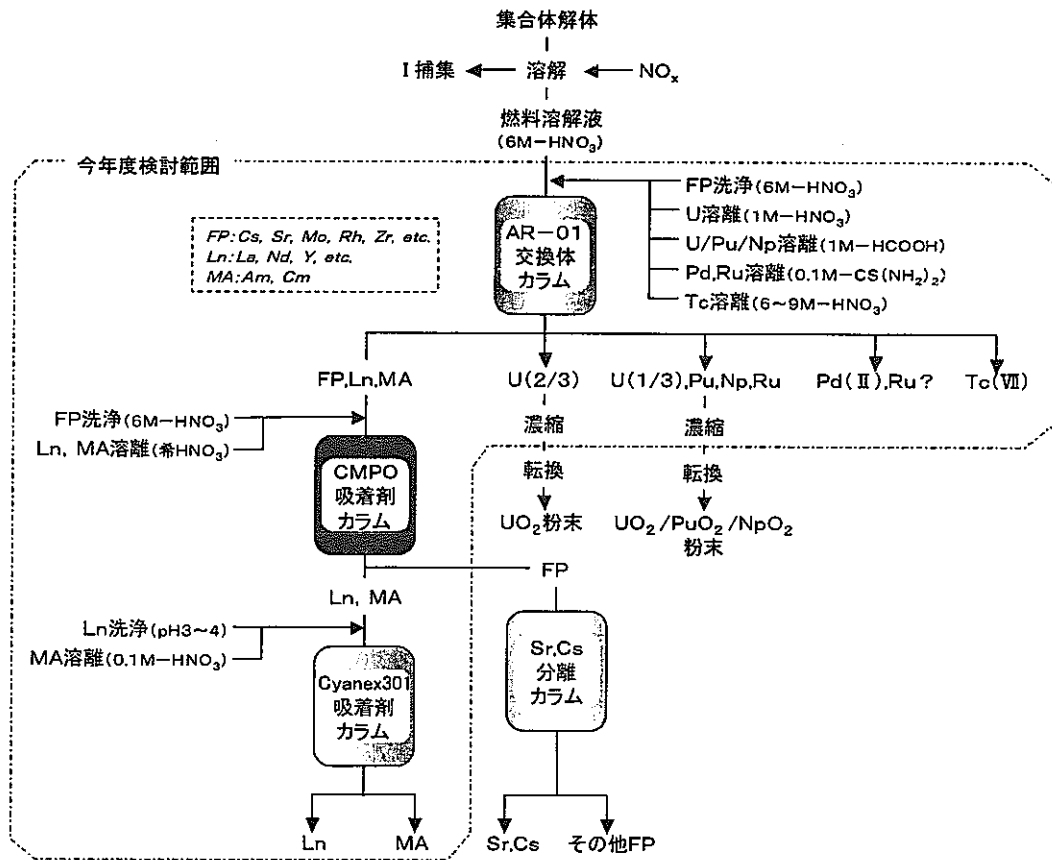


図 6.3.4 イオン交換法の分離工程スキーム

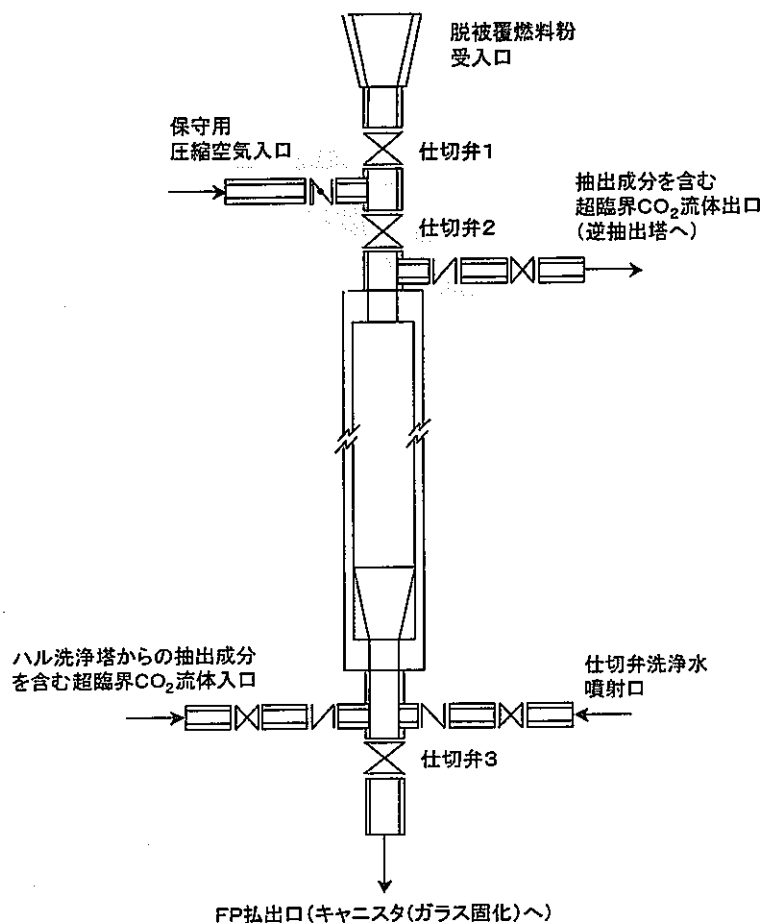


図 6.3.5 直接抽出塔の例

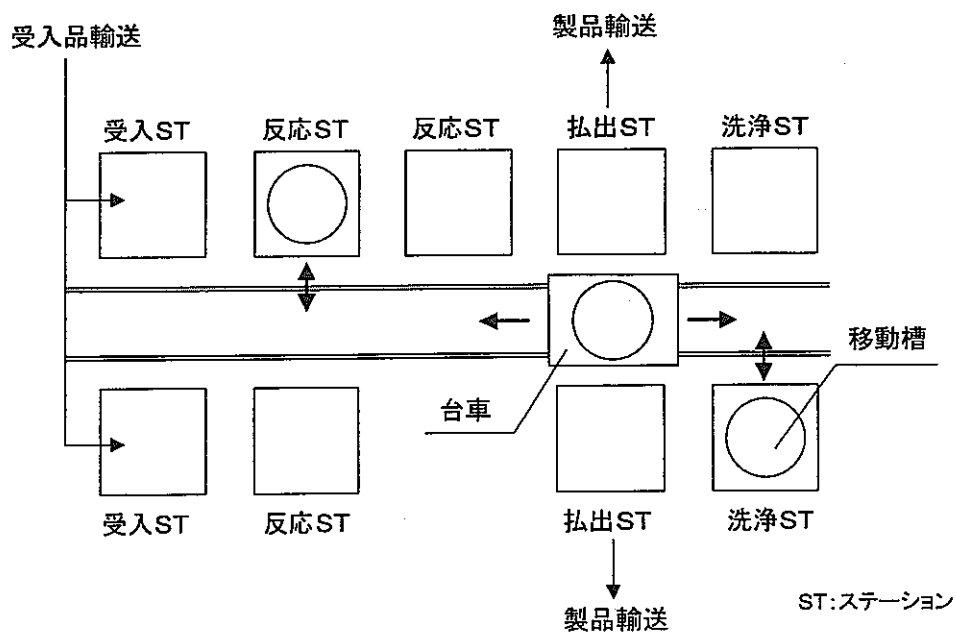
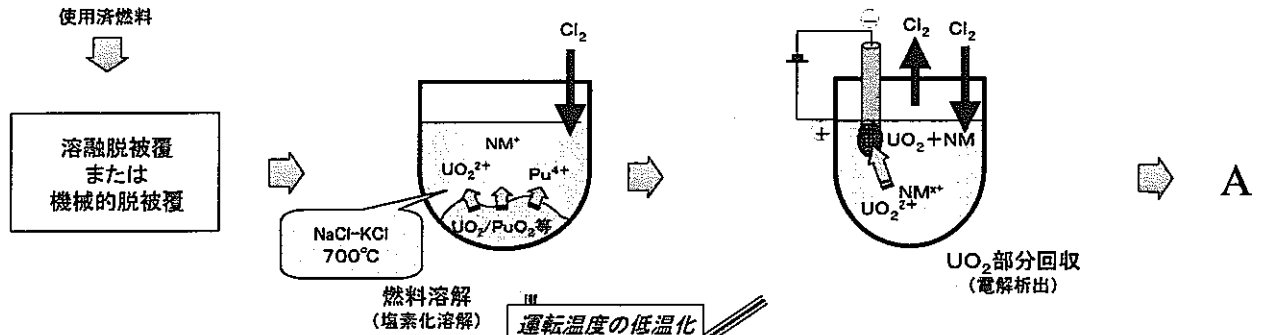
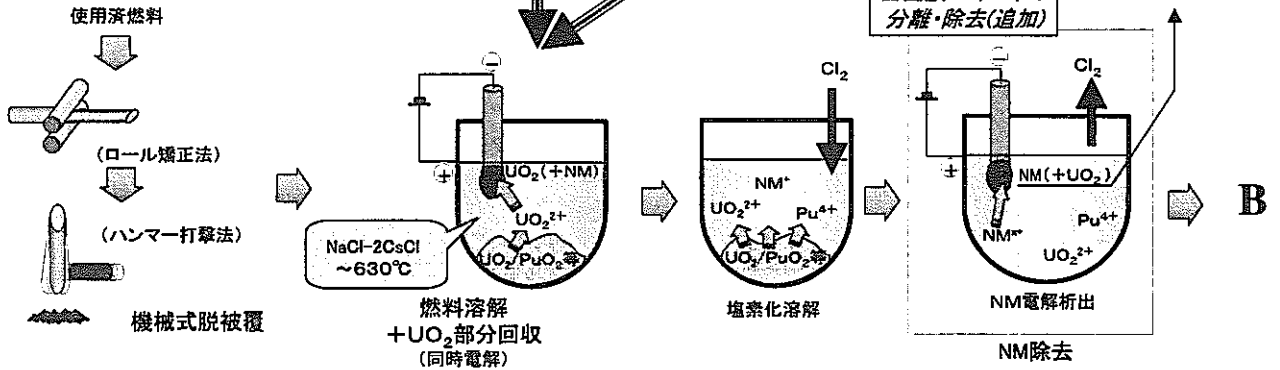


図 6.3.6 パイプレスプラントの工程概念図

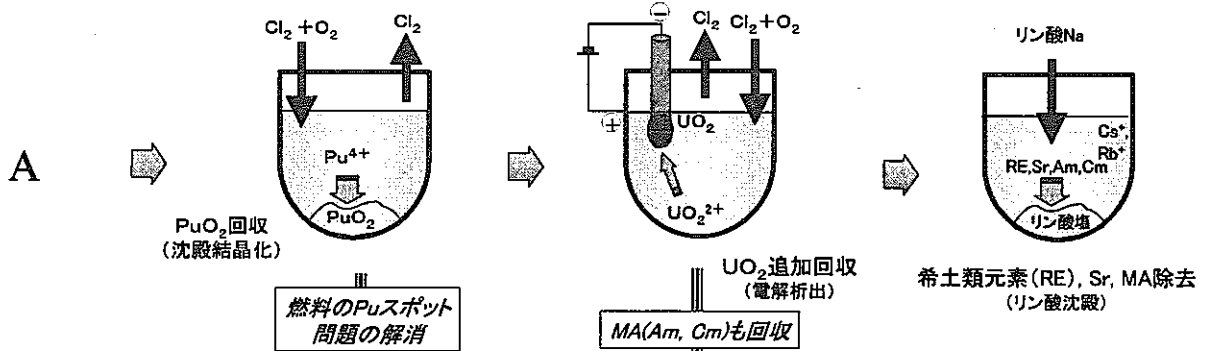
酸化物電解法(ロシアRIAR開発プロセス)



酸化物電解法(改良プロセス)



酸化物電解法(ロシアRIAR開発プロセス)



酸化物電解法(改良プロセス)

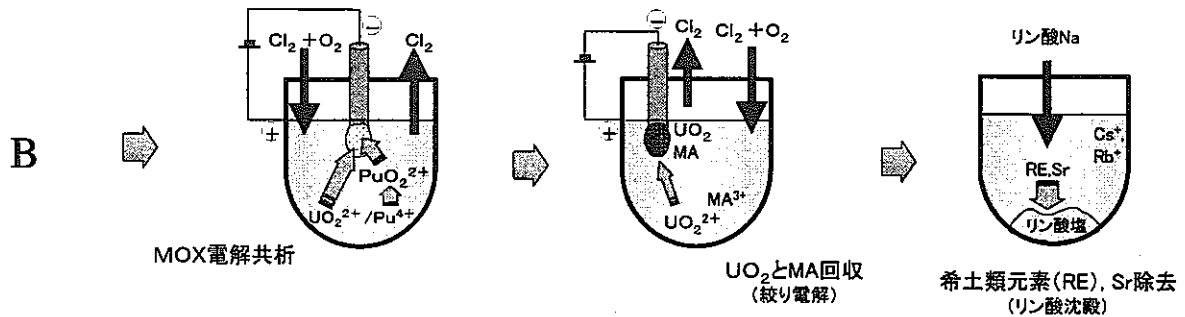


図6. 3. 7 酸化物電解法プロセスフロー (RIAR開発プロセスとの比較)  
(酸化物燃料への適用例)



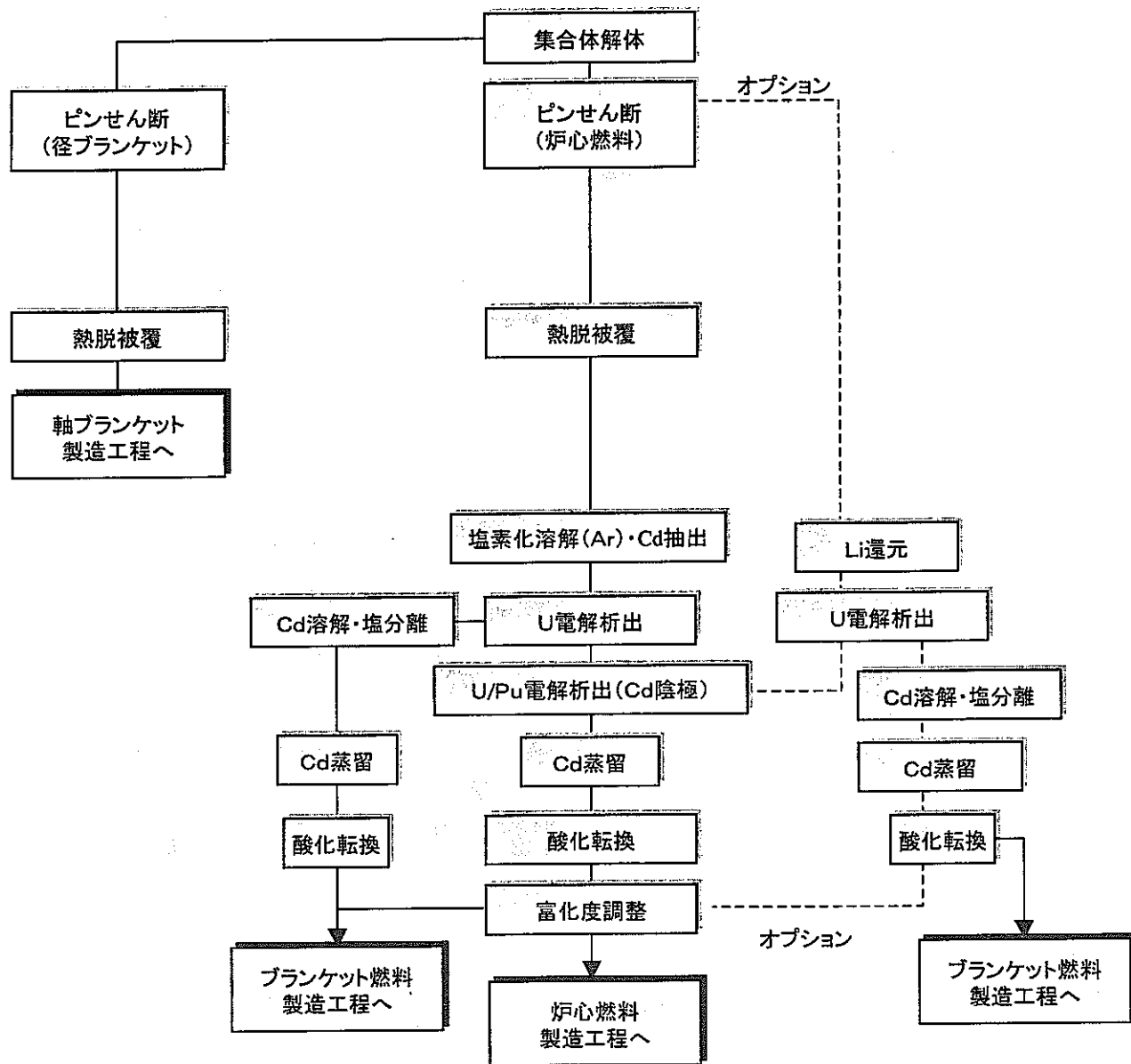
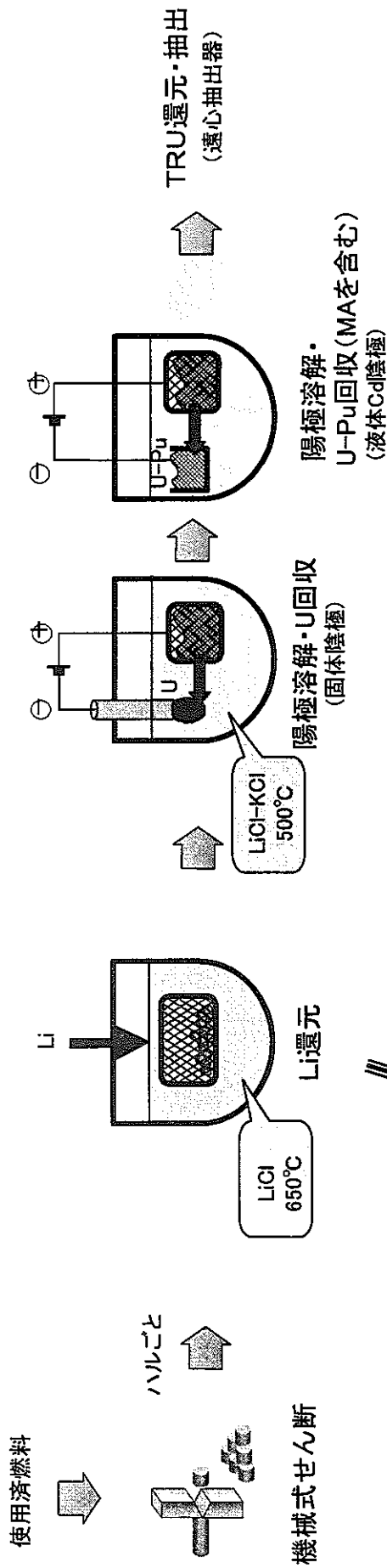


図6.3.8 金属電解法のプロセスフロー

金属電解法 (ANL開発プロセス)



金属電解法 (改良プロセス)

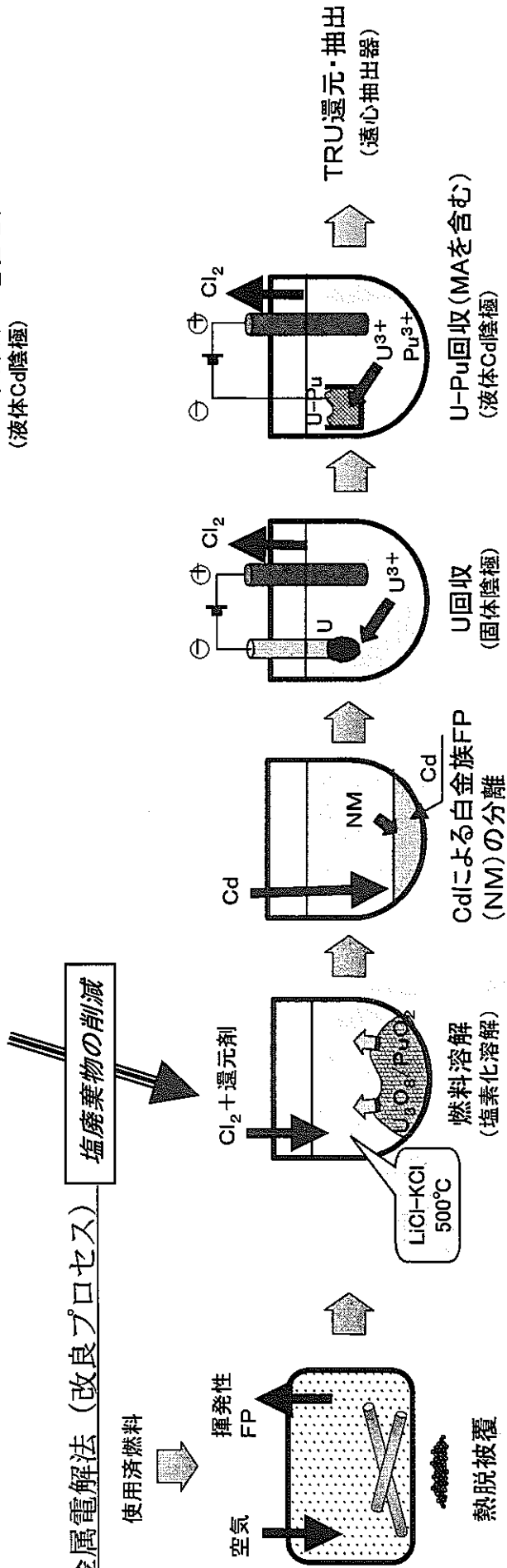


図6.3.9 金属電解法プロセスフロー (ANL開発プロセスとの比較)

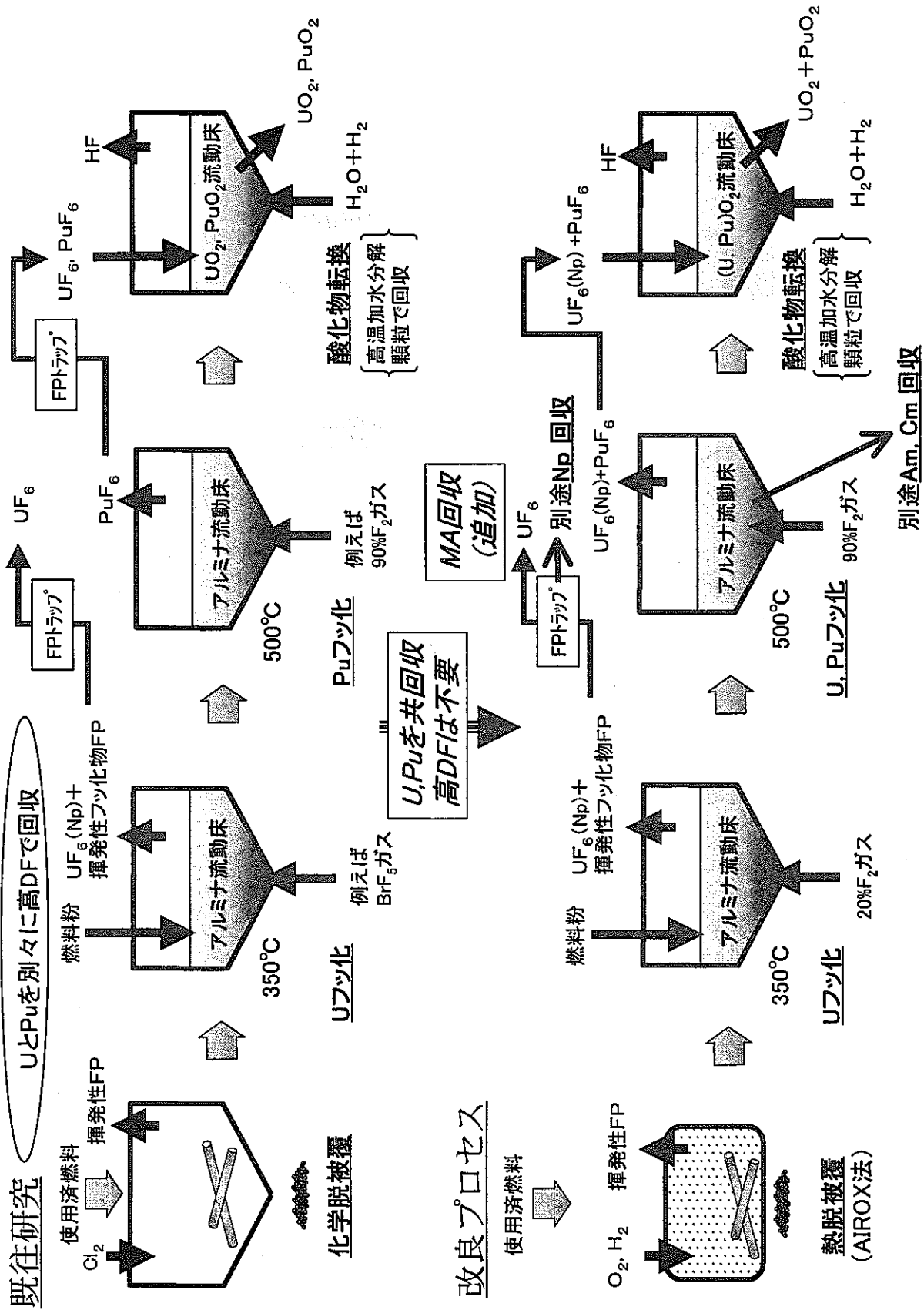


図6.3.10 フッ化物揮発法プロセスフロー (既往研究との比較)

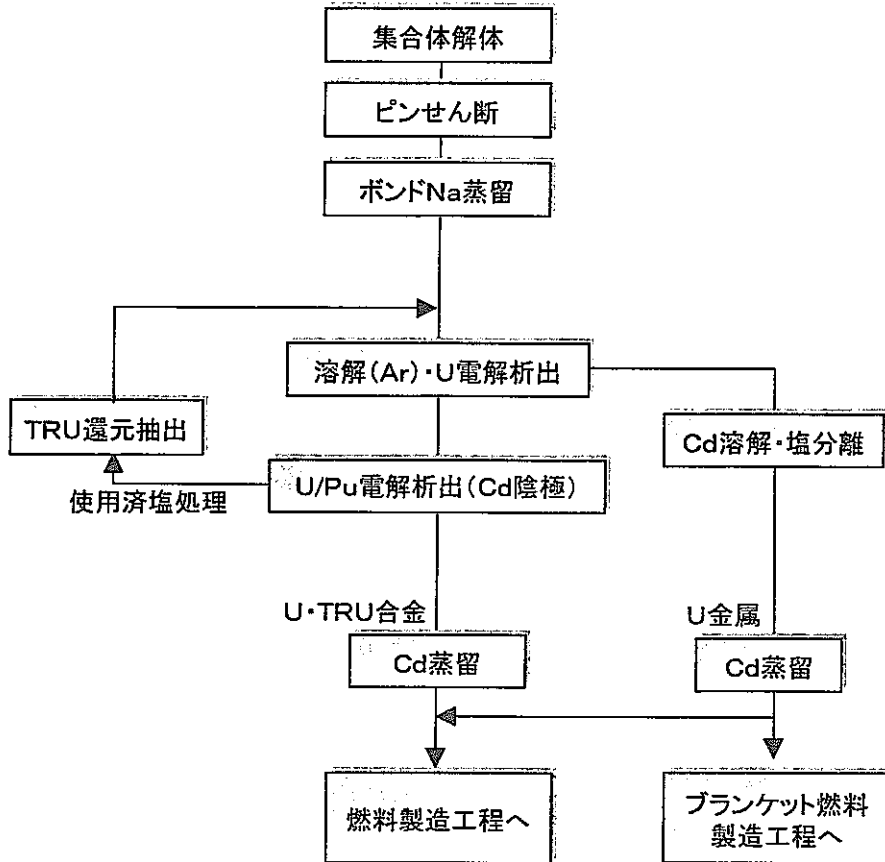


図6. 3. 11 金属燃料リサイクルのプロセスフロー

## 4. 燃料製造システムの概念検討

### 4.1 燃料製造技術検討の視点

#### (1) 着眼点

FBR 燃料として最も実績のある酸化物ペレットは高い除染係数で得られた(比放射能の小さい)U 及び Pu を原料としてきた。一方、実用化に向けては燃料形態や低除染燃料のリサイクル使用といった、製造に供する原料仕様の多様化に対し適切に対応していく必要がある。

検討における主な着眼点を以下に示す。

#### ① 再処理製品仕様に応じた製造技術

再処理技術に依存する再処理製品の化学形態、物性を考慮し、かつ燃料として所定の性能が発揮できる燃料体となるよう、適切な充填方策の確立が必要となる。

#### ② 遠隔での燃料製造技術

低除染係数の再処理製品を原料とする燃料の製造においては、被ばく低減の観点から、適切な遮蔽を隔てた運転の自動化及び遠隔保守化が必須となる。このためにはより簡素な製造工程の確立を目指す必要がある。

#### ③ 燃料仕様の適正化

炉の要求性能との整合のみならず、工程簡素化や自動化・遠隔化等への対応を見据えた燃料仕様の適正化を検討する必要がある。

#### (2) 検討の進め方

施設規模も含め、再処理の検討と整合をとりつつ、製造システムの検討を進めることとした。窒化物燃料については酸化物燃料と類似の燃料製造技術が適用可能であるため、まず酸化物燃料についてプロセスフロー、物質収支、設備機器仕様の検討とそれらに基づく経済性等の評価を行い、その検討結果をベースに窒化物燃料サイクルについて概略評価を行うこととした。また、これと並行して固有の特徴をもつ金属燃料サイクルに関する検討を行うこととした。

なお、再処理で回収された製品は全量 FBR にリサイクルする原則から、低除染サイクルとした場合にはプランケット燃料製造も遠隔化する必要性が生じることに留意する。

### 4.2 ペレット法の検討

ペレット燃料製造法については、グローブボックスでの製造、セルでの製造に分けて概念検討を行った。その結果を表 6.4.1 に纏めた。以下、各々の技術検討について述べる。

#### (1) 簡素化ペレット(グローブボックスでの製造)

## (i) 特徴

高速炉用の MOX 燃料は、軽水炉用の  $UO_2$  ペレットや MOX ペレットと比べて高線出力、高燃焼度が要求されるため、Pu 富化度が高く、細径で、ペレット中心温度を下げるため中心空孔を設ける場合がある、等の特徴がある。また、燃料製造に際しては、Pu の  $\alpha$  放射能が高いことによる内部被ばく防止と、Pu 自身やその崩壊による  $\gamma$  線や中性子線からの外部被ばく防止の観点から、その取り扱いには包蔵性を有する遮蔽付きのグローブボックス(GB)内等で行う必要がある。さらに、Pu 等からの発熱管理、臨界管理、保障措置上の制約(計量管理)等を満たしながら、経済的かつ安定的に生産する必要がある。

これまでサイクル機構では、FBR(もんじゅ、常陽)用 MOX ペレットを約 16tMOX、この他 ATR(ふげん)用 MOX ペレットを約 132tMOX 製造してきており、これらを通して MOX ペレット製造の技術力を蓄積してきた。しかしながら、現行のペレット製造工程は、図 6.4.1 の左側に示すように、湿式再処理法(PUREX 法)から得られる高除染の硝酸ウラニウムと硝酸プルトニウムの混合溶液( $U/Pu=1$ )をマイクロ波加熱脱硝し、ばい焼・還元して生成された MOX 原料粉末と、 $UO_2$  原料粉末、乾式回収粉末を秤量・混合することにより富化度調整を行い、その後粉碎、添加剤混合、造粒等を行うという多くの粉末取扱い工程を経てペレットを製造しているため、製造コスト低減の観点から、ペレット製造工程の簡素化が望まれる。特に、実用化に向けて放射能強度の高い MA を含有した低除染燃料を用いてペレットを製造するためには、遠隔製造性や検査性の観点から、ペレット製造工程の簡素化が必須の要件となる。

## (ii) 本研究における検討の新たな着眼点

本研究は、以下の点に着目して実施している。

- ・ 経済性があり、かつ MA 含有低除染燃料等の環境負荷低減に向けた取り組みのベースとなる、簡素化された MOX ペレット (以後「簡素化ペレット」と呼ぶ) 製造技術を確立すること。
- ・ 設計要求では「50tHM/年及び 200tHM/年処理、200 日稼動」を前提としているが、これに対して既存設備の運転実績などを踏まえて、運転体制、年間運転日数、製品収率等を合理的に設定したプラント全体像を構築すること。
- ・ GB 内での MA 取扱いの限界を評価すること。
- ・ ペレットサイズ等が加工コストに与える影響について評価すること。

## (iii) 検討状況

今年度は、MOX 処理量 50tHM/年(ブランケットを除く処理量)をもつ簡素化ペレット燃料製造施設の検討を行った。なお、軸ブランケット燃料ペレット及び径ブランケット燃料集合体については、外部より購入したものを使用することとしている。また、本検討に採用している製品燃料仕様は Pu 燃料センターにて設定

した仕様であり、集合体内の燃料ピン数、燃料ピン径、炉心長、Pu 富化度等が、他の検討で採用している標準燃料仕様と異なっている。(本検討/標準燃料仕様における集合体内の燃料ピン数、燃料ピン径、炉心長、Pu 富化度：169本/271本、12.0mm/7.5mm、1200mm/1000mm、(内側炉心 14.7wt%/外側炉心 17.6wt%)) / (内側炉心 17.0wt%/外側炉心 26.5wt%)

(a) プロセス構築、物質収支評価

簡素化ペレットのプロセスフローを現行のペレットと比較して図 6.4.1 に示す。簡素化ペレット製造では、湿式再処理工程の硝酸溶液混合及びマイクロ波加熱脱硝の段階で、燃料仕様に合わせた Pu 富化度調整及びペレット成型・焼結のための粉末特性調整を行うことにより、従来の混合から造粒までの MOX 粉末を取扱う工程を撤廃するとともに、スクラップを直接再処理工程に移送することにより粉末での取扱いを撤廃している。これにより処理工程数が現行の 22 工程から 5 工程に大幅に削減でき、分析ポイントも大幅に削減される。なお、ピン加工及び集合体組立工程は、図 6.4.2 に示すように現行と同じとしている。

製造コストの下限値を求めるアプローチとして、MOX 粉の特徴や安全面、保障措置、既存設備の運転実績などを踏まえて、運転体制、年間運転日数、製品収率の目標値を各々、3 班 2 交替(焼結工程のみ 5 班 3 交替)、設備信頼性向上等により 283 日(現行 248 日)、設備数削減による工程ロス低減によりペレット製造工程で 95%(現行 90%)、加工組立工程で 98%(現行と同様)に設定し、これらをもとに 1 日当たりの必要処理量(215kgMOX)を算出した。次いで、原料 Pu の組成と製品燃料仕様を踏まえて、各製造プロセスで取扱える単位処理量(焼結設備の処理能力：最大 300kgMOX/日)を核的制限値等を踏まえて設定し、要求処理量を満足する機器の選定、設備台数を求め、さらにこれらの設備を最適に配置したプラント全体像を構築している。検討の結果、1 系列で製造できる最もコストダウンが図れる MOX 処理容量は 70tHM/年となった。

以上の MOX 処理容量 70tHM/年を持つプロセスをベースに、50tHM/年の MOX 燃料製品を得るために必要な年間の物質収支を評価し、原料必要量(53.7tHM)、各工程における処理量、再処理施設への払戻量(3.7tHM)、低レベル放射性廃棄物への核物質移行量(54kgHM;取扱量の 0.1%相当が移行すると仮定)を求めた。

(b) 機器・設備検討

得られた物質収支に基づき、ウラン加工施設安全審査指針等を参考として、下記のような安全に対する検討を踏まえ、かつ経済性、保守性、保障措置性(ホールドアップが少ないこと、査察の受検性等)を考慮して、MOX 処理容量 70tHM/年をもつ機器・設備の設計検討を行った。設備は保守性を考慮し、視認性の良い GB 内に設置することを基本とした。

安全設計の観点からは、Pu 燃第 3 開発室の設計に概ね準拠し、臨界、遮蔽、

熱、耐震、閉じ込め、火災・爆発等について検討している。この内、臨界設計については、分析工程の一部に二重装荷を考慮して質量管理を採用している以外は、全工程が乾式であることを踏まえた質量管理または形状管理としている。ロットサイズは、現行ではペレット系の核的制限値で規定される値(150kgMOX)を使用していたが、転換工程で使用する溶液混合槽(円環形状)に対して MOX 粉末性状を考慮して臨界安全計算を行った結果、MOX 粉末系での取扱量を 730kgMOX まで増大できることが分かった。また、粉末ホッパ、気流搬送等に使用する計量管理の円筒直径は約 35cm となった。

遮蔽設計については、ICRP の Pub.60 に準拠して年間の被ばく線量当量限度の目標値を 20mSv/年とし、作業環境、作業時間等を考慮して、GB のパネルは含鉛(30wt%Pb)アクリル製の最大 50mm 厚としている。GB において MA 含有燃料を製造する場合、被ばく、スカイシャイン、発熱、保障措置対策を施す必要があるが、ここでは特に問題となる被ばく対策の観点から検討した。まず被ばく対策として、GB のパネル厚さを増強する必要があるが、作業性と視認性を考慮すると含鉛アクリルで 100mm 程度が限界となる。これに GB パネル表面から 30cm 離れた位置で  $50\mu\text{Sv/h}$  以下にするという被ばく管理上の制限を考慮して、GB 内の TRU 量を 500g と想定し、GB 製造概念の範囲内で適応できる MA 核種とその量を評価した。被ばく管理上は、特に Am-243 と Cm-243、Cm-244 が問題となる。FBR 平衡組成の TRU を全てリサイクルする場合を想定すると、線量当量率は目標値の 11 倍となり、機器遮蔽強化や粉末滞留量削減のための方策を講じても実現が困難なレベルにある。一方、Cm を除く Pu,Np,Am を一緒にリサイクルする場合は、線量当量率は目標値の 3 倍程度に収まっており、今後の検討により吸収できる可能性もある。なお、Np-237 のみ抽出して MOX 燃料に混入する方法であれば、GB で取り扱いが可能である。

GB 内で取扱う設備については、各種材料の健全性確保と燃料粉末の O/M 上昇防止のために、表面温度を  $60^{\circ}\text{C}$  以下に保持する設計としている。耐震設計については、MOX 加工施設に適用できる指針がないため、再処理施設等の耐震設計を参考として、A クラスを最上位とした重要度分類を行っている。Pu 第 3 開発室に設置されている標準型 GB をリファレンスとして耐震性を評価した結果、GB の梁の強化等により、遮蔽材厚さ及びバッチサイズの増加に十分対応できることが分かった。火災・爆発防止対策については、爆発下限値を考慮して焼結炉の雰囲気ガスを  $4\%\text{H}_2\text{-Ar}$  とするとともに、火災・爆発の拡大防止対策として  $\text{CO}_2$  自動噴射式消火システムを設置している。

簡素化ペレット特有の設備としては成型設備があり、粉末に潤滑剤を添加しないため、ペレット成型時にダイスの内側に潤滑剤を塗布する機構を有するダイ潤滑方式のレシプロ型プレスを使用している。また、焼結設備としては、図 6.4.3 に示すような現在 Pu 燃料センターで開発中の保守用 GB が焼結炉上部に設置されたプッシャー搬送方式の連続焼結炉を選定している。



主要機器は、成型、焼結、仕上げ・検査設備各1基である。

### (c) 施設設計概略評価

機器・設備検討結果に基づき、工程機器の配置設計と建屋設計を行った。再処理施設間の物流(原料受入、規格外品の払い出し)には気流搬送を用いており、これにより再処理施設から必要な分だけ原料を受け入れるための複数のホッパを備えた中間保管庫を設置している。また、各設備間にバッファエリアとして中間保管庫を設け、工程を直列に配置している。

燃料製造設備を設置する本体建家は2階建てで、容積 240,000m<sup>3</sup>(幅 121m-奥行 71.5m-高さ 14m)で、この他に別建屋として、廃棄物保管建屋、廃棄物処理建屋、ユーティリティ建屋、ローディング建屋、管理棟建屋を建設するとしている。また、運転に伴い発生する生の放射性廃棄物の発生量(50tHM/年生産時)については、プラント稼動後 10 年以降から発生する設備更新等に伴う解体撤去廃棄物を含めて、70m<sup>3</sup>/年と推定しており、現行プラントの約 4 割程度に低減する。

感度解析として、燃料サイズが加工コスト(内装設備費、人件費)に与える影響を評価した。ペレット径を細くすると kgHM あたりのペレット個数が増加する。生産量 50tHM、スタック長 1200mm、169 本ピンバンドル集合体と一定とした時のペレット重量と、本評価で使用した製品燃料(ペレット直径 10.4mm)の加工コストとの差額を図 6.4.4 に示す。ペレット径を 10.4mm の約半分の「もんじゅ」サイズ数(ペレット直径 5.4mm)とすると、加工コストは約 2.3 万円/kgHM 上昇する。また、ペレット径を細くすると燃料重量あたりの部材点数が多くなるため、kgHM あたりの部材費が増加する。本評価で使用した製品燃料の部材費に対して、「もんじゅ」サイズの場合、部材費が約 3 倍上昇する。このようにペレットサイズは、加工コストや部材費に大きく影響するため、今後、炉心性能の観点を含めたさらなる検討が必要である。

### (d) 技術開発課題

今後の課題として、製造技術面の観点から、

- ・溶液段階での Pu 富化度調整技術、
- ・粉末流動性向上技術、
- ・ダイ潤滑ペレット成型技術

などの開発が必要である。また、プラント技術面においても

- ・粉末気流搬送技術(保障措置システムの確立とその検認方法の検討を含む)、
- ・設備の高速処理化・自動化の促進、
- ・保守技術・保障措置技術の高度化、
- ・廃棄物処理技術、
- ・分析技術

等の開発が必要である。さらに、ペレットの許容公差緩和や太径化による合理化、

セル構造に比べて保守性に優れている GB のメリットを活かした MA 含有燃料製造技術についても検討を進める必要がある。

## (2) 簡素化ペレット(セルでの製造)

### (i) 特徴

先進湿式法(簡素化溶媒抽出法+晶析法+MA 回収プロセス付加)で得られる再処理製品を原料としてペレットを製造する場合、ペレット中には相当量の FP と TRU(MA)が含まれることになる。設計要求では、FBR リサイクルを繰り返した場合の平衡量相当の約 1 wt%MA/HM を基準として、さらに別途、軽水炉から回収した MA を FBR で燃焼する場合にも対応できるよう、燃料中に HM 当たり最大 5wt%の MA が混入した場合の燃料製造性への影響についても評価することとしている。

MA 含有の低除染燃料の特徴としては、MA 元素の中には高エネルギーの中性子や $\gamma$ 線を発生する同位体や比放射能、発熱量の高い同位体が含まれるため、その取扱いにあたっては遮蔽や除熱等が必要になる。また、ペレット製造性の観点から、MA/FP の物性、均一固溶性や高温での安定性、低沸点元素の挙動等の基礎的なデータの充実も不可欠となる。

### (ii) 本研究における検討の新たな着眼点

前述の MA 含有の低除染燃料の特徴を踏まえ、燃料製造設備はホットセル内に設置し、燃料製造は完全自動化及び遠隔保守を基本とする必要がある。そこで本検討では、燃料ペレット製造法として、製造工程が簡素化されておりセル内設置に適した方法であると考えられる前述の「簡素化ペレット製造法」について検討した。

また、受入原料中の MA/FP 混入の影響を調べるために、簡素化溶媒抽出法で再処理した原料を受け入れる場合(FP 除染係数を 1000 と仮定、MA については Np のみ全量混入)と、先進湿式法で再処理した原料を受け入れる場合(FP 除染係数を 1000(希土類は 1)と仮定、MA については Np,Am,Cm 全量混入)について検討した。特に後者の検討においては、軽水炉からの MA を受け入れる場合を想定して 5wt%MA/HM が混入した場合について検討を行った。

### (iii) 検討状況

今年度の検討では、処理量 200tHM/年をもつ大型プラント(自立型及び再処理施設との一体型)及び処理量 50tHM/年をもつ基準プラント(自立型)について検討したが、以下では自立型施設の検討結果を中心に述べる。

#### (a) プロセス構築、物質収支評価

簡素化ペレット製造のプロセスフロー及びその後のピン加工・集合体組立てプロセスフローは、前述の図 6.4.1 及び図 6.4.2 と基本的に同じであるが、Pu 富化

度調整については、再処理側で一定の Pu 富化度に粗調整された原料溶液を受け入れ、所定の範囲内への微調整は燃料製造側で Pu/U 溶液調整槽を設けて行うとしている点が異なる。すなわち、湿式再処理工程から 28%Pu/U 受入れ、U 硝酸溶液で内側炉心燃料に対応する所定の Pu 富化度（17.0%Pu/U、26.5%Pu/U）に調整し、その後脱硝、ばい焼、還元し MOX 粉体を得る。この MOX 粉末を成型プレスにより中空ペレットに成型後、4% $H_2$ -Ar 雰囲気下で 1700℃ 3～5 時間焼結し、ペレット外周を研削する。次に軸ブランケットペレットを含めてスタック長を調整後、プレナムスプリングと共に下部端栓を溶接した被覆管内に挿入し、上部端栓を圧入後、ピン内ガスを He 置換し上部端栓を溶接する。その後、ピン外周にワイヤーを巻き、エントランスノズル等の部品と合わせて燃料集合体を組み立てる。検査項目としては、溶液・粉末検査、粉末特性試験、ペレット検査、燃料要素検査及び集合体検査を実施する。

上記のプロセスに関し、200tHM/年及び 50tHM/年の燃料製品を得るために必要な年間の物質収支を評価した。年間 200 日稼動、24 時間操業とし、これまでの実績等をもとに、成型工程、研削工程、ペレット検査工程、燃料要素組立工程・検査工程の各工程で各々 0.1%、1.9%、10%、2% ずつのスクラップが発生するものと仮定して製造歩留まりを 86% とした。これらのクリーンスクラップ(不純物の含有が少なくリサイクルする際に精製の必要のないもの)とダーティスクラップ(成型、研削、分析工程で発生する精製を必要とするもの)は、燃料製造プラント内に処理設備を設けて溶液にし、Pu/U 溶液調整槽に戻すこととしている。その結果、大型プラントにおける原料必要量、再処理施設への払戻量、放射性廃棄物への核物質移行量(全取扱量の 0.1%相当と仮定)は、各々 228tHM/年、0tHM/年、200kgHM/年となる。なお、本システムでは Pu 富化度調整がなされた硝酸溶液の貯槽 1 基分を 1 ロットとし、バッチサイズは主として U/Pu 脱硝設備及び成型設備での取扱い単位量から決まる 3.5kgHM 及び 14kgHM とする。

#### (b) 機器・設備検討

得られたの物質収支に基づき、ウラン加工施設安全審査指針、再処理施設安全審査指針等を参考として、本施設に特有な臨界安全、MA/FP 含有による崩壊熱による発熱、遮蔽等の安全に対する検討を踏まえ、主要な工程設備機器の概念を検討し、機器の処理能力から機器数を算出した。

臨界安全に関しては、Pu 富化度調整工程、脱硝工程(図 6.4.5)等では燃料を溶液状態で取扱うことを考慮して、臨界管理方法は形状管理としている。また、脱硝後の工程では酸化物の粉体、焼結体での取扱いであることを踏まえて、臨界管理方法は形状管理及び質量管理の組合せとしている。

崩壊熱による発熱について評価した結果、Pu/U 溶液調整槽、成型ホッパ、及び新燃料集合体貯蔵施設では冷却が必要となった。特に、燃料中に 5wt%/HM の MA(0.3wt%Np, 4.3wt%Am, 0.4wt%Cm) ; この MA 組成比は、MOX 燃料を燃焼度

15万 MWd/t まで FBR で燃焼し 4 年冷却した使用済燃料中の MA 組成比に相当)を混入した場合には、主に Cm による発熱のために、成形ホッパ中心部温度は約 670℃(簡素化溶媒抽出法では約 160℃)となり、さらに温度管理条件は厳しくなり、冷却はもちろんのこと、ペレットの取り扱いにおいても成型ホッパ等で再酸化抑制温度である 70℃以上に達するため、セル内を不活性ガス雰囲気中に保持する必要がある等の制約条件が付加されることが想定される。また、燃料ピン単体の表面温度も約 75℃と評価されるため、これを燃料集合体に組み上げた際には、縦置きにするとともに強制冷却等が必要となることも想定される。

