

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

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、再処理およ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、環境負荷低減性および核拡散抵抗性の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、電源開発株式会社および原電の代表）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およ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およ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
第2章 研究計画	1
1. 研究目的	1
2. 研究工程	1
3. 研究体制	2
第3章 開発目標、設計目標および評価手法	3
1. FBRサイクルの将来像の提示	3
2. 開発目標および設計目標の設定	4
3. 評価手法の検討	4
4. 2000年度の計画	5
第4章 FBRシステムの検討	5
1. 検討対象技術の選定	5
2. 検討の視点	5
3. 炉心燃料の検討	6
4. プラントシステムの検討	7
5. 2000年度の計画	11
第5章 燃料サイクルシステムの検討	11
1. 検討対象技術の選定	11
2. 検討の視点	12
3. 再処理システムの検討	12
4. 燃料製造システムの検討	14
5. 2000年度の計画	16
第6章 おわりに	16
参考文献	17
添付図表	
用語の説明	

第1章 はじめに

(*印は「用語の説明」参照)

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、オールジャパン体制で高速増殖炉サイクル(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および実用化に向けた研究開発計画の策定を行うため、実用化戦略調査研究を開始した。

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。

第2章 研究計画

1. 研究目的

本研究は、軽水炉サイクルおよびその他の基幹電源と比肩する経済性を達成し得るよう、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、あわせて将来の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する。

このため、フェーズⅠでは革新技術を採用した幅広い技術的選択肢の検討評価を行い、実用化戦略を明確にするうえで必要となる判断材料を整備し、有望な実用化候補概念を抽出する。フェーズⅠに引き続き、フェーズⅡでは、工学的試験を踏まえてFBRサイクル全体としての整合性を図り、実用化候補概念の絞り込み(複数)を行って必須の研究テーマを特定することとしている。さらに、本調査研究終了後の研究開発については、5年程度ごとにチェックアンドレビューを受け、ローリングプランで進め、安全性の確保を前提として競争力のあるFBRサイクル技術を2015年頃までに提示することを目標としている。

本研究の目的を図-1に示す。

2. 研究工程

フェーズⅠは、1999年度から2年間のスケジュールとし、前半の1年では、はじめに、21世紀の社会展望、エネルギー資源の需給動向や環境負荷低減に対するニーズ等の検討に基づき、FBRサイクルに対する開発目標と各システムに対する設計目標の策定を行う。次に、これまでの国内外の研究開発の蓄積を活用した技術的選択肢の幅広いサーベイと革新的技術の導入を図り、有望な技術を抽出してFBRシステム、燃料

サイクルシステムの各システム技術ごとの検討評価作業を行うこととした。

後半の1年では、前半で抽出した技術課題の検討および評価指標に基づく各候補概念の比較検討ならびに FBR サイクルの整合性を図った統合・評価を行うこととしている。

このような検討評価を踏まえ、フェーズⅠ終了時には、FBR サイクルの実用化候補概念の抽出と FBR サイクルの実用化に向けた研究開発計画を策定することとしている。

フェーズⅠの検討評価の進め方を図-2 に示す。

3. 研究体制

1999年7月、JNC、電気事業者（9電力会社、電源開発株式会社および原電）、財団法人電力中央研究所（以下、電中研という。）およ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、研究を本格的に開始した。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。）の参画を得て、オールジャパン体制で研究開発を進めている。

研究体制を図-3、図-4 に示す。

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。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」および「FBR サイクル総合評価技術検討会」を設置した。

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术も取り込んで、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。

国際協力については、FBR およ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。

技術検討 WG および技術連絡会の体制を図-5 に示す。

メーカー提案により採用した研究テーマを表-1、表-2 に示す。

アイデア公募により採用した研究テーマの一覧を表-3 に示す。

主要な国際協力における研究テーマを表-4 に示す。

第3章 開発目標、設計目標および評価手法

1. FBR サイクルの将来像の提示

エネルギーシステムの将来像を提示するにあたっては、

- ・21世紀社会における「環境保全型の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るためには、高出力密度の非化石エネルギー源であり、かつ再生可能なエネルギーシステムが必要であること。
- ・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が必要であること。
- ・太陽光発電、風力発電等のリサイクルエネルギーは発電体系の多様性を確保する観点から今後も開発を促進する必要があるが、これらはエネルギー密度の希薄な分散型電源であるため、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。

などの21世紀のエネルギー資源を取り巻く諸状況を考慮し、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、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「ウラン資源を無駄にせず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を含めた余剰プルトニウムの蓄積の問題を解消できる。また、TRU燃焼や長半減期FP*(LLFP)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、経済性及び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。

2. 開発目標および設計目標の設定

21世紀のFBRサイクルを取り巻く状況およびFBRサイクルの魅力などからFBRサイクルの開発目標を図-6のとおり策定した。

FBRサイクルを構成する要素であるFBRシステム、燃料サイクルシステム（再処理システムと燃料製造システムをいう）の基本概念を検討する際のベースとなる設計目標については、FBRサイクルの開発目標と、FBRの特徴である「燃料の増殖」、「燃料中の不純物の許容量が高く取れること」および「TRUリサイクルが可能であること」等を活かした燃料サイクルの整合性を図るという基本的な考え方(図-7)に基づき、図-8のとおり設定⁽¹⁾した。

3. 評価手法の検討

本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、開発目標として定めた「安全性」、「経済性」、「資源有効利用性」、「環境負荷低減性」および「核拡散抵抗性」の視点に「技術的実現性」を加えた6つの視点で、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方法を検討している。

設計目標の設定から、FBRシステムおよ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-9に示す。

(1) 評価指標の検討

技術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が大切であり、上記6つの視点に対する達成度を客観的に評価する必要がある。

これまでの評価指標の検討例を表-5に示す。現在、これらの評価指標を各々の要素技術に適用して、課題の抽出ならびにFBRサイクルとしての整合性を図れるものになっているかどうか等の点から検討中である。

(2) 評価手法の検討

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る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。

4. 2000 年度の計画

2000 年度の前半では、各候補技術に対して評価指標を適用し、定量化に努める。次に、定量化された評価指標に基づき、6つの視点をできるだけ中立性を確保した多面的に評価できる手法を構築することとする。

2000 年度の後半では、これらの評価手法を適用して、FBR サイクルとしての技術選択肢に対する総合的な評価を実施し、有望な技術を抽出することとしている。

第4章 FBR システムの検討

1. 検討対象技術の選定

FBR システム（炉心燃料とプラントシステムをいう）の検討にあたっては、既往文献の調査、社内提案、メーカー提案、アイデア公募、国内研究協力、国際協力等により、国内外の FBR のこれまでの開発経験および新たな概念等を幅広く調査・分析し、冷却材および燃料形態の検討対象技術を選定した。

その結果、燃料形態としてはピン型燃料（酸化物、窒化物、金属）、ヘリウムガス冷却炉用として被覆粒子燃料（酸化物、窒化物）および熔融塩炉用として液体燃料を、冷却材としては、ナトリウム、重金属（鉛、鉛ビスマス*合金）、ガス（炭酸ガス、ヘリウムガス）、水（軽水、重水、超臨界圧水）、熔融塩を選定した。なお、出力規模としては、大型炉および中小型炉を選定した。

FBR システムにおける燃料形態と冷却材（プラントシステム）との検討対象⁽²⁾⁽³⁾を表-6に示す。

2. 検討の視点

(1) 安全性確保

FBR の実用化にあたっては、軽水炉と同等ないしはそれ以上の安全性を確保するものとし、IAEA（国際原子力機関）の基本安全原則⁽⁴⁾⁽⁵⁾はもとより、現行の軽水炉に適用される基準および指針類、「もんじゅ」の安全審査で適用された基準および指針類、実証炉の安全基準案等の考え方を参考に、燃料形態および冷却材の特徴を考慮した安全設計とすることとしている。

具体的な安全要求としては、原子炉停止系は十分信頼性の高い設計とするが、これらの安全系に期待しなくとも、炉心損傷に至らずに自然に事象が終息できるよう、

受動的な原理で原子炉を停止できる能力を持たせる。あわせて、炉心冷却に関しても崩壊熱を自然循環により除去できる設計とする。また、仮想的な炉心損傷*状態を仮定しても、大きな機械的エネルギー放出を伴わず原子炉内で自然に事象終息すること、例えば、このエネルギー放出の原因が排除できる炉心設計（即発臨界を超過しないこと、および熔融燃料が集中しないよう炉心外に排出させることにより再臨界を回避する炉心概念）^{(6) (7) (8)}とする。

また、機器の故障およびヒューマンエラーの影響が極力少なくなるようシステムの簡素化等を通して信頼性の確保を図るとともに、ナトリウムを使用する場合には、その化学反応の影響を緩和する設備対策にも配慮する。

(2) コストダウン方策

FBR システムの検討では、安全性の向上を図りつつ建設費のコストダウン方策についての検討を中心に進める。たとえばナトリウム冷却炉については、ループ数の削減、機器合体、新材料の採用等のシステム改善、スケールメリットの追求およびモジュール化による標準化・習熟効果等の追求により、軽水炉と比肩し得る経済性を達成できるシステム概念を追及する⁽⁹⁾。

3. 炉心燃料の検討

燃料形態として、酸化物燃料*、金属燃料*および窒化物燃料*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。

燃料形態の絞込みの考え方を図-10 に示す。

(1) 酸化物燃料

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的に成熟している。ナトリウム冷却炉の再臨界回避*方策を考慮した炉心性能評価を行った結果、その方策を工夫することにより開発目標に適合し得る炉心性能（増殖比*約 1.2、倍增時間約 30 年）を達成できる見通しが得られつつある（図-11）。しかし、再臨界回避方策の炉心性能へ与える影響が大きいことが判明したため、2000 年度は炉心性能への影響を緩和した再臨界回避方策の検討を行うこととしている。また、高燃焼度化（15 万 MWd/t*）のためには、被覆管材料（ODS 鋼*など）の開発が重要である。

重金属冷却炉およびガス冷却炉の再臨界回避方策を考慮した炉心性能評価は、2000 年度に実施する予定であるが、重金属冷却炉は、構造材等の腐食を抑制するための流速制限により実効炉心燃料体積比*が 25～26%程度となり、またガス冷却炉は、減圧事故時の冷却性確保等の制約条件により実効炉心燃料体積比が 22%程度となるため、炉心性能は、ナトリウム冷却炉（実効炉心燃料体積比は、再臨界回避を講じた場合でも 33～37%）と同等もしくはやや劣る見通しである。

(2) 金属燃料および窒化物燃料

金属燃料および窒化物燃料は、増殖比（約 1.3）および倍增時間（約 20 年）において酸化物燃料よりも優れた特性を示している⁽¹⁰⁾。また、金属燃料および窒化物燃料ともにナトリウムとの共存性が良いため、熱伝導性の良いナトリウムを燃料ピンのボンド材*として使用することにより燃料温度を低く維持することが可能となる。

金属燃料は、被覆管の共晶*制限⁽¹¹⁾⁽¹²⁾から炉心出口温度が酸化物燃料より低く制限（510～530℃）され熱効率が劣ることから、更なる高温化にはジルコニウムライナー被覆管の開発等が必要となる。金属燃料を重金属冷却炉およびガス冷却炉に使用した場合には、被覆管表面と冷却材との温度差が約 50℃とナトリウム冷却炉の約 5 倍程度となるため、被覆管の共晶制限を考慮すると熱効率はナトリウム冷却炉よりも低くなると考えられる。

窒化物燃料は、ガス冷却炉以外では事故時に窒素解離*による 1 次系の圧力上昇の可能性があること、また、ナトリウム冷却炉では事故時に高温燃料と冷却材との激しい熱的相互作用(FCI*)があることから、ガス冷却炉に適合すると考えられる。また、窒化物燃料の導入にあたっては、天然窒素の主成分である窒素-14 から生成する炭素-14 による環境負荷増加の抑制と核特性の向上の観点から窒素-15*を濃縮して使用した場合の経済性の検討が重要である。被覆粒子燃料は、現状では高速中性子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ークスルーが必要と考えられる。

金属および窒化物燃料においては、高速中性子フルエンスが酸化物燃料より 2 割程度増加するため、より高い耐スエリング*特性を有する被覆管およびラッパ管の開発が求められる。また、金属および窒化物の高燃焼度燃料の照射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。

以上の炉心燃料の検討結果と今後の進め方をまとめると、表-7 のとおりとなる。

4. プラントシステムの検討

(1) ナトリウム冷却炉（図-12、図-13）

ナトリウム冷却炉については、沸点が高く、低圧システムが可能であり、自然循環能力が大きい等のナトリウムの利点と、不透明で化学的に活性なナトリウムの欠点を十分認識したうえで、安全性の確保を前提に検討を行った。

大型炉については、実証炉の開発経験を活かしたループ型*炉と欧州の設計経験を活かしたタンク型*炉の両システム概念に対して、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（表-8、図-14）を適用した 4 概念（図-13）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）を達成し得ると考えられる（図-15、図-16）。また、さらなるコスト

ダウン方策として、不活性中間熱媒体を用いた新型蒸気発生器*⁽¹³⁾によりナトリウム-水反応を排除する概念等（2次系簡素化概念）の検討を進めている（図-17、図-18）。ループ型炉については、ループ数削減（2ループ化）による顕著な物量低減効果や2次系簡素化概念の導入によるさらなるコストダウンの可能性が期待できることから、2000年度も継続して概念の具体化・詳細化を検討する。従来のタンク型炉の概念では、ループ数削減により炉内の中間熱交換器*径が大きくなり炉容器径が増大するため、物量削減効果があまり期待できない。このため、タンク型のループ数削減概念はアイデア公募による飯盒型中間熱交換器を採用したコンパクトな2ループ概念を2000年度に継続して検討することとし、他のタンク型概念については、安全系局限化、工期短縮等の方策によりコストダウン方策を検討していくこととする。

また、あわせて各種の2次系簡素化概念の絞込みを行うこととする。

中型モジュール炉については、米国GE社のS-PRISM*⁽¹⁴⁾はRVACS*（原子炉容器外壁を大気自然対流により冷却する方式の補助冷却系）を採用可能な範囲内でのスケールメリットの追求とモジュール効果の活用により建設コスト目標を達成し得る可能性がある。このため、2000年度はS-PRISM概念の分析、検討を行うとともに、新たなモジュール炉概念の検討を進めることとする。

(2) 重金属冷却炉（図-19、図-20）

重金属冷却炉では、冷却材として鉛または鉛ビスマス合金を対象に検討を行った。

鉛は、沸点が1750℃と高く、また、水および空気との反応性が低いことから、ナトリウム冷却炉で設けられている2次ナトリウム系に相当する系が不要な簡素なシステムにできるとともに、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。

一方、ナトリウムに比べ約10倍の密度を有するためプラント大型化と耐・免震設計および構造設計との整合性をとる必要があること、炉心の流速制限等から稠密でコンパクトな炉心にできないこと、高温鉛の構造材料等に対する防食技術が必要であり構造材料の耐久性が課題となることなど、多くの解決すべき技術課題がある。

概念検討の結果、大型炉の場合、タンク型は、工場製作性に難点があるとともに、物量が過大となるなどの問題があり、ループ型は冷却配管構造の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（図-21）。また、タンク型の中型モジュール炉概念⁽¹⁵⁾は、大型炉における技術的成立性の課題が避けられる見通しである。鉛ビスマス炉は、鉛炉と比べて腐食対策が容易であるとみられること、融点が低くナトリウム冷却炉の保守技術が適用できること、中型モジュール炉の場合RVACSの適用も可能であることなどから、鉛炉よりも有利と考えられる。なお、鉛ビスマスは鉛と比べてポロニウム-210の生成が多いが、保守時の冷却材温度（鉛冷却炉で約400℃、鉛ビスマス冷却炉で約200℃）を考慮すれば、カバーガスへの移行量は約10倍程度にとどまるとみられ、冷却材選択に際しての主たる制約要因とならない見込みである。以上のことから、2000年度は鉛ビスマス冷却

タンク型中型モジュール炉について検討を進めることとする（図-21）。

(3) ガス冷却炉(図-22、図-23)

ガス冷却炉では、炭酸ガス冷却炉⁽¹⁶⁾ およびヘリウムガス冷却炉⁽¹⁷⁾ を対象に検討を行った。

ガス冷却炉の利点は、不活性で透明なガスを冷却材として利用できることから、2次系の無い簡素なシステムとなり経済性を向上できる可能性があるとともに、プラントの保守・補修、供用期間中検査が容易にできることである。炭酸ガス冷却炉については、英国の商用炉である改良型ガス冷却炉(AGR)⁽¹⁸⁾ 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⁽¹⁹⁾⁽²⁰⁾ を活用できることから、高温化の限界があるものの開発課題は比較的少ない。一方、ヘリウム冷却炉については、ヘリウムの熱輸送能力が炭酸ガスより低いことから、システムを高圧化して熱輸送能力を高める必要がある。しかしながら、再処理*に課題はあるものの高温に耐える被覆粒子燃料を用いて、ガスタービン発電システムにより簡素で高温・高効率を達成する可能性が考えられる。

ガスは上記のような利点がある一方で、液体金属よりも熱輸送能力が低いため、炉心、機器、熱交換器の大型化による物量増加の可能性があり、ならびに大型PCR^V* (プレストレストコンクリート原子炉容器) の成立性等の課題がある。また、高圧システム(炭酸ガスで4MPa、ヘリウムガスで10MPa程度)となることから、増殖比を確保するため稠密化した炉心燃料の減圧事故時冷却能力について検討する必要がある。さらに、仮想的な炉心損傷時における再臨界回避と熔融燃料の冷却等の影響緩和方策についても検討する必要がある。

概念検討の結果、ピン型燃料炭酸ガス冷却炉は、1次系主要機器がPCR^V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こと、スケールメリットを追求することにより経済性目標を達成し得る可能性があること、および炉心損傷時の熔融燃料を長期安定冷却するための設備(コアキャッチャー等)の成立性がクリティカルな問題であること等が把握できたことから、2000年度は、熔融燃料の冷却性と堅牢な格納施設概念の構築を中心に検討することとする。また、ピン型燃料ヘリウムガス冷却炉についても、炭酸ガス冷却炉と同様に経済性目標を達成し得る可能性があり、2000年度は経済性と炉心安全性を中心に検討することとする。

一方、被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉については、被覆粒子燃料の耐高温性を生かし、過酷事象時においても大きな負のドップラ反応度*と崩壊熱除去系(DRACS*)による除熱に期待して、炉心熔融を回避することにより、再臨界回避対策を必要としない概念を検討中であるが、被覆粒子燃料の高速中性子スペクトル条件での高燃焼度化に係わる成立性に課題があることから、2000年度は、この点を中心に検討することとする。

ガス冷却炉の1999年度成果と今後の開発課題について図-24に示す。

(4) 水冷却炉

水冷却炉は、沸騰水型軽水炉（7.2MPa、287℃）の炉心を稠密な構成にした高速増殖炉の概念と、加圧水型炉（15.4MPa、325℃）に重水を用いた高速増殖炉の概念⁽²¹⁾⁽²²⁾を検討した。また、超臨界圧水（25MPa、438～530℃）を用いたシステムでは、直接サイクル（超臨界圧蒸気タービン）を利用でき、簡素なシステム構成の増殖炉概念⁽²³⁾を検討した。水冷却炉もガス冷却炉と同様に高圧システムとなるため、事故時（配管破断時）の炉心冷却性について検討する必要がある。また、プルトニウム含有率の高い燃料を利用するため、炉心損傷時の再臨界性等の影響緩和方策について検討する必要がある。

2000年度は、炉心損傷に係わる検討を行うとともに、低除染燃料*の使用に対する炉心性能評価を中心に検討することとする。

(5) 熔融塩炉

熔融塩炉については、塩化物熔融塩タンク型モジュール炉を中心にプラント概念を検討した。熔融塩増殖炉は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、遅発中性子による原子炉制御の観点から炉心部では出力密度を下げ燃料滞在時間を確保するために炉内インベントリの抑制が困難なため、炉外（1次系）インベントリを低減する必要がある。このため、中間熱交換器をコンパクトにすることが重要である。現状では、塩化物熔融塩と共存性のある材料開発等がクリティカルな課題である。

2000年度は、経済性のポテンシャル、研究開発課題とその見通しについて検討することとする。

(6) 小型炉（図-25、図-26）

小型炉に関するニーズを考慮して、安全系の作動原理を受動的なものにした簡素で信頼性の高いシステム、分散型電源と競合できる経済性、長期運転サイクル、不法な燃料取出しが困難な燃料装荷方式の採用などを開発目標として設定した。

これらの目標のもとに、ナトリウム冷却炉、鉛ビスマス冷却炉およびヘリウムガス冷却炉の3概念について検討中である。

ガス冷却炉については、ピン型燃料の場合、炉心損傷時におけるコアキャッチャーの設備が追加され複雑化すること、また被覆粒子燃料は高速中性子スペクトル条件で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、ナトリウム冷却炉および鉛ビスマス冷却炉について検討することとする。

以上のプラントシステムの検討結果と今後の進め方をまとめると、表-9のとおりとなる。

5. 2000年度の計画

炉心燃料については、1999年度の研究成果や海外の動向を踏まえ、JNC、電気事業者、電中研および原研間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、燃料サイクルシステム技術との整合性を取りながら検討を進めていく。

上記の検討結果ならびに燃料サイクルシステム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および判断に必要なシステム設計ならびに要素技術の研究開発計画を策定する。

第5章 燃料サイクルシステムの検討

1. 検討対象技術の選定

燃料サイクルシステムの検討も、前述のFBRシステムの検討と同様に幅広く技術を調査・分析し、検討対象技術の選択を行った。その結果を燃料形態とサイクル技術のマトリックスとして整理するとともに、実用化戦略調査研究における検討のポイントを含めて表-10にまとめた。

燃料形態については、酸化物、窒化物、金属を選定した。

再処理システムについては、処理媒体として水溶液を用いる湿式法と、水溶液を用いない乾式法を選定した。

湿式法としては、軽水炉燃料の再処理法として実績のあるPUREX法*に対し、「先進湿式法*」（PUREX法を大幅に見直した「簡素化溶媒抽出法*」と「晶析*法」を組合せ、さらにTRU回収機能も付加）を選定した。また、その短所を補いシステムとしての性能を高度化するため、その一部を代替・補完する革新的プロセスとして「イオン交換法」、「アミン抽出法」、「超臨界流体抽出法」等を選定した。

乾式法としては、熔融塩中での電解を利用した「酸化物電解法*」（ロシア原子炉科学研究所（RIAR*）で開発されたものを改良）および「金属電解法*」（米国アルゴンヌ研究所（ANL*）で開発されたものを改良）、ならびにフッ化物気体の生成し易さの違い等により燃料とFP*を分離する「フッ化物揮発法*」を選定した。

燃料製造システムについては、「ペレット法」、粒径の異なる燃料粒子を振動している被覆管に直接充填する「振動充填法」、低融点の金属燃料を型に鋳込む「鋳造法」、燃料粒子を直接被覆する「被覆粒子法」を、それぞれ燃料形態と組合せて選定した。

なお、3種類の燃料形態の内、酸化物燃料と窒化物燃料の再処理および燃料製造については、基本的に類似の技術が適用可能であることが調査により判明したため、まず経験の多い酸化物燃料サイクルに対してプロセスフロー、物質収支、設備機器仕様等の概念検討を進め、それらに基づく経済性等の評価を行うとともに、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、これと並行して金属燃料サイクルに関する検討を行うこととした。

2. 検討の視点

FBR の燃料は、軽水炉に比べ不純物の許容量を高くとれるという特長を有している。このため再処理の低除染*化が可能となるため、プロセスの簡素化およびこれに基づく廃棄物発生量の低減、プラントのコンパクト化等の経済性向上や環境負荷低減に寄与し得る改良方策を検討する。また、低除染化は、核拡散抵抗性の観点からも好ましい方向となる。

安全性確保については、多量の FP を含んだプルトニウム等の TRU を非密封の形で取扱うため、臨界安全、閉じ込め機能に十分な対策を施すとともに、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を施すこととする。

技術的成立性や経済性を評価するためのシステム検討においては、再処理および燃料製造施設の処理容量として、比較的小型でかつ経済性を確保できる規模（50tHM/年）とスケールメリットが把握できる比較的大型の規模（200tHM/年）の2ケースを検討する。

燃料サイクルシステムの検討の進め方を図-27 に示す。

3. 再処理システムの検討

(1) 湿式再処理法

「先進湿式法」は以下の主要工程からなる⁽⁹⁾（図-28）。

- ・ウラン/プルトニウムの溶解度の差を利用して溶解液中に多量に存在するウランを溶媒抽出の前段で温度を下げて硝酸ウラニルの結晶として析出させる「晶析法」
- ・プルトニウムをウランおよびネプツニウムと分離せず、低除染で共回収する「簡素化溶媒抽出法」⁽²⁴⁾
- ・SETFICS*法と TRUEX 法の組合せによる高レベル廃液からの「TRU 回収法」⁽²⁵⁾

これによりプルトニウムは単独で回収されず、また晶析法の併用により溶媒抽出プロセスでの処理量が削減されることから廃液発生量の低減が可能となる。上記の方法について、プロセスフローおよび物質収支の評価を行うとともに、遠心抽出器の採用等によりシステムの一層の小型化をねらった機器設備仕様の検討を行った。その結果から、技術的成立性の評価や経済性の評価を行った。なお、経済性評価については、乾式再処理法および燃料製造システムの検討も踏まえて後述する。

