

## 序論 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究のあらまし

### 1. 実用化戦略調査研究の意義と展開

#### 1.1 実用化戦略調査研究の経緯（図-序-1）

1997年12月に原子力委員会の「高速増殖炉懇談会」において、『将来の非化石エネルギー源の有力な一つの選択肢として高速増殖炉の実用化の可能性を追求するため、その研究開発を進めることが妥当』との報告が示された<sup>1)</sup>。それを受けて、(旧)核燃料サイクル開発機構（現在は日本原子力研究開発機構、以下「旧サイクル機構」という。）は、高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究の実施を中長期事業計画(1999年3月)に盛り込み、電気事業者とともに、電力中央研究所（以下「電中研」という。）、(旧)日本原子力研究所（現在は日本原子力研究開発機構、以下「旧原研」という。）、メーカ各社、大学などの協力を得て1999年7月から実用化戦略調査研究を開始した。

実用化戦略調査研究は、炉型、再処理法、燃料製造法などの高速増殖炉サイクル技術に関する多様な選択肢を幅広く検討し、「もんじゅ」などの成果も踏まえ、『高速増殖炉サイクル技術として適切な実用化像とそこに至るための研究開発計画を2015年頃に提示する』こととしている。

実用化戦略調査研究については、その開始後に策定された「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画（原子力長計）」（2000年11月）で、『サイクル機構において実施している「実用化戦略調査研究」などを引き続き推進する』と位置付けられた。また、2005年2月の原子力委員会の新計画策定会議における「高速増殖炉サイクル技術の研究開発のあり方について（論点整理）」では、『フェーズⅡの成果として研究開発の重点化の考え方（主として開発を進めていくべき炉及び再処理・燃料製造施設の概念と補完的に開発を進めていく選択肢を明らかにすることなど）、及びこれを踏まえた2015年頃までの研究開発計画とそれ以降の課題』を示すことが求められた<sup>2)</sup>。

さらに、上記を踏まえて、2005年10月に原子力委員会及び閣議において決定された「原子力政策大綱」では、『国は高速増殖炉サイクルの適切な実用化像と2050年頃からの商業ベースでの導入に至るまでの段階的な研究開発計画について2015年頃から国としての検討を行うことを念頭に、実用化戦略調査研究フェーズⅡの成果を速やかに評価して、その後の研究開発の方針を提示する』とされている<sup>3)</sup>。

#### 1.2 高速増殖炉サイクル導入の必要性<sup>4)~6)</sup>

我が国は、国の活動基盤を維持するためのエネルギー資源を海外からの輸入に依存する小資源国であるため、エネルギーの長期的安定供給に向け、資源を節約し、エネルギー生産にともなう環境負荷が小さい技術の研究開発が不可欠である。このような状況下で、高速増殖炉の優れた中性子経済という特長を踏まえた高速増殖炉サイクルシステムは、エネルギー供給能力、超ウラン元素（TRU）燃焼特性、核変換特性などの面から、これらの要件を満たすポテンシャルを有している。

高速増殖炉システムは軽水炉に比べ、①1回の核分裂によって発生する中性子の数が多く、これらの中性子を炉心燃料の7割以上を占めるウラン238に捕獲させプルトニウム239に変換させる割合が軽水炉より大きいため、消費した燃料以上の燃料を生産すること（燃料の増殖）が可能であるとともに、②炉心の中性子エネルギーが高いため、軽水炉では燃え難いマイナーアクチニド（MA）を核分裂させることができるなどの特性を有している。

①の特性を利用し、高速増殖炉サイクルは軽水炉と比べてウラン（U）資源の利用効率を飛躍的に高くできる可能性がある。図-序-2の左図に示す世界エネルギー会議（WEC）における長期の世界エネルギー需給<sup>7)</sup>に基づくサイクル諸量解析によれば、環境主導ケース（WEC-C2ケース）の場合でも軽水炉ワンズスルー（直接処分）では、21世紀中頃以降に世界の天然U累積需要量が在来型資源量（約1440万t）に達する可能性がある。これによるU資源の供給不足は、現在の我が国の発電電力量の約3割を占める原子力発電の供給信頼性を揺るがすおそれがある。

図-序-2の右図は、前述の新計画策定会議において検討された種々の核燃料サイクルオプションについて、我が国の天然Uの累積需要量を比較している。これによれば、寿命に達した既存の軽水炉を順次リプレースして高速増殖炉へ移行することにより、22世紀の初頭頃には、天然Uの新たな調達が必要となる可能性があることが分かる。なお、ここでは高速増殖炉の本格導入は2050年以降と想定している。

②の特性を利用することにより、高レベル放射性廃棄物中に長期に残留する放射エネルギーを少なくし、単位発生エネルギー当たりの環境負荷を有意に低減できる可能性がある。図-序-3の左図は、電気出力100万kWeの原子力発電所を1年間運転した時の単位出力あたりの高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の発生量を比較している。高速増殖炉サイクルでは、エネルギーシステムとしての熱効率の良さとMAリサイクルにより、軽水炉サイクルに比べて約2/3程度にガラス固化体の本数を削減できる可能性がある。さらに、発熱量の大きい核分裂生成物（FP）などを高レベル放射性廃棄物から分離処分できる技術が実現すれば、より一層その本数を削減できる可能性があり、高レベル放射性廃棄物処分場の利用可能年数を延ばすことが期待できる。

図-序-3の右図は、直接処分、軽水炉サイクル及び高速増殖炉サイクルにおいて、処分される放射性物質の潜在的有害度（高レベル放射性廃棄物の実際の危険性ではなく、高レベル放射性廃棄物と人間との間の障壁を仮に考慮しないとした場合の放射線の影響）を比較している。例えば1000年後の有害度で比較すると、高速増殖炉サイクルの高レベル放射性廃棄物は、直接処分及び軽水炉サイクルと比較し、それぞれ1/240及び1/30程度に低減する可能性がある。

以上のように、高速増殖炉サイクルはエネルギーセキュリティの観点のみならず、環境負荷低減の観点からも開発意義のある将来の有望なエネルギー源と考えられる。

### 1.3 実用化戦略調査研究の目的

本研究は、軽水炉サイクルを含むその他の基幹電源と比肩する経済性を達成しうよう、高速増殖炉サイクルシステムが本来有する長所を最大限に活用した実用化像を構築し、あわせて、原子力エネルギーの高温熱源としての利用や原子力発電容量増加によるウラン需要の大幅増加など、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、高速増殖炉サイクルシステム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。

#### 1.4 実用化戦略調査研究の展開

本研究の実施にあたっては、21世紀の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ならびに社会展望を分析し、目指すべき①安全性、②経済性、③環境負荷低減性、④資源有効利用性及び⑤核拡散抵抗性の5つの開発目標を設定している。これらの開発目標と対応する設計要求については、序論の第3章にその詳細を記載している。

実用化戦略調査研究の展開を図-序-4に示す。研究開発については、各フェーズの区切りなどの適切な時期に、外部評価として研究開発課題評価委員会などのチェックアンドレビュー(C&R)を受け、計画や成果の妥当性を確認し、適宜、ローリングプランとして見直しを行いながら柔軟に進めている。

1999年から開始したフェーズⅠ(1999～2000年度)では、高速増殖炉サイクルの候補技術を幅広く調査して、革新技術を導入した概念検討を行い、5つの研究開発目標に対する適合可能性などを評価して、実用化候補概念として有望な複数の概念を抽出した。高速増殖炉システムとしては、冷却材と燃料形態の組合せで考えられる約40の候補から、ナトリウム冷却炉、鉛ビスマス冷却炉、ヘリウムガス冷却炉及び水冷却炉を、再処理システムとしては約10の候補から先進湿式法、金属電解法及び酸化物電解法を、燃料製造システムとしては約10の候補からペレット法、振動充填法及び射出鑄造法の各概念を抽出した<sup>8)～10)</sup>。

フェーズⅡ(2001～2005年度)では、フェーズⅠで抽出した各候補概念の検討結果を出発点とし、高速増殖炉サイクルとして開発していく実用化候補概念(複数)の明確化、及び今後の研究開発計画を立案することとした。なお、このフェーズⅡの計画については2001年度の研究開発課題評価委員会の評価を受けた<sup>11)</sup>。

フェーズⅡにおいては2003年度までの3年間を一つの区切りとし、各候補概念の設計研究や明確化の要点となる要素技術開発の進捗状況、及び得られた成果を中間的に取りまとめ<sup>12)～16)</sup>、2004年度の研究開発課題評価委員会に諮り、『フェーズⅡ中間取りまとめまでの研究は順調に進んでおり、フェーズⅡ最終取りまとめに向けた計画も概ね妥当』との評価を受けた<sup>17)</sup>。また、文部科学省の「科学技術・学術審議会 研究開発・評価分科会」の「原子力分野の研究開発の評価に関する委員会」においても『本研究は計画通り実施すべき』と評価され、この結果は原子力委員会に報告されている。

フェーズⅡの後半2年間では、各候補概念の成立性にかかわる要素技術開発を進めるとともに、要素技術開発成果を取り入れて設計検討を深めた。この成果に基づき、高速増殖炉システムと燃料サイクルシステムの整合の取れた有望な高速増殖炉サイクル実用化候補概念(複数)の明確化を図るとともに、研究開発資源の重点配分を考慮した2015年頃までの研究開発計画の立案及びそれ以降の実用化に向けた課題の抽出を実施した。

国はフェーズⅡの成果を速やかに評価し、高速増殖炉サイクル実用化のための柔軟性のある戦略的な研究開発の方針を提示することとしている。今後、これらの成果に基づき、国の方針の下に研究開発を進め、2015年頃に高速増殖炉サイクルの適切な実用化像とそこに至るまでの研究開発計画の提示を行う予定である。

## 2. 実用化戦略調査研究における協力体制及び国際協力

### 2.1 研究協力体制

実用化戦略調査研究の実施にあたっては、実証炉設計や軽水炉に関する知見・経験、「常陽」や「もんじゅ」の建設・運転経験、高速増殖炉サイクルシステムにかかわる幅広い研究開発経験・成果などの有効活用を図るとともに、産官学からの幅広い意見を取り入れるため、国内関係機関の協力を得た総合的な実施体制を構築した。具体的には、旧サイクル機構と電気事業者（その代表は日本原子力発電株式会社で、以下「原電」という。）との連携・共同実施の方向で調整がなされ、これに加えて、電中研、旧原研及びメーカー各社も参画した推進組織を、旧サイクル機構の大洗工学センター内に発足させ、各研究機関の成果や知見を結集し、図-序-5 に示す統括的な研究開発が実施可能な体制とした。

旧サイクル機構は、原電、電中研及び旧原研と研究協力協定もしくは覚書を締結し、研究分担や共同研究を定めて効率的な研究実施を進めるとともに、文献調査、設計メーカー提案のコンペティション、国内大学や海外研究機関からのアイデア募集などを通して、革新的技術についての幅広い検討を行うこととした。

この研究開発体制については、フェーズⅡ中間取りまとめに関する研究開発課題評価委員会に諮り、『当該実施体制は適切であり引き続き維持すべき』との評価を受けた。この体制を継続することにより、円滑な研究協力が図られ、計画通りフェーズⅡの目的を果たすことができた。

実用化戦略調査研究では研究開発を円滑かつ的確に進めるため、プロジェクト会議を頂点として、その下に高速増殖炉システム検討会や燃料サイクルシステム検討会などのいくつかの会議体を設置し、研究開発計画、検討方針、研究成果などの審議・決定を行う体制を構築した。プロジェクト会議及び各会議体には、関係する研究者及び技術者が参画して情報を共有するとともに、研究開発の進め方などに関する迅速な意思決定を図った。

さらに、研究開発を進めていく上で、外部の専門家及び有識者からの客観的な意見を参考とするため、分野毎に技術検討会を組織した。技術検討会では、外部の専門家及び有識者と旧サイクル機構の専門家との議論を通して指摘されたコメント・意見を整理し、適宜、研究開発に反映した。

### 2.2 国際協力の活用

現在実施中の各種国際協力と実用化戦略調査研究との関係を図-序-6 に示す。高速増殖炉サイクルの研究開発では、世界をリードして国際標準になり得るプラントシステム概念の構築を目指すとともに、研究開発におけるリスク低減や革新技術の実現性をより確かなものとするため、積極的に各国との国際協力を進めている。

高速増殖炉システム技術に対する研究開発については、第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF）プロジェクトの多国間協力<sup>18)</sup>の活用を基本としている。ただし、機微情報を含む技術分野や知的所有権の点から相応の寄与や対価を見込めない分野については、日米仏の三国

間協力を検討している。一方、基礎的で新規性を有する革新的分野や限定した枠組みで実施すべき課題に関しては、二国間での協力を基本として進めている。

燃料サイクルシステム技術の研究開発は、機微情報を扱う分野であることから、GIF プロジェクトなどの多国間協力での実施は困難であり、現状では米国はこの分野の工学規模レベルでの共同研究に対して否定的な見解を示している。このため燃料サイクルにかかわる国際協力は、日米仏三国間協力、旧サイクル機構－仏国原子力庁（CEA）先進協力、国際原子力研究イニシアチブ（I-NERI）プロジェクトなどの活用を基本としている。

なお、必要に応じて、既存協力関係の枠組み拡大やアジア諸国などとの新規協力関係の構築を検討することとしている。

## 2.3 実用化戦略調査研究の費用推移

実用化戦略調査研究のフェーズⅠ及びⅡにおける旧サイクル機構の研究開発費用を表-序-1に示す。研究開発費用はフェーズⅠでは20～30億円/年、フェーズⅡでは30～40億円/年で推移しており、フェーズⅠ及びⅡの合計は約220億円である。

## 3. 実用化戦略調査研究の実施方針

### 3.1 開発目標

高速増殖炉サイクルの実用段階で要求される特性などを考慮し、フェーズⅡの開発目標を表-序-2のように設定した。これは高速増殖炉サイクルシステムを将来の主要なエネルギー供給源として確立するためには、安全確保を大前提に、環境負荷の低減を図りつつ、持続的なエネルギー供給が可能であるとともに、事業として成立するために必要な経済性（運転信頼性を含む）を確保すること、さらに国際的な視点からは、原子力の軍事利用への転用を防ぐために核拡散に対する抵抗性を有することが求められると考えたからである。このような次世代の原子力システムにかかわる目標設定は、世界に先駆けて実施したもので、そのほぼ半年後に GIF プロジェクトでも概ね同じ目標が設定された。