燃料製造設備はホットセル内に設置し、燃料製造は完全自動化及び遠隔保守を基本とし、遮蔽機能は原則セル壁で担保することとしている。この際の遠隔自動化運転と遠隔保守を必要とする設備については、以下のように製造工程を大きく 3 つに大別して収納することとしている。

- ・完全遠隔保守セル(Pu 富化度調整工程からばい焼・還元工程までの放射性物質を非密封の粉体等で取り扱う設備を配置するセル)：設備・機器の保守及び保守用の遠隔操作機器ともに遠隔保守を実施し、作業員がセル内に進入することを想定しない。
- ・遠隔・直接保守併用セル(成形工程から燃料要素端溶接工程までの放射性物質を非密封の固体で取り扱う設備を配置するセル)：保守頻度の低い設備、機器の保守及び保守用の遠隔操作機器に対しては直接保守を実施する。
- ・直接保守セル(燃料要素検査工程以降の放射性物質を密封で取り扱う設備を配置するセル)：エアロックセル、保守セル等とし、遠隔で線源を撤去することによりセル内に作業員が立ち入り設備・機器の直接保守を行う。

また、本検討では手作業が必要となるクリーンアップ作業を軽減させるために、脱硝から燃料要素組立てまでのライン構成は、最終製品に合わせて、内側炉心燃料用、外側炉心燃料用、軸ブランケット用、及び径ブランケット用と専用の系列を設けている。なお、炉心燃料製造ラインとブランケット燃料製造ラインの相違点は、炉心燃料製造プロセスに富化度調整工程及びスタック調整が付加されていることである。

本施設における主要機器は、富化度調整設備以外は 4.2(1)簡素化ペレット(グローブボックスでの製造)で述べたものと同様である。

### (c) 施設設計概略評価

機器・設備検討結果に基づき、工程機器の配置設計と建屋設計を行った。自立型燃料製造プラントの検討では、原料溶液の受入を前提とし、再処理施設に隣接したプラントを想定する。セル内設備・機器は、原則遠隔保守とし、そのためのスペースを有する配置としている。また、キャンペーンの切替及び保守・交換・点検等による運転停止を極力少なくするため、必要に応じて設備、機器の多重化を図っている。

製造能力 200tHM/年及び 50tHM/年の自立型の低除染ペレット燃料製造建屋はいずれも3階建て、各々、幅 136m-奥行 104m-高さ 30m (建屋容積 373,000m<sup>3</sup>、セル容積 83,200 m<sup>3</sup>)、幅 72m-奥行 88m-高さ 30m (建屋容積 178,000 m<sup>3</sup>、セル容積 30,700 m<sup>3</sup>)となった。なお、この建屋の階高は、集合体長を考慮して 10mとしており、付帯設備として、新燃料貯蔵設備(1年分相当)、廃棄物処理設備(1年分相当)、ユーティリティ設備、放射線管理設備等が含まれている。

本施設で発生する交換頻度が高い主要固体廃棄物(可燃物、難燃物は除く)としては、脱硝容器、メタルフィルタエレメント、HEPA フィルタ、溶解ろ過フィルタ、焙焼・還元炉ヒータ、焼結炉ヒータ、焼結炉耐火レンガ等がある。200tHM/年生産時の炉心燃料系におけるこれらの放射性廃棄物の発生量を一覧にして表 6.4.2 に示す。この放射性廃棄物の発生量については、全燃料取扱量の 0.1%が廃棄物側に移行すると仮定して、過去の実績等をもとに各対象機器に割り振ったものである。その結果、除染等を行わない場合は、モルタル充填による希釈効果を考慮しても、発生する固体廃棄物の全量が設計要求で暫定的に設定した高レベル廃棄物相当( $\alpha$ 放射能 10<sup>12</sup>Bq/t 以上)の放射能を持っていることになり、廃棄物量低減のためには、固体の発生廃棄物の除染が必須と言える。

#### (d) 技術開発課題

今後の技術開発課題として、以下のような量産性を考慮した製造性等の確認が必要と考える。

- ・ MA 含有低除染燃料ペレットの製造性に関すること
  - MA/FP の均一固溶限界の評価、
  - 均一固溶体の高温までの結晶安定性の評価、
  - 蒸発性核種の評価
  - 歩留まり向上方策の検討
- ・ 固体廃棄物の除染方法の検討
- ・ ホッパー形状の容器を用いたパイプレスシステムの脱硝方式の成立性
- ・ セル内での遠隔操作・保守技術
- ・ 燃料ピン・燃料集合体の製造性、取扱性の観点から、混入可能なMAの量及び組成の明確化
- ・ 集合体貯蔵庫内での集合体の除熱方式の検討
- ・ 再処理設備との設備共有化の検討
- ・ 耐放射線性に優れた検査機器等の開発

### (3) 簡素化ペレット製造技術の窒化物燃料ペレット製造への適用性

#### (i) 窒化物燃料ペレット製造

窒化物燃料製造法としては、酸化物燃料から炭素熱還元で窒化させる方法がある。量産プロセスと考えられている黒鉛粉末を混ぜた酸化物燃料粉を 1,500℃前

後の  $N_2-H_2$  雰囲気下で還元し窒化物燃料へ変換する「炭素熱還元法」について、前述の酸化物燃料を対象とした簡素化ペレット製造技術がどの程度適用できるか検討した。この方法で得られる窒化物燃料はかなり焼結が進んだタブレット状となり、これから高密度のペレットを製造するためには、長時間(24~48時間)のボールミル粉碎と微粉末の流動性改善のための造粒工程が不可欠となる。そのため、転換時の Pu 富化度調整の部分がわずかに簡素化されるに留まり、簡素化プロセスの本来の特長を活かすことは難しい。(図 6.4.6)

また、窒化物燃料の焼結ペレットは空気中での取り扱いが可能であるが、粉末は常温発火の潜在的危険性があるため、これを回避するために不活性雰囲気下での取扱いが必要となる。この場合、GB レベルの包蔵性で粉末の発火に対する安全ロジックを構築できるかどうかは課題となる。常温発火性の核物質の大量取り扱いともなれば、GB より高度な包蔵性を有するセル構造等が求められる可能性も考えられる。

窒化物燃料の特長を活かすために Na ボンド型燃料を採用する場合、ピン加工組立工程において、不活性ガス雰囲気下での Na ワイヤと窒化物ペレットの被覆管への充填、垂直状態での Na の熔融と端栓溶接が必要となる。粉末工程と同様、Na-空気、Na-水反応等に対する安全ロジックを構築が課題となる。

廃棄物発生量については、炭素熱還元の前と後に、粉碎 → 混合 → 成形 → 焼成の作業が 2 回必要になるため、ボックス内飛散等により廃棄物系に移行する核物質の量は、単純計算して酸化物燃料の 2 倍になることが予想される。また、Na ボンドを採用した場合の Na 廃棄物の発生も考慮する必要がある。さらに、天然の窒素(99.634% N-14, 0.366% N-15)を用いて製造した窒化物燃料を使用する場合、N-14(n,p)C-14 反応により放射性の C-14 が多量に発生し、環境負荷低減の観点から問題となる。

窒化物燃料製造プロセスを現状のペレット製造プロセスに適用した場合の経済性については、炭素熱還元工程の追加及び窒化物粉末を取り扱う GB のアルゴン雰囲気化等により、窒化物燃料の加工コストは酸化物燃料の約 1 割高と試算している(Na ボンド型燃料採用に伴うコスト増加は含まず)。

## (ii) N-15 の濃縮

炉内における中性子経済の悪化防止や環境負荷低減の観点から、窒化物燃料を使用する場合には N-15 濃縮窒素を使用することが望ましい。この N-15 の安価な濃縮技術開発として、現在、気相吸着法について検討中である。この気相吸着法とは、図 6.4.7 に示すように、ゼオライトへのアンモニアの吸着において、ゼオライト格子内のガスの通り道(窓)の大きさをアンモニアの分子径(3.8 Å)に近接させると、N-14 アンモニアが N-15 アンモニアよりゼオライトに吸着されやすい性質を利用して同位体分離を行うものである。その特徴としては、カスケードを組む必要がなく 1 段のカラムにより高濃度に濃縮された N-15 アンモニアを回収

することができる点にある。

1999年度に実験室規模で気相吸着法を用いた N-15 濃縮試験を実施し、測定誤差を含めた濃縮度のばらつきは大きいものの、N-15 を天然窒素レベルの濃度から 10%程度（オーダー）まで効率よく濃縮できることが分かった。ただし、今回の実験では N-15 の目標濃縮度（暫定値：99%～99.9%程度）のものは得られておらず、実験規模を大きくした場合、N-15/(N-14+N-15)の存在比に制約されることなく N-15 が高濃度まで濃縮されるか否かを確認する必要がある。ここでは制約されないと仮定して、今回の実験結果を踏まえて量産プラントの概略的な量産コストを評価した。窒化物燃料 1 kgHM 当たり約 60g の窒素が必要となるが、生産規模 3,000kg/年を想定した場合、100 円/gN-15(濃縮度 90%)～200 円/gN-15(濃縮度 99.9%)となり、N-15 濃縮単価としては約 0.6～1.2 万円/kgHM 程度になると評価される。なお、この値は N-15 のリサイクルを考えない場合の値である。

このように気相吸着法による N-15 濃縮コストは、化学交換法である NITROX 法に比べ 1 桁程度大幅に下回る見通しが得られたものの、上述の N-15/(N-14+N-15)の存在比による N-15 濃縮の制約の有無、吸着材の品質管理や耐久性、アンモニアやヘリウムの回収系等の周辺機器など不確定な要因が数多くあり、今後確認実験や、再処理側に N-15 回収設備を付加した場合の経済性評価等を行い、N-15 濃縮コストが窒化物燃料の採用の可否を判断する際の主要な制約要因とならないことを確認しておく必要がある。また、気相吸着法によりある程度 N-15 を濃縮した後、化学交換法により高濃縮の製品を得るといったようなハイブリッド化についての検討も必要と考えられる。

#### (4) 要素技術開発

本年度の要素技術開発の成果を表 6.4.3 にまとめる。

高除染・低除染等に係わらず簡素化ペレット製造の基本工程は同一であるため、まず、その基本工程の成立性を確認するために、以下の枢要技術について検討を進めている。

- ・溶液段階での Pu 富化度調整技術
- ・粉末調整工程の大幅削減のための原料粉末流動性改良技術
- ・同上のための直接ペレット成型・焼結技術(ダイ潤滑型成型機開発を含む)
- ・粉末搬送を経済的に行うための気流搬送技術

Pu 富化度調整技術については、調整方法の検討と試験設備等の整備を進めている。粉末流動性改良のための直接脱硝粉末高温ばい焼試験の結果、従来の 700℃よりも高い高温ばい焼により粉末の粒子間ネックが成長し、粒子間表面が滑らかになり流動性改良の可能性を示唆している。また、直接ペレット成型・焼結試験の結果、直接脱硝粉末を直接ペレット成型・焼結しても焼結ペレットが製造できる見通しがあることが確認できた。粉末輸送システムについては、気流搬送方法

を決定して試作機の詳細設計を行った。

また、窒化物燃料については、以下のことを行っている。

- ・ N-15 の濃縮技術開発
- ・ (PuU)N ペレットの照射挙動把握

気相吸着法を用いた N-15 の濃縮試験を実施し、簡単な装置で N-15 が効率的に濃縮できることを確認した。また、原研との共同研究として(PuU)N ペレットを充填した試験ピン 2 本の常陽での照射を終え、現在照射後試験を実施中である。

さらに、MA 含有の高除染ペレット及び MA 含有の低除染に係る簡素化ペレット製造技術を開発するために、以下の要素研究を検討している。

- ・ Np-MOX ペレットの製造技術開発
- ・ Am-MOX ペレットの製造技術開発

Np-MOX ペレットについては、物性データの取得と分析技術開発を進めており、Np 含有率の増加に伴う理論密度比の低下、また、MOX 燃料と同様、O/M の低下による結晶粒内での相変化等が観測されている。また、Am-MOX ペレットについては、セル内での物性測定及びペレットを遠隔製造するための準備を進めている。

#### 4.3 振動充填法の検討

振動充填法については、再処理技術との整合性を考慮して、複数の方法の検討を行った。検討結果を纏めると表 6.4.4 のようになる。以下、各々の技術について述べる。

##### (1) 湿式再処理との組み合わせ

###### (i) 特徴

スフェアパック燃料は、充填型の燃料の一種であり、均一な 2～3 成分の粒径を持つ真球度の高い球状粒子を充填するものである。このような球状の粒子は、燃料の硝酸溶液を出発物質としてゲル化法で直接製造されるため、硝酸溶液を製品とする先進湿式再処理法との適合性に優れる。

これまで、BNFL が 1970 年代後半から DFR、PFR 用に非ゲル化法と合わせて、約 3700 本製造した実績は有するが、実用化には至っていない。

ゲル化法では、ウラン及びプルトニウムの硝酸溶液に添加剤を加え、ノズルから液滴を水酸化アンモニウム中に滴下し、反応させてゲル球を得、それを洗浄乾燥の後、焙焼、還元焼結して燃料粒子を得る。

スフェアパック燃料製造は粉末工程を含まないため、プロセスが単純であること、微粉の飛散を生じないこと等から、工程の遠隔・自動化が容易であるといわれており、従って、低除染燃料の製造法としての利点を持つと考えられている。

一方、ゲル球を製造するためには、原液のノズルからの落下距離をある程度以下に保つことが必要となる。また、液滴に所定の粘度を持たせることが重要であり、温度制御のための冷却が必要である。また、充填燃料では数 100 $\mu$ m 程度の



比較的粒径の大きい粒子と、 $100\mu\text{m}$  程度の小粒径粒子を必要とするが、小粒径粒子の製造は相対的に難しくかつ大量生産の実績はなく、工学的成立性の評価が必要となる。

(ii) 本研究における検討の新たな着眼点

経済性の向上の観点及び、低除染化への対応として、ペレット法に対するオプションとしての振動充填燃料製造技術を検討している。本手法では、ノズルから滴下される一滴からスフェア粒子が1個が生成されるため、所定の生産能力を得るためには、経済性向上の観点から、

- ・スフェア粒子の量産化
- ・造粒工程合理化

が重要な課題である。

また、環境負荷低減の観点から、液体処理に伴う

- ・廃棄物低減化

が必要である。

更に、本研究においては、湿式再処理施設との一体化プラントによる施設合理化策を検討した。

(iii) 検討状況

サイクル機構はゾルゲル法によるスフェアパック燃料の製造技術について、基礎研究を開始しており、核燃料の模擬物質を用いたコールド試験及びU試験により、ゲル球製造に影響を及ぼすパラメータの把握、課題の抽出をおこなっている。

また、諸外国の内、振動充填燃料製造に長い経験を有するスイスのPSI研究所との共同研究を行い、検討の効率化を図っている。

PSIとの共同研究においては、今後、照射試験を計画している。

これらの基礎研究を元に、200tHM/年規模の再処理・燃料製造一体型プラントのシステムの検討を行った。以下システム検討の概要を述べる。

(a) プロセス構築、物質収支評価

上記着眼点に基づき、基本となるプロセスフローを設定した。基本プロセスを図6.4.8に示す。

炉心燃料については、再処理工程からPu富化度26.5%のU/Pu/MA混合溶液を受け入れ、内側/外側炉心燃料として必要な組成に調整した後、ゲル化法で顆粒燃料を製造する。ゲル化は、上記原料液に、ポリビニルアルコール(PVA)、テトラヒドロフルフリルアルコール(THF)の添加物を加え、これを、振動ノズルを介して水酸化アンモニウム中に滴下することにより行う。生成したゲル球は発生する硝酸アンモニウム溶液中で熟成され、水洗浄、乾燥を経て、焼結工程へ送られる。乾燥ゲル球は約 $600^{\circ}\text{C}$ 、空気雰囲気中で仮焼した後、焼結し、 $5\%\text{H}_2/\text{Ar}$ 中で還元して $(\text{U,Pu})\text{O}_2$ 粒子とする。粒子径として約 $100\mu\text{m}$ 、 $800\mu\text{m}$ の2種類を製

造する。

一方、ブランケット燃料については、再処理工程からの U 濃縮液を流動床に噴霧し、加熱することにより  $UO_3$  に転換し、焙焼炉で  $U_3O_8$  にした後、還元処理により  $UO_2$  粉末を製造する。この  $UO_2$  粉末は、PVA 溶液を吹き付けながら混合・造粒した後、焼結及び還元焼結を行い、分級して、約  $100\mu m$  及び  $800\mu m$  の 2 種類の粒径の  $UO_2$  粒子を得る。

こうして得られた、粒子は振動充填燃料製造工程において燃料ピンに加工される。炉心燃料要素については、一定量の 2 種類の粒子を下部軸方向ブランケット、炉心燃料、上部軸方向ブランケットの順に振動充填する。ブランケットと炉心燃料粒子の間には仕切板を入れるものとする。充填後、内装物を挿入し、真空引きの後、He 封入し端栓溶接を行う。その後、燃料集合体の組立を行う。

検査項目としては、燃料粒子に対し、ペレットと同様の化学的検査の他、粒径検査、真球度検査等を加える。燃料要素検査では、He リーク検査、X 線による溶接部等の検査、 $\gamma$  線による炉心/ブランケット部の識別検査を行うものとする。

以上のプロセスに関し、物質収支を評価した。尚、U、TRU 等の工程のロスについては考慮していない。

#### (b) 機器・設備検討

得られた物質収支に基づき、主要な工程設備機器の概念を検討し、機器の処理能力から、機器の数を検討した。ライン構成は、燃料粒子製造及び燃料要素組立については炉心燃料に対し 2 系列、ブランケット燃料に対し 1 系列であるが、燃料要素検査から集合体組立・検査は炉心、ブランケット各 1 系列で構成する。主要機器である、振動充填装置は、炉心燃料用に 4 基、ブランケット用に 2 基となった。尚、燃料製造時に発生するスクラップについては、不良品回収設備を検討した。燃料粒子の不良率は約 10%、燃料ピンの不良率は約 2%としたが、その物量については今回は評価していない。

#### (c) 施設設計概略評価

各工程の物質収支の評価と機器・設備構成に基づき、先進湿式再処理施設と燃料製造施設を一体化したプラントシステム施設の全体配置設計を行った。

検討に当たっては、再処理/燃料製造主要プロセスと高放射性廃棄物を扱う主建屋、低放射性廃棄物を扱う副建屋及び管理棟の 3 区分とした。

主建屋は地下 2 階、地上 3 階の鉄筋コンクリート造りで副建屋を含む建屋容積は配置の考え方にもよるが 70~80 万  $m^3$  と評価された。

#### (d) 技術開発課題

ゲル化法については以下の課題が抽出された。

- ・ゲル球製造の最適条件の把握(基礎試験を実施中)

- ・スラリー輸送でかつゲル球を変形させない輸送方法の検討
- ・小径粒子の量産化技術(製造装置開発実施中)
- ・粒子体系、MA 混在の影響、中性子相互干渉等を考慮した臨界管理
- ・爆発性のある硝酸アンモニウム取り扱いに関する安全設備対応
- ・装置に付着する粒子燃料の計量管理
- ・充填密度向上(2 粒子径での密度確保の可否)
- ・O/M 比の調整

(e) 窒化物燃料への適用性

窒化物燃料については、酸化物燃料製造プロセスを基本に、炭素熱還元/窒化プロセスを付加したプロセスフローの概略及び使用機器概略を検討した。施設イメージについては、次年度検討予定である。

(2) 乾式再処理との組合せ

(i) 特徴

乾式再処理製品は低除染となることより、遠隔自動化に適合しやすい、振動充填法が燃料製造法として選定された。各乾式再処理法に対応した粒子の造粒法があるため、各々適合しやすい手法を検討対象とした。

ロシアの技術をベースとした酸化物電解法については、既述のように、再処理における陰極析出物が高密度顆粒となるため、析出顆粒の付着塩を水洗により除去し、乾燥した後、粉碎して振動充填用の不定形顆粒を得ることが出来る。この段階で、富化度を調整し、振動充填を行うが、O/M 比を低減するため金属 U ゲッターを導入する。顆粒が不定形であり、品質管理の検討が必要である。

ロシア RIAR では、1977 年に酸化物燃料製造ラインを建設し、不純物を含まない  $\text{PuO}_2$ 、及び  $\text{UO}_2$  を原料として、これまでに MOX 燃料集合体を BOR-60 用に 426 体、BN-350 に 2 体及び BN-600 用に 10 体製造した実績を有する。

金属電解法では、電解で回収される金属ないし合金から、陰極処理装置により、Cd 及び塩を除去した後、得たインゴットを酸素雰囲気において酸化物粉末に転換する。

この段階で富化度調整を行い、次に、酸化物粉末から振動充填に適した粒径の粒子を得るために、バインダーを添加しつつ、転動造粒法により造粒する。その後、焼結して振動充填用顆粒を得る。O/M 比の調整等の検討が必要である。

フッ化物揮発法においては、再処理製品であるフッ化物気体の状態で所定の富化度に調整する。その後、 $\text{UO}_2$  ないし MOX 粉末を核とした流動床に、フッ化物気体及び水蒸気/水素を導入し、フッ化物を酸化物に転換しつつ造粒する。回転楕円型の顆粒が得られる。O/M 比の調整等の検討が必要である。

(ii) 本研究における検討の新たな着眼点

乾式の各手法で得られる製品に対応した、造粒、振動充填法を検討した。酸化物電解法では、基本的にロシア技術をベースに検討を進めている。

金属電解法では、充填性能の向上のために粒子形状を揃え、密度を上げる工夫が必要であり、薬品製造の分野で実績のある転動造粒法を候補として検討しており、これに焼結を組み合わせることで所定の顆粒を得る。また、フッ化物揮発法では、流動床により直接燃料粒子が得られる特徴を活かした振動充填プロセスを検討した。

### (iii) 検討状況

乾式法の再処理で得られる酸化物燃料製品に対応して、各工程の物質収支の評価と機器・設備構成及び施設概念を検討した。

これをベースに、乾式再処理施設と燃料製造施設を一体化したプラントシステムについて、機器・配置設計等の検討を実施した。以下、各再処理手法毎に検討の状況を示す。

なお、窒化物燃料については、酸化物燃料からの炭素熱還元/窒化プロセスあるいは金属からの窒素ガスによる窒化プロセス等を用いて基本的に対応可能と評価したが、詳細については次年度実施予定である。

#### (a) 酸化物電解法

##### ① プロセス構築、物質収支評価

酸化物電解法の燃料製造プロセスを図 6.4.8 に示す。

酸化物電解法再処理で得られる製品は同時電解による  $UO_2$  顆粒、白金族分離過程で得られる  $UO_2$  顆粒、共析で得られる  $UO_2/PuO_2$  顆粒及び絞り電解で得られる MA を含有する  $UO_2/PuO_2$  の 4 種類である。これらを粉碎、水洗・乾燥後、燃料製造設備へ受け入れ、分級工程で 5 種類の顆粒サイズに分級する。

分級された顆粒及び U ゲッターを Pu 富化度調整等のため所定量ずつ混合し、顆粒容器にて次の振動充填工程に移送する。混合された顆粒を荷重を加えつつ振動充填すると共に、端栓を溶接し、径ブランケット用及び外側/内側炉心用燃料ピンを製造する。

燃料ピンの表面除染を行った後、気密検査、燃料分布検査、寸法検査、重量検査及び外観検査を行い、燃料集合体に組み立てる。

燃料顆粒については、本検討では、歩留まり 100%として評価しており、リワークは考慮していない。今後の検討課題と考えられる。また、本燃料製造工程での U、TRU 等の回収ロスは考慮していない。

##### ② 機器・設備検討

得られた物質収支に基づき、主要な工程設備機器の概念を検討し、機器の処理能力から、機器の数等を検討した。顆粒調整から燃料ピン製造工程までの主要機器は、分級装置、混合装置、振動充填装置+端栓溶接装置等であり、処理速度に

については、ロシアでの経験を基に設定した。集合体組立・検査まで系列の分割は行っていないが、必要に応じて、装置単位で、炉心燃料用とブランケット燃料用を区別している。主要装置である振動充填装置は4基となった。

### ③ 施設設計概略評価

ホットセルは、顆粒洗浄セル、ピン製造セル及び集合体組み立てセルからなる。振動充填装置は炉心燃料用及び径ブランケット燃料用の専用装置を設置するが、一連のラインを区別しない設計としている。

再処理施設を含む一体型施設の建屋規模は、地上2階、地下1階であり、建屋容積は約14万 $\text{m}^3$ となった。但し、本施設には、ガラス固化設備は含むものの、その他の廃棄物処理・保管設備及び使用済燃料、新燃料貯蔵施設は含まない。

なお、経済性に関連する施設検討の詳細化は次年度実施する。また、操業費は2000年度に評価予定である。

### ④ 課題

燃料製造に関連して、以下の課題が抽出された。

- ・ U ゲッターの開発あるいは低 O/M 粒子の製造
- ・ Pu, FP を含む顆粒の振動充填の均一性及び遠隔操作性の確認
- ・ 照射試験による振動充填燃料健全性の確認

## (b) 金属電解法

### ① プロセス構築、物質収支評価

金属電解法の燃料製造プロセスを図 6.4.8 に示す。金属電解法再処理において電解分離した U、電解分離した U/Pu/MA 合金及び TRU 回収プロセスからの U/Pu/MA 合金を Ar+5%O<sub>2</sub> 雰囲気中で処理して得た酸化物粉末の受け入れから製造工程とした。また、径ブランケット燃料は熱脱被覆工程から直接受け取り、Ar+5%H<sub>2</sub> 雰囲気中で還元し、軸方向ブランケット燃料製造工程にまわす。

炉心燃料については、この酸化物粉末を所定量混合し、Pu 富化度調整を行った後、バインダーを添加して、転動造粒法により、粒径を成長させ、焼結を施して顆粒燃料を製造する。転動造粒法は薬品分野等で実績のある方法であるが、核燃料製造においては実績はない。UO<sub>2</sub> での試験が行われているが、粒径調整等、開発課題がある。また、U/Pu 合金からの酸化転換、転動造粒については、これまで実績がなく、Pu スポットが生じないことの確認が必要である。

焼結した顆粒を分級して得た3種類程度の粒径の粒子を混合した顆粒燃料に対し、圧縮荷重を付加しつつ振動充填を行う。

なお、燃料製造工程での U、TRU のロス率は考慮していない。

### ② 機器・設備検討

得られた物質収支に基づき、主要な工程設備機器の概念を検討し、機器の処理能力から、機器の数等を検討した。顆粒調整から燃料ピン製造工程までの主要機器は、酸化転換装置、富化度調整装置、転動造粒装置、焼結炉、分級装置、振動充填装置、端栓溶接装置等である。製造ラインは基本的に炉心燃料2系列、ブランケット用1系列の合計3系列としている。主要設備としては、造粒装置が炉心用、ブランケット用に各2基、振動充填装置が3基となった。

### ③ 施設設計概略評価

主要機器の設計情報及び機器数を基に、セル内配置及び施設規模を検討した。本検討においては、顆粒燃料製造装置は、炉心燃料用、径ブランケット燃料用、軸ブランケット用の三系列とし、これらを別のホットセルに配置した。また、セルの両側にマスタースレーブマニピュレータを設置する設計としている。

再処理施設も含む建屋規模は、地上3階、地下1階(一部地下2階)で、建屋容積は約30万 $\text{m}^3$ となった。

尚、廃棄物処理・保管施設は含むが、使用済燃料、新燃料貯蔵施設は別建屋とした。経済性に関連する施設概念の詳細設計は次年度実施予定である。操業費は2000年度に評価予定である。また、工程廃棄物の発生量は2000年度に評価予定である。

### ④ 課題

以下の課題が抽出された。

- ・低 O/M 燃料製造条件の確認
- ・転動造粒装置に関し、Pu スポット防止条件の検討及び粒度分布制御条件の検討
- ・サンプリング装置に関し、代表サンプルであることを担保する方法の検討

## (c) フッ化物揮発法

### ① プロセス構築、物質収支評価

フッ化物揮発法の再処理製品は未反応の $\text{F}_2$ 気体を含む $\text{UF}_6$ 気体及び $\text{UF}_6/\text{PuF}_6$ 混合気体であるため、一旦 $\text{UF}_6$ 及び $\text{UF}_6/\text{PuF}_6$ を凝縮し、非凝縮性の $\text{F}_2$ と分離する。その後、これらを揮発し、気体状態で富化度調整を行った後、 $\text{H}_2\text{O}+\text{H}_2$ 混合気体を作用させ、流動床型転換塔で加水分解により酸化物に転換すると共に、造粒を行う。燃料顆粒は回転楕円体(スフェロイド)になるといわれている。MOX顆粒は $400\mu\text{m}$ 以上、 $200\sim 400\mu\text{m}$ 、 $100\sim 200\mu\text{m}$ 及び $100\mu\text{m}$ 以下の4種類に分級し、 $400\mu\text{m}$ 以上及び $100\sim 200\mu\text{m}$ の2種類を燃料製造工程に払い出す。なお、 $200\sim 400\mu\text{m}$ 及び $100\mu\text{m}$ 以下の顆粒は酸化物転換塔へ戻し、再度粒を成長させる。

フッ化物揮発法においては、上記酸化転換までを再処理側とし、スフェロイド

受け入れ以降を燃料製造工程と区分した。

プロセスフローを図 6.4.8 に示す。所定の充填密度を得るため、大粒径と小粒径粒子を所定の割合で混合し、振動充填を行う。燃料ピンは 100 本単位で円柱状のマガジンラックに収め、一括して振動機により縦方向の振動を加え高密度に充填する。軸ブランケット及び炉心燃料の境界にはメッシュ状のスペーサを装填する。燃料ピンに部材を装填し、上部端栓を仮止めした後、ピンを 1 本ずつマガジンラックから取り出し、被覆管/端栓の周溶接を行う。尚、製造工程における U、TRU のロス率は考慮していない。

## ② 機器・設備検討

得られた物質収支に基づき、主要な工程設備機器の概念を検討し、機器の処理能力から、機器の数等を検討した。顆粒調整から燃料ピン製造工程までの主要機器は、顆粒装荷・振動充填装置、端栓溶接装置等である。尚、本システムでは製造ラインを 1 系列とし、製造燃料体の種類により、製造キャンペーンを組むことにより対応する概念を採用した。

主要機器としては、振動充填装置が 4 基となった。

## ③ 施設設計概略評価

ホットセルは、ピン製造セル及び集合体組み立てセルからなる。

また、機器は主として、セル中央に配置し、物流及び操作エリアをセルの両側に配置する設計となっている。

再処理施設を含む一体型施設の建屋規模は、廃棄物処理設備も含み、地上 2 階（一部 3 階）、地下 2 階となり、建屋容積は約 24 万  $m^3$  となった。使用済燃料貯蔵施設は別建屋とした。経済性に関連する施設概念の詳細設計は次年度実施予定である。操業費は 2000 年度に評価予定である。また、工程廃棄物の発生量は 2000 年度に評価予定である。

## ④ 課題

本プロセスの課題として以下の点が摘出された。

- ・顆粒間の Pu 富化度均一性の確認
- ・キャンペーン間のラインクリーンアップの実現性及び安定操業への影響確認
- ・低 O/M 燃料製造条件の確認
- ・品質保証の観点から、燃料ミートの検査(O/M、蒸発性不純物等)の検査を考慮したシステムの検討
- ・MA リサイクルに関しては、U、Pu 等とは別に回収する Am、Cm を燃料としてリサイクルする方法の検討

## (3) 要素技術開発

酸化物燃料を中心に、湿式ゾルゲル法、乾式造粒法等の粒子燃料製造技術の選択、絞り込みと燃料充填技術、品質保証技術等の成立性を評価するための検討を実施している。又、熱特性評価等の炉外試験、照射用酸化物燃料ピン製作等を進めている。本年度の要素技術開発の成果を表 6.4.5 にまとめる。

粒子製造に関しては、ゲル化反応機構の解明のため、模擬物質及び硝酸ウラニルを用いた滴下試験を行い、原液粘度、落下距離等ゲル球製造に影響を与えるパラメータの評価を行った。又、小径粒子量産技術に見通しを得るため、小径粒子製造装置の開発を行っている。

充填技術に関しては、模擬顆粒を用いた試験を行い、充填率と粒子幾何学的条件の関係、振動周波数、加速度等の振動パラメータの影響を調べた。

品質保証に関連して、粒子検査、燃料ピン検査に関する検査項目とその検査手法に関する調査を実施している。

又、スフェアパック燃料について 25 年以上の研究歴を有する PSI との共同研究を行い、燃料設計、照射挙動解析技術及び製造技術に関する技術開発を行っている。又、MOX スフェアパック燃料等の照射試験を計画している。

バイパック燃料に関しては、ロシア解体核処分協力の一環として、小規模燃料製造が RIAR で行われており、その情報入手を図っている。

また、ロシア RIAR の乾式再処理で回収された低除染の  $\text{PuO}_2$  を用いた振動充填燃料製造試験情報の入手を図り、Pu 軸方向分布のばらつきに関する検討を行った。

#### 4.4 鑄造法の検討

金属燃料に対する燃料製造法として、射出成型法及び遠心鑄造法の検討を行っている。検討結果を表 6.4.6 に纏めた。

##### (1) 射出成型法

###### (i) 特徴

射出成型法は、米国 ANL において、実験炉 EBR-II 用の燃料製造法として開発された。1994 年の EBR-II の運転停止までの約 30 年間に合計 5 台の射出成型装置が製作され、累計約 17 万本のウラン合金燃料と約 1000 本の Pu 入り三元合金燃料の製造実績を持つ技術である。本研究では、ANL が開発したプロセスをベースに、U、TRU のロス率の低減、廃棄物発生量の低減等のプロセスの改良を図った。

射出成型法は、図 6.4.9 に示すように真空中で溶解した燃料合金に鑄型である片封じの石英管を浸漬し、常圧の Ar ガスにより雰囲気を加圧することにより溶融合金燃料を石英管内に射出し、冷却、固化、脱型して燃料として成型する方法である。

射出成型法の特長は、比較的工程が簡単であることから、装置が小型化できるこ



と、遠隔操作に向いていること等である。反面、鑄型として用いる石英管が毎回廃棄物となるため、工程廃棄物の量が多くなることが課題である。

### (ii) 検討の新たな着眼点

本研究では、資源有効利用及び環境負荷低減の観点から、ANLが開発したプロセスをベースに、るつぼで発生するU、TRUの酸化物(ドロス)を回収する工程を設け、廃棄物に移行するU、TRUの量の低減を図った。

### (iii) 検討状況

本年度の射出成型法による金属燃料製造施設の設計は、処理容量50tHM/年の金属電解法による再処理施設との一体型プラントとして行った。

#### (a) プロセス構築、物質収支評価

射出成型設備では、陰極処理によって得られたU金属塊、U-Pu合金塊及び燃焼分を補填するU金属ならびに新Zrを原料として、U-Pu-10wt%Zr合金燃料(炉心燃料用)及びU-10wt%Zr合金燃料(ブランケット用)が鑄造され、ボンドNaとともに被覆管に充填される。さらに、端栓溶接後、最終的に燃料集合体に加工され保管される。プロセスフローを図6.4.10に示す。

合金燃料の原料は、所定の組成となるような比率でグラファイト製のるつぼに装荷される。射出成型機内では、約1,400℃程度の温度で原料を溶解し、圧力を1 torr程度まで減圧した後、石英製のモールド(鑄型)の一端を熔融燃料に浸漬して圧力を常圧に戻すことによりモールド内に熔融燃料を充填する。この時、るつぼ内に残った燃料合金(ヒール)は、表面のドロスを除去した後、合金燃料の原料として成分調整工程に戻される。

射出された燃料は冷却され、ロールの間を通過させることによりモールドが除去される。モールド除去後の燃料スラグは、ブラッシングによりモールド片及び酸化物膜・コーティング材が除去され、所定の長さに両端を切り揃えられる。切断片は一部を分析試料として使用し、残りは合金燃料の原料として成分調整工程に戻される。

両端を切り揃えられた後、検査に合格した燃料スラグは、燃料ピン組み立て装置でボンドNaとともに被覆管内に充填され、上部端栓の溶接とリーク検査が行われる。ここまではArセル内での工程である。空気セルに移送された燃料ピンは、200～500℃に加熱・加振することによりNaボンディングされ、検査後、ワイヤラッピング、燃料集合体組み立て工程に送られる。

射出成型工程の物質収支評価では、酸化されてドロス回収工程にリサイクルされる燃料物質の量を3.33%、モールドに付着して廃棄物に移行する燃料物質の量を0.5%と評価した。

#### (b) 機器・設備検討

射出成型工程の1バッチあたりの処理容量は、Puの臨界制限(4.6kg)から炉心燃料用のるつぼ内のPu装荷量を4kgに設定した。また、るつぼで溶解した燃料の50%が最終製品となり、残りはヒール及び不合格品となって前の工程に戻されると考えて装置の処理容量を設定した。射出成型機の基数は、内側炉心用に4基、外側炉心用に3基、軸方向ブランケット用に2基、径方向ブランケット用に2基の合計11基に、予備を1基を加えた12基である。

#### (c) 施設設計概略評価

各工程の物質収支と機器・設備構成に基づき、金属電解法による再処理設備と一体化したプラントシステムの施設配置設計を行った。金属電解法による再処理施設と一体化された建屋の大きさは地下1階・地上3階で、幅75m・奥行117m・高さ33mである。このうち、燃料成型加工セルの大きさは、約21,000 m<sup>3</sup>(内Arセル約12,000 m<sup>3</sup>)で、射出成型法のコンパクトな機器構成により、全セル容積約41,000 m<sup>3</sup>に占める割合は約50%である。

なお、経済性評価に関連する施設検討の詳細化、操業費の評価は次年度実施予定である。

#### (d) 技術開発課題

射出成型法の課題として以下が摘出された。

- ・モールド廃棄物量の低減
- ・るつぼの耐久性の向上
- ・遠隔自動化技術の開発

これらの技術課題は、いずれも成立性を左右する課題ではなく、技術の改良、高度化のための課題であることから、現時点においては射出成型法は実用化を見通せる技術であると評価された。

## (2) 遠心鑄造法

### (i) 特徴

遠心鑄造法は、金型中心を回転軸としてここに湯口(溶融合金の流入口)を設け、湯口の周りに均等に配置された複数のキャビティに放射状の堰を通して溶融金属を遠心力により加圧注入し、任意の形状の小物を鑄造する方法であり、活性金属の鑄造に用いられることが多い。

本方法のメリットとして、遠心力により金型への溶融金属のまわりがよくなること、金型を用いることにより冷却速度が高くなり、製品の結晶粒が微細化して機械的特性が向上すること、金型の寿命が長いことなどが挙げられる。

反面、一般産業ではコストが高くなる傾向にあるため開発が遅れ、最近、付加価値が高く塑性加工が難しいチタン合金のような高融点活性金属用に使われるようになってきている。

金型を用いた遠心鑄造の金属燃料製造への適用例としては、1950年代後半に米国 ANL で行われた EBR-1 用の燃料製造への試みがある。これは、当時の普通金型鑄造とアニール/温間圧延の繰り返しによる製造方法に対して、より生産性の高い技術として遠心鑄造法の適用を検討したもので、試験装置の設計、製作、遠心鑄造法による U 燃料の製造試験、製品の特徴、特性の把握が行われた。

試験では、直径 0.384in(約 9.8mm)長さ 4.25in(約 108mm)、直径 0.185in(約 4.7mm)長さ 4.25in(約 108mm)、直径 0.165in(約 10mm)長さ 9.75in(約 248mm)のサイズの燃料鑄造試験が行われ、寸法が鑄造性に与える影響が調べられた他、製品に影響する因子として、U、U 合金の溶解量、溶解るつぼの材料、鑄込み温度、鑄込み速度、分配器の設計、回転速度、金型材料などが摘出された。

ANL は、金型使用の遠心鑄造法で金属燃料の製造は可能であるとしながらも、操作手順が多いことと、生産性が比較的低いことを理由に、その後提案された射出成型法の開発に移行した。

本研究は、その後の技術の進歩を加味して、遠心鑄造法による廃棄物発生量の低減の可能性を検討することを目的に、公募研究として採用、実施している。

## (ii) 検討の新たな着眼点

本研究では、射出成型法による金属燃料製造法では、石英モールドが工程廃棄物となり廃棄物量が増加することに着目し、基本的に半永久的に利用できる金型を使用することで廃棄物量の大幅削減が可能と考えられる遠心鑄造法の金属燃料製造への適用性を検討した。検討にあたっては、ANL での試験の後の技術的進歩やインダクトスカル溶解技術などの新技術の導入も考慮した。

## (iii) 検討状況

### (a) プロセス構築、物質収支評価

本検討では、陰極処理によって得られた U 金属塊、U-Pu 合金塊及び燃焼分を補填する U 金属ならびに新 Zr を原料として、U-Pu-10wt%Zr 合金燃料(炉心燃料用)及び U-10wt%Zr 合金燃料(ブランケット用)を鑄造する工程までを検討範囲とした。遠心鑄造法による金属燃料鑄造工程の概念及びプロセスフローを図 6.4.11 に示す。

合金燃料の原料は、所定の組成となるような比率で遠心鑄造装置内の溶解るつぼに装荷される。インダクトスカル溶解の場合、るつぼを外側から強制冷却しつつ誘導加熱し、内部の燃料合金を溶解する。この時、るつぼを強制冷却するためるつぼと合金の接触面は低温の固体になり、熔融金属とるつぼ材料との反応を抑制できるという特長がある。熔融した燃料は、るつぼを傾けて、回転する鑄型に中心から流し込まれる。冷却後、鑄型は解体され、内部から燃料スラグが取り出される。燃料の溶解から鑄造までの工程以外は、基本的に射出成型法と同じである。

遠心鑄造工程の物質収支評価では、遠心鑄造法と異なり鑄型が廃棄物にならないため廃棄物に移行する燃料物質はないものと考えた。溶融金属を鑄型に流し込む際に一部がスプラッシュとなって飛び散る可能性があるが、その量については考慮していない(施設内に留まるので最終的に回収は可能と考えられる)。

工程廃棄物については、金属鑄型の候補材である Cu と合金燃料の共存性データが少ないため、金属鑄型の寿命の評価は難しいが、鑄型と合金燃料の接触温度が低いことを考えると繰り返しの利用が可能であると考えられ、石英モールドが毎回廃棄物となる射出成型法と比較すると大幅な低減が可能になると評価された。また、鑄型が廃棄物にならないため、廃棄物に移行する燃料物質のロスも低減される。

#### (b) 機器・設備検討

遠心鑄造工程の1バッチあたりの処理容量は、炉心燃料用で約 30kg、ブランケット用で約 70kg と設定した。この値では Pu の臨界制限(4.6kg)を射出成型と同等とすると約 15%の富化度の燃料までしか扱えないことになるため、今後詳細な臨界解析または機器設計の見直しが必要になる可能性がある。また、射出成型法と同様に、るつぼで溶解した燃料の 50%が最終製品となり、残りはヒール及び不合格品となって前の工程に戻されると考えて装置の処理容量を設定した。遠心鑄造機の基数は、内側炉心用に4基、外側炉心用に3基、軸方向ブランケット用に2基、径方向ブランケット用に1基の合計10基である。

#### (c) 施設設計概略評価

概略設計した遠心鑄造装置の大きさ、基数と、射出成型装置の大きさ、基数の比較から施設設計へのインパクトを検討した。遠心鑄造装置は幅 3.1 m・奥行 3.1m・高さ 2.7 m のものが10基であるのに対し、射出成型装置は幅 1.9 m・奥行 2.3 m・高さ 1.6 m のものが11基(予備機は除く)であり、燃料製造施設のスペースは大きくなる傾向であることが明らかになった。

#### (d) 技術開発課題

遠心鑄造法に固有の技術課題として、以下が摘出された。

- ・合金組成の均一化(遠心力による重元素と軽元素の分離)
- ・引け巣の発生の確認
- ・長尺燃料鑄造技術の確立
- ・スプラッシュ防止技術の確立
- ・遠隔操作による金型の組み立て・分解技術の確立
- ・燃料合金と金型の共存性の確認

これらの中には、実際に燃料合金を使用した試験が必要なものも含まれるが、ANL のデータ等から判断して、技術の成立性を左右するものはないと評価された。

この他、インダストスカル溶解に関連する課題として以下が挙げられる。

- ・ スカル(るつぼに接触して固体化する部分)量の低減技術
- ・ スカル量の計量管理技術
- ・ 溶解るつぼの冷却媒体(水以外の媒体)
- ・ 燃料合金と溶解るつぼの共存性の確認

インダクトスカル溶解は、射出成型にも適用可能な技術であり、ドロスやるつぼ廃棄物の発生量低減につながる技術であることから、これらの課題が解決されれば鑄造法の合理化につながるものと考えられる。

### (3)要素技術開発

本年度の要素技術開発の成果を表 6.4.7 にまとめる。

#### (i) 射出成型試験

20kg のウラン(30~40cm のスラグを同時に 48 本射出可能)を扱うことができる工学規模の射出成型試験装置を製作し、試験を開始した。これまで、銅を用いた予備試験で約 200 本の射出製品を得た。射出温度などの温度条件やモールド内面のコーティング条件が品質に及ぼす影響評価など基盤データを整備した。現在、ウラン試験の認可を待っている状況であり、認可が得られ次第試験に着手する予定である。

## 4.5 その他の燃料製造法

### (1) 被覆粒子法

#### (i) 特徴

被覆粒子燃料は、燃料核と呼ばれる直径数百 $\mu\text{m}$ の微小なセラミック燃料球を熱分解炭素(PyC)や炭化ケイ素(SiC)等で被覆したもので、2重被覆のBISO型、4重被覆のTRISO型などがある。これまで高温ガス炉用燃料として使用実績があり、原研のHe冷却型高温ガス炉HTTRでは、外径920 $\mu\text{m}$ のTRISO型の被覆粒子燃料を使用している。

He冷却型FBR用の被覆粒子燃料の仕様については、上述の原研等での使用・照射実績等を参考にして、現在検討中であるが、その一例が前述の図5.4.25に示されている。燃料核としては、現在、酸化物燃料を中心に検討されているが、窒化物燃料もオプションとして残されている。被覆粒子燃料は、直径は2mmで、直径1500 $\mu\text{m}$ の酸化物核を内側から順に低密度PyC(厚さ110 $\mu\text{m}$ )、(高密度PyC(10 $\mu\text{m}$ )+ZrC(10 $\mu\text{m}$ ; 酸素ゲッタ)+SiC(40 $\mu\text{m}$ ; Pd腐食代)、SiC(120 $\mu\text{m}$ )の3層で被覆したものであり、HTTRの被覆粒子燃料仕様に比べて、Heガス流動時の圧力損失低減のために燃料核の直径を増大させていること、高燃焼度に耐えるため酸素ゲッタやFPであるPdによる腐食代を考えていること、最外層の表面衝突緩衝材を省略していること等がHTTR仕様と異なっている。燃料コンパートメントは、長さ5.8m、外径53mm、内径11mmの同心2重円筒状のSiC織

布(肉厚 2mm)で造った多孔製フリットから構成されている。被覆燃料粒子は、内外フリット間の環状空間に充填され、径方向に流れる He ガスによって冷却される。燃料集合体は、19 体の燃料コンパートメントから成る。

(ii) 本研究における検討の新たな着眼点

FBR 燃料として使用する被覆粒子燃料については、現在その仕様を検討中であり、特定の仕様に絞って燃料製造について検討できる状況ではない。そこで今年度は、被覆粒子燃料の一般的な製造方法について調査した。

(iii) 検討(調査)状況

被覆粒子燃料の製造工程は、主に燃料核製造、被覆、燃料要素加工、集合体組立の 4 つの工程に分かれるが、ここでは特に燃料性能の観点から重要となる燃料核製造及び被覆工程についての調査結果を述べる。