酸化物燃料に対する先進湿式法およびその代替・補完プロセスの各技術の各設計要求事項に対する適合性について、これまでの検討の結果、各技術とも実用化を進

めるうえで特に問題はない。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、技術的成立性の見通しは高いが、晶析プロセスにおける温度制御性や晶析物の回収方法、TRU 回収プロセスにおける回収設備の合理化等による経済性向上などの開発課題がある。代替・補完プロセスについては、各々の特徴を考慮し、主たる溶媒抽出プロセスとの最適組合せも考慮した検討を進めていくこととする。

また、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であるが、燃料ピン中のナトリウムボンド材の除去等の前処理、炭素-14 および窒素-15 回収等のための機器・設備が必要となる。

(2) 乾式再処理法

酸化物燃料の乾式再処理として、「酸化物電解法」、「金属電解法」および「フッ化物揮発法」の検討を行い、オリジナルのプロセスに対し、以下に示すような改良⁽²⁶⁾を加えたプロセスフローを考案し、より詳細な技術成立性の検討を行った。

- ・酸化物電解法では、RIAR が開発した手法⁽²⁷⁾に対し、同時電解による処理速度の向上・塩素使用量の低減、炉特性に悪影響を及ぼす白金族 FP の分離工程の追加、二酸化プルトニウムの単独沈殿からウラン・プルトニウム混合酸化物(酸化物)電解共析への変更、絞り電解による MA*回収等の改良プロセスを構築した。
- ・金属電解法では、ANL が開発した手法⁽²⁸⁾(ウラン、プルトニウムを MA とともに回収)に対し、熱脱被覆法の採用による脱被覆工程での FP 分離、酸化物の塩素化溶解法の採用による塩廃棄物の削減、白金族 FP 分離プロセスの追加等の改良プロセスを構築した。
- ・フッ化物揮発法では、従来開発されてきたプロセス⁽²⁹⁾に対し、低除染酸化物としてのウランおよびプルトニウムの共回収、MA の回収等の改良プロセスを構築した。

以上のプロセスの改良点を、図-29～図-31 にフローとともに示す。

上記の各方式について、それぞれ物質収支の評価を行うとともに機器・配置設計等の概略検討を行った。

乾式再処理システム技術の各設計要求事項に対する適合性については、これまでの検討の結果、各技術とも実用化を進めるうえで特に問題はない。酸化物電解法および金属電解法は、それぞれロシアおよび米国において実験炉用燃料製造あるいは使用済燃料処理に用いられた技術をベースとしており、今後、使用済燃料を用いたデータの蓄積が必要であるが、技術的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可能性もあり、今後の研究の進展が期待できる。

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である。ま

た、金属燃料については、本来、金属電解法そのものが金属燃料を対象に開発されたものであるため、その技術的成立性が見通しは高い。

4. 燃料製造システムの検討

(1) ペレット法

酸化物ペレット燃料*製造法について、経済性向上に向けた工程簡素化を検討した。具体的には、硝酸溶液混合時に燃料仕様に合わせたプルトニウム富化度*調整を行い、マイクロ波加熱脱硝時にペレット成型・焼結のための粉末特性調整を行うことで、混合から造粒までの酸化物燃料粉末を取扱うプロセスを削除し合理化を図った「簡素化ペレット法*」の開発⁽³⁰⁾、およびそれに基づくシステム設計を実施した(図-32)。

先進湿式再処理から得られる低除染の放射能強度が高い燃料原料粉を使用した酸化物ペレット燃料製造技術を確立するために、上記の簡素化ペレット法をベースに、ホットセルでの遠隔製造プラントの概念検討を行った。

グローブボックスでの簡素化ペレット製造法については、既に十分な実績がある技術の改良であり、詳細なシステム設計を行うとともに、さらに TRU 核種を含有する燃料を取り扱う際の遮へい設計等について検討を行った。今後、再処理側における溶液状態でのプルトニウム富化度調整、粉末特性調整等の技術の確立が必要である。また、ホットセルでの簡素化ペレット製造法については、製品の品質保証等セル内でのペレット製造特有の課題、TRU および FP を含有した低除染燃料ペレット製造における発熱や放射線への対応等を十分に検討する必要がある。

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であるが、炭素熱還元・窒化プロセスの追加および窒化物粉末を取り扱うプロセスの不活性雰囲気(アルゴン雰囲気)化等が必要である。また、窒素-15 の濃縮技術に関する検討が必要である。

(2) 振動充填法

振動充填法で用いる燃料粒子は再処理の方法に応じてその性状が異なるため、粒子仕様に合致した振動充填条件の最適化を図る必要がある。このような特徴を踏まえて被覆管に均質に燃料を充填できるシステムの検討を行った(図-33)。

先進湿式法再処理で得られる製品から酸化物燃料粒子を製造し振動充填する方法として、添加剤を加えたウランおよびプルトニウムの硝酸溶液をノズルから液滴状に落下させアンモニアと反応させて球状のゲル*を形成させ、それを洗浄乾燥の後、焙焼、還元焼結して燃料粒子を得る湿式ゲル化法の基本プロセスおよび振動充填条件を中心に検討してきた。また、スイスのポールシェラー研究所(PSI*)との共同研究の成果⁽³¹⁾を利用し、検討の効率化を図っている。これらをベースに、先進湿式再処理施設と燃料製造施設を一体化し、サイクル施設間の燃料輸送の削減やユーティリティの共有化等による経済性向上を目指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行った。

一方、乾式法で得られる製品から酸化物燃料粒子を造粒し振動充填する方法については、各乾式再処理方式と整合をとり、以下のような点に留意しつつ、プロセスフロー、物質収支、機器設備仕様の検討を行った。また、乾式再処理と燃料製造の一体化プラントシステムの概念検討を行った。

- ・酸化物電解法では、陰極に析出させた酸化物燃料の結晶を粉碎することにより高密度の燃料顆粒が得られるため、それを直接振動充填燃料として使用することが可能であるが、顆粒形状が不定形であるため、その充填特性を把握する必要がある。
- ・金属電解法で得られる酸化物は、充填性能の向上のために粒子形状を揃え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*などが候補技術となる。
- ・フッ化物揮発法では、流動床により直接燃料粒子を得られる特長を活かした振動充填プロセスの合理化を図る必要がある。

これらの技術的成立性については、振動充填燃料*はロシアで実績があるが、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*の開発や、使用済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。

また、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であるが、ペレット法と同様の検討が必要である。

(3) 鑄造法

金属燃料については、鑄造法（射出成型法、遠心鑄造法）を検討した。溶融した合金燃料を圧力差でパイプ状の石英ガラス製の鑄型に射出する「射出成型法」⁽³²⁾についてはシステムが簡素かつコンパクトであるものの、多量の鑄型廃棄物が発生する（図-34の左図）。一方、その改良方策の一つとして、鑄型の繰り返し使用が可能となる「遠心鑄造法」による金属燃料製造システムの検討を行った（図-34の右図）。

技術的成立性については、射出成型法は米国で実績のある方法であるが、使用済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。遠心鑄造法については、合金組成の均一化、長尺燃料鑄造技術などの課題はあるが、技術的成立性を左右するものではない。

これまでの燃料サイクルシステムに関する検討を踏まえて、再処理－燃料製造一体型プラントの物量評価結果から経済性の概略評価（再処理費および燃料製造費の合計で評価）を行った結果を図-35に示す。先進湿式法プラント（処理容量200tHM/年）については、新技術の採用や工程の簡素化等により、FBR湿式の従来法と比較して大

幅なプラント物量の低減が達成され、TRU 回収工程を設けた場合でも経済性目標（43 万円/kgHM）達成の可能性の見通しを得た。一方、乾式プラント（処理容量 50tHM/年）については、酸化物燃料を基本として3種類（酸化物電解法、金属電解法、フッ化物揮発法）のシステムについて評価した結果、経済性目標達成の可能性の見通しを得た。今後、さらにコストダウン方策について検討を進めることとしている。

以上の燃料サイクルシステムの検討結果と今後の課題をまとめると、表-11 および表-12 のとおりとなる。

5. 2000 年度の計画

2000 年度は、再処理システムおよび燃料製造システムの各候補概念について、中間評価段階では実用化を進めるうえで特に問題のないことから、1999 年度に抽出した開発課題の検討、経済性の向上対策等の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 FBR システム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る。

上記の検討結果なら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および判断に必要なシステム設計ならびに要素技術の研究開発計画を策定する。

第6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。

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。

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抽出するとともに、フェーズ II の研究開発計画を具体化する。

[参考文献]

- (1)佐藤和次郎, 他: “FBR サイクルの実用化戦略調査研究の現状 (2)開発目標と設計要求”, 日本原子力学会 2000 年春の年会要旨集総合報告 3.
- (2) 可児吉男, 他: “FBR サイクルの実用化戦略調査研究の現状(3)FBR の幅広い技術選択肢に係る設計検討”, 日本原子力学会 2000 年春の年会要旨集総合報告 3.
- (3)Sagayama,Y. : “Current Status of Feasibility Studies on Commercialized Fast Breeder Reactor System” , Proc. of Second Annual JNC International Forum on the Peaceful Use of Nuclear Energy, Feb.21-22, Tokyo , Japan (2000).
- (4)能澤正雄, 早田邦久: “原子力発電所のための基本安全原則について”, 日本原子力学会誌, vol.30, No.10, 889-896 (1988).
- (5) IAEA : “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants” , Safety Series, No.75-INSAG-3 (1988).
- (6) Ieda,Y., Niwa,H., et al. : “Assessment of Proposed Passive Prevention and Mitigation Measures for Future Fast Reactors” , Intl. Topic. Mtg. on Advanced Reactor Safety (ARS '94) (1994).
- (7) Mashcek,W., et al. : “Risk Reduction of Core-melt Accidents in Advanced CAPRA Burner Cores” , Intl. Topic. Mtg. on Advanced Reactor Safety (ARS '97) (1997).
- (8) Niwa,H., Kondo,S., Aizawa,K. : “Future Needs on the In-pile Safety Experiments for the Commercialization of FBRs” , Progress in Nuclear Energy, vol. 29, 371-378 (1995).
- (9) Noda,H. : “Current Status of Fast Reactor Cycle System in Japan” , Proc. of ICONE 8, April 2-6, Baltimore, MD USA(2000).
- (10)日本原子力学会「高度化原子燃料サイクル技術」研究専門委員会: “新型炉燃料サイクル” , 77-80 (1992).
- (11) Cohen,A.B., et al. : “Fuel/Cladding Compatibility in U-19Pu-10Zr/HT9-clad Fuel at Elevated Temperatures” , Journal of Nuclear Materials, vol.204 , 244-251 (1993) .
- (12) Ogata,T., et al. : “Reactions between U-Pu-Zr Alloys and Fe at 923 K” , Journal of Nuclear Science and Technology, vol.37, No.3, 244-252 (2000)
- (13)エネルギー総合工学研究所: “平成 10 年度高速増殖炉利用システム開発調査報告書 (FBR 新技術フィージビリティ調査)” , IAE-C9821 (1999).
- (14)Boardman,C.E., et al. : “Optimizing the Size of the Super-PRISM Reactor” , Proc. of ICONE 8, April 2-6, Baltimore, MD USA(2000).
- (15)Zrodnikov,A.V., et al. : “Multipurposed Reactor Module SVBR-75/100” , Proc. of ICONE 8, April 2-6, Baltimore, MD USA(2000).
- (16)Lennox,T.A., et al. : “Gas Cooled Fast Reactors ” , ENC'98 (1998).

- (17)Kemish,W.B. : “Gas-cooled Fast Reactors” , Nucl. Energy, vol.21, 77-88 (1982).
- (18)IAEA : “Status of and Prospects for Gas-cooled Reactors” , Technical Reports Series No.235(1984).
- (19)Jones,R.B. : “Fuel Cladding for Gas Cooled Fast Reactors – a View of the Sealed Pin Design in 1984” , Nuclear Fuel Performance, BNES(1985).
- (20)Naganuma,M., et al. : “High Burn-up Irradiation Performance of Annular Fuel Pins Irradiated in Fast Reactor PFR” , IAEA-SM-358-24 (1999).
- (21)岩村公道, 他 : “低減速スペクトル炉の研究” , JAERI-Research 99-058(1999).
- (22)中島伸也, 落合政昭 (編) : “水冷却炉におけるプルトニウム利用の高度化に関する研究会報告書” , JAERI-Conf. 99-014 (1999).
- (23)渡嘉敷幹夫, 他 : “超臨界軽水冷却高速炉の増殖性” , UTNL-R-0372, 新型炉研究会第8回報告書(1998) .
- (24)紙谷正仁, 他 : “先進的湿式再処理/MOX 燃料製造の概念について” , 動燃技法, No.100, 207-214(1996).
- (25)駒義和, 他 : “溶媒抽出による 3 価アクチニドとランタニドの分離” , 動燃技法, No.101, 87-93(1997).
- (26)Ojima,H., et al. : “Current Status of Feasibility Studies on Commercialized Fuel Cycle System for Fast Breeder Reactor System” , Proc. of Second Annual JNC International Forum on the Peaceful Use of Nuclear Energy, Feb.21-22, Tokyo, Japan, 78, (2000).
- (27) Bychkov,A.V., et al. : “Proc. Int. Conf. Future Nuclear Systems · Challenge Towards Second Nuclear Era with Advanced Fuel Cycles (Global '97)”, Oct. 5-10, 1997, Yokohama, Japan, vol.2, 912 (1997).
- (28) Miller,W.E., et al. : “Choice of Pyroprocess for Integral Fast Reactor Fuel” , Trans. Am. Nucl. Soc., 50, 205(1985).
- (29)Leviz,N.M., et al. : “A Conceptual Design Study of a Fluoride · Volatility Plant for Reprocessing LMFBR Fuels” , ANL-7583(1969).
- (30)Asakura,K., et al. : “Current Developments of Fuel Fabrication Technologies at the Plutonium Fuel Production Facility, PFPF” , IAEA-SM-358/4, International Symposium on MOX Fuel Cycle Technologies for Medium and Long Term Development, Vienna(1999).
- (31)Nomura,S., et al. : “Simplifying the Process Flow Sheet for Actinide Fuel Fabrication, Preparation for an Irradiation Test in JOYO” , GLOBAL'99 August 29-September 3, 1999, Jackson Hole, Wyoming, USA.
- (32)Feldman,M.J., et al. : “Remote Refabrication of EBR-II Fuels” , Nucl. Mat., vol.15, 77(1969)

【添付図表】

図表一覧表

表-1	プラントシステムに関するメーカー提案の概要	添-1
表-2	燃料サイクルシステムに関するメーカー提案の概要	添-2
表-3	アイデア公募により採用した研究テーマ	添-3
表-4	実用化戦略調査研究に関わる国際協力の状況	添-4
表-5	評価指標の検討例	添-5
表-6	フェーズ I における FBR システムの検討	添-6
表-7	炉心燃料 フェーズ I の中間成果と 2000 年度計画	添-7
表-8	ナトリウム冷却炉における炉心ならびにシステムの改善方策	添-8
表-9	プラントシステム フェーズ I の中間成果と 2000 年度計画	添-9
表-10	フェーズ I における燃料サイクルシステムの検討	添-10
表-11	再処理 フェーズ I の中間成果と 2000 年度計画	添-11
表-12	燃料製造 フェーズ I の中間成果と 2000 年度計画	添-12
図-1	実用化戦略調査研究の目的	添-13
図-2	フェーズ I の検討評価の進め方	添-14
図-3	実用化戦略調査研究における協力体制	添-15
図-4	核燃料サイクル開発機構における実用化戦略調査研究の実施体制	添-16
図-5	技術検討 WG および技術連絡会の体制	添-17
図-6	FBR サイクルの開発目標	添-18
図-7	FBR サイクルの基本的な考え方	添-19
図-8	FBR サイクルの主な設計目標	添-20
図-9	FBR サイクル技術の評価	添-21
図-10	燃料形態の絞込みの考え方	添-22
図-11	MOX 炉心性能限界の検討 (3800MWt、18 ヶ月サイクル)	添-23
図-12	ナトリウム冷却炉の候補と検討の進め方	添-24
図-13	ナトリウム大型炉の主なプラント概念図	添-25
図-14	建設費 20 万円/kWe に向けてのコストダウン方策	添-26
図-15	軽水炉に比肩する経済性を目指すナトリウム炉の建設費低減方策	添-27
図-16	さらなるコストダウン(1)方策を実現する革新的技術の具体的効果	添-28
図-17	Na-水反応の排除(不活性中間媒体)による 2 次系簡素化アプローチ	添-29
図-18	Na-水反応の排除(新発電方式)による 2 次系簡素化アプローチ	添-30
図-19	重金属冷却炉の候補と検討の進め方	添-31
図-20	重金属炉のプラント概念	添-32
図-21	重金属炉の選定 (出力/構造成立性の観点に基づく)	添-33
図-22	ガス冷却炉の候補と検討の進め方	添-34
図-23	ガス冷却炉のプラント概念	添-35

図-24	ガス冷却炉の開発課題について	添-36
図-25	小型炉のニーズと開発目標	添-37
図-26	小型炉の検討候補と検討の進め方	添-38
図-27	燃料サイクルシステムの検討の進め方	添-39
図-28	先進湿式法のプロセスフロー	添-40
図-29	酸化物電解法プロセスフロー（酸化物燃料への適用例） [RIAR 開発プロセスとの比較]	添-41
図-30	金属電解法のプロセスフロー [ANL 開発プロセスとの比較] ----	添-42
図-31	フッ化物揮発法のプロセスフロー [既往研究との比較]	添-43
図-32	簡素化プロセスのペレット製造工程 [現状プロセスとの比較] ..	添-44
図-33	振動充填燃料製造システム（酸化物燃料への適用例）	添-45
図-34	射出成型法および遠心鑄造法による金属燃料鑄造	添-46
図-35	湿式および乾式システムの経済性試算結果	添-47

表-1 プラントシステムに関するメーカー提案の概要

炉型		概念の種類		概念の特徴および新たな概念・技術	
ナトリウム炉	大型炉	ループ型	1次系機器合体・ループ数削減	<ul style="list-style-type: none"> 150万kW 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HX/ポンプ合体または別置 	<ul style="list-style-type: none"> 1次系高圧化による2次系簡素化 150万kWタンク型、k_{∞}一定長期運転サイクル炉心(~37ヶ月) 機器のコンパクト化と集中配置を追究 12Cr鋼採用、1次系HX/PRACS合体、2次系SG/電磁ポンプ合体、EVST削除
		タンク型	2次系機器合体・ループ数削減	<ul style="list-style-type: none"> 160万kWタンク型 機器のコンパクト化と集中配置 1次系、2次系共電磁ポンプによる機器合体、制御系合理化 	
	中型モジュール炉	S-PRISM		<ul style="list-style-type: none"> 40万kWモジュール×4(または6) 低温設計、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 	<ul style="list-style-type: none"> 20万kWモジュール×8 放射体制御方式 RVACSによる安全系局限化、受動的安全性による安全設備の最小化 ループ数最小化、1次系、2次系共電磁ポンプによる機器合体
		4S型			
重金属炉	大型炉	鋼製炉容器		<ul style="list-style-type: none"> 150万kW鉛冷却8ループ方式、鋼製炉容器 2重配管、2次系削除 	<ul style="list-style-type: none"> 120万kW鉛冷却タンク型炉、ライナーコンクリート型炉容器(ポンド型) 2次系削除
		ポンド型炉容器			
	タンク型モジュール炉	鉛冷却		<ul style="list-style-type: none"> 40万kW×4基からなるタンク型モジュール炉 2次系削除、電磁ポンプ/SG合体 	<ul style="list-style-type: none"> 10万kW鉛ビスマス冷却、鋼製炉容器、長期運転サイクル(10年間) 2次系削除
		鉛ビスマス冷却			
ガス炉	ヘリウム冷却	炭酸ガス冷却(ピン型燃料)		<ul style="list-style-type: none"> 140万kW、ライナーコンクリート型炉容器(PCRV) フィン付き燃料ピンの採用 2次系削除 	
		ピン型燃料		<ul style="list-style-type: none"> 160万kW、窒化物燃料採用による炉心性能および安全性向上(炭酸ガス冷却炉で炉心性能と減圧事故時炉心冷却の高立性の見通しを確認してから検討) 85万kW、被覆粒子燃料の採用 高温化による熱効率向上、ガスタービンによる高効率、コンパクト化 	
		被覆粒子燃料		<ul style="list-style-type: none"> 40万kWモジュール、40年の寿命後にU/TRU/Pu回収 塩化物溶融塩/2次系鉛冷却、FPハッチ除去 	
溶融塩炉		タンク型モジュール炉		<ul style="list-style-type: none"> 5万kW鉛ビスマス冷却タンク型炉、鋼製炉容器 	
小型炉		鉛ビスマス炉		<ul style="list-style-type: none"> 放射体制御方式、長期運転サイクル、2次系削除 	

表一2 燃料サイクルシステムに関するメーカー提案の概要

		再 処 理		燃 料 製 造	
提案方式		特徴とねらい		提案方式	
		特徴とねらい		特徴とねらい	
湿式法	PUREX法の簡素化	<ul style="list-style-type: none"> 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) 		ペレット製造	<ul style="list-style-type: none"> 溶液混合により粉末調整工程を削除
	PUREX法の簡素化 またはイオン交換法	<ul style="list-style-type: none"> 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法 		振動充填燃料	<ul style="list-style-type: none"> 湿式ゲル化法によるスフェアパック燃料製造
	金属電解法の改良 技術	<ul style="list-style-type: none"> 乾式熱処理による脱被覆塩素溶解採用による廃棄物低減、プロセスの簡素化(酸化物) リチウム還元装置の改善による処理速度向上 		振動充填燃料	<ul style="list-style-type: none"> 転動造粒法による顆粒製造
乾式法	酸化物電解法の改良 技術	<ul style="list-style-type: none"> 燃料溶解/UO₂析出同時プロセスでの速度向上 UO₂の除染率向上 		振動充填燃料	<ul style="list-style-type: none"> 再処理製品から直接顆粒が得られる
	フッ化物揮発法の改良	<ul style="list-style-type: none"> フッ化物揮発法に基づくプロセス Puの低除染化により工程の簡素化をはかる 		振動充填燃料	<ul style="list-style-type: none"> フッ化物を水蒸気で転換し顆粒を得る

(注1)再処理法と燃料製造法は一体化プラントとして提案を受けている。

表-3 アイデア公募により採用した研究テーマ

応募件数(有効性、革新性および独創性のある技術)		国内	海外	合計
プラントシステム		32	19	51
燃料サイクルシステム	再処理関係	10	4	14
	燃料製造関係	5	1	6
合計		47	24	71

採用研究テーマ

		研究テーマ
プラントシステム	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)
	2	液体金属2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
	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
	4	欧州等の設計研究知見を踏まえたコンパクト化Na冷却大型タンク型炉の概念検討
	5	熱電素子発電方式の高速炉への適用可能性検討
	6	鉛および鉛ビスマス冷却炉の技術的知見・試験研究に基づくプラント概念の検討
	7	自然循環冷却方式の鉛および鉛ビスマス冷却炉のシステム特性検討
	8	イオン交換法によるFBR燃料再処理の研究
	9	無配管化を目指した湿式再処理プロセスの合理化検討
	10	遠心鑄造法・金属鑄型による金属燃料製造プロセスの合理化検討
燃料サイクルシステム	再処理関係	
	燃料製造関係	

表一4 実用化戦略調査研究に係わる国際協力の状況

相手国	協力項目	相手機関	実施内容
仏	欧州FBR(EFR)のコストダウン方策	ノバム社	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。
英	PFRの運転経緯に関する調査	NNC社	Na-水反応対策、制御棒寿命延長方策、燃料被覆管(PE16)、再臨界回避方策の4項目に関する英国NNCの知見について調査する。
米	S-PRISMの炉心安全設計に関する研究	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。
露	サイクルプラントの高度化	RIAR	乾式再処理・振動充填燃料製造に関する設計研究およびBOR-60使用済燃料を用いた工学規模試験の実施。
露	サイクル関連施設の運転経緯	VNIINUM, RI	ロシアの湿式再処理、燃料製造施設を対象に運転経緯情報を入手する。また、マイナーアクチニド、長寿命FPの分離技術等の情報を入手する。
露	MOX振動充填燃料の照射試験および評価	RIAR	使用済燃料を乾式法で再処理し、製造したリサイクルMOX燃料を用い、低除染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。
露	酸化物燃料乾式再処理技術に関する研究	RIAR	実用済燃料MOX燃料を乾式法で再処理し、MOXを直接電解回収するための試験情報および処理速度向上、溶解するつば長寿命化、廃棄物処理、MA回収プロセスの検討。回収したMOXを用いた燃料製造試験。
英	振動充填燃料製造システム設計検討	BNFL	BNFLの振動充填燃料製造に関するこれまでの情報を入手する。
スイス	内部ゲル化による振動充填燃料製造技術	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手し、評価する。
仏	核種分離の高度化	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。
英	晶析プロセス試験	AEA Technology, BNFL	99年度はAEAテクノロジーの、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。
英	乾式リサイクル技術に関する調査	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。
EU	乾式リサイクルプロセスのTRUを用いた小規模実証試験	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、プロセスローの最適化に資する。 ・TRU燃料および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燃料および莫高レベル廃液を用いた乾式分離プロセスの実証試験
英	酸化物燃料の金属への転換技術の試験	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。
英	U-Pu-Zr合金とFe系被覆管材との共存性に係る炉外試験	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。