### 3.2 設計要求への展開

高速増殖炉サイクルの開発目標に基づき、高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムに関して表-序-3に示す設計要求を設定した。それぞれの設計要求の考え方は以下の通りである。

#### 3.2.1 高速増殖炉システム

安全性については、現行の軽水炉と同様の安全確保の考え方を基に、高速増殖炉サイクルシステムの導入によるリスクが、同時代の公衆の日常的活動において発生するリスクと比べて十分小さくなるようにする。具体的には、炉心損傷の発生頻度を  $10^{-5}$ /炉・年未満にするとともに、炉心損傷の発生要因となり得る代表的な起因事象（異常な過渡変化時のスクラム失敗事象:ATWS など）に対して、受動的な炉停止機能や炉心冷却機能を用意する。また、仮想的な炉心損傷事故時において再臨界発生に至らず、安全に原子炉容器内あるいは格納施設内

で事故を終息できる概念を追求する。これら安全要求への設計対応は、高速増殖炉システム検討の前提条件となる。

経済性については、建設時期における他の基幹電源と比肩し得る経済性を確保できるよう、将来軽水炉の予測発電原価に相当する4円/kWhを下回ることを目標とする。この目標を達成するため、高速増殖炉システムの建設費（資本費）を20万円/kWe以下及びプラント寿命を60年にする。また、燃料費を低減する方策として、炉心燃料の平均燃焼度15万Mwd/t以上、ブランケットを含めた炉心全体の平均燃焼度6万Mwd/t以上、運転費低減方策として連続運転期間18ヶ月以上及び稼働率90%以上を設計要求とする。ただし、設計要求として設定した稼働率を実現するには、プラントの信頼性（運転・保守・補修性）を確保することが必要となる。そのためには、概念設計段階から冷却材とシステム設計の特徴を考慮した保守・補修性の考え方を明確にし、これに基づいた設計とする。あわせて、必要となる検査技術、定期検査期間などを具体化し、今後の開発課題を明確にする。

環境負荷低減性については、長寿命核種であるMAを燃焼させ、放射性廃棄物の放射能及び潜在的有害度の低減を図ることを目標とする。高速増殖炉を導入していくには、軽水炉及びプルサーマル利用の使用済燃料を再処理して回収されたプルトニウム（Pu）などの核燃料の供給が不可欠である。このとき、軽水炉使用済燃料から回収したMAもPuなどといっしょに高速増殖炉で燃焼させるが、長期貯蔵した軽水炉使用済燃料からの回収MAを考慮すると、燃料中のMA含有率が最大5%程度と高速増殖炉の多重サイクル条件（約1%）よりも多いことが想定される。そこで、このMAを含む核燃料の受入が可能な炉心として、最大の5%のMA含有率を許容できることを環境負荷低減性の設計要求とする。さらに、超長期に亘る封じ込めが必要となる長寿命核分裂生成物（LLFP）核種（ヨウ素及びテクネシウム）については、炉心内で生成するよりも多くの量を短寿命核種へ核変換できることを、より長期の将来を見据えた設計要求とする。

資源有効利用性については、MAを含有した低除染TRU燃料を用いて、高速増殖炉の導入シナリオで想定される増殖比を柔軟に確保しつつ、高燃焼度、長期運転サイクルなどの実現により経済性を確保できることが重要である。このため、移行期のPu確保の観点から増殖比1.1以上を確保するとともに、移行後など、Puの増殖要求が低下する状況を踏まえ、長期的には増殖比1.0以上で持続的な資源利用を可能とし、高速増殖炉炉心の優れた核特性を、炉心全体の平均燃焼度の向上及び連続運転期間の長期化に活用することを目指した設計要求とする。基幹電源としての利用に加え、原子力の利用拡大を図る観点から、多目的利用や高熱効率を目指すこととする。

核拡散抵抗性については、基本的に核燃料取扱設備を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TRU燃料を用いることで、新燃料でも放射能レベルが高くなり、燃料集合体の取扱いにおいて人が近づくことはできないため、接近性を制限した設計とする。ここで検討した高速増殖炉システムでは、いずれの概念においても核物質防護、保障措置への対応及び低除染TRU燃料採用が設計の前提となるため、核拡散抵抗性の評価で明確な概念間の差は生じない。したがって、高速増殖炉システムについては核拡散抵抗性の評価は実施していない。

### 3.2.2 燃料サイクルシステム

安全性については、異常発生要因を極力排除し、異常の拡大防止機能、影響緩和機能、遮へい機能及び閉じ込め機能に十分な信頼性を持たせた設計とする。さらに、大量の放射性物質が制御されずにバウンダリの外へ移行する事象を想定したとしても、放射性物質を施設内に閉じ込めることが可能な設計とする。事故時のリスクを同時代の社会に既に存在するリスクに比べて十分に小さいものとする観点から、上記事象の発生頻度を $10^{-6}$ /プラント・年未満とする。また、プロセス概念が有する安全上の特徴を考慮した上で、現行法令、指針類などに準拠した設計とし、適用外の設計とする場合にはその考え方を示すものとする。

経済性については、再処理・燃料製造一体化施設を前提とし、将来の軽水炉サイクルシステムと同等以上の競争力を確保する観点から、高速増殖炉サイクルシステムの目標とした発電原価（4円/kWh）の内、再処理費及び燃料製造費の合計として、0.8円/kWh以下を設計要求とする。輸送費、廃棄物処分費などを含めた燃料サイクル費としては1.1円/kWh以下を設計要求とする。プラント稼働率は、現行の軽水炉再処理プラントの設計条件を参考に、機器稼働率100%とし年間200日間稼働、プラント寿命を40年として設計する。ただし、設計要求として設定した稼働率を実現するには、プラントの信頼性（運転・保守・補修性）を確保することが必要となる。運転・保守・補修性については、作業員の被ばく低減、ヒューマンエラー防止、保守作業量低減及び運転員・保守員の省力化を図るため、運転の簡素化、自動化、運転制御系の高度化及びメンテナンスの容易性を考慮した設計とする。

環境負荷低減性については、最終処分廃棄体量の低減及び処分場合理化を追及し、平常時の放射性物質放出量及び単位発電量当たりの放射性廃棄物の発生量を現行の軽水炉サイクルシステムと同等以下を設計要求とし、さらに1/10に削減する可能性を追求する。また、高レベル放射性廃棄物の放射能に対する潜在的有害度低減のため、U及びTRUの放射性廃棄物への移行率低減の可能性について検討することとし、資源有効利用性の観点から設定した値より低い0.1%以下の移行率を追及する。廃止措置のし易さ（解体性）及び廃止にともなう廃棄物発生量についても可能な限り低減することを目指す。さらに、長寿命や発熱性のFPを分離して、核変換や減衰待ち貯蔵などにより、処分場負荷低減の可能性を追求する。

資源有効利用性については、U及びTRUの有効利用の観点から、放射性廃棄物への移行率を可能な限り低減することを目指し、これまでのU及びPu回収率の実績を参考に、U及びTRUの回収率99%以上を設計要求とする。

核拡散抵抗性については、核物質防護及び保障措置に関する制度の運用効率化と制度にかかわる負荷軽減を目指し、遠隔監視、自動化技術などによる運用効率化、Puが単体の状態でプロセス内に存在しないこと、低除染TRU燃料の採用により接近性を制限することなどによって、制度対応の負荷軽減を図ることとする。

### 3.3 高速増殖炉サイクルシステムの整合性

高速増殖炉サイクルシステムを実用化するにあたっては、燃料の増殖やTRUリサイクルなど高速増殖炉としての特長を最大限に活かすことはもとより、燃料サイクルも含めて高速増殖炉

サイクルとして整合したものとする必要がある。このため、サイクルシステムとしての整合を図ることを念頭に、以下に示す基本的な考え方で研究開発を実施している。

図-序-7 に、実用化戦略調査研究で追求している高速増殖炉の特長を活かした核燃料サイクルを示す。高速中性子による核反応を利用する高速増殖炉は、燃料の増殖だけでなく、軽水炉に比べ高燃焼度化が図れること、燃料中の不純物の許容量が大きいこと、MA を含む TRU をリサイクルできることなどの特長を有している。この特長を活かすことにより、再処理では低除染化による再処理の精製工程の削除や除染係数の小さい乾式再処理の採用が可能となり、大幅なプロセスの簡素化及びコンパクト化、並びに廃棄物発生量の低減による経済性向上や環境負荷低減が期待できる。また、環境負荷低減の観点からは、施設から排出される放射性廃棄物の発生量と放射エネルギーを低減するとともに、放射性廃棄物の管理及び処理・処分のし易さに配慮したプロセスとしている。

核拡散抵抗性の観点からは、核分裂性 Pu 割合の高いブランケット燃料と炉心燃料とを混合処理すること、処理プロセスの過程で Pu を単独で存在させないように Pu を U や Np (ネプツニウム) と共回収すること、MA を回収し U や Pu と混合することなどで、再処理で回収した核燃料物質への近接を困難にしてその強化を図ることができる。

一方、低除染化や TRU リサイクルにより、燃料製造で取扱う燃料中の放射エネルギーや発熱量が増大するため、放射線業務従事者の被ばく低減の観点からセル内での遠隔燃料製造が必要となる。また、除熱の観点から適切な冷却設備などが必要となり、遠隔製造に適した燃料仕様や検査工程の合理化を図る必要がある。

このように、高速増殖炉サイクルシステムの特長を活かし、FP などの不純物をサイクル内に取り込んだり、MA を燃焼したりすることによって、経済性、環境負荷低減性及び核拡散抵抗性の向上に寄与する反面、高速増殖炉システムでは炉特性への影響や燃料の取扱い性、燃料サイクルシステムでは燃料製造性、MA 回収や遠隔運転・保守のための設備増加などのデメリットも生じる。これらがプラント設計に与える影響を踏まえて、高速増殖炉、再処理及び燃料製造技術を適切に組み合わせた高速増殖炉サイクルとして整合性があり、開発目標に対する適合可能性の高いシステムの実現を目指している。

### 3.4 フェーズⅡの検討対象

フェーズⅡにおいては、フェーズⅠの検討結果を踏まえ、実用化候補概念の検討を効率的に進めるため、開発目標及び設計要求への適合可能性、技術的実現性などの観点から、今後検討すべき対象の重点化を図ることとしている。

具体的には図-序-8 に示すように、高速増殖炉システムについては、フェーズⅠでは冷却材(ナトリウム、炭酸ガス、ヘリウムガス、重金属(鉛及び鉛ビスマス)、水、及び熔融塩)と、燃料形態(酸化物、窒化物、金属、及び塩化物熔融塩)との組み合わせとして約 40 概念を抽出した。これらの中からフェーズⅡで検討する概念として、ナトリウム冷却炉(酸化物燃料(MOX)及び金属燃料)、ガス冷却炉(MOX 及び窒化物燃料)、鉛ビスマス冷却炉(窒化物燃料及び金属燃料)及び水冷却炉(MOX)を選択した。ガス冷却炉については、フェーズⅡの初年度に絞り込みを行い、検討対象とする概念をヘリウムガス冷却炉とした。



燃料サイクルシステムについては、図-序-9 及び表-序-4 に示すように、フェーズⅠでは対象技術と燃料形態（MOX、窒化物燃料及び金属燃料）の組合せとして、再処理システム約 10 概念及び燃料製造システム約 10 概念を抽出した。これらの中からフェーズⅡで検討する概念として、再処理では先進湿式法（MOX 及び窒化物燃料）、酸化物電解法（MOX）及び金属電解法（MOX、金属燃料及び窒化物燃料）、燃料製造では簡素化ペレット法（MOX 及び窒化物燃料）、振動充填法（MOX、スフェアパック及びバイパック）及び射出鑄造法（金属燃料）を選択した。

## 第I部 研究開発の重点化の考え方

### 1. 研究開発の重点化に向けたフェーズⅡの進め方

#### 1.1 設計研究と要素技術開発

フェーズⅡにおける検討の流れを図-I-1に示す。フェーズⅡの検討対象として抽出した高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの各候補概念について、経済性、環境負荷低減性などの設計要求を達成するために重要な革新的要素技術に関し、技術的実現性を評価するために必要な試験及び解析を実施した。これらの要素技術開発成果に基づき、それぞれの長所を活かすとともに固有の課題を克服することに留意して、システムの設計検討を行い、設計要求への適合可能性及び技術的実現性の評価を踏まえ、有望な高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの概念を創出した。

#### 1.2 研究開発の重点化にかかわる評価及び判断

##### 1.2.1 主概念及び補完概念の位置付け

「主として開発を進めていく概念（以下、「主概念」という。）」としては、開発目標への適合可能性、技術的実現性（国際協力により研究開発リスクが低減する可能性を含む）などから総合的に判断して、最も優れた概念を選択する。主概念については、商用化を目指す最も有望な高速増殖炉サイクルシステムとして、プラント全般にわたり重点的に研究開発を進める。

「補完的に開発を進めていく選択肢（以下、「補完概念」という。）」の選択にあたっては、原子力エネルギーの高温熱源としての利用や原子力発電容量増加によるウラン需要の大幅増加など、将来の社会ニーズの不確実性を考慮し、選択肢に多様性を持たせることを重視する。したがって、総合的な技術評価では主概念に及ばないものの、将来の社会ニーズの観点から主概念にはない、若しくは主概念を超える魅力を有する概念を選択することとする。補完概念については、概念がもつ魅力の達成などのために必要な技術に焦点を絞り、効率的に研究開発を進める。

主概念及び補完概念以外の概念については、成立性にかかわる技術課題を対象とした基盤的な研究の進捗状況を把握し、その成果が得られた段階で今後の取り組み方について、適宜、見直していくこととする。

##### 1.2.2 評価及び判断の手順

###### (a) 高速増殖炉及び燃料サイクルの技術総括

高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの各候補概念について、創出した概念が有する能力を評価する観点から、現状では、技術的難易度が高く成立性に課題を有する革新技术についても期待通り成立するものとして、設計要求への適合可能性を評価するとともに、要素技術開発や概念検討において抽出された課題の難易度などに基づき技術的実現性（国際協力の可能性を含む）を評価する。

これにより、高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの特徴を明確にして、高速増殖炉サイクルの評価対象として組み合わせるそれぞれの有望なシステム概念を抽出する。