(a) 燃料核製造工程

燃料核の製造方法には乾式法と湿式法があるが、実績があるのは湿式法の振動充填燃料製造にも使われている外部ゲル化法である。外部ゲル化法は、原液からノズル先端に液滴を作り、先端を振動させることにより液滴を切り離し、アンモニアガス中を落下させる。アンモニアを含むゲル化媒体中に滴下した液滴は、昼夜をかけて外側からゲル化反応が進む。このようにして形成されたゲル球(重ウラン酸アンモン: ADU)は、アンモニア等を除去するために洗浄し、乾燥させる。乾燥後、450℃程度の空气中で仮焼し、ADU を  $UO_2$  に変え、さらに還元雰囲気中にて 1300℃程度に加熱することにより高密度の焼結球が得られる。外部ゲル化法は工業化が容易であり、ドイツの AGR 燃料用プラントや日本の HTTR 燃料製造用プラントはこの外部ゲル化法を採用している。欠点としては外側から反応が進行するためどうしてもシェル構造になりやすく、後工程でクラックの原因となりやすい点が挙げられる。

(b) 被覆工程

燃料核への被覆は、流動床と呼ばれる蒸着炉において化学蒸着を応用した方法で行われる。流動層と呼ばれるところに燃料核が入り、高温に加熱された粒子流動ガス(Ar ガス)と原料ガス(アセチレンやプロピレンなど)の混合ガスが下部のノズルから吹き上げ、原料ガスの熱分解で生じた炭素が燃料核に蒸着する。生成した被膜層の構造(密度や成分)は、原料ガスの種類と分圧、流動層の温度、燃料核の量と大きさなどに影響される。TRISO 燃料の場合、バッファー層にはアセチレンを、PyC にはプロピレンを、SiC 層にはメチルトリクロロシランを原料ガスとして使う。

(iv) 技術開発課題

ガス冷却型高速炉では、まだ被覆粒子燃料の仕様自体がはっきりしない段階であるため、燃料製造プラントの設計、評価に伴う技術開発課題の抽出までは至っていない。

表6.4.1 ペレット法燃料製造システムの設計成果

酸化物燃料	
簡素化ペレット(セル)	簡素化ペレット(GB)
プロセス構築	<p>50tHM/年のプロセスを検討</p> <p>回収率(工程ロス率)                      ・これまでのペレット製造の経験から、工程ロスを0.1%と設定。</p>
物質収支評価	<p>50tHM/年、200tHM/年のプロセスを検討</p> <p>回収率(工程ロス率)                      ・これまでのグローブボックスでのペレット製造の実績に基づき、工程ロスを同様の0.1%と設定。</p>
機器・設備検討	<p>基本的に簡素化ペレット(GB)と同様の工程で検討。</p> <p>・低除染燃料取り扱いのため、遠隔自動化運転、遠隔メンテナンスを旨としたプラント設計を実施。</p>
施設設計概略評価	<p>建屋容積(200tHM/年): 約37万<sup>3</sup>m<sup>3</sup>(独立プラント)                      建屋容積(50tHM/年): 約18万<sup>3</sup>m<sup>3</sup>(独立プラント)</p> <p>運転に伴う廃棄物発生量                      交換品を中心とした固体廃棄物は約44.6m<sup>3</sup>/年。このうち炉心燃料に起因する約22m<sup>3</sup>/年は低除染の影響で、放射能レベルが高くなると評価された。</p>
技術開発課題	<p>50tHM/年のプロセスを検討</p> <p>回収率(工程ロス率)                      これまでのペレット製造の経験から、工程ロスを0.1%と設定。</p> <p>処理工程数が、現行の22工程から5工程に削減。                      主要機器は成型、焼結、研削、検査設備各1基。</p> <p>・設備台数の削減を図り、従来プロセスによる建屋設計における3階建てを2階建てにコンパクト化した。                      建屋容積: 約24万<sup>3</sup>m<sup>3</sup> (70tHM/年独立プラント)</p> <p>運転に伴う生廃棄物発生量                      70m<sup>3</sup>/年と推定(現行の約4割)</p> <p>・溶液段階でのPu富化度調整技術                      ・粉末流動性向上技術                      ・ダイ潤滑ペレット成型技術                      ・粉末気流搬送技術</p> <p>共通の課題: これまで再処理、燃料製造は各々個別の指針に基づき設計されているが、再処理・燃料製造の一体化施設の場合、新たな指針を検討する必要がある。</p>



表6.4.2 大型プラント(燃料製造能力200tHM/年)の炉心燃料系の放射性廃棄物発生量と放射能濃度

対象機器	重量(kg/個)	総個数(個/y)	総重量(kg/y)	移行率(%)	簡素化溶解抽出法 注1) (Bq/t)	先進湿式法 注2) (Bq/t)
脱硝容器	10	7	70	0.01	5.23E+15	9.90E+15
焙焼・還元メタルフィルタエレメント	0.5	42	21	0.01	1.74E+16	3.30E+16
HEPAフィルタ(焙焼還元炉)	5	14	70	0.01	5.23E+15	9.90E+15
溶解液濾過フィルタ(DS)	0.5	40	20	0.005	9.15E+15	1.73E+16
気送用メタルフィルタエレメント(DS)	0.5	12	6	0.005	3.05E+16	5.78E+16
気送用メタルフィルタエレメント(CS)	0.5	42	21	0.005	8.71E+15	1.65E+16
焙焼・還元炉ヒータ	10	2	15	0.005	1.22E+16	2.31E+16
集塵機用メタルフィルタエレメント	0.5	16	8	0.01	4.58E+16	8.66E+16
焙焼炉耐火レンガ	3	1,500	4,500	0.005	4.07E+13	7.70E+13
焼結炉ヒータ	10	10	100	0.005	1.83E+15	3.47E+15
研修層集塵用メタルフィルタエレメント	0.5	16	8	0.01	4.58E+16	8.66E+16
HEPAフィルタ(集塵機用)	5	16	80	0.01	4.58E+15	8.66E+15
HEPAフィルタ(焼結炉)	5	8	40	0.01	9.15E+15	1.73E+16
合計	51	1,725	4,959	0.1	1.96E+17	3.70E+17

注1) 簡素化溶解抽出法で取扱放射能物質(内側炉心燃料製造用:  $9.61 \times 10^{15}$  Bq/d, 外側炉心燃料製造用:  $8.69 \times 10^{15}$  Bq/d)の0.1%が固体廃棄物に移行するものと想定する。

注2) 先進湿式法(5%WA/HM含有燃料)で取扱放射能物質(内側炉心燃料製造用:  $1.89 \times 10^{16}$  Bq/d, 外側炉心燃料製造用:  $1.57 \times 10^{16}$  Bq/d)の0.1%が固体廃棄物に移行するものと

表6.4.3 要素技術開発の成果（ペレット法）

課題	目的	実施内容・成果
酸化燃料ペレット製造技術の開発（ショートプロセス）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Pu富化度調整技術開発の試験設備を整備し、製造試験用粉末を調整する。</li> <li>・脱硝造粒方法について調査し、流動性指標確立を図るためのコールド試験を実施する。</li> <li>・ペレット直接成型試験のデータを蓄積する。</li> <li>・粉末気流搬送システム試作機の設計を行なう。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・現有設備の調整精度を調査するため、モックアップ設備を製作した。また、設計情報より精度評価を行なった。</li> <li>・脱硝造粒方法についての調査を行なった。試験設備の整備として、粉末分析、造粒、焙焼・還元炉を製作し、脱硝造粒装置の調査を行なった。また、流動性評価のため、各種ウラン粉末の安息角を測定した。</li> <li>・1：1 MOX粉末を用いたペレット直接成型試験を実施し、直接成型の課題等を抽出した。</li> <li>・搬送方法のための技術調査を行い、次年度製作の試作機の設計を行なった。</li> </ul>
酸化燃料ペレット製造技術の開発（Np-MOX）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Np-MOXペレット（Np含有率0%, 5%, 12%）を調製し、焼結性に及ぼすNpの影響評価及び熱処理時の酸素分圧とO/Mの関係あるいは相状態を観察する。</li> <li>・Np-MOX中のNp定量分析法として、吸光光度法の可能性を検討する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Np含有率が高くなるほど焼結密度は低くなり、結晶粒成長速度が遅くなることが判った。これは、UO<sub>2</sub>中でのNpの拡散係数がU, Puに比べて小さく、焼結性が悪いことが原因と考えている。</li> <li>・O/M=2.00～1.91の資料を調製し、熱処理条件（温度、酸素分圧）とO/M及び相状態との関係を調べた。</li> <li>・吸光光度法の分析精度は5%程度であり、品質管理あるいは保障措置分析に十分対応できるよう精度向上を目指すため、電気化学的手法の検討が必要である。</li> </ul>
酸化燃料ペレット製造技術の開発（Am-MOX）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TRU-MOX、低除染MOX等新型燃料ペレットのセル内遠隔操作による作製試験及び照射試験を実施することにより、酸化燃料ペレット遠隔製造技術開発に資する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・遠隔燃料作製設備のコールド性能確認試験を完了し、U試験を開始した。11年度末までに約100個のグリーンペレットを作製し、粉末の遠隔取扱いプロセスに係る作業性の確認のためのデータを取得した。</li> <li>・バルク取扱い施設への変更に伴い、保障措置対応及びMA計量管理システムの整備を行った。</li> <li>・Am含有MOX燃料の作製に用いるAm粉末、高Am含有Pu粉末等を東海事業所より入手した。</li> </ul>
窒素同位体の濃縮技術評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>・従来技術である低温蒸留法と化学交換法に対して革新的な窒素同位体濃縮技術となる可能性のある気相吸着法について、窒素同位体濃縮実験と分析を行って濃縮現象の確性（窒素同位体濃縮技術としての確性）を行う。</li> <li>・濃縮実験結果をもとに工業的な生産規模高濃縮15Nガスを製造した場合の製造コストを評価し、FBRサイクル実用化戦略調査研究における窒化物燃料オプションの実現性評価に資する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・アンモニアガスを作業物質・Na-A型ゼオライトを吸着剤として高速圧カスイング法を適用した試料製造を行い、高分解能質量分析とフーリエ変換型マイクロ波分光分析を行い、気相吸着法による窒素同位体濃縮現象を確認した（15N同位体存在比が天然の0.366%から2～38%まで増大）。</li> <li>・気相吸着法による窒素同位体濃縮技術はNITROX法やイオン交換法をはるかに上回る分離効率があり、非常に有望な技術であることがわかった。</li> <li>・濃縮実験結果を高濃縮度まで外挿して工業規模の窒素同位体濃縮プラントを仮定した高濃縮窒素ガス（90～99.9%）の製造コスト評価を行ったところ、現時点の市販価格（十万円/g）から大幅に低減できる可能性があることがわかった（今回得られた製造コスト評価結果については、工学規模実験を行って高濃縮度窒素ガス製品の製造実証を行うとともに、より精度の高い値を取得していく必要がある）。</li> </ul>

表6.4.4 振動充填法燃料製造システムの設計成果

		酸化物燃料		
	湿式ゲル化法	酸化物電解法対応	金属電解法対応	フッ化物揮発法対応
プロセス構築				
物質収支評価	200tHM/年のプロセスを検討 回収率(工程ロス率) これまで実績が十分でないため、工程ロス率は0%として物質収支を評価。	回収率(工程ロス率) これまで実績が十分でないため、工程ロス率は0%として物質収支を評価。		
機器・設備検討	燃料粒子製造、要素組立までは炉心燃料2系列、ブランケット燃料1系列。 燃料要素検査以降は炉心、ブランケット各1系列で対応。 主要機器は振動充填装置が6基。	主要工程機器数合計:24基 (主設備である振動充填装置は4基)	主要工程機器数合計:86基 (主設備である振動充填装置は3基)	主要工程機器数合計:38基 (主設備である振動充填装置は4基)
施設設計概略評価	再処理との一体化施設の建屋容積(200tHM/年):約70~80万m <sup>3</sup> 運転に伴う廃棄物発生量 ペレット製造システムと大差なし	再処理と一体化施設として全体配置を検討(再処理参照)。 振動充填装置は炉心燃料、ブランケット燃料の専用装置を持つが、ラインの区別はせず。 廃棄物発生量は再処理一体で評価	再処理と一体化施設として全体配置を検討(再処理参照)。 内側炉心、外側炉心、径ブランケットの3ラインを独立セルに配置。 廃棄物発生量は再処理一体で評価	再処理と一体化施設として全体配置を検討(再処理参照)。 1系列とし、燃料体の種類によりキャンペーンを組むことにより対応。 廃棄物発生量は再処理一体で評価
技術開発課題	共通の課題 ・ゲル球製造に関し、最適化条件の把握、小径粒子の量産化技術 ・爆発性のある硝酸アンモニウム取り扱いに関する安全設備対応 ・装置に付着する粒子燃料の計量管理 共通の課題 ・低除染燃料の遠隔製造性の評価 ・高燃焼度化のための低O/M燃料の製造、あるいは酸素ゲッターの開発(ロシアRIARではウランを用いているが、ウランに限らない)。 ・低除染燃料中のPu分布測定のための非破壊検査技術 ・これまで再処理、燃料製造は各々個別の指針に基づき設計されているが、再処理・燃料製造の一体化施設の場合、新たな指針を検討する必要がある。			

表6.4.5 要素技術開発の成果（振動充填法）

課題	目的	実施内容・成果
振動充填燃料技術成立性評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部ゲル化法での粒子製造技術の概要技術に見通しを得るとともに、硝酸塩出発の乾式法技術調査を行う。</li> <li>振動充填条件と得られる充填密度との関係を概ね把握するとともに、振動充填燃料に必要な検査項目とその手法に関する調査を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>U粒子を製造する上で、前固化の重要性を確認するとともに、小径粒子量産技術開発に向けてノズル部を製作した。また、硝酸塩出発の乾式法として可能性がある技術の調査を実施した。</li> <li>模擬物質を用いた充填試験を行い、充填挙動の概略を把握した。また、振動充填燃料に関する検査項目のリスタップ及びそれぞれの項目に対して可能性がある検査手法を検討した。</li> </ul>
燃料設計コードの整備及び燃料性能評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>実用化候補の絞り込みに資するため、振動充填燃料等の燃料性能評価手法の整備及び燃料形態による燃料性能の比較を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>スフェアバック燃料コード用の熱的モデルを整備し、照射データによるコードの検証を実施した。</li> <li>Np添加燃料の設計用物性式の一部（融点、熱伝導度）を策定した。</li> <li>スフェアバック及びバイバック燃料の性能評価を実施した。</li> </ul>
FP各データ高精度測定	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物核種の分離変換技術開発の基盤データとして重要なFP核種の核データ整備及び必要となる核データ測定技術開発を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射化法によるFPの熱中性子吸収断面積測定を実施し、核データの高精度化に成功した。</li> <li>核データの精度向上に必要な核データ測定技術開発（βγ同時計測計測技術、高エネルギーガンマ線分光技術）を実施した。</li> </ul>
PSI共同研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>2005年度末までにスフェアバック燃料の照射データを得るため、共同研究内容の見直しを行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>照射炉を「常陽」から「HFR」に変更し、照射燃料形態をペレット、スフェアバック、バイバックとすることで、基本的にPSIと合意した。また、2005年度までにPIEを含む全作業を完了させることが十分可能であることをHFR側から確認した。</li> </ul>
BOR-60照射試験・評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>酸化物電解法で回収され、長期保管されたPuO<sub>2</sub>粉末を用いた場合の、振動充填燃料製造技術の最適化を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>酸化物電解法で回収、長期保管されたPuO<sub>2</sub>粉末を用いる場合は、PuO<sub>2</sub>粉末をUO<sub>2</sub>粉末と混合した上で、燃料ピンに詰めるように変更した。</li> <li>試作した燃料ピンの軸方向密度分布は±5%以内、軸方向Pu富化度分布は±10%以内と、目標値を満足することを確認した。</li> </ul>

表6.4.6 鑄造法燃料製造システムの設計成果

鑄造法	
金属燃料	
射出成型法	遠心鑄造法
プロセス構築	図6.4.10参照
物質収支評価	回収率(工程ロス率) 鑄型に付着するU、TRUロス率として、0.5%を設定して評価。 回収率(工程ロス率) 実績がなく、工程ロスは考慮せず。 公募研究により、本年度は技術的成立性を中心に検討。
機器・設備検討	遠心鑄造法の金属燃料製造プロセスへの適用性の観点で検討 (遠心鑄造装置は10基)
施設設計概略評価	再処理と一体施設として全体配置を検討(再処理参照)。 廃棄物発生量は再処理一体で評価
技術開発課題	<ul style="list-style-type: none"> <li>・モールド廃棄物量の低減</li> <li>・るつぼの耐久性の向上</li> <li>・遠隔自動化技術の開発</li> </ul> <p>共通の課題:これまで再処理、燃料製造は各々個別の指針に基づき設計されているが、再処理・燃料製造の一体化施設の場合、新たな指針を検討する必要がある。</p>

表6.4.7 要素技術開発の成果（新型燃料製造）

課 題	目 的	実施内容・成果
射出成型法による金属燃料製造技術の調査	・工学規模の射出成型装置を用いた射出試験により、射出条件、歩留まり、寸法精度などの実用化に必要なデータを得る。	・20キログラムのウラン（30～40cmのスラグを同時に48本射出可能）を扱うことができる工学規模の射出成型試験装置を製作し、試験を開始した。 ・これまで、銅を用いた予備試験で約200本の射出製品を得て、射出温度などの温度条件やモールド内面のコーティング条件が品質に及ぼす影響評価など基盤データを整備した。

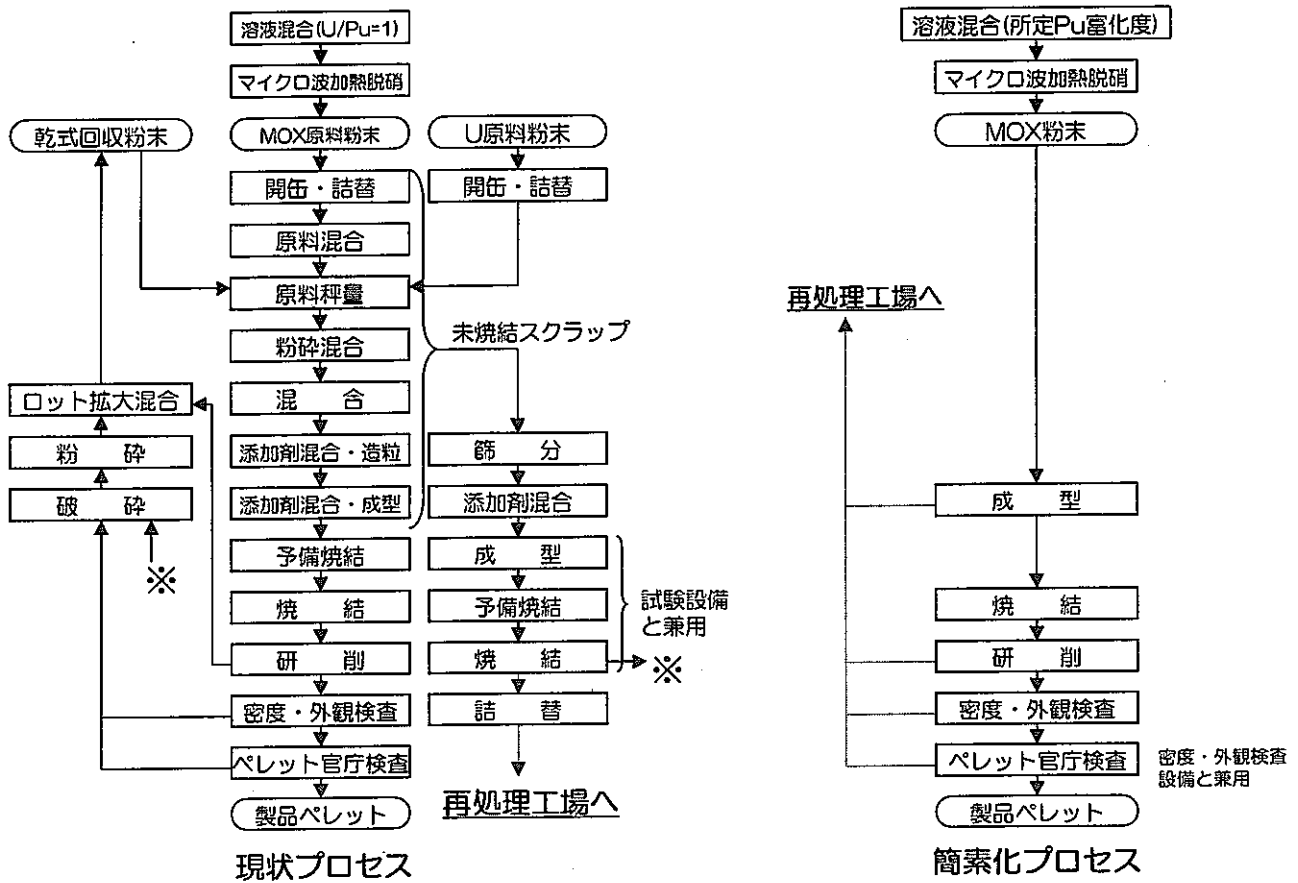


図6.4.1 現状プロセスと簡素化プロセスのペレット製造工程の比較

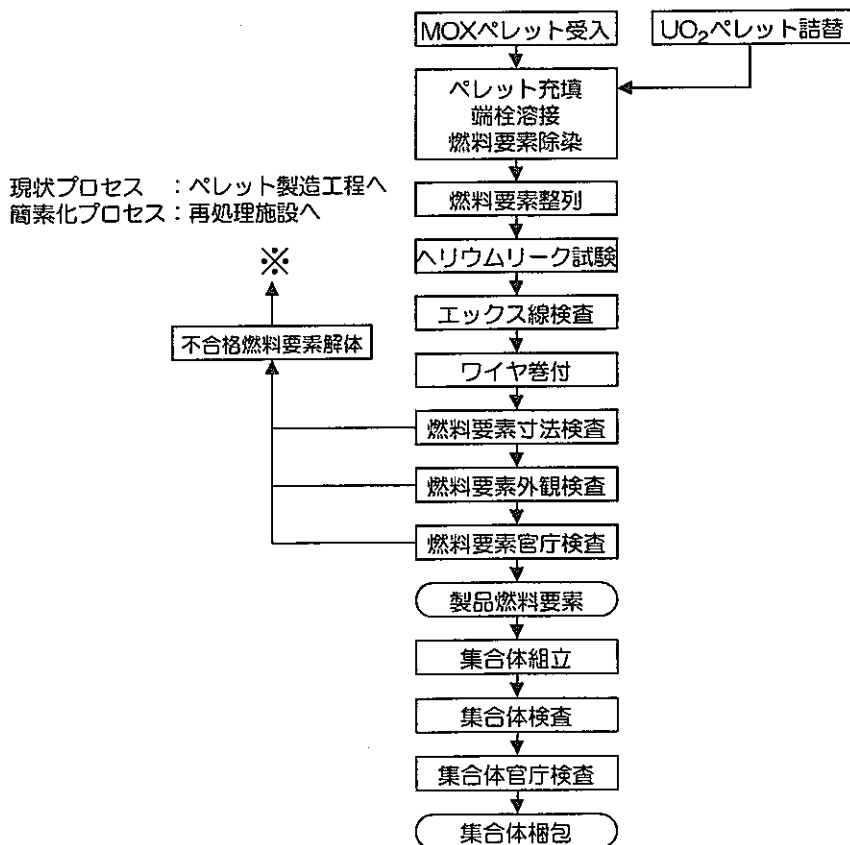


図6.4.2 ピン加工及び集合体組立て工程フロー

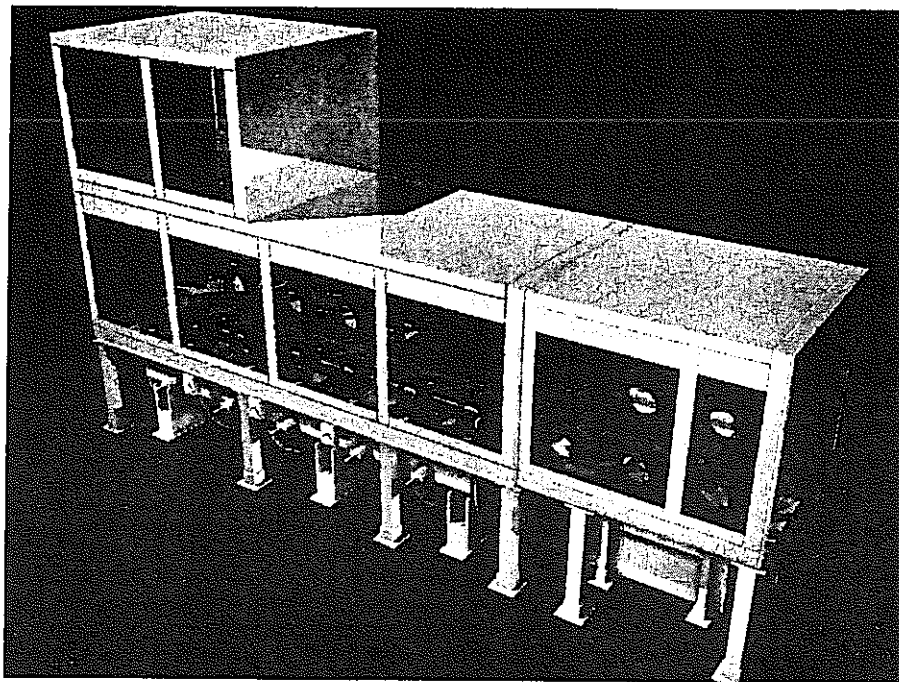


図 6.4.3 連続焼結炉のイメージ図

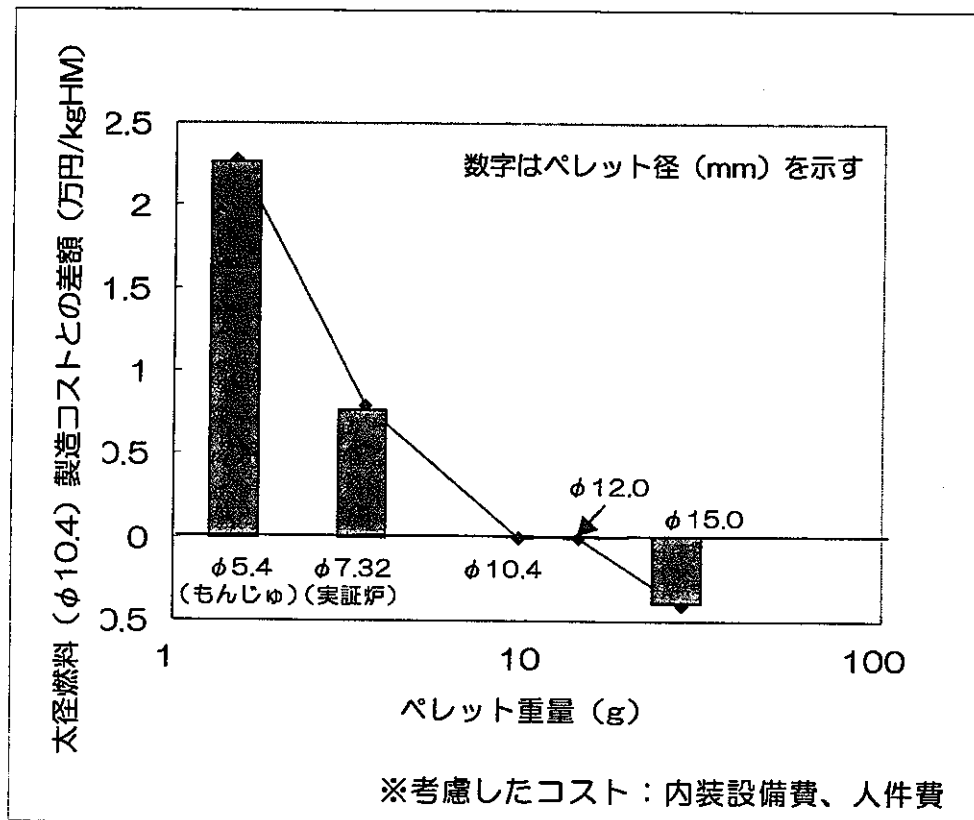


図 6.4.4 ペレットサイズがコストに与える影響



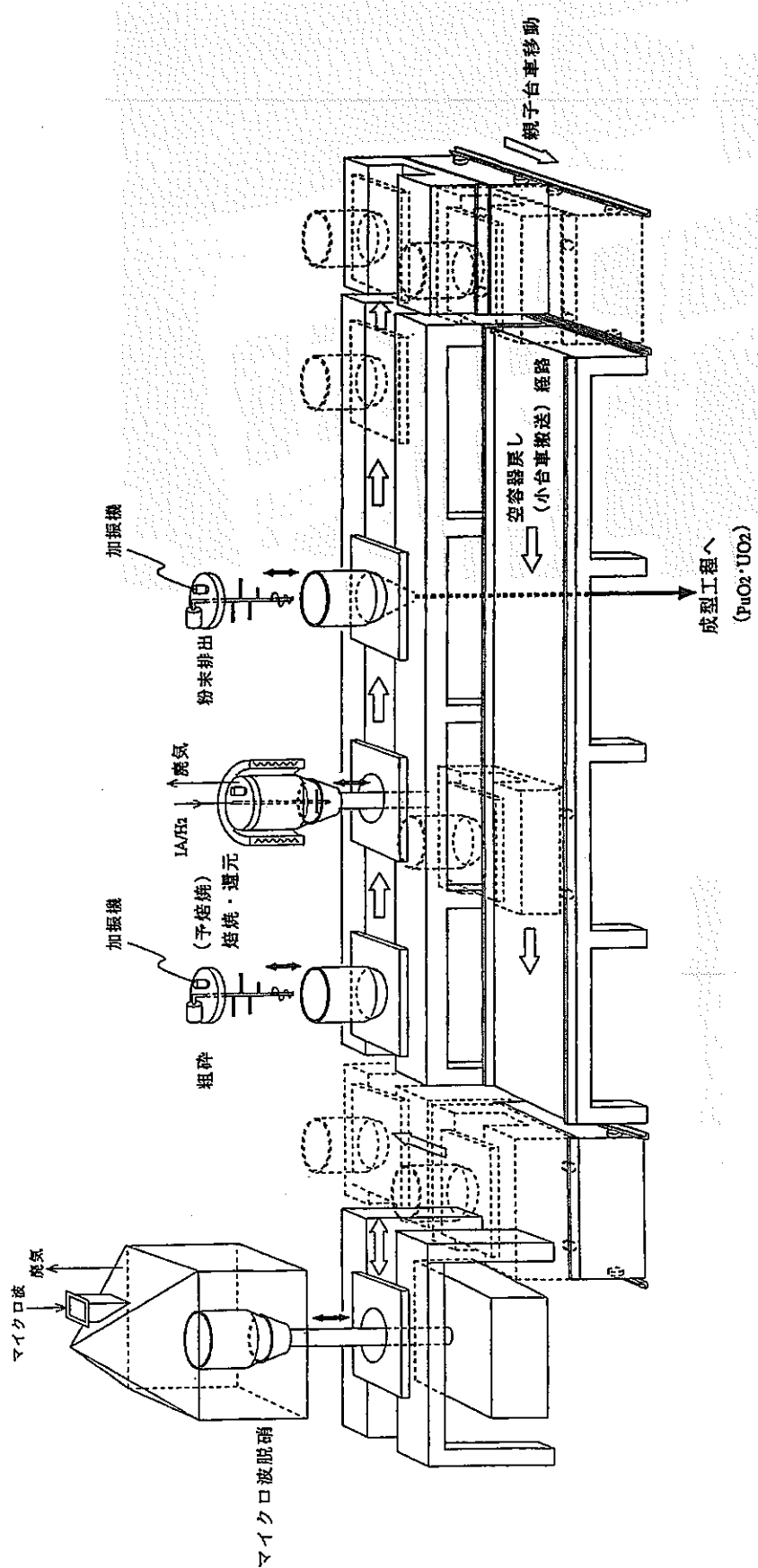


図 6.4.5 U/Pu 脱硝設備 (脱硝～粉末排出までの流れ)

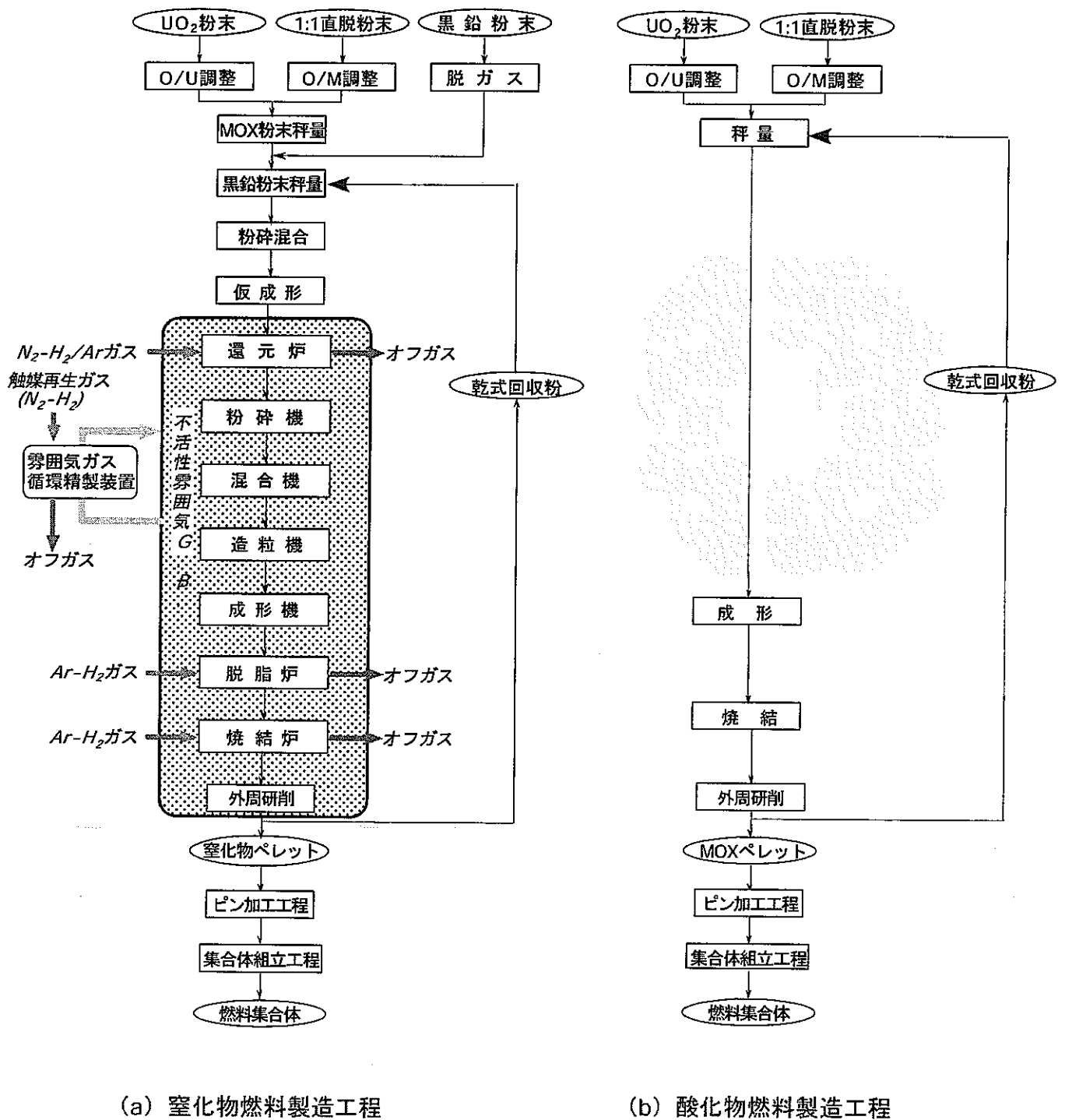
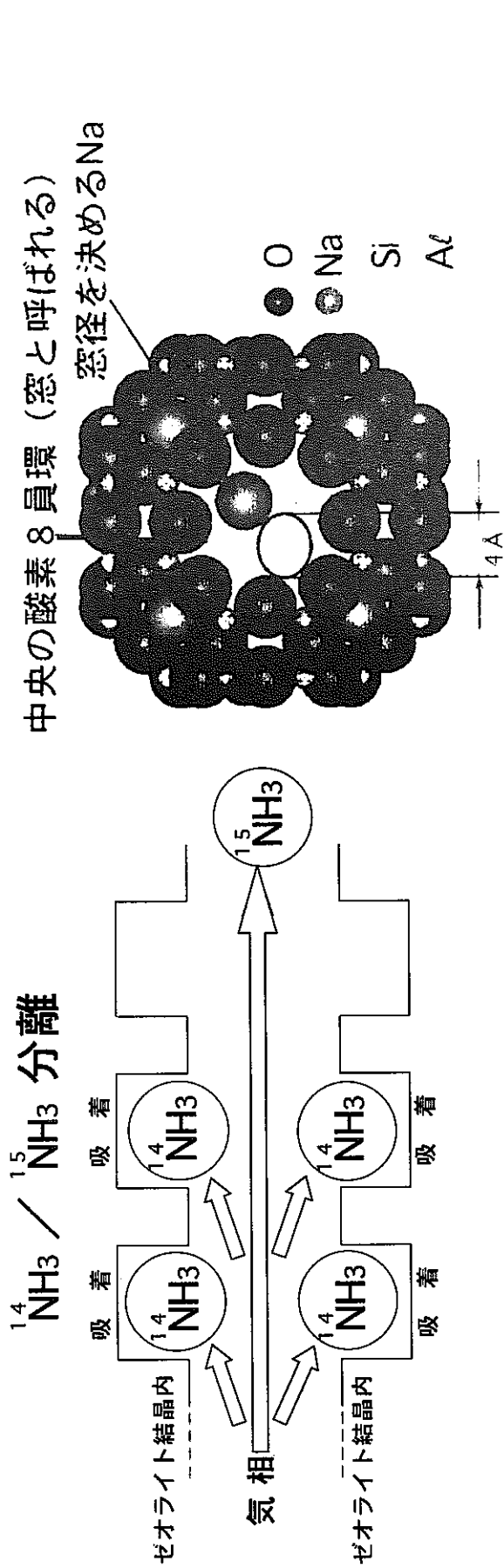


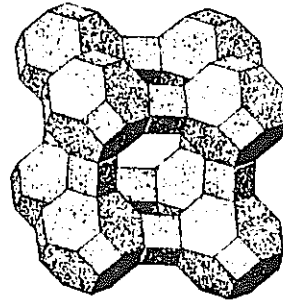
図6.4.6 窒化物燃料製造プロセスフロー (酸化物燃料との比較)



吸着ガスの吸着速度を利用した同位体分離

$^{14}\text{NH}_3$ の吸着速度 >  $^{15}\text{NH}_3$ の吸着速度

吸着速度: アンモニア分子が吸着材に吸着される速さ



吸着剤:

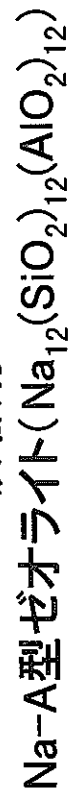


図6.4.7 気相吸着法(分子種による吸着挙動の差を利用)

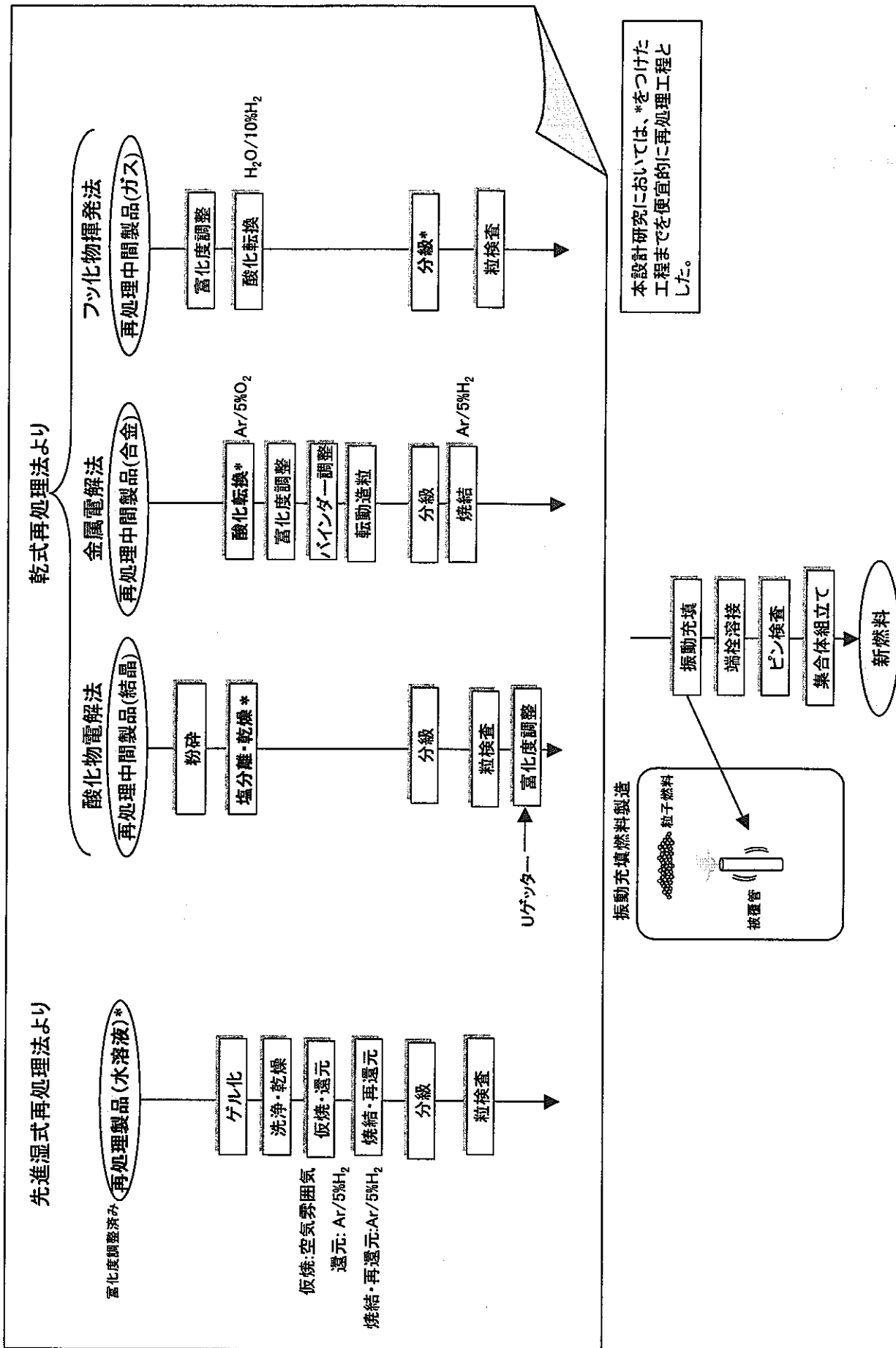


図6.4.8 振動充填製造システム (酸化物燃料への適用例)

(a) 燃料合金溶解・真空引き

(b) モールド降下・加圧

(c) モールド上昇・冷却

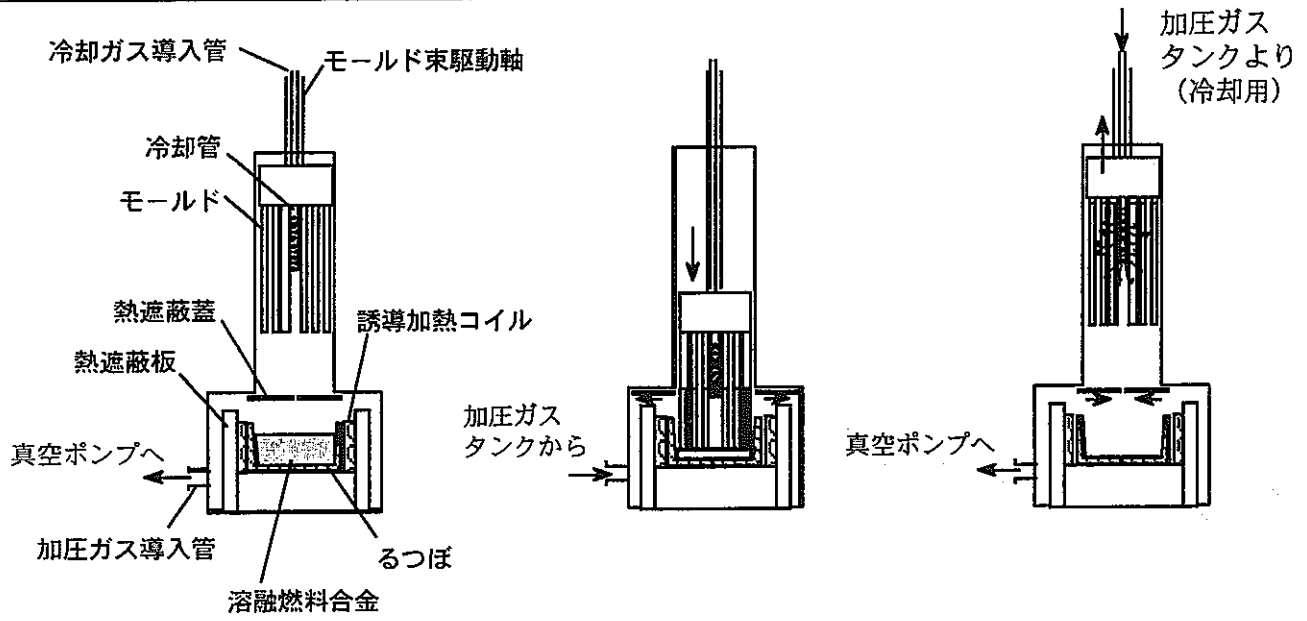


図6.4.9 射出成型法による金属燃料 casting

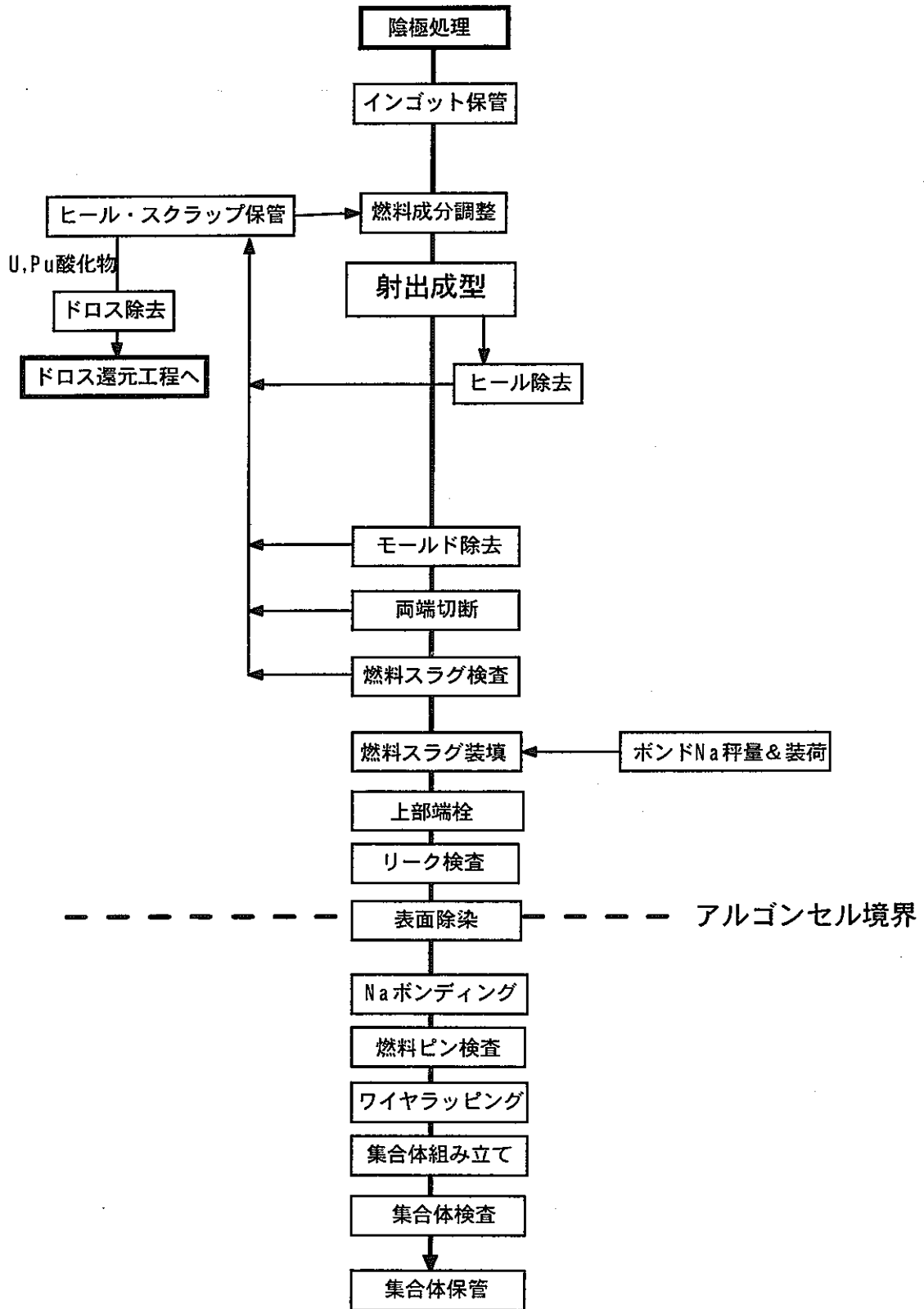


図6.4.10 射出成型法のプロセスフロー

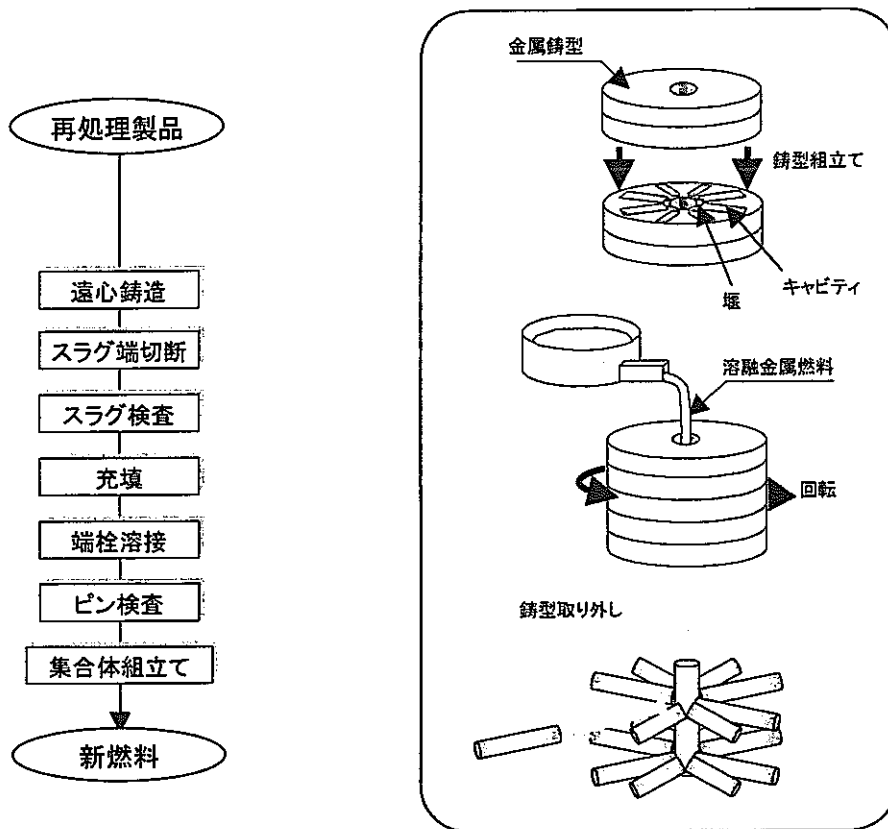


図6.4.11 遠心鑄造法フロー

## 5. 燃料サイクルシステムの中間評価と課題

### 5.1 再処理システム

#### (1) 安全性

実用化戦略調査研究では、安全確保を前提に、経済性等の各設計要求を満足する原子炉システムと調和を図った FBR サイクルシステムの開発を目標している。従って再処理施設の検討にあたっては、その安全性がまず確保されることが必須の要件であり、その安全性の達成レベルとしては、現行の軽水炉再処理施設と同等ないしはそれ以上としている。