燃料サイクルシステム

表-5 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	原子炉関連運賃	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	20万円/kWh 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
		再処理費	施設建設費 操業費 稼働率 廃止措置費	200日/年 16万円/kgHM
安全性	技術的安全性	使用済燃料輸送費 廃棄物処分費		同時代の軽水炉サイクルと同等またはそれ以上
		再臨界回避 常動安全性 臨界安全性	核的制限 臨界後知	
資源有効利用性	ウラン利用効率	燃焼度 製品移行率	意識改革 教育訓練 法制整備 組織体制整備 通報避難体制確立 透明性 第三者立入検査	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1 Sv/h程度 核分裂性Pu比率80%以下
		システム信頼時間	情報公開	放射線量 核種量 核種組成 燃焼時間
技術的実現性	技術レベル 開発期間(年) 投資資金(円/年)	再処理 燃料製造	核兵器転用性 核物質防護 保障措置	取扱い難性 技術難易度 施設内防護 輸送時取扱 輸送対策 査察頻度 査察期間 査察精度
		燃料製造	技術レベル 開発期間(年) 投資資金(円/年)	計量・分析精度 接近性
環境負荷低減性	全廃棄物発生量 再処理 燃料製造	全廃棄物の処分面積 原子炉 再処理 燃料製造	核兵器転用性 核物質防護 保障措置	大気放出量 海洋放出量 NOx CO2 温室効果ガス フッ素ガス 塩、重金属等
		高レベル廃棄物特性 (TRU深地層を含む)	技術レベル 開発期間(年) 投資資金(円/年)	潜在的毒性(ALU) 放射線量(G) 核種量(Sv/年)
環境負荷低減性	全廃棄物発生量 再処理 燃料製造	高レベル廃棄物 低レベル廃棄物 TRU深地層並 TRU高レベル並 TRU低レベル並 低レベル廃棄物	核兵器転用性 核物質防護 保障措置	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1 Sv/h程度 核分裂性Pu比率80%以下
		高レベル廃棄物 低レベル廃棄物 TRU深地層並 TRU高レベル並 TRU低レベル並 低レベル廃棄物	技術レベル 開発期間(年) 投資資金(円/年)	計量・分析精度 接近性

表一6 第1期におけるFBRシステムの検討

燃料形態 燃料システム		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 (プラントシステム)	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, PbBi)	○	○	○				
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 ガスタービンまたは 複合発電	○	○	○	○	○	○
	中小型モジュール炉(He)	○		○	○	○		
	水(重水)冷却	○						
	燃料による冷却							○

(注) ○ は、検討対象を示す。

表一七 炉心燃料 第1期中間成果と2000年度計画

		2000年度計画
	中間成果と課題	
酸化物燃料	<ul style="list-style-type: none"> 再臨界回避方策により炉心性能は低下するが、ナトリウム冷却炉で増殖比1.2程度まで可能 金属、窒化物に比べ、炉心性能は劣る(増殖比で0.15程度) 重金属、ガスの炉心性能は、ナトリウムに比べ、同等もしくはやや劣る 水炉は、再臨界回避対策をとらず、高除染燃料を使用する条件では増殖比が1を越える見通しを得た 酸化物は、実績が豊富であるが、高燃焼度(15万MWD/t)を達成するには被覆管の開発が重要 	<ul style="list-style-type: none"> 再臨界回避を満足する炉心燃料設計を進め、開発目標への適合性を見極める 燃料サイクルとの整合性を図った炉心性能を評価する(低除染燃料の炉心性能) 高燃焼度の被覆管材料(ODS鋼)の開発、検討
金属燃料	<ul style="list-style-type: none"> 炉心性能は酸化物より良い 金属燃料と被覆管の共晶制限のため、ナトリウム冷却で炉心出口温度を510~530℃以下に制限 照射実績が少ないため、開発計画の策定が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 金属燃料の特徴を生かしつつ、再臨界回避を満足する炉心燃料設計を進め、開発目標への適合性を見極める 国際協力を活用した金属燃料の研究開発計画の策定(燃料製造、ピンおよび集合体照射、安全性試験を含む) 高温化の可能性追求のため金属燃料の照射挙動解明および共晶問題を回避できる方策等の開発計画の検討
窒化物燃料	<ul style="list-style-type: none"> 炉心性能は、酸化物より良い(金属燃料とほぼ同等) 炉心損傷時、ガス炉を除き、燃料-冷却材との間で激しい熱的相互作用および望素解離による圧力上昇 被覆粒子燃料では、高速中性子場での被覆層の健全性の確保が課題 照射実績が金属燃料よりさらに少なく、開発計画の策定が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 重金属、ガス冷却炉における炉心燃料設計の検討 国際協力を活用した窒化物燃料の研究開発計画の策定 高速中性子場での照射影響の少ない被覆材料および構造の検討

表-8 ナトリウム冷却炉における炉心ならびにシステムの改善方策

設計要求(課題)		解決方針	
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	高性能燃焼体(鉛/ズルヒ)による炉厚削減 炉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
炉心の圧縮の低減	燃料バンドルの流動抵抗の削減	燃料要素の太径化 炉化度分布をつけ、軸方向ピーキングを低減	による低圧炉心の採用
再臨界回遊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	内部ダクト後の最適化、内部ダクトおよ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排除方策の創出とその採用	
燃焼度の向上	炉心材料のスエリング特性改善	原子密度の高い新型燃料(金属、窒化物)の採用 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)	
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	ラツパ管および内部ダクトの薄肉化 燃料要素の木炭化(18ヶ月以上のサイクル期間達成可能)	
炉心出口温度の高温化	炉心材料の高温特性改善	原子密度の高い新型燃料の採用 高温強度に優れた材料(ODS鋼)の開発(炉心出口温度550°C達成可能)	
制御棒の長寿命化	長寿命制御棒の開発	Naポンプ型制御棒の開発 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	燃料体積比およびブランケット厚で調整	燃料要素の太径化 ラツパ管および内部ダクトの薄肉化	
TRUの受け入れ能力	炉心反応度特性の改善	炉方向および軸方向ブランケットの調整 炉心型式、形状の最適化による改善	
長寿命FP各種の核変換	FP装置形態の最適化	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 効果的な減速材配置、ターゲット材料の最適化	
核放射線抵抗性の確保	核物質への接近困難性	原子密度の高い新型燃料の採用 低DF燃料、MA混入燃料の採用	
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 機器集合体による機器を結ぶ配管の削除	12C鋼の採用 中間熱交換器/ポンプ 蒸気発生器/ポンプ	の機器集合体による系統コンパクト化
炉内物量の削減	冷却系機器および配管の単容量の増大	ループ数の削減(4ループから2または3ループ化) 冷却系新のコンパクト化と配置の最適化による機器容積の削減	
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 地震入力力の低減による建屋構造の簡素化	付着設備(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	熱膨張応力力の少ない12C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	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	による炉容器径増加の抑制
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集合体の拡大	中間熱交換器、蒸気発生器への12C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集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および支持構造の簡素化 サイト条件にと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	受動的な炉停止および瞬燃熱除去機能の付与	異常高温時の制御棒自然挿入機構の採用 自然環境による炉心前燃熱除去機能の向上 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	超音波深層技術、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	

表一9 プラントシステム 第1期の中間成果と2000年度計画

	概念	中間成果と課題	2000年度計画
ナトリウム炉	大型 (ルーブ型、タンク型)	<ul style="list-style-type: none"> コストダウン方策(ルーブ数削減等による物量削減)の追求により、経済性の目標を達成しうる見込み モジュール効果を追求すれば、経済性の目標を達成しうる可能性 中間媒体を用いたナトリウム-水反応回避等の概念を抽出 	<ul style="list-style-type: none"> ルーブ型、タンク型の各1概念の詳細物量を評価し、目標達成度の検討 モジュール化が可能な範囲でスケールメリットを追求し、さらに経済性向上の検討 各概念を具体化して、技術的成立性評価
	中型		
	2次系簡素化概念		
重金属炉	大型	<ul style="list-style-type: none"> 重量過大、耐震性、技術的成立性の観点から難 重量低減可能 融点が低い鉛ビスマスの方が有利 	<ul style="list-style-type: none"> 鉛ビスマス冷却の中型モジュール炉概念を検討(技術的成立性、経済性等)
	中型		<ul style="list-style-type: none"> 抽出された課題の検討
ガス炉	炭酸ガス (ピン型燃料) ヘリウムガス(ピン型燃料) ヘリウムガス(被覆粒子燃料)	<ul style="list-style-type: none"> 減圧事故時の冷却性、再臨界回避対策を考慮した炉心性能評価が必要 被覆粒子燃料の高速中性子場での高燃焼度化に係わる課題 	
	軽水炉 重水炉 超臨界圧軽水炉	<ul style="list-style-type: none"> 稠密炉心を採用した増殖炉心の検討 	<ul style="list-style-type: none"> 再臨界回避対策の必要性と具体化の検討 各種事故時の炉心冷却性の評価 システムの技術的成立性、経済性の検討 構造材料の課題の整理
溶融塩炉	塩化物タンク型 モジュール炉	<ul style="list-style-type: none"> 増殖比1以上の可能性 溶融塩に対する構造材料の共存性が課題 	
	ナトリウム炉 鉛ビスマス炉 ヘリウムガス炉	<ul style="list-style-type: none"> 小型炉開発の開発目標を整理 	<ul style="list-style-type: none"> ナトリウム炉(金属燃料)、鉛ビスマス炉(窒化物燃料)を中心に概念検討

表-10 第1期における燃料サイクルシステムの検討

	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"> ・ 工程の簡素化 ・ TRU回収率の向上 ・ 液体廃棄物発生量の低減 ・ Pu非分離回収
	乾式	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・ TRU回収率の向上 ・ 塩廃棄物処理 ・ バッチ処理に伴う核物質移送技術 ・ 計量管理手法の確立
燃料製造	ペレット	○		<ul style="list-style-type: none"> ・ 工程の簡素化 ・ 低除染燃料への適用 ・ 遠隔自動化
	振動充填	○		<ul style="list-style-type: none"> ・ 造粒工程の合理化 ・ Pu富化度、充填密度等の品質管理 ・ 廃棄物量低減
	鑄造		○	<ul style="list-style-type: none"> ・ 鑄型廃棄物量の低減 ・ 歩留まりの向上 ・ 溶解するつぼの寿命延長
	被覆粒子	○		<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉システム、再処理との整合性

(注)○は、検討対象を示す。

表-11 再処理 第1期の中間成果と2000年度計画

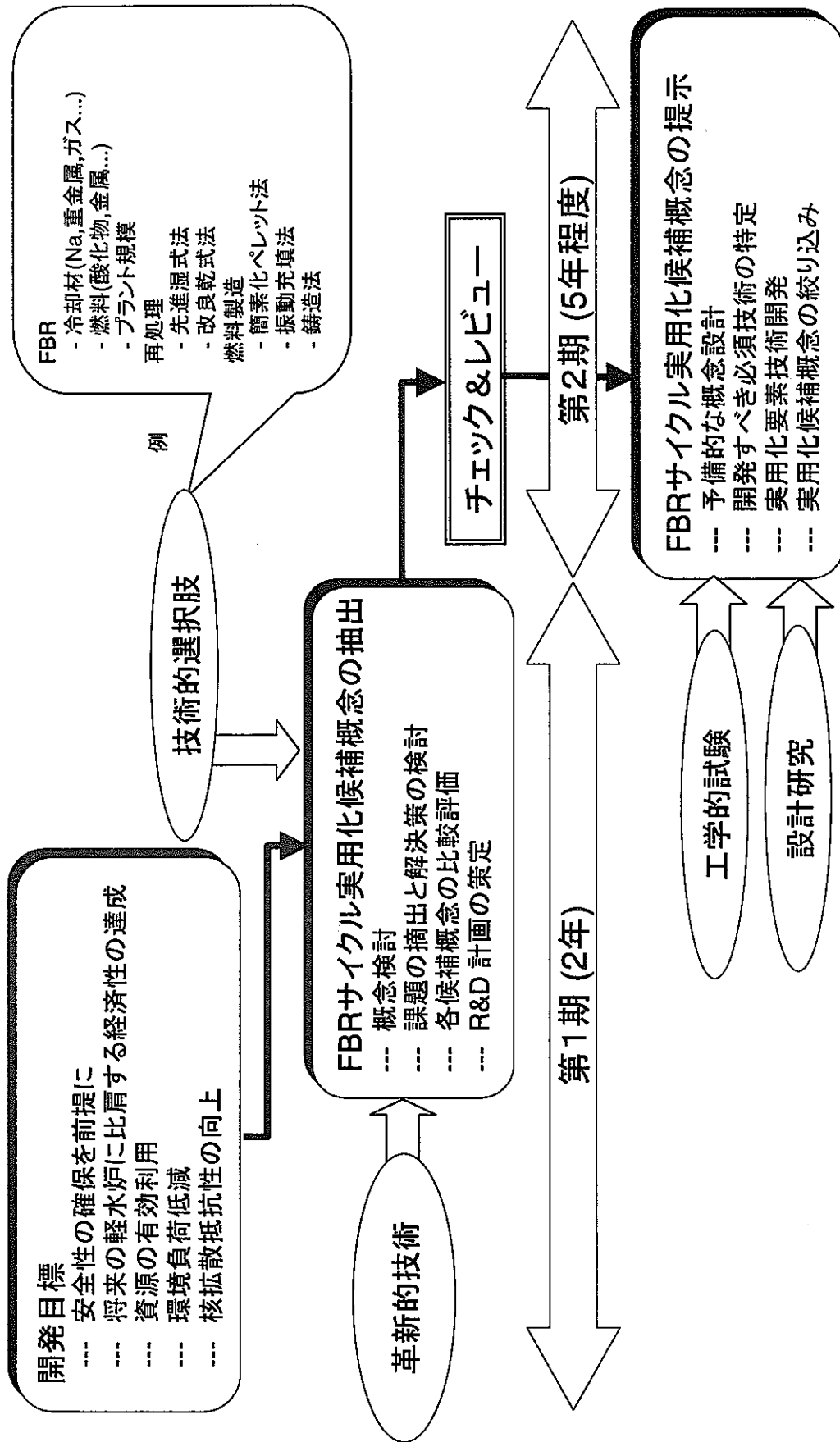
サイクル技術		中間成果と課題	2000年度計画	
湿式	燃料形態		システム設計	要素技術
先進湿式法		<ul style="list-style-type: none"> ・経済性目標を達成できる見通し ・TRU99%以上の回収が可能 ・先進湿式プロセス(共回収、晶析、TRU回収)の確立(課題) ・代替・補完技術によるさらなる経済性向上 等 	<ul style="list-style-type: none"> ・単サイクルプロセス評価 ・U晶析試験 ・代替・補完技術基礎試験 	
	酸化物電解法	<ul style="list-style-type: none"> ・経済性目標を達成できる見通し(注) ・絞り電解工程によりTRU99%以上の回収率確保の見通し(課題) ・Pu/U共析出挙動評価 ・塩廃棄物処理技術の確立 ・溶解するつば長寿命化 	<ul style="list-style-type: none"> ・オフガス処理リサイクル検討 ・塩廃棄物処理法の調査 ・溶解するつばの長寿命化の検討 	
	金属電解法	<ul style="list-style-type: none"> ・経済性目標を達成できる見通し(注) ・TRU還元抽出工程によりTRU99%以上の回収率確保の見通し(課題) ・塩浴塩素化溶解挙動評価 ・製品金属の酸化転換挙動評価 	<ul style="list-style-type: none"> ・U還元試験 ・塩廃棄物処理法の調査 	
乾式	フッ化物揮発法	<ul style="list-style-type: none"> ・経済性目標を達成できる見通し(注) ・廃アルミナ媒体からの回収工程によりTRU99%以上の回収率確保の見通し(課題) ・MA回収挙動評価 ・Puのフッ化特性評価 	<ul style="list-style-type: none"> ・U転換施設運転情報調査 ・セル内の遠隔操作・保守性の検討 	
	金属電解法	<ul style="list-style-type: none"> ・経済性目標を達成できる見通し(注) ・塩廃棄物処理工程での回収によりTRU99%以上の回収率確保の見通し(課題) ・電解処理速度確認 ・塩廃棄物処理技術実証 	<ul style="list-style-type: none"> ・電解試験 ・塩廃棄物処理法の調査 	

(注)50tHM/年の小規模施設においても、湿式法と同程度の操業費割合であれば、経済性目標を達成できる見通し。

表-12 燃料製造 第1期の中間成果と2000年度計画

燃料製造		燃料形態	中間成果と課題	システム設計	2000年度計画	
燃料製造	ペレット	サイクル技術	・経済性目標を達成できる見通し(課題) ・低除染燃料への適用性確認 ・セル内の遠隔操作・保守性の検討	<ul style="list-style-type: none"> 開発課題の検討 さらなるコストダウンの追求 MA含有低除染燃料製造システム合理化 各種燃料形態への適用性評価 燃料サイクル技術の最適組み合わせ検討 	<ul style="list-style-type: none"> 製造工程確認試験 Np-MOX、Am-MOX製造技術開発 	
		簡素化ペレット法	・セル内の遠隔操作・保守性の検討			
	振動充填	湿式ゲル化法	・経済性目標を達成できる見通し(課題) ・小径粒子の量産化の検討			<ul style="list-style-type: none"> 小径粒子製造試験 挙動評価コード開発 充填挙動評価試験(振動充填共通)
		酸化物電解法対応	・酸化物電解法との一体型として検討 ・経済性目標を達成できる見通し(注)(課題) ・低除染燃料に対する密度、Pu分布均一性の確認 ・低O/M燃料のプロセスの合理化			<ul style="list-style-type: none"> 低除染燃料充填特性評価
		金属電解法対応	・金属電解法との一体型として検討 ・経済性目標を達成できる見通し(注)(課題) ・転動造粒法における顆粒特性評価 ・低O/M燃料のプロセスの合理化			<ul style="list-style-type: none"> 転動造粒法検討
		フッ化物揮発法対応	・フッ化物電解法との一体型として検討 ・経済性目標を達成できる見通し(注)(課題) ・顆粒間のPu富化度均一性の確認 ・低O/M燃料のプロセスの合理化			<ul style="list-style-type: none"> U転換施設運転転情報調査
	鑄造	射出成型法	・金属電解法との一体型として検討 ・経済性目標を達成できる見通し(注)(課題) ・モールド廃棄物量の低減			<ul style="list-style-type: none"> ウラン合金射出試験 工程廃棄物調査
		遠心鑄造法	・廃棄物発生量低減の可能性はあると評価(課題) ・合金組成の均一性確認 ・燃料合金と合金の共存性確認			<ul style="list-style-type: none"> 合金均一性、合金の共存性の検討

(注) 50tHM/年の小規模施設においても、湿式法と同程度の操業費割合であれば、経済性目標を達成できる見通し。



図一1 実用化戦略調査研究の目的

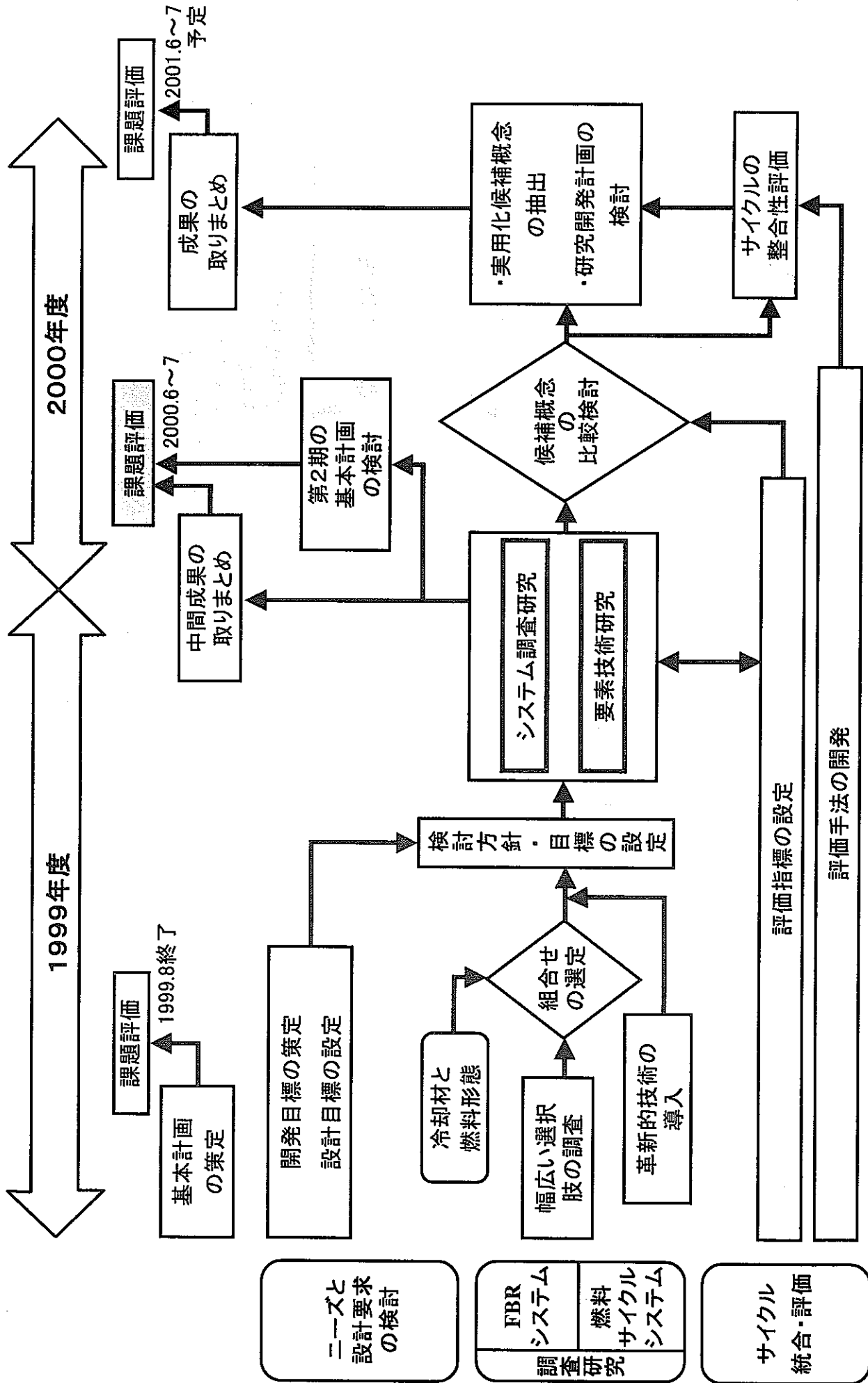
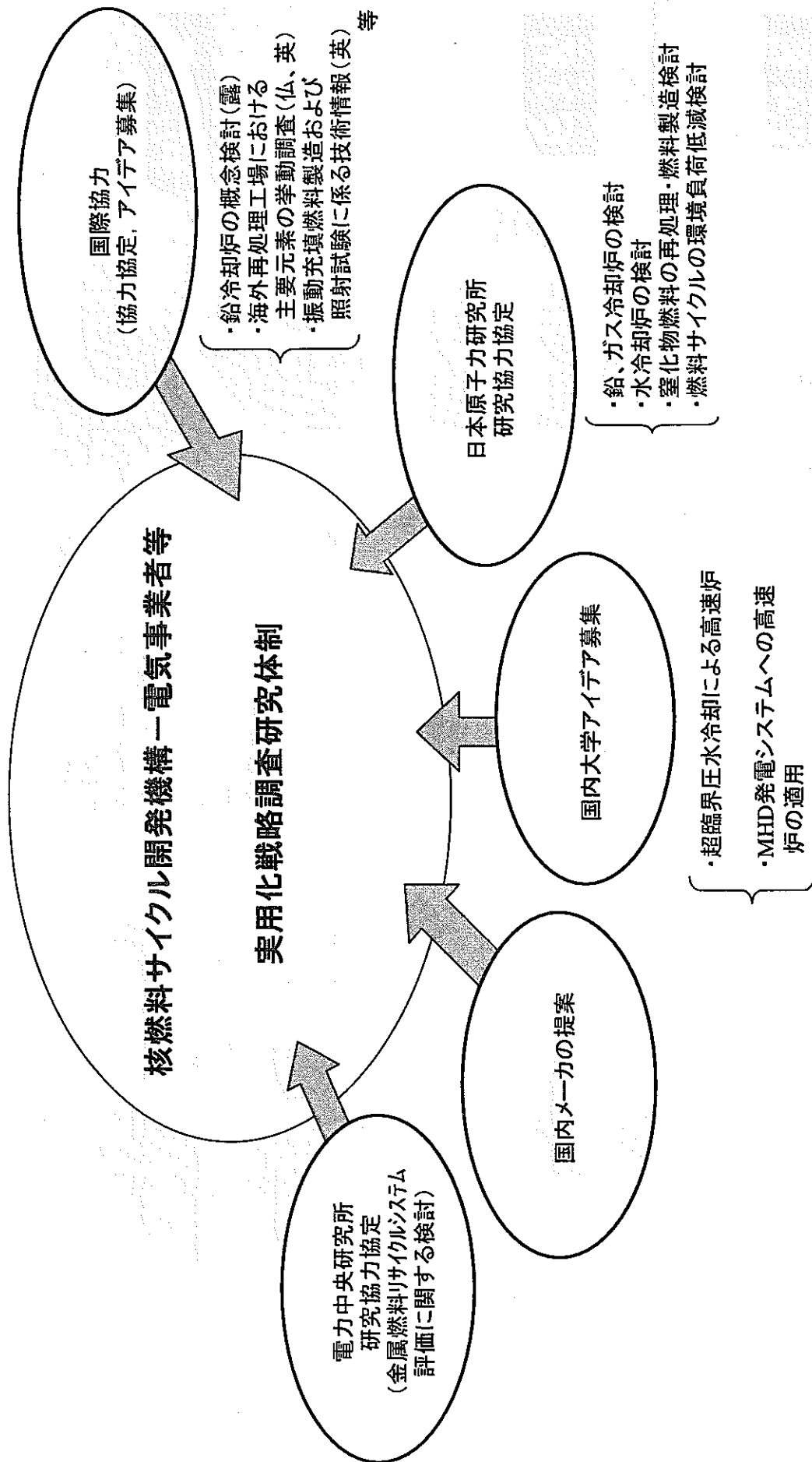
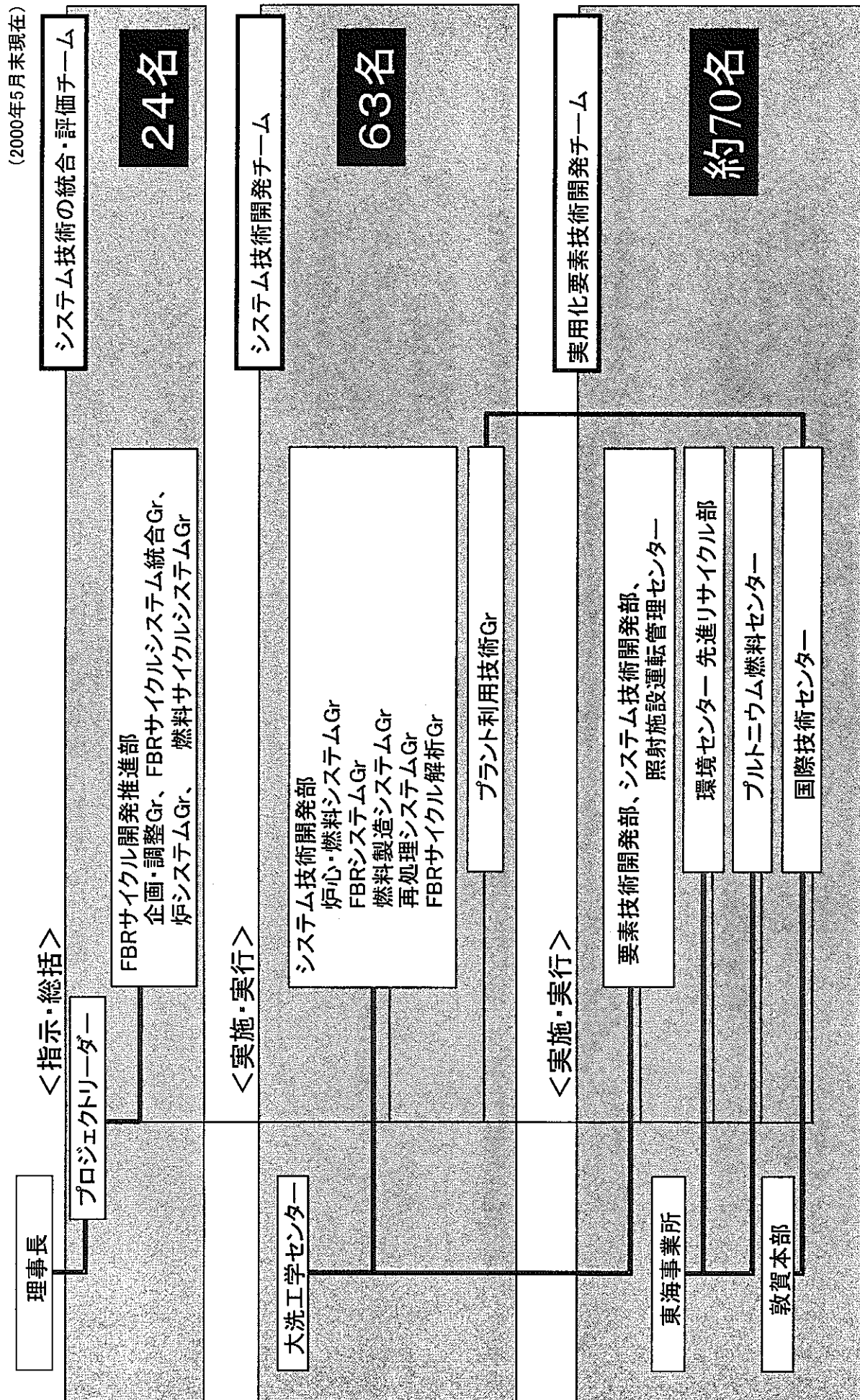