なお、実用化戦略調査研究では、75～150万kWeの中・大型炉の技術成果を活用して、30万kWe以下の小型炉の概念検討も実施している。小型炉はスケール効果を活かせないことから、経済性の観点から中・大型炉に比べて、出力当たりの建設費は大きくなり、基幹電源として位置付けることは困難である。一方、多目的利用や需要地近接立地、燃料輸送や電源系統上の制約などを有する遠隔地立地など、基幹電源とは異なる社会ニーズが考えられることから、基幹電源とは一部異なる小型炉の開発目標を設定して、多様なニーズへの対応の観点から種々の設計概念について検討する。

#### (b) 高速増殖炉サイクルの技術総括

高速増殖炉サイクルの有望概念の選定にあたっては、高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムそれぞれの技術総括に加えて、これらを組み合わせた高速増殖炉サイクルとして開発目標への適合可能性を評価することが必要である。

このため、高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの技術総括を踏まえて、それぞれに抽出された有望な概念を組み合わせ、高速増殖炉サイクルシステムとして有望な概念を構築し、それらの高速増殖炉サイクルについて、開発目標への適合可能性、技術的実現性などの観点から総合的な技術評価を行う。

#### (c) 研究開発の重点化の判断

高速増殖炉サイクルの技術総括の結果に基づき、総合的に最も優れた高速増殖炉サイクルシステムを主概念として選択する。また、開発目標への適合可能性及び技術的実現性に加えて、その高速増殖炉サイクルシステムが有する特徴を考慮して、技術総括では主概念に及ばないものの、将来ニーズとの関係で主概念にはない、若しくは主概念を超える魅力を有する補完概念を選択する。

#### (d) 多面的評価

技術総括に加えて、高速増殖炉システムと燃料サイクルシステムとの組合せの候補について、分析的アプローチにより多面的な視点（開発目標への適合可能性及び技術的実現性）に対する目標適合度の定量評価を行う。これにより各候補概念の特徴を定量的な数値データとして示すことが可能となる。また、視点間に将来社会の価値観を想定した重み付けを行い、それらの総和を算出して総合的な目標適合度を定量比較することにより、相対的に最も優れた候補概念をより分かり易く示すことが期待される。なお、この多面的評価の結果については、高速増殖炉サイクルの技術総括による総合的な評価結果を確認する参考データとする。

#### (e) 小型炉の取扱い

小型炉の検討においては多様なニーズへの対応の観点から、中・大型炉を前提とした基

幹電源とは異なる小型炉特有の要求条件に基づいて、需要地立地型電源、遠隔地電源及び経済性追求の3つのプラント概念の検討・評価を行う。また、高温熱源の多目的利用の可能性を追求するために、水素分離改質法及びハイブリッド熱化学法について水素製造プラントの概念検討・評価を行う。

需要地立地型電源では、高速炉の魅力を追求めた長期運転サイクル（10年以上）、建設コストとしては送電費を小さくできることを考慮し建設単価 35 万円/kWe を目標とする。遠隔地電源としては燃料無交換（炉心寿命とプラント寿命ともに 30 年）を目標とする。経済性追求概念では、出力を小型炉の出力としてほぼ上限と考えられる 30 万 kWe とし、建設費は小型炉の特長である多数基設置による量産効果を考慮し、量産時に基幹電源に対する設計要求（初号機で建設単価 20 万円/kWe）と同等にすることを目標とする。

なお、小型炉は基幹電源としての中・大型炉とは目標や前提条件が異なるので、基幹電源としての有望なシステム概念の評価対象から除外することとした。

## 2. 候補概念のシステムの特徴と技術総括

高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの概念の創出にあたっては、経済性を向上させる目的で新材料や革新技术を積極的に採用し、各概念が有する能力を最大限に引き出すことが可能な設計概念を構築した。この設計概念に対して、5 つの開発目標に対する設計要求への適合可能性と、新材料や革新技术に対する現状での技術的実現性の二つの観点から技術総括を行い、有望な候補概念の選定と重点化の方針を検討した。なお、採用した新材料や革新技术の中には、技術的難易度が高いものが幾つか含まれるが、ここではこれらの新材料や革新技术が将来的に期待通りに適用できるものとした潜在能力評価を行った。

### 2.1 高速増殖炉システム<sup>19)~21)</sup>

#### 2.1.1 ナトリウム冷却炉<sup>22), 23)</sup>

##### (a) プラントシステム

設計要求に掲げた高い安全要求を満たしつつ、建設費を低減するため、プラント物量を大幅に削減できる革新技术を採用したシステム概念を構築した。ナトリウム冷却炉のシステム概念を図-I-2に、「常陽」及び「もんじゅ」との仕様比較を表-I-1に示す。このナトリウム冷却炉の特徴としては、システム簡素化（物量低減）のために主冷却システムを2ループとした上で、150 万 kWe の大出力プラントを実現し、これに伴い大口径配管と大型熱交換器（中間熱交換器及び蒸気発生器）の採用、熱膨張が少なく高温強度に優れる高クロム鋼材料の採用による1次系配管の大幅短縮、1次系ポンプと中間熱交換器を統合することによる1次冷却システムの簡素化、炉内燃料取扱方式の工夫による原子炉容器のコンパクト化、高温構造設計方針の整備などが挙げられる。

ナトリウムに固有な課題（化学的活性、不透明など）については、配管及び容器のナトリウム境界の二重化を徹底し、ナトリウム漏えいの影響範囲を限定するとともに、蒸気発生器の伝熱管を二重壁構造とすることにより、プラント寿命期間中にナトリウム-水反応の発生可能性を著しく低下させ、プラントの運転信頼性を向上させる設計とした。この場合、

蒸気発生器物量は増大することとなるが、建設費の若干の上昇をプラント稼働率向上でカバーすることによって、経済性及び信頼性の向上を追求することとした。また、ナトリウムの特徴を踏まえた供用期間中検査の方針を検討するとともに、事故や予期せぬ重大な不具合が発生した場合の機器の引抜き補修を含めて、保守・補修性を考慮したプラント設計とした。

(b) 炉心燃料<sup>24)~26)</sup>

炉心燃料設計では、酸化物燃料炉心及び金属燃料炉心について検討した。燃料費及び運転費の低減の観点からは、炉心の内部転換比を高め、ブランケット燃料を含めた炉心全体の平均取出燃焼度を向上させるとともに、連続運転期間を長くすることが有効である。このような視点から経済性向上を追求し、かつ、目標とする増殖比を達成できる炉心を構築することを基本的な設計の狙いとした。

資源有効利用の観点からは、ブランケット燃料を装荷して必要な増殖比を確保することが重要である。2050年からの高速増殖炉の導入シナリオについて、我が国の諸条件（原子力発電の設備容量、年間再処理量など）でプルトニウムなどの物質収支を評価した結果、軽水炉1世代に相当する60年程度で高速増殖炉へ移行できる増殖比のレベルは1.1程度であることが分った。このため炉心設計では、増殖比を1.1程度とし、炉心全体の燃焼度の向上や連続運転期間の長期化により、燃料費の低減を図ることとした。この増殖比1.1の炉心を「資源重視型」と呼ぶこととする。一方、高速増殖炉の導入が設備容量の半分以上進み、かつ、既設高速増殖炉のリプレースが主体で新規の高速増殖炉増設があまりない場合は、プルトニウムが蓄積してくるので増殖を行う必要がなくなる。この場合は、回収ロスや再処理・燃料製造までの冷却期間による核燃料物質の崩壊などを考慮して、増殖比1.03程度を確保すればよく、高速増殖炉の優れた炉心性能を、燃焼度の向上及び連続運転期間の長期化に振り向け、燃料費及び運転費のより一層の低減を図る炉心を目指すこととした。この炉心を「経済性重視型」と呼ぶ。両概念の違いは、基本的には径方向ブランケット部に代表されるブランケット燃料の装荷量であり、炉心設計上で大きく異なることはない。

上記の炉心設計の考え方は、酸化物燃料炉心及び金属燃料炉心で共通である。また、燃料被覆管の材料には、高燃焼度化に対応するため、高温強度と耐照射性に優れた新材料である ODS（酸化物分散強化型）フェライト鋼被覆管を採用した。

酸化物燃料炉心では、炉心損傷時の再臨界を回避するため、従来設計では例のない熔融燃料流出のための内部ダクト付きの燃料集合体概念を採用した。また、太径燃料ピンを採用し被覆管体積を相対的に減少させることにより、炉心燃料体積比の増加を図った。この結果、内部転換比を高め、ブランケットを含む炉心全体の取出平均燃焼度の向上及び運転サイクルの長期化を実現することができた。図-1-3 に、ナトリウム冷却大型炉の「資源重視型」酸化物燃料炉心の配置図を示す。炉心燃料集合体は、内側炉心が288体、外側炉心が274体の合計562体、径方向ブランケット燃料集合体が96体であり、炉心燃料集合体は改良内部ダクト型である。制御棒は主炉停止系が40本、後備炉停止系が17本、径方

向遮へい体は、炉心の外側に SUS 遮へい体を 1 層、最外周に Zr-H 遮へい体を 1 層設置している。

金属燃料炉心については、被覆管最高温度の制限 (650℃) により、従来の設計では原子炉出口温度が 500~520℃と酸化物燃料炉心より相対的に低く、これにより熱効率が低下している。本研究では、金属燃料の重金属密度が高い特長を活かし、プルトニウム富化度を 1 種類とすることと、燃料の Zr 含有率を炉心の内側領域と外側領域で変えて径方向出力分布を平坦化することにより、燃焼期間中の出力分布の変動を抑制した。この設計により、出力分布及びその変動が極めて少ない炉心となり、集合体必要流量を低減することができた。この結果、被覆管最高温度制限を 650℃としたまま原子炉出口温度 550℃を達成する炉心概念を構築し、弱点であった原子炉出口温度低下にともなう熱効率の低下を克服した上で、金属燃料のもつ優れた炉心特性 (高増殖、長期運転サイクル、高燃焼度化及び低燃料インベントリ) の魅力を活かすことを可能とした。資源重視型では、径方向ブランケットなし、経済性重視型では、径方向及び軸方向のブランケット燃料なしで、酸化物燃料炉心と同程度の増殖性能が実現可能である。

(c) 経済性向上にかかわる革新技術開発<sup>27), 28)</sup>

ナトリウム冷却炉の要素技術開発の代表例として、大口径配管の採用による 2 ループ化、高クロム鋼構造材料及びポンプ組込型中間熱交換器の研究開発成果を図-I-4 に示す。大口径配管及びポンプ組込型中間熱交換器については、模擬試験体を用いた流動特性及び構造健全性を確認するための試験を実施し、それぞれの設計成立条件、設計対策などを具体化した。また、原子炉容器上部プレナムについても水を作動流体とした模擬試験により、炉容器内流動の適正化や自由液面でのガス巻き込み抑制などの設計対策を示した。

高クロム鋼については、火力プラントで実績のある 12Cr 鋼の材料特性試験を実施し、材料強度基準及び溶接継手評価法の暫定案を策定した。また、高速増殖炉高温構造設計の特徴を踏まえてクリープ特性を改善した高速増殖炉用 12Cr 鋼候補仕様を設定し、その材料強度試験に着手した。これまでに得られた成果を基に、設計概念の解析評価を行い、その技術的成立性の見通しを得た。

ODS 鋼被覆管については、実用規模の製造技術に関する試作試験などを行い、その製作性にかかわる見通しを得るとともに、ロシアの高速実験炉 BOR-60 でのピン照射を開始し、2015 年頃までの照射目標である 25 万 MWd/t に対し、2006 年 3 月段階で 5 万 MWd/t までの照射データを取得した。

(d) ナトリウムに固有な課題 (信頼性向上) にかかわる技術開発<sup>29)</sup>

ナトリウム冷却炉では、冷却材が不透明でかつ化学的に活性であることから、プラント信頼性を確保するための設計対策及び保守・補修性について設計段階から十分に注意する必要がある。運転信頼性の向上を図る設計対策としては、二重伝熱管を有する高信頼性蒸気発生器の基礎的な製作性を把握するとともに、構造成立性、検査性などについての試験及び解析評価を行った。

保守・補修性については、軽水炉での取り組みと動向を参考に、構造材料との共存性に優れるナトリウムの特長も考慮しながら、実用炉設計に求められる保守・補修方針を検討した。また、この方針に適合するよう設計検討を進めるとともに必要な検査機器の開発に着手した。具体的には、ナトリウム容器及び機器などへの検査口の配置や検査・補修スペースの確保などについて設計対応を行うとともに、これに整合する革新的な検査機器を試作し、その基本動作の確認を行った。

上記の検査機器の実用化に向けた技術開発の方向性と、これまでの30年に亘る「常陽」の運転・保守実績、「もんじゅ」や実証炉における検査装置の開発経験などを考慮すると、引き続き検査及び補修技術の開発を行う必要があるが、将来的には軽水炉と同程度の保守・補修性の確保を目指していくことができると考えられる。

#### (e) 設計要求への適合可能性

表-I-2に各高速増殖炉システムの設計要求に対する適合可能性を示す。安全性については、軽水炉と同様、深層防護を基本とした安全設計により設計要求を満足できる見通しがある。システムを加圧する必要のない本概念では、冷却材境界の破損に対して静的機器による冷却材確保が可能であり、多重性、多様性を備えた安全設備の機能とあいまって炉心保護が可能な設計とした。ナトリウムの燃焼などの化学反応に対しては、(a)項に示した設計対策が採られている。炉心損傷の発生頻度は、 $10^{-6}$ /炉・年を下回る見通しである。受動的な炉停止機能として自己作動型炉停止機構を導入するとともに、冷却材の自然循環による炉心冷却が可能な崩壊熱除去系とし、これらの有効性を見通しを得ている。仮想的な炉心損傷事故に対しては、溶融燃料を炉心外へ流出して厳しい再臨界を回避するとともに、損傷炉心を原子炉容器内で保持冷却して事故を終息させることとしており、その有効性を見通しを試験研究により得ている。

経済性については、機器・構造に対する革新技術の採用によるプラント物量及び建屋容積の削減で、建設費を目標(20万円/kWe)の90%程度に低減できる可能性がある。また、炉心燃料の平均燃焼度が現行軽水炉の2倍程度(ブランケットを含む炉心全体の平均燃焼度が9万Mwd/t(増殖比1.1)~11万Mwd/t(増殖比1.03))の炉心概念の構築により燃料費を大幅に低減でき、建設費目標と合わせて発電原価目標(4円/kWh)を達成できる可能性がある。さらに、運転サイクル期間の長期化(18ヶ月から22~26ヶ月へ)により、プラントの稼働率を大幅に向上させる可能があり、ISI技術の実用化とプラント信頼性の向上により、さらなる発電コスト低減を図ることができる。