具体的な安全性に係る主な設計要求としては、以下のことを掲げている。

- 原則として、現行の指針類に準拠した設計であること
- 各再処理法の安全上の特徴に配慮した設計であること
- 基準の合理化についても検討すること

ここで再処理施設に係る現行指針としては、「再処理施設安全審査指針」及びその上位指針である核燃料施設に共通した安全審査の基本的考え方を取りまとめた「核燃料施設安全審査基本指針」がある。

再処理施設では、多量の FP を含んだ U, TRU を非密封の形で取り扱うので、燃料（酸化物、窒化物、金属）、ボンド材、残留冷却材、処理媒体等の取扱物質の核的特性（臨界量、放射能、毒性等）、化学的特性（活性度、毒性等）、物理的性状（気体、液体、固体、粉体等）、プロセス条件（運転温度、圧力、流量、雰囲気制御等）等に十分に配慮して、臨界、火災・爆発、放射性物質の閉じ込め、地震等に対する安全対策を施す必要がある。特に、再処理プロセスの選定にあたっては、臨界、火災・爆発等の事象の発生しがたいものを選定することが重要である。これらの視点から、安全上の各設計要求事項に対する設計対応状況とその評価結果を一覧にして表 6.5.1 に示す。以下に各再処理方式における安全上の対応状況、留意事項を示す。

先進湿式法は従来の PUREX 法を大幅に改良したものであり、酸化物燃料に適用する場合については、臨界安全、火災・爆発（有機溶媒等の取扱いに対する配慮）等の事象に対して、現行の PUREX 法を対象として制定された再処理施設安全審査指針に準拠した安全設計が可能である。但し、今後、海外の再処理施設の許認可・検査基準等についても広く調べ、基準・規格の合理化や ASME に準じた技術体系の整備を図っていく必要がある。

先進湿式法を Na ボンド型の窒化物燃料（濃縮した N-15 使用）に適用する場合については、前処理での Na ボンド材の除去とその確認方策の確立、並びに炉内での長半減期の C-14 の生成を抑制するために N-15 を濃縮した燃料を使用する必要があるが、その目的に応えるべく N-15 の回収のために行う窒化物燃料の酸化物転換時の安全確保方策が必要と考えられる。

先進湿式法の各代替・補完技術については、超臨界流体抽出法とパイプレスプラント以外は現行の再処理施設安全審査指針に基づいた設計が可能と考えられる。



ただし、表 6.5.1 の評価の欄に示したような課題が考えられるので、有望な概念については次年度にシステム設計を行い、安全上の課題の明確化と安全確保ロジックの構築が必要である。特に、超臨界流体抽出法については、温度は 40℃とそれ程高くないものの 12MPa の高圧下で使用済燃料を再処理する方法であり、Pu 等を内蔵する系統及び機器等については、原則として常時負圧に維持することを要求している現行指針には適合しない概念である。従って、放射性物質の高圧容器内への閉じ込め機能維持方策と、万一の容器等の破損時対策等を含めた安全対策が必要である。また、パイプスプラントでは、配管で連結された湿式再処理とは異なり、核物質溶液を内包した移送容器が工程間を移動し蓋開放や配管の接続操作等を伴うので、その閉じ込め機能の維持、地震対策等が重要である。さらに、イオン交換法、アミン抽出法等の新試薬を用いる技術については、新試薬やその強酸・高放射線下での劣化物を含めた安定性の検討及び安全対策が必要である。

現行の再処理施設審査指針は湿式再処理施設を対象としたものであるが、乾式再処理法においても、原則として現行指針に準拠した設計を行うこととしている。ただし、乾式再処理法によっては、それには適合しない事象(例えば、容器開放時の負圧維持、等)あるいは規定はされていないが安全上の配慮が必要な乾式法特有の事象(バッチ処理に伴うマテリアルハンドリング失敗等)が多々存在する。その際には、基本的な安全確保の考え方から構築していく必要があるが、指針制定時の趣旨を汲み取って、できるだけその乾式法の特長を損なうことのない安全ロジックを構築すべく努力することが重要である。

具体的には、酸化物電解法については、今年度は、評価すべき設計基準事象として現行指針の「運転時の異常な過渡変化」を対象に選定して、その発生防止対策等の対応方針の明確化を図った。この中で臨界安全等については、機器・設備設計の基本となるため個別に検討し、各施設の安全上の重要度を踏まえて耐震重要度分類も行った。前述した以外の酸化物電解法に特有の事故事象としては、塩素ガス漏洩、電解槽内での Pu 偏析に伴う臨界事故、等の事象があるが、これらについて今後検討し適切な発生防止対策等を講ずることとした。なお、電解装置のような取扱プロセスが複雑で耐震設計での対応が困難と考えられる機器については、免震構造を考慮することとした。

金属電解法については、今年度は、現行指針を適用した場合の課題の摘出と、各施設の安全上の重要度を踏まえての耐震重要度分類を行った。前述した以外の金属電解法に特有の安全上の事象としては、核物質がセル内で金属状態で取扱われるため、Ar セル等の機密維持喪失等に伴う金属発火(Li還元法を用いる場合も含む)等に対する発生防止対策等が必要である。

フッ化物揮発法については、今年度は、技術的に見て想定される異常事象(臨界、火災・爆発、地震、機能低下等)を抽出し、上述の酸化物電解法とほぼ同様な検討

を行った。フッ化物揮発法に特有の安全上の事象としては、フッ素ガス漏洩、 $UF_6$ 、 $PuF_6$ の配管中での凝固・析出等があり、これらに対する発生防止対策等が必要である。

上述のように、今年度の各再処理法の安全性の検討については、設計検討の進捗状況によっても異なるが、その安全上の特徴を踏まえて考え方・対応方針を整理し設備対応を図ることとし、各方式とも詳細な安全性の検討・評価は次年度以降に行うこととした。このように、今年度は各方式の安全性を比較できるレベルに達していないが、安全性と経済性は密接にリンクするので、次年度の検討にあたっては、今年度示された想定事象に対する対応方針の妥当性とそれに添って、適切な発生防止対策等の設計対応が図られていることを確認していく必要がある。

また、乾式再処理施設に適用できる安全審査指針の制定や、本研究で検討した再処理施設と燃料製造施設とを一体化したプラントに対して合理的な設計を行うためには、今後両施設の安全に対する考え方を統合した新たな指針を制定する必要がある。

## (2) 経済性

燃料サイクルシステムの経済性に対する主な設計要求は、FBRの本格的実用化段階で、FBRリサイクルシステムとして軽水炉リサイクルシステムと競争可能な経済性を達成すること、そのためにプロセスの簡素化や機器のコンパクト化等により建設費低減を図ること等である。

再処理システムの検討にあたっては、軽水炉サイクルと競合可能な経済性として単位発電量当たりの燃料サイクル費を軽水炉と同等以下とすることを目標とし、そのための再処理単価の目安として、軽水炉燃料との燃焼度の違い等を考慮して27万円/kgHMを設定した。また、再処理プラントと燃料製造プラントの一体型プラントにおいては、燃料製造単価の目安を16万円/kgHMとし、それを合計した43万円/kgHMを目標達成の目安に設定した。

1999年度の設計検討で得られた各再処理方式毎の経済性に関する成果は以下の通りである。

- |                    |                |
|--------------------|----------------|
| ・先進湿式法(200t/y、一体型) | 建設費、操業費        |
| ・湿式代替・補完技術(200t/y) | 先進湿式法に対する物量の増減 |
| ・乾式法(各50t/y、一体型)   | 施設物量、建設費(試算)   |

設計の進捗により検討条件や得られた成果に差があるため、方式間の比較は難しい。そこで、中間評価では、次の方法で各再処理技術の経済性目標に対する目標達成度の評価を行うこととした。

○湿式法：建設費、操業費が評価され、再処理単価を算出することができる段階にある先進湿式法について目標に対する達成度の評価を行い、代替・補完技術については先進湿式法と物量比較による目標達成の可能性を検討する。

○乾式法：施設物量の評価結果から、各方式の経済性上の特徴を分析するとと

もに、建設コストの試算結果をもとに、操業費を湿式法並みとした場合の燃料サイクルコストを評価し、目標達成の可能性を検討する。

先進湿式法再処理プラントの建設コスト評価結果を従来法 (PUREX 法ベースの改良プラント) と比較して図 6.5.1 に示す。簡素化溶媒抽出については 3 通り、晶析併用簡素化溶媒抽出については 2 通りの施設設計を実施したため、それぞれの評価結果を並べて示した。また、代替・補完技術の建設コスト評価結果を先進湿式法と比較して図 6.5.2 に示す。イオン交換法、アミン抽出法による TRU 回収のコストに幅があるのは、組み合わせる主プロセスにより追加となるコストに差があるためである。

先進湿式法プラント (低除染ペレット燃料製造プラント一体型、振動充填燃料製造プラント一体型) は、新技術の採用や工程の簡素化により、従来法と比較して 0.34~0.45 (再処理部分の建設費) となるなど大幅なコンパクト化が達成されており、TRU 回収工程を設けた場合でも従来法と比較して 0.52 (再処理部分の建設費) と評価されている。再処理・燃料製造単価は約 35~38 万円/kgHM, TRU 回収を付加して約 39~42 万円/kgHM と評価され、目標とする 43 万円/kgHM を達成できる技術であるとの見通しが得られた。なお、再処理・燃料製造単価は、4.1 節の発電単価に準じた方法で算出した。

湿式代替・補完技術では、イオン交換法については、主分離工程は機器の小型化と廃液の発生量増加が相殺され先進湿式と同程度と評価された。また、イオン交換による Am, Cm の回収については、先進湿式法で検討した溶媒抽出による回収方法 (SETFICS 法) に比べ小規模の設備で実現できる可能性のある技術と評価された。アミン抽出法については、溶液・溶媒流量を 2/3~4/5 程度低減できるものの、抽出設備がやや複雑となり、その他に削除される設備もないため、施設全体の経済性へのインパクトは小さいと評価された。超臨界圧流体抽出法は、安全性の評価などに課題は残るが、溶解・清澄工程を抽出工程と一体化することで建設費を 10 数%削減できる可能性を持った技術であると評価された。水酸化物沈殿法については再処理技術としての成立性に疑問があると評価された。パイプレスプラント (晶析法+過酸化物沈殿法) は、試薬の供給、製品の払い出し以外の配管をほとんど削除することにより経済性の向上を図った概念であり、暫定的な評価では再処理主要部分の床面積が先進湿式法の 1/3 程度になると評価された。

乾式法 (酸化物電解法、金属電解法、フッ化物揮発法、金属燃料) については、燃料製造一体型プラントの施設設計を行い、施設の物量を評価した。検討にあたって各法の評価条件を統一するため、評価する施設としては、再処理・燃料製造一体化施設 (本建屋) とは別建屋でそれぞれ貯蔵容量 1 年分の使用済燃料貯蔵施設と新燃料貯蔵施設を持ち、廃棄物処理施設及び貯蔵容量 1 年分の廃棄物貯蔵施設を本建屋あるいは別建屋として持つものを考えた。結果を表 6.5.2 に示す。

酸化物電解法システムの特徴は、5 つの独立建屋から構成されるため、主施設に比して建屋総容積が大きくなる傾向があること、廃棄物処理・貯蔵が独立建屋

であるため総建設費に対する構成比が大きい傾向であること等である。

金属電解法システムの特徴は、燃料製造が3ラインの独立セルに分かれているため燃料製造の機器数が多くなっていること、総建設費に占める燃料製造の構成比が大きいこと等である。

フッ化物揮発法の特徴は、基本的には各工程1基の機器を配管で接続したプロセスのため再処理の機器数が少ないこと、建屋総容積が比較的小さいこと等である。

金属燃料を対象とした金属電解法の特徴は、酸化物燃料を対象とした場合と比較して、酸化物から金属、金属から酸化物への転換工程が不要になること、燃料の成型加工に工程が単純な射出成型法を使うことなどから、機器数が少なくなることである。また、金属燃料では酸化物燃料と同じ処理容量とした場合には取り扱う炉心燃料の量が増大する(対応する発電電力量が大きくなる)ため、比較する場合には注意が必要である。

酸化物燃料を対象とした乾式プラントについては、今年度の検討では3種のシステム毎に運転・保守設備の考え方等の設計思想、及び機器に関する費用等の算出条件に相違が存在したため経済性の相互比較は困難であるが、その見通しを得るために、設計結果を基に建設費の試算を行った。その結果、建設費はフッ化物揮発法システム及び酸化物電解法システムの約1,000億円から金属電解法システムの約2,000億円の範囲内にあると推定された。推定結果を分析したところ、この差は技術本来持つ経済性の他に、前述のように

(a) 設計思想、設計条件、評価範囲の違い

(b) 機器に関する費用等の算出条件の違い

に起因する差が含まれるものと判断された。

金属電解法システムについて(a)の要因を精査した結果、保守設備や計装制御設備、及び燃料製造ライン等について、評価条件を見直すことにより約1,600億円のレベルまで建設コストが下がるものと推定された。

2000年度の設計検討においては、残る差異のうち、(a)の要因の寄与については条件を揃えた検討を行うこと、(b)の要因による影響については、各システム設計を統一的な尺度で評価する方策を講ずることで排除し、各システムが本来持つ経済性の特徴を明らかにすることが必要である。

一方、設定した経済性目標との比較のため、建設費に対する操業費(乾式システムについては今年度は算出していない)の割合を湿式法並と仮定して、建設費の幅に対応する再処理・燃料製造費を試算した。結果を図6.5.3に示す。参考値として、従来のFBR湿式法200tHM/年プラントと先進湿式法200tHM/年プラントについての評価結果も示した。

この結果より、乾式システムは、50tHM/年の小容量プラントにおいても、湿式法と同程度の操業費比率であれば、目標とする経済性を達成できるとの見通しが得られた。

本研究で検討した各種再処理システムの経済性の特徴を表 6.5.3 にまとめる。2000 年度には、1999 年度の設計研究の成果をもとに、本年度コスト評価を行う上で問題となった設計研究の境界条件やコスト評価の条件を整合し、各再処理手法について施設の建設コスト、運転コストの評価と、再処理単価の算出を行う計画である。

### (3) 資源有効利用性

資源有効利用に関する視点として、以下に示す項目を掲げた。

- ・ U 及び TRU のロス率低減 (回収率の目標 : 99% 以上、更なる回収率向上は今後の課題)
- ・ 冷却期間の短縮化

各再処理技術がこれらの視点に照らし、現状いかに評価されるかを表 6.5.4 に纏めた。なお、冷却期間の短縮化の検討については、次年度実施予定である。

従来型の PUREX 法が U と Pu を単独でかつ高純度に回収することを意図していたのに対し、先進湿式法は、抽出パラメータを調整し、Np の価数調整を行うことにより、U/Pu/Np を再処理主工程で一括回収する。また、共除染工程のラフィネートから、Am、Cm を CMPO 溶媒を用いた TRUEX 法及び SETFICS 法で回収する。

これまでの、基礎試験データを基に検討した結果、TRU に対し、99% 以上の回収が可能と評価された。工程ロスの観点では、実証は必要と考えられるが、基礎データに基づいた評価であり、技術的には達成可能と考えられる。他の再処理手法に比べ、技術的裏付けは高いと評価される。

また、アミン抽出法を併用することにより、主工程での MA 回収の可能性が指摘された。

乾式法のうち、酸化物電解法では、Np は U と類似の挙動を示し、U の電解回収の際、Np も析出する。一方、Am、Cm は従来法では大部分廃棄物側へ移行する。本研究におけるフローシートの検討では、Am、Cm については、U、Pu の電解回収を 20 バッチ程度繰り返した後、電位をあげて絞り電解を行うことによる回収を行うこととしている。各元素の酸化還元電位を基に、理論計算を行い、Am については約 98%、Cm については約 95% の回収が可能と評価した。Pu、Np を含む TRU 全体としては 99% 以上、U についても 99% 以上の回収が可能と評価した。

Np 及び Pu については、ロシア RIAR での試験データに基づいており、ほぼ回収は可能と評価されるが、Am、Cm に関しては、データは存在しない。理論計算においては、Am、Cm は金属として析出するが、U/Pu の酸化物と Am、Cm の金属とが密着性よく回収できるかどうかについては、実験的にその成立性を確認する必要があると考えられる。

金属電解法では、Pu は U と共に液体 Cd 陰極に析出させる。この際、U は単体で析出するが、Pu は  $\text{PuCd}_3$  として析出する。同様に Np、Am、Cm 等も Cd との化合物となるが、これらの析出電位が接近するため、原理的に TRU が一括回収される。このように、他の再処理手法に比べ、特別の工程の付加を必要とせず TRU 回収できるのが本プロセスの特徴である。しかし、同時に、同じ理由で希土類元素も析出するため、液体 Cd 陰極のみでは、希土類元素の除染性を確保した上、高回収率を確保することが難しく、塩中に残留する TRU を還元抽出工程により回収する必要がある。これにより、U 及び全ての TRU について、99%以上の回収が可能と評価した。核種分配の基礎試験データに基づく評価であり、実現の可能性はあると考えられるが、実用上の回収率、工程ロスは確認を要する。

フッ化物揮発法においては、U、Pu のリサイクルを前提としたプロセスでは、Np は U に同伴するが、Am、Cm はアルミナ溶媒にほぼ 100%残留し、廃棄物へ移行する。

このため、TRU の回収を確保するためには、廃アルミナ媒体からの Am、Cm の回収工程の追加が必要となる。フローシートの検討では、U、Pu をフッ化物気体として回収した後のアルミナをフッ化物溶融塩に浸漬し、FP を塩中に溶解させた後、固体のアルミナ及び TRU を硝酸に浸漬し、Am、Cm を硝酸中に回収するプロセスを構築した。文献データに基づき検討した結果、U 及び TRU の各元素に関し、いずれも 99%以上の回収率が確保できると評価した。しかし、Np の挙動と共に、フッ化物溶融塩における、Am、Cm の回収性能については基礎試験による確認が必要と考えられる。

金属燃料を対象とした、金属電解法は、酸化物対象の場合と同様であり、液体 Cd 陰極及び、塩中の TRU の還元抽出により、99%以上の U、TRU の回収が可能と評価された。

以上のように、いずれの再処理手法においても、U、TRU の回収率として、99%以上を確保するためのフローシートは構築されたが、今後、実証を必要とすると考えられる。このような回収率を確保するためには、前処理プロセスで十分な回収率を得ることが前提となるが、特に乾式法を対象として検討されている、熱脱被覆及び、ロール矯正法での回収ロスについてはこれまで実燃料についての十分なデータはなく、今後の試験検討が必要と考えられる。

#### (4) 環境負荷低減性

環境負荷低減性について、設計要求では以下の項目を挙げている。

- ・ 廃棄物発生量の低減、処理性の向上
- ・ MA、FP 回収率向上の検討
- ・ 軽水炉 MA 混入の影響評価等 (次年度検討項目)

各再処理技術に対してこれらの設計要求を照らし、その評価結果をまとめて表 6.5.5 に示す。ただし、燃料形態とシステムの組合せは表 6.2.1 に従うこととし、

窒化物燃料については現在概略検討結果のある先進湿式法のみ記載した。処理規模は、湿式再処理システムが200t/年、乾式再処理システムが50t/年としているため直接比較はできない。

先進湿式法については、単サイクル抽出により廃液、廃溶媒量が低減されるが、ガラス固化体等の廃棄体に含まれる放射性物質自身は大幅に減るわけではないこと、晶析塩の洗浄廃液、TRU回収廃液等が増大することから、廃棄体の発生量自体はPUREX法システムのものと同程度であると評価した(TVFガラス固化体仕様とし、FP量制限：酸化物重量10wt%/本以下により算定)。中低レベル廃棄物は施設設計の詳細化により増減する可能性はあるが、JNCで別途進めている廃棄体減容固化技術開発の成果の利用や代替・補完技術を上手く併用することで廃棄物発生量の低減可能性はあると評価した。また、TRU回収時の二次廃棄物量を低減するためには、アミン抽出法とのハイブリッド化を含むシステムの最適化や実証試験が必要であると考えられる。なお、窒化物燃料への対応について、ボンド材とN-15濃縮の組合せによりC-14固化体発生量は律則され、廃棄物発生量は増加する傾向にある。

乾式法は湿式法と比較してプロセスデータが少ないため、システム検討では、既存データ等を評価して分岐率を設定し、回収率や廃棄物発生量を概略評価していることに留意しなければならない。また、乾式法による再処理システムについては、燃料製造システム(酸化物振動充填燃料、金属鑄造燃料)との一体化を前提としており、燃料製造システムから発生する廃棄物量も表中に記載した。

酸化物電解法については、硼珪酸ガラス固化体の耐浸出性能が $\text{Cs}_2\text{O}$ の量に律則されるため、ガラス固化体発生量は乾式法のなかでも比較的多い。減容固化技術開発によりガラス固化体以外の主な廃棄物の発生量は、減容しない場合の1/3程度まで低減可能の見通しがある。

金属電解法については、塩浴塩素化法よりもLi還元法の方がガラス固化体の発生量を1/5にできる。一方、Li還元法では塩廃棄物が相当量発生するためHIP缶相当廃棄物(人工鉍物固化体)の量が多くなる。いずれも、処分規模、処分安全の観点から重視すべき廃棄物であり、経済性等の他の開発目標とのバランスを考慮し選定すべきである。

フッ化物揮発法については、TRU/FPを積極的に回収するプロセスも検討しており、実用性の判断まで至らないものの、TRU/FPリサイクルの可能性はある。また、この場合、発熱元素である $\text{Cm}$ がガラス固化体に混入しないため、ガラス固化体発生量を発熱量律則とすれば、TRU/FPを積極的に回収しない場合の約半分となる(現在、高レベル放射性廃棄物処分で想定されている代表的ガラス固化体の仕様で検討、FP量制限13wt%/本、発熱制限2.2kW/本)。FP回収については、実験室レベルのデータをベースに概ね99%を確保可能であると評価した。

金属燃料を対象とした金属電解法再処理システムについては、ガラス固化体は発生せず、その代わりとして、上記金属電解法同様のHIP缶相当廃棄物量が多く

発生する。塩廃棄物の減容固化技術開発は必要である。

先にも述べた様に、乾式再処理システムでは、データが十分でないため、工程分岐率に暫定値を設定している。回収率、中低レベル廃棄物発生量等、分岐率や元素移行挙動に大きく影響される部分を評価し、実用性の判断に資するには、模擬試験、実液試験等によりその精度を向上する必要がある。

また、全ての方式において、U/TRU 回収率は設計要求の 99% を満足しているものの、更なる回収率向上のためには、工程ロスを限りなく減らす努力は必要である。

## (5) 核拡散抵抗性

### (i) 設計要求の整理と理解

FBR サイクルの実用化時代は多量の Pu がリサイクル利用されるため、より厳密な Pu の管理とともに、核拡散抵抗性の高いサイクル技術が要求される。核拡散抵抗性を定量的に評価する因子及び手法については国際的に統一された概念が確立していないため、再処理システムに対する設計要求は定性的な表現にとどまっている。ここでは、各設計要求事項に関連する一般的な視点の整理を行った。

○各プロセスにおいて純粋な Pu が単独に存在しないこと

- ・核兵器の製造に関する技術（例えば、「金属燃料サイクル技術-その現状と将来の見通し-」 p.131、1995 年 5 月、日本原子力学会）から、逆説的に、金属への転換が困難でかつ Pu-239 の含有率の低い Pu が高い核拡散抵抗性を有する。
- ・すなわち、酸化物等の金属以外の形態のもの、金属であっても U/Pu 非分離あるいは FP 等の不純物を含むもの（非精製等）が好ましい。これは再処理工程の中間製品についても求められる性格のものである。
- ・ブランケット燃料中の Pu は高フィッサイル率であるため、その再処理方法には注意が必要である。
- ・その他、中性子発生核種を同伴し、あるいは高い発熱量を有することなどがより好ましい形態の Pu である。

○核物質防護及び保障措置の対応を考慮すること

・核物質防護については核物質の取扱の容易性に関する評価と同じものとなる。施設内及び輸送中の核物質が有する放射線強度がパラメータとなる。

・保障措置の目的（「核物質管理読本 技術編（保障措置）」、科学技術庁原子力安全局保障措置課）は転用を適時に検知することにより核兵器の製造を抑止することにある。従って、計量管理が精度良く行えかつ査察者による検認が適時に行えることが求められる。

○査察期間の短縮化と、査察の合理化を図ること

- ・施設の運転状態、査察検認に充当できる機器や人的資源等を配慮して検知時間が設定されており、査察計画に反映されることになる。



## (ii) システムの評価

検討を進めている各システムについて、それらが有する核拡散抵抗性を上で整理した観点から評価した。その結果を表 6.5.6 に示すとともに、以下にその概要を述べる。

## ○各プロセスにおいて純粋な Pu が単独に存在しないこと

- ・ 酸化物燃料の再処理については、いずれのシステムにおいても不可避免的、あるいはプロセス条件の変更により Pu は少なくとも U と共に低除染係数で回収される。
- ・ ブランケット燃料は炉心燃料と混合処理し、再処理の早い段階でフィッサイル率を低くすることを原則としている。
- ・ 「金属電解法」において径方向ブランケットのみを処理して軸ブランケットにリサイクルする方式が提案されているが、この方式では Pu や U の抽出にあたる操作が含まれていないため、核拡散上の問題はないものと判断した。
- ・ 窒化物燃料の再処理については上記と同様である。
- ・ 金属燃料リサイクルでは不可避免的に U 及び TRU が一括して低除染の合金として回収される再処理技術を用いている。中性子発生源や発熱源となる Cm も含まれることから取り扱いも困難となるため、金属への転換の懸念は軽減できるものとする。

## ○核物質防護及び保障措置の対応を考慮すること

- ・ 各システムとも Pu 単体でなく積極的に他成分や不純物を混入した製品とし、盗取の魅力度が低い核物質としている。
- ・ また、主として経済的合理性追求の観点から再処理/製造施設の一体化検討が進められているが、これは輸送時の懸念の解消のための一つの方向性である。なお、炉とのコロケーションの検討は今後の課題である。
- ・ 検討している 3 つの乾式再処理については再処理施設への入量計量が困難であるという課題が指摘されている。このため、乾式法の簡素なプロセス特徴を損ねないような新しい保障措置概念の構築とともに、計量のための分析手法を確立していかねばならない。また、酸化物電解法及び金属電解法ではバッチ処理にともない核燃料物質の移送経路に自由度が増すことになり、これに対しては封じ込め/監視 (C/S) の機能の強化が必須となる。
- ・ 先進湿式法の代替補完技術のうち、いわゆるパイプレスプラントは反応容器を台車等で移動させ所要のステーションにおいてバッチ処理することを基本としているため、乾式再処理と同様に C/S 対策が必要となる。
- ・ なお、入量計量が困難であることはプロセス運転管理や臨界管理対策にも課題が残ること、また C/S を強化することはセルの開放等に制約が加わることから保守方策の検討に密接につながってくること、と言った核拡散抵抗性以

外の側面への影響にも留意すべきである。

○査察期間の短縮化と、査察の合理化を図ること

- ・1999年度の設計では具体的なハードの検討まで設計が進んでいないため、定量的な評価はできない。
- ・燃料サイクルの低除染化に伴い、放射線強度の増加による検認(査察)活動の困難化、不純物同伴による分析精度の低下が懸念される。分析技術の向上に加え、遠隔操作型のプロセスモニタリングのような新しい技術の適用が課題となる。
- ・現状では査察の適時性目標の満足度を評価する段階ではないが、以下の問題提起を行っておく。すなわち、IAEAの定める適時性目標は施設により異なっており、再処理施設(検知時間;3ヶ月)と加工施設(検知時間;1ヶ月)の一体化検討においてはこのような課題への対応が必要となる。
- ・なお、査察の制度については適宜変更されていくものであるため、その動向については常に注意が必要である。たとえばNp、Am、Cmを代替核物質として査察の対象に含めようとする動きがある。技術的な課題は解決できるが、計量管理のための工程増加や査察による運転制約等に伴う経済性への影響等を考慮しなければならない。

(6) まとめ

1999年度においては、酸化物燃料の再処理として先進湿式法及びその代替補完技術、ならびに3つの乾式法(酸化物電解法、金属電解法、フッ化物揮発法)の検討を行った。また金属燃料の再処理については金属電解法を検討した。これらの各技術について、5つの評価視点及び技術成立性の観点から評価した結果を要約して表6.5.7に示す。なお、窒化物燃料の再処理については酸化物燃料の再処理技術に若干の工程を付加することで可能であるため、ほぼ同様の評価結果となるものとする。

1999年度の検討では十分なハード設計に至っていないため、必ずしも設計要求のすべてに対する答えは示されていないが、これまでの検討範囲では各技術とも実用化に向けて致命的な欠点は指摘されておらず、またその技術的成立性に向けて今後の開発課題が抽出されてきている。このため、2000年度は各技術について、さらに設計の詳細度を深めるとともに、抽出された課題解決に向けての開発計画を検討していくべきと考える。また、設計情報の信頼性をより深めるため、並行して必要な要素技術開発を行う。

(i) 安全性について

先進湿式法は現行の再処理審査指針に基づき設計を進めることができる。代替補完技術のうち、超臨界流体抽出法は高圧ガス取り扱いに特別の配慮が必要である。

乾式法については現行指針に準拠し設計を進めるとともにその特長を損なわない安全ロジックの構築が今後の課題となる。乾式法全般の課題として機器の耐震性、雰囲気制御等があり、今後のより詳細なハード設計の段階で詰めることになる。

(ii) 経済性について

湿式法については再処理費の推定に関するデータは蓄積できた。2000年度においてはスケール効果の確認を含め、設計精度の向上を図る。

乾式法については施設建設費の積み上げまで行えたが、冗長性等に関する設計思想や見積もりのベースが各技術で異なっている。整合性ある設計条件で1999年度成果を見直すとともに、統一した見積もりベースを構築することが急務である。その上で、2000年度においては施設設計の精度を上げるとともに操業費の推定を行い、再処理費を算出していく必要がある。

(iii) 資源有効利用性について

実績値や文献値等に基づき合理的に分歧率を設定し、マスバランスを評価した結果、各技術とも設計要求にある値を満足することがわかった。

乾式法については一般に実データが不足しており、特に TRU リサイクル利用時に問題となる希土類元素の除染係数についての確認が必要である（これはiv項とも共通する課題である）。

(iv) 環境負荷低減性について

各技術とも廃棄物発生量を低減するためのプロセス提案がなされている。また、TRUの回収に対応するためのプロセスの付加や改良の提案がなされている。

(v) 核拡散抵抗性について

各技術とも Pu は少なくとも U とともに低除染の製品として共回収することとしており、各物質の性状の観点からは高い抵抗性を有していると評価できる。低除染化に伴う課題として分析精度の低下や査察の困難化があり、これらへの対応が必要である。

乾式法に関し、計量管理を含めた保障措置上の課題については米国・ロスアラモス研究所と共同で検討を開始しており、その成果が待たれる。

(vi) 技術成立性について

先進湿式法は軽水炉再処理で実用化されている溶媒抽出技術をベースとしており、晶析プロセスや TRU 回収プロセスに開発課題が残るものの成立性見通しは高い。代替補完技術についてはそれらの特徴を考慮し、主たる溶媒抽出プロセスとの最適組み合わせも考慮した検討を進めるべきである。

酸化物電解法は RIAR において BOR-60 用燃料製造に用いられている技術を、また金属電解法(金属燃料への適用含む)は ANL において EBR-2 燃料の処理(コンデショニング)に活用された技術をベースとしており、いずれもプロセス改良点の確認及び実使用済み燃料によるデータの蓄積が今後必要となるが、成立性の見通しは高いものとする。

フッ化物揮発法は研究開発の段階であり、他法に比べ技術レベルは低いが、ロシアに有効な知見が存在する見通しもあり、その活用により今後の発展が期待できるものとする。

## 5.2 燃料製造システム

### (1) 安全性

燃料製造施設の検討にあたっては、その安全性がまず確保されることが必須の要件であり、その安全性の達成レベルとしては、現行の MOX 燃料製造施設と同等ないしはそれ以上としている。

具体的な安全性に係る主な設計要求としては、以下のことを掲げている。

- 原則として、現行の指針類に準拠した設計であること
- 各燃料製造法の安全上の特徴に配慮した設計であること
- 基準の合理化についても検討すること

ここで、燃料製造に係る現行指針としては唯一、「ウラン加工施設安全審査指針」がある。ただし、この指針は、濃縮度 5%以下の U を転換、加工する施設を対象として制定されたものであるため、実用化戦略調査研究で主に対象としているような多量の FP, TRU を含んだ再処理製品を原料とする燃料製造施設には適用は難しい。このような特徴を持つ燃料製造施設に対しては、新燃料製造施設よりもむしろ再処理施設に近い安全性等を要求されると考えられるため、燃料製造施設に対しても現行の「再処理施設安全審査指針」を参考とした設計を行うことを基本としている。なお、この他、動燃時代に年間 100 トン程度の高除染の MOX 燃料をグローブボックス (GB) で製造する場合を想定して検討された安全技術検討書についても参考としている。

燃料製造施設の安全性の検討においては、特に取扱物質の核的特性(臨界量、放射能、毒性等)、化学的特性(活性度等)、物理的性状(溶液、粉体、固体(顆粒、ペレット、スラッグ)等)、取扱状態(密封、非密封)、プロセス条件(運転温度、雰囲気制御等)等に十分に配慮して、臨界、火災・爆発、放射性物質の閉じ込め、地震等に対する安全対策を施す必要がある。これらの視点から、安全上の各設計要求事項に対する設計対応状況とその評価結果を一覧にして表 6.5.8 に示す。以下に各燃料製造方式における安全上の対応状況、特記事項を示す。

簡素化ペレット製造施設としては、GB 内での高除染ペレット(酸化物、窒化物)を製造する場合と、セル内での MA 含有の低除染酸化物ペレットを製造する場合について検討した。GB 内での高除染酸化物ペレット製造施設に関しては、Pu 燃

第3開発室の設計・建設・運転経験等を踏まえて、臨界、遮蔽、熱、耐震、閉じ込め、火災・爆発等について検討した。耐震設計に対しては、Aクラスを最上位とした重要度分類を行った。保守性、視認性、遮蔽性能を考慮してGBのパネル(30wt%鉛アクリル製)厚さは標準では最大50mmとしているが、MAの取扱いに対して100mm厚まで増強することとした。このGBを用いてのMA含有燃料の取扱いに関しては、Np-237のみの場合には問題なく、またCmを除くTRUについてもセル内の遮蔽強化等を行えば取扱いが可能であると考えられるが、これについてはTRUの組成、取扱量を含めた今後の更なる検討が必要である。なお、窒化物燃料粉末のような常温発火性の核物質を大量に取扱う場合には、GBよりも高い包蔵性を有したセル構造等が求められる可能性が高いと考えられる。また、ボンド材としてNaを用いる場合には、前述の粉末工程と同様に、Na-空気、Na-水反応等に対する安全論理の構築が必要である。

セル内でのMA含有の低除染簡素化ペレット製造に関しては、再処理側でPu富化度の粗調整のみでは不十分な場合を想定して溶液状態でのPu富化度の微調整を行う設備を設置しており、その耐震重要度は機能喪失により外部に放散する可能性のあるもの等としてAsクラスとして検討を進めてた。また、MAが5wt%/HM混入した場合を想定して発熱等による影響について検討したが、これについてはMAの組成、製品の品質保証、燃料集合体等の冷却性・取扱性の観点を含めた更なる検討が必要である。

一方、振動充填燃料製造施設に関しては、湿式ゲル化法、酸化物電解法、フッ化物揮発法、金属電解法の各方法を用いた施設について検討した。湿式ゲル化法については、現行の再処理施設安全審査指針に準じた安全設計を前提としているが、特に本施設では、硝酸アンモニウムなどの爆発性のある危険物を取扱うため、回収、処理等の安全設備や、MAが混在した粒子体系、中性子相互干渉等を考慮した臨界設計の対応等が必要であると考えられる。

酸化物電解法では、燃料運転時の異常な過渡変化として、火災・爆発、臨界、耐震安全性等について検討したが、本施設特有の事象対応としては、酸素ゲッタとしての金属ウランの使用による火災・爆発の発生防止対策等が必要である。なお、耐震重要度については、セル等は放射性物質が漏洩した場合のその影響の拡大を防止するため施設としてAsクラスとしたが、その内部に設置する機器については、燃料顆粒等を非密封で取扱う主要機器についてはBクラスに、端栓溶接以降の密封状態で取扱う主要機器についてはCクラスと分類した。

フッ化物揮発法及び金属電解法を用いた酸化物燃料製造施設については、上述と同様の検討をしており、特に本施設特有の安全上の対応を必要とする事象は想定されない。ただし、セル内に設置する主要機器については、フッ化物揮発法が耐震重要度をBクラスとしているのに対して、金属電解法では耐震重要度機能喪失により外部に放散する可能性のあるもの等としてAクラスに分類している点が異なる。この耐震重要度分類については、酸化物電解法を含めて整合性を図る必

要がある。

金属電解法を用いた金属燃料製造施設については、耐震重要度分類を A クラスとしており、ANL での射出燃料製造施設の設計等に準拠にした安全設計を行うとした。本施設については高温の溶融した金属燃料を取扱う特殊性を考慮した検討・評価が必要である。

以上述べたように、各燃料製造施設の検討においては高除染及び低除染の TRU 燃料製造施設に適用できる指針がないため、現行の再処理安全審査指針等を参考として検討を進めているが、基本的に大きな問題点はなく、今後の設計で各システムの特性に応じた課題への対応は可能と考えられる。ただし、今後これらの燃料製造施設に適用できる指針の整備を図ることが必要である。また、本研究では再処理施設と燃料製造施設の一体化プラントについても検討しているが、このような一体化プラントに対して合理的な設計を行うためには、今後再処理施設と燃料製造施設との安全に対する考え方を統合し、新たな指針を制定する必要がある。

## (2) 経済性

燃料製造システムの検討にあたっては、軽水炉サイクルと競合可能な経済性として単位発電量当たりの燃料サイクル費を軽水炉と同等以下とすることを目標とし、そのための燃料製造単価の目安として 16 万円/kgHM を設定した。

1999 年度の設計検討で実施した各燃料製造方式毎の経済性に関する評価は以下の通りである。

- |                              |             |
|------------------------------|-------------|
| ・簡素化ペレット GB 製造 (50t/y、独立型)   | 建設費、操業費     |
| ・簡素化ペレットセル製造 (50、200t/y、独立型) | 施設物量、建設費の分布 |
| ・簡素化ペレットセル製造 (200t/y、一体型)    | 施設物量、建設費の分布 |
| ・湿式振動充填法 (200t/y、一体型)        | 施設物量、建設費の分布 |
| ・乾式振動充填法 (各 50t/y、一体型)       | 施設物量、建設費の分布 |
| ・射出成型法 (50t/y、一体型)           | 施設物量、建設費の分布 |
| ・遠心鑄造法 (50t/y)               | 射出成型法比の物量増減 |

燃料製造システムの中間評価では、建設費、操業費が評価され、燃料製造単価を算出することができる段階にある簡素化ペレット法 (GB 製造) については目標に対する達成度の評価、遠心鑄造法については同じ鑄造法である射出成型法と物量等の比較による目標達成の可能性の検討を行うこととした。

なお、再処理プラントと燃料製造プラントの一体型プラントについては、施設全体としての目標達成度は再処理システムの項で既に述べたように、いずれも再処理システムと合わせた燃料サイクル費の目標である 43 万円/kgHM を達成できる見通しが得られている。そこで、本項では一体型プラントについては建設費の分布の特徴比較のみを行う。

簡素化ペレット法グローブボックス (GB) 製造プラントは、ショートプロセスの採用により大幅な工程の簡素化を行った結果、従来法と比較してペレット製造工

程を 1/3 程度に削減でき、建設費は 2/3 程度、操業費も 2/3 程度に削減できる。ブランケットを含めた燃料製造単価は、ブランケット燃料割合や燃料外径等の燃料仕様、コスト算定条件等により大きく変化するが、本年度設定した暫定的な条件では約 17 万円/kgHM と評価された。今後、燃料仕様やコスト算定条件を見直すことでコストが変動するが、施設規模の大型化や合理化を進めることによるコスト低下要因が期待できるので、目標とする 16 万円/kgHM を達成できる技術であるとの見通しである。ただし、本手法は高除染の再処理製品を原料とすることを前提としているため、経済性評価にあたっては再処理システムも含めて総合的に評価をすることが必要である。また、本検討では、製品仕様の最適化も含めた経済性向上策が提案されており、他方式との設計条件の整合は今後の課題である。

遠心鑄造法による金属燃料製造プラントは、射出成型法と比較して物量がほぼ同等と評価されその建設費もほぼ同等であるとの可能性が示された。

この他の燃料製造システムについては、1999 年度の検討では施設物量の評価とこれに基いた建設費の概略評価を行った段階であり、操業費の評価は行っていないため、建設費の分布（各設備の建設費が全体に占める割合）を一体型も含めて比較し、手法ごとの特徴を把握した。結果を表 6.5.9 に示す。

なお、簡素化ペレット法セル製造プラントでは、燃料製造単独プラントについて 200tHM/y プラントと 50tHM/y プラントの概略建設費の比較を行った。その結果、前者の建設費が後者の約 2 倍となるスケールメリットがあることが示された。

本研究で検討した各種燃料製造システムの経済性の特徴を表 6.5.10 にまとめる。2000 年度には、1999 年度の設計研究の成果をもとに、設計研究の境界条件やコスト評価の条件を整合し、各燃料製造手法について施設の建設費、操業費の詳細評価と、燃料製造単価の算出を行う計画である。

### (3) 資源有効利用性

資源有効利用に関する視点として、以下に示す項目を掲げた。

- ・ U 及び TRU のロス率低減 (回収率の目標：99%以上、更なる回収率向上は今後の課題)
- ・ 冷却期間の短縮化

再処理工程では、核種の分離操作を伴うため、100%の U、TRU の回収は不可能であり、燃料外へ移行する U、TRU が原理的に必ず存在する。一方、燃料製造工程においては、核種の分離操作を必要としない、いいかえれば、受け入れた燃料成分は、基本的に化学的变化を伴わず、燃料に加工される。従って、原理的には受け入れた燃料成分を 100%燃料体に加工できる可能性がある。

燃料製造工程での U 及び TRU のロス率の評価は、燃料成分が使用機器等に付着し、その機器を廃棄する際に系外へ排出される量や、機器洗浄等に伴い廃棄物側へ移行する量を評価することに等しい。これらの量は、システムの運転実績か

ら評価せざるを得ず、実績のないプロセスについては、評価する手段がない。

ペレット製造に関しては、従来の知見をベースに工程ロスを0.1%と設定して検討した。

湿式法に連なる、振動充填法、乾式法に連なる振動充填法とも、燃料製造工程でのロス率は考慮していない。すなわち、ロス率0としてマスバランスを評価している。

酸化物燃料の場合、取り扱う粉末が、微細であるほど、粉塵としてのロスや、機器等への付着の機会が多く、廃棄物への移行の機会が多いと考えられるが、最も微細な粉末を扱うペレット製造においても、機器等への付着が直接、工程ロスとなるわけではなく、多くは回収されて、再利用される。

振動充填燃料では、取り扱う粉末は、ペレット製造における粉末に比べ粒径が大きく、原理的には、ペレット製造に比べ、機器等への付着量は少ないと期待されるが、実証的裏づけはない。

金属燃料製造法である射出成型法では、現行、射出用のモールド材に石英ガラスが用いられており、石英ガラスは1回の射出操作で廃棄物となる。この石英モールドに付着したU、TRUは工程ロスとなる。そのため、金属燃料用のサイクルシステムの検討では、U、TRU回収を意図したプロセスの追加がなされている。工程ロスとしては、0.5%を設定して評価した。

#### (4) 環境負荷低減性

燃料製造システムに係る環境負荷低減性について、設計要求からは以下の項目を挙げている。

- ・ 廃棄物発生量の低減、処理性の向上
- ・ MA, FP含有燃料製造の見通し
- ・ FPターゲット製造の見通し(優先度が低く今年度は未検討)

各燃料製造技術に対してこれらの設計要求を照らし、その評価結果をまとめて表6.5.11に示す。ただし、燃料形態とシステムの組合せは表6.2.1に従うこととした。湿式再処理システムにつながる燃料製造システムは、ペレット燃料製造(経済性向上の観点から従来のペレット法のうち粉体の混合調整等を削除したショートプロセスを対象とする)及び振動充填燃料製造の2種類がある。乾式再処理システムにつながる燃料製造システムは振動充填燃料及び鑄造法であり、これらの廃棄物発生量については前項表6.5.5に再処理システムの検討結果と併せて記載している。ただし、鑄造法のうちモールド廃棄物発生量低減の観点から検討した金属鑄型・遠心鑄造法については表6.5.11に評価を記載する。