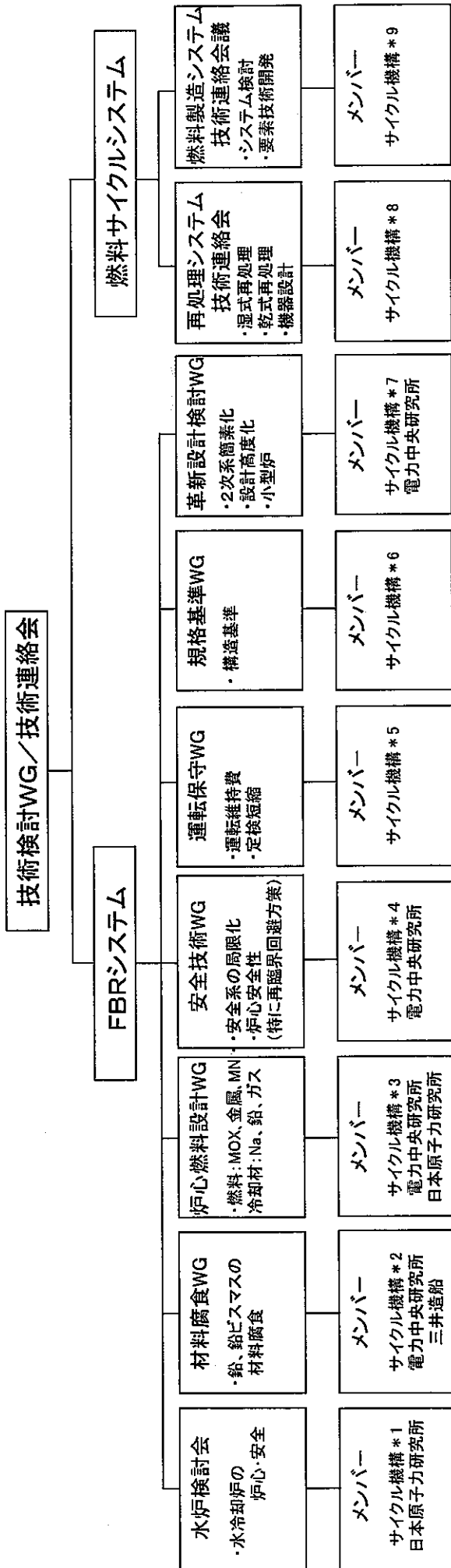
図-2 第1期の検討評価の進め方



図一3 実用化戦略調査研究における協力体制



図一4 核燃料サイクル開発機構における実用化戦略調査研究の実施体制



各WG/連絡会の核燃料サイクル開発機構のメンバー

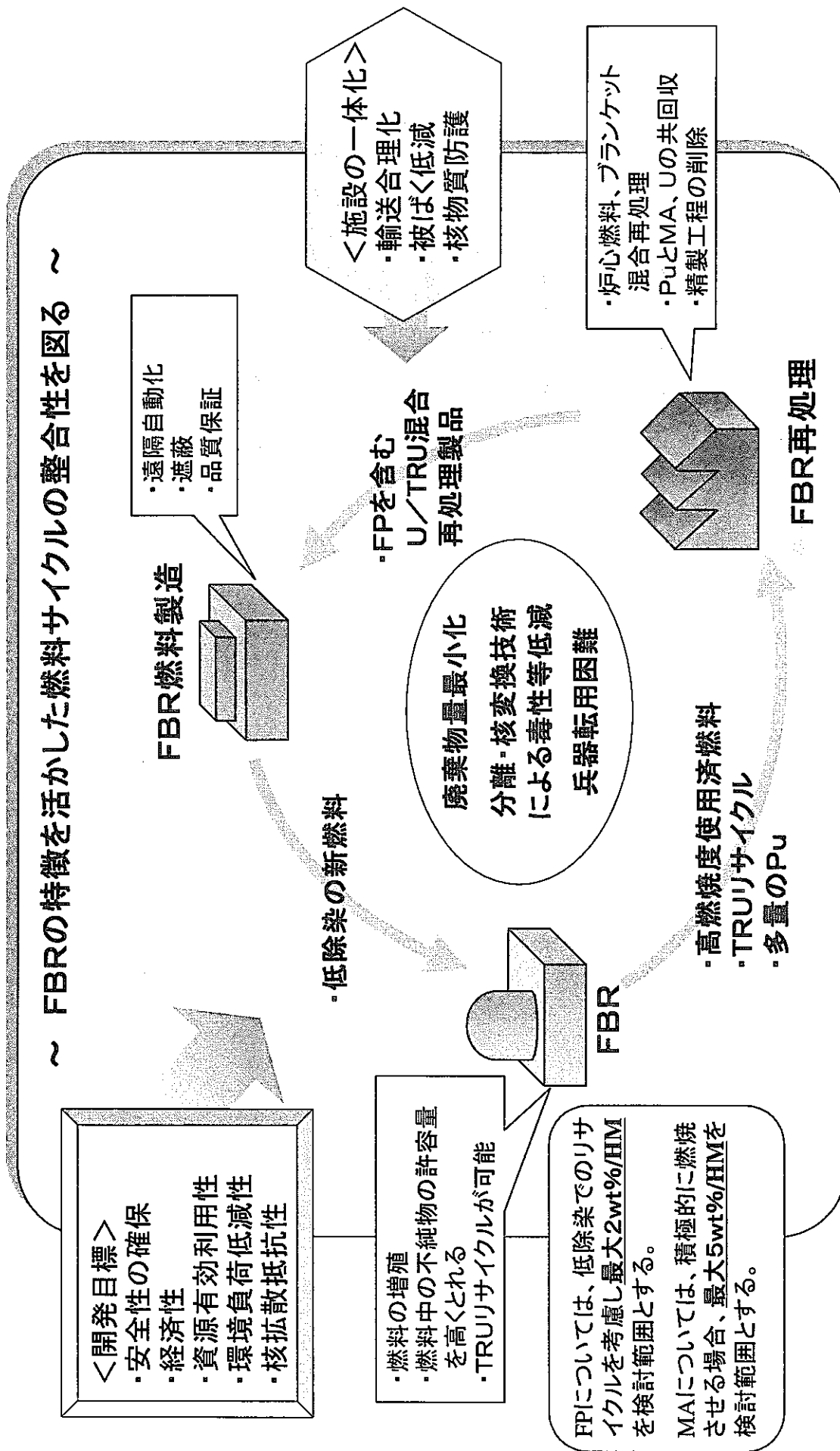
- * 1 大洗工学センター(システム技術開発部)、本社(FBRサイクル開発推進部)
- * 2 大洗工学センター(要素技術開発部)、本社(FBRサイクル開発推進部)
- * 3 大洗工学センター(システム技術開発部)、東海事業所(プルトニウム燃料センター)、本社(FBRサイクル開発推進部)
- * 4 大洗工学センター(システム技術開発部)、本社(FBRサイクル開発推進部)
- * 5 敦賀本部(国際技術センター)、大洗工学センター(照射施設運転管理センター、システム技術開発部)、本社(FBRサイクル開発推進部)
- * 6 大洗工学センター(システム技術開発部)、本社(FBRサイクル開発推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

(注) ○印は主査

図-5 技術検討WGおよび技術連絡会の体制

- 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燃焼および長半減期FPの核変換により、放射性廃棄物量を低減
 - 施設の運転・保守およ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
 - 核物質防護性および保障措置性の対応が良好な設計

図一6 FBRサイクルの開発目標



図一7 FBRサイクルの基本的な考え方

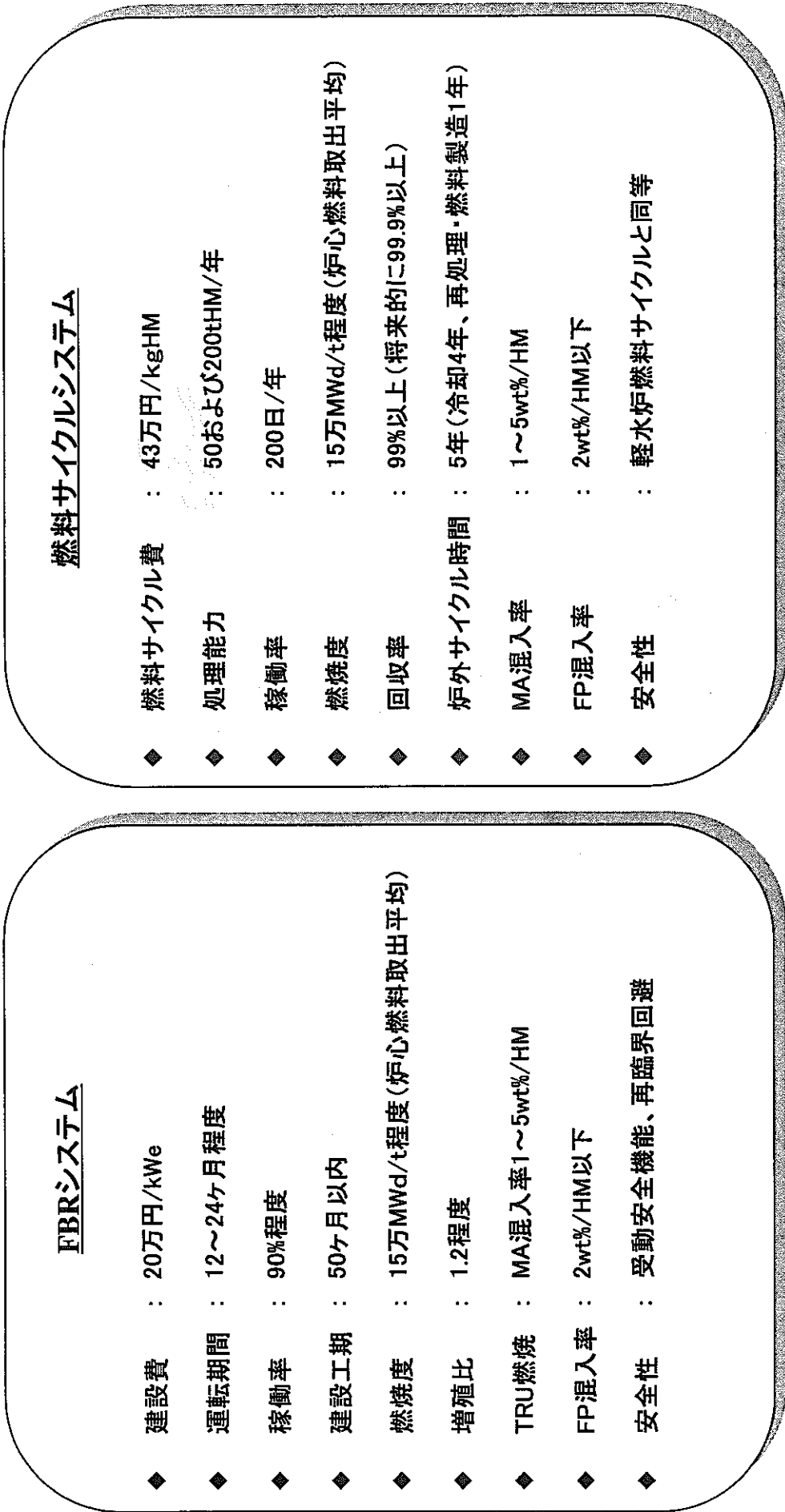
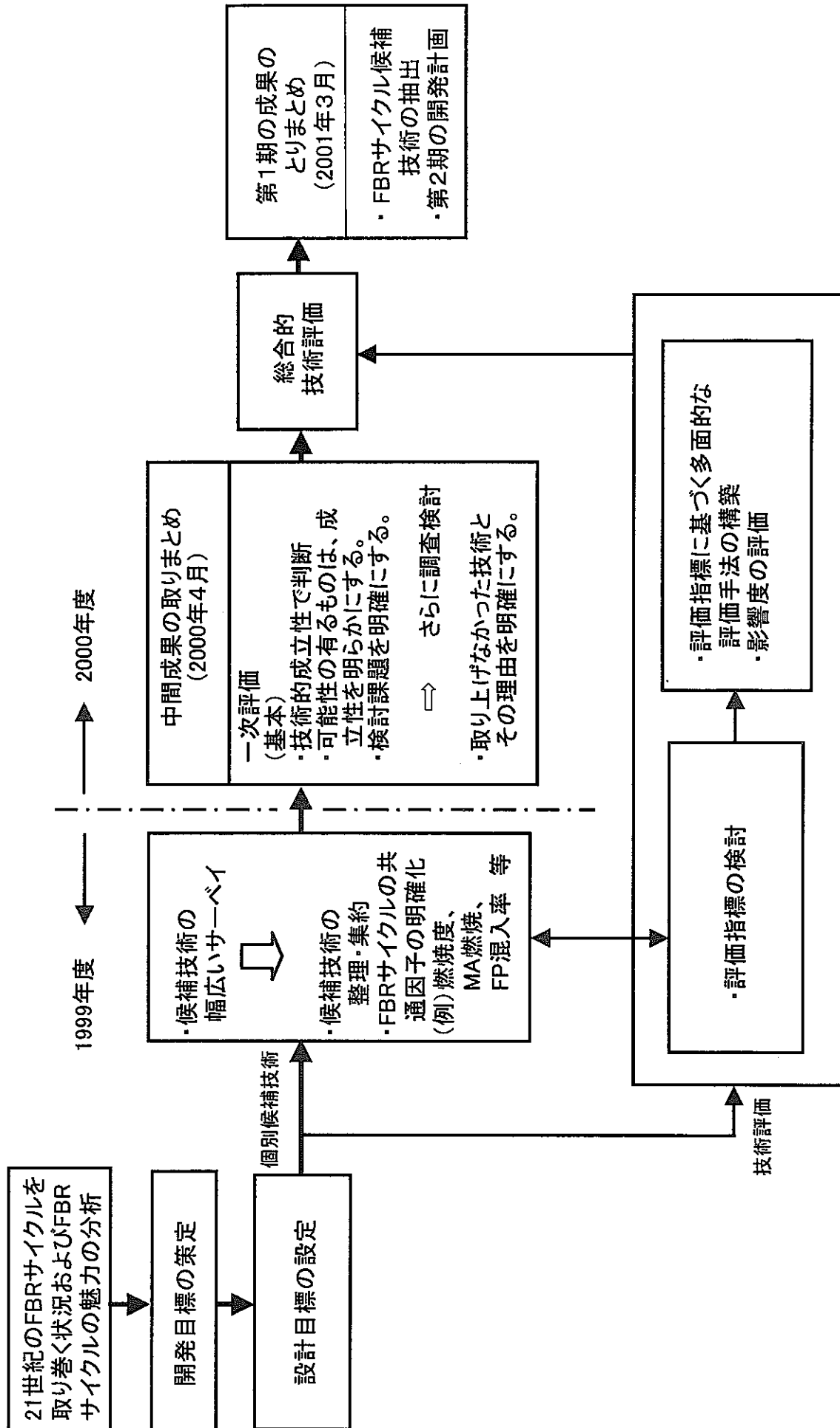
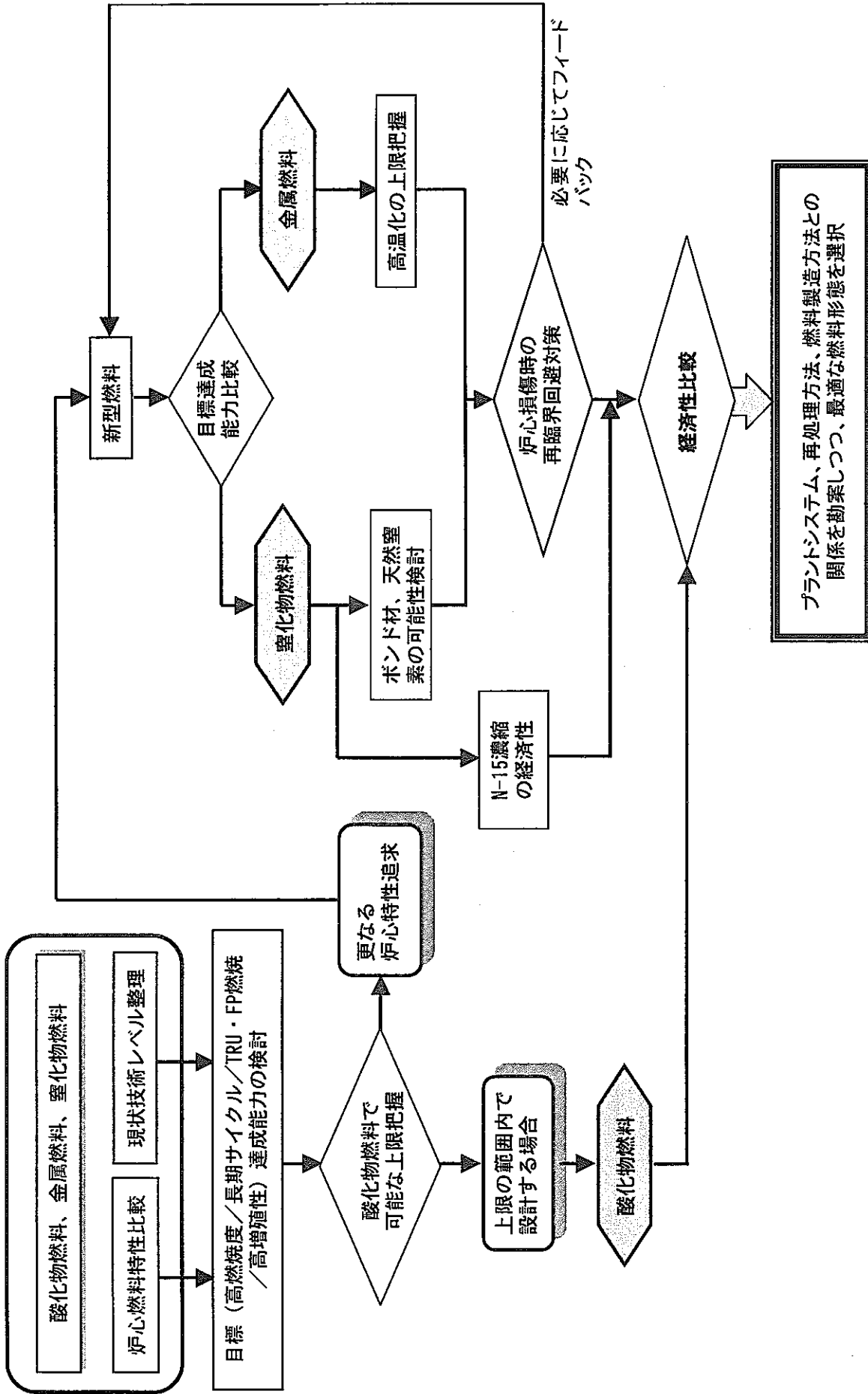


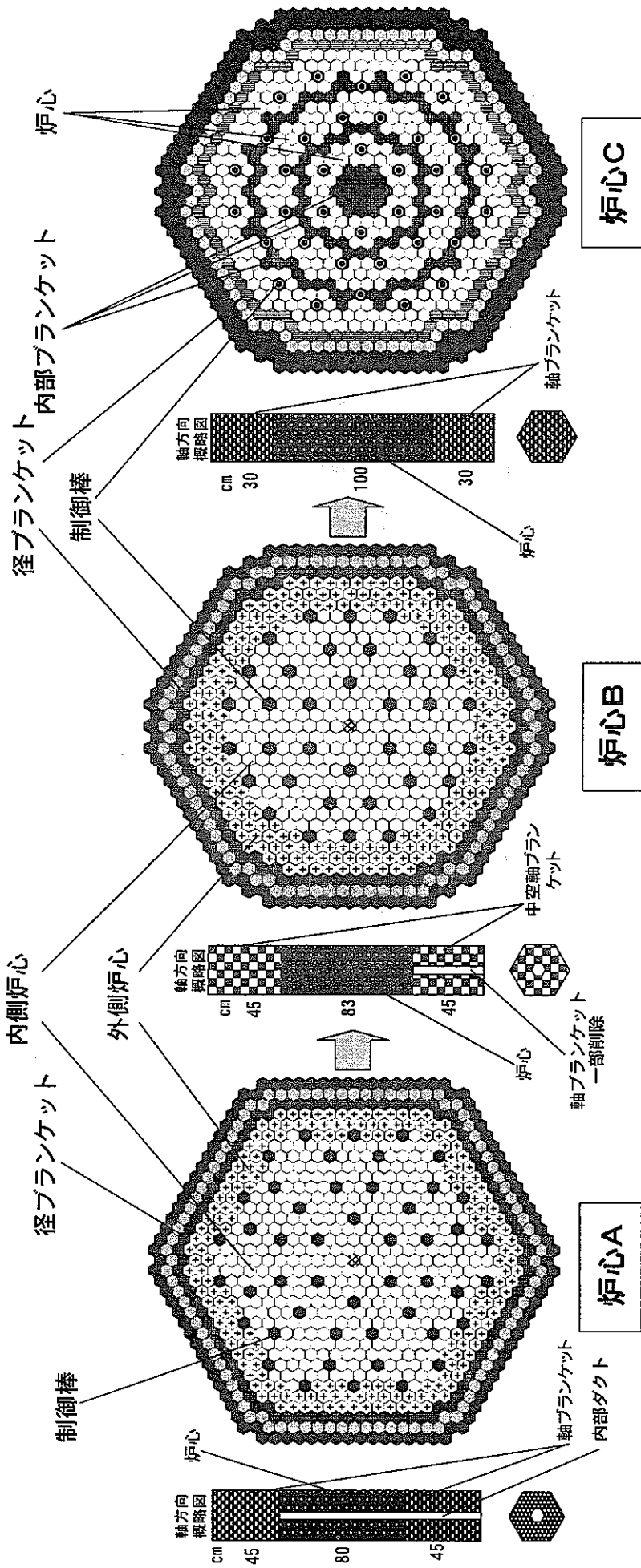
図-8 FBRサイクルの主な設計目標



図一9 FBRサイクル技術の評価



図一10 燃料形態の絞り込みの考え方



集合体内の溶融燃料が隣接集合体から下部に排出させる。
 播する前に内部ダクトから下部に排出させる。

基準均質炉心(全数内部ダクト)