環境負荷低減性としては、5%のMA含有燃料を受け入れることが可能であるとともに、炉内に装荷したMAの燃焼率(%)<sup>\*</sup>を評価し、酸化物燃料炉心で45%、金属燃料炉心で56%と高い割合で燃焼可能であることが分った。また、ヨウ素などのLLFPターゲット集合体を炉内に装荷することで、炉心内で生成する量よりも多く、長半減期核種を短半減期核種に変換できる可能性があることが分った。

将来的にU需給が予想以上に逼迫し、ここで想定した以上の増殖比が必要となる可能性にも柔軟に対応できる能力を評価するため、炉心全体の平均燃焼度を軽水炉並の5.5万

MWd/t、連続運転期間 18 ヶ月以上の条件の下で、安全要求を満たしつつ達成可能な増殖比について評価した。この結果、酸化物燃料炉心で 1.20、金属燃料炉心で 1.26 程度を実現できることが分かった。

酸化物燃料を用いた場合には、安全要求を満たすと同時に、上記の経済性に対する適合可能性に加え、炉心性能についての設計要求（資源有効利用性にかかわる増殖比、環境負荷低減性にかかわる MA 含有率 5% 程度の受入能力、LLFP の核変換能力など）に対しても高いレベルの適合可能性を有することが分かった。

金属燃料を用いた炉心設計を表-I-3 に示す。金属燃料ではその高い核的性能により、増殖比 1.2 程度以下では酸化物燃料炉心に比べ、ブランケットを含む全体平均で 1.2~1.5 倍の燃焼度が得られ、5.5 万 MWd/t 程度の燃焼度では増殖比 1.26 と最も高い増殖ポテンシャルを有する。また、酸化物燃料炉心よりも 10% 程度少ない燃料インベントリを実現できることから、高速増殖炉の導入が急がれる場合や原子力発電設備容量の増加など、将来の U 需給が予想以上に逼迫した場合にも柔軟に対応できる能力が期待できる。ただし、高燃焼度炉心とする場合には、燃料被覆管の高速中性子照射量は酸化物燃料炉心の場合に比べて 7 割程度大きくなるため、高速中性子照射量増大に耐えられる燃料被覆管の開発が必要となる。

$$* \text{炉心部の MA 燃焼率} = (\text{装荷時 MA 重量} - \text{取出時 MA 重量}) / \text{装荷時 MA 重量}$$

#### (f) 技術的実現性<sup>30)</sup>

ナトリウム冷却炉の研究開発計画を表-I-4 に示す。ナトリウム冷却炉の技術的実現性にかかわる課題は主に経済性目標を達成するための技術開発に限られる。また、技術的難易度の高い革新技术については、経済性は低下するものの開発リスクが少なく、既存技術の延長である代替技術の適用が可能である。このため、「もんじゅ」や実証炉設計までの開発実績を考慮すると、高い確度で技術的実現性を見通すことができる。革新技术のうち、開発リスクの高い技術課題については、代替技術を検討し、それによるプラント建設費への影響も把握した。その結果、1~2 件の革新技术を代替したとしても、経済性目標を達成可能であることが分かった。

国際的な共同開発プロジェクトである GIF プロジェクトでは、本研究で検討を進めているナトリウム冷却炉が代表的な概念候補となっており、今後、国際標準の概念へ発展していく可能性がある。同プロジェクトのナトリウム冷却炉の研究開発では、2010 年頃に概念設計（第 1 段階）が終了する予定であり、この時期は次回の原子力政策大綱の改定予定に対応するとともに、実用化戦略調査研究において 2015 年頃以降の高速増殖炉サイクルシステムの実用化に至るまでの研究開発計画を本格的に議論する時期となる。このため研究開発計画の策定では、GIF プロジェクトとの連携を考慮し、国際的に研究開発を分担することにより、研究開発リスクを低減し、技術的実現性をより確かにすることも重要である。

### 2.1.2 ヘリウムガス冷却炉



(a) プラントシステム<sup>31)</sup>

ガス冷却炉の設計研究では、図-I-5 に示すように、設計要求を満たし得る設計概念に到達するまで広範な設計研究を実施した。また、表-I-5 に、フェーズ I で検討した炭酸ガス冷却炉及び HTTR (熱中性子炉) との設計仕様の比較を示す。設計研究では、冷却材として炭酸ガス及びヘリウム、発電方式として水-蒸気発電方式及び直接ガスタービン方式、燃料形態として被覆管燃料ピン型、耐熱ピン型及び被覆粒子燃料型について検討した。建設費及び設計要求への適合可能性の観点から比較検討した結果、被覆粒子燃料を採用した高温熱源で、ガスタービン直接発電が可能なヘリウムガス冷却炉が、ガス冷却炉の中で設計要求を満たし得る概念との結論を得た。被覆粒子燃料については、粒子形状のまま多孔コンパートメント型燃料集合体に装荷する方式と、シリコンカーバイド (SiC) 母材に埋め込んだ六角ブロック型燃料集合体を用いる方式について、炉心性能及び被覆粒子燃料の破損に対する FP バリヤの観点から検討を行った。この結果、多量の被覆粒子を用いるガス冷却炉では、FP バリヤの多重化が重要であり、かつ炉心性能の向上も見込めることから、六角ブロック型燃料集合体形式を最も有望な概念とした。

ヘリウムガス冷却炉のプラント概念を図-I-6 に示す。冷却材であるヘリウムはナトリウムなどに比べ伝熱特性が劣ることから伝熱面積を大きくする必要があり、原子炉及び熱交換器が大型化するとともに、運転圧力が 6MPa と高圧システムとなる。このため、高温熱源の特長を活かし得る炉心燃料概念と、コンパクトで簡素なシステム構成にすることによって経済性の向上を図った。具体的には、原子炉容器の回りに縦型単軸ガスタービン (380MWe) を 4 基配置した直接サイクル発電方式 (電気出力 150 万 kWe) とするとともに、冷却系配管を二重管 (内側配管をホットレグ、外側配管をコールドレグ) にした構造を採用した。

ヘリウムガス冷却炉における代表的な事故である減圧事故時の影響を緩和するために、二重管の外側をさらに配管で覆った三重管構造とするとともに、原子炉容器からガスタービンまで内包できる大型格納容器を採用した。また、炉心損傷時の熔融燃料を保持冷却可能な、長期的に自然循環冷却を実現できるコアキャッチャー設備を格納容器内底部に設置した。

(b) 炉心燃料<sup>32), 33)</sup>

炉心設計では、ナトリウム炉と同様に、「資源重視型」及び「経済性重視型」の 2 つの炉心について検討を行った。ナトリウムに比べてヘリウムガスは伝熱性能が相対的に劣ることから、炉心出力密度の減少や炉心燃料体積に対する冷却材体積の比率を増やすことにより、燃料の冷却性を確保し安全性を担保しつつ、高速増殖炉としての十分な性能を確保することが可能な窒化物燃料を採用した。窒化物燃料は、高温熱利用の特長を活かせるよう高温耐性に優れる窒化チタン (TiN) 被覆の粒子燃料とし、この燃料粒子を SiC 母材に埋め込んだ六角ブロック型燃料集合体とした。これにより、原子炉出口温度 850℃、熱効率 47% を達成できる可能性がある。

炉心設計では、燃料の高温耐性、低い炉心出力密度 (約 100W/cc)、減圧反応度の抑制、

炉心圧力損失の低減などにより、減圧事故時に原子炉スクラム失敗と強制循環除熱機能の喪失を重畳した事象を想定しても、炉心損傷に至らない可能性を示した。あわせて、ATWSに対しても炉心損傷を防止できる見通しである。ただし、ATWS時の炉心損傷防止能力を確実にし、炉心燃料への影響を緩和するには、高温キュリー点の電磁石を開発して自己作動型炉停止機構を採用し、早期の事象終息を図ることが可能な設計とする必要がある。

#### (c) 被覆粒子燃料の被覆層材の開発

被覆粒子燃料の要素技術開発としては、図-I-7に示す被覆粒子燃料で想定されるTiN被覆層材について、燃料製造に関わる厚膜蒸着特性（～100 $\mu$ m程度までの厚膜化の可能性把握）、曲げ強度及びTiN脱被覆などの基礎試験を実施した。この結果、30 $\mu$ m程度の膜厚まで健全な状態で形成でき、設計で想定している厚膜形成の可能性を期待できること、及びSiCに比較して優れた強度特性が期待できることが分った。TiN被覆層材は設計で想定している仕様に対して、基本的に適合できる可能性がある。

#### (d) 設計要求への適合可能性

安全性については、軽水炉と同様、深層防護を基本とした安全設計により設計要求を満足できる見通しがある。ヘリウムガス冷却炉では、通常運転時の冷却性を確保するために、システムの加圧が必要であり、冷却材境界の破損にともなう減圧事故が代表的な安全評価事象となる。本概念では、主配管に外管を設けるなどの減圧抑制対策を講じるとともに、多重性・多様性を備えた原子炉停止系と補助炉心冷却系、耐圧格納容器を採用することによって、炉心損傷を防護可能な設計とした。炉心損傷の発生頻度は、 $10^{-6}$ /炉・年を下回る見通しである。受動的安全性については、(b)項に示した通りである。仮想的な炉心損傷事故に対しては、燃料熔融挙動に関する知見が乏しく、評価の定量化が難しい現状ではあるが、格納容器内にコアキャッチャーを設置することで事故終息できる可能性がある。

経済性については、表-I-2に示したように、建設費の目標（20万円/kWe）をほぼ達成できる可能性がある。また、炉心燃料の平均燃焼度が現行軽水炉の1.5倍程度の炉心（ブランケットを含む炉心全体の平均燃焼度が7万Mwd/t（増殖比1.1）～9万Mwd/t（増殖比1.03））、運転サイクル期間の長期化（18ヶ月）による稼働率の向上により、燃料費及び運転費を低減できる可能性がある。これらにより、発電原価目標を達成できる可能性がある。

炉心性能の評価に関する不確定幅は大きく、精度的に必ずしも十分ではないが、窒化物被覆粒子燃料を用いた場合には、上記の経済性に対する適合可能性に加え、安全要求及び炉心性能についての設計要求（資源有効利用性にかかわる増殖比、環境負荷低減性にかかわるMA含有率5%程度の受入能力とLLFPの核変換能力など）も満たし得る可能性がある。ナトリウム冷却炉の酸化物燃料炉心に比べて燃焼度が低いため、MA燃焼率は37%と若干低下する。

高速増殖炉にすべてリプレースするために必要となる期間は、炉心の燃料インベントリが大きいため、前述のナトリウム冷却炉の約2倍の110年程度である。なお、ブロック型

燃料での設計要求を超える高増殖能力の詳細な評価は未実施であるが、同燃料方式の採用により燃料体積密度が増加することから、炉心燃料全体の燃焼度を 5.5 万 MWd/t、連続運転期間 20 ヶ月の条件で、増殖比 1.14 を達成できる見通しである。

ヘリウムガス冷却炉は、850℃という高温熱源としての特長から、高い効率の水素製造方法に適用できるなどの多目的利用が期待できるとともに、高い熱効率達成 (47%) の可能性がある。

#### (e) 技術的実現性

ヘリウムガス冷却炉に対する研究開発計画を表-I-6 に示す。概念成立性を左右する窒化物被覆粒子燃料及び六角ブロック型燃料集合体の実現性を見通すためには、高温耐性を有する被覆材料の選定、厚膜被覆製造技術、窒化物燃料の開発（照射試験、放射性 C-14 の生成を抑制するため N-15 を濃縮した窒化物燃料製造法の開発、燃料安全性試験などを含む）、再処理のための脱被覆技術など、基礎的な研究開発から着手していく必要がある。

一方、仏国を中心に、GIF プロジェクトにおける候補炉型の一つとして実験炉の建設計画や燃料の研究開発計画が検討されており、国際協力の活用によって基礎的な開発課題をブレイクスルーできる可能性がある。

### 2.1.3 鉛ビスマス冷却炉

#### (a) プラントシステム<sup>34)</sup>

重金属炉の設計研究では、図-I-8 に示すように、炉型、出力規模、冷却材、循環方式について、設計要求に適合する概念検討を追求した。概念の選定における支配要因は、耐震性と材料腐食であり、耐震性については、3次元免震を採用してもスケール効果を活かせる大型炉の成立性を見通すことができなかつた。このため中型炉規模で2次系を必要としないプール型概念とし、耐震性を確保した上で建設費の目標を満たし得ることを確認した。材料腐食については、それを抑制するために被覆管最高温度や冷却材流速を制限する必要があるものの、窒化物燃料を採用することで、設計要求を満たし得る設計概念を構築することができた。

鉛ビスマスは、空気や水との化学的活性度が低い冷却材であるため、2次冷却系を削除したシステム構成が可能である。一方、冷却材密度がナトリウムの約 12 倍と大きいため、原子炉容器などの構造成立性が厳しくなるため、プラント耐震性確保のための必須条件として3次元免震装置を採用した。上述のように、3次元免震装置を導入した場合でも、150 万 kWe 程度の大型炉では、建屋重量を支持する3次元免震装置の開発が困難であり、プラントの大出力化によるスケール効果の追求には制約があることから、75 万 kWe のプール型中型炉が経済的で技術的成立性の観点から有望であると判断した。

材料腐食については、データの公表が限られているものの知見の蓄積があるロシアの材料腐食評価式を基にした検討に加えて、本研究の一環として実施した腐食特性試験結果に基づく評価式による設計を実施し、炉心出口温度を材料腐食防止の観点から 445℃以下に制限した。また、材料腐食挙動の厳しさを考慮し、原子炉容器内の浸漬型冷却材ポンプや

浸漬型蒸気発生器を引き抜けるようにするとともに、それらの機器の点検・補修スペースを有する建屋配置にするなど、保守・補修性を考慮したプラント設計を指向した。鉛ビスマス冷却炉のシステム概念を図-I-9 に、同程度規模のナトリウム冷却炉との仕様比較を表-I-7 に示す。