グローブボックスでのペレット製造(50t/年施設)については、工程削除によりプロセス廃棄物が低減されること、従来のペレット製造で採用している燃料粉の飛散防止・滞留粉回収技術を適用することにより廃棄物となる機器への付着燃料



粉が極力抑えられること、さらに廃棄物処理設備の高度化により廃棄体の減容が図られることから、廃棄物発生量は同規模従来法施設の4割程度に低減できる見通しである。

セルでのペレット製造(200t/年)については、知見の乏しいセル内での滞留粉回収技術開発はもとより、燃料粉が飛散し難いプロセスを開発することが重要となる。また、遠隔自動化になってもグローブボックス製造並みの品質保証が担保されなければスクラップは増えることになり、セル内に残る燃料粉の増加、廃棄物へ移行する燃料粉の増加の可能性がある。低除染燃料の場合は炉心燃料・ブランケット燃料あわせて年間220本強(200L缶相当)の固体廃棄物が発生し、別途雑廃棄物も発生する。これらの廃棄物に含まれる微量の燃料粉には従来よりも多くのMAやFPが混入しているため、その放射線レベルは高くなり、廃棄物管理に対してもインパクトがあると考えられる。以上より、グローブボックス製造で採用している技術開発を含めて、セル製造や遠隔自動化に適した製造技術開発が必要であると評価した。

湿式法製品を対象とした振動充填製造(200t/年)については、粉状の燃料を取扱うペレット製造と大差ないため廃棄物発生量は低除染ペレット並みであると評価した。ただし、ゲル化法を用いるためシリコンオイル等の特殊な廃棄物が発生するため、その処理技術開発が必要である。勿論、工程ロスを極力抑える技術も重要であることはペレット製造と同じである。

乾式法再処理施設につながる燃料製造施設は、上流の再処理施設規模との連続性を考慮し、施設規模は50t/年とした。

乾式法再処理製品を原料とした振動充填製造は、交換品等の固体廃棄物(焼結皿等)が発生するため、ペレット製造や湿式製品の振動充填技術と同じく、環境負荷低減の観点からその減容固化技術開発は強く望まれる。

鑄造法について、射出成形法ではモールド廃棄物の処理が重要課題であり、その除染・減容技術開発が重要と考える。

金属鑄型・遠心鑄造法は、射出成形法のモールド廃棄物発生 of 課題に対応する目的で提案されたものである。定性的ではあるが、射出成形法で元来発生していたモールド廃棄物がなくなり、交換品として発生する鑄型廃棄物があらたに発生するのみなので、廃棄物発生量の観点からは見通しは明るい。ただし、放射能の鑄型への付着挙動、鑄型の耐久性等を確認しなければ、環境負荷低減の効果として判断は困難と考えられる。

被覆粒子燃料製造については、高温ガス炉用燃料の製造技術としての実績はあるものの、製造工程により発生する廃棄物は様々であり、その同定は困難である。また、ゲル化に伴うシリコンオイル廃棄物等、従来知見から見通しが困難な廃棄物も発生するため、新たな廃棄物処理技術開発も必要である。

環境負荷低減の観点から TRU を廃棄物とせず燃料として再利用する場合、上流の再処理技術により、ある程度の FP が燃料に随伴し、その量は少ないもののシステム外へ移行する放射能の低減が図られる。

燃料製造の観点からの TRU 燃料製造性については、発熱性核種、放射性核種を含むことから、その程度によりグローブボックス製造、セル製造の判断をする必要がある。

## (5) 核拡散抵抗性

### (i) 設計要求の整理と理解

基本的には再処理の項(5.1(5))で述べた内容と同様である。

燃料製造に固有のこととしては再処理後の核燃料物質を取り扱うため転用に関しより厳しい基準が適用される。また、サイクル機構東海事業所・Pu-3 施設ではグローブボックス内での滞留問題(ホールドアップ)が指摘されたことがあり、これは粉体の取り扱いにおいて留意すべき事項である。

### (ii) システムの評価

検討を進めてきた各システムについて評価した結果を表 6.5.12 に示すとともに、以下にその概要を述べる。

○各プロセスにおいて純粋な Pu が単独に存在しないこと

- ・再処理施設からの製品は原則として低除染で少なくとも U との混合物である。
- ・酸化物燃料及び金属燃料については製造の途中で化学形態を変化させる、あるいは化学的純度をあげるための操作はない。
- ・窒化物燃料については酸化物からの転換工程が付加されるが、金属までの転換は困難である。

○核物質防護及び保障措置の対応を考慮すること

- ・積極的に U 等の他成分や FP 不純物を混入した製品とし、盗取の魅力度が低い核物質としている。
- ・脱硝粉のような微粉を用いたペレット製造においては、取り扱い中に核物質が飛散し工程内に滞留する「ホールドアップ問題」として指摘された経緯がある。グローブボックス体系では Pu-3 の経験により解消できる。一方、セル構造においては視界の制限や操作性の制約からこの課題が顕在化するおそれがあるため、密封性が確保できる工程機器の開発が課題となる。低除染燃料を原料とするペレット製造や振動充填においても微粉取り扱い工程を含む方式(金属電解法やフッ化物揮発法との組み合わせとして検討されている方式)では注意が必要である。
- ・ゲル化法あるいは酸化物電解法から得られる振動充填用の燃料は微粉でなく顆粒状であるため、「ホールドアップ」問題は軽減できるものと考えているが工

程機器の密封性は必要である。

- ・なお、検査基準の緩和と製品としての払い出し量の精度との関係について、今後検討が必要である。

○査察期間の短縮化と、査察の合理化を図ること

- ・検知時間が3ヶ月の再処理施設に対し、燃料製造施設は検知時間が1ヶ月となる。これへの対応が必要である。
- ・その他、基本的には再処理の項で述べたことと同じである。

(6) まとめ

1999年度においては、酸化物燃料と窒化物燃料に対しては同様の製造技術が適用できることを明らかにし、ペレット燃料及び振動充填燃料の製造技術の検討を行った。また金属燃料については鑄造法として射出成型及び遠心鑄造の検討を行った。これらの各技術について、5つの評価視点及び技術成立性の観点から評価した結果を要約して表 6.5.13 に示す。

グローブボックスでの簡素化ペレット製造については既に十分に実績ある技術の改良であり、設計成果は詳細なものとなっている。セル内でのペレット製造の検討を含むその他の方式の検討では、ハードに関する設計が不十分であることなどから、必ずしも設計要求のすべてに対し評価を行える状況には至っていない。しかしながら、技術の成立性に向けての課題の摘出と実用化に向けての魅力が示されており、2000年度に設計の詳細度を深め課題解決に向けての開発計画を検討していくことが適切と考える。並行して必要な要素技術開発を行い、設計情報の信頼性をより深める必要がある。

(i) 安全性について

酸化物燃料について、ペレット法及び湿式再処理に対応する振動充填法の検討ではサイクル機構のMOXペレット製造経験に基づく安全基準をベースとし、また乾式再処理に対応する振動充填法の検討ではウラン加工施設に対する指針をベースとして設計を行った。金属燃料についてはさらに高温熔融金属の取り扱いにも配慮している。

(ii) 経済性について

グローブボックスでの簡素化ペレット製造については実績に基づく値であり、その確度は高い。この技術をベースに見積もっているセル内でのペレット製造や湿式法と組み合わせた振動充填法の建設費見積もりの精度は比較的高いものと判断する。いずれもコスト目標をほぼ達成している。

一方、乾式再処理との一体化施設の建設費の推定については、再処理の項で述べたような不統一があるため、2000年度において精査する必要がある。操業費の推定も課題である。

## (iii) 有効利用性について

製造工程では基本的に燃料成分の化学変化を伴わないため、原理的には受け入れ量を 100%燃料体に加工できる。このため、ロス率をゼロとしてマスバランスを評価している。現状ではこれ以上の評価は不可能である。

## (iv) 環境負荷低減性について

廃棄物発生量を見積もることができた。低除染の再処理製品を利用することにより、燃料製造工程で FP を含む廃棄物が発生することになり、相応の設備対応が必要となる。

## (v) 核拡散抵抗性について

低除染で少なくとも U と共存する Pu を原材料として用いるため、盗取の魅力度は低い。セル内での製造に対する保障措置上の課題が抽出されており、今後、ハードの設計段階で対応が必要となる。

## (vi) 技術成立性について

ペレット燃料は十分な実績があり、今後、遠隔操作を含む TRU 及び FP を含有したペレット製造条件の検討が必要である。

振動充填燃料はロシアで実用に供されているが、充填用顆粒製造や充填条件、検査方法を含む品質保証といった課題解決に取り組む必要がある。また、高燃焼度化への対応として必要な酸素ゲッターの開発が必要となる。

金属燃料に対する射出成型法は米国で十分に実績のある技術である。廃棄物発生量の低減を目指した遠心鑄造法は環境負荷低減の観点から期待される技術である。

いずれの方式においても実使用済み燃料からリサイクルされた低除染の原料による製造の実証が必要である。なお、金属射出成形燃料、酸化物振動充填燃料については、実験室規模ながら海外で TRU 燃料の製造実績がある。

この他、グローブボックス製造においては遮へいや保障措置の観点から、その限界を見極める必要がある。また、セル製造においては、遠隔製造に伴う歩留まりの低減等の品質保証や発熱性核種を取扱うための再酸化防止策の開発が重要である。さらに、代替核物質である MA を多量に取扱う場合、共通技術として臨界対応、保障措置対応の技術開発も必要であると考えられると評価した。

### 5.3 燃料サイクルシステム

ここでは提案された各候補技術のうち、再処理あるいは製造のみの視点では評価できない項目、すなわちサイクルシステムとしてとらえて評価すべき事項を抽出し、その特徴を評価する。

1999年度の検討範囲では金属電解法の一部として提案のあった「径方向ブランケットバイパス処理」がこれに該当する。

また、1999年度の検討を通じて、サイクルシステムとしてより深く検討すべき事項について整理し、まとめた。

#### (1) 径方向ブランケットバイパス処理

金属電解法の検討の中で、径方向ブランケットの使用済み燃料を電解精製による再処理を行わず、乾式熱処理(熱脱被覆)処理のみで軸方向ブランケット燃料として加工して利用する方式(以下、RBバイパス処理)が提案された。この方法は、金属電解法に限らず低除染の再処理-燃料製造一体化施設一般で処理量低減に効果が期待できることから、本項でRBバイパス処理に対する評価結果をまとめる。

##### (i) 炉心への影響

RBバイパス処理を行った場合、炉心にリサイクルされるFPの量が増加する。また、軸方向ブランケットにPuが含まれることになる。これらの炉心特性に対する影響を評価した。

この影響で、炉心に対して以下の影響があることがわかった。数値に幅があるのは、塩浴塩素化法とLi還元法の2ケースで検討したためである。

- ・炉心の燃焼欠損反応度が25~30%低下し、運転サイクルの長期化、制御棒本数の削減などの効果を期待できる。多数回リサイクルした場合はこの効果は小さくなる。

- ・最大線出力が5~6%低下し、炉心のコンパクト化や安全裕度の増加を期待できる。

- ・高速中性子束が約3%小さくなり、燃料寿命の延長や安全裕度の増加を期待できる。

- ・増殖比が0.1~0.2小さくなる。この影響は多数回リサイクルした場合に大きくなる。これは、径方向ブランケットを1層追加すること、軸方向ブランケット長さを長くすることなどで回復可能であるが、この場合、炉心から出る使用済み燃料の量が増加することになる。

##### (ii) 燃料製造への影響

RBバイパス処理を行った場合、燃料製造時の放射能が約1.6倍に増加する。このため、遮蔽の観点からは厳しい側になるが、炉心燃料の方が線源の密度が高いため、遮蔽の厚さを厚くする必要は生じない。燃料製造時に鉛ガラスで作業者との間を遮蔽するとした場合の必要厚さは10~11cmと評価された。

##### (iii) 経済性への影響

RBバイパス処理を行った場合と比較して、全量を処理した場合には、電解分離設備での処理容量増加に伴い機器数が9基増加するものの、燃料製造設備において還元処理系統が削除され機器数が5基減少する。これに伴い、建屋体積が

0.6%程度増加するものと評価された。付帯設備や共用設備についての評価は行っていないが、建設費として1.8%程度の低減効果があるものと評価された。

(iv) まとめ

以上の検討結果から、RB バイパス処理は燃料サイクル施設の建設コストを低減できる可能性を持った技術であることがわかったが、増殖比が低下するなどの短所もあるため、その効果を判断するためには燃料サイクル全体を通しての評価が必要であると考えられる。

(2) 燃料サイクルの視点から今後検討すべき事項

これまでの検討から、燃料形態と再処理技術、再処理製品形態と燃料製造技術との間には次のような密接な関係があることが明らかになった。

○酸化燃料及び窒化物燃料について

- ・再処理に先進湿式法を採用した際の燃料製造としては簡素化ペレットあるいは振動充填法が考えられる。
- ・再処理に乾式法を採用した際には振動充填法が有力な燃料製造技術であるが再処理製品の仕様に応じてペレットとの組み合わせも考えられる。

○金属燃料について

- ・熔融塩電解を用いた乾式再処理及び鋳造による燃料製造が有力な組み合わせである。

このような関係に留意しつつ、燃料サイクルの視点から2000年度及びそれ以降のシステム設計における検討事項を整理した。

(i) 燃料サイクル技術の最適組み合わせ検討

個々のシステムを構築している工程要素技術相互の組み合わせを検討する。プロセス性能の向上や装置的なメリット(小型化、高性能化等)による経済性向上、廃棄物低減といった効果のほか、技術開発における競争の結果、品質向上や開発費の抑制と言った副次的効果も期待できる。

検討においては各工程に求められる機能を分析し、処理方式の原理や能力の限界を整理し、置換した際の工程の整合性や安全性等の観点からのシステム全体への影響評価を行う。このためには、システム設計能力や代替・補完技術開発の一層の充実が必要である。

再処理については、湿式法と乾式法の長所を組み合わせた新たな方式(ハイブリッド化)の追求も重要な課題である。

(ii) 燃料仕様と炉性能の関係について

径ブランケットを簡易熱処理して軸ブランケット材料として利用する方策につ

いては上で詳細を述べた。この例に見られるように、燃料仕様と炉性能との関係に注意する必要がある。その他の検討の視点を以下に示す。

ペレット製造においてはペレット製造個数が経済性に大きく影響することが明らかになっており、その観点から太径化は望まれる方向である。振動充填燃料に関しては、充填密度(スミア密度)の公差や Pu スポット等についての仕様の合理化が経済性と関係する。

(iii) 再処理に要求される除染係数の最適化

低除染サイクルは再処理コストを下げる一方で燃料製造に新たな負担を強いていると見ることもできる。核拡散抵抗性を担保しつつ、サイクルとしての経済性を損ねない範囲で除染係数をどこまで高くすることができるか、の限界を見定める必要がある。溶媒抽出法は潜在的に高い除染係数を得る能力を有している。

(iv) 回収ウランの取り扱いについて

核拡散性のおそれの低いウランは高除染係数で回収しブランケット燃料製造工程の設備対応を簡易なものにする方策も考えられる。このような場合、高除染係数が得られる再処理技術が望まれることになり、(i)のハイブリッド化を含めたサイクル技術の最適組み合わせの検討や(iii)の除染係数の検討とも密接に関係してくる。

表6.5.1 安全性の観点から見た再処理技術の評価(1/2)

主な設計要求事項		<ul style="list-style-type: none"> <li>・原則として現行の指針に準拠</li> <li>・各手法の安全性の特徴に配慮した設計</li> <li>・基準の合理化の検討</li> </ul>	
方式		特徴・対応状況	評価
酸化物燃料(窒化物燃料)	先進 湿式法	<p>&lt;酸化物燃料対応&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現行の再処理施設安全審査指針に基づき設計</li> </ul> <p>&lt;窒化物燃料対応&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現行の再処理施設安全審査指針に基づいた設計が可能としているが、今年度は設計対応方針の提示までで個別の機器設計は実施していない。</li> <li>・Naボンド材を使用する場合、前処理時にNaの除去が必要</li> <li>・濃縮したN-15を使用する場合、後工程で使用する硝酸中のN-14の混入を防ぐために、前処理時にせん断した窒化物燃料の酸化物転換によるN-15の回収が必要</li> <li>・Na及び窒化物燃料ピンせん断時の発火防止対策として、前処理セル内を不活性ガス雰囲気とするとともに、解体方式をレーザー式から鋸式に変更</li> </ul> <p>注: 燃料製造施設(振動充填燃料、簡素化ペレット燃料)との一体化プラントを対象に検討</p>	<p>&lt;酸化物燃料対応&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現行の「再処理施設安全審査指針」は軽水炉使用済燃料を湿式法(PUREX)で再処理する場合を想定して制定されたものであるが、先進湿式法と従来の湿式法とは安全上の特長の違いはなく、臨界安全、火災・爆発(有機溶媒等の取扱いに対する配慮)等の事象に対して、現行の指針内で設計可能であり特に問題はない。</li> <li>・今後、海外の再処理施設の許認可・検査基準等についても広く調べ、基準・規格の合理化やASMEに準じた技術体系の整備を図っていくことが必要</li> </ul> <p>&lt;窒化物燃料対応&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>以下の安全上の課題対応が必要</li> <li>・不活性雰囲気セルの安全系概念構築(通常時、異常時の酸素・水分管理)</li> <li>・不活性雰囲気セルからの払出時のNa除去の確認方策の確立</li> <li>・発火性の窒化物燃料粉末の酸化転換時の安全確保方策の確立</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・再処理施設と燃料製造施設との一体化プラントに対して合理的な設計を行うために、安全に対する考え方を統合した新たな指針を制定する必要がある。</li> </ul>
	湿式 200 t/年	代替・ 補完技 術	<ul style="list-style-type: none"> <li>・超臨界流体抽出法、パイレスプラント以外は、現行の再処理施設安全審査指針に基づいた設計が可能</li> <li>○イオン交換法: 多孔性の無機粒子等に有機抽出剤を保持または含浸させたイオン交換体を使用。溶媒を使用しないため安全性向上</li> <li>○アミン抽出法: TBP/TOA溶媒の引火点が従来のノルマルドデカンの引火点(74℃)より高く、抽出工程の温度管理は従来通りのもので対応が可能、等</li> <li>○超臨界流体抽出法: 高压容器内で固体の状態でのU/Puを超臨界CO<sub>2</sub>中へ抽出(現行の指針では高压系での取扱いは想定していない)</li> <li>○沈殿法: (シュウ酸沈殿法、過酸化水素沈殿法、水酸化物沈殿法について調査) 溶媒を使用しないので、溶媒にともなう火災・爆発の潜在的危険性はない。</li> <li>○パイレスプラント: (パイレルプラントと合理的に組み合わせる再処理プロセスとして晶析法+過酸化水素沈殿法を選定) 移動槽及び固定槽について形状寸法管理を前提とした臨界安全設計を実施</li> </ul>



表6.5.1 安全性の観点から見た再処理技術の評価(2/2)

主な設計要求事項		<ul style="list-style-type: none"> <li>・原則として現行の指針に準拠</li> <li>・各手法の安全性の特徴に配慮した設計</li> <li>・基準の合理化の検討</li> </ul>		
方式	特徴・対応状況	評価		
酸化物燃料(窒化物燃料)	酸化物電解法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・現行の湿式法を想定した「再処理施設安全審査指針」に準拠して設計</li> <li>・耐震設計については、上記指針以外に六ヶ所再処理・廃棄物事業所の耐震設計も参考にして、耐震重要度分類を設定。</li> <li>・取扱いプロセスが複雑で耐震設計での対応が困難と考えられる機器(電解装置等)には、機器単体で免震構造を採用。</li> <li>・通常運転時のバッチ処理に伴う容器蓋開放操作が必須となり、機器レベルでの負圧維持が困難となる場合があるが、これに対しては、セル内負圧を担保することで閉じ込め機能を確保。なお、セル内は空気雰囲気で使用可能。</li> <li>・設計基準事象として、現行指針の「運転時の異常な過渡変化」を対象に選定して、その発生防止対策について検討。乾式特有の事象(バッチ処理に伴うマテリアルハンドリング失敗、溶融塩等の取扱いに伴う高温運転中のバウダリ破損)や、酸化物電解法特有の事象(塩除去等で水の使用に伴う事象)するについても、これらに包絡されるとしている。</li> <li>・臨界安全性については、各工程毎に機器の特性を考慮して設計(実効増倍率を0.95に制限)。形状による防止や防止システムがプロセスに大きな負担を及ぼすものにはダブルバッチを考慮した制限値を設置(28kgHM)。</li> <li>・遮蔽設計については、プロセス機器は原則としてセルに収納し、遮蔽機能はセルで担保。エリア区分、インベントリを考慮して遮蔽厚を設定(レッド区域の遮蔽厚1500mm)</li> </ul> <p>注: 振動充填燃料製造施設との一体化プラントを対象に検討</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「運転時の異常な過渡変化」に対する事象評価と波及防止対策の検討が必要。</li> <li>・左記以外に、酸化物電解法特有の事象として塩素ガス漏洩後の機器・セルバウダリの健全性確保等があり、これらを含めた事故事象の評価が必要。</li> <li>・臨界設計についてはかなり保守的に設定されていると考えられるので、今後の詳細設計において合理化が可能と考えられる。</li> <li>・乾式再処理施設を対象とした指針の整備が必要。</li> <li>・再処理施設と燃料製造施設との一体化プラントを対象とした指針の整備が必要(特に耐震設計の整合性、共用の考え方の明確化等が必要)</li> </ul>	
	乾式法 50 t/年	金属電解法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・現行の湿式法を想定した「再処理施設安全審査指針」に準拠して設計</li> <li>・上記指針・同解説に基づき、安全上重要な施設に係わる安全機能(異常の発生防止、拡大防止、影響緩和)を分類し該当設備を設定</li> <li>・耐震設計については、上記を踏まえて耐震重要度分類を設定。</li> <li>・現行の「再処理施設安全審査指針」に適合しないこととして、脱被覆設備、電解分離設備における非密封の粉体・金属インゴットの取扱いや、陰極処理装置における坩堝交換時の開放操作等、通常運転時の機器レベルでの負圧維持が困難となる場合があるが、これに対しては、セル内負圧を担保することで閉じ込め機能を確保するとしている。</li> <li>・熱脱被覆を行うセル以外は、核物質がセル内で金属状態で取扱われるのでセル内をAr不活性雰囲気としている。</li> <li>・臨界安全性については、電解時に金属Puが単体で陰極に析出する際の境界量にダブルバッチを考慮して電解槽1基あたりの取扱量を設定(4.8kgPu)。</li> <li>・遮蔽設計については、プロセス機器は原則としてセルに収納し、遮蔽機能はセルで担保。エリア区分、インベントリを考慮して遮蔽厚を設定(遮蔽厚2000mm)</li> </ul> <p>注: 振動充填燃料製造施設との一体化プラントを対象に検討</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「運転時の異常な過渡変化」に対する事象評価と波及防止対策の検討が必要。</li> <li>・金属電解法特有の事象として塩素ガス漏洩後の機器・セルバウダリの健全性確保等があり、これらを含めた事故事象の評価が必要。</li> <li>・Arセル内で核物質が金属状態で取扱われるので、特にArセルの酸素、水分濃度の厳重な管理が必要であり、万一の機密維持失敗等に伴う金属発火(Li還元法を用いる場合も含む)等の評価が必要である。</li> <li>・乾式再処理施設を対象とした指針の整備が必要。</li> <li>・再処理施設と燃料製造施設との一体化プラントを対象とした指針の整備が必要(特に耐震設計の整合性、共用の考え方の明確化等が必要)</li> </ul>
		フッ化物揮発法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・現行の湿式法を想定した「再処理施設安全審査指針」に準拠して設計</li> <li>・耐震設計については、上記を踏まえて耐震重要度分類を設定。</li> <li>・技術的に見て想定される異常事象(臨界、火災・爆発、地震、機能低下等)を抽出し、その発生防止対策について検討。</li> <li>・原則として全てのセル、系統で常時負圧を維持。(フッ素ガス発生器では常時負圧維持ができないため、二重構造で担保)</li> <li>・本施設特有の安全上の対策としては、オフガス処理系を分離することによるフッ素ガスと水素ガスの混触防止、水素ガスのキャリアーガスとして窒素使用、耐フッ素材としてNi,Ni合金を使用、フッ化物の漏洩、配管中での凝固・析出、等について検討。</li> <li>・臨界安全性については、1日に取扱う量を工程の特性に応じて臨界制限値以下にすることを原則とする。脱被覆、フッ化、酸化物転換でダブルバッチを考慮して実効増倍率を0.97に制限して取扱い量を決定(150kgHM)。</li> <li>・遮蔽設計については、プロセス機器は原則としてセルに収納し、遮蔽機能はセルで担保。エリア区分、インベントリを考慮して遮蔽厚を設定(レッド区域の遮蔽厚2200mm)</li> <li>・コロケーションであることえお考慮して、タービンミサイルにも配慮</li> </ul> <p>注: 振動充填燃料製造施設との一体化プラントを対象に検討</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「運転時の異常な過渡変化」に対する事象評価と波及防止対策の検討が必要。</li> <li>・フッ素ガス漏洩等のプロセス特有の事故事象の評価が必要。</li> <li>・乾式再処理施設を対象とした指針の整備が必要。</li> <li>・再処理施設と燃料製造施設との一体化プラントを対象とした指針の整備が必要(特に耐震設計の整合性、共用の考え方の明確化等が必要)</li> </ul>
金属燃料	金属電解法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸化物燃料に対する金属電解法と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸化物燃料に対する金属電解法と同様</li> </ul>	

表6.5.2 乾式プラントの物量比較

項目	物量			
	酸化物電解法	金属電解法	フッ化物揮発法	金属電解法
施設規模	地下1階地上2階(3階層) 93m-58m-25mh 約134,800m <sup>3</sup> セル容積：9,200m <sup>3</sup> (再処理部4,100m <sup>3</sup> ) 建屋総容積：約350,000m <sup>3</sup>	地下1階地上3階(4階層) 93m-96m-33mh 約294,600m <sup>3</sup> セル容積：17,500m <sup>3</sup> (再処理部6,500m <sup>3</sup> ) 建屋総容積：約360,000m <sup>3</sup>	地下2階地上2階(4階層) 65m-116m-31.5mh 約238,000m <sup>3</sup> セル容積：21,300m <sup>3</sup> (再処理部2,300m <sup>3</sup> ) 建屋総容積：約280,000m <sup>3</sup>	地下1階地上3階の4階層 76m-118m-33mh 約296,000m <sup>3</sup> セル容積：6,500m <sup>3</sup> (再処理部) 建屋総容積：約360,000m <sup>3</sup>
機器数	・主要工程合計：57 燃料受入・前処理 6 再処理 27 燃料製造 24	・主要工程機器数：124 燃料受入・前処理 9 再処理 29 燃料製造 86	・主要工程機器数：63 燃料受入・前処理 7 再処理 18 燃料製造 38	・主要工程機器数：101 燃料受入・前処理 13 再処理 34 燃料製造 54
コスト分布	使用済燃料貯蔵 (建屋含む) 2% 燃料受入・前処理 9% 再処理 9% 燃料製造 9% 新燃料貯蔵 (建屋含む) 2% 廃棄物処理・貯蔵 39% 建屋等共通部 (再処理・燃料製造) 30%	使用済燃料貯蔵 (建屋含む) 5% 燃料受入・前処理 2% 再処理 16% 燃料製造 18% 新燃料貯蔵 (建屋含む) 3% 廃棄物処理・貯蔵 17% 建屋等共通部 (再処理・燃料製造) 39%	使用済燃料貯蔵 (建屋含む) 4% 燃料受入・前処理 11% 再処理 10% 燃料製造 11% 新燃料貯蔵 (建屋含む) 4% 廃棄物処理・貯蔵 16% 建屋等共通部 (再処理・燃料製造) 44%	使用済燃料貯蔵 (建屋含む) 5% 燃料受入・前処理 2% 再処理 20% 燃料製造 14% 新燃料貯蔵 (建屋含む) 3% 廃棄物処理・貯蔵 20% 建屋等共通部 (再処理・燃料製造) 36%
備考	・使用済燃料貯蔵施設、新燃料貯蔵施設、廃棄物処理施設、廃棄物貯蔵施設は別建屋とし、高レベルガラス固化施設は一体化施設内。 ・リサイクルシステムは五施設建屋で構成。	・使用済燃料貯蔵施設、新燃料貯蔵施設は共用施設で別建屋。廃棄物処理・貯蔵設備は一体化施設内。 ・リサイクルシステムは二施設建屋で構成	・使用済燃料貯蔵施設は別建屋。新燃料貯蔵施設(建屋外)に出し使用済燃料貯蔵施設と共用建屋にした場合も検討、廃棄物処理・貯蔵設備は一体化施設内。 ・リサイクルシステムは二施設建屋で構成	・使用済燃料貯蔵施設、新燃料貯蔵施設は共用施設で別建屋。廃棄物処理・貯蔵設備は一体化施設内。 ・リサイクルシステムは二施設建屋で構成

表6.5.3 経済性の観点から見た再処理システムの評価

主な設計要求事項		<ul style="list-style-type: none"> <li>・軽水炉サイクルと競合可能な経済性</li> <li>・プロセスの簡素化、機器のコンパクト化による経済性向上</li> </ul>		
方式		特徴	評価	
酸化 物燃料 (窒 化物燃料)	湿式法 200t/年	先進湿式法 <ul style="list-style-type: none"> <li>・簡素化溶媒抽出法については一体化プラント建設費のうち再処理（再処理付帯を含む）が約30%，燃料製造が約20%，共通的部分が約50%を占める。操業費は建設費の約5%である。</li> <li>・晶析併用により、数%の一体化プラント建設費の低減が期待できる。</li> <li>・SETFICS/TRUEX法の付加に伴う建設費の増加は一体化プラントの10数%。</li> <li>・窒化物燃料への適用の場合には再処理設備費は約20%増加する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・目標とする経済性を達成できる可能性がある判断。</li> <li>・平成12年度に設計、経済性評価の詳細化を行う。</li> </ul>	
		代替・補完技術 <ul style="list-style-type: none"> <li>・イオン交換、アミン抽出；U/Pu/Np回収としての建設費は簡素化溶媒抽出と同程度、SETFICS/TRUEX法の代替法として経済性向上が期待できる。</li> <li>・超臨界直接抽出；簡素化溶媒抽出に比べ建設費10数%低減の可能性がある。</li> <li>・パイプレスプラント（晶析法+過酸化沈殿法）；セル容積、施設規模の縮小の可能性がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・経済性向上に寄与できる可能性がある判断。</li> <li>・平成12年度に設計、経済性評価の詳細化を行う。</li> </ul>	
	乾式法 50t/年	酸化物電解法 <ul style="list-style-type: none"> <li>・5つの独立建屋から構成のため、主施設に比して建屋総容積が大きい傾向</li> <li>・廃棄物処理・貯蔵が独立建屋であるため総建設費に対する構成比が大きい傾向</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料製造が3ラインの独立セルにわかれているため燃料製造の機器数が多い傾向</li> <li>・総建設費に占める燃料製造の構成比が大きい傾向</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・目標とする経済性を達成できる可能性がある判断。</li> <li>・平成12年度に設計、経済性評価の詳細化を行う。</li> </ul>
		金属電解法 <ul style="list-style-type: none"> <li>・基本的には各工程1基の機器を配管で接続したプロセスのため再処理の機器数が少ない傾向</li> <li>・建屋総容積が比較的小さい傾向</li> </ul>		
フッ化物揮発法 <ul style="list-style-type: none"> <li>・酸化物燃料を対象とした金属電解法と比較すると、前処理工程が簡素化されるため、機器数、建屋容積などは小さくなる傾向。</li> <li>・射出成型法により燃料製造ラインが簡素化され、燃料製造の構成比は小さくなる傾向</li> </ul>				
金属燃料	金属電解法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸化物燃料を対象とした金属電解法と比較すると、前処理工程が簡素化されるため、機器数、建屋容積などは小さくなる傾向。</li> <li>・射出成型法により燃料製造ラインが簡素化され、燃料製造の構成比は小さくなる傾向</li> </ul>		

表 6.5.4 資源有効利用性の観点から見た再処理技術の特徴

主な設計要求事項			・ U、TRU のロス の低減 <sup>注1)</sup>	評価
湿式法	酸化物燃料	先進湿式法	<ul style="list-style-type: none"> <li>抽出の主工程において、U/Pu/Np を共回収するプロセスにより、Np の回収を図った。</li> <li>また、共除染工程の廃液に含まれる Am、Cm については、CMPO 溶媒を用いた TRUEX および、これをベースに希土類との分離を目的として JNC が開発した SETFICS プロセスの組み合わせを検討した。</li> <li>以上より各 TRU に対し、99%以上の回収率を確保。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>TRUEX および SETFICS については基礎試験データはあり、技術的には達成可能と評価。</li> <li>工程追加による経済性とのトレードオフの評価必要。</li> <li>希土類元素の除染が更に必要である場合には、ハイブリッド化等のオプションも考えられる。</li> </ul>
		代替・補完技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>イオン交換法、アミン抽出法、超臨界流体抽出法、沈殿法及びパイプレスプラントについては暫定的なロス率を仮定してプロセスを構築した。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>イオン交換法、アミン抽出法は TRU 回収法としての可能性があるが、基礎試験によるデータ整備が必要。</li> </ul>
乾式法		酸化物電解法	<ul style="list-style-type: none"> <li>主工程においては、Np は U に同伴する。</li> <li>通常は廃棄物側へ移行する Am、Cm については、絞り電解を行うことにより回収するプロセスを検討した。</li> <li>電解の理論計算により、Pu、Np、Am に対し、99%以上、Cm に対しては 95%以上、TRU 全体に対しては 99%以上回収可能と評価した。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>絞り電解については、理論計算による評価であり、析出物の密着性等理論的に予測できない点についての挙動評価の基礎試験が必要。</li> </ul>
		金属電解法	<ul style="list-style-type: none"> <li>金属電解法は Pu を U と共に液体 Cd 陰極に回収するが、この際、原理的に Np、Am、Cm が同伴されるため、主プロセスでの回収率が高い。</li> <li>主工程での TRU 回収率は約 90%。</li> <li>交流型接触器を用いた還元抽出工程により、塩中に残留する TRU を回収し、各 TRU の回収率として 99%以上を確保できると評価した。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>分配の基礎データから、達成可能と評価されるが、実用上の回収率確保の確認を要する。</li> </ul>
		フッ化物揮発法	<ul style="list-style-type: none"> <li>通常のフッ化工程では、Np は U に同伴する。</li> <li>また、これまでのフッ化物揮発法の範疇では、Am、Cm はアルミナ溶媒にほぼ 100%残留し、廃棄物側へ移行する。</li> <li>このため、廃アルミナ媒体から、フッ化物溶融塩及び硝酸を用いた回収工程を付加することにより、各 TRU の回収率として 99%以上確保できると評価した。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Np 挙動、フッ化物溶融塩における挙動等は文献情報を基に評価したが、基礎試験による確認が必要。</li> </ul>
	金属燃料	金属電解法	<ul style="list-style-type: none"> <li>金属電解法は Pu を U と共に液体 Cd 陰極に回収するが、この際、原理的に Np、Am、Cm が同伴されるため、主プロセスでの回収率が高い。</li> <li>交流型接触器を用いた還元抽出工程により、塩中に残留する TRU を回収し、各 TRU の回収率として 99%以上を確保できると評価した。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>分配の基礎データから、達成可能と評価されるが、実用上の回収率確保の確認を要する。</li> </ul>

注1) もう一つの視点である、冷却期間の短縮化については、検討は次年度。

表6.5.5 環境負荷低減の観点から見た再処理技術の評価 (1/2)

方式	燃料形態	分離技術	主な設計要求事項		軽水炉(MA)混入の影響評価 次年度検討	評価
			廃棄物発生量低減、処理性の向上	MA、FP回収率向上の検討		
湿式法 200t/年	酸化物燃料 (窒化物燃料)	先進湿式法	<p>廃棄物発生量(詳細は次年度検討)</p> <p>ガラス固化体: 60m<sup>3</sup>/年 (TVF相当)</p> <p>TRU/高βγ相当: 200m<sup>3</sup>/年</p> <p>中低レベル: 120 + α m<sup>3</sup>/年</p> <p>窒化物燃料対応についてボンボ材、<sup>15</sup>N濃縮の組合せにより廃棄物は増加する方向</p>	<p>TRU回収(SETFICS+TRUEx) 99%以上</p> <p>FP回収 次年度検討</p>	<p>廃棄物発生量は従来法(PUREX法)と同程度である。</p> <p>湿式法の廃棄物処理に係る廃棄物減容固化技術開発が別途進められており、更に低減される可能性はある。</p> <p>TRU回収率の基礎データはあるものの、更なる回収率向上を達成するため、ハイブリッド化を含むシステムでの最適化や実証試験が必要である。</p> <p>窒化物燃料対応について、<sup>15</sup>C廃棄物の発生量がクリティカルであり、その補算方法や容積の小さな固化体への処理技術開発が必要となる。</p>	
		代替・捕完技術	<p>イオン交換法</p> <p>高レベル廃液は上記先進湿式法の約3倍</p> <p>その他として硝酸廃液、廃イオン交換体あり</p> <p>廃溶媒なし</p> <p>アミン抽出法</p> <p>廃液、廃溶媒は先進湿式法より減少するが処分体発生量として同程度と推定</p> <p>超臨界流体抽出法</p> <p>FPの殆どはスラリー状の廃棄物として回収</p> <p>沈殿法</p> <p>不明</p> <p>バイプレスプラント</p> <p>不明</p>	<p>イオン交換法</p> <p>不明</p> <p>アミン抽出法</p> <p>TRU回収溶媒としての可能性あり</p> <p>超臨界流体抽出法</p> <p>不明</p> <p>沈殿法</p> <p>Csを水酸化沈殿物として回収可能</p> <p>バイプレスプラント</p> <p>不明</p>		<p>上記先進湿式法と併用することでTRU/高βγ廃棄物あるいは中低レベル廃棄物の低減可能性がある。</p> <p>経済性や技術的成立性を判断するデータが乏しく、基礎試験により取り込みに必要なデータを揃えなければならない。</p>
乾式法 50t/年	酸化物燃料 (窒化物燃料)	酸化物電解法	<p>廃棄物発生量(詳細は次年度検討)</p> <p>リン酸ガラス固化体: 40本/年(9m<sup>3</sup>/年)</p> <p>硼硅酸ガラス固化体: 146本/年(22m<sup>3</sup>/年、現行仕様相当*)</p> <p>NiM合金固化体: 16本/年(0.08m<sup>3</sup>/年-5倍希釈)</p> <p>注: 振動充填燃料製造との一体化</p>	<p>TRU回収(標準) 99%以上</p> <p>TRU/FP積極回収 次年度検討</p>	<p>廃棄物発生量は乾式法のなかでも多く減容固化技術開発は必須である。</p> <p>ただし、プロセスデータが十分でないため、廃棄物発生量の精度良い同定は難しく、プロセスデータの拡充や廃棄物減容技術開発の必要がある。</p>	
		金属電解法	<p>&lt;塩浴還元法プラント&gt;</p> <p>廃棄物発生量(詳細は次年度検討)</p> <p>硼硅酸ガラス固化体: 67本/年(10m<sup>3</sup>/年、現行仕様相当*)</p> <p>交換品等固体廃棄物: 5.4t/年</p> <p>集合体構造材廃棄物: 約0.3t/集合体</p> <p>&lt;Li還元法プラント&gt;</p> <p>廃棄物発生量(詳細は次年度検討)</p> <p>硼硅酸ガラス固化体: 14本/年(2m<sup>3</sup>/年、現行仕様相当*)</p> <p>塩廃棄物処理体: 約350本/年(70L+HIP相当)</p> <p>ハル廃棄物: 約1t/年</p> <p>交換品等固体廃棄物: 2.8t/年</p> <p>集合体構造材廃棄物: 約0.3t/集合体</p> <p>&lt;製造施設廃棄物&gt;</p> <p>交換品等固体廃棄物: 2.9t/年</p>	<p>&lt;塩浴還元法プラント&gt;</p> <p>TRU回収(標準) 99%以上</p> <p>&lt;Li還元法プラント&gt;</p> <p>TRU回収(標準) 99%以上</p> <p>TRU/FP積極回収 次年度検討</p>		<p>廃棄物発生量は酸化物電解法よりも少ない。ただし、プロセスデータが十分でないため、廃棄物発生量の精度良い同定は難しい。</p> <p>プロセスデータの拡充や廃棄物減容技術開発が必要である。</p> <p>また、ガラス固化体発生量の観点から、塩浴還元法よりも還元法の方が魅力的であるが、その代わりに塩廃棄物(人工鉱物固化体)が発生するため、基礎データを取得し精度を向上するとともに他の開発目標や処分とのバランスを考慮する必要がある。</p>

\*: 現行仕様、現在、高レベル放射線性廃棄物処分想定されている代表的ガラス固化体の仕様

表6.5.5 環境負荷低減の観点から見た再処理技術の評価 (2/2)

主な設計要求事項				評価	
方式	燃料形態	分離技術	軽水炉(MA)混入の影響評価 次年度検討		
乾式法 50t/年	酸化物燃料 (窒化物燃料)	分離技術 フッ化物揮発法	<p>廃棄物発生量低減、処理性の向上</p> <p>&lt;基準プラント&gt;                      廃棄物発生量(詳細は次年度検討)                      硼酸ガラス固化体:115本/年(17m<sup>3</sup>/年)                      ハル廃棄物:12m<sup>3</sup>/年                      集合体構造材廃棄物:112m<sup>3</sup>/年                      その他:7+αm<sup>3</sup>/年</p> <p>&lt;TRU/FP積極的回収プラント&gt;                      廃棄物発生量(詳細は次年度検討)                      硼酸ガラス固化体:62本/年(9m<sup>3</sup>/年、固化体合理化)                      ハル廃棄物:12m<sup>3</sup>/年                      集合体構造材廃棄物:112m<sup>3</sup>/年                      その他:11+αm<sup>3</sup>/年</p> <p>注:振動充填燃料製造との一体化</p>	<p>MA, FP回収率向上の検討</p> <p>&lt;標準プラント&gt;                      TRU回収                      Pu 99%以上/Np 65%                      &lt;TRU/FP積極的回収プラント&gt;                      TRU回収                      99%以上                      FP回収                      I 99.9%                      Tc 98%程度                      (MgF<sub>2</sub>トランプ後熱処理)                      Cs 94%(揮発回収)                      Sr 99.9%以上(クワンエンテル法)</p>	<p>評価</p> <p>廃棄物発生量は酸化物電解法よりも少ない。ただし、プロセスデータは上記の乾式法とくらべて非常に少なく、左欄の誤差も大きいと考えられる。                      他の乾式同様プロセスデータの拡充や廃棄体減容技術開発の必要がある。                      TRU/FP回収の可能性はあり、環境負荷低減に対する効果も期待できる。                      上記の定量的な評価には、TRU/FP回収の基礎データ取得とプロセス実証は重要である。</p>
		分離技術 金属電解法	<p>廃棄物発生量(詳細は次年度検討)                      塩廃棄物処理体:約230本/年(75L-HIP缶相当)                      その他:約340本/年(200L缶相当)</p> <p>注:射出成形燃料製造との一体化</p>	<p>TRU回収(標準)                      99%以上                      TRU/FP積極回収                      次年度検討</p>	<p>上記乾式法でのガラス固化体の代わりとして、多量に発生する塩廃棄物量の低減技術開発は必要である。                      ただし、プロセスデータが十分でないため、廃棄物発生量の同定は難しく、左欄の誤差は大きく、他の乾式同様プロセスデータの拡充や廃棄体減容技術開発の必要がある。</p>

表6.5.6 再処理システムに関する核拡散抵抗性の評価

燃料形態	方式	検討技術	設計要求事項		査察対応	評価
			純粋Puの単独存在なし	核防/保障措置		
酸化物・窒化物燃料	湿式再処理法	先進湿式	U/Pu/Npを低除染で共回収する。	盗取魅力度の低い製品形態であり、現行保障措置概念の適用が可能である。	現状では評価に耐える具体的な設計を行う段階に至っていない。 低除染化に伴い査察活動が困難になる、あるいは分析精度が低下すると言った課題が抽出される。	査察対応は今後の課題。他の設計要求はほぼ満足。 査察対応は今後の課題。パイプレスプラントには固有の課題あり。他法は先進湿式と同様。
		代替補完技術 (パイプレスプラント)	同上。	盗取魅力度の低い製品形態であるが、パイプレスプラントでは封じ込め/監視機能の強化が必要となる。		
	乾式再処理法	酸化物電解法	U/Puを共電解析出させ、低除染係数で回収する。	盗取魅力度の低い製品形態であるが、入量計量手法を含む保障措置概念の確立が必要となる。また、封じ込め/監視機能の強化が必要である。	再処理/製造では検知時間に違いがあるため、一体化プラント検討ではその考え方の整理が必要となる。 MAの査察対象化、その他の国際動向について注意し、適切に設計対応を図る必要がある。	査察対応は今後の課題。入量計量その他、保障措置に関する課題について、簡素なプロセスの特徴を書さない解決策の検討が必要。
		金属電解法	U/TRUを低除染係数で共電解析出し回収となる。	盗取魅力度の低い製品形態である。入量計量手法を含む保障措置概念の確立が必要となる。		
金属燃料		フッ化物揮発法	U/Puを共フッ化および転換することとしており、低除染係数での回収となる。	盗取魅力度の低い製品形態である。入量計量手法を含む保障措置概念の確立が必要となる。		査察対応は今後の課題。また保障措置に関する課題あり。Cm共存等から金属Puへの懸念は軽減。
		金属電解法	U/TRUを低除染係数で共電解析出し回収する。Cmも同伴する。	盗取魅力度の低い製品形態であるが、保障措置概念の確立、封じ込め/監視機能の強化が必要である。		