増殖比 : ~ 1.13
 倍増時間* : ~ 45.5年

(注) *複利システム倍増時間

集合体内の溶融燃料が隣接集合体に溶融伝播する前に下部軸ブランケット削除領域から下部に排出させる。

中空軸ブランケット、軸ブランケット一部削除

増殖比 : ~ 1.15
 倍増時間* : ~ 34.8年

内部ブランケット集合体により、仮に燃料の溶融伝播が生じても、溶融燃料プールの形成範囲を限定するとともに、溶融燃料を制御棒案内管から下部に排出させる。

径非均質炉心

増殖比 : ~ 1.22
 倍増時間* : ~ 28.0年

図-11 MOX炉心性能限界の検討(3800MWt、18ヶ月サイクル)

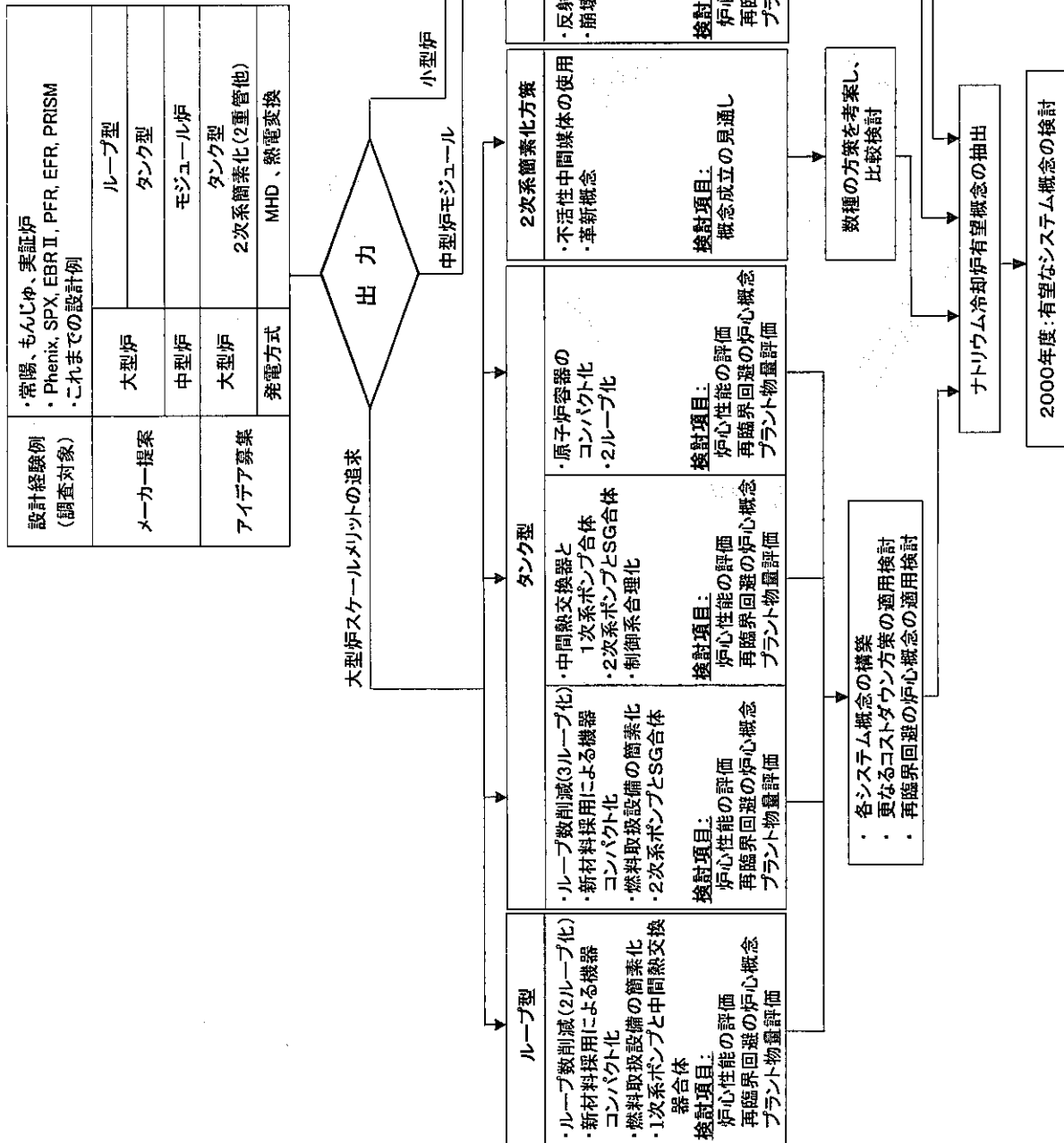
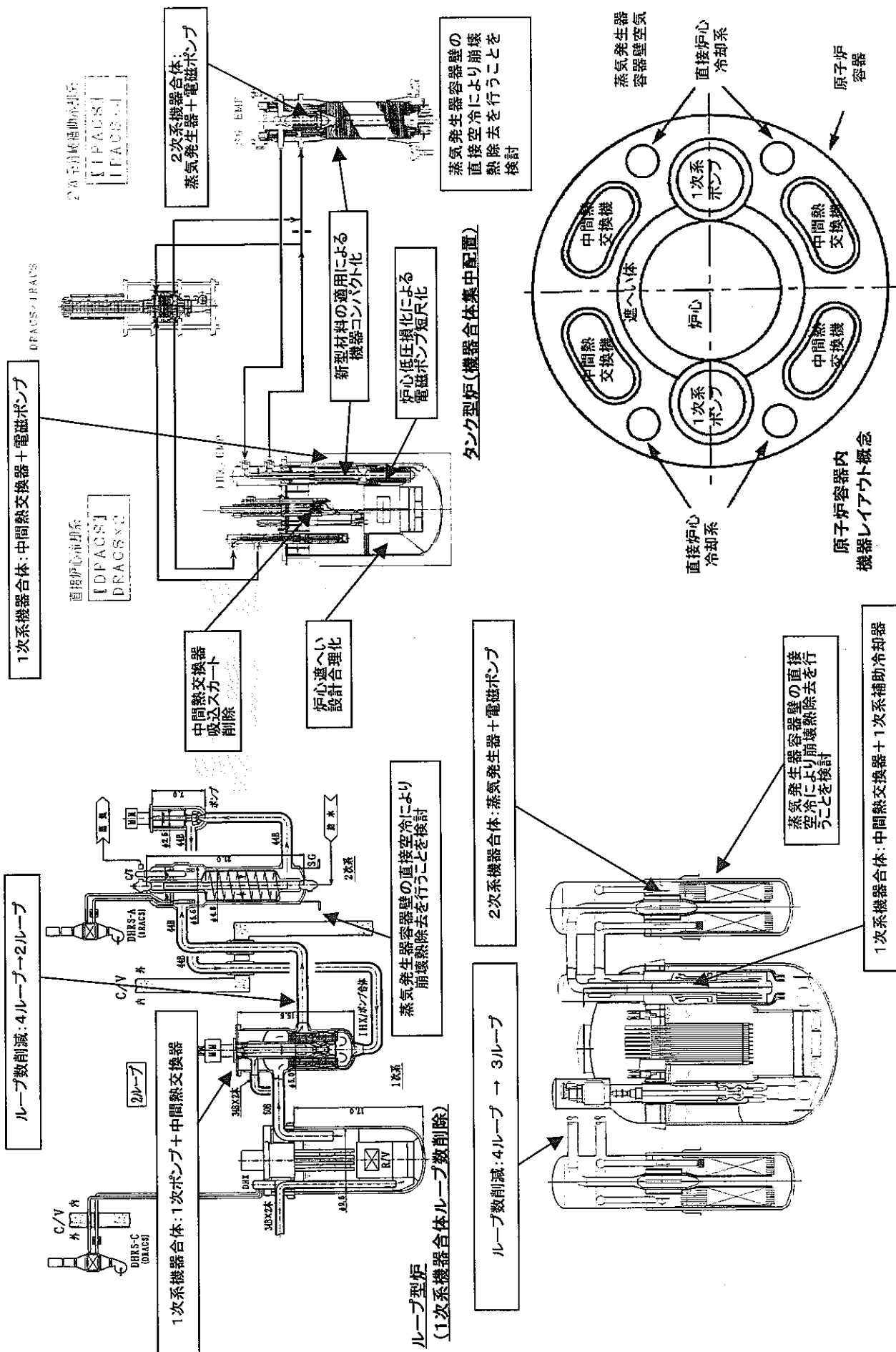


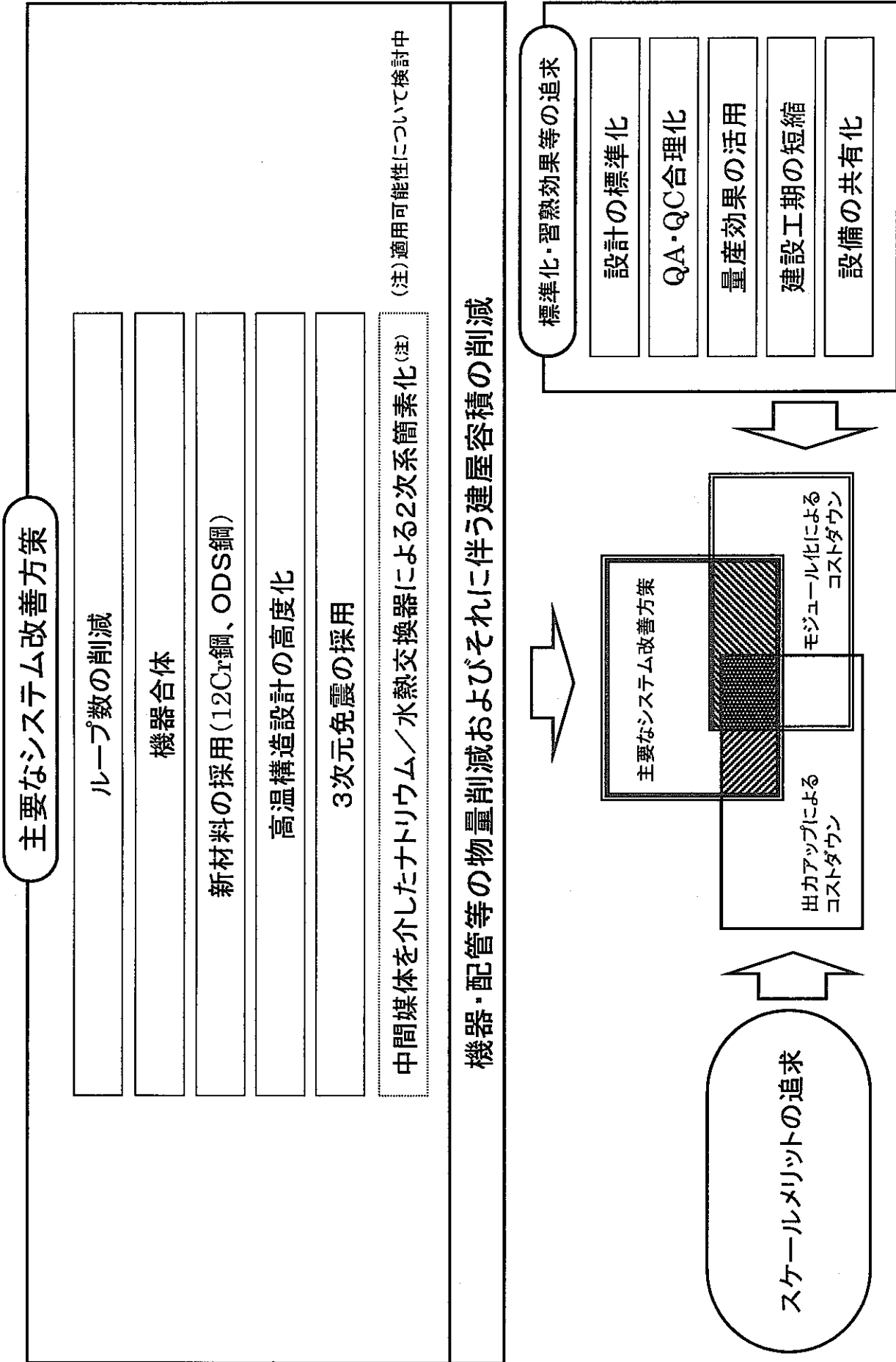
図-12 ナトリウム冷却炉の候補と検討の進め方



Compact Pool Type LMFBFR (公募アイデア)

タンク型炉(2次系機器合体・ループ数削減)

図-13 ナトリウム大型炉の主なプラント概念図



図一14 建設費20万円/kWeに向けてのコストダウン方策

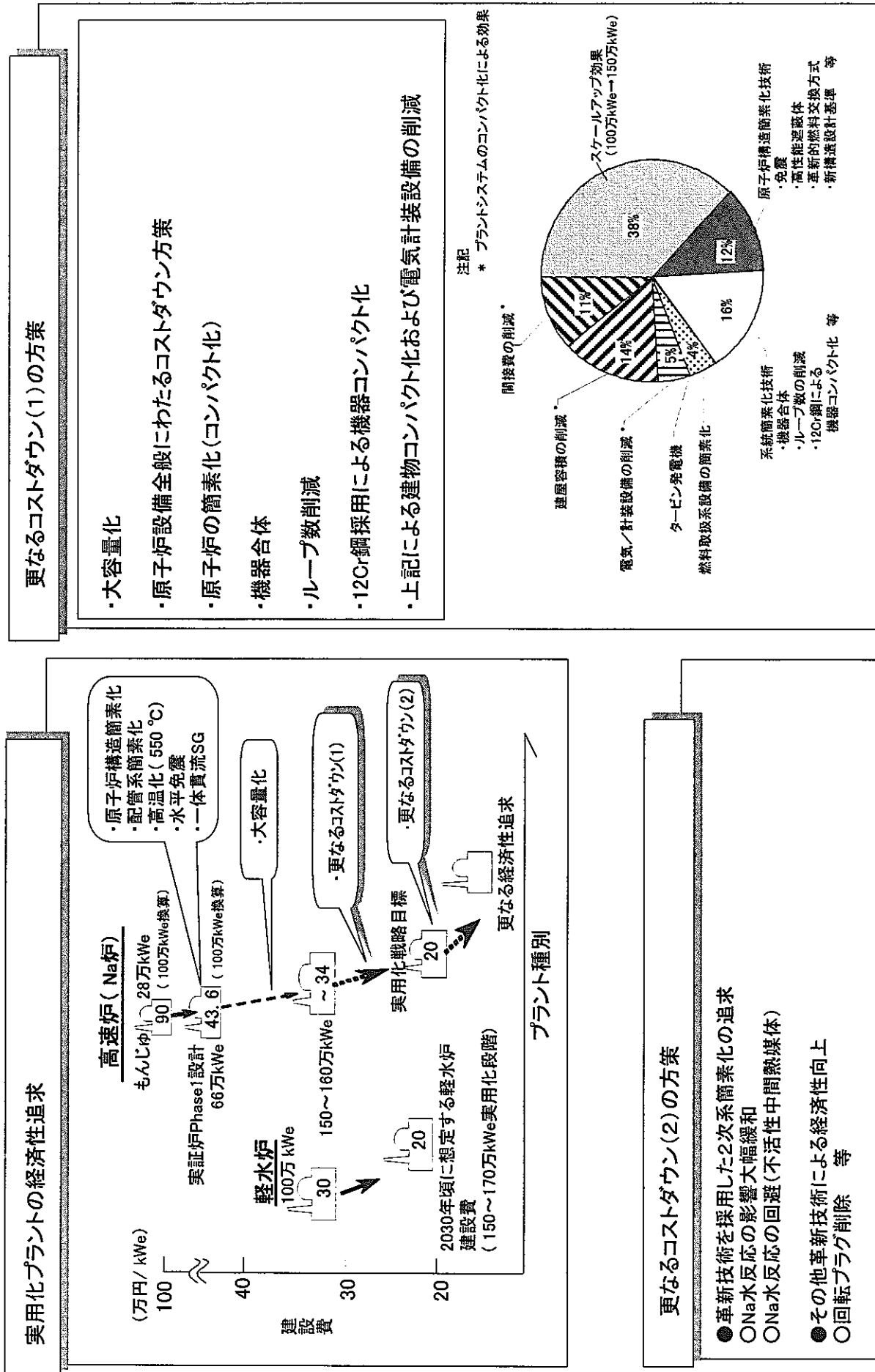
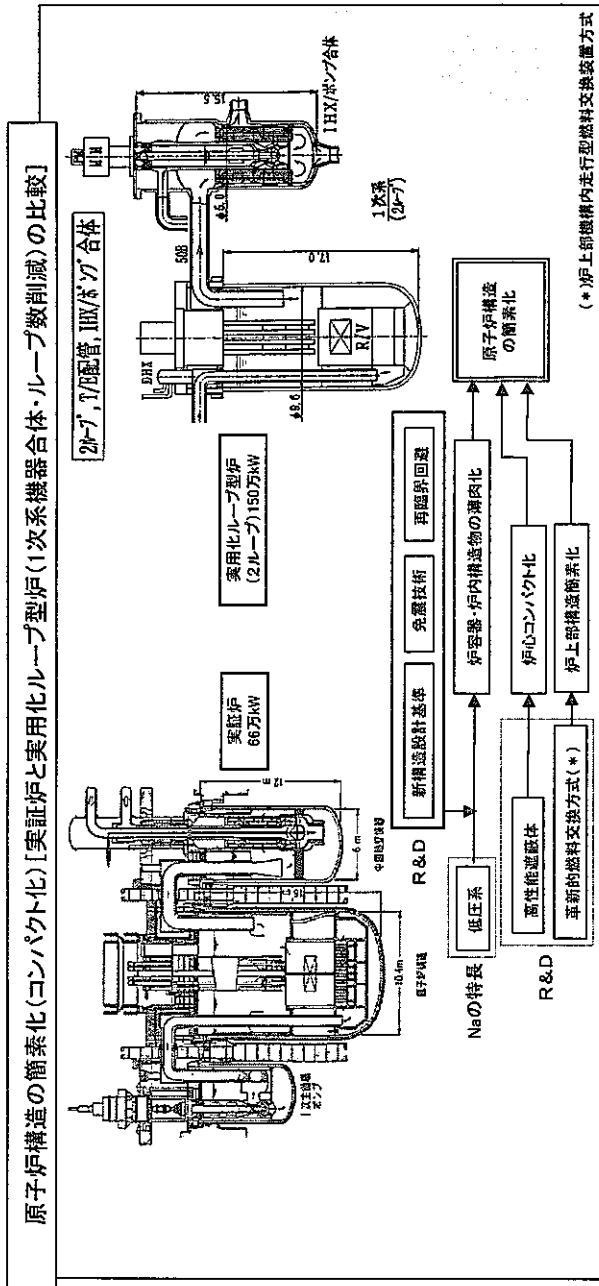


図-15 軽水炉に比肩する経済性を目指すナトリウム炉の建設費低減方策



ループ数削減 [実用化ループ型炉の例]

[4ループプラント]

[2ループプラント]

12Cr鋼の採用による機器コンパクト化 [実用化ループ型炉の例]

伝熱面積の比較 [m²]

	9Cr	12Cr	削減割合
SG	20,646	15,360	約25%
IHX	10,875	8,700	約20%

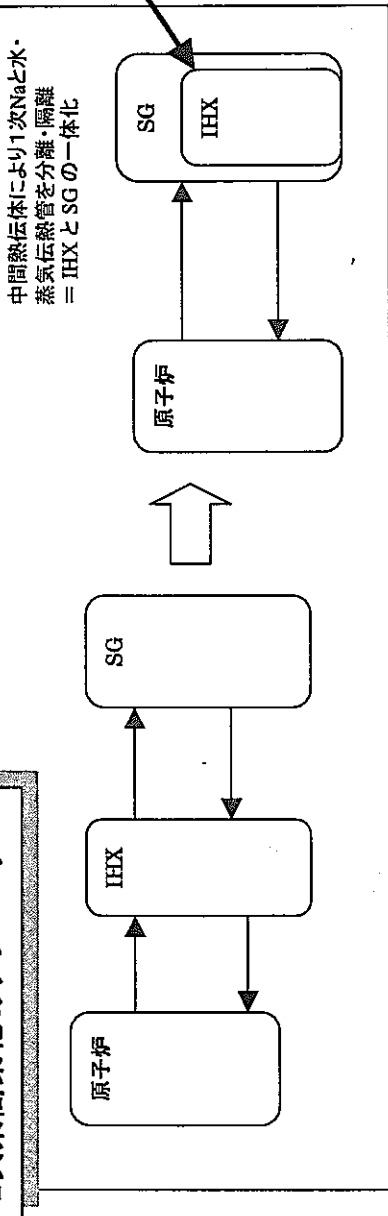
(材料データ)

材料	短時間強度 レベル Su [MPa]	熱膨張率(平均) α ($\times 10^{-6}$) [mm/mm $^{\circ}$ C]	熱伝導率 [W/mK]
316FR	550 $^{\circ}$ C	550 $^{\circ}$ C	550 $^{\circ}$ C
12Cr鋼(HCM12A)	378	18.33	21.75
Mod.9Cr-1Mo(参考)	403	11.35	32.3
	348	12.35	28.8

高強度 → 伝熱管薄肉化 → 伝熱面積削減
高熱伝導率 → 伝熱管薄肉化 → SG/IHXコンパクト化

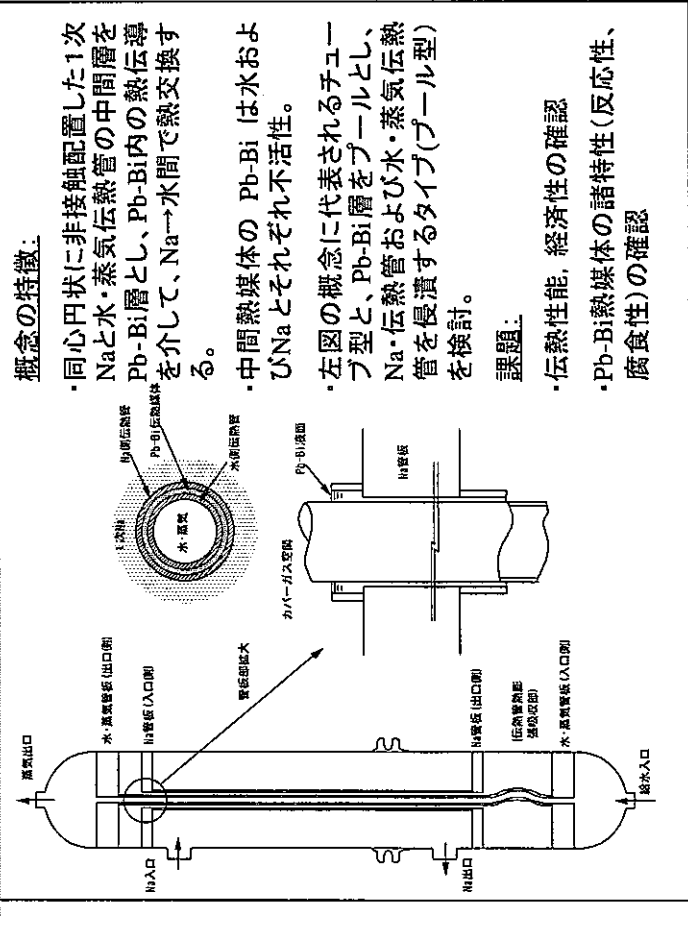
図-16 さらなるコストダウン(1)方策を実現する革新技術の具体的効果

2次系簡素化のアプローチ



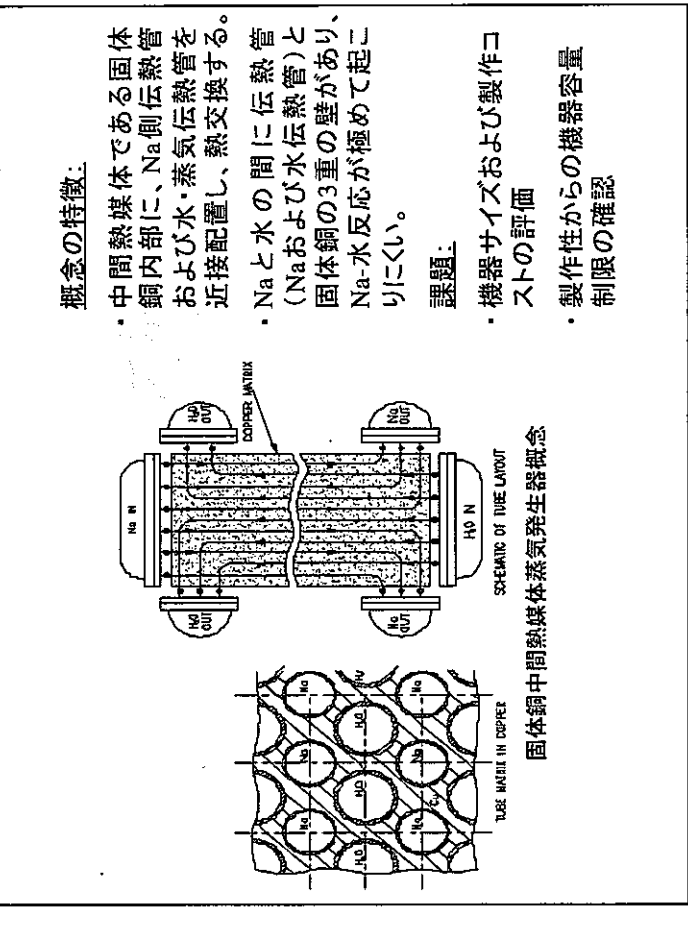
中間媒体の候補
 ・液体鉛ビスマス合金
 ・固体銅

鉛ビスマス熱媒体蒸気発生器



概念の特徴:
 ・同心円状に非接触配置した1次Naと水・蒸気伝熱管の中間層をPb-Bi層とし、Pb-Bi内の熱伝導を介して、Na→水間で熱交換する。
 ・中間熱媒体の Pb-Bi は水およびNaとそれぞれ不活性。
 ・左図の概念に代表されるチューブ型と、Pb-Bi層をプールとし、Na・伝熱管および水・蒸気伝熱管を浸漬するタイプ(プール型)を検討。
 課題:
 ・伝熱性能、経済性の確認
 ・Pb-Bi熱媒体の諸特性(反応性、腐食性)の確認