(b) 炉心燃料<sup>35), 36)</sup>

炉心設計では、ナトリウム炉と同様に、「資源重視型」及び「経済性重視型」の2つの炉心について検討を行った。冷却材による材料の腐食性が高いことから被覆管最高温度及び冷却材流速を制限せざるを得ず、酸化物燃料及び金属燃料では結果として高速増殖炉としての性能を十分に発揮することが困難であるため、酸化物燃料と比較して重金属密度の高い窒化物燃料を採用することによりこれに対処した。被覆管の腐食を考慮して、被覆管最高温度を570℃に制限した条件では腐食代を削減できることから、炉心核特性が改善され、径方向ブランケットなしで増殖比1.1を確保することができた。

(c) 材料の腐食特性<sup>37)~39)</sup>

独国FZKとの研究協力として、酸素濃度を制御した停留鉛ビスマス中での主要構造材料の腐食特性試験を実施した。図-I-8の右図に示したように、酸化被膜が安定でない場合は鉛ビスマスが母材中に進入して腐食が進むため、材料腐食を許容範囲内に収める観点から、現在利用可能なODS鋼では燃料被覆管の使用温度を570℃以下に抑える必要があり、結果として原子炉出口温度が445℃程度に制限されることが確認できた。また、温度条件及び酸素濃度条件を変化させた場合について、停留鉛ビスマス中試験を実施し、材料腐食に関するデータベースを拡充した。なお、冷却材流れの中での酸化皮膜の安定性に関する知見を得るために流動鉛ビスマス中試験を実施したが、酸素濃度制御にかかわる試験条件設定などの問題で安定した信頼性のあるデータが取得できなかった。このため、試験研究を継続し、試験データの拡充と分析を行い、流動条件に対する腐食特性について評価を行う必要がある。

(d) 設計要求への適合可能性

安全性については、軽水炉と同様、深層防護を基本とした安全設計により設計要求を満足できる見通しがある。システムを加圧する必要のない本概念では、冷却材境界の破損に対して静的機器による冷却材確保が可能であり、多重性、多様性を備えた安全設備の機能とあいまって炉心保護が可能な設計とした。鉛ビスマスと水との化学反応が問題とならないことから2次系を削除した概念となっており、蒸気発生器伝熱管破損時の炉心への蒸気進入対策が検討されている。炉心損傷の発生頻度は、 $10^{-6}$ /炉・年を下回る見通しである。受動的安全性については、自己作動型炉停止機構の設置と冷却材の自然循環による崩壊熱除去が可能な設計で対応できる可能性がある。仮想的な炉心損傷事故に対しては、燃料溶融挙動に関する知見が乏しく、評価の定量化が難しい現状ではあるが、冷却材の比重が大きいことから、浮力によって損傷燃料が原子炉容器内を上昇分散する可能性があり、原子炉

容器上部で損傷炉心物質を保持冷却する方策を今後具体化していくことによって原子炉容器内終息が達成できる可能性がある。

経済性については、表-I-2に示したように、建設費の目標（20万円/kWe）をほぼ達成できる可能性がある。また、炉心燃料の平均燃焼度が現行軽水炉の2倍以上の炉心（ブランケットを含む炉心全体の平均燃焼度が11万Mwd/t（増殖比1.1）～13万Mwd/t（増殖比1.04））が可能で、燃料費を大幅に低減できる可能性がある。さらに、運転サイクル期間の長期化（18ヶ月）による稼働率の向上も図った。これらにより、鉛ビスマス冷却炉は原子炉出口温度が445℃と、ナトリウム冷却炉と比較して100℃程度低く、熱効率が低下するものの、発電原価目標を達成できる可能性がある。

被覆管材料の腐食挙動は、実際の冷却材流動条件において一層厳しくなることが確認されつつあり、炉心の性能評価については今後見直す必要がある。窒化物燃料の採用により、上記の経済性に対する適合可能性に加え、安全要求及び炉心燃料についての設計要求（資源有効利用性にかかわる増殖比、環境負荷低減性にかかわるMA含有率5%程度の受入能力とLLFPの核変換能力など）も満たすことができる可能性がある。MA燃焼率は、ナトリウム冷却炉の窒化物燃料炉心と同程度の45%となった。

鉛ビスマス冷却炉で軽水炉をすべてリプレースするために必要となる期間は70年程度である。設計要求を超える高増殖能力の詳細な評価は未実施であるが、炉心燃料全体の燃焼度を10万Mwd/t、連続運転期間20ヶ月の条件で、増殖比1.17を達成できる見通しである。上限的な高増殖能力という観点からは、鉛ビスマス炉は、表-I-3に示すナトリウム冷却炉の窒化物燃料炉心と同金属燃料炉心の間程度増殖能力があると考えられる。

#### (e) 技術的実現性

鉛ビスマス冷却炉に対する研究開発計画を表-I-8に示す。鉛ビスマスに対する材料防食技術と窒化物燃料の開発の実現性を見通すためには、基礎的課題の解決が必要である。特に、温度分布のある流動環境条件下での腐食メカニズムの解明、鉛ビスマスと接触する材料表面に安定な保護膜を生成・維持するための酸素濃度制御技術及び不純物除去技術の開発、鉛ビスマス環境下での窒化物燃料の破損限界、破損後挙動試験など、概念成立性を左右する基礎的な研究開発が必要である。また、国際的な開発環境については、GIFプロジェクトにおいて開発を主導する国がなく、現時点で基礎的課題をブレイクスルーする可能性に対する見通しは小さい。

鉛ビスマス冷却炉の技術的実現性を見通すには、基礎的な概念成立性に関する課題についてブレイクスルーを図った上で、次に鉛ビスマス炉に固有の課題（高腐食環境下での炉内構造物・浸漬型冷却材ポンプ・浸漬型蒸気発生器などの保守・補修性、高荷重条件下での3次元免震装置など）に対する技術開発を進める必要がある。

### 2.1.4 水冷却炉

#### (a) プラントシステム<sup>40)</sup>

水冷却炉の最大の特長は、これまで数十年の商業発電の実績において培われてきた軽水

炉の技術と豊富な経験に立脚していることにより、運転・保守性に優れ、技術的実現性が高く、研究開発課題は炉心・燃料関連に限定されている点にある。一方では、中性子を減速する能力が大きな水を冷却材としていることにより、高い増殖比の達成という点においては、自ずと限界を有する概念である。1 を超える増殖比と負のボイド反応度係数の同時達成という主要設計条件を満足する概念として、沸騰水型軽水炉 (BWR) 型及び加圧水型軽水炉 (PWR) 型の検討が行われてきているが、水炉の中では比較的増殖比が高く (1.05 程度) 低除染再処理を使用したプルトニウムの多重リサイクルに対応可能であること、50GWd/t 程度の燃焼度が達成可能であること、ボイド反応度対策は炉心の扁平化で達成するため炉心構成が単純であること、着目する炉心性能をバランスよく達成でき、かつ、開発要素も他の概念に比較して少ないことから、BWR 型炉 (電気出力: 135.6 万 kWe、原子炉出口圧力: 約 7MPa) について評価した。図-I-10 に水冷却炉システム概念及び表-I-9 に ABWR との仕様比較を示す。プラントシステムについては既に実用化されている ABWR のプラント技術が活用できるが、冷却材のボイド率が高く、炉心が扁平に設計されることから、冷却材流動にともなう圧力損失が小さい特徴を活かして、インターナルポンプを削除した自然循環冷却によるシステムとした。

#### (b) 炉心燃料

水冷却炉は、負のボイド反応度係数を炉心の扁平化で実現している。また、炉心の燃料ピン間ギャップを 1.3mm と稠密化するとともに、冷却材ボイド率を高く (炉心平均ボイド率 70%程度) して高速炉の特性を確保している。すなわち、炉心は上下軸ブランケットを燃料ピン両端に、その中心に内部ブランケットを挟んだ軸方向に非均質な燃料配置として、この上下軸ブランケット及び内部ブランケットの長さや燃料 Pu 富化度を調整することにより、負のボイド反応度を維持するとともに増殖比 1 以上を達成している。

燃焼度については、できる限り高くすることとしたが、燃焼度は増殖比とトレードオフの関係にあるため、Pu-241 の崩壊やサイクル工程ロスなどを考慮しても持続的な多重リサイクルが可能であると考えられる 1.03 以上の増殖比を実現する範囲で設計した。

#### (c) 燃料被覆管材料の選定と稠密炉心の熱流動特性<sup>41)~43)</sup>

被覆管候補材料として、改良ステンレス鋼及び軽水炉用燃料被覆管 (ジルコニウム合金) を選定し、国内のイオン照射研究施設で基礎的な照射試験を実施中である。改良ステンレス鋼については、図-I-11 に示すように、水環境下で耐照射性及び耐 IASCC (照射誘起応力腐食割れ) 性を期待している高強度ステンレス系被覆管について、イオン照射により材料学的にその有効性が示されているが、実炉照射による確認が必要である。ジルコニウム合金については、今後の軽水炉高燃焼度化に対応した改良開発の進展や照射実績データに基づき、その採否を判断する必要がある。

現行 BWR で設計に用いられている限界出力相関式は、実規模試験データに基づき作成されたものであるが、本概念では燃料集合体の幾何形状と流動条件が BWR のそれと異なる稠密体系であり、これに対する除熱限界の把握が必要となっている。これについては、大規

模バンドルの限界出力試験を実施しており、これまでに稠密体系での除熱限界、並びにその燃料ピン間ギャップ幅の効果を明らかにした。

(d) 設計要求への適合可能性<sup>44)</sup>

安全性については、既存軽水炉で確立されている技術を適用することにより設計要求を満足できる見通しがある。炉心損傷の発生頻度は、 $10^{-6}$ /炉・年を下回る見通しである。受動的安全性については、異常な過渡変化時の炉停止失敗を想定しても、炉心損傷までの時間余裕があり、運転員操作などによる事象終息が可能であるため、受動的炉停止機構は不要である。炉心損傷対策については、溶融再配置過程における再臨界の可能性と回避方策の検討を進める必要があるが、必要に応じ、中性子吸収材を原子炉容器底部に設置するなどの対策をとることで、既存軽水炉と同様の格納容器内で事故終息できる可能性がある。

経済性については、表-I-2 に示すように、今後の軽水炉の経済性向上方策を取り込むことで、建設費の目標（20 万円/kWe）を達成できる可能性がある。また、ブランケットを含む炉心全体の平均燃焼度は 4.5 万 MWd/t（増殖比 1.05）と、燃焼度に対する設計要求の基準とした将来軽水炉と同等の燃焼度（6 万 MWd/t）を達成することはできないものの、運転サイクル期間の長期化（18 ヶ月）による稼働率の向上により、発電原価目標を達成できる可能性がある。

炉心全体の平均燃焼度がナトリウム冷却炉の半分以下の 4.5 万 MWd/t、増殖比が 1.05、燃料インベントリがナトリウム冷却炉の 2 倍程度であることから、水冷却炉の導入完了までに 250 年程度を要すること、また MA の受入能力が 4%程度であり、MA 燃焼率は 11%と、他炉型に比べて小さいことから、資源有効利用性及び環境負荷低減性への適合可能性が低い。

(e) 技術的実現性

水冷却炉に対する研究開発計画を表-I-10 に示す。開発課題は炉心燃料関連に限定されるが、水環境下における高速中性子照射条件に適合する被覆管材料の開発や、高富化度燃料の炉心損傷事故時の影響緩和対策に関する試験研究、許認可のためのデータ取得が必要である。特に、水冷却炉の条件に適合した被覆管材料開発や炉心安全性試験を行うための試験施設がなく、これらの研究開発の課題解決に向けて検討が着手された段階である。さらに、国際的な開発環境では、GIF プロジェクトでの候補炉型に選定されていないため、現状では基盤的な研究内容に限定されている。

## 2.1.5 有望な高速増殖炉システム概念の抽出

有望な高速増殖炉システム概念を抽出するにあたっては、表-I-2 に示した設計要求への適合可能性を評価し、次いで、開発リスクの高い革新技術に対する代替技術の有無、国際協力によって開発リスクの高い革新技術をブレークスルーできる可能性なども考慮した技術的実現性を比較評価した（図-I-12）。以下では、各高速増殖炉システム概念に対する評価結果について述べる。

(a) ナトリウム冷却炉

ナトリウム冷却炉は、酸化燃料炉心ですべての設計要求に対して高いレベルで適合する可能性がある。また、金属燃料を採用した場合にはさらなる炉心性能の向上を見込むことができる。実用化に必要な開発課題は経済性向上や運転・保守性に限られ、ODS 被覆管材料や高信頼性蒸気発生器の開発など相対的に開発リスクの高い革新技术については、代替技術の準備や、国際協力による開発分担による効率的開発や他国の研究開発によるブレークスルーなどにも期待することができ、高い確度で技術的実現性を見通すことが可能である。特に、国際協力については、国際的な共同開発プロジェクトである GIF プロジェクトにおいて、本研究で構築したナトリウム冷却炉概念が代表的候補となっていることから、今後国際標準の概念へ発展していける可能性がある。以上、ナトリウム冷却炉は、設計要求への適合可能性と技術的実現性の両面から、最も有望な高速増殖炉システム概念と評価する。

(b) ヘリウムガス冷却炉

ヘリウムガス冷却炉は、窒化物燃料を用いて、すべての設計要求に適合する可能性がある。他の炉型にはない高温の熱源としての特長から、多目的利用・熱効率向上の魅力がある。技術的実現性に関しては、窒化物燃料などに関する概念成立性にかかわる基礎的な課題を解決することが必要になるが、高温ガス冷却高速炉に対する国際的な開発環境については、GIF プロジェクトにおいて米仏を始めとする各国の開発意欲も高く、同協力により概念成立性にかかわる課題を解決できる可能性がある。これにより、概念成立性にかかわる基礎的課題のブレークスルーが達成できれば、技術的実現性を見通すことが期待できる。このため、将来の多様なニーズに対応可能な高速増殖炉システム概念と評価する。

(c) 鉛ビスマス冷却炉

鉛ビスマス冷却炉は、窒化物燃料を用いて、すべての設計要求に適合する可能性がある。しかしながら、技術的実現性に関しては、窒化物燃料、材料腐食などの概念成立性にかかわる基礎的課題を解決していくことが必要になるが、国際的な開発環境については、GIF プロジェクトにおいて開発を主導する国がなく、概念成立性にかかわる基礎的課題をブレークスルーできる見通しは現時点では低い。したがって、鉛ビスマス冷却炉は、設計要求への適合可能性と技術的実現性の観点から、上述のナトリウム及びヘリウムガス冷却炉を上回る概念とはならない。