表6.5.7 再処理システムの設計評価

		再処理システム			
		湿式法		乾式法	
		酸化物燃料(*)			
		酸化物電解法		金属電解法	
		先達湿式法		フッ化物揮発法	
		金属電解法		金属燃料	
安全性	<ul style="list-style-type: none"> <li>原則として現行の指針類に準拠</li> <li>各手法の安全上の特徴に配慮した設計</li> <li>基準の合理化の検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>現行指針に基づいて設計を実施</li> <li>現行指針内で建設可能な技術と評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>現行指針をベースに、乾式施設特有の考え方を整理。機器耐震性やセル内雰囲気扱いに対する注意が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>現行指針をベースに、乾式施設特有の考え方を整理。水素、フッ素の使用に対する配慮が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>現行指針をベースに、乾式施設特有の考え方を整理。機器耐震性やセル内雰囲気制御に対する注意が必要</li> </ul>
経済性	<ul style="list-style-type: none"> <li>軽水炉サイクルと競争可能な経済性</li> <li>プロセスの簡素化、機器のコンプクト化</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>200tHM/y施設(燃料製造一体型)の概念を構築し、建設費および操業費を推定。コスト目標をほぼ満たす</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>各方式について50tHM/y施設(振動充填燃料あるいは射出成型との一体型)の概念を構築したが、設計条件の不統一、異なる見積もりペース等のため、意味ある建設費の推定に至っていない。これら条件の整合をとり、建設費を明らかにすることが急務である。操業費の推定は未着手であり、2000年度の課題である</li> </ul>		
資源有効利用性	<ul style="list-style-type: none"> <li>U、TRUのロス低減</li> <li>冷却期間短縮の検討(次年度検討)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>TRU回収工程追加により99%以上の回収率確保が可能と評価</li> <li>経済性とのトレードオフ評価が必要であるが、技術的には達成可能と評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>TRU還元抽出工程によりTRUの99%以上の回収率を確保</li> <li>分配基礎データから達成可能と評価されるが、選用上の回収率の確認が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>TRU還元抽出工程からの回収率を確保</li> <li>分配基礎データから達成可能と評価されるが、選用上の回収率の確認が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>揮発物処理工程での回収によりTRUの99%以上の回収率を確保</li> <li>分配基礎データから達成可能と評価されるが、選用上の回収率の確認が必要</li> </ul>
環境負荷低減性	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物発生量低減、処理性の向上</li> <li>MA、FP回収率向上の検討</li> <li>MA混入の影響評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>高レベル、高βγ/TRU廃棄物発生量は従来法と同等と評価(ガラス固化体60m<sup>3</sup>/年発生)</li> <li>廃棄物発生量低減のためのプロセス合理化(ハイブリッド化等)の検討</li> <li>→廃棄物減容固化技術の適用</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガラス固化体は約27m<sup>3</sup>/年発生と概略評価</li> <li>→プロセスデータの取得と精度良い廃棄物発生量同定が必要</li> <li>→廃棄物減容固化技術の開発が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>塩溶塩化法ではガラス固化体は約10m<sup>3</sup>/年発生と概略評価</li> <li>1選用法ではガラス固化体は約2m<sup>3</sup>/年発生、人工鉱物固化体は約3.50本・70L/年発生と概略評価</li> <li>→プロセスデータの取得と精度良い廃棄物発生量同定が必要</li> <li>→廃棄物減容固化技術の開発が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>TRU/FP積戻回収の場合、ガラス固化体は約9m<sup>3</sup>/年、人工鉱物固化体は約230本・75L/年/年発生と概略評価</li> <li>→プロセスデータの取得が必要(乾式のなかでも不明な部分多い)</li> <li>→プロセスを裏証するとともに廃棄物減容固化技術の開発が必要</li> </ul>
核拡散抵抗性	<ul style="list-style-type: none"> <li>純粋なPuが単独に存在しないこと</li> <li>核物質防護、保護措置の対応を考慮した設計</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Puを単独でなく、Noと共抽出するプロセスフローを採用</li> <li>→低放射化により、査察困難等の課題あり</li> <li>→全体として目標達成の見通しありと評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Puを単独でなくNoと共に抽出するプロセスフローを採用。低放射化により、査察困難等の課題あり。計量管理を含めたためた確保措置上の課題が指摘されており、解決に向けた技術開発を含む検討が必要</li> </ul>		
技術成立性	<ul style="list-style-type: none"> <li>技術課題の抽出、重要度分類</li> <li>開発計画の策定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>晶析法やTRU回収プロセスに課題は残るが、成立性は高い</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>晶析法やTRU回収プロセスに課題は残るが、成立性は高い</li> <li>→今後の蓄積が今後必要となる</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>他法に比べ技術レベルは低い。ロシア情報の活用により今後の完成が期待できる</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ANLの技術をベースとしており、成立性は高い</li> </ul>



表6.5.8 安全性の観点から見た燃料製造技術の評価 (1/2)

主な設計要求事項		<ul style="list-style-type: none"> <li>・原則として現行の指針に準拠</li> <li>・各手法の安全性の特徴に配慮した設計</li> <li>・基準の合理化の検討</li> </ul>	
方式		特徴・対応状況	評価
酸化 物 燃 料 ( 窒 化 物 燃 料 )	ペレット法	<p>&lt;簡素化ペレット(グローブボックスでの製造)&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現行はMOX加工施設を対象とした安全審査指針がないため、現行の再処理施設安全審査指針、ウラン加工施設安全審査指針を参考に、Pu燃第3開発室の設計に概ね準拠し、臨界、遮蔽、熱、耐震、閉じ込め、火災・爆発等について検討。</li> <li>・臨界設計:分析工程以外は乾式での質量又は形状管理。分析工程ではダブルパッチを考慮した湿式での質量管理。</li> <li>・遮蔽設計:年間の被ばく線量当量限度の目標値を20mSv/年。GBパネル(30wt%鉛含アクリル製)の厚さをMAを取扱わない場合は50mmに設定。MAを取扱う場合は100mmに増強しても取扱い核種、量等に制約あり。</li> <li>・熱設計:GB内の設備表面温度を60℃以下に保持。</li> <li>・耐震設計:再処理施設安全審査指針等に準拠し、設備毎に重要度分類を行い評価(耐震重要度Aクラスを最上位として分類)</li> <li>・閉じ込め:管理区域区分ごとの差圧管理。万一のグローブの破損を想定した場合にもポート面速維持。</li> <li>・火災・爆発:爆発下限値を考慮して焼結炉の雰囲気ガスを4%H<sub>2</sub>-Ar</li> </ul> <p>・窒化物燃料の粉末は常温で発火性のため、不活性雰囲気下での取り扱いが必要</p> <p>・Naボンド型燃料を採用する場合、ピン加工組立てについても不活性雰囲気下での取り扱いが必要</p>	<p>&lt;簡素化ペレット(グローブボックスでの製造)&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・MOX加工施設を対象とした安全審査指針の整備が必要。</li> <li>・Pu燃第3開発室の設計・建設・運転経験等をベースにした安全設計を行っており、早期実現可能性が高いものである。</li> <li>・窒化物燃料粉末や、ボンドNaのような常温発火性の核物質を大量に取扱う場合には、グローブボックスより高度な包蔵性を有したセル構造等が求められる可能性が高い。また、発生廃棄物に対しても酸化処理等の安定化処理が必要。</li> </ul>
	湿式法	<p>&lt;簡素化ペレット(セルでの製造)&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現行の再処理施設安全審査指針等を参考に設計</li> <li>・臨界安全、MA/FP含有燃料の前壊熱による発熱、遮蔽等について検討</li> <li>・臨界安全に関しては、Pu富化度調整工程、脱硝工程等では燃料を溶液状態で取扱うことを考慮して、臨界管理方法は形状管理としている。また、脱硝後の工程では酸化物の粉体、焼結体での取扱いであることを踏まえて、臨界管理方法は形状管理及び質量管理の組合せとしている。</li> <li>・MAが5%/HM混入した場合(0.3%Np,4.3%Am,0.4% Cm)の前壊熱による発熱(約半分はCmによる)の影響について評価している。成型ホッパー等では再酸化抑制温度(70℃以下)を越える部分があり、セル内を不活性ガス雰囲気中に保持する必要がある。また、成型ホッパーの中心部温度が670℃、集合体を横置きで自然対流で除熱した場合740℃に達すると評価されている。</li> <li>・遮蔽機能は原則セル壁で担保</li> </ul> <p>・注:単独立地と再処理施設との一体化プラントについて検討</p>	<p>&lt;簡素化ペレット(セルでの製造)&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低除染のTRU燃料加工施設を対象とした安全審査指針の整備が必要。</li> <li>・低除染TRU燃料の発熱を考慮して、製品の品質保証の観点も含めて、製造限界を明確にする必要がある。</li> <li>・再処理施設と燃料製造施設との一体化プラントに対して合理的な設計を行うために、安全に対する考え方を統合した新たな指針を制定する必要がある。(耐震設計、安全重要度機器の共有化の検討)</li> </ul>
	振動充填法	<p>&lt;湿式ゲル化法&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現行の再処理施設安全審査指針等を参考に設計</li> </ul> <p>・注:再処理施設との一体化プラントについて検討</p>	<p>&lt;湿式ゲル化法&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・粒子体系、MA混在の影響、中性子相互干渉等を考慮した臨界設計が必要</li> <li>・MAの発熱、遮蔽対策が必要</li> <li>・ペレットと同様の質量臨界管理により、移動操作の異常防止管理の適用が可能。</li> <li>・特有の課題として、硝酸アンモニウムなどの爆発性危険物の回収、処理の対応が必要</li> <li>・再処理施設と燃料製造施設との一体化プラントに対して合理的な設計を行うために、安全に対する考え方を統合した新たな指針を制定する必要がある。(耐震設計、安全重要度機器の共有化の検討)</li> </ul>

表6.5.8 安全性の観点から見た燃料製造技術の評価(2/2)

主な設計要求事項		<ul style="list-style-type: none"> <li>・原則として現行の指針に準拠</li> <li>・各手法の安全性の特徴に配慮した設計</li> <li>・基準の合理化の検討</li> </ul>	
方式		特徴・対応状況	評価
酸化物燃料(窒化物燃料)	乾式 振動充填法	<p>&lt;酸化物電解法&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現行の「再処理施設安全審査指針」、「ウラン加工施設安全審査指針」を参考にして設計</li> <li>・耐震設計については、耐震重要度分類を顆粒分級、混合、振動充填等の主要機器はBクラス、端柱溶接以降の組立工程ではCクラスに設定。</li> <li>・設計基準事象として、現行指針の「運転時の異常な過渡変化」を対象に選定して、その発生防止対策について検討。酸化物電解法特有の事象としては、Uゲッター使用による火災拡大等があるが、これも上記に包絡されるとしている。</li> <li>・火災の拡大防止は、温度・酸素濃度監視とインターロック装備、密封容器への収納を考慮。</li> <li>・臨界安全性については、各工程毎に機器の特性を考慮して設計(実効増倍率を0.95に制限)。形状による防止や防止システムがプロセスに大きな負担を及ぼすものにはダブルバッチを考慮した制限値を設置(28kgHM)。振動充填燃料集合体は臨界制限とは関係なく、作業上1集合体を制限値とする。</li> <li>・外部電源喪失について、安全上重要な設備の監視、無停電電源によるインターロック機能、非常用電源設備により対応。</li> </ul> <p>注:振動充填燃料製造施設との一体化プラントを対象に検討</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「運転時の異常な過渡変化」に対する事象評価と波及防止対策の検討が必要。</li> <li>・臨界設計についてはかなり保守的に設定されていると考えられるので、今後の詳細設計において合理化が可能と考えられる。</li> <li>・低除染TRU燃料の振動充填燃料製造施設を対象とした指針の整備が必要。</li> <li>・再処理施設と燃料製造施設との一体化プラントを対象とした指針の整備が必要(特に耐震設計の整合性、共用の考え方の明確化等が必要)</li> </ul>
		<p>&lt;金属電解法&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現行の「再処理施設安全審査指針」、「ウラン加工施設安全審査指針」を参考にして設計</li> <li>・上記指針・同解説に基づき、安全上重要な施設に係わる安全機能(異常の発生防止、拡大防止、影響緩和)を分類し該当設備を設定</li> <li>・耐震設計については、上記を踏まえて耐震重要度分類を設定しているが、機能喪失により外部に放散する可能性のあるもの等としてAクラスに設定</li> </ul> <p>注:振動充填燃料製造施設との一体化プラントを対象に検討</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本的に現行指針の適用に問題はなく、今後の設計フェイズで対応可能と評価。</li> <li>・耐震重要度分類として、燃料製造設備を全てAクラスとしているが、他の燃料製造法と異なるので検討指針が必要。</li> <li>・低除染TRU燃料の振動充填燃料製造施設を対象とした指針の整備が必要。</li> <li>・再処理施設と燃料製造施設との一体化プラントを対象とした指針の整備が必要(特に耐震設計の整合性、共用の考え方の明確化等が必要)</li> </ul>
		<p>&lt;フッ化物揮発法&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現行の「再処理施設安全審査指針」、「ウラン加工施設安全審査指針」を参考にして設計</li> <li>・耐震設計については、上記を踏まえて耐震重要度分類を設定。燃料製造施設は、放射性物質の内蔵施設で、Aクラス以外の施設としてBクラスに設定。</li> <li>・技術的に見て想定される異常事象(臨界、火災・爆発、地震、機能低下等)を抽出し、その発生防止対策について検討。</li> <li>・本施設特有の安全上の対策としては、オフガス処理系を分離することによるフッ素ガスと水素ガスの混触防止、水素ガスのキャリアーガスとして窒素使用、耐フッ素材としてNi<sub>3</sub>Ni合金を使用、フッ化物の漏洩、配管中での凝固・析出、等について検討。</li> <li>・臨界安全性については、1日に取扱量を工程の特性に応じて臨界制限値以下にすることを原則とする。酸化物転換で共存する水の量とダブルバッチを考慮して実効増倍率を0.97に制限して取扱量を決定(150kgHM)。</li> </ul> <p>注:振動充填燃料製造施設との一体化プラントを対象に検討</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水素、フッ素の酸素との混合を避けたオフガス処理系の分離とうの工程設計が必要。</li> <li>・HF漏洩時のアルミナ吸着による局所排気設計が必要</li> <li>・低除染TRU燃料の振動充填燃料製造施設を対象とした指針の整備が必要。</li> <li>・再処理施設と燃料製造施設との一体化プラントを対象とした指針の整備が必要(特に耐震設計の整合性、共用の考え方の明確化等が必要)</li> </ul>
金属燃料	鑄造法	<p>&lt;金属電解法&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・基本的に酸化物燃料に対する金属電解法と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸化物燃料に対する金属電解法と同様</li> <li>・鑄造法製造施設を対象とした指針の整備が必要。</li> <li>・再処理施設と燃料製造施設との一体化プラントを対象とした指針の整備が必要(特に耐震設計の整合性、共用の考え方の明確化等が必要)</li> </ul>

表6.5.9 燃料製造設備の建設費の分布

	簡素化ペレット法		振動充填法				鑄造法
	セル製造 (200t/y独立型)	セル製造 (200t/y一体型)	湿式法 (200t/y一体型)	酸化物電解法 (50t/y一体型)	金属電解法 (50t/y一体型)	フッ化物揮発法 (50t/y一体型)	
燃料製造設備 *1	50	50	60	50	50	50	50
ユーティリティ ・共通設備 *1	10	25	20	25	30	10	30
建物・電気系 換気・空調系 *1	40	25	20	25	20	40	20
 燃料製造 ユーティリティ ・共通	 燃料製造 ユーティリティ ・共通 セル製造 セル製造	 燃料製造 ユーティリティ ・共通 湿式法 酸化物電解法	 燃料製造 ユーティリティ ・共通 酸化物電解法 金属電解法	 燃料製造 ユーティリティ ・共通 金属電解法 フッ化物揮発法	 燃料製造 ユーティリティ ・共通 フッ化物揮発法 射出成型法	 燃料製造 ユーティリティ ・共通 射出成型法 鑄造法	
一体型施設の場合の製造施設分の割合 *2	—	40	40	20	33	25	25

\*1 燃料製造施設建設費全体に対して各設備の建設費が占める割合, %  
 \*2 一体型施設建設費全体に対して燃料製造施設建設費が占める割合(按分), %

表6.5.10 経済性の観点から見た燃料製造システムの評価

主な設計要求事項		<ul style="list-style-type: none"> <li>・軽水炉サイクルと競合可能な経済性</li> <li>・プロセスの簡素化、機器のコンパクト化による経済性向上</li> </ul>		
方式		特徴	評価	
酸化物燃料 (窒化物燃料)	湿式法	ペレット法 (GB製造)	<p>ショートプロセスの採用により、従来プロセスに比べてペレット製造工程を1/3程度に削減でき、追従効果として搬送系設備の削減、粉末等の保管庫スペースの削減が図れる。その結果、建屋は従来法よりコンパクトになり、建設費は2/3程度となる。工程数の減少は運転員の削減、廃棄物発生量の低減、保守時間の削減、給排気設備の容量小型化等にも効果があり、運転費についても2/3程度まで削減できる。暫定条件による製造単価は50トン/年規模で約17万円/kgHMとなる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・目標とする経済性を達成できる可能性があると判断。</li> <li>・平成12年度に設計、経済性評価の詳細化を行う。</li> </ul>
		ペレット法 (セル製造)	<p>一体化プラントの建設コストの分布は、再処理設備費が約3/10、燃料製造主要設備費が約2/10、ユーティリティ・共通設備・建屋は約5/10となり、燃料製造設備分は、按分により約4/10となった。 燃料製造単独プラントの建設コストの分布は、200tHM/y/50tHM/yのいずれも、燃料製造主要設備費は約1/2、ユーティリティ・建屋が約1/2となった。200tHM/yと50tHM/yの建設コスト比は約2倍となり、プラント能力比の0.5乗に比例する結果となった。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・目標とする経済性を達成できる可能性があると判断。</li> <li>・平成12年度に設計、経済性評価の詳細化を行う。</li> </ul>
		振動充填法	<p>一体化プラントの建設コストの分布は、類似施設の過去の実績から評価すると、燃料製造設備費は全体の約1/4を占め、残りは再処理設備費が約1/3、ユーティリティ・共通設備費が約5/12となる。運転コストは、人件費、定検費、補修費、部材費に区分され、それぞれ約1/10（燃料製造はそのうちの約1/4）、約1/4、約1/4、約2/5となる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・目標とする経済性を達成できる可能性があると判断。</li> <li>・平成12年度に設計、経済性評価の詳細化を行う。</li> </ul>
	乾式法	酸化物電解法 振動充填法	<p>一体化プラントの建設コストの分布は、メーカーの過去の製作、建設実績から評価すると、燃料製造設備費は全体の約1/6を占め、残りは再処理設備費が約1/3、共通設備と工程管理費が約1/2となる。運転コストは、人件費、材料費等に区分され、それぞれ約1/5（燃料製造はそのうちの約1/5）、約4/5となる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・目標とする経済性を達成できる可能性があると判断。</li> <li>・平成12年度に設計、経済性評価の詳細化を行う。</li> </ul>
		金属電解法 振動充填法	<p>一体化プラントの建設コストの分布は、設計結果からの機器の積み上げにより評価すると、燃料製造設備費は全体の約1/5を占め、残りは再処理設備費が約1/5、付帯設備費が約1/5、共用設備費が約2/5となる。運転コストは、次年度評価の予定。</p>	
		フッ化物揮発法 振動充填法	<p>一体化プラントの建設コストの分布は、再処理設備費が約3/7、燃料製造主要設備費が約1/7、ユーティリティ・共通設備・建屋が約3/7となった。</p>	
	金属燃料	射出成型法	<p>一体化プラントの建設コストの分布は、再処理設備費が約3/7、燃料製造主要設備費が約1/7、ユーティリティ・共通設備・建屋が約3/7となった。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・経済性向上に寄与できる可能性があると判断。</li> <li>・平成12年度に設計、経済性評価の詳細化を行う。</li> </ul>
		遠心鑄造法	<p>建設コスト評価は今年度は行っていない。 射出成型法に比べて、射出成型装置11台が遠心鑄造装置に置き換わり、その台数、機器コスト、スペース、その他についてもほぼ同等となることが期待される。</p>	
	その他	被覆粒子燃料	<p>燃料核製造工程は、振動充填法の粒子製造工程とほぼ同じ概念であるため、経済性のおおよその把握が可能であるが、被覆工程以降については、燃料仕様が未確定のため、現時点では大量生産規模（50, 200トン/年）の経済性は不明である。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料サイクルの観点からは経済性向上効果は期待できるかどうかは不明</li> <li>・炉側の検討でメリットが大きいと判断された場合に検討を実施する予定。</li> </ul>

表6.5.11 環境負荷低減の観点から見た燃料製造技術の評価 (1/2)

燃料形態	再処理法	燃料製造技術	主な設計要求事項		評価
			廃棄物発生量低減、処理性の向上	MA, FP含有燃料製造の見直し	
酸化物燃料	湿式法 50t/年	ペレット法 (ショットプロセス)	<p>&lt;高除染/U/Pu/GB&gt; 従来法のGB内飛散防止・滞留粉回収技術により廃棄物へ移行するPuを低減 Pu付着量の多い放射線廃棄物に対して灰 化処理または除染設備を設ける 微量Pu廃棄物については焼却・人口植物固 化あるいは合金化体とする 上記により可燃物は従来法の4割程度に減 少(ドラム缶発生量相当)</p> <p>GB: グローブボックス</p>	<p>&lt;高除染/U/TRU/GB&gt; Npについては製造上の課題なし Am, Cmは被ばくや保障措置の 観点から約0.2%が上限</p>	<p>従来法による高除染GBの経験+廃棄物処理技術 の高度化により、環境負荷低減の見直しはあると評 価 MAの含有については被ばく保障措置の観点から 限界がある(除染性能とGB技術の条件最適化の必 要性あり)</p>
			<p>&lt;低除染/U/Pu/セル&gt; 交換品を中心とした固体廃棄物 炉心燃料ライン: 110本/年(200L缶相当) プランケットライン: 113本/年(200L缶相 当)</p> <p>この他、可燃物・難燃物の廃棄物が発生</p>	<p>&lt;低除染/U/TRU/セル&gt; 簡素化溶媒抽出法(DF10%) + T RUEXの製品(5wt%MA)を用 いた場合、溶液貯槽での除染は 問題ないが、ホツバ表面温度が1 05℃、燃料要素・合金体表面温 度は75℃となる(U/Pu燃料では 問題なし) また、製品に随伴するFPIにより γ線強度増大</p>	<p>セル内での燃料粉の飛散防止・滞留粉回収技術開 発は重要 セル内製造のデータが十分ではなく、廃棄物発生量 は暫定評価である 上記GBでの廃棄物処理技術開発の通用性を確認 のうえ異なる廃棄物発生量低減が必要 廃棄物に付着している燃料粉は上記GBよりも放射 能が高いことに留意しなければならない U/TRU燃料に対しては、発熱量が大きいため再酸 化防止技術の開発が必要 FP含有の程度は極低燃焼度燃料と同程度である が、燃料健全性(設計成立性)の担保、遠隔製造に よる品質保証の担保、MA混入による臨界安全対応 が必要</p>
	湿式法 200t/年	混合酸化物の顆粒・粉体を取扱うため、ペ レット燃料製造システムと大差なし ただし、低除染あるいはTRU燃料に対して は、FPやMAの一部が廃棄物側へ以降する 可能性があり、廃棄物の放射能が高くなる (低除染/U/Pu/ペレットと同程度と推定) ケル化法の場合、廃シリコンオイル等、特殊 な廃棄物が発生	<p>&lt;低除染/U/Pu/Np/セル&gt; Npについては特に発熱の問題な し 製品に随伴するFPIによりγ線強 度増大 FP含有の程度は極低燃焼度燃 料と同程度であるが、燃料健全 性(設計成立性)の担保、遠隔製 造による品質保証の担保が必要 MA混入による臨界安全対応が 必要</p>	同上	

表6.5.11 環境負荷低減の観点から見た燃料製造技術の評価 (2/2)

燃料形態	再処理法	燃料製造技術	主な設計要求事項		評価
			廃棄物発生量低減、処理性の向上	FPターゲット製造の見直し	
酸化物燃料	乾式法 50t/年	振動充填法	<p>                     &lt;酸化物電解法&gt;                      &lt;金属電解法&gt;                      &lt;フッ化物揮発法&gt;                 </p> <p>表6.5.141参照</p>	<p>                     &lt;酸化物電解法&gt;                      &lt;金属電解法&gt;                      &lt;フッ化物揮発法&gt;                 </p> <p>次年度検討</p>	<p>製造施設としての廃棄物発生量は不明な部分が多い。上流の再処理製品は低除染であり、基本的にセル構造となるため、低除染ペレット同様の品質保障が必要。乾式再処理製品を想定しているため、低除染TRU製造技術については、従来知見・本研究で得られる新たな知見により見直しは得られる。</p>
			<p>                     &lt;射出成形法&gt;                      廃棄物発生量                 </p> <p>                     &lt;金属鋳型・遠心鋳造法&gt;                      射出成形法でのモールド廃棄物に相当する工程廃棄物はない                      交換金属鋳型が廃棄物として発生(工程廃棄物としての放射能リークは射出成形より極小)                 </p>	<p>                     &lt;射出成形法&gt;                      乾式再処理に連続する製造技術としてセル内製造を想定                      U-TRU-Zr合金燃料としての製造実績あり                      FP含有燃料(U-TRU-Fs-Zr)燃料についても製造実績あり                 </p>	
その他	被覆粒子	<p>                     廃棄物発生                      ゲル化によるシリコンオイル廃棄物等が発生                 </p>			<p>                     製造工程により発生する廃棄物は様々であり、その同一性は困難                      ゲル化に伴うシリコンオイル廃棄物等、従来知見から見直しが困難な廃棄物も発生するため、新たな廃棄物処理技術開発が必要                 </p>
FPターゲット	湿式法				優先度が低く今年度は未検討
	乾式法				優先度が低く今年度は未検討

表6.5.12 燃料製造システムに関する核拡散抵抗性の評価

燃料形態	対応する再処理	検討技術	設計要求事項			査察対応	評価
			純粋Puの単独存在なし	核防/保障措置	核防/保障措置		
酸化物・窒化物燃料	先進湿式	ペレット	高除染のPuであるが、混合物(例:MOX)として利用している。	現行保障措置概念の適用が可能であり、実稼動中の施設が複数ある。	現状では評価に耐える具体的な設計を行う段階に至っていない。	燃料気流搬送と関連した新技術について保障措置上の課題の検討が必要である。	
		セル製造	低除染の混合物として利用している。	盗取魅力度の低い製品形態である。現行保障措置概念を基本とするが、滞留問題等のセル内製造への対応が必要である。	低除染燃料の利用に伴い査察活動が困難になる、あるいは分析精度が低下するといった課題が抽出される。	査察対応は今後の課題。セル内加工化に対応した保障措置対応が必要。	
金属燃料	乾式再処理	振動充填	低除染の混合物として利用している。	盗取魅力度の低い製品形態である。払い出し量の確定方針についての見当が必要である。	再処理/製造では検知時間に違いがあるため、一体化プラント検討ではその考え方の整理が必要となる。	査察対応は今後の課題。払い出し量確定その他、セル内加工化に対応した保障措置対応が必要。	
		鑄造	金属ではあるが、低除染でCmを含む混合物として利用している。	盗取魅力度の低い製品形態である。金属棒を被覆管に挿入するため、払い出し量の確定はベレット法と同様と考える。	MAの査察対象化、その他の国際動向について注意し、適切に設計対応を図る必要がある。	査察対応は今後の課題。セル内加工化に対応した保障措置対応が必要。	

表6.5.13 燃料製造システムの設計評価 (1/2)

		燃料製造システム		振動充填法	
		ペレット法			
		酸化物燃料			
		簡素化ペレット (セル)	簡素化ペレット (GB)	湿式ゲル化法	
安全性	<ul style="list-style-type: none"> <li>原則として現行の指針類に準拠</li> <li>各手法の安全上の特徴に配慮した設計</li> <li>基準の合理化の検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Pu-3の経験を踏まえ、JNC内部で検討した安全基準の考え方に基づいて設計を実施。</li> <li>・セル構造、遠隔自動化への対応を検討</li> <li>→上記の考え方に基づいて建設可能な技術と評価。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Pu-3の経験を踏まえ、JNC内部で検討した安全基準の考え方に基づいて設計を実施。</li> <li>→上記の考え方に基づいて建設可能な技術と評価。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Pu-3の経験を踏まえ、JNC内部で検討した安全基準の考え方に基づいて設計を実施。</li> <li>・ゲル化工程で発生する硝酸アンモニウムへの対応が必要。</li> </ul>	
経済性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・軽水炉サイクルと競争可能な経済性</li> <li>・プロセスの簡素化、機器のコンパクト化</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・先進湿式再処理施設との一体化として200tHM/yプラントの施設概念を構築。コスト目標をほぼ満足する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・50tHM/yの施設概念を構築し、建設費、操業費を推定。コスト目標をほぼ満足する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・先進湿式再処理施設との一体化として200tHM/yプラントの施設概念を構築。コスト目標をほぼ満足する。</li> </ul>	
資源有効利用性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・U、TRUのロス低減</li> <li>・冷却期間短縮の検討 (次年度検討)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・グローブボックスでの知見に基づき、工程ロス率を0.1%と設定して、物質収支を評価。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工程内滞留は回収し、再利用されるためロスとは評価せず。</li> <li>・工程内ロス率はこれまでの経験より0.1%と評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工程ロス率は考慮せず。</li> <li>・工程ロス率は0%として物質収支を評価。</li> </ul>	
環境負荷低減性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性廃棄物発生量低減、処理性の向上</li> <li>・MA、FP回収率向上の検討</li> <li>・MA混入の影響評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工程内発生廃棄物量はグローブボックス取扱の場合と同等と評価。ただし、FP含有廃棄物となる。</li> <li>・セル内での飛散・滞留物の回収、遠隔自動化での品質保証技術開発が必要。</li> <li>・MAやFP混入の場合、特に除熱が課題。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・飛散・滞留燃料粉の回収技術と廃棄物処理技術の高度化により、廃棄物発生量は従来法の約6割に低減されると評価。</li> <li>・遮へいや核不拡散の観点からグローブボックスでのMA含有燃料取扱いは上限があると評価。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・廃棄物発生量は左記簡素化ペレット (セル) と同程度と評価。</li> <li>・ただし、廃シロコンオイル等の特殊な廃棄物が発生。</li> </ul>	
核拡散抵抗性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・純粋なPuが単独に存在しないこと</li> <li>・核物質防護、保障措置の対応を考慮した設計</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工程内でPuが単独で存在しないフローを採用。</li> <li>・低除染化、セル内取扱により核物質への接近性が低下するが査察困難化等への対策が必要。</li> <li>→総合的に目標達成の見通しありと評価。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工程内でPuが単独で存在しないフローを採用。</li> <li>・現行保障措置体系下で稼働中の施設が複数ある。</li> <li>→目標達成できる</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工程内でPuが単独で存在しないフローを採用。</li> <li>・払い出し量確定、その他セル内製造に対応した保障措置強化が必要。</li> </ul>	
技術成立性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・技術課題の抽出、重要度分類</li> <li>・開発計画の策定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・遠隔操作を含むTRUおよびFP含有原料を用いた製造条件の確立が必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TRUやFP含有量の増加に対し、被ばく量制限等からの制約が存在する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・顆粒製造法を確立する必要がある。</li> </ul>	

(\*) 酸化物燃料については、今後、酸化物燃料の評価結果をもとに適用性を評価。



表6.5.13 燃料製造システムの設計評価 (2/2)

		燃料製造システム			
		振動充填法		鑄造法	
主な設計要求		酸化物燃料		金属燃料	
		酸化物電解法対応	金属電解法対応	フッ化物揮発法対応	射出成型法
安全性	<ul style="list-style-type: none"> <li>原則として現行の指針類に準拠</li> <li>各手法の安全上の特徴に配慮した設計</li> <li>基準の合理化の検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>U加工施設に対する指針をベースに、JNC内部で検討した、MOXパレットに対する安全基準の考え方を加味し、これを適用した場合の課題を整理。機器耐震性等に対する注意が必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>フッ化物揮発法対応</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>遠心鑄造法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>雰囲気制御や高温溶融金属の取扱に関する配慮事項を整理。機器耐震性等に対する注意が必要。</li> </ul>
経済性	<ul style="list-style-type: none"> <li>軽水炉サイクルと競争可能な経済性</li> <li>プロセスの簡素化、機器のコンパクト化</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>再処理施設の検討と整合をとり、再処理との一体型として50tHM/yの施設概念を構築したが、設計条件の不統一、異なる見積もりペース等のため、意味ある建設費の推定に至っていない。これら条件の整合をとり、建設費の明らかにするのが急務である。操業費の推定は未着手であり、2000年度の課題である。</li> </ul>			<ul style="list-style-type: none"> <li>未検討</li> </ul>
資源有効利用性	<ul style="list-style-type: none"> <li>U、TRUのロス低減</li> <li>冷却期間短縮の検討 (次年度検討)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工程ロスは考慮せず。</li> <li>工程ロス率は0%として物質収支を評価。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>U、TRUのロス低減</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>鑄型に付着するU、TRUロスとして0.5%を設定して評価。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工程ロスは考慮せず。</li> <li>公募型研究により今年度は技術的成立性を中心に検討。</li> </ul>
環境負荷低減性	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物発生量低減、処理性の向上</li> <li>MA, FP回収率向上の検討</li> <li>MA混入の影響評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>交換品等の固体廃棄物発生量を評価。</li> <li>→減容固化技術開発が必要、ロス低減は必須</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>交換品等の固体廃棄物発生量を評価。</li> <li>→減容固化技術開発が必要、ロス低減は必須</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>多量に発生するモールド廃棄物の処理が重要である</li> <li>と評価。</li> <li>→人工鉱物固化体の評価が必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>モールド廃棄物は発生せず、取替鑄型が廃棄物となる。</li> <li>→鑄型への燃料粉付着、鑄型の耐久性等を確認する必要あり。</li> </ul>
核拡散抵抗性	<ul style="list-style-type: none"> <li>純粋なPuが単独に存在しないこと</li> <li>核物質防護、保障措置の対応を考慮した設計</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工程内でPuが単独で存在しないフローを採用。</li> <li>払い出し量確定、その他セル内製造に対応した保障措置強化が必要。</li> </ul>			<ul style="list-style-type: none"> <li>工程内でPuが単独で存在しないフローを採用。Gmの同伴により抵抗性はより強化される。</li> <li>・低除染化、その他セル内取扱により核物質への接近性を低下。</li> </ul>
技術成立性	<ul style="list-style-type: none"> <li>技術課題の抽出、重要度分類</li> <li>開発計画の策定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>RIAR技術をベースとして、成立性は高い。</li> <li>検査方法を含む品質保証の確立が必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>顆粒性に合った充填条件の確立が必要。</li> <li>検査方法を含む品質保証の確立が必要。</li> <li>・酸素ゲッターの必要性の検討とおよび必要な場合の開発が課題となる。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>AMLの技術をベースとしており成立性は高い。</li> <li>・廃棄物発生量低減策として遠心鑄造法の開発が期待される。</li> </ul>

(\*) 窒化物燃料については、今後、酸化物燃料の評価結果をもとに適用性を評価。

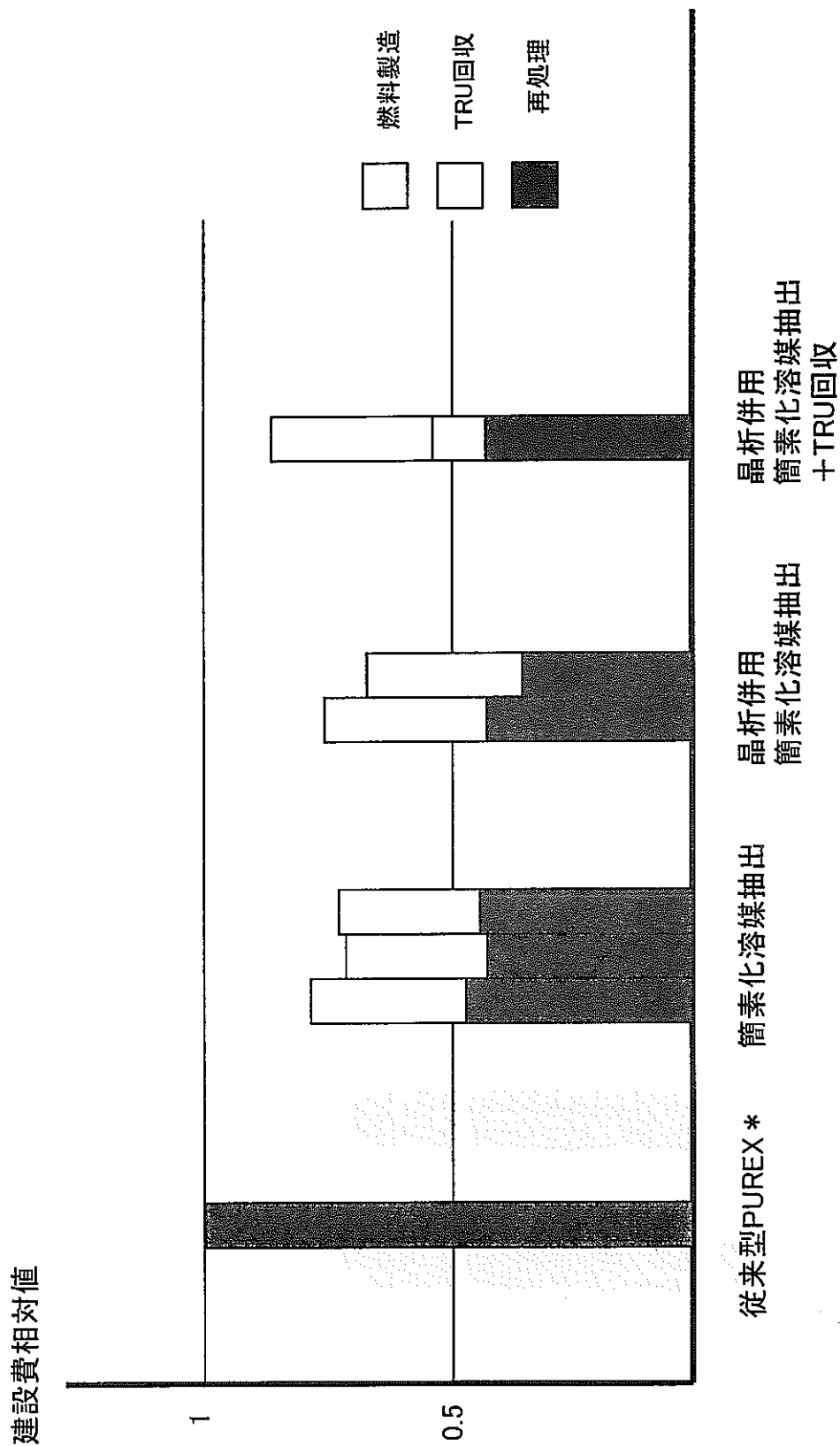


図6.5.1 先進湿式再処理の経済性概略検討結果

\* 過去の50t/yの検討結果から2/3乗則で推定

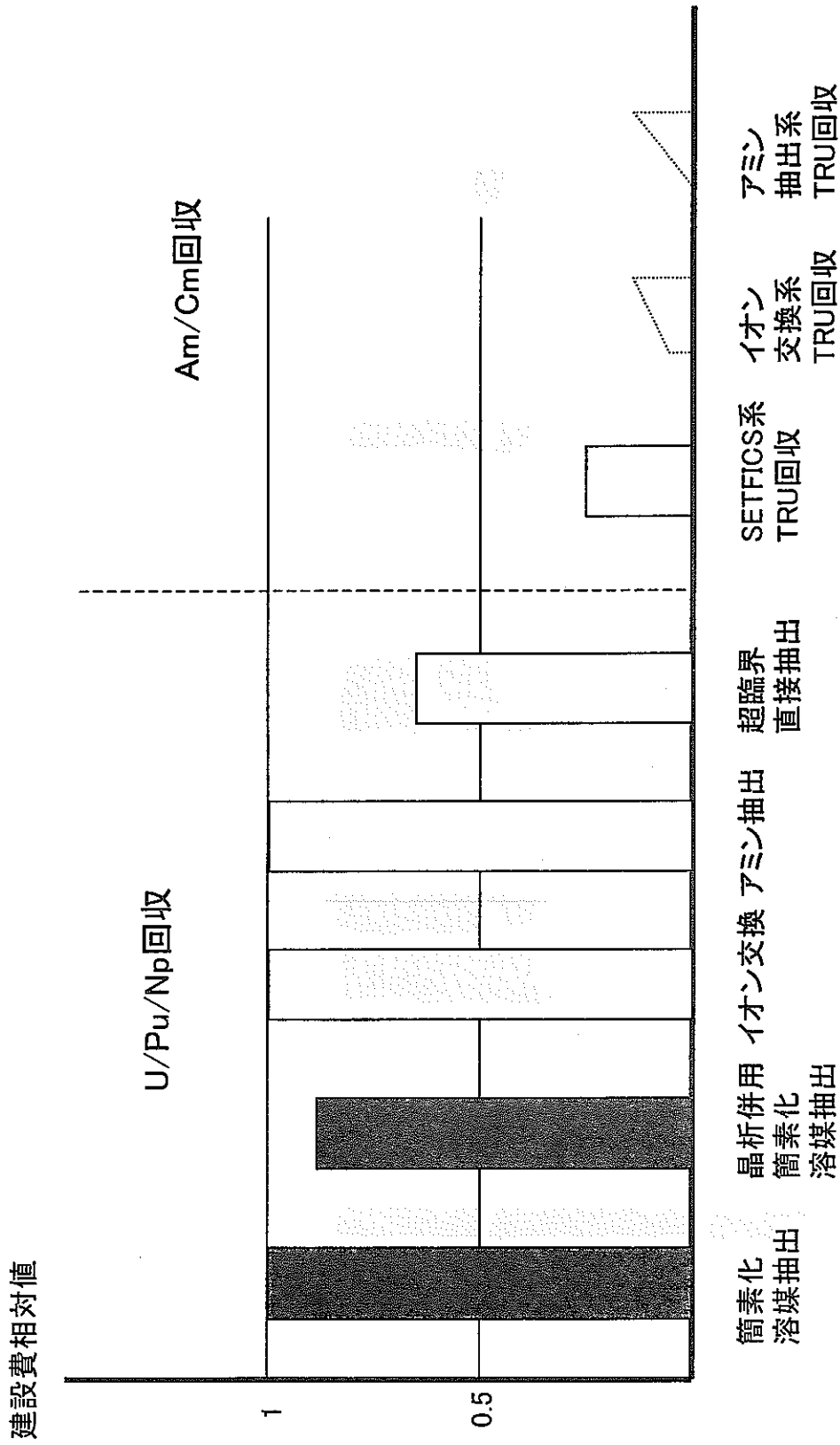


図6.5.2 代替・補完技術の経済性概略検討結果

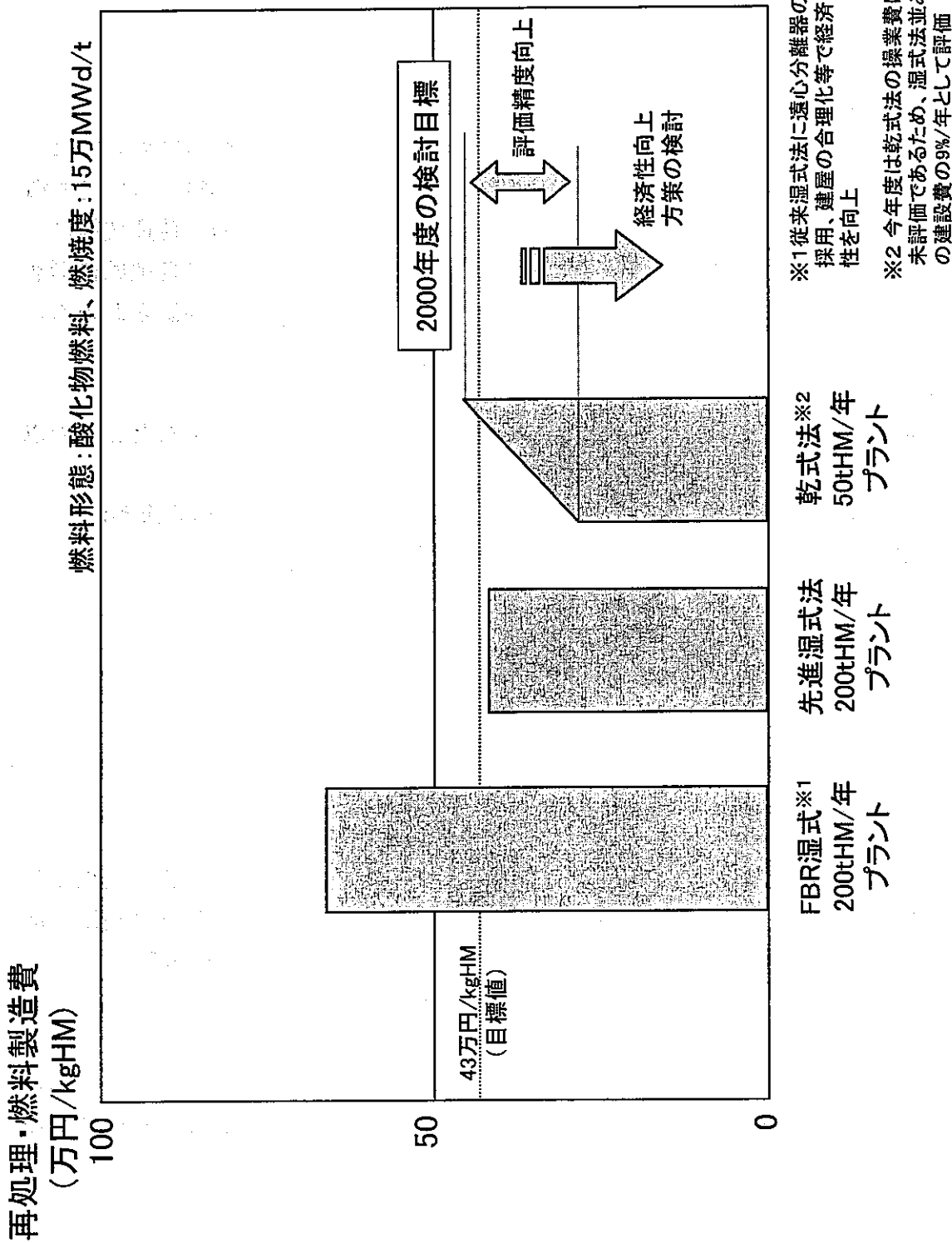


図6.5.3 湿式及び乾式システムの経済性試算結果

1999年度の検討においては、リサイクルすべきMA/FP核種の検討を進めると共に、並行してMA(Np,Am,Cm)のリサイクル方法の検討を行った。また、暫定的に設定したFP(I,Tc,Sr,Cs)の再処理での分離方法等についても一部検討を実施した。2000年度は、FP核種を含めて、分離・核変換(炉への装荷)・保管の方法・設備やそれに要する費用、これらに伴う二次廃棄物の発生、技術的達成のし易さ、等について検討する。

⑤ 各種燃料形態への適用性評価：

1999年度の検討においては、各種再処理法、燃料製造法の検討においては、酸化燃料を中心に検討を進め、本検討結果をベースに窒化物燃料についても概略評価した。また、金属燃料に対しては、金属電解法再処理技術と鑄造技術について検討した。2000年度においては、各種再処理法、燃料製造法の各種燃料形態への適用性について、横並びで比較・評価できるレベルまで検討・評価を進める。

⑥ 燃料サイクルシステムとしての検討：

1999年度の検討において新たに抽出された燃料サイクルシステムとしての以下の課題について検討する。

- ・ 径方向ブランケットバイパス処理(炉心、燃料製造、経済性への影響)
- ・ 燃料サイクルの視点から今後検討すべき事項
  - －燃料サイクル技術の最適組合せの検討
  - －燃料仕様と炉性能の関係について
  - －回収ウランの取扱いについて
  - －再処理に要求される除染性能の最適化
  - －使用済燃料の組成の変化について(導入シナリオと関連)

(2) 実用化候補概念の抽出

上記(1)の検討結果並びに炉との整合性も含めた総合的な評価により、FBRサイクルの実用化候補概念を複数抽出する。抽出にあたっては、後年度に利用可能な開発資源(予算、施設、人員等)も考慮して候補数を決める必要がある。

(3) フェーズⅡ研究開発計画の策定

上記(2)のフェーズⅠで抽出される実用化候補概念に対し、フェーズⅡにおいて実施する技術的成立性等の評価及び判断に必要となるシステム設計及び要素技術(枢要技術)の研究開発計画を策定する。

(4) 要素技術開発

1999年度に引き続き、必要な要素技術開発を進める。2000年度の実施項目及び計画を表6.6.1～表6.6.5に示す。

## 6. 今後の計画

### 6.1 2000年度計画

2000年度は基本的に、再処理システム及び燃料製造システムの各候補概念について1999年度の検討を継続し、詳細検討を進めるとともに、必要な要素技術開発を進める。併せて、1999年度の検討において新たに摘出された5.3節で述べた燃料サイクルシステムとしての課題について検討を進める。その際には、今年度の中間報告で明らかとなった検討条件、検討レベル、再処理と燃料製造の取合条件等の一部不整合、炉側との調整が必要な事項(燃料仕様等)を踏まえ、次年度の検討にあたっては、再度設計要求等の中でその明確化を図ることとする。これらの検討成果を踏まえ、開発目標を達成し得る有望な実用化候補概念を抽出し、フェーズⅡの研究開発計画を策定する。

なお、2000年度の検討においても、ロシア解体核Pu処分支援の一環として別途予定されているRIAR振動充填燃料製造施設の改造工事並びに施設安全性、燃料製造及び燃料健全性についてロシア側に技術改良提案を行うための日本での技術評価作業を通じて得られる成果も有効に活用していくこととする。

#### (1) 候補概念の詳細検討

2000年度は、下記の点に重点をおいた詳細検討を実施する。

##### ① 技術課題の検討：

各設計要求を満足するために必須のものとして摘出された技術課題について、その具体的な解決手段を含めて検討する。

##### ② コスト評価精度の向上：

1999年度の検討では、各システムでの設計の進捗が異なり、検討条件や検討結果に差があり、経済性について各方式について比較できるレベルには達していなかった。2000年度の検討においては、これらの反省点を踏まえて、検討条件、検討内容、検討レベル等の統一と明確化を図るとともに、並行して、サイクルシステムの経済性評価手法の開発を進め、コスト評価精度の向上に努める。