固体銅熱媒体蒸気発生器



概念の特徴:
 ・中間熱媒体である固体銅内部に、Na側伝熱管および水・蒸気伝熱管を近接配置し、熱交換する。
 ・Naと水の間に伝熱管(Naおよび水伝熱管)と固体銅の3重の壁があり、Na-水反応が極めて起こりにくい。
 課題:
 ・機器サイズおよび製作コストの評価
 ・製作性からの機器容量制限の確認

図-17 Na-水反応の排除(不活性中間媒体)による2次系簡素化アプローチ

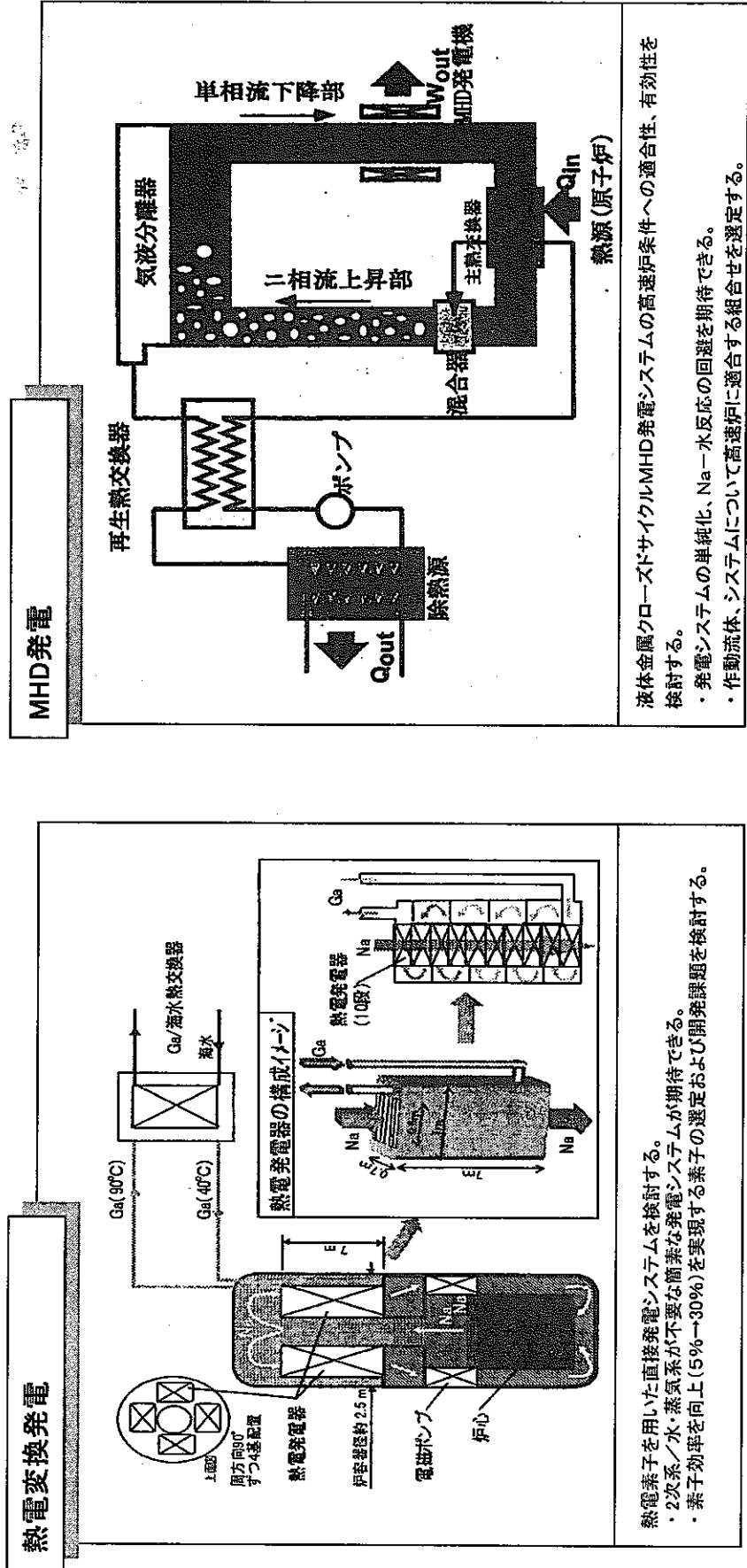
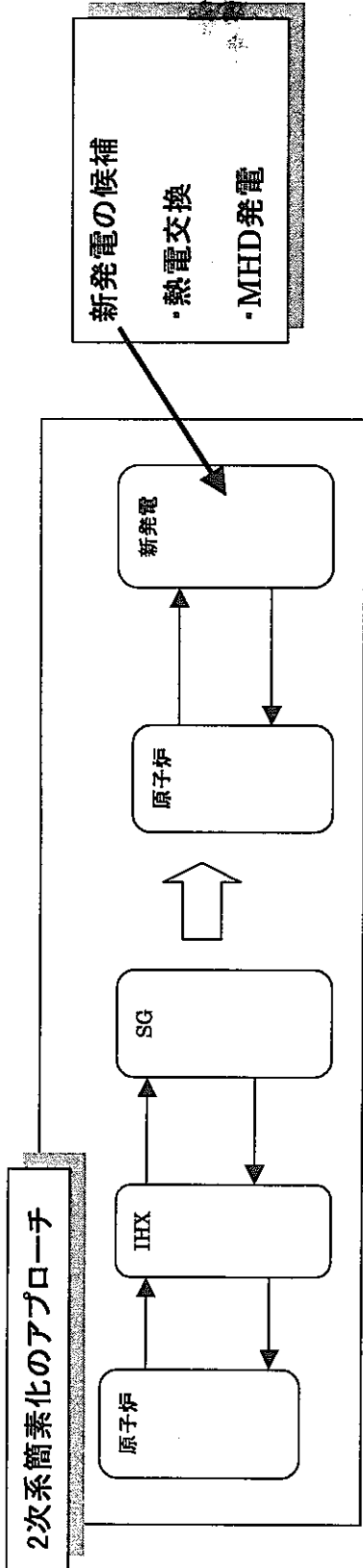
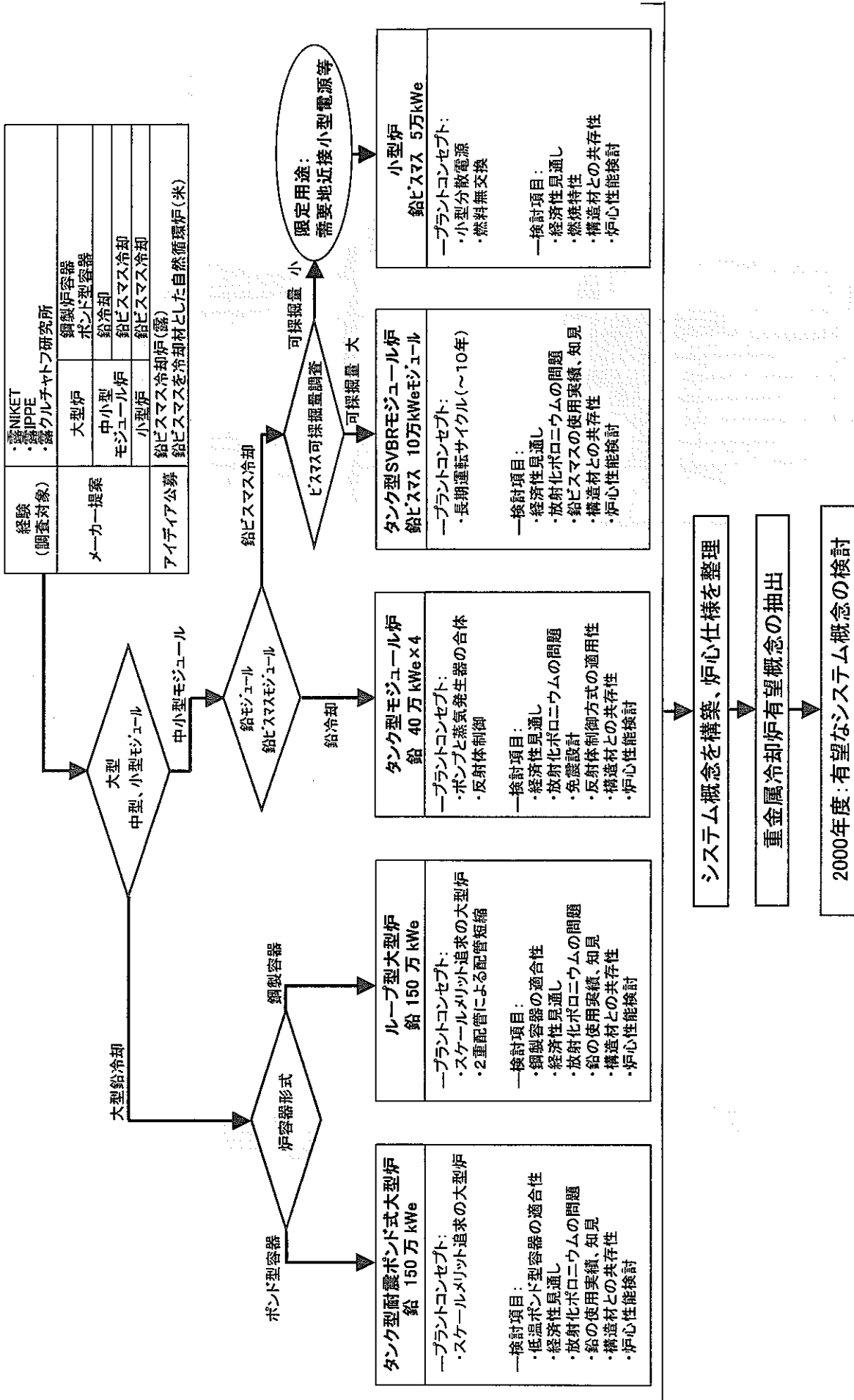
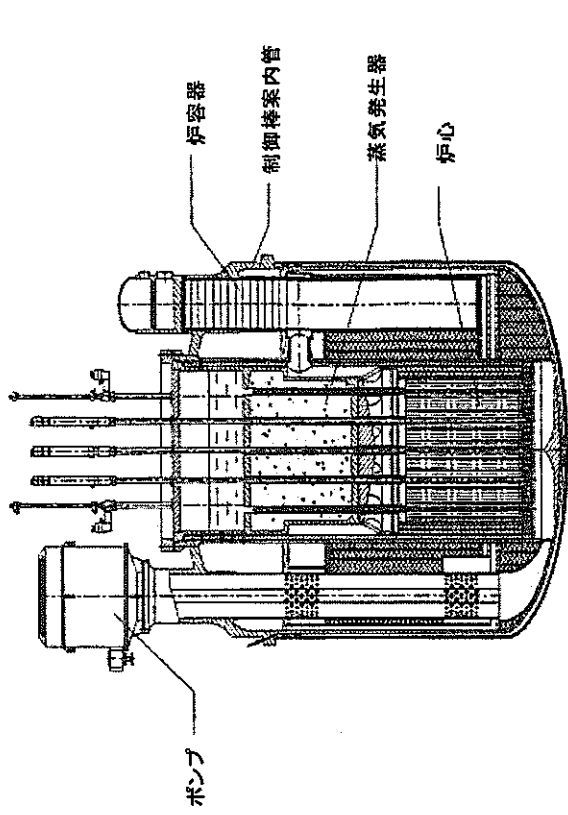


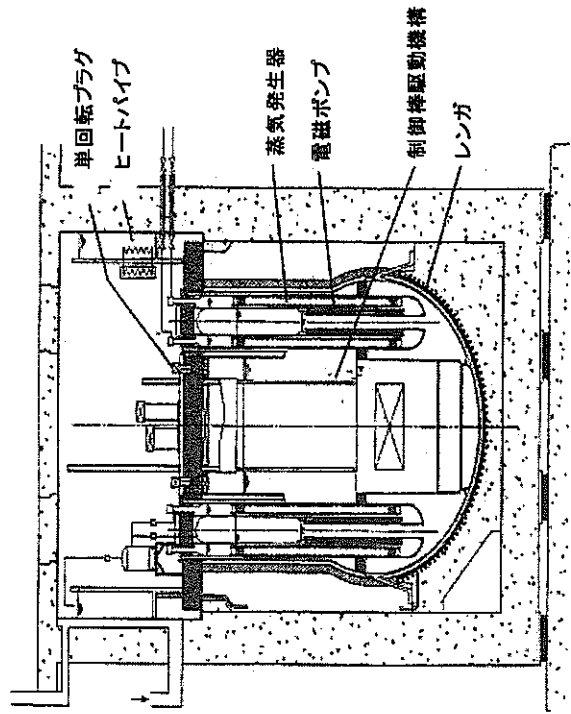
図-18 Na-水反応の排除(新発電方式)による2次系簡素化APPROACH



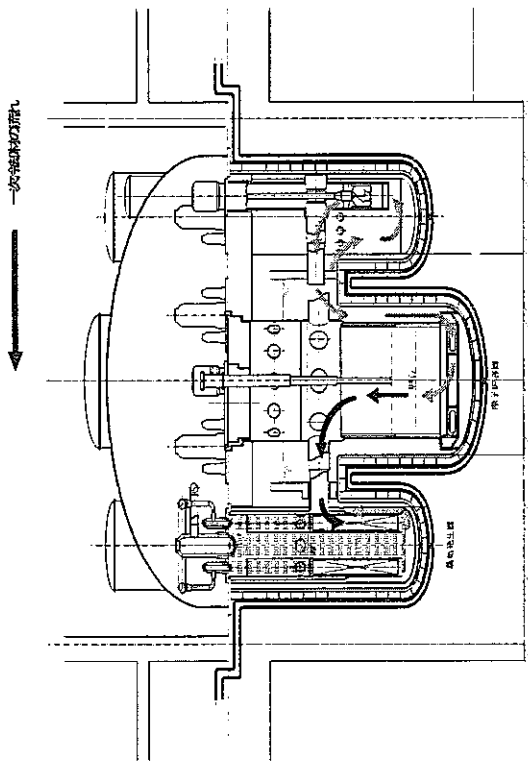
図一19 重金屬冷却炉の候補と検討の進め方



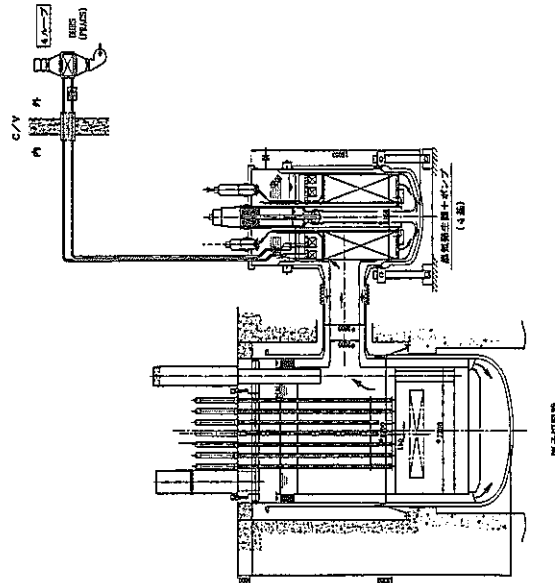
タンク型モジュール炉 (SVBR)



タンク型モジュール炉

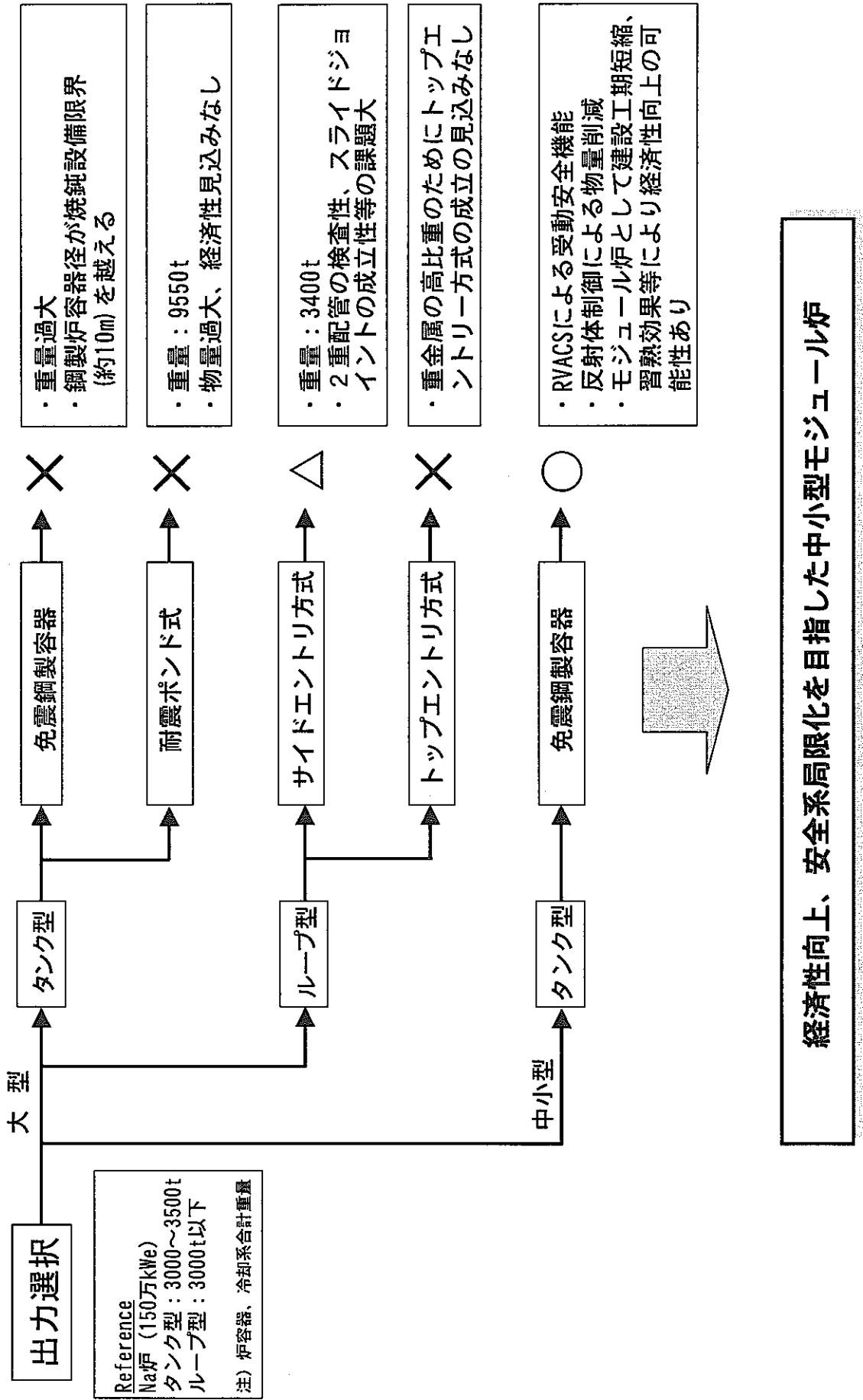


耐震ボンド式タンク型大型炉

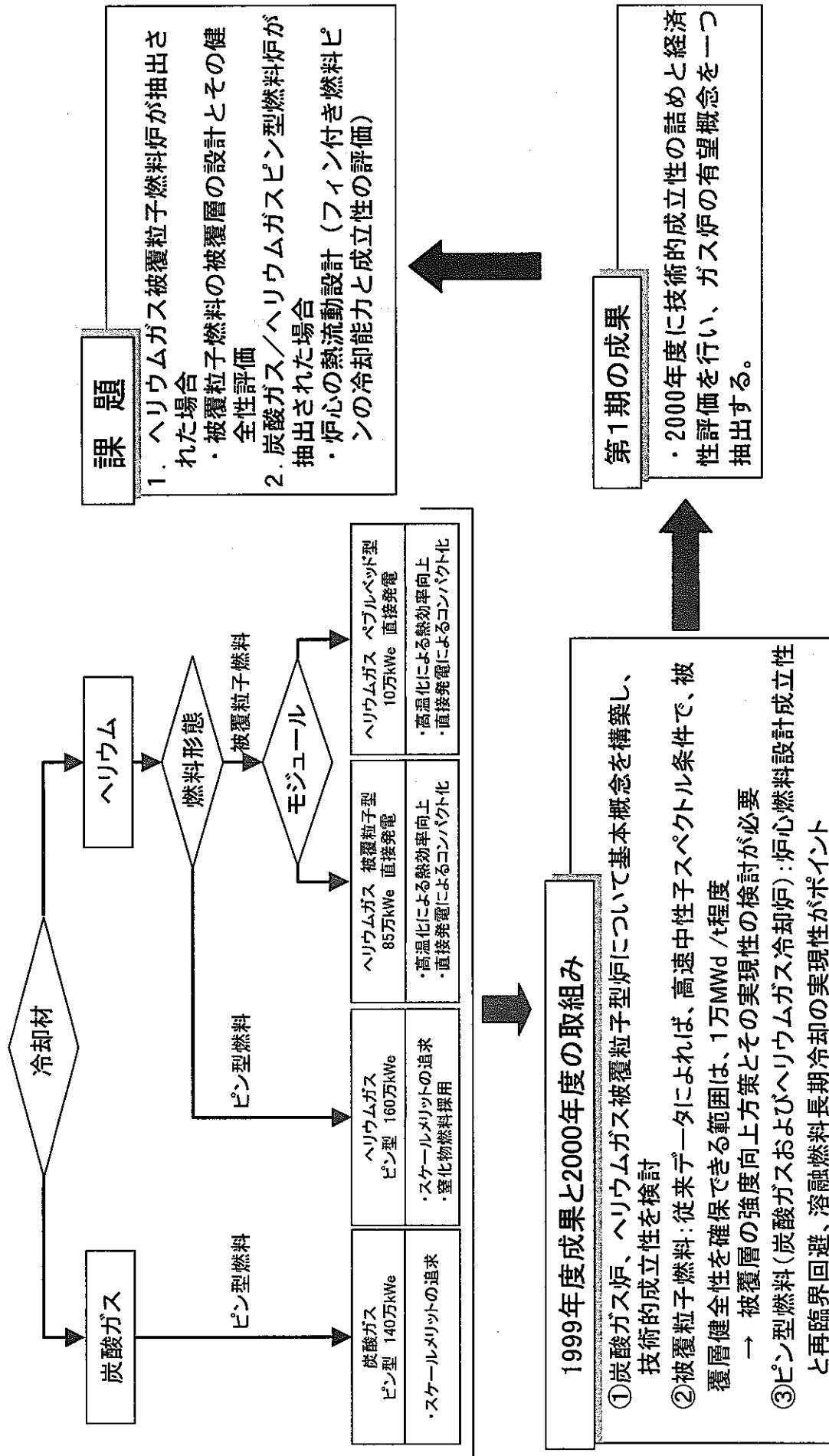


ループ型大型炉 (サイドエントリ方式)