(d) 水冷却炉

水冷却炉の炉心は、資源有効利用性（増殖比やリプレイスに必要となる期間など）及び環境負荷低減性（MA の受け入れ能力や MA 燃焼率など）、経済性（燃焼度及び炉心燃料インベントリなど）に制約があり、高速増殖炉としての開発意義や導入効果は乏しい。技術的実現性に関しては、これを見通すための課題が炉心燃料関連に限定されるが、燃料被覆



管の材料開発や炉心損傷時の影響緩和対策の検討が必要である。しかし、GIF プロジェクトにおける候補概念ではないことから、現状、国際協力は基盤的な研究協力内容に限定されており、国際協力によるブレイクスルーに期待できず、また、開発リスクの高い被覆管材料に対する代替技術は見いだされていない。したがって、水冷却炉についても、設計要求への適合可能性や技術的実現性の観点から、上述のナトリウム及びヘリウムガス冷却炉を上回る概念とはならない。

表-I-11には、この設計要求への適合可能性と技術的実現性を考慮して各高速増殖炉システム概念を技術総括した結果を示す。

## 2.1.6 小型炉

1.2.2 (e) 項で述べた小型炉の取扱いに従い、需要地立地型電源、遠隔地電源、及び経済性追求の各原子炉プラント概念を検討し、評価を行った。表-I-12に各プラントの基本仕様を示す。また、水素製造プラントに関しては、水素製造方法の比較検討、及び遠隔地電源向けの小型炉プラント概念に整合する水素製造施設概念について検討と評価を行った。

### (a) 需要地立地型電源

需要地立地型電源として、出力 16.5 万 kWe の小型炉概念を検討した。都市近郊立地を考慮し、受動的安全機能の強化を考慮した。炉心設計では金属燃料を用いて冷却材炉心出口温度 550°C が達成可能なジルコニウム密度 3 領域単一プルトニウム富化度炉心（出口温度高温化炉心）を採用して、運転サイクル 20 年の炉心概念を構築した。制御方式としては反射体制御と制御棒制御を比較検討した。反射体制御の場合は炉心燃料集合体を直接炉心槽で拘束するため、反射体の内側の炉心槽への中性子照射量が材料の制限を超える可能性があること、ジルコニウム密度 3 領域単一プルトニウム富化度炉心は 20 年間制御棒交換なしで制御可能であることから、制御棒制御方式を採用した。プラント設計においては機器配置の最小化を目的として電磁ポンプと中間熱交換器を直列に配置したタンク型炉を採用したプラント概念とした。経済性評価では、初号機の建設単価は 56 万円/kWe となり、需要地立地電源の目標の 35 万円/kWe を達成することは困難という評価結果を得た。

### (b) 遠隔地電源<sup>45), 46)</sup>

遠隔地電源として、出力 5 万 kWe、炉寿命 30 年間で燃料無交換の小型炉概念を検討した。タンク型及びバルブ型の原子炉形式に対しそれぞれの物量を評価して、物量が少なく建設費が低減可能で、燃料無交換による炉上部簡素化のメリットがより大きいループ型を採用した。主循環ポンプは 2 基直列の電磁ポンプを用い、ポンプ 1 基が故障した場合にも炉停止に必要な冷却材流量を確保する構成とし、主冷却系系統数は 1 ループとした。プラント概念を図-I-13 に示す。本プラント概念は、図-I-13 に示すとおり 1 ループ冷却系構成を採りシステムが簡素でコンパクトであることと、燃料交換設備を有さないため原子炉上部構造が簡素であることと核拡散抵抗性強化の面でのメリットが特徴である。本プラント概

念は高速増殖炉の特徴を利用した遠隔地用の燃料無交換電源として魅力があると考えられる。

(c) 経済性追求型概念

建設単価低減を目標とし、プラントシステム簡素化・コンパクト化を追求した出力 30 万 kWe の小型炉概念を検討した。炉心のコンパクト化による建設費低減を狙い、運転サイクルは大型炉と同等の 2 年とした。冷却系統はシステム簡素化による建設費の低減を狙う 1 ループ形式とした。主循環ポンプは 2 基直列の電磁ポンプを用い、ポンプ 1 基が故障した場合にも炉停止に必要な冷却材流量を確保する構成とした。崩壊熱除去系は主冷却系が 1 ループのため、多重性を確保する上で主冷却系から独立させて、かつ、十分な除熱容量の系統が必要となる。そこで、原子炉容器の上部プレナムと下部プレナムを貫通して熱交換器を設置する貫通型 DRACS（直接炉心冷却系）を採用することとした。貫通型 DRACS では、通常運転時に炉心をバイパスする流れが生じるため、これを炉心流量の 1% 程度に抑制可能なフローダイオードを開発した。これらの検討により、主循環ポンプに 2 基直列の電磁ポンプを採用した 1 ループ主循環系統の成立見通しを得た。

建設費の評価では、建設単価は初号機で 38 万円/kWe、量産化によるコストダウンを考慮しても 23 万円/kWe 程度となり、目標をやや上回る結果となった。

(d) 多目的利用<sup>47), 48)</sup>

ナトリウム冷却炉の多目的利用について、水素分離改質法及びハイブリッド熱化学法を使用した水素製造プラントの概念具体化及び経済性評価を実施した。水素分離改質法を使用した水素製造プラントでは、水素製造コストは 21 円/Nm<sup>3</sup>（二酸化炭素固定費込みの場合）と、目標値とした 17 円/Nm<sup>3</sup>（発熱量で換算したガソリンの市場原価に相当）を約 2 割上回った。

ハイブリッド熱化学法は、熱化学法としては比較的低温の 500℃ 程度の高速炉の出口温度域の水素製造法で、硫酸腐食に対してよりコストの低い鋼鉄系の材料を使用した機器構成が可能である。ハイブリッド熱化学法については、高効率の SO<sub>3</sub> 電気分解器及び SO<sub>2</sub> 溶液電気分解器が開発できれば、44% 以上の水素製造効率を達成可能な見通しである。水素製造効率については、39% 以上を達成すれば発電電力を用いた電気分解法に比較して効率の高い製造法となり、高速増殖炉を熱源として利用するメリットとなる。

## 2.2 燃料サイクルシステム

本研究では、不純物含有許容量が大きく、MA を含有した TRU 燃料も効率的に燃やせる高速増殖炉炉心の特長を最大限に利用して、経済性、環境負荷低減性及び核拡散抵抗性の向上を合理的に達成できる可能性がある、低除染の MA 含有 TRU 燃料リサイクルシステムの構築を目指している。当該システムの構築により、湿式再処理プロセスでは精製工程の排除が可能で、また除染係数の低い乾式再処理法の採用が可能となる。一方、燃料製造については核燃料物質の放射エネルギーや発熱量が増大するため、遮へいセル内での遠隔運転、保守・補修及び適切な除熱対策が

必須となる。また、再処理システムと燃料製造システムを同一建屋内に設置する一体型燃料サイクルプラントを採用し、機器・設備の点検・保守エリアをできるだけ共用するなど、経済性のより一層の向上を図っている。さらに、核拡散抵抗性向上の観点からは、核分裂性Pu割合の高いブランケット燃料と炉心燃料との混合処理や、いかなるプロセスにも純粋なPuが存在しないことを基本としている。

燃料サイクルシステムに共通する安全性の特徴は、十分な冷却期間(炉取り出し後4年以上)をおいた使用済燃料を受け入れるため、例えば200tHM/yの処理規模の再処理・燃料製造一体化プラントを想定したとしても、施設内に内包する全放射線量は1.5GWe級の原子炉と比べて2桁以上小さく、また放射性物質の大量放散をもたらす潜在的なエネルギー源が施設に内在しないことである。このような特徴を有する各システムについて代表的な異常事象を対象にリスク源の分析を実施し、設計要求に記した「大量の放射性物質が制御されずにバウンダリの外へ移行する事象」が見出し難いことを確認した。その結果として、同事象の発生頻度はいずれのシステムについても十分に低く、設計要求の $10^{-6}$ /プラント・年未満と評価された。

本研究では、燃料サイクル費のスケール効果として処理規模の影響を評価するため、大規模プラント及び小規模プラントとして、それぞれ200tHM/y及び50tHM/yの処理規模のプラントについて設計研究を行った。湿式再処理法は連続的なプロセスであるためにスケール効果が大きく、処理規模が大きいほど高い経済性が期待できる。一方、乾式再処理法はモジュール単位のバッチ処理プロセスであるために、小規模でも比較的高い経済性を確保できる可能性がある。

我が国で想定される将来の原子力発電設備容量58GWeをすべて高速増殖炉で賄うことを想定すると、それに対応したサイクル側の全処理能力としては、MOX燃料の場合には約420～530tHM/y(増殖比1.03～1.10に対応)、金属燃料の場合には約310～360tHM/y(増殖比1.03～1.11に対応)となる。

## 2.2.1 先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造の組合せ<sup>49)～54)</sup>

### (a) プロセスシステムの特徴

先進湿式法再処理は、従来の高除染(回収する再処理製品(U/Pu溶液)に含まれる不純物の割合が少ない)の湿式再処理法をベースに、U/Puの低除染回収などプロセスの合理化を図るとともに、MAの回収を組み入れたものである。これらにより、経済性及び核拡散抵抗性の向上、資源有効利用、及び環境負荷低減を目指している。先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の概念図を図-I-14に、プラント仕様を表-I-13に示す。

再処理プロセスは、晶析工程と単サイクル共抽出工程の導入、回収したU及びPuなどの精製工程の削除、ソルトフリー試薬(塩廃棄物を発生させない非金属試薬)の採用と廃液の二極化処理などで合理化を図っている。晶析工程では、UとPuの溶解度の差を利用して使用済燃料を溶解した硝酸溶液を冷却することで、約7割のUを結晶として析出させて回収する。晶析工程で溶液中の重金属量が大幅に低減するため、後に続く溶媒抽出工程の負担を軽減でき、使用する溶媒の量を大幅に削減できる。単サイクル共抽出工程では、有機溶媒(リン酸トリブチル:TBP)を用いた溶媒抽出法によって、U、Pu及びNpを低除染の状態で一括回収し、引き続き精製工程は設けない。共抽出工程には、小型で機器内の滞留

量が少なく、高分離性能の遠心抽出器を用いている。このような晶析工程と単サイクル共抽出工程の採用、及び精製工程の排除により、プロセスが簡素になり経済性が向上するとともに、製品からの放射線量が高いため難接近性が確保され、その結果として核拡散抵抗性が高まる。

さらに、従来の中・低レベル廃液処理工程を削除し処分量を最小化するため、使用後に気体などに分解可能なソルトフリー試薬を採用するとともに、廃液の蒸発濃縮の繰り返しによって高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）と極低レベル放射性廃棄物（希釈放出）に二極化して、放射性廃棄物の総量の低減を図っている。

高レベル廃棄物への長寿命 MA 核種の移行量を減らし環境負荷低減を図るために、単サイクル共抽出工程で回収されない Np 以外の MA (Am 及び Cm) は、イオン交換法（抽出クロマトグラフィ）によって回収する。抽出クロマトグラフィの化学的な原理は溶媒抽出法と同じであるが、抽出クロマトグラフィでは、抽出剤 (CMPO や BTP など) を使用実績があるシリカ担体に吸着させてカラムを構成する。このカラムを MA や FP を含む溶液が通過する間に抽出剤によって MA が選択的に抽出される。その後、溶離液（硝酸溶液）をカラムに通過させて、MA を分離回収する。MA を含む溶液は、低除染で回収した U/Pu/Np 溶液と溶液状態で混合し、再処理製品となる。

この他、高性能機械式切断冶具を用いた解体・せん断一体型装置の採用により、前処理設備のコンパクト化と処理時間の短縮、廃棄物発生量の削減を図っている。すなわち、高速増殖炉燃料特有のラッパ管を解体し、燃料集合体の端部を切断した後、燃料ピンを機械的に短尺せん断することで、溶解し易いように燃料の粉体の割合を増やす。

なお、先進湿式法再処理システムのさらなる経済性の向上を図るために、オプションとして図-I-15 及び表-I-14 に示す超臨界直接抽出法の適用が考えられる。これは、粉体化した使用済燃料から超臨界炭酸ガス-TBP-硝酸混合物を用いてアクチニドを直接抽出するものである。次の逆抽出工程で硝酸水溶液中に U/Pu/MA を回収し、その後の晶析工程で U の分離を行う。超臨界直接抽出法では溶解工程を経ないため、システムの簡素化による経済性の向上が期待できる。

簡素化ペレット法は、「常陽」及び「もんじゅ」の燃料製造技術として、グローブボックスでの製造実績がある従来のペレット法をベースとしている。簡素化ペレット法では、Pu 富化度調整を硝酸溶液段階で行うことにより、従来のペレット製造工程の多くを占めていた Pu 富化度調整のための粉末混合工程を大幅に削減している。これによって、経済性向上を図るとともに、粉末飛散が抑制され Pu の工程内滞留が低減することにより、計量管理の負荷低減が期待される。また、金型（ダイ）の内面に潤滑剤を直接塗布するダイ潤滑成型法の導入により、粉末への潤滑剤の添加・混合が不要となるだけでなく、脱ガス工程も不要となるため、成型焼結工程も簡素化される。

燃料製造システムでは、低除染の MA 含有 TRU 燃料を取扱うため、遮へいセル内での運転に適した設備とする必要がある。そこで本検討では、量産性、運転信頼性及び遠隔保守・補修性に優れるターンテーブル方式の脱硝・転換・造粒設備を導入した。また、高燃焼度（ピーク燃焼度約 25 万 MWd/t）を達成するには、燃料ペレットの O/M 比（酸素と重金属元

素との原子数比)を1.95前後に抑える必要があるため、制御された雰囲気の下でペレットの熱処理を行うO/M調整工程を焼結工程の後に付加した。

#### (b) 要素技術開発

先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の技術開発成果例を図-I-16に示す。晶析工程に適した高濃度U/Pu溶液を得るため、溶解工程については照射済燃料の粉体化により99%以上の溶解率で、晶析工程に適した濃度を所定の時間内に達成できることを小規模ホット試験で確認した。遠心抽出器による単サイクル共抽出工程では、小規模ホット試験によって、U及びPuについては100%近い回収率、Npについては98%程度の回収率が得られている。また、実用化レベルに近い遠心抽出器を開発し、水相と有機相の分離などの基本性能や耐久性能を確認した。