##### ③ 処理規模の影響評価：

1999年度の検討においては、スケールメリットの特長をできるだけ発揮できるように、湿式再処理施設に対しては燃料製造施設との隣接立地を前提とした大型施設(処理能力200tHM/年規模)について、また、乾式再処理施設に対しては、炉とのコロケーションを前提とした小型施設(処理能力50tHM/年規模)について主に検討した。2000年度は、1999年度の検討結果を踏まえ、未検討、あるいは検討が不十分であった施設を対象に、処理規模の影響評価について評価する。

##### ④ MA/FPリサイクルの適用性検討：

## 6.2 フェーズ II 計画案

### (1) 基本的な考え方

フェーズ II では実用化候補を絞り込むため、フェーズ I で抽出された複数の概念の技術的成立性等の評価及び判断に必要となるホットの基礎試験及び重要な工程機器についての工学規模での性能確認試験を進め、システム設計の詳細度、信頼度の向上を図る。

### (2) フェーズ II の展開

本中間報告書とりまとめ時点においてはフェーズ II で検討すべき技術の抽出に至っていないため、固有技術に絞った展開は書けない。このため、基本的な考え方を以下に示す。なお、開発を進めるにあたっては国際協力の活用が重要であるが、一方で国内に確実に技術が定着するような展開を図る必要がある。フェーズ I 終了段階において抽出された技術についての具体的展開を記すものとする。

○酸化物燃料と窒化物燃料にはほぼ同様の再処理・製造技術が適用可能なため、酸化物燃料を中心として検討を深めることとし、並行して金属燃料固有の課題についての検討を進める。

○再処理については以下の考え方に従い開発を進めることとする。

- ・先進湿式再処理は代替補完技術を積極的に取り込むことによる一層の高度化を目指し、主に国内施設を利用して開発を進める。
- ・乾式再処理については、ロシア協力や ANL の情報を活用して開発を進める。
- ・湿式法と乾式法の長所を組み合わせた新たな再処理方式も検討していく。

○燃料製造については再処理方式との整合をとりつつ以下の考え方に従い開発を進めることとする。

- ・ペレット製造に関しては簡素化ペレットプロセスの開発成果(2002年度の外部評価を受ける予定)を踏まえ、セル内製造への適用性を検討する。
- ・振動充填法については国際協力を有効に活用する(湿式再処理に対して PSI、乾式再処理に対して RIAR)。
- ・金属燃料に対する鑄造技術については、ANL 情報を参考にしつつ検討を進める。
- ・窒化物燃料や被覆粒子燃料については、炉側における課題抽出を踏まえ、所要の開発を展開していく。

表6.6.1 要素技術開発の2000年度計画（湿式再処理法）

課題	目的	実施計画
簡素化PUREXプロセス開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>再処理プロセスの簡素化及び最適化のために、溶解技術及び抽出技術について、比較となる現行技術の評価、高濃度溶解技術、高効率溶解技術、単サイクル技術、U/Np/Pu共回収技術などの開発を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>高濃度化を含む高効率溶解技術に関する研究を行う。UまたはPu試験を実施する。</li> <li>CPFで実施したPUREXプロセスに関する連続試験のデータ整理/評価を継続する。単サイクルプロセス、高負荷度プロセスなど取扱量の削減を目指した技術に関する調査を行う。</li> </ul>
PUREX補完技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>PUREX工程での取扱量を低減するために、溶解液からの選択的U晶析技術の開発を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>U晶析試験を実施し、腐食生成物、不溶解残渣など不純物の影響を評価する。</li> <li>Pu(VI)硝酸溶液系のPu結晶析出温度データの採取を目的とした試験を実施する。</li> </ul>
TRU回収技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>高レベル廃液中の長半減期MAの分離のためにTRUEX技術の改良を図る。MA/Ln分離及びAm/Cm分離技術を開発する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SETFICS法のゴールド試験により、装荷度、MoやZr等の挙動などについて調査し、分離フローシートの最適化に反映する。</li> <li>Am(IV)、Am(VI)の錯形成を利用した分離法に関する基礎データを収集する。</li> </ul>
長半減期核種回収技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>長半減期核種の分離・回収技術について、電解還元析出法などの適用性を検討する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電解還元析出法による長半減期FP及び稀少元素の分離技術に関する研究を継続し、実験室レベルでの適用性とスケールアップに係る技術的課題の検討に資する。</li> </ul>
廃棄物低減技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>廃棄物低減技術について、ソルトフリー技術、廃溶媒処理技術などの開発を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電解酸化法によるTRUEX溶媒の分解処理プロセス概念を示す。</li> <li>超臨界流体を用いた直接抽出法に関する基礎データを収集する。</li> </ul>
その他の湿式法	<ul style="list-style-type: none"> <li>PUREX法以外の湿式分離法について、より経済的な代替候補プロセス技術の調査を行い、有力な技術に関しては予備的基礎試験の実施を検討する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>PUREX法以外の湿式分離法に関する調査を継続する。</li> </ul>



表6.6.2 要素技術開発の2000年度計画（乾式再処理法）（1/2）

課題	目的	実施計画
電気化学法基礎的研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>ウラン試験の予備試験として塩素ガスを用いたコールド電解試験を行う。</li> <li>陰極析出物に付随する不純物の蒸留物分離法を確立するために、塩/Cd混合系での試験を行い、蒸発挙動を確認する。</li> <li>製品金属の酸化物への転換工程を開発するためにCd中酸化法に関する検討を実施する。</li> <li>Li取り扱い時の安全性評価に資するために、Li発火試験を行い特性を把握する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>模擬物質を用いた電解試験を実施し、主として塩素ガス除害系の最適化に係わるデータを取得する。</li> <li>塩/Cd混合系での蒸留試験を実施しデータ蓄積を図る。</li> <li>模擬物質を用いたCd中酸化試験を実施し、生成酸化物の除去回収方法等の検討を実施する。</li> <li>Li発火試験を継続実施しデータ蓄積を図る。</li> </ul>
電気化学法プロセス研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>Li還元法についてプロセス構築のためのデータ取得、課題抽出を行う。</li> <li>CPFでのPu試験に向けて塩廃棄物の処理方法を検討する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Li還元工程について微細酸化物粒の還元試験及びFP挙動調査を行う。</li> <li>塩廃棄物を安定な形態に転換する方法について調査検討を実施する。</li> </ul>
金属燃料Pu試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>CPFにおいてPu試験を実施するために、Pu試験設備の設計、製作、許認可を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Pu試験設備整備のための体制を整備し、変更申請、検査申請及び検査対応、安全評価検討、製作設計及び製作を実施する。</li> </ul>
熔融塩中核種分析技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>分光的手法による塩中及び溶融金属中元素分析方法の可能性を検討するために電気化学的測定をリファレンスとした実験検討を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>先年度改造を実施したGBを用いて透過型による塩中元素分析試験を実施する。また、これを補完するために反射型の吸光測定試験を実施する。</li> </ul>
酸化物電解法	<ul style="list-style-type: none"> <li>酸化物電解法のプロセス構築を行うために、電解データ等を取得する。</li> <li>CPFへプルトニウム試験設備を設置するために、設備の概念設計を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>プルトニウム試験設備に関して、先年度実施した概念設計に引き続き基本設計を実施し、設備の基本仕様を固める。</li> </ul>
計量管理技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>乾式プロセスのプラント成立性評価に資するために乾式再処理手法の候補として考えられている金属電解法、酸化物電解法及びフッ化物揮発法の3手法について保障措置の適用性を評価するとともに、保障措置アプローチ、NDAシステム、C/Sシステム、計量管理及びNRTAについて検討を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>保障措置DOE共研を継続実施し、乾式プロセス3手法の保障措置性比較評価結果をとりまとめる。</li> </ul>
酸化物電解法実燃料再処理試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>酸化物電解法に係わるプロセス改良を行うために、実燃料を用いた試験での分配データ取得、オフガス処理・リサイクル検討等を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>RIARでの照射後燃料の電解試験及び小規模なオフガスリサイクル試験を踏まえたプロセス改良に係わる検討結果のとりまとめを行う。また、顆粒製造工程に関する調査を実施する。</li> </ul>
金属燃料リサイクル要素技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>ANL法をベースとした乾式再処理技術につき、酸化物還元技術、塩素化技術、電解技術、TRU還元抽出技術、廃棄塩処理技術などの各種試験を実施し、プロセス設計、プロセス検討のためのデータを取得する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>酸化物還元技術（Li還元技術）に関し、TRU酸化物の還元条件の明確化、Li還元におけるFP元素の挙動の把握等を行う。</li> <li>塩素化技術の開発に関し、模擬HLW（含む模擬不溶解残渣）の脱硝・塩素化プロセス試験、塩素ガス・リサイクル技術の開発、金属塩素化剤（ZrCl<sub>4</sub>、MoCl<sub>5</sub>など）を用いた塩素化条件の明確化等を行う。</li> <li>溶融塩電解技術に関し、U、Npの塩中/液体Cd中の拡散データの取得、液体Cd陰極の開発を行う。</li> <li>TRU還元抽出技術に関し、希土類元素、TRUを用いた向流分配試験、連続向流抽出装置開発</li> </ul>

表6.6.2 要素技術開発の2000年度計画（乾式再処理法）（2/2）

課 題	目 的	実施計画
酸化燃料乾式再処理技術の適用性評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸化物電解法の評価のため、ロシアでのBOR60使用済み燃料再処理試験の調査を行う。</li> <li>・H11の成果をもとに、貴金属FP除染、塩廃棄物処理、前処理に関する試験を実施し、これらの適用性を検討する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ロシアRIARで行われる、MOX電解共析、るつぼの長寿命化、廃棄物処理等に関する試験データを入力し、実用性を検討する。</li> <li>・同時電解法による貴金属FP除染試験、模擬燃料を用いたホウ珪酸ガラス固化体の浸出試験等を行う。</li> <li>・軽水炉使用済み燃料を用いて熱脱被覆試験を実施し、燃料の回収性、FP挙動を評価する。</li> </ul>
電気化学法機器開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>・H11の成果を基に、電解槽課題確認のための要素機設計・試作を行う。</li> <li>・熔融塩リサイクルのための塩洗浄装置の適用性調査・検討を行う。</li> <li>・解体・脱被覆に関する適用技術の調査検討を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工学規模での装置設計に反映する。</li> <li>・熔融塩リサイクル機器の概念を把握するとともに設計に反映する。</li> <li>・解体・脱被覆装置の技術的成立性可否を検討する。</li> </ul>
電気化学法材料開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>・環境ガスを加味した高温環境での腐食データ収集を継続する。</li> <li>・高耐食材料の検討として、機器構造からの検討を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高耐食性材料開発に反映する。</li> </ul>
電気化学法遠隔操作技術開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>・H11に抽出した課題解決の1つとして、塩素環境での遠隔操作機器部材の信頼性評価を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高温環境での遠隔操作基盤技術開発に反映する。</li> </ul>
フッ化物揮発法の調査研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要素技術検討を行い、技術の絞り込みに資するための情報収集を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要素技術課題のとりまとめを行う。</li> </ul>

表6.6.3 要素技術開発の2000年度計画（ペレット法）

課題	目的	実施計画
酸化物燃料ペレット製造技術の開発（ショートプロセス）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Pu富化度調整技術開発の試験設備を整備し、製造試験用粉末を調整する。</li> <li>・脱硝造粒方法について調査し、流動性指標確立を図るためのコールド試験を実施する。</li> <li>・ペレット直接成型試験のデータを蓄積する。</li> <li>・粉末気流搬送システム試作機的设计を行なう。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・モックアップ試験により、既設及び改造設備の富化度調整精度を整備する。また、原料粉末を調整する。</li> <li>・焙焼・還元炉を更新し、高温処理試験を開始する。コールド試験により調整した造粒粉の粉末特性及び現行プロセス粉末の粉末特性データを取得する。また、流動性指標の確立のための試験を行ない、流動性指標の確立を図る。</li> <li>・富化度調整した粉末を用い、ペレット直接成型試験を行い、ペレット特性を評価する。</li> <li>・粉末気流搬送システムの試作機を製作する。</li> <li>・ダイ潤滑型成型方法の調査を行い、最適方法の選定を行なう。</li> </ul>
酸化物燃料ペレット製造技術の開発（Np-MOX）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Np-MOX物性データ整備を進める。</li> <li>・Np-MOXの品質保証分析法を確立する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Np-MOX物性データ整備に向け、Np含有率が0%、5%、12%の酸素ポテンシャル測定を実施する。</li> <li>・比熱/熱拡散率測定装置のコールド試験を進める。</li> <li>・Np-MOXのNp定量分析法として、電気化学的な手法の見通しを得ると共に、従来分析法へのNp影響を把握する。</li> </ul>
酸化物燃料ペレット製造技術の開発（Am-MOX）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TRU-MOX、低除染MOX等新型燃料ペレットのセル内遠隔操作による作製試験及び照射試験を実施することにより、酸化物ペレット遠隔製造技術開発に資する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・遠隔燃料作製設備のU試験の継続及びPu試験を開始する。また、分析設備のU試験を開始する。これにより遠隔製造技術に係る基盤データの整備、製造に係る技術課題を抽出する。</li> <li>・燃料ペレットのQAデータとして必須項目であるO/M比を測定する装置を整備する。</li> </ul>

表6.6.4 要素技術開発の2000年度計画（振動充填法）

課 題	目 的	実施計画
振動充填燃料技術成立性評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部ゲル化法での粒子製造についての枢要技術に見通しを得る。</li> <li>充填挙動を把握する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部ゲル化法による小径粒子量産技術に見通しを得るとともに、MOXのゲル化挙動を概略把握する。</li> <li>充填コールド試験を実施し、充填挙動を把握する。また、現段階で有望な検査装置の概念設計を実施する。</li> </ul>
燃料設計コードの整備及び燃料性能評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>実用化候補の絞り込みに資するため、振動充填燃料等の燃料性能評価手法の整備及び燃料形態による燃料性能の比較を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>スフェアパック燃料コード用の熱的・機械的モデルの整備及びバイバック燃料コードへの応用の検討を行う。</li> <li>Np添加燃料のその他の設計用物性を整備する。</li> <li>低除染燃料評価手法整備のためのR&amp;D課題を整理する。</li> <li>スフェアパック及びバイバック燃料の性能評価を行う。</li> </ul>
FP各データ高精度測定	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物核種の分離変換技術開発の基盤データとして重要なFP及びMA核種の核データ整備及び必要となる核データ測定技術開発を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>FP及びMA核種に対して熱中性子領域から高速中性子領域の核データ整備状況について調査する</li> <li>FPの中性子断面積測定を実施する。</li> <li>FP及びMAの核データ測定技術を開発する。</li> </ul>
PSI共同研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>2005年度末までに、スフェアパック燃料の照射データを得る。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>新たな研究内容での共同研究契約を締結し、試験計画を確定する。また、ピン設計を完了し、部材の製作を実施する。許認可については、HFR側の安全審査準備を行う。さらに、2001年初めの製造試験に向け、ペレット及びバイバックピン製造の検討、準備を行う。</li> </ul>
BNFL技術の調査と評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>BNFLで実施した外部ゲル化法での量産粒子燃料製造実績を入手し、開発課題を明らかとする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>H11年度契約分の情報を入手し、評価する。また、H12年度分の契約を締結し、入手した情報（プラント情報、照射データ）を評価する。</li> </ul>
BOR-60照射試験・評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>酸化物電解法で回収され、長期保管されたPuO<sub>2</sub>粉末を用いた場合の、振動充填燃料製造技術の最適化を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>前年度試作した燃料ピン1本を照射前破壊試験し、Puスポットなどの検討を行う。</li> <li>前年度試作した燃料ピン数本をBOR-60に装荷し、照射試験を開始する。</li> </ul>

表6.6.5 要素技術開発の2000年度計画（新型燃料製造）

課題	目的	実施計画
射出成型法による金属燃料製造技術の調査	<ul style="list-style-type: none"> <li>工学規模の射出成型装置を用いた射出試験により、射出条件、歩留まり、寸法精度などの実用化に必要なデータを得る。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ウラン合金を用いた射出試験を実施し、データを蓄積する。</li> <li>工程から発生する廃棄物の量、化学形態などを測定する。</li> </ul>
窒素同位体の濃縮技術評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>平成11年度までの成果に基づく追加検討を行い、窒素同位体濃縮技術としての再確認を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>平成11年度実験結果の高濃縮度への外挿性を検討するとともに必要に応じて製造コストの追加評価を行う。</li> </ul>

## 第7章 まとめ

### 1. 中間評価結果

#### (1) 炉心燃料

燃料形態として、酸化物燃料、金属燃料及び窒化物燃料を対象に、炉心燃料特性を評価するとともに、各種冷却材と炉心燃料の組合せについて評価した。

酸化物燃料は、金属燃料や窒化物燃料と比べて使用実績が豊富であり技術開発レベルも先行しているが、金属燃料、窒化物燃料は増殖比（約 1.3）、原子炉倍増時間（約 20 年）において酸化物燃料よりも良い特性を示している。

金属燃料は被覆管の共晶制限から最高使用温度が制限（510～530℃）されており、更なる高温化には Zr ライナー燃料の開発が必要となる。

窒化物燃料は事故時の窒素解離の問題（ガス炉を除く）や N-15 濃縮の経済性の検討が必要である。また、被覆粒子燃料は現状では高速スペクトル条件における被覆層の健全性確保の観点から燃焼度が制限（約 1 万 MWd/t）される可能性があるため、燃焼度向上のために被覆粒子構造の改善を図る等のブレイクスルーが必要と考えられる。

金属燃料及び窒化物燃料は高燃焼度照射実績データが乏しいため、今後、国際協力を活用した効率的な開発計画が必要である。また、高速中性子フルエンスも酸化物燃料より 2 割程度増加するため、被覆管、ラッパ管により高い耐スウェリング特性が求められる。

#### (2) プラントシステム

冷却材として、ナトリウム、重金属、ガス、水、熔融塩を取り上げ、出力として大型、中型、小型と幅広く検討・調査した結果、技術の成立性等の観点より有望な FBR システム候補概念を抽出した。

ナトリウム冷却大型炉については、実証炉の開発経験を生かしたループ型炉と欧州の設計経験を生かしたタンク型炉の両システム概念に対して、炉心の低圧損化によるループ数削減、新材料の適用によるシステムのコンパクト化等のコストダウン方策を適用した 4 概念について検討した結果、いずれの概念も建設コスト目標（20 万円/kWe）を追求し得ると考えられる。また、更なるコストダウン方策として、各種の 2 次系簡素化概念の検討を進めている。2000 年度は、中間評価において抽出したループ型炉 1 概念及びタンク型炉 2 概念について集中的に検討することとし、併せて 2 次系簡素化概念を構築する。

ナトリウム冷却中型モジュール炉については、建設コスト目標を達成するためのスケールメリット追求の観点から、2000 年度は S-PRISM をベースに検討を進めることとする。

重金属冷却炉については、大型炉の場合、タンク式は工場製作性や物量に問題があり、ループ式は配管構造成立性に問題があることから、いずれも技術的成立

性は難しいと考えられる。また、中型炉の場合、鉛-ビスマス炉は、鉛炉と比べて腐食対策が容易であること、RVACS の適用が可能であることなどから鉛炉よりも有利である。このため、2000 年度は鉛-ビスマス冷却タンク式中型モジュール炉について検討を進めることとする。

ガス冷却炉については、炭酸ガス冷却炉は、単純な系統構成であるため経済性目標を追求し得る可能性があること、熔融燃料の長期安定冷却の成立性がクリティカルな問題であることから、2000 年度も継続して検討することとする。一方、被覆粒子燃料ヘリウム冷却炉については再臨界回避を必要としない概念を検討中であり、増殖比等も更なる高性能化のポテンシャルがあること、被覆粒子燃料の高速スペクトル条件での成立性に課題があることから、2000 年度も継続して検討することとする。

水冷却炉については、いずれの概念も増殖比が1を超える炉心概念が確認できたことから、2000 年度も継続して検討することとする。

熔融塩炉については基本概念の調査を実施中であり、2000 年度も継続して検討することとする。

小型炉については、多目的分散型電源としてニーズと要求条件を整理し、炉心、システム概念を検討中であり、2000 年度はナトリウム冷却炉及び鉛-ビスマス冷却炉の検討を継続することとする。

### (3) 燃料サイクルシステム

酸化物燃料を中心として、再処理においては、先進湿式法及びその代替補完技術、並びに乾式再処理法3方式（酸化物電解法、金属電解法、フッ化物揮発法）について、また、燃料製造においては、ペレット、振動充填の製造方法について、プロセス、機器及び配置設計を行った。窒化物燃料については、酸化物燃料に対する技術が応用できる見通しを得た。また、金属燃料については、再処理法として金属電解法を、燃料製造法として鋳造法（射出成型法、遠心鋳造法）をそれぞれ検討した。

燃料サイクルシステム技術の各設計要求事項に対する適合性に対する全ての検討はまだ終了していないが、これまでの検討の結果、各技術とも致命的な欠点は指摘されていない。

再処理システムの技術的成立性については、先進湿式法は軽水炉再処理で実用化されている溶媒抽出技術をベースとしており、晶析プロセスや TRU 回収プロセスに開発課題が残るものの、成立性の見通しは高い。酸化物電解法及び金属電解法は、それぞれロシア及び米国において実機燃料製造に用いられた技術をベースとしており、今後、実使用済燃料を用いたデータの蓄積が必要であるが、成立性の見通しは高い。フッ化物揮発法は研究開発の段階であるが、ロシア等に有効な知見が存在する見通しもあり、今後の研究の進展が期待できる。

一方、燃料製造システムの技術的成立性については、グローブボックスでの簡

素化ペレット製造法は既に十分な実績があるが、セル内でのペレット製造の検討、TRU 及び FP を含有したペレット製造条件の検討が必要である。振動充填法及び鑄造法の射出成型法は、それぞれロシア及び米国で実績のある方法であるが、いずれの方式も実使用済燃料を用いた低除染原料による製造の実証が必要である。

各再処理システム候補概念及び各燃料製造システム候補概念とも、中間評価段階では明かな欠点は認められないことから、2000 年度も継続して検討を進めることとする。

#### (4) FBR サイクルとしての整合性

FBR、再処理、燃料製造の各システム技術の整合性を考慮した総合評価は 2000 年度に実施する予定であるが、現時点で得られた知見に基づき、FBR サイクルの整合性を考慮する上で留意すべき事項について、以下のとおりまとめた。

- ・ 径方向ブランケット燃料の再処理を行わず、軸方向ブランケット燃料として使用することにより、経済性向上を図る方式が提案されている。この場合、炉心にリサイクルされる FP が増加することから、増殖比の低下など炉心特性への影響を評価する必要がある。
- ・ ペレット燃料製造では、コスト低減化の観点からペレットの太径化が燃料サイクル側で検討されているが、太径燃料集合体を使用した場合の炉心性能への影響を検討する必要がある。また、振動充填燃料製造では、充填密度の公差や Pu スポットの炉心性能への影響を評価する必要がある。
- ・ 低除染サイクルは、再処理コストを下げる一方で燃料製造コストを上昇させる要因となるため、放射エネルギー、発熱量等などの観点を考慮して除染係数としての最適値を検討する必要がある。

## 2. 2000 年度計画

炉心燃料については、1999 年度の調査結果や海外の動向を踏まえ、JNC、電力、電中研、原研で十分協議して燃料形態を決めていくこととする。また、プラントシステムについては、1999 年度に抽出した有望な概念を対象に、燃料サイクル技術との整合性を取りながら設計検討を進めていく。

一方、燃料サイクルシステムについては、各再処理システム候補概念及び各燃料製造システム候補概念に関して 1999 年度の検討を継続し、詳細検討を進めるとともに、必要な要素技術開発を進める。その際、燃料仕様と炉心性能の関係など炉側との調整の必要な事項、低除染燃料の仕様（除染係数、不純物濃度等）など燃料サイクル内での調整の必要な項目など、FBR サイクル全体の整合性を考慮して検討を進めていく。



上記の検討結果を踏まえて、開発目標及び設計要求に対する満足度、各評価指標に対する達成度、技術的判断、技術検討会の意見などを総合的に判断して、FBR サイクルの実用化候補概念を複数抽出する。

上記のフェーズⅠで抽出される実用化候補概念に対し、フェーズⅡにおいて実施する技術的成立性等の評価及び判断に必要な要素技術の開発計画を策定する。

### 3. フェーズⅡ開発計画の概要と2001年度計画

フェーズⅡでは実用化候補概念を絞り込むため、フェーズⅠで抽出された概念の技術的成立性等の評価及び判断に必要な基礎試験及び工学規模での性能試験を進め、システム技術の詳細化、信頼度の向上を図る。そして、2015年頃に競争力のあるFBR サイクル技術を提示するため、フェーズⅡ終了時点(2005年)において実用化候補概念として、FBR システム、再処理システム、燃料製造システムのそれぞれについて絞り込みを行い、以降の開発の重点化を図ることとする。また、並行して、開発に必要な工学規模のホット試験施設等の計画的な整備を図ることとする。

2001年度に実施する設計研究と要素技術開発研究の研究計画については別途記載する。

### 4. 国際協力の状況

海外の研究機関、メーカ等との国際協力による情報入手の詳細については、第5章及び第6章の「1. 既往研究例及びシーズ技術の調査」において記載したとおりであり、国内外の関係機関と協力しつつ、FBR サイクルの研究開発を推進している。

FBR サイクル研究のような大規模かつ長期にわたるプロジェクトでは、研究開発の効率的な推進や国際貢献の観点から、今後とも国際協力を強化していく必要がある。その際、「常陽」、「もんじゅ」等のJNCが保有する試験施設を海外に開放するとともに、海外の試験施設も積極的に活用することが重要である。

欧州各国との協力関係は、従来の実証炉の開発を念頭においた研究開発運営委員会(我が国の場合、JNC、原電、原研、電中研で構成)による協力から、政府間ベースに基づく協力及びJNCとCEAとの間の先端技術協力による協りに比重を移しつつ、長期展望に立って一層協力が強化されていくものと考えられる。

米国に対しては、米国の試験施設を用いた共同研究の実施に留意しつつ、FBR サイクル実用化研究の枠組みの中での協力を軸に、幅広い協力を目指していく必要がある。

ロシアについては、従来の情報交換の段階から一歩進めてFBR サイクルの実用化像の構築に向けた研究開発を軸に、より具体的な課題の共同研究を実施していく段階にさしかかっている。

今後は、21 世紀に急速にエネルギー需要の増大が見込まれるアジア諸国の状況に適応した FBR サイクルの開発にも配慮していくことが重要であり、国際機関におけるこの分野の協力についても、積極的に貢献していく必要がある。

## 第8章 おわりに

本報告書は、実用化戦略調査研究のフェーズⅠ（1999年度、2000年度の2年間）の初年度に得られた成果をもとに、中間報告書として取り纏めたものである。

FBRシステムの検討では、各種冷却材と燃料形態を組み合わせる幅広い検討を行い、各冷却材毎に有望な炉心概念を評価するとともに、有望なFBRプラントシステム概念を抽出した。2000年度には1999年度に抽出したこれらの候補概念について、詳細な検討を進めていくこととしている。

また、燃料サイクルの検討では、各種燃料サイクル技術について、酸化燃料を中心に、概略のプロセス成立性、プラント概念、建設費等の検討を実施した。これまでの検討の結果、各候補概念に対する技術的成立性が見通しと問題解決の方向性が示されていることから、2000年度に継続して詳細検討を実施することとしている。

2000年度後半には、FBRシステムと燃料サイクルの整合を図ったFBRサイクルとしての総合評価を行い、有望な実用化候補概念を複数抽出するとともに、フェーズⅡの開発計画を策定することとしている。

## 用語解説

## 用語解説

A

### ACRR (Annular Core Research Reactor)

米国サンディア研究所にある安全性試験炉。燃料破損や破損後挙動の現象解明に用いられてきた。

### ANL (Argonne National Laboratory、アルゴンヌ国立研究所)

米国エネルギー省傘下の研究所。イリノイとアイダホに二つの研究所がある。基礎科学研究、科学研究施設の開発・運営、エネルギー資源開発及び環境管理の4つの分野で研究開発を行っている。従業員約4500人。

### ATWS (Anticipated Transient Without Scram)

異常な過渡変化時のスクラム不作動事象。流量喪失型の ULOF (Unprotected Loss of Flow: 流量低下時スクラム失敗事象)、出力上昇型の UTOP (Unprotected Transient Over-Power: 過渡過出力時スクラム失敗事象)、通常時除熱源喪失型の ULOHS (Unprotected Loss of Heat Sink: 過渡時炉心入口温度上昇時スクラム失敗事象)がこれに含まれる。

B

### BDI (Bundle Duct Interaction、バンドルダクト相互作用)

燃料棒及びダクトは共に照射に伴ってスウェリング、クリープによりそれぞれ変形が進行するが、燃料棒外径の変化割合の方が大きくなる場合には、燃料棒バンドルとラッパ管が干渉する可能性がある。干渉量が大きくなると被覆管温度の上昇、機械的接触による応力等が問題となる。

### BN-350, 600, 800

ロシアの発電と海水脱塩の2重目的をもつ世界最初の高速増殖原型炉(350MWe相当のループ型炉)であり、1973年7月に運転を開始した。もう一つの原型炉 BN-600 (600MWe タンク型炉) は 1981年12月に定格出力に達した。実証炉 BN-800 (800MWe タンク型炉) は、経済的理由で建設が中断している。

### **BNFL (British Nuclear Fuels Ltd、英国原子燃料公社)**

BNFL は 1971 年に英国原子力公社 (UKAEA : United Kingdom Atomic Energy Authority) の生産部門が独立することによって設立された。それまで UKAEA が行っていた燃料サイクル業務を引き継ぎ、英国における転換、濃縮、成型加工、再処理といった原子燃料サイクル全般にわたる業務を行っている。

### **BREST-300,1200**

ロシアが研究している鉛冷却高速炉。BREST-300 (300MWe) と BREST-1200 (1200MWe) の研究が行われている。沸点が高く、化学的に不活性な鉛を冷却材として使用し、密度が大きく熱伝導性が良い窒化物燃料を組合せることにより、軽水炉と競合できる経済性、わかりやすい安全性、高い核拡散抵抗性、放射性廃棄物発生量が少ない、という特長を兼ね備えたプラント概念として提案されている。

C

### **CABRI**

CEA カダラッシュ研究所にある FBR 安全研究用炉。反応度挿入型の燃料破損挙動及び破損後挙動を観測するための試験計画 (CABRI-1) が、ドイツ、日本等の国際協力で実施されてきた。現在、より高い燃焼度条件及び改良燃料に対応するデータの蓄積等を目的とした CABRI-II 試験が進められている。

### **CDA (Core Disruptive Accident、炉心崩壊事故)**

一般に FBR では、プラントの安全性を評価するための事故を想定しても、炉心での冷却材沸騰や燃料破損は生じることなく、また、格納施設の健全性を損なうことはない。しかし、FBR では、軽水炉に比べて高いプルトニウム富化度 (あるいはウラン濃縮度) の燃料で炉心を構成しているという特徴を考慮して、その発生頻度が工学的に無視できるほど十分小さくとも、仮想的に炉心損傷状態を仮定して、その影響が炉容器及び格納施設内で適切に緩和されることを確認している。この仮想的な安全評価事象が炉心崩壊事故である。FBR の開発当初から安全設計・評価が行われ、FBR の安全研究の中心課題となってきた。仮想的炉心崩壊事故 (HCDA : Hypothetical Core Disruptive Accident) とも呼ばれる。

**CDF (Cumulated Damage Fraction、クリープ損傷和)**

CDF は、材料がクリープ破断に至るまでの寿命を 1 とした場合に現在までどれだけの寿命を消費したかを示す数値。燃料ピンの CDF 評価とは、燃料ピンに負荷される内圧等の想定荷重条件に対応する CDF を算定・評価すること。

**CMPO (オクチル(フェニル)- N, N -ジイソブチルカルバモイルメチルホスフィンオキシド)**

SETFICS 法による TRU 抽出工程に用いられる溶媒。

**COGEMA (フランス原子燃料公社)**

COGEMA は 1976 年にフランス原子力庁 (CEA) の生産部門が独立することにより設立された。ウラン探鉱、転換、濃縮、成型加工、再処理といった原子燃料サイクル全般にわたる業務を行っている。

**CRBRP (Clinch River Breeder Reactor Plant)**

米国の高速増殖原型炉 (380MWe ループ型炉)。1972 年に計画がスタートしたが、米国の政策変更により、1977 年、建設中の CRBR 計画は中断された。

D

**DF (Decontamination Factor、除染係数)**

燃料サイクルにおける製品の不純物となっている放射性物質が除染処理によって除去される程度を示す指標である。通常、除染処理前の放射能濃度を処理後の放射能濃度で割った値で表す。再処理工程において精製したウランあるいはプルトニウム製品の除染係数は、〔使用済燃料の放射能濃度〕 / 〔再処理後の製品中の放射能濃度〕 の比 (ここで、放射能濃度は特定核種の濃度とする場合もある) で求められ、除染係数が高いほど、核分裂生成物などの不純物が除去されたことを意味する。。

**DRACS (Direct Reactor Auxiliary Cooling System、直接炉心冷却系)**

崩壊熱除去系の方式のひとつで、原子炉容器内に冷却コイルを設け、原子炉容器内の冷却材を介して炉心を直接冷却する方式。冷却コイルに伝えられた熱は、原子炉容器の外に設けられた空気冷却器から大気中に放熱される。

E

**EFR (European Fast Reactor、欧州型高速炉)**

EFRは2010年代に商業用として使用することを目的として欧州各国が共同で開発を進めている高速増殖炉(1,520MWe ナトリウム冷却タンク型炉)。設備の基本構成は既設のプラントと同様であるが、経済性、安全性の向上を図っている。1988年に開発が開始され、1993年に概念設計と予備安全評価が終了し、1998年以降、開発は中断されている。

**ENHS (Encapsulated Nuclear Heat Source)**

カリフォルニア大学グリーンズパン教授より提案された簡素な設計、高度のモジュール化、100%自然循環、燃料無交換等を特徴とする小型炉概念。STAR概念のひとつで、NERIの支援を受けている。

**ESKOM**

南アフリカ共和国の国営電力会社。高温ガス炉(PBMR)発電所の建設を計画している。(「PBMR」参照)

**ETGBR (Existing Technology Gas Cooled Breeder Reactor)**

炭酸ガスを冷却材とするAGR(Advanced Gas-cooled Reactor)のプラント技術等をもとにしたMOX燃料を用いた高速増殖炉概念。1980年代初頭にかけて英国BNFL及びNNC等によって概念検討が進められた。

**EVST (Ex-vessel Storage Tank、炉外燃料貯蔵槽)**

炉外燃料貯蔵槽は、炉心内で所定の燃焼期間を経て、炉心から取り出す使用済燃料集合体を、ナトリウム中で崩壊熱が十分低下する一定期間貯蔵する設備で、貯蔵容器、しゃへいプラグ、回転ラック、等から構成される。

F

**FAIDUS 概念 (Fuel Assembly with Inner Duct Structure)**

再臨界回避方策の1つとして燃料集合体内部に熔融燃料を排出するためのダクトを設けた場合、炉心燃料体積比を低下させるため炉心性能への影響が大きい。この再臨界回避方策の炉心性能への影響を低減するための方策の1つとして、燃料集合体を大型化する方策をFAIDUS概念と



いう。

### **FBR (Fast Breeder Reactor、高速増殖炉)**

使用した燃料よりもさらに多くの燃料を生み出す(増殖)原子炉。わが国には、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」があり、実証炉の計画もある。ウラン 238 が中性子を吸収するとプルトニウムに転換することを利用した原子炉で、高速中性子でその転換率が高いので、水のような中性子の減速効果のあるものを原子炉冷却材として用いずに、ナトリウムなどを原子炉冷却材として用いる原子炉。燃料としてはプルトニウムとウランの混合体(MOX 燃料)を用いる。プルトニウムへの転換率を高めるため、炉心からもれて出る中性子をウラン 238 に吸収させるブランケット(外套部)を設けている。

軽水炉では天然ウランの 1%程度を有効に利用できるに過ぎないが、核燃料サイクルの中で FBR を有効に用いることにより、この利用できる割合は 80%以上(TRU 回収率 99%以上、燃焼度 15 万 MWd/t 程度(炉心燃料取出平均)の場合)に高まりウラン資源を十分に利用することができる。

### **FBR サイクル**

FBR とその関連する核燃料サイクルのことを言う。FBR サイクルにおいては、原子炉の中でできたプルトニウムは一度原子炉の外に取り出され、不用の核分裂生成物などを分離した後、新しい燃料に加工される。燃料として天然ウランとプルトニウムの混合酸化物燃料を用いるのでウラン濃縮過程を必要としない。しかも、ウラン濃縮過程から発生する劣化ウランを天然ウランに代わって用いることができる。FBR での燃焼によって生成されたプルトニウムを回収して利用することが前提とされるので、リサイクル型である。

### **FCI (Fuel-Coolant Interaction、燃料-冷却材熱的相互作用)**

燃料-冷却材相互作用とも言う。燃料が溶融、破損し冷却材と直接接触すると、溶融燃料の熱量が冷却材に急激に伝わることによって溶融燃料・冷却材の機械的な相互作用が発生する。このとき発生する急激な蒸気圧力は周辺の構造物等への機械的負荷となり、同時に発生する蒸気泡は炉心反応度、出力に影響を与える可能性がある。

### **FCMI (Fuel Cladding Mechanical Interaction、燃料-被覆材機械的相互作用)**

FCMI は燃料の温度上昇やスウェリングにより膨張した燃料と被覆管

内面とが接触し被覆管の変形を生じさせる現象。燃焼度が 2 万 MWd/t 以上の燃料、炉の出力上昇時などに考慮される事項。

#### FCMI による累積損傷和 (CDF)

FCMI によって累積するクリープ損傷。(「CDF」参照)

#### FFTF (Fast Flux Test Facility)

米国ハンフォード研究所の高速中性子束試験装置 (400MWt)。米国の高速増殖原型炉 CRBR (クリンチリバー増殖炉) 計画のための試験用高速炉として 1980 年に初臨界となり、1994 年閉鎖された。

#### FP (Fission Product、核分裂生成物)

ウランやプルトニウム等の核分裂に伴って生じた核種及びその一連の放射性崩壊で生じる核種のこと。大部分が放射性であり、その半減期は 1 秒以下のものから数百万年に及ぶものまで幅広い。

#### FP 核変換

核反応を利用して FP を短寿命または非放射性的の核種に変換することをいう。放射性毒性が強いあるいは放射性毒性が長期にわたる放射性核種に中性子等を照射し、核変換を行い、安定あるいは、半減期の短い核種に変えてしまうこと。

## G

#### GBR-4 (Gas Breeder Reactor 4)

欧州企業出資の GBRA が 1970 年代に設計したヘリウムガス高速増殖炉 (1,200MWe)。特徴として冷却材の高圧化による出力密度の向上、燃料ピン内外圧力平衡システム (ベント型燃料) の採用による高増殖、高燃焼度化が可能な概念。

#### GBRA (Gas Breeder Reactor Association)

1970 年代に活動した欧州企業出資の研究協会。(「GBR-4」参照)

#### GEM (ガス膨張機構)

流量喪失事象に対して、受動的に負の反応度効果を生ずるように考案された炉心構成要素。試験管を逆さにした構造で、上部は密封され下部が冷却材中に開放され、中にはアルゴンガスが入っている。この構造で

は、運転中はポンプからの吐出圧によって、ナトリウムの液位が炉心上端まで上がるが、ポンプが停止すると、ガスが膨張してナトリウム液位は下方に低下する。この機構を炉心周辺に配置すると、ポンプが停止した時に、中性子の漏れが増加して、負の反応度効果を得ることができる。

### GHSF (グローバルホットスポットファクター)

炉心出入り口温度差に対する「被覆管最高温度－炉心入口温度差」の比。炉心内の除熱・冷却のパラツキを表す値であり、平均的な除熱条件に対する除熱不足の程度を表現していることになる。炉心内の出力流量比、冷却材・被覆管温度差等が要因となって、通常の Na 冷却炉では「2」程度の値となっている。

### GT-MHR

原子炉概念は MHTGR (Modular High Temperature Gas Reactor) と全く同じであるが、蒸気発生器に替えてガスタービンを設け、高温ヘリウム冷却材によってガスタービンを駆動し、発電を行うものである。天然ガスコンバインドサイクル発電プラントと経済的に競合できるとされている。

## H

### HIP 処理工程

HIP (Hot Isostatic Pressing : 熱間等方加圧) 装置は、加熱炉を内蔵した高圧容器を用い、超高压の不活性ガス (主に Ar ガス) 雰囲気の中で材料を高温加熱することができる装置。

HIP 処理とは、この装置を使用して高温と等方加圧の相乗効果により、材料に塑性加工、構成元素の拡散等の現象を与える処理をいう。

### HLW (高レベル放射性廃棄物)

再処理の過程において使用済燃料から分離されるストロンチウム-90、セシウム-137 に代表される核分裂生成物とアメリカシウム-241、ネプツニウム-237 に代表されるアクチニド (原子番号 89 番以上の元素。放射性元素である。) を含む高レベル放射性廃液、またはそれをガラス固化したものの。

## I

### **IFR (Integral Fast Reactor)**

一体型高速炉として米国の ANL が提唱した高速増殖炉と再処理施設を一体化した総合的なシステム概念であり、アメリカで IFR を含む ALMR (Advanced Liquid Metal Reactor) 計画という国家プロジェクトとして実施された。IFR の特徴は金属燃料を用いることと、再処理に乾式再処理技術を適用することであり、金属燃料サイクル (MFC) と呼ばれている。

### **IHX (Intermediate Heat Exchanger、中間熱交換器)**

ナトリウムや熔融塩などで原子炉炉心を冷却する原子炉では、熱交換器の伝熱管に欠陥が生ずる場合などの事故対策のために、二段階熱交換方式が採用される場合がある。二段階の熱交換器が用いられている場合、原子炉側からみて初段の熱交換器を中間熱交換器という。例えば、ナトリウムで原子炉炉心を冷却する高速増殖原型炉「もんじゅ」では、原子炉炉心で加熱された一次側ナトリウムの熱エネルギーを、初段の熱交換器である中間熱交換器で二次側ナトリウムに伝え、そのナトリウムと三次側の水とを二段目の熱交換器である蒸気発生器で熱交換させることで、発電用蒸気を得る二段階熱交換方式が採られている。したがって、万一蒸気発生器に欠陥が生じナトリウムと水との反応が起こっても炉心にまで影響を及ぼすことの無いようになっている。

### **IRACS (Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System、2次系分岐型補助冷却系)**

崩壊熱除去系の方式のひとつで、2次冷却系を分岐して1次冷却系を介して冷却する方式。

L

### **LLFP (Long-Lived Fission Product、長半減期 FP または長寿命 FP)**

核分裂によってできた核種、またはそのような核種から放射性の崩壊によってできた核種のうちで半減期の長いものをいう。主要なものとして、よう素-129 (半減期 1,570 年)、パラジウム-107 (半減期 650 万年)、セシウム-135 (半減期 230 万年)、ジルコニウム-93 (半減期 153 万年)、テクネチウム-99 (半減期 21 万 1 千年)、スズ-126 (半減期 10 万年)、セレン-79 (半減期 6 万 5 千年) 等がある。LLFP の多くは燃料再処理工程で、高レベル放射性廃棄物の放射線と崩壊熱の発生の主要な原因とな

る。

M
---

### MA (Minor Actinide、マイナーアクチニド)

周期律表において原子番号 89 のアクチニウムから 103 のローレンシウムに至る 15 の元素を総称してアクチニド元素という。原子番号 90、91、92 のトリウム、プロトアクチニウム、ウランは天然に存在するアクチニドである。93 のネプツニウム以降は人工元素であり、例えば原子炉内で核燃料物質が中性子捕獲反応と $\beta$ 壊変を繰り返すことによって生成する。したがって原子炉の使用済み燃料のなかには、原子番号 94 のプルトニウムとともに微量の他のアクチニドが含まれている。一般に長寿命の放射能を持ち、 $\alpha$ 壊変を行うが、重い元素では自発核分裂も行う。アクチニドの用途としては原子力分野が多く、核的性質が利用されるので、元素としての特性よりは、個々の同位体の性質が重要視される。使用済み燃料中でウラン、プルトニウムに比べ存在量の少ないアメリシウム(Am)、キュリウム(Cm)及びネプツニウム(Np)をマイナーアクチニドと称する。

### MHD 発電 (Magneto Hydrodynamics、電磁流体発電)

電気伝導性のある流体が磁場中を流れると「ファラデーの電磁誘導の法則(右手の法則)」に従い誘導電流が発生する。この現象を用いて、電気を取り出す発電方式を言い、直接発電の 1 方式である。ナトリウムは電気伝導度が高いため、ナトリウム冷却 FBR では、この方式の発電を採用できる可能性がある。ナトリウムを単相のまま磁場中を流すと、大きな電磁力がかかり大きな流体駆動力が必要となるために、窒素ガス等の不活性ガスを混合させた液体金属二相流として、ガスの熱膨張による駆動力と電気伝導度の緩和効果の双方を利用した方式が有望と考えられている。

### MOX 燃料 (混合酸化物燃料)

ウラン酸化物とプルトニウム酸化物を混合して作った燃料である。新型転換炉「ふげん」、高速実験炉「常陽」、高速増殖原型炉「もんじゅ」で使用されている。軽水炉での使用も開始されようとしている。

### MSBR (Molten Salt Breeder Reactor、溶融塩増殖炉)

米国の ORNL (Oak Ridge National Laboratory) が溶融塩炉の実用

炉を目指して、1968年に提案した大型炉。フッ化物溶融塩を使用し、Th-U燃料サイクルを目指した熱中性子増殖炉である。

**MWd/t (mega-watt-day-per-ton、メガワットデイパートン)**

燃焼度の単位。MOX燃料の単位重量あたりに発生した熱エネルギーの総量で表したもの。原子炉の運転において、炉心に装荷された核燃料が、原子炉から取り出されるまでに中性子との反応により消費された割合を示すことにもなる。

**N**

**NERI (Nuclear Energy Research Initiative、原子力研究イニシアチブ)**

米国エネルギー省 (DOE : Department of Energy) が、将来原子力エネルギー利用上の障害を克服するとともに、米国内の大学、研究所及び産業界の原子力科学技術の再活性化を目指したプログラムである。

**NNC (National Nuclear Corporation、英国原子力会社)**

原子力メーカー及び英国の原子力設計メーカー (UKAEA) の出資によって設立され、原子力発電所の設計・建設、プロジェクト管理を担当してきた。しかし、情勢の変化に伴い、GEC社の子会社として発足、内外に原子力業務を提供するメーカーとして再出発している。

**(n,p)反応**

中性子(n : neutron)を吸収して陽子(p : proton)を放出する核反応。結果として、質量数は変わらず、原子番号が1だけ増加する。例としては、「N-14が中性子を吸収してC-14に変化する核反応」などが挙げられる。

**NSSS (Nuclear Steam Supply System、原子炉蒸気発生設備)**

高温高圧の蒸気をタービンに供給するシステム。原子炉及び一次冷却系設備から構成される。

**O**

**ODS 鋼 (Oxide Dispersion Strengthened Stainless Steel、酸化物分散強化型ステンレス鋼)**

高燃焼度までの耐照射性に優れるが高温強度が不足しているフェライ

ト系ステンレス鋼に微細な安定酸化物粒子を材料中に分散させ高温強度を改善することをねらった材料で、高燃焼度燃料被覆管として期待され開発中である。当面は、製造技術の確立、製造コスト低減の見通しが最重要課題となっている。

### O/M 比

酸化物燃料の化学組成は、おおまかにはウラン、プルトニウムなどの重金属元素 1 個に対して酸素 2 個をもつ化合物と考えられるが、正確には酸素(Oxygen)原子数と重金属(Metal)原子数の比(「O/M 比」と言う。)は 2 からわずかにずれる。このわずかな差が原子炉中の燃料のふるまいにいろいろ影響するので、O/M 比の調整は燃料の性能を確保する上で特に重要な項目である。