図-20 重金属炉のプラント概念



図一21 重金属炉の選定(出力/構造成立性の観点に基づく)



課題

1. ヘリウムガス被覆粒子燃料炉が抽出された場合
 - ・被覆粒子燃料の被覆層の設計とその健全性評価
2. 炭酸ガス／ヘリウムガスピン型燃料炉が抽出された場合
 - ・炉心の熱流動設計（フィン付き燃料ピンの冷却能力と成立性の評価）

1999年度成果と2000年度の取組み

- ①炭酸ガス炉、ヘリウムガス被覆粒子型炉について基本概念を構築し、技術的成立性を検討
- ②被覆粒子燃料：従来データによれば、高速中性子スペクトル条件で、被覆層健全性を確保できる範囲は、1万MWd/t程度
→ 被覆層の強度向上方策とその実現性の検討が必要
- ③ピン型燃料（炭酸ガスおよびヘリウムガス冷却炉）：炉心燃料設計成立性と再臨界回避、溶融燃料長期冷却の実現性がポイント

第1期の成果

- ・2000年度に技術的成立性の詰めと経済性評価を行い、ガス炉の有望概念を一つ抽出する。

図-24 ガス冷却炉の開発課題について

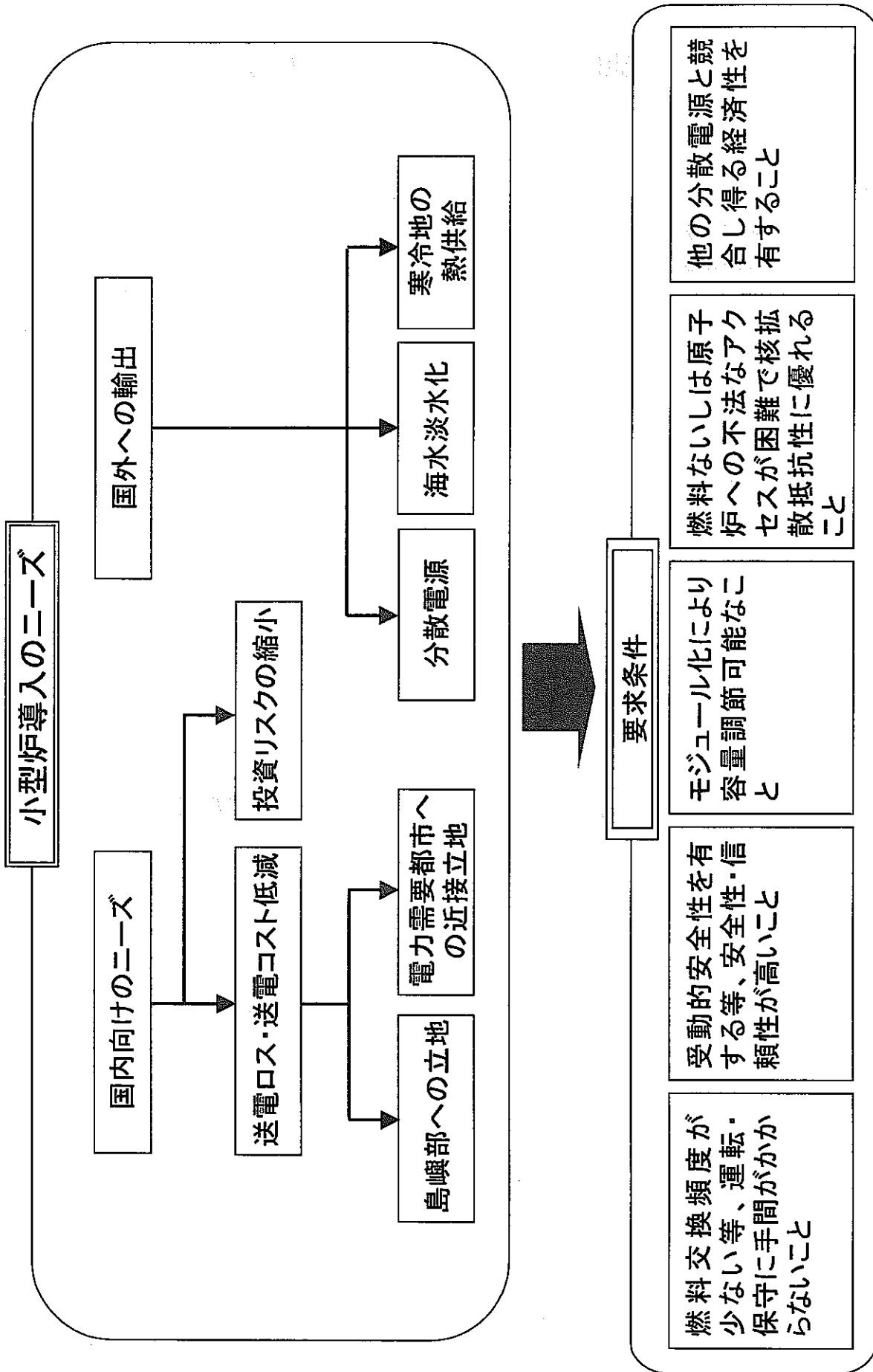


図-25 小型炉のニーズと開発目標

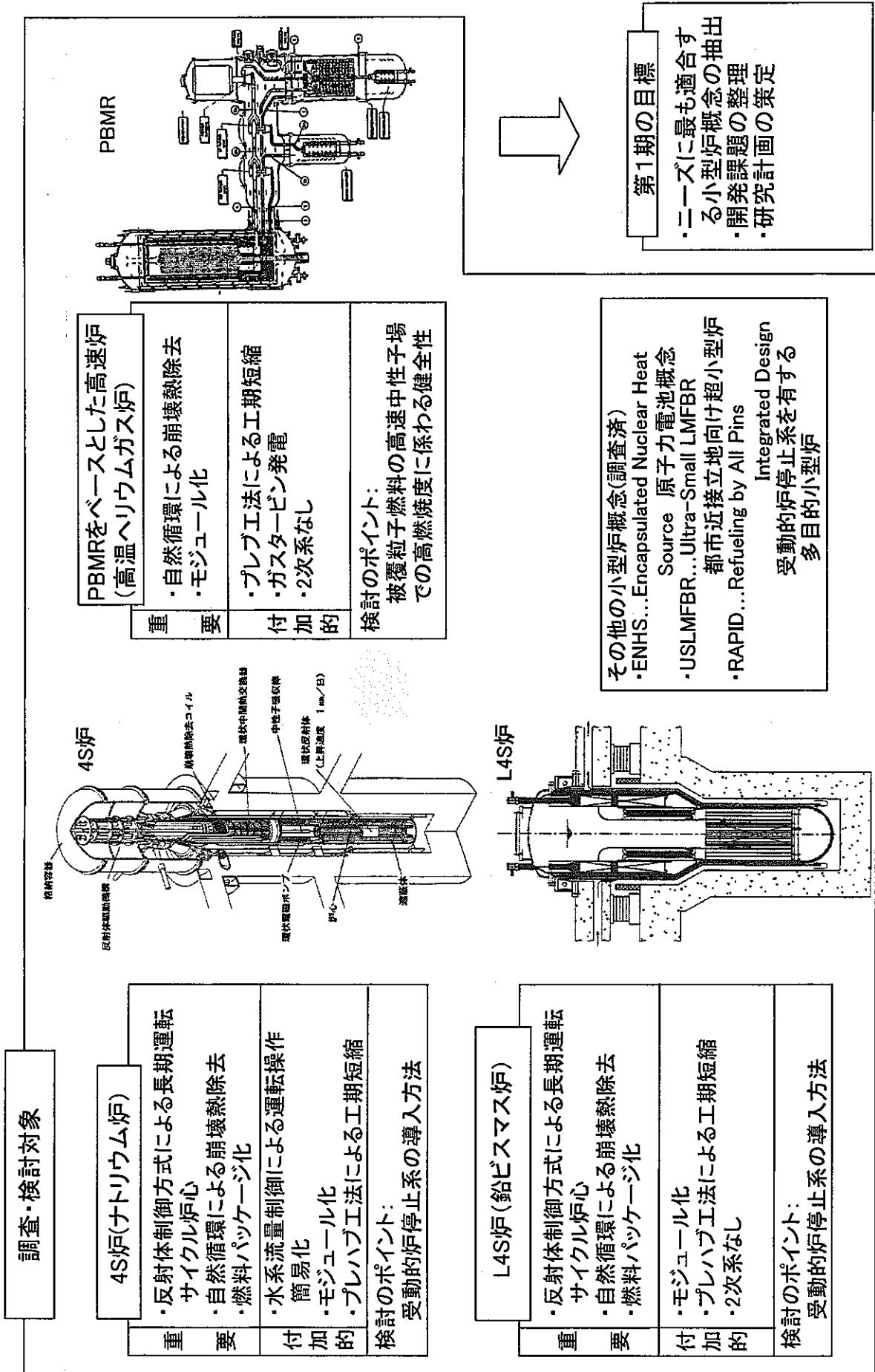


図-26 小型炉の検討候補と検討の進め方

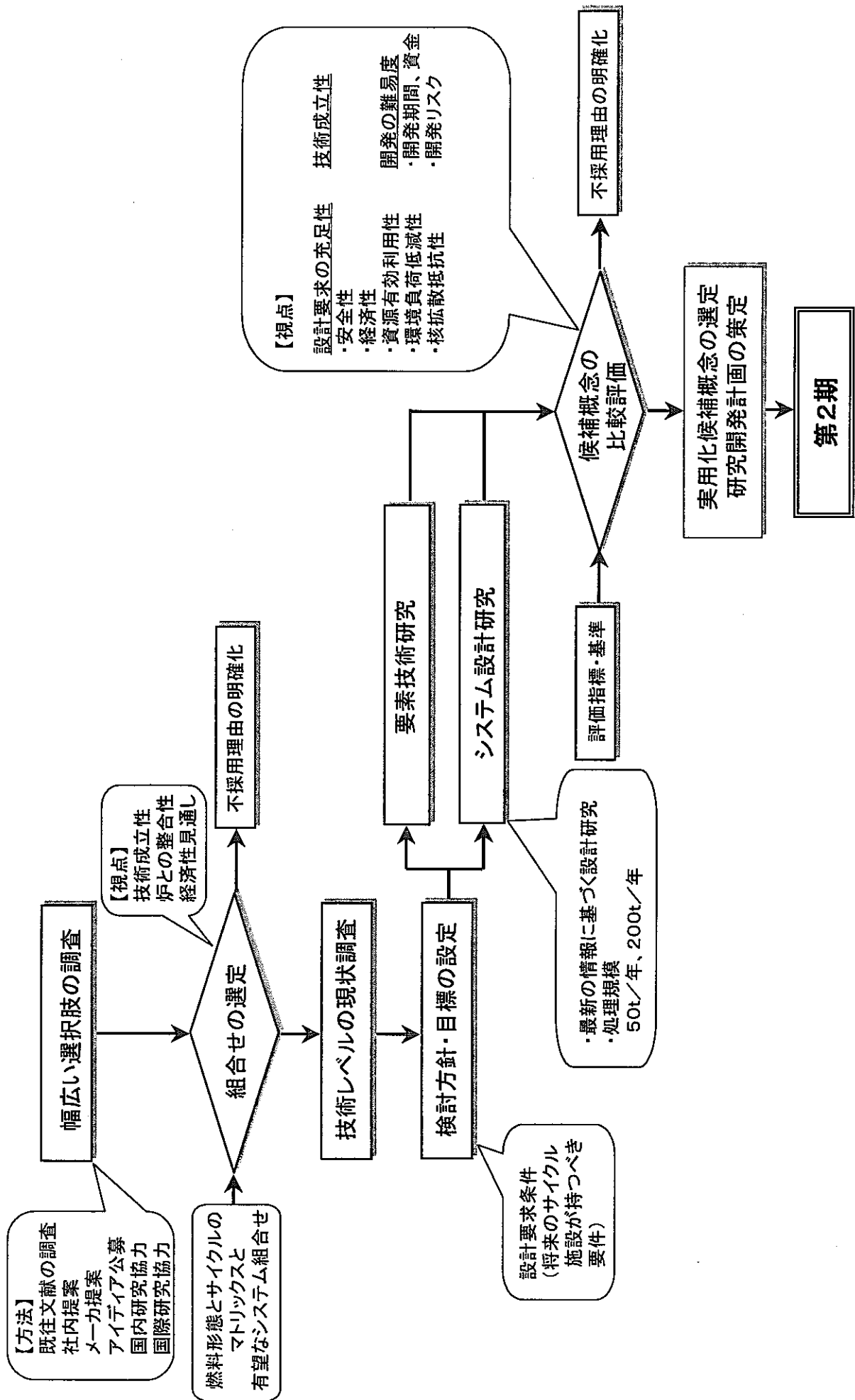


図-27 燃料サイクルシステムの検討の進め方

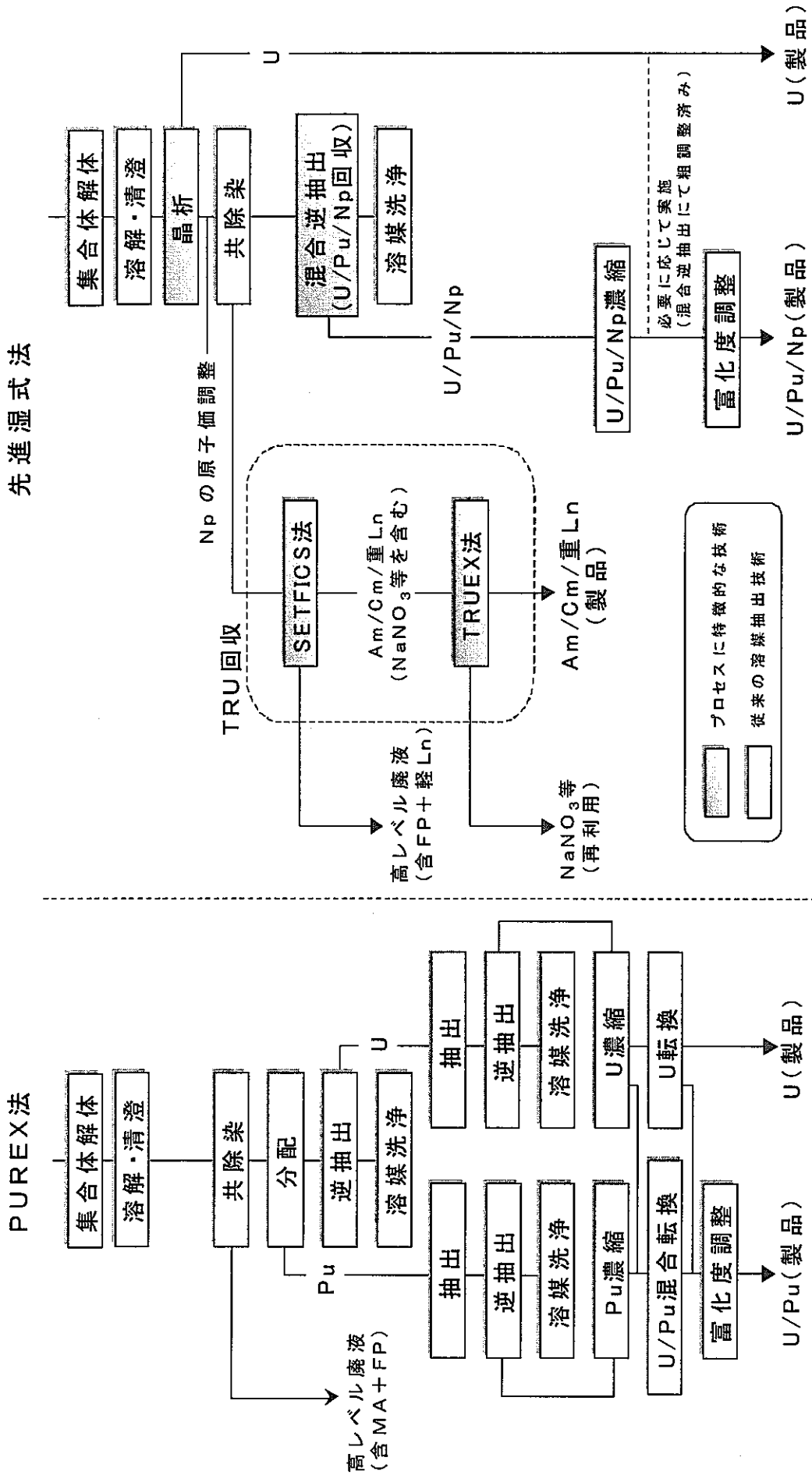
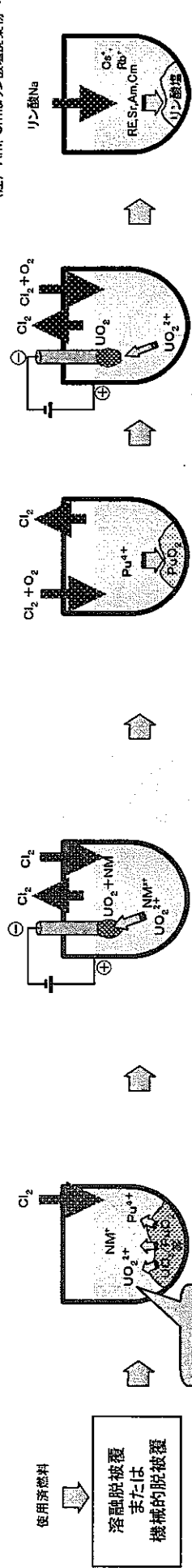


図-28 先進湿式法のプロセスフロー

酸化物電解法(ロシアRIAR開発プロセス)



希土類元素(RE), Sr, MA除去
(リン酸沈殿)

UO₂追加回収
(電析析出)

PuO₂回収
(沈殿結晶化)

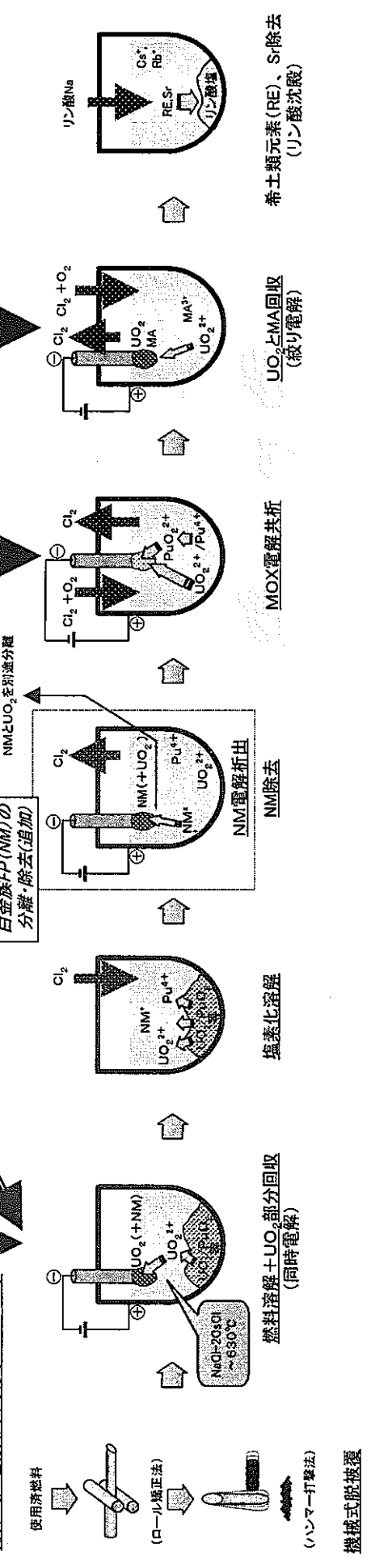
UO₂部分回収
(電析析出)

燃料溶解
(塩素化溶解)

燃料溶解+UO₂部分回収
(同時電解)

燃料のPu+Sr問題の解消
MA(Am, Cm)も回収

酸化物電解法(改良プロセス)



希土類元素(RE), Sr除去
(リン酸沈殿)

UO₂とMA回収
(絞り電解)

MOX電解共析

NM電解析出
NM除去

塩素化溶解

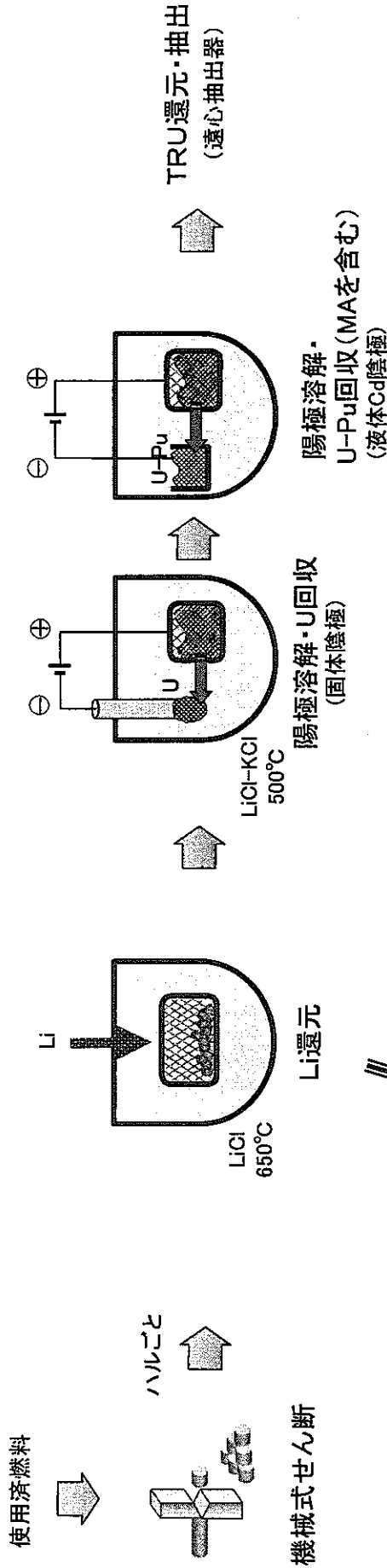
燃料溶解+UO₂部分回収
(同時電解)

機械式脱被覆
(ハンマー打撃法)

図-29 酸化物電解法プロセスフロー(酸化物燃料への適用例)

[RIAR開発プロセスとの比較]

金属電解法(ANL開発プロセス)



金属電解法(改良プロセス)

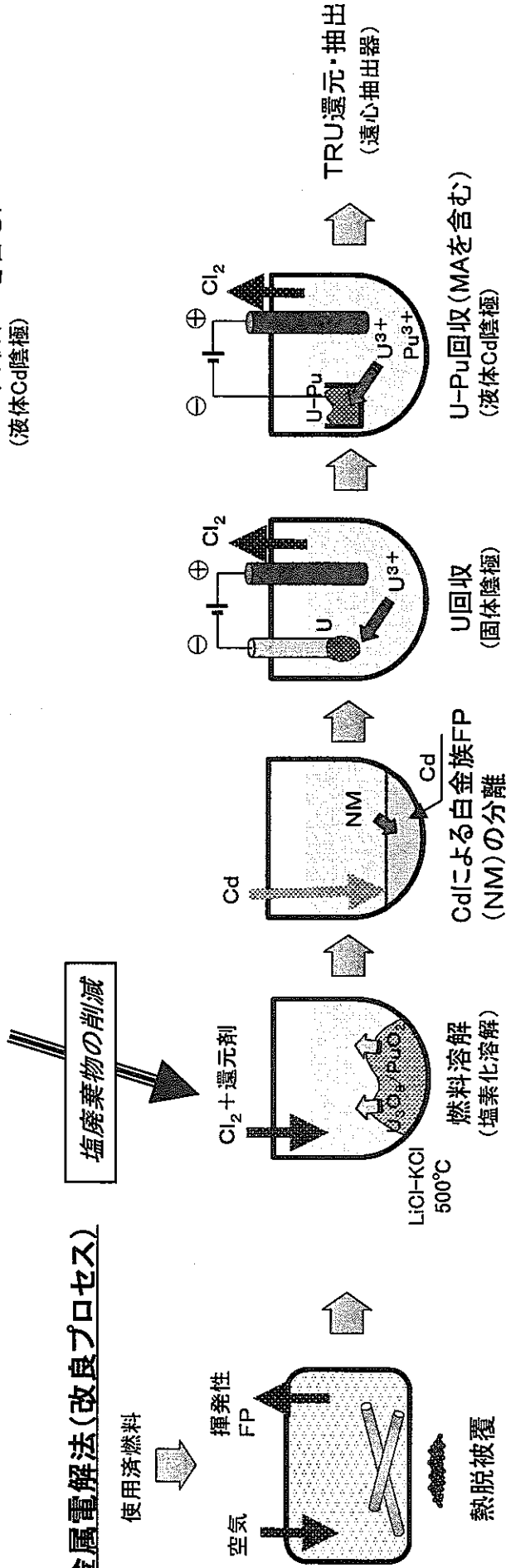


図-30 金属電解法のプロセスフロー[ANL開発プロセスとの比較]