晶析工程については、使用済燃料を用いた小規模試験においてU回収率の目標値(70%程度)を上回るデータ(80%)を得るとともに、今後の課題としてバリウム(Ba)やセシウム(Cs)などの除染し難い元素を同定したので、今後これらの元素への対応を検討していく。また、工学規模(約0.1t-U/d:200tHM/yの1/10相当)の試験装置を試作し、硝酸ウラン結晶の連続的回収に成功して晶析工程の工学的な成立性を確認した。

抽出クロマトグラフィによるMA回収については、模擬物質を用いた小規模試験結果からMA分離の可能性に対する見通しを得た。なお、化学的原理が同じである溶媒抽出法については小規模のホット試験でMA回収率99%以上を確認している。

超臨界直接抽出については、MOX粉や使用済燃料粉を用いた小規模試験を実施した結果、U、Puを同時に抽出できることを確認するとともに、未照射燃料に比べて照射燃料の方が抽出速度が速くなる可能性があることなどを見出し、直接抽出法の原理的な成立性を確認することができた。

硝酸溶液混合によるPu濃度調整や混合脱硝は、U/Pu比が1/1の場合には「もんじゅ」などの燃料製造で実績がある。しかし、簡素化ペレット法に適用するには、燃料ペレットのPu富化度のばらつきを抑えるため、溶液段階でPu/U比を製品ペレットのPu富化度に調整することが要求されるため、硝酸Pu/U混合溶液中のPu濃度をより厳密に調整する必要がある。硝酸溶液混合によるPu富化度調整についてはモックアップ装置を用いた試験、マイクロ波直接脱硝についてはピーカースケールでのMOX試験を実施した結果、随伴するFPの影響などの検討が必要であるが、これらのプロセスの成立性については概ね確認することができた。

粉末流動性改良については、造粒処理による顆粒調整技術により流動性を改良する手法について試験を実施した。その結果、転動造粒法により平均粒径が700 $\mu$ m~1000 $\mu$ mのMOX粉末が得られ、流動性指数は目標の60を超える70~80程度まで向上し、金型への充填性が良好であることを確認した。

ダイ潤滑成型に関しては、成型特性の確認、MOXペレットの試作などを実施するとともに、既設の6連式成型機にダイ潤滑機構を組み込み、コールド雰囲気において機器開発及び模擬粉末によるペレット試作を行い、噴霧方法の最適化や遠隔保守への対応策の検討な

を進めた。さらに、簡素化ペレット法のプロセスを適用して、粉末調整・成型したペレットを焼結する小規模試験を実施した結果、欠け・割れ・有意な Pu スポットの少ない理論密度 95%以上のペレットが製造できることを確認した。また、ホットセル内での遠隔操作で照射試験用の MA 含有 MOX ペレットの製造に成功し、ペレットのホットセル内遠隔製造の見通しを得た。

#### (c) 設計要求への適合可能性

先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造を組み合わせたシステムの設計要求への適合可能性を表-I-15 に示す。安全性については、本システムは既に実用化されている軽水炉燃料サイクルシステムと同じ技術基盤上にあり、新たに導入した U 晶析や抽出クロマトグラフィによる MA 回収を考慮した安全評価においても、既存サイクル施設の設計基準事象を超える影響をもたらす事象は抽出されなかった。したがって、従来の基準類の思想及び工学的安全対策が踏襲できることから、特段の課題はないと考えられる。なお超臨界直接抽出法については、高压流体の使用に起因する閉じ込め、TBP と高温の不溶解残渣が直接接触する系における TBP 錯体の急激な分解反応の回避など、プロセス特有の安全対策を要する工程が存在するが、高压容器の設計・検査・維持方針及び多重防護による閉じ込めの確保などの工学的対策により、設計要求への適合が可能である。

経済性については、湿式システムの特徴としてスケール効果が大きいため、200tHM/y 程度の大規模プラントでは設計要求値 (0.8 円/kWh) を十分に満足し、対象概念の中では最も経済的な燃料サイクルプラント概念を構築できる可能性がある。

資源有効利用性及び環境負荷低減性については、U 及び TRU の回収率 (99%以上) 及び廃棄物発生量に対する設計要求値を満足する可能性が高い。

核拡散抵抗性については、U/Pu/Np を一括で共回収するため、Pu が単独で存在せず、回収燃料の低除染化により難接近性が確保されることから、設計要求を満足する可能性がある。

#### (d) 技術的実現性

先進湿式法再処理及び簡素化ペレット燃料製造に関する研究開発計画をそれぞれ表-I-16 及び表-I-17 に示す。主な技術的課題としては、大容量化を含む晶析機器の開発、MA 回収工程の使用済燃料を用いた実証及び抽出クロマトグラフィ機器開発、簡素化ペレット法による低除染 MA 含有ペレットの製造の実証、遠隔保守・補修とともに量産化も考慮した脱硝転換・成型・焼結の機器開発などが挙げられる。

先進湿式法の基礎となっている従来の湿式再処理は、軽水炉使用済燃料に対して国内外の豊富な操業実績がある。したがって、オフガス系や廃液処理設備などの周辺工程については、既存プラントのシステムを適用することができる。また、簡素化ペレット法の基礎となっているペレット製造技術には、軽水炉燃料に対する国内外の豊富な実績がある。国際的には、仏国が湿式再処理とペレット製造を中心に開発を進めており、国際協力による技術的実現性の向上が期待できる。これらに加え、使用済燃料や Pu を用いた試験により、

基本原理を確認しているため、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット燃料製造の組合せについては、高い確度で技術的実現性を見通すことができる。なお、晶析技術、抽出クロマトグラフィ、原料粉末調整技術、ダイ潤滑成型法などの革新技術が採用できない場合の代替技術については、経済性の低下に加え、実燃料による確認などの必要性はあるものの、基本的には溶媒抽出法や従来型ペレット製造技術などの既存技術が適用可能な見通しである。

なお、先進湿式法再処理のオプションである超臨界直接抽出の課題としては、直接抽出、MA回収などにかかわる基礎的データの充足、高圧機器の開発、粉体化された燃料、FPの取り扱い技術の開発などが挙げられる。

## 2.2.2 金属電解法再処理と射出鑄造法燃料製造の組合せ<sup>55)~59)</sup>

### (a) プロセスシステムの特徴

金属電解法再処理及び射出鑄造法燃料製造の概念図を図-I-17に、プラント仕様を表-I-18に示した。金属電解法は、500℃のLiCl-KCl熔融塩中での電解精製によって燃料物質を回収する乾式再処理法である。使用済金属燃料を陽極とし、Uの回収には鋼製の陰極、Puの回収には液体Cd陰極を用いる。液体Cd陰極には、Puと同時にU、MA及び少量の希土類FPも回収される。陰極回収物から塩とCdを蒸発除去すること（陰極処理）で、金属U及びU-Pu-MA合金のインゴットが得られる。以上の一連の処理は高純度アルゴンガス中で行われる。電解精製槽内の熔融塩中に蓄積するFPの除去は次のようにして行われる。まず電解精製槽から熔融塩の一部を取り出し、これを熔融Cd-Li-K合金と接触させる還元抽出によって、U/Pu/MAを熔融Cd内に分離回収する。FPのみを含むこととなった熔融塩をゼオライトに接触させることで熔融塩からFPを除去する。ゼオライトに吸着されたFPは、ゼオライト及びこれに付着した塩とともに高レベル廃棄物固化体（ガラス結合ソーダライト）に変換される。熔融Cd内に回収したU/Pu/MAは、熔融塩中に移行させた上で電解精製槽に戻す。

本研究では、米国ANLで開発されたフローシートをベースにして、処理速度を向上させて経済性を高めるために、大型電解精製装置や連続陰極処理装置を適用することとした。また、使用済金属燃料の中のボンドNaが電解槽に過剰に入り込み、熔融塩中のアクチニドイオンが還元されることを防止するため、電解精製工程の前に減圧蒸留によるボンドNa除去工程を付加した。さらに、放射性廃棄物として廃棄される塩の量を抑えるために、FPをゼオライトに吸着させた後の塩の大部分を再利用するプロセスとした。また、資源有効利用と環境負荷低減の観点から、陰極処理や射出鑄造で発生するUやTRUの酸化物（ドロス）を塩化物に転換し、電解精製工程へ戻す「ドロス処理工程」を再処理システムに付加して、U及びTRUの回収率の向上を図ることとした。

金属電解法再処理は、酸化物燃料を金属に還元する工程及び合金製品を酸化物に転換する工程を付加すれば酸化物燃料サイクルにも適用可能である。しかし、これらの工程付加のため酸化物燃料に適用される他の概念に比べて割高となること、及び必要な検討の多くは他の振動充填法や金属燃料に適用する金属電解法の検討と共通していることから、2003

年度末のフェーズⅡの中間評価以降は検討対象外とした。

射出鑄造による燃料製造法は、米国 ANL で開発され高速実験炉 EBR-Ⅱ のドライバー燃料製造に用いられた技術である。この方法では、射出鑄造装置内のアルゴンガス中で燃料合金を溶解し、真空引きの後、上端を閉じた石英製のパイプ状の鑄型（モールド）を溶融合金に浸漬する。再び射出鑄造装置内にアルゴンガスを導入すると鑄型内部との差圧によって溶融燃料合金が鑄型内に射出される。冷却後、鑄型を除去してロッド状の燃料合金を得る。

この方法の特徴としては、簡素な工程、装置の小型化、遠隔操作への適合などが挙げられる。本研究では、廃棄物として扱われてきた使用済みの石英製鑄型を上述のガラス結合ソーダライトの原料として利用することとし、放射性廃棄物発生量の低減を図った。

#### (b) 要素技術開発

金属電解法については、U、Pu、MA 及び模擬 FP 元素を用いた電解精製や陰極処理技術に関する小規模試験が、旧原研と電中研との共同研究、電中研と ITU（EU 超ウラン元素研究所）との共同研究などによって進められており、図-I-18 に示すように、Cd 陰極での U-Pu 共析出や希土類 FP との分離性能が確かめられた。また、旧サイクル機構と電中研との共同研究により、MOX 還元-電解精製-陰極処理の小規模試験装置を東海の高レベル放射性物質研究施設（CPF）に設置し、MOX を用いた試験などによりプロセス全体での物質収支に関するデータを得るとともに、高い回収率でアクチニドを回収可能との見通しを得た。さらに、電中研は高速電解精製装置や TRU 還元抽出装置の開発などの工学規模の機器開発を実施し、U や模擬物質を用いた試験によってシステム設計検討における処理速度や分離係数などの設定値の妥当性を確認した。

射出鑄造法については、U-Zr 合金の射出鑄造試験を工学規模（1 バッチ約 20kg）で実施し、燃料スラグの寸法精度など統計データを蓄積した。また、旧原研と電中研との共同研究により「常陽」での照射試験に向けた U-Pu-Zr 合金の射出鑄造試験を進めている。本研究で提案したドロス回収や石英製鑄型の廃棄物固化体原料としての利用などについても、技術的成立性を確認するための小規模試験を進めた。

#### (c) 設計要求への適合可能性

金属電解法再処理と射出鑄造法燃料製造を組み合わせたシステムの設計要求への適合可能性を表-I-15 に示す。安全性については、臨界安全設計において基本的に質量管理としているが、化学形態管理と質量管理を組み合わせた複雑な臨界管理手法を採用している電解精製工程、臨界質量の小さな金属形態の核燃料物質を取り扱う射出鑄造などの工程があることから、工程制御システムの信頼性確保が重要である。これらの工程管理、活性金属の火災や高温融体の漏えい事象など、プロセス特有の安全対策を要する工程についても、適切な安全余裕の設定及びアルゴンセルなどの工学的対策により設計要求への適合が可能である。

安全性については、高温融体や金属などの取り扱いを考慮した適切な設計対応により、



十分な安全性の確保は可能と考えられるが、乾式燃料サイクルの特徴を考慮した指針類の整備、異常時の現象解明・放射性核種の移行率データ取得・臨界管理手法の整備など安全評価手法の開発が課題である。

経済性については、小規模（50tHM/y）及び大規模（200tHM/y）プラントのいずれも、燃料サイクル費の設計要求値（0.8 円/kWh）を満足する可能性がある。ナトリウム冷却炉 8～9GWe 分の使用済金属燃料処理能力に相当する 50tHM/y 程度の小規模プラントでは、他の概念と比べて最も高い経済性が期待できるものの、大規模プラントでは先進湿式法に比べてやや経済性が劣る見込みである。

資源有効利用性及び環境負荷低減性に関連する U 及び TRU の回収率については、U 及び TRU を用いた基礎試験データに基づく評価から、TRU 還元抽出やドロソ回収などに関する今後の技術開発を見込めば、99%以上の回収率を達成できる可能性があると考えられる。高レベル放射性廃棄物固化体発生量（体積）は、単位体積当たりの FP 含量が他の固化体に比べて低いため、設計要求値よりやや多い。ただし、ボンド Na 除去工程での FP 除去率の見直しや使用済塩の洗浄頻度の最適化などのプロセス合理化によって、開発目標を満足できる可能性がある。

金属電解法では、Pu は液体陰極に他の MA や U とともに回収されるため、単独で Pu が存在するプロセスはない。また、乾式法特有の低除染サイクルであることから難接近性は確保されており、核拡散抵抗性に対する設計要求に適合する可能性がある。

#### (d) 技術的実現性

金属電解法再処理及び射出鑄造法に関する研究開発計画をそれぞれ表-I-19 及び表-I-20 に示す。主な技術的課題としては、使用済燃料を用いた再処理主要工程（液体 Cd 陰極による U/TRU 回収など）の確認試験、塩廃棄物固化体の最適化、燃料スラグの均質性確認、遠隔操作性を考慮した機器開発、計量管理手法の検討、システムの特徴を考慮した安全評価手法の開発（指針類の整備、異常時の現象解明・放射性核種の移行率データ取得・臨界管理システムの構築など）などが挙げられる。

米国 ANL-W（現 INL）における工学規模での使用済 U 燃料の金属電解法による処理（U 回収）、射出鑄造法による BBR-II 炉心燃料や照射試験燃料の製造実績に加え、実規模に近い装置による U-Zr 射出試験結果など、フェーズ II の期間内に得られた成果により、主要プロセスの成立性は確認されていると考えられる。