### O/M 比依存性

被覆管の内面腐食が酸化物燃料の O/M 比に依存すること。プルトニウムの酸化物は、常温では  $\text{Pu}_2\text{O}_3$  及び  $\text{PuO}_2$  の形が知られているが、何れも不定比性である。MOX 燃料として用いられる二酸化物も高温では酸素量が減少する。燃料として用いられているのは  $\text{O/M}=1.99\sim 1.95$  が多い。

P

### Pb-Bi (鉛ビスマス)

鉛(Pb)とビスマス(Bi)の合金であり、鉛単体に比べ、融点が約  $330^\circ\text{C}$  から約  $120^\circ\text{C}$  に低下し、FBR の冷却材として扱いやすくなる。このため、冷却材を液体状態に保つための予熱系(電気ヒータ等)については、融点が約  $100^\circ\text{C}$  のナトリウムのために開発した技術を適用できる利点がある。しかしながら、ビスマスが中性子を吸収すると  $\alpha$  放射性的のポロニウムが生成されることから注意が必要である。

### PBMR (Pebble Bed Modular Reactor)

1990 年代半ばから南アフリカ共和国の国営電力会社 ESKOM を中心に、ドイツのジーメンス社の協力のもとに高温ガス炉ガスタービン発電プラントの計画が進められている。プラント概念は熱中性子炉であり、単基出力は小さいが、同一設計のシリーズ生産効果により、大型軽水炉に優る経済性を有すると評価されている。

**PCR<sub>V</sub> (Pre-stressed Concrete Reactor Vessel、プレストレストコンクリート原子炉容器)**

コンクリートにライナの内張りをした原子炉容器で、コンクリートの中に鋼製のより線でできた緊張材が桶のたがのように容器を締め付けている。大型化が容易とされている。

**PE16**

英国で製造・販売されているニッケルの含有率が43%程度の高ニッケル鋼で、高温強度と耐照射性に優れる。英国では燃料被覆管として中燃焼度までの使用実績が蓄積されてきている。今後、高燃焼度までの性能を評価することが必要である。

**PIT (Physical Inventory Taking)**

核物質の実在庫調査(確認)のこと。一定の時点において物質収支区域内に存在する核物質の量を、バッチ単位で定められた手続きに従い測定または計算により推計したものの合計を実在庫と呼ぶ。

**PRACS (Primary Reactor Auxiliary Cooling System、1次系共用型炉心冷却系)**

崩壊熱除去系の方式のひとつで、1次冷却系中間熱交換器内の冷却コイルにより冷却する方式。

**PRISM (Power Reactor Inherent Safe Module)**

米国 DOE の革新型液体金属高速炉計画 (ALMR : Advanced Liquid Metal Reactor) に参加した GE 社より提案された中小型モジュール炉概念である。RVACS と呼ばれる原子炉容器外側のガードベッセルを自然通風冷却により異常時の炉心冷却を受動的に達成するシステム概念である。

**PSI (Paul Scherrer Institute)**

スイスの国立研究所。素粒子物理学、生命科学、固体物理、材料科学、原子力及び非原子力のエネルギー研究、エネルギー関連のエコロジー等の研究開発を行っている。

**Pu 富化度**

MOX 燃料中のプルトニウム濃度のこと。

**PUREX (Plutonium Reduction Extraction) 法**



使用済核燃料の再処理工程で用いられる溶媒抽出法のひとつで、現在一般的に実用化されている方法である。有機溶媒はリン酸トリブチルをドデカンで希釈したものをを用いる。使用済み燃料の硝酸溶解液を、パルスカラム、ミキサセトラ、遠心抽出器などの溶媒抽出装置を用いて有機溶媒と接触することにより、まずウランとプルトニウムだけを有機相に抽出させ、核分裂生成物を水相に残す。次にこの有機相を硝酸ヒドロキシルアミンなどの還元剤を含む水相と接触することにより、プルトニウムだけを水相に逆抽出させ、ウランと分離する。

### PyC (パイロカーボン)

熱分解黒鉛。メタンやプロパンなどの炭化水素が 1400℃～2000℃の温度で熱分解によって気相で炭素を生成し、それが黒鉛等の基材表面上に化学蒸着したものであり、蒸着温度によって性質が異なる。高速中性子照射によって、構造、寸法、性質が大きく異なってくる性質がある。

R

### RAPSODIE

フランスの高速実験炉。1967年に臨界に達し、燃料・材料の照射を目的に1983年まで運転された。その後停止され、現在廃止措置中である。

### RBCB (Run Beyond Cladding Breach Test、破損後運転試験)

破損燃料の継続照射試験。流路閉塞等による事故時の燃料挙動シナリオとして、燃料を溶融させたり被覆管を破損させる等の限界条件での試験を行い、局所の事故の全炉心への波及効果等について確認する。

### RIAR (Research Institute of Atomic Reactors)

原子炉科学研究所。ロシア、デミトロフグラードにある国立研究所。原子炉材料科学、原子炉安全性、同位元素、核燃料サイクル等の分野で研究開発を行っている。

### RVACS (Reactor Vessel Auxiliary Cooling System あるいは Reactor Vessel Air Cooling System、原子炉容器補助冷却系)

FBRの崩壊熱除去系の一つ。原子炉容器外壁を大気中の自然対流で冷却する方式であり、小型～中型炉の設計で多く採用されている受動的システムである。他の崩壊熱除去系では、2次ナトリウム冷却系が必要となるが、RVACSでは、容器の外表面を直接空気冷却するために、2次系

を不要とでき、設備を簡素化することができる利点がある。

S

### **SAFR (Sodium Advanced Fast Reactor)**

米国 AI(Atomics International)社の 330MWe タンク型高速炉。1989年に革新型液体金属高速炉 ALMR (Advanced Liquid Metal Reactor) 計画に Rockwell 社より応募された概念。

### **SAS (Safety Analysis System)**

ANL で開発された CDA (炉心崩壊事故) 起因過程解析コード。冷却材沸騰から燃料破損、破損燃料の分散挙動に係わる熱流力・核計算を行う。最新のバージョンは SAS-4A である。

### **SASS (Self Actuated Shut Down System、自己作動型炉停止機構)**

制御棒は、制御棒駆動機構と電磁石で接続されているが、この接続部分に高温になると磁性を失う熱感知合金を用いることにより、電磁石に電流が流れている状態でも、炉内の温度上昇により自動的に制御棒を切り離す受動的な安全装置。

### **SCFBR (Supercritical Pressure Light Water Fast Breeder Reactor、超臨界圧軽水冷却高速炉)**

SCFBR は、超臨界圧水を冷却材とし、現在の火力ボイラの主流である貫流型直接サイクルを用いることにより熱効率を高めた概念である。

### **SEFOR (Southwest Experimental Fast Oxide Reactor)**

サウス・ウエスト高速炉酸化燃料実験炉。1969年5月初臨界し、酸化燃料の性能試験と大型実用炉の安全設計のためのドップラ係数など固有安全性に関する研究が行なわれ、目的達成後、1972年に閉鎖された。

### **SETFICS (Solvent Extraction for Trivalent-elements Intra-groupseparation in CMPO-complexant System)**

使用済燃料の硝酸溶解液からウランやプルトニウム等を回収した後の高酸性廃液からアメリシウム (Am) やキュリウム (Cm) を回収するために、核燃料サイクル開発機構が開発した溶媒抽出法ベースの MA 回収システム。廃液から Am、Cm を回収し FP を取除くプロセス(一部のランタニド元素は Am、Cm に随伴)と、その中間製品から前プロセスで使

われる硝酸塩等の試薬を取除くプロセスで構成され、最終製品は一部のランタニド元素を含む Am、Cm である。後者のプロセスの抽出溶媒には、CMPO/TBP 混合溶媒を用いる。

### **SG (Steam Generator、蒸気発生器)**

タービンを駆動するための蒸気を発生させるための熱交換器。軽水炉の PWR では、原子炉 1 次冷却材と水蒸気側で熱交換させているが、ナトリウム冷却 FBR では、放射化されていない 2 次冷却材ナトリウムと、水蒸気側で熱交換させている。

### **SGACS (Steam Generator Auxiliary Cooling System、水・蒸気系による崩壊熱除去系)**

SG の胴を介した自然通風除熱を用いた静的な崩壊熱除去系。

### **SIMMER (Sn, Implicit, Multifield, Muticomponent, Eurlerian Recriticality)**

米国ロスアラモス国立研究所で開発された CDA 遷移過程（起因過程に続く、炉心内での熔融領域が拡大し、再臨界に至る可能性のある過程）の多成分・多相の熱流動、核計算を行う 2 次元汎用計算コード。

### **S-PRISM (Super-Power Reactor Innovative Small Module)**

GE 社の約 400MWe タンク型モジュール炉で、モジュール 2 基で 1 つの発電ユニットとし、モジュール 6 基で 1 つの発電所とする。1989 年に革新型液体金属高速炉計画 (ALMR: Advanced Liquid Metal Reactor) に応募された概念をスケールアップする等改良したもので、受動的な安全性、新燃料交換方式などの新概念を盛り込み、小型化とモジュール効果等を活用して経済性向上を目指した概念。（「PRISM」参照）

### **SPX (Super Phenix)**

フランスの高速増殖実証炉 (1,240MWe タンク型炉)。1985 年臨界となり、1986 年末には 100% 全出力運転に成功している。政策変更により廃炉が決定された。リヨン市東方約 50km のクレイマルビル (Creys-Malville) にある。

### **STAR 概念 (Secure Transportable Autonomous Reactor System)**

カリフォルニア大学から NERI の公募に提案された小型炉概念。鉛ビスマスを用いた自然循環型モジュールタイプ冷却炉 (STAR-LM) 等の様々なバリエーションの概念がある。ENHS もそのひとつ。

### SVBR-75 (Svinets Vismout-Bystryi Reactor (ロシア語)、鉛ビスマス高速炉)

ロシア IPPE (Institute of Physics & Power Engineering) より提案された小型のモジュールタイプ鉛冷却炉概念で、元々は原潜用として開発したもの。

T

### THORP プラント

BNFL が英国国内の AGR 使用済燃料及び海外の LWR 使用済燃料(日本も含む)の処理を目的として建設した大型再処理施設(PUREX 法)。1984 年に着工され、94 年 1 月 17 日に運開して現在運転中。年間処理能力 700~1,200t/y。

### TREAT (Transient Reactor Test Facility、出力過渡試験炉)

米国 ANL-West (アイダホ州) にある安全性試験炉 (黒鉛減速空気冷却均質型熱中性子炉)。構造材の照射、過渡条件下の燃料破損挙動及び破損後挙動の解明等に用いられている。

### TRISO 型燃料被覆粒子燃料

被覆粒子燃料は、燃料核 ( $UO_2$ 、 $ThO_2$ )、低密度炭素 (PyC) バッファ層、シール層 (BISO 粒子のみ; バッファ層)、高密度炭素 (PyC) 内層、炭化ケイ素層 (SiC) 及び高密度炭素 (PyC) 外層で構成される。基本的構成は英国/OECD のドラゴン炉設計の際開発された。燃料核から核分裂生成物 (FP) 拡散の障壁の役目をする被覆層が三重であることから TRISO 型被覆粒子燃料と呼ばれている。

### TRU (Trans Uranium、超ウラン元素)

原子番号が 92 (ウラン) を超える元素をいい、アクチニド元素に属する。いずれも人工の放射性核種であり、現在までに、ネプツニウム (Np、93)、プルトニウム (Pu、94)、アメリシウム (Am、95)、キュリウム (Cm、96)、バークリウム (Bk、97)、カリホルニウム (Cf、98)、アインスタイニウム (Es、99)、フェルミウム (Fm、100)、メンデレビウム (Md、101)、ノーベリウム (No、102)、ローレンシウム (Lr、103)、及び 105 番から 111 番元素まで存在が確認されている。超ウラン元素のほとんどが  $\alpha$  崩壊して  $\alpha$  線を放出する。

## TRUEX (Trans Uranium Extraction) 法

中性の二座配位型有機リン化合物の CMPO と TBP (Tri-n-Buthyl Phosphate) との混合溶媒を用いる、TRU 分離のための新しい溶媒抽出法。1980 年代に ANL で開発され、1990 年代に入り旧動燃で高レベル廃液の TRU 分離法としての研究を開始した。アメリカ、日本以外でもイタリア、インド、ロシア等で研究が実施されている。MA 核種に対する抽出力が強力で被抽出液中の硝酸を希釈する必要がなく、また共通の抽出剤 (TBP) を使用するので、既往 PUREX 法との取り合いが極めて良い。また既往の抽出技術 (抽出器、移送、計測制御等) も使えるなど、多くの利点がある。

## TRU-Zr 合金スラグ

ANL 型 U-Pu-Zr 合金金属燃料スラグに MA を混入したもの。電力中央研究所が照射試験用に欧州にて製造した実績がある。

U

## UIS (Upper Internal Structure、炉心上部機構)

FBR の原子炉容器の回転プラグから炉心上部に吊り下げられ、遮蔽部、胴、整流板、熱電対支持物などで構成される構造体。燃料集合体出口での冷却材温度検出、制御棒の所定位置への支持などの機能を持つ。

## ULOF (Unprotected Loss of Flow、流量喪失型スクラム失敗事象)

外部電源喪失等により 1 次冷却系ポンプがコーストダウンする過渡変化時に、原子炉停止系が作動せず、流量喪失により炉心燃料温度が短時間で上昇し、炉心損傷に至る事象。高速炉では、一般に独立 2 系統の原子炉停止系が装備されるため、このような事象の発生する確率は  $10^{-6}/\text{ry}$  以下であり、工学的にはその発生は想定されない事象である。ULOF は、短時間に大規模な炉心損傷に至る事象であり、従来から、その事象推移の不確かさを考慮して幅広い事象シナリオが検討され、高速炉の炉心崩壊事象の代表事象とされてきている。

## UP 3 プラント

フランス COGEMA が、海外の使用済燃料(日本も含む)の受け入れ専用として建設した大型再処理施設 (PUREX 法)。1981 年に着工し、1990 年 1 月に一部操業開始し、同年 8 月より本格操業を開始した。年間処理

能力 800t/y。1998 年度には、822tHM が処理された。現在運転中。

あ

### アニール (annealing、焼き鈍し)

金属やガラスの内部のひずみを除くため、ある温度まで熱してから除々にさますこと。

1 次系共用型炉心冷却系 ⇒ 「PRACS」参照

### インダクトスカル溶解

鑄造法において坩堝内の金属を溶解する方法の一つ。るつぼを外側から強制冷却しつつ誘導加熱し、内部の燃料合金を溶解する。この時、るつぼを強制冷却するため、るつぼと合金の接触面は低温の固体になり、熔融金属とるつぼ材料との反応を抑制できるという特長がある。

### 遠心抽出器

高速回転場を利用して水相と有機相を強制混合し、ついで遠心力を利用して比重の大きい水相を回転筒の外周部に、比重の小さい有機相を回転軸の近くに集め相分離する装置。小型化が可能、接触時間が短く溶媒の放射線損傷を低減できる、等の特長から、次世代の再処理用抽出装置として、各国で技術開発が進められている。

### 塩浴塩素化法

酸化物燃料を金属電解法で処理するための酸化物の金属への還元方法の一つ。熔融塩中で塩素ガスの直接吹き込むことにより、金属を経由することなく酸化物燃料を直接イオン化する方法。米国 ANL が開発した Li 還元法と比較して塩廃棄物が少なくなるという特徴があるが、塩素ガスの取扱が課題となる。

### 温間圧延

互いに反対方向に回転する 2 本のロールの間に、素材を加熱して通過させ、断面積を減少させて板・棒・線・型材など所要形状にする塑性加工方法。

か

## 外部ゲル化法

硝酸ウラニル及び硝酸プルトニウム混液をアンモニアガス雰囲気下でアンモニア水中に滴下し、液滴表面からゲル化反応を生じせしめ酸化物顆粒燃料を製造する方法。増粘剤（PVA）及びその分解保護剤のアルコール（THFA）を添加する必要がある。核燃料サイクル開発機構などで開発中。硝酸アンモニウムなどの廃棄物の発生が難点である。

## 核的デカップリング

炉心形状の極端な扁平化等を行うと、炉心径が中性子の拡散距離（核分裂で中性子が発生してから吸収されるまでの距離に対応する）に比較して著しく大きくなることから、径方向の核的な結合が弱くなり、制御棒操作等による出力分布の変化が大きくなる傾向がある。これを核的デカップリングが大きくなると表現している。

## 核種分離技術

高レベル放射性廃棄物に含まれる核種を、それぞれの核種の物理的あるいは化学的特徴を利用して、核変換の方法や利用目的に応じいくつかのグループ、元素あるいは核種に分離する技術。

## 核燃料サイクル

天然に存在するウラン資源が採掘、精錬、転換、濃縮、加工されて核燃料として原子炉で使用され、さらに原子炉から取り出されたあと再処理、再加工され再び原子炉で使用され、残りが廃棄物として処理処分されるまでの一連の循環（サイクル、最近ではサイクルをリサイクルと呼ぶことも多い。）をいう。一般に、核燃料物質の探査、採掘から始まり、採掘されたウラン鉱石からのウランの抽出、精錬、フッ化物への転換、ウラン同位体の濃縮、原子炉燃料への成型加工、原子炉装荷（燃料の燃焼）、使用済燃料の再処理（プルトニウム、ウランの回収）、放射性廃棄物の処理、処分などの過程をたどる。

核分裂生成物 ⇒ 「FP」参照

ガス膨張機構 ⇒ 「GEM」参照

## ガードベッセル

高速炉の場合、一次系が低圧系で万一の漏洩時にも減圧沸騰の恐れがないため、炉容器や一次主冷却系の損傷があっても、ナトリウム冷却材

が漏洩して炉心燃料が露出することを防止すればよい。そのために原子炉容器、一次主冷却系循環ポンプ容器、中間熱交換器の外側に保護容器を設け2重構造としている。この保護容器をガードベッセルと言う。内側炉容器と外側ガードベッセルの間の容積はナトリウムがリークした時でも炉心燃料頂部が露出せず、自然循環除熱が出来るように頂部と出口配管までのナトリウム容積を考慮して設計されている。

### 還元抽出法

U、TRU や希土類が溶解している熔融塩に Li を含む液体金属(Cd あるいは Bi)を接触させると、U 等は Li によって還元され金属となり、液体金属相中に抽出される。この際に各元素の還元されやすさの違いによって、U、TRU を選択的に金属相中に抽出し、FP と分離することができる。但し高い効率で分離を行うためには、複数段の還元抽出を連続して実施する必要がある。

### 乾式法

塩化リチウム(LiCl)や塩化カリウム(KCl)の熔融塩やカドミウム(Cd)、ビスマス(Bi)、鉛(Pb)等の液体金属を溶媒とした再処理法の一つ。「酸化物電解法」、「金属電解法」及び「フッ化物揮発法」参照

### 感度解析

入力値や設定値の変動が評価結果に及ぼす度合いを評価すること。どの値が結果に対する影響度が高いか、などを把握する。

### 希土類元素

元素番号 57 から 71 まで 15 元素ランタン(La)、セリウム(Ce)、プラセオジウム(Pr)、ネオジウム(Nd)、プロメチウム(Pm)、サマリウム(Sm)、ユーロピウム(Eu)、ガドリニウム(Gd)、テルビウム(Tb)、ジスプロジウム(Dy)、ホルミウム(Ho)、エルビウム(Er)、ツリウム(Tm)、イットルビウム(Yb)、ルテシウム(Lu)に加えて、これらに性質が極めて類似したスカンジウム(Sc)、イットリウム(Y)を加えた 17 元素のこと。科学的な性質が類似しており、相互の分離が難しい。

### 共晶

主に2つの金属材料が接触している場合、その接触面では金属の融点より低い温度(共晶温度)で共晶合金を生成し、金属間の接合、浸食が生じる。特に、金属燃料の場合には、被覆管との接触面でこの現象が問題になる。



### 共晶反応

1つの液相から同時に2つの固相を生じる反応。また、その反対に2つの固相が反応して液相を形成すること。金属燃料では、燃料合金中のUと被覆管中の鉄が共晶反応を起こし、それぞれの融点より低い温度で液相を生じる可能性があるため問題とされる。

### 共除染

再処理工程において、プルトニウムとウランが混合されている状態(共存している状態)でFP等の大部分を分離すること。

### 均質炉心

FBRの炉心型式としては、均質炉心と非均質炉心とがある。均質炉心では炉心燃料がMOXのみで単純に構成され、通常炉心の周囲にウラン酸化物で作られたブランケット燃料が置かれる。炉心領域にブランケット燃料を混在させたのが非均質炉心である。「もんじゅ」は均質炉心である。

### 金属電解法

使用済燃料を熔融塩中に溶解し、酸化・還元電位差を利用して金属Uを固体陰極に析出させる。その後、熔融カドミウム陰極でプルトニウム及びMAの析出生成自由エネルギーがウランと近接することを利用して金属プルトニウム・ウラン・MAの共析出を行い、アクチニドを回収する乾式再処理法。基本プロセスは米国ANLが開発した。

### 金属燃料

金属ウランや金属プルトニウムにジルコニウム(Zr)等を添加して合金とした原子炉用の燃料。

クリープ損傷和 ⇒ 「CDF」参照

グローバルホットスポットファクター ⇒ 「GHSF」参照

### 径方向非均質炉心

FBRの炉心型式としては、均質炉心と非均質炉心とがある。均質炉心では炉心燃料の周囲にブランケット燃料が置かれる。炉心領域内にブランケット燃料を混在させたのが非均質炉心である。非均質炉心は、ボイド反応度の低減、増殖率の向上の点で効果があるとされている。

## ゲル化

コロイド粒子または高分子溶質が相互作用のために、独立した運動性を失って集合した構造をもち、固化した状態をゲルという。

原子炉蒸気発生設備 ⇒ 「NSSS」参照

原子炉容器補助冷却系 ⇒ 「RVACS」参照

## 現在価値換算

投資や収入がある期間にわたって分布している様な場合において、各々の時間的な価値を基準時点の価格に換算すること。割引率とも言う。

高レベル放射性廃棄物 ⇒ 「HLW」参照

混合酸化物燃料 ⇒ 「MOX燃料」参照

## さ

## 再処理

原子炉で使用した燃料（使用済燃料）の中には、燃え残りのウランや新しくできたプルトニウム等燃料として再び利用できるものと、ウラン等が分裂してできた核分裂生成物が含まれている。使用済燃料を化学的プロセスにより、再び燃料として利用できるウラン、プルトニウム等をそれ以外の物質（高レベル放射性廃棄物）に分離する作業のこと。

## 再臨界回避

FBRの安全評価で考えられてきた仮想的な炉心損傷時には、炉心冷却材の大規模な沸騰によって反応度が増加して即発臨界を超過した場合、あるいは溶融した炉心燃料が大規模に集中して再臨界を超過した場合、溶融燃料の急激な温度上昇によって、燃料被覆管や集合体管等のスチールが蒸発・膨張して、炉心内で機械的なエネルギーを放出する可能性が考えられる。このような再臨界が発生することがないように、炉心燃料設計の段階から予め考慮し、即発臨界を超過しないこと、及び、溶融燃料が集中しないよう、溶融初期に炉心外に流出するような工夫を講じることを再臨界回避方策と言う。

### サーマルストライピング

配管合流部や原子炉炉心上部のような、温度差が大きいナトリウムが流入する場所では、熱応力の繰返しによる高サイクル疲労により構造物を破損させる場合が生じる。高温液体と低温液体が混合する場所における温度ゆらぎ現象をサーマルストライピングと呼ぶ。

### 酸化物電解法

使用済みの酸化物燃料を溶融塩 ( $\text{LiCl}-\text{CsCl}$  等) 中で塩素ガスを吹き込みながら溶解 (塩素化溶解) し、酸化・還元電位の差を利用して、アクチニドを酸化物 (ウラン酸化物、プルトニウム酸化物) として共析出する乾式再処理法。基本プロセスはロシア RIAR が開発した。

### 酸素ゲッター

MOX 燃料はウラン酸化物とプルトニウム酸化物 ( $(\text{Pu},\text{U})\text{O}_2$ ) で構成されているが、MOX 燃料の酸素比率を調節するために添加される成分で、金属ウラン等が用いられる。MOX 燃料は、燃焼初期のステンレス鋼被覆管との共存性は良好であるが、照射の進行に従って単体酸素濃度の増加(核分裂に伴い、ウランやプルトニウムと結合していた酸素が解放される)と FP の蓄積により被覆管の腐食が起りやすくなる。このため、単体酸素濃度の上昇を抑制するため、金属ウラン等の酸素ゲッターを燃料に添加する。

自己作動型炉停止機構 ⇒ 「SASS」参照

---

### システム倍増時間

核燃料の増殖の効果を考える指標の一つ。燃料の増殖による核燃料の増加量が、原子炉に装荷される核燃料と、原子炉の外に存在するもの、すなわち、貯蔵中、再処理中、輸送中、加工中の核燃料の合計量に等しくなる(システム全体の核燃料が倍増する)のに必要な時間。

### 実効増倍率

炉心全体で単位時間に発生する中性子数(核分裂とともに発生するもの等)と、単位時間に消費される中性子数(核分裂につかわれるもの、吸収・もれにより失われるもの)の比。実効増倍率が 1 の時、炉心全体の中性子の増減がない臨界状態となる。

### 受動安全性

一般に原子炉システムは、事故等に備えて事象を安全に終息させる機

能を備えている。この機能を働かせる際に、非常用ディーゼル発電機等の駆動源が必要なポンプ、ファン等の動的機器や制御系を用いる場合(工学的安全設備)と、重力、放熱等の自然の物理現象を活用する場合がある。後者のように外部からの動力や駆動信号などを必要とせず、原子炉で考えられる異常な物理現象に基づいて自然に安全を確保できることを受動安全性という。

蒸気発生器 ⇒ 「SG」参照

### 晶析法

溶液を過飽和にして溶質を結晶として取り出す操作をいう。温度変化により溶解度変化の少ないものは蒸発濃縮により過飽和状態を作り出す。温度効果により溶解度が急激に減少するものは冷却法を用いる。溶解液からのウラン(硝酸ウラニル)の晶析は後者によるが、旧西ドイツ・カールスルーエ原子力研究所でのウラン精製への適用例を除き、世界的にも実施例がない。今後、ウラニル晶析条件の把握を始め、プルトニウム及び核分裂生成物との分離性の確認が本法の成立性の判断に必要となる。

### ショートプロセス法

酸化物燃料製造法として、旧動燃より開発している簡素化燃料製造法。転換工程でのプルトニウムの富化度調整、高流動性の MOX 粉への転換を行うほか、ペレット工程では原料秤量、均一化混合及び造粒等を削除する。製品スペックアウトは乾式回収せず、転換工程で湿式回収を図る。これらの合理化により、従来工程に比べ大幅な工程数の削減が図られる。

除染係数 ⇒ 「DF」参照

### 振動充填燃料

粉体燃料(球状、非球状)を振動下で充填することにより燃料ピンに加工する方法。現行の機械混合法によるペレット燃料製造と比較してプロセスが簡略化でき、粒子の取り扱いも容易なことから、遠隔技術による製造工程の実現が期待される。また自動化が容易と見られることから低除染の燃料製造法としての展開も考えられる。粉体燃料の製造には、硝酸プルトニウム及び硝酸ウラニルの混液を出発液として、試薬中に液滴を滴下してゲル化反応により造粒し、洗浄及び乾燥工程を経て仮焼・還元後、焼結する湿式法、電析あるいは沈殿により製造したウラン酸化物( $UO_2$ )、プルトニウム酸化物( $PuO_2$ )を粉碎、分級する乾式法の二法がある。

### スウェリング (swelling)

原子炉内で使用されている核燃料は、燃焼度の増大とともに、核燃料物質が消失し同時に核分裂生成物が増加する。この結果、燃料中で原子空孔が集まってボイドを形成するため全体として体積が増加する(ボイドスウェリング)。これとは別に気体状の核分裂生成物も発生するので、これによる体積増加がある(バブルスウェリング)。これらによる燃料の膨張を全体としてスウェリングという

### スフェアパック燃料

MOX 等の小さな球状の粒子燃料を被覆管に充填した燃料ピンをスフェアパック燃料という。この際、充填密度を上げるため被覆管に振動を与えながら2～3種類(数 $10\mu\text{m}$ ～ $1000\mu\text{m}$ )の径の粒子を組み合わせで充填する。スフェアパック燃料製造ではペレット燃料製造工程に必要な微粉末取扱、ペレット成型等の工程が不要であり、工程の簡素化の可能性があり燃料製造コスト低減が期待できる。また遠隔製造に優れた燃料製造工程とできる可能性があり、MA、FPを同伴した燃料製造への適用が期待できる。

### 製品移行率

使用済燃料を再処理した場合に使用済燃料中に含まれる核物質質量に対する再処理製品中の核物質質量の比率。燃料製造では、再処理製品中に含まれる核物質質量に対する燃料製品中の核物質の比率。再処理と燃料製造を通してでは、使用済燃料中に含まれる核物質質量に対する燃料製品中に含まれる核物質質量の比率となる。

### 潜在的毒性

核種ごとに定められている放射性物質の体内摂取の年間許容限度(年摂取限度)でその核種の放射エネルギーを除いた値。放射性核種の人体への影響度の尺度。

### 先進湿式法

軽水炉燃料の再処理法として実績のあるPUREX法をベースに、これを大幅に見直した「簡素化溶媒抽出法」(抽出溶媒にTBPを用いるが、プルトニウムをウラン及びネプツニウムと分離せず、低除染で共回収する)と「晶析法」を組合せ、さらにTRU回収機能を付加した先進的な湿式再処理方法。

### 増殖比 (Breeding Ratio)

原子炉の運転に伴いウラン 235 やプルトニウム 239 などの核分裂性物質が核分裂等で減少する割合に対してウラン 238、プルトニウム 240 などから新たに中性子を吸収して核分裂性物質 (プルトニウム 239、プルトニウム 241 など) を生成する割合の比率をいう。特にその比が 1.0 をこえる場合を増殖比、1.0 以下の場合を転換比と呼ぶ。

### ゾルゲル法

水溶液から直接に酸化物固体を得る製造法の総称。核燃料製造では、アクチノイド硝酸溶液の液滴にアンモニアを作用させることにより、酸化物として固化させる。アンモニアを液滴外部から作用させる外部ゲル化法と、液相中にアンモニアドナー(加熱すると分解してアンモニアを発生する化学物質)を添加しておく内部ゲル化法がある。酸化物燃料微小球(直径 1 mm 程度以下)を調整する方法として、高温ガス炉用燃料の製造に用いられている他、高速炉用振動充填 MOX 燃料の試作に応用されている。

### ソルトフリー技術

溶媒抽出法による再処理主分離工程(分離、精製、溶媒再生)の各ステップにおいて、分解してガス化する化学試薬による反応操作とその廃試薬を電気分解により処理する方法、あるいは化学試薬を用いず直接(in situ)、電気化学を適用して反応を操作する方法をいい、それらを包括的に組み合わせることによって、工程操作に伴う塩を完全に排除することが可能となる。この結果、放射性廃液の高濃縮・高減容が可能となり、廃棄物の処理、処分コストの低減が図られる。

た
---

### タンク型 (tank type)

FBR の炉型は原子炉冷却材等の循環系から見てループ型とタンク型に大別される。タンク型 FBR は、一次系循環ポンプや中間熱交換器を原子炉容器内に収容するので機器配置のコンパクト化を図りやすいが、大きな原子炉容器を必要とするため、その耐震性を確保することが難しいとされている。

### 窒化物燃料

ウランの場合は UN、プルトニウムの場合は PuN である窒素化合物の

燃料。熱伝導性が金属燃料並に良好であり、融点が高い特徴を有する。

### 窒素解離

窒化物燃料は、炉心溶融等で高温になると、燃料が溶融・分解して窒素ガスを放出する。これを窒素解離という。

### 窒素 15

天然の窒素はほとんどが窒素 14 からなるが、この窒素 14 が中性子を捕獲すると陽子を放出し長寿命核種である炭素 14 が生成され、環境に悪影響を及ぼすおそれがある。このため、窒化物燃料を使う場合には、天然の窒素に 0.37% 程度存在する窒素 15 を 99% 程度に濃縮して使用する必要がある。

中間熱交換器 ⇒ 「IHX」参照

超ウラン元素 ⇒ 「TRU」参照

長寿命 FP ⇒ 「LLFP」参照

### 長寿命核種

放射性核種の崩壊は無限に続くものではなく、それに伴って発生する放射線は時間とともに減衰していく。この放射性核種の放射能のある期間を寿命とし、長期間にわたって放射線を発する核種を長寿命核種という。一般的には半減期が 30 年以上の放射性核種をいう。

長半減期 FP ⇒ 「LLFP」参照

直接炉心冷却系 ⇒ 「DRACS」参照

### 低除染

再処理の目的は使用済燃料中の FP を除去し、所定の純度の核物質（ウラン、プルトニウム）を回収することである。再処理前後の核物質中の FP の割合の比を除染係数といい、従来の軽水炉燃料再処理では  $10^6 \sim 10^8$  が要求される。これに対し、FBR では中性子経済が良いため、軽水炉ほどの除染は必要としない。現在までの評価では、5～4000 程度を低除染の指標としている。

### 低除染燃料

FP の除染係数の低い再処理製品を原料として製造される燃料。FBR の燃料は軽水炉に比べて不純物の許容量を高くとることができるため、再処理工程での FP の除染係数を低くして再処理工程を簡素化することが可能である。

### 転動造粒法

粉末を原料として顆粒状の粒子を作る造粒法の一つ。容器の回転あるいは振動運動により粉末原料を転がし、水分により付着凝集させて凝集体を生成する。さらに単一粒子をその表面に付着させて成長させるか、あるいは小さい凝集体をいくつか会合させて大きい凝集体にするか、いずれかの過程を経て球形に近い粒形を持つ粒子を造粒する方法。

### トップエントリ方式

ループ型的一种である。実証炉の設計で採用された。ループ型の配管系を短縮し、原子炉建物の縮小によるコストダウンを図るため、原子炉容器、中間熱交換器、一次主冷却系ポンプをそれぞれ逆 U 字型の配管で連結する方式。

### トップドーム

CDA 時に炉容器内部圧力が高まった場合等に、内部のナトリウムが炉上部機構の隙間等から炉容器上部に吹き出すことが想定される。そのため、欧州、米国等では、炉上部を鋼製のドームで被い内部を不活性雰囲気とすることにより、ナトリウムを閉じ込めるとともにナトリウム火災が生じないようにしている。

### ドップラ反応度

核燃料のドップラ効果を量的に表すもので、燃料の温度が単位温度上昇したときの反応度変化を表す。原子炉の出力が上昇して燃料温度が上昇すると、燃料中のウラン 238 の中性子吸収が増加し、反応度を減少させ、出力を下げる働き（ドップラ効果）をするので、炉心及び安全設計上、重要な現象である。

な

### 内部ゲル化法

硝酸ウラニル及び硝酸プルトニウム混液に、アンモニアドナーの 6 メチル 4 アミン (( $\text{CH}_2$ )<sub>6</sub>N<sub>4</sub>) 及び錯化剤の尿素 ( $\text{H}_2\text{NCONH}_2$ ) を添加し



調整液とする。その調整液を 114℃ - 120℃ で加温したシリコンオイル中に滴下し、液滴内部よりゲル化反応を生じせしめ酸化物顆粒燃料を製造する方法。廃棄物のシリコンオイルの処理が課題。スイス PSI で開発中。

鉛ビスマス ⇒ 「Pb-Bi」 参照

2 次系分岐型補助冷却系 ⇒ 「IRACS」 参照

### 熱電素子発電方式

熱エネルギーから電気エネルギーへ直接変換する方式のひとつである。ゼーベック効果を原理とし、機械的駆動部を用いず半導体などの素子を用いて発電する方式を熱電素子発電と呼ぶ。熱電素子には金属系熱電素子と半導体熱電素子がある。

#### ゼーベック効果

Seebeck effect. 1821 年 Seebeck によって発見された熱電気効果の一つである。2 種類の金属の両端をおのおの接続して閉回路をつくる。2 つの接合点の間に温度差を与えるとこの回路内に電気が流れ、回路を接合点以外の点で切断すると切断した両端に電位差が生じる現象を言う。

### 燃料成分再分布

U-Pu-Zr 合金あるいは U-Zr 合金燃料において、熱拡散と呼ばれる現象によって燃料内の径方向の温度勾配に沿って、燃料成分である U、Pu、Zr が再分布すること。その結果、燃料成分の異なる層ができ、熱伝導度や融点などの燃料物性に影響する。燃焼中の燃料の性能を評価する上で重要な現象のひとつである。

### 燃料内液相形成

金属燃料において、照射中に被覆管構成元素が燃料スラグ内に拡散侵入し、金属燃料との共晶反応により燃料内で液相を形成する現象。被覆管減肉の直接要因となる被覆管内面共晶形成とは区別しており、現状の金属燃料の設計研究では被覆管最高温度制限はこの現象を防止することを主眼に設定されている。

燃料 - 被覆材機械的相互作用 ⇒ 「FCMI」 参照

### 燃料ピン健全性評価 (CDF 評価)

CDF (Cumulated Damage Fraction クリープ損傷和) は、材料がク

リープ破断に至るまでの寿命を1とした場合に現在までどれだけの寿命を消費したかを示す数値。燃料ピンの CDF 評価とは、燃料ピンに負荷される内圧等の想定荷重条件に対応する CDF を算定・評価すること。

燃料－冷却材熱的相互作用 ⇒ 「FCI」参照

### ノーブルユース

化石燃料のノーブルユースとは、原子力エネルギーと協調しながら、化石燃料資源をエネルギー源としての目的ではなく化学工業の原料等の目的で使用するにより、化石燃料資源の延命策を講じること。

は

### バイオマス

エネルギー資源として利用できる生物体のこと。バイオマスのエネルギー利用としては、燃焼して発電を行うほか、アルコール発酵、メタン発酵などによる燃料製造や、ユーカリなどの炭化水素を含む植物から石油成分を抽出する方法などがある。ゴミや下水汚泥などの廃棄物に含まれている有機分の利用も研究されており、廃棄物処理と石油代替エネルギーの両方に役立つ。

### 廃銀吸着材

使用済の銀吸着材。銀吸着材は、再処理工程において使用済燃料のせん断、溶解に伴いガスとして発生する放射性ヨウ素を吸着除去するためフィルターとして使われている

パイロカーボン ⇒ 「PyC」参照

破損後運転試験 ⇒ 「RBCB」参照

### 白金属元素

ルテニウム、ロジウム、パラジウム、オスミウム、イリジウム及び白金の6元素の総称。代表的な貴金属で、酸・アルカリに侵されにくく、また、融点が高く、比重が大きい。

バンドルーダクト相互作用 ⇒ 「BDI」参照

非均質炉心 ⇒ 「径方向非均質炉心」参照

### 評価指標

評価の視点での優劣を指し示す値。本報告書では、個々の評価の視点を特徴付ける特性の効用値で代表させている。

#### 効用値

評価すべき特質(属性と呼ぶ)の値についての相対的満足度のこと。通常、最大満足度を1、最低満足度を0とし、0から1の範囲の値でその効用値を示す。

### 複利システム倍増時間

増殖の速さを表わす尺度を核燃料の倍増時間という。核燃料は、加工、再処理されてはじめて使用できるので、原子炉のみを考えるのは実際的ではなく、核燃料サイクル全般を考えるべきである。倍増時間とは燃料の増殖による核燃料の増加量が、原子炉に装荷される核燃料と、原子炉の外に存在するもの、すなわち、貯蔵中、再処理中、輸送中、加工中の核燃料の合計量に等しくなるのに必要な時間である。したがって、核燃料サイクル全体を考える場合には倍増時間は原子炉のみを対象とする場合より、当然ある程度長くなる。この場合をインベントリ倍増時間とよぶ。また、高速増殖炉が多数ある場合には、1基のみの場合に比べて倍増時間は短くなる。その理由は、多数基あれば、複利的効果があるからである。これを複利システム倍増時間という。

### 不溶解残さ

再処理の溶解工程において一部溶媒に溶解せずに固体のまま残る成分。モリブデン、テクニチウム、ルテニウム、ロジウム、パラジウム等の元素の一部が、単体または合金状等の不溶解固体粒子として溶解液中に分散して存在する。

### フッ化物揮発法

使用済燃料をフッ化物に変換し、その蒸気圧などの物性、あるいは吸着性など化学的性質の差を利用して分離する再処理方式である。フッ化反応は高温下のアルミナ流動床等で行われるが、工学的には高放射性粉流体の取り扱い、遠隔保守の技術、プロセス化学的にはプルトニウム、MAの挙動等が新たな課題である。ロシア、米国ANL、原研等で開発実績がある。

## ブランケット

核分裂性物質に転換する目的で、炉心内もしくはその周囲に配置される親物質を言う。プルトニウムを利用する FBR では、親物質であるウラン 238 をブランケット材とし、燃料ピンの上下端部に配置（軸方向ブランケット）する場合や、燃料集合体の外周部にブランケット材だけで集合体（ブランケット集合体）を作って配置（径方向ブランケット）する設計例が多い。ブランケット集合体を、炉心内部に、燃料集合体と交互に配置する炉心設計を、非均質炉心と言う。

プレストレストコンクリート原子炉容器 ⇒ 「PCR/V」参照

分散強化型フェライト鋼 ⇒ 「ODS 鋼」参照

## 分散プロセス TRU-Zr 金属燃料

米国消滅処理計画にて選択肢の一つとして挙げられている燃料。Zr と TRU の合金を鋳造ではなく、dispersion process にて固化製造する案と推定される。米国の「dispersion process」は溶湯噴霧固化や液滴固化による粒子製造過程を示している可能性があるが、提案の実態は現状では不明である。

## ベーテタイト型評価手法 (Bethe Tait)

炉心損傷事故時における核エネルギー放出量を想定するために Bethe Tait が用いた解析手法。

## ペレット燃料

ペレット(Pellet)は一般には、球状または円柱状の物体を指す。FBR では MOX 粉末を成型し焼結してセラミックス質にした円柱状の燃料ペレットをいう。ペレットを積み重ねて燃料被覆管に挿入し燃料棒(ピン)とする。

## ボイド反応度

固体燃料と冷却材に液体を用いる原子炉の炉心内において、冷却材の沸騰あるいは気泡通過等の原因によるボイド（気泡）による炉心反応度に及ぼす効果。ナトリウムを冷却材に用いる FBR では、冷却材の沸点が炉心内では 900℃ 以上となり、安全評価で想定される事故事象に対しては冷却材が沸騰することはないように設計される。仮想的な炉心損傷を仮定した場合には、冷却材沸騰による正の反応度効果が炉心損傷の事象推移に影響を与えることが、炉心崩壊事故に関する研究から示されて

おり、再臨界を回避するためには正のボイド反応度の大きさを制限する必要がある。（「CDA」、「再臨界回避」参照）

### 放射能インベントリ

放射能の内蔵量。

### 保障措置

原子力平和のための核物質並びに設備、資材及び情報が核兵器等へ転用ないしは利用されていないことを保証するために取られる措置。

### ボンド材

被覆管内での燃料のスウェリング等による燃料と被覆管の機械的相互作用をさけるためには、被覆管と燃料とのギャップを拡大することが考えられるが、燃料と被覆管との熱伝達が悪くなることから、この代替としてギャップに金属等の熱伝導の良い物質を充填する方法が考えられる。このように燃料と被覆管の間の熱伝達性能を強めるために充填される材料をボンド材という。熱伝導率と、燃料及び被覆管材料との共存性を考慮し、酸化物燃料ではヘリウムガス、金属燃料や窒化物燃料ではナトリウムが用いられる場合が多い。

ま

マイナーアクチニド ⇒ 「MA」参照

### 膜温度上昇

燃料被覆管表面から流路中心部までの冷却材の径方向温度分布をみると、流速が小さい被覆管表面近傍では、冷却材自身の熱伝導が支配的なため、温度勾配が大きくなる。一方、乱流が十分に発達した流路中心部までの温度勾配は小さい。前者の径方向温度上昇量を膜温度上昇と呼んでいる。

### マスタースレーブマニピュレータ (master-slave manipulator)

マニピュレータ(離れた場所からの操作によって人間の手と同様の動作をさせる操作機械)の形式の一つ。人間が操作するマスタ腕をセル外に配置し、それに追従して仕事をするスレーブ腕とをセル内に配置することで、遠隔操作を行うマニピュレータ。一般的には、マスタ腕とスレーブ腕をワイヤロープ、金属テープまたはリンクなどで結合されて動作を伝

達する機械式マスタ・スレーブ・マニプレータのことを指す。

#### ミキサセトラ (mixer-settler) 方式

多段槽型抽出器のことである。溶媒抽出装置のひとつで、形状は箱型である。再処理工程ではウランとプルトニウムの分離・精製工程で使用されることが多い。有機相と水相を攪拌羽根によって攪拌・混合するミキサ部と、両相を静置して分離するセトラ部で1段が構成され、これを水平方向に複数段並べることによりひとつの装置となる。有機相と水相はミキサセトラの内部を逆方向に流れ、ミキサ部で溶媒抽出が行われる。操作の安定性に優れ、再処理工場での使用実績も多いが、装置内での滞留時間が長いことため溶媒が分解しやすい、処理容量を大きくすることが難しいという欠点がある。

水・蒸気系による崩壊熱除去系 ⇒ 「SGACS」参照

や

#### 溶媒抽出法

完全には混ざり合わない二種類の液体間で、一方の液体中の特定の成分を他方の液体中に移動させるプロセスのこと。液-液抽出とも言う。核燃料再処理法において現在主流となっている PUREX 法では溶媒抽出法が用いられている。PUREX 法では、燃料を溶解した硝酸水溶液から、ドデカン等で希釈した TBP(リン酸トリブチル：抽出剤)中にウラン、プルトニウムを抽出する。高レベル廃液の群分離工程にもこの溶媒抽出法の応用が研究されており高レベル廃液からのマイナーアクチノイドの分離回収、また、マイナーアクチノイドと希土類元素との分離のために、様々な溶媒抽出系が試されている。

#### 4 S (Super-Small, Simple and Safe)

電力中央研究所で提案された小型炉のプラント概念。受動的な安全機能を持たせ炉心損傷に至りにくい炉システム概念にするとともに、長期間(10年間)、燃料交換やメンテナンス無しに運転を継続することを目指したプラント概念。

ら

### ラフィネート (raffinate)

水溶液から有機溶媒に溶媒抽出する際に、水相に残留する成分。これに対して有機相に移る成分は抽出物(extract)という。

### ランタニド

周期律表において原子番号 57 のランタンから 71 のルテチウムまでの 15 の元素を総称してランタニド元素という。アクチニド元素及びランタニド元素は最外殻電子構造が近似しており、溶液化学的にも両者の性質にほとんど差異がないので相互分離は非常に難しい。高レベル廃液の核種分離プロセスでは、TRU 抽出の際に共抽出されるランタニド元素の分離が最重要課題の一つである。

流量喪失型スクラム失敗事象 ⇒ 「ULOF」参照

### 理論密度

燃料物質の結晶の格子定数から計算される理論的な密度。一般にペレット燃料などの焼結燃料の密度は理論密度より低くなるため、密度を理論密度に対する比として表すことが多い。

### ループ型 (loop type)

FBR の炉型は原子炉冷却材等の循環系から見てループ型とタンク型に大別される。ループ型 FBR は、原子炉容器内に炉心、反射体等のみを収容し、一次系循環ポンプや中間熱交換器を原子炉容器内に入れずそれらを配管で結合する構造である。ループ型は機器の独立性が高く、保守・補修時の接近性に優れているが、冷却系配管を収納する空間が必要であり物量が大きくなる傾向がある。

### レッドオイル

TBP が (加熱) 濃縮されたときに生成する爆発性の硝酸塩。PUREX 法では高レベル廃液の減容のため濃縮操作を行うため、濃縮工程の前に TBP を洗浄する。

炉心上部機構 ⇒ 「UIS」参照

### 炉心燃料体積比

燃料集合体断面に対する燃料断面の割合をいう。

炉心崩壊事故 ⇒ 「CDA」参照

### ロッドストップ

一本の制御棒を連続的に引き抜くことによる過出力事故を防ぐために、連続的な引き抜き操作に対しては、一定の引き抜き量でそれ以上の操作を機械的に不可能とするメカニズム。