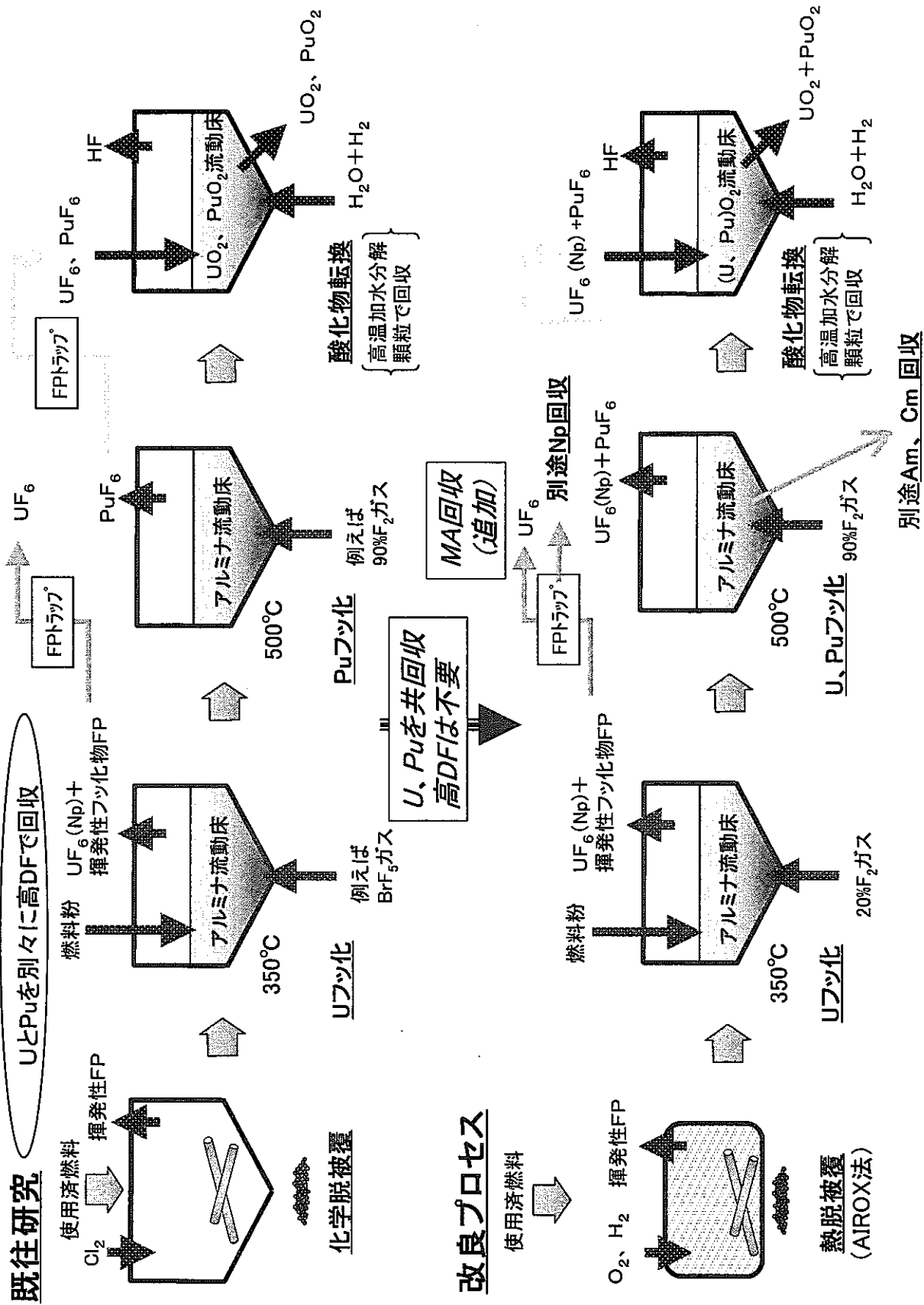


図-31 フッ化物揮発法のプロセスフロー〔既往研究との比較〕

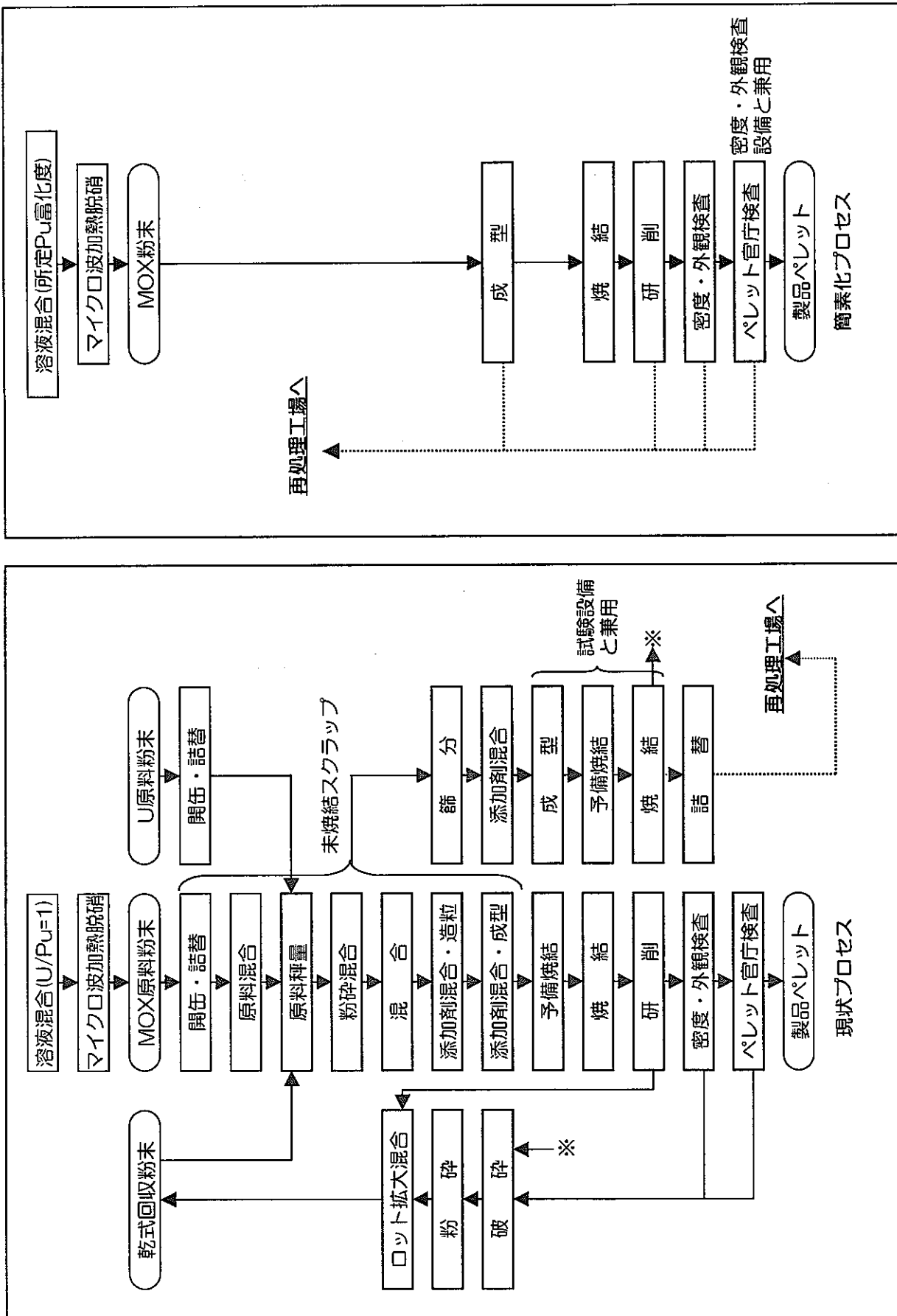
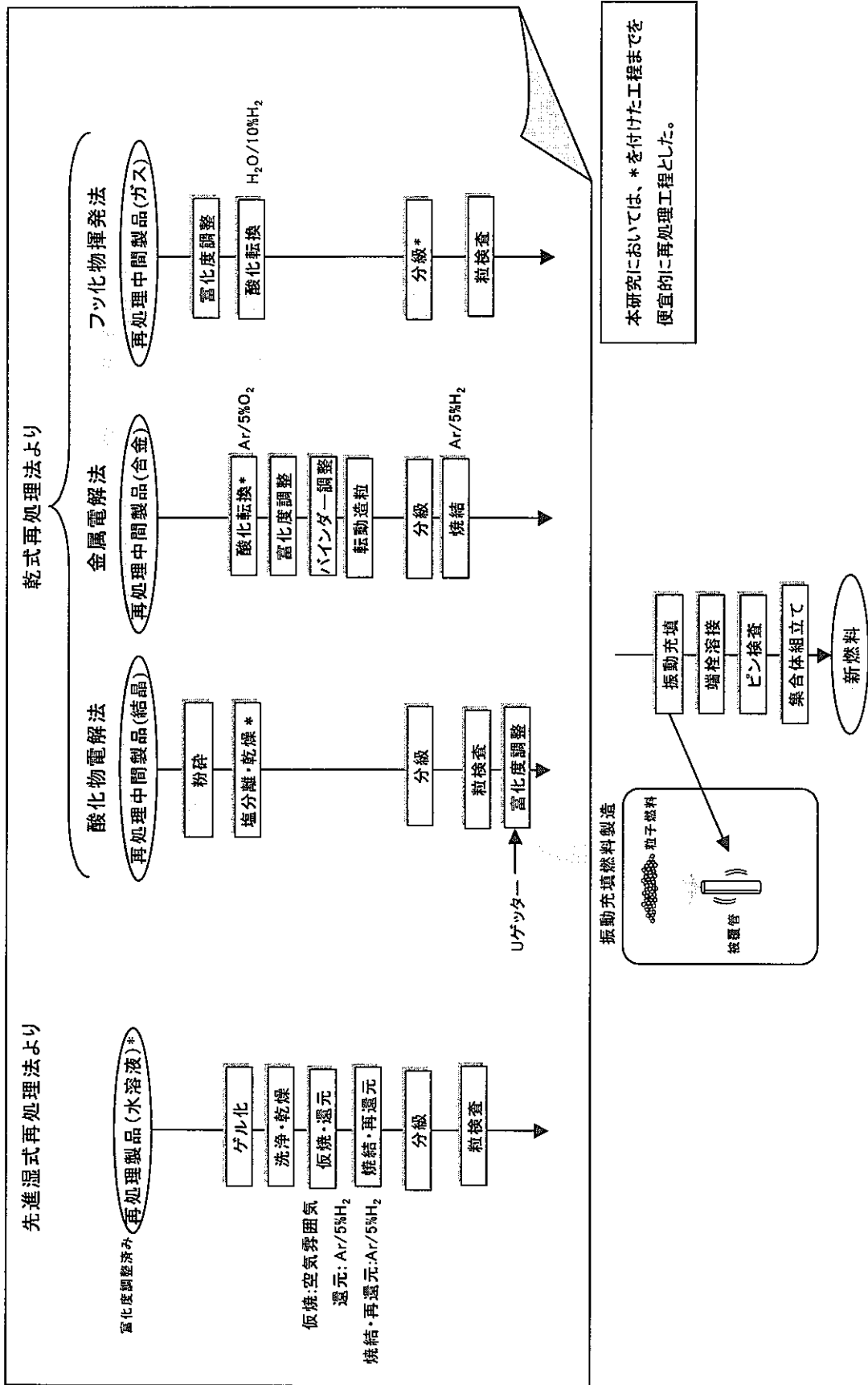


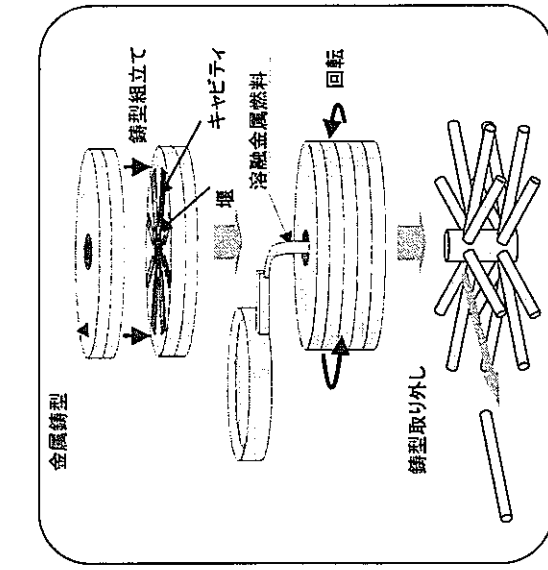
図-32 簡素化プロセスのペレット製造工程 [現状プロセスとの比較]



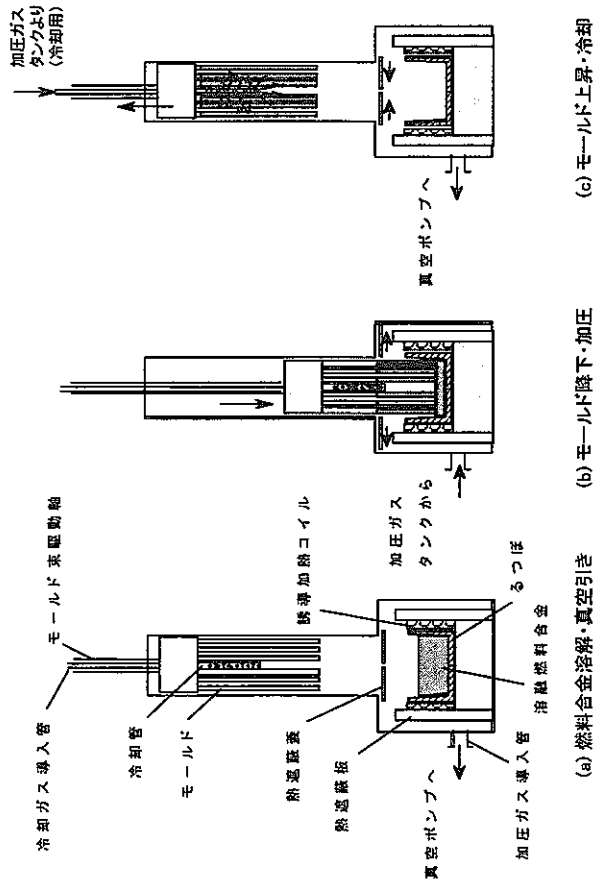
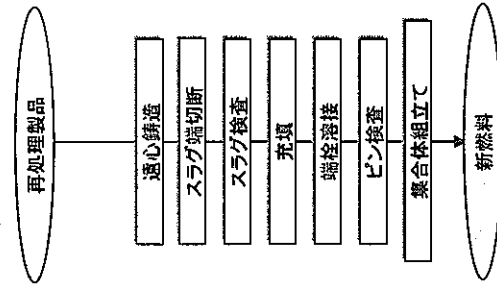
顆粒製造工程

振動充填工程

図一33 振動充填燃料製造システム(酸化物燃料への適用例)



遠心鑄造法



射出成型法

図一34 射出成型法および遠心鑄造法による金属燃料鑄造

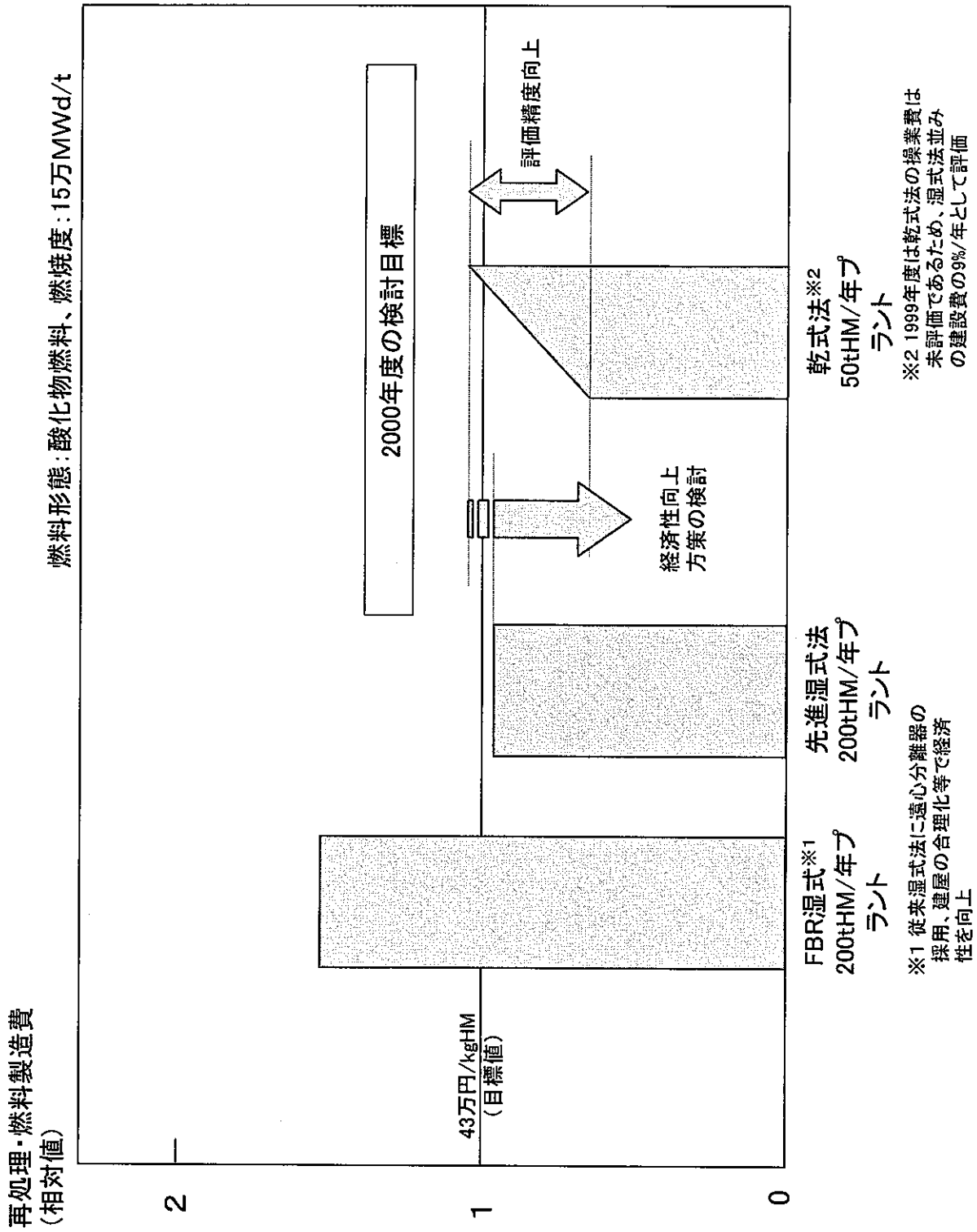


図-35 湿式および乾式システムの経済性試算結果

【用語の説明】

略語、英名はアルファベット順，和名はあいうえお順

4S

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。

ANL（アルゴン国立研究所）

Argonne National Laboratory。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および環境管理の4つの分野で研究開発を行っている。従業員約4500人。

BNFL（英国原子燃料公社）

British Nuclear Fuels Ltd。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、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。

CDA（炉心損傷事故）

Core Disruptive Accident。HCDA（Hypothetical Core Disruptive Accident 仮想的炉心損傷事故）とも呼ばれる。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、その影響が炉容器およ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損傷事故である。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。

DF（除染係数）

Decontamination Factor。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 (直接炉心冷却系)

Direct Reactor Auxiliary Cooling System。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。

EVST (炉外燃料貯蔵槽)

Ex-vessel Storage Tank。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。

FBR サイクル

FBR とその関連する核燃料サイクルのことをいう。

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ため、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。

核燃料サイクル (Nuclear Fuel Cycle)

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。

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。

FCMI (燃料 - 被覆材機械的相互作用)

Fuel Cladding Mechanical Interaction。FCMI は燃料の温度上昇やスエ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 20,000MWd/t 以上の燃料、炉の出力上昇時などに考慮される事項。

FCI (燃料 - 冷却材熱的相互作用)

Fuel-Coolant Interaction。燃料 - 冷却材相互作用ともいう。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。

FP (核分裂生成物)

Fission Product。ウランやプルトニウム等の核分裂に伴って生じた核種およ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。

IHX (中間熱交換器)

Intermediate Heat Exchanger。ナトリウムや溶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、万一蒸気発生器伝熱管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。

LLFP (長半減期核分裂生成物)

Long-Lived Fission Product。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 1570 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)、すず-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。

MA (マイナーアクチニド)

Minor Actinide。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 β 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、 α 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)およびネプツニウム(Np)をマイナーアクチニドと称する。

MHD 発電 (電磁流体発電)

Magneto Hydrodynamics。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）

Mixed Oxide。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。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。

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 NERI 追加の反応により消費された割合を示すことにもなる。

ODS 鋼（酸化物分散強化型ステンレス鋼）

Oxide Dispersion Strengthened Stainless Steel。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」という。）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うえで特に重要な項目である。

PbBi（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℃ から約 120℃ 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℃ 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 α 放射性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_V (プレストレストコンクリート原子炉容器)

Pre-stressed Concrete Reactor Vessel。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の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。

PRISM

Power Reactor Innovative Small 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の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を有する概念である。

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、原子力およ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の濃度のこと。

PUREX 法再処理

Plутonium Reduction Extraction。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。

RIAR

Research Institute of Atomic Reactors. 原子炉科学研究所。ロシア、デミトロフグレ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 (原子炉容器補助冷却系)

Reactor Vessel Auxiliary Cooling System あるいは Reactor Vessel Air Cooling System の略称。FBR の崩壊熱除去系の一種。原子炉容器外壁を大気 of 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。

SCFBR (超臨界圧軽水冷却 FBR)

Supercritical Pressure Light Water Fast Breeder Reactor. 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。

SETFICS

Solvent Extraction for Trivalent-elements Intra-group separation 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 (蒸気発生器)

Steam Generator. 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。

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）

SVBR（Svinets Vismout-Bystryi Reactor：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ビスマス冷却炉概念。原潜用として開発されたもの。

TRU（超ウラン元素）

TRansUranium。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）、および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 α 崩壊して α 線を放出する。

TRUEX 法

Trans Uranium Extraction。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年代にアルゴンヌ研究所（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核種に対する抽出能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。

UIS（炉心上部機構）

Upper Internal Structure。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。制御棒の所定位置への支持や燃料集合体出口での冷却材温度検出などの機能を持つ。

あ

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。

か

外部ゲル化法

硝酸ウラニルおよび硝酸プルトニウム混液をアンモニアガス雰囲気下、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。増粘剤としてPVA およ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。

核分裂生成物 ⇒ 「FP」参照

仮想的な炉心損傷 ⇒ 「CDA」参照

簡素化ペレット法

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。ショートプロセス法とも呼ばれる。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、均一化混合およ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。

共晶

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つの固相が同時に溶融して液相を形成すること。金属燃料では、燃料合金中のウランまたはプルトニウムと被覆管中の鉄等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および 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。

ゲル

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。

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。その中で、ブランケット燃料を半径方向に入れたものを、特に径方向非均質炉心と呼んでいる。非均質炉心は、ポイド反応度の低減、増殖率の向上の点で効果があるとされている。

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。

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、および、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いう。

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。

酸化物燃料 ⇒ 「MOX燃料」参照

酸化物分散強化型フェライト鋼 ⇒ 「ODS鋼」参照

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。

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分裂性核種の増加量が、原子炉に装荷される核分裂性核種と、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、加工中の核分裂性核種の合計量に相当する（システ

ム全体の核分裂性核種が倍増する)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(核分裂に使われるもの、吸収・漏れにより失われるもの)の比。実効増倍率が1のとき、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

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、プルトニウムおよ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。

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み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、硝酸プルトニウムおよ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、洗浄およ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。

スエリング (Swelling)

原子炉内で使用されている核燃料や被覆管等の炉心材料に発生する膨れ（体積増加）のこと。核燃料では、燃焼度の増大とともに、核分裂生成物が増加するので、固体状核分裂生成物による体積増加やガス状核分裂生成物の気泡による体積増加を生ずる。一方、炉心材料では中性子照射に伴う材料結晶格子の照射欠陥の発生、集積により、体積増加を生ずる。この際、燃料中で原子空孔が集まってボイドを形成するので、この体積増加とはボイドスエリングと呼ばれている。これらによる燃料の膨張を全体としてスエリングという。スエリングは、おおよそ固形分によるものが3分の1程度、気体状物質によるものが3分の2程度といわれている。

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で必要な微粉末取扱、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。

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およびネプツニウムと分離せず、低除染で回収する）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。

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み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言われている。

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 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。

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。

中間熱交換器 ⇒ 「IHX」参照

超ウラン元素 ⇒ 「TRU」参照

長半減期核分裂生成物、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

ループ型の一つであり、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。

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、燃料の温度が上昇したときのドップラ効果による反応度変化を表す。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、炉心および安全設計上、重要な現象である。

な

内部ゲル化法

硝酸ウラニルおよ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 ($(\text{CH}_2)_6\text{N}_4$) および錯化剤の尿素 (H_2NCONH_2) を添加し調整液とする。その調整液を $114^\circ\text{C} - 120^\circ\text{C}$ 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 ⇒ 「PbBi」参照

熱電素子発電方式

熱エネルギーを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いう。

燃料 - 被覆材機械的相互作用 ⇒ 「FCMI」参照

燃料 - 冷却材熱的相互作用 ⇒ 「FCI」参照

は

富化度 ⇒ 「Pu 富化度」参照

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いう。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した炉心を、径方向非均質炉心という。

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。

ある。(「CDA」、「再臨界回避」参照)

ボンド材

被覆管内での燃料のスエ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、これを補うため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、燃料およ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

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-液抽出ともいう。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。

ら

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。アクチニド元素およ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。

ループ型

loop type。FBR の炉型は原子炉冷却材等の循環系からみ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、これをコンパクトに収めることが課題となっている。

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。