実用化には工学規模での研究開発へのステップアップが不可欠である。しかし、それには国内での開発施設の整備から始める必要があるため、我が国単独では開発に長期を要する見込みであり、開発を効率的に進めるとともに、技術的実現性をより確かにするためには、開発実績のある米国などとの国際協力が重要である。

### 2.2.3 先進湿式法再処理と振動充填法燃料製造（スフェアパック燃料）の組合せ<sup>60)～64)</sup>

#### (a) プロセスシステムの特徴

先進湿式法再処理及び振動充填法燃料製造（スフェアパック燃料）の概念図を図-I-19

に、プラント仕様を表-I-21に示した。先進湿式法再処理については前述の通りであるので、ここでは振動充填法燃料製造について述べる。先進湿式法と適合する振動充填燃料製造では、ゲル化法によって大小2種類の燃料粒子(直径約0.8mm及び約0.08mm)を製造し、これらを重量比3:1で被覆管内に充填する。このような球形の燃料粒子を被覆管に充填した燃料をスフェアパック(sphere pac)燃料と呼ぶ。

この種の燃料については、国内外で開発実績があるが、ここで検討対象としたゲル化法では、Pu富化度調整済みのU/TRU硝酸溶液をアンモニア水中に滴下し、重ウラン酸アンモニウム及び水酸化プルトニウムのゲル球とする。U/TRU硝酸溶液の粘性やゲル化反応を制御するために、ポリビニルアルコール(PVA)及びテトラヒドロフルフリルアルコール(THFA)を添加する。ゲル球を水及びイソプロピルアルコール(IPA)にて洗浄した後、乾燥、焙焼、還元により二酸化物の粒子に転換する。これを還元雰囲気下で焼結させることで燃料粒子を得る。約80%以上のスミア密度を得るには、前述したように、大小2種類の燃料粒子を大粒子3及び小粒子1の重量比で被覆管に充填する。充填の際には、大粒子を充填した後小粒子を浸透させる方法を標準としている。製造工程における微粉末の発生が少ないとともに、燃料粒子を被覆管に充填する簡素な製造工程であるため、遠隔自動化に適合することが期待される。

#### (b) 要素技術開発

球形の燃料粒子製造については、Uや模擬FP元素を添加した粒子製造試験やNp含有MOX燃料粒子の製造試験により、ゲル化技術の成立性を確認した。

粒子充填技術については、大小2種類の粒径の模擬粒子(ガラス及びハフニア)を用いた充填試験、及びオランダの高中性子束炉(HFR)での照射試験に供したNp-MOXスフェアパック燃料製造を実施した。これらにより、図-I-20に示すように、スミア密度80%程度の充填密度が達成可能であること、軸方向密度の偏差が許容できるレベルであることなどを確認した。

#### (c) 設計要求への適合可能性

先進湿式法再処理と振動充填法燃料製造(スフェアパック燃料)を組み合わせたシステムの設計要求への適合可能性を表-I-15に示す。安全性については、スフェアパック燃料製造システムで可燃性の試薬を使用したり、防爆の対処が必要な硝酸アンモニウムを含む廃液が発生するが、湿式法再処理システムで使用する可燃性溶媒の使用と同じ取扱方法で安全性を確保できることから、基本的には基準類について従来の思想及び工学的安全対策を踏襲した設計とすることにより、適合可能な見込みである。

経済性については、簡素化ペレット法を用いる大規模プラント(200tHM/y)に比べて燃料サイクル費が約20%増加する見込みである。これは、大粒子と小粒子を製造する2つの製造ラインが燃料の種別毎に必要であるため、設備全体が大きくなることに起因している。資源有効利用性及び環境負荷低減性に関係するU及びTRUの回収率及び廃棄物発生量は、設計要求値を満足する可能性がある。U/Pu/Npの共回収により、Puが単独で存在するプロ

セスがないこと、低除染化により難接近性が確保できることから、核拡散抵抗性に対する設計要求を満足する可能性がある。

#### (d) 技術的実現性

振動充填燃料製造（スフェアパック）に関する研究開発計画を表-I-22に示す。主な技術的課題は、ゲル化工程で発生する硝酸アンモニウムを含む廃液の低減、充填密度の軸方向分布など燃料ピン品質検査技術の開発、セル内遠隔自動化技術・保守補修技術の開発、経済性向上の観点からのプロセス最適化などが挙げられる。

スフェアパック燃料製造については、MA含有燃料粒子製造試験などによりプロセスの原理的成立性は確認されていると考えられる。ペレット法に比べて技術的知見が少ないが、機器開発やプロセス試験の継続によって課題を解決できる見込みであり、高い確度で実現性を見通すことができる。

### 2.2.4 酸化物電解法再処理と振動充填法燃料製造（バイパック燃料）の組合せ<sup>65)~67)</sup>

#### (a) プロセスシステムの特徴

酸化物電解法再処理及び振動充填法燃料製造（バイパック燃料）の概念図を図-I-21に、プラント仕様を表-I-23に示した。酸化物電解法は、使用済酸化物燃料を塩素ガスによって熔融塩中に溶解し、電気分解などによって $UO_2$  顆粒及びMOX 顆粒を得る乾式再処理法である。

本研究では、ロシアの原子炉科学研究所（RIAR）で開発された基本技術に、 $UO_2$  回収のための同時電解、 $PuO_2$  を単独で回収しないためのMOX 共析、MA 回収工程などを組み込んだプロセスを検討対象としている。同時電解では、使用済酸化物燃料から $UO_2$  を酸塩化物として $NaCl-2CsCl$  熔融塩中に陽極溶解させながら、同時に $UO_2$  を陰極に析出させる。同時電解後、塩素ガスを吹き込むことによって溶け残った燃料（MOX、MA 酸化物、FP）を溶解する。続いて、貴金属FPを電気分解によって陰極に回収する。

MOX 共析工程では、電位制御に加えて、酸素及び塩素を含む混合ガスを熔融塩中に流して両方の分圧を制御することで、 $PuO_2$  の沈殿を防止しつつ、陰極上に所定のPu 富化度のMOX を回収する。

上記の同時電解及びMOX 共析工程により、 $UO_2$  及びMOX の回収を繰り返した後、熔融塩中には多くのアルカリ、アルカリ土類、希土類のFP 及びMA が残る。MA 回収技術としては、電位を制御した電気分解によって陰極上に回収する方法、金属電解法に適用されている液体金属への還元抽出による方法などが考えられる。

MA を除去した熔融塩の中に $Na_3PO_4$  と $Cs_3PO_4$  を添加して、アルカリ土類及び希土類のFP を沈殿（リン酸沈殿）させ除去する。アルカリ金属のFP は、この沈殿反応で生じた余剰塩とともにリン酸塩に転換される。これらのリン酸塩はリン酸ガラスに添加され、固化体として処分される。回収された $UO_2$  及びMOX に付着した塩は、減圧蒸留によって除去する。

酸化物電解法に適合する振動充填燃料製造では、電気分解で回収される理論密度に近い $UO_2$  析出物及びMOX 析出物を粉碎して顆粒状とする。顆粒状の $UO_2$ /MOX 燃料は数種類（6種

類程度)の大きさに分級した後、混合して加振しながら被覆管内に充填する。この燃料は、2.2.3項のスフェアパック燃料に対してバイパック(vipac)燃料と呼ぶ。

酸化物電解法によって得られる燃料顆粒は、多量の酸素を含む熔融塩からUを電解回収するためO/M比は2となる。照射中の燃料被覆管内面の腐食を防止するには、燃料中のO/M比を2未満にする必要があるため、燃料顆粒を混合・充填する際に金属ウラン粒子を酸素ゲッターとして7%程度添加する。

#### (b) 要素技術開発

酸化物電解法再処理プラント及び振動充填法燃料製造(バイパック燃料)の要素技術開発成果(例)を図-I-22に示す。本研究で組み入れたMOX共析、MA回収及びリン酸沈殿について、ロシアRIARで使用済燃料を用いた試験を実施した。国内では同時電解や貴金属FP分離に関するUを用いた試験、及び材料耐食性試験などを実施した。これらの試験の結果、FPの分離性能、アクチニドの回収率、電解時の電位制御などに関するデータを取得することができた。しかし、MOX共析工程においては、電流効率の向上やプロセス制御条件の最適化が必要であることが分かった。また、電気分解によるMA回収を検討してきたが、電極にグラファイトを用いた場合には、MA析出に至る前に熔融塩を構成するアルカリ金属と陰極のグラファイトが反応して膨張することにより陰極が破損するため、MAの析出は難しいことが明らかとなった。

燃料製造プロセスについては、使用済燃料から回収した顆粒状のPuO<sub>2</sub>を用いて、振動充填法でバイパック燃料を製造する試験を行うとともに、その燃料の照射試験を実施し、被覆管内面腐食や燃料-被覆管の機械的相互作用に関して、ペレット燃料と同等の性能が期待できることを確認した。Pu富化度の軸方向のばらつきについては、ロシアにおける高除染MOX燃料製造実績から、制限値(Pu富化度の±5%)以内とできる見通しが得られている。一方、低除染燃料のPu富化度分布測定法については、高放射線下で適用可能な新たな測定法の開発が必要である。

#### (c) 設計要求への適合可能性

酸化物電解法再処理プラント及び振動充填法燃料製造(バイパック燃料)を組み合わせたシステムの設計要求への適合可能性を表-I-15に示す。安全性については、塩素ガスの使用、高温融体の使用、MA回収工程において活性金属を取り扱うことなど、プロセス特有の安全対策を要する工程があるものの、適切な工学的対策により設計要求への適合が可能である。

経済性に関しては、小規模(50tHM/y)プラントで燃料サイクル費の設計要求値(0.8円/kWh)を満足する可能性がある。小規模施設の経済性は、「先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造の組合せ」より優れる可能性があるが、金属電解法と同様にスケール効果によるコストダウン比率が小さいため、大型施設では湿式法に及ばないと考えられる。

環境負荷低減性に関係するMA回収については、金属電解法に用いられる液体金属による還元抽出法の適用が考えられるが、今後の開発が必要であり、回収率を議論できる段階に

ない。廃棄物発生量に関する要求値は満足する可能性がある。

電気分解による  $\text{PuO}_2$  と  $\text{UO}_2$  の共析出 (MOX 共析) により、Pu が単体で存在しないプロセスが実現可能であること、乾式法特有の低除染サイクルにより難接近性の確保が可能なことから、核拡散抵抗性に対する設計要求を満足する可能性がある。

#### (d) 技術的実現性

酸化物電解法再処理及び振動充填燃料製造 (バイパック燃料) に対する研究開発計画を、それぞれ表-I-24 及び表-I-25 に示す。主な技術的課題としては、電流効率の向上やプロセス条件の最適化 (最適化するための因子の同定も必要)、有望な MA 回収法の探索とその開発、熔融塩・酸素・塩素に起因する腐食に対する対策、計量管理手法の検討、燃料ピン中の Pu 均質性確認のための品質検査技術の開発、遠隔操作性を考慮した機器開発、システムの特徴を考慮した安全評価手法の開発 (指針類の整備、異常時の現象解明・放射性核種の移行率データ取得など) などが挙げられる。

ロシア RIAR で開発された「酸化物電解法再処理とバイパック燃料製造の組合せ」の基本プロセスは、照射燃料製造としてのバイパック燃料の製造実績はあるが、酸化物電解法については工学的な実現性にかかわる技術的課題が多い。このため、研究開発の技術的ハードルが高く、研究開発のための施設も不足している。開発のためのインフラ整備から着手する必要があり、実用化の見通しを得るには 30 年程度の長期間を要する見込みである。

### 2.2.5 窒化物燃料サイクル<sup>68), ~69)</sup>

#### (a) プロセスシステムの特徴

図-I-23 に先進湿式法を適用した場合の窒化物燃料サイクルの概念を酸化物燃料の場合と比較して示す。窒化物燃料は硝酸で溶解できる。また、窒化物燃料は電気伝導性があり、熔融塩中で陽極溶解が可能である。したがって、窒化物燃料の再処理については、先進湿式法や金属電解法が適用可能である。先進湿式法再処理と被覆粒子法燃料製造とを組み合わせたプラント仕様を表-I-26 に示した。

窒化物燃料の窒素には、長半減期の放射性核種である  $\text{C-14}$  の生成を抑制するために、通常の大気中での存在率が 0.37% 以下の窒素同位体  $\text{N-15}$  を 99.9% 程度まで濃縮して用いる必要がある。 $\text{N-15}$  の高濃縮は高コストとなるため、再処理において窒化物燃料を溶解する際には、大気からの窒素の混入を防止した雰囲気の下での回収を行う必要がある。硝酸に溶解する湿式法を適用する場合、硝酸基の窒素原子との同位体交換反応が避けられないため、予め  $\text{N-15}$  を回収するための酸化処理を行う必要がある。

先進湿式法や金属電解法による再処理で得られる製品は、アクチニドの硝酸溶液や合金であるが、窒化工程を付加することによって、簡素化ペレット法やゲル化法の燃料製造技術が適用可能である。これらの窒化工程には、再処理で回収した  $\text{N-15}$  を用いることができる。なお、アクチニド窒化物の粉末を取り扱う可能性がある工程は、その発火性を考慮して不活性雰囲気とする必要がある。

2.1.2 項で述べたヘリウムガス冷却炉に用いる被覆粒子燃料の燃料核には、照射中の被

覆層の破損防止のため高い真球度が求められる。このための燃料製造にはゲル化法による MOX 粒子製造が適用可能で、原料硝酸溶液に予め炭素粉末を添加しておき、炭素を含む MOX 粒子を N-15 ガス流下で転換することで窒化物粒子を得ることができる。

粒子燃料の被覆には TiN を検討している。TiN 被覆は  $TiCl_4 + 2H_2 + 0.5N_2 \rightarrow TiN + 4HCl$  の反応を利用して行うことができる。TiN 被覆した粒子燃料を再処理する場合には、予め TiN 被覆の除去を行う必要がある。これには化学式と機械式の 2 通りの方法があり、化学式の一つは、TiN を 300~400℃ でフッ素と反応させて  $TiF_4$  及び  $NF_3$  として揮発分離するもので、脱被覆及び N-15 の回収が容易となる利点がある。

#### (b) 要素技術開発

窒化物燃料に適用可能な先進湿式法、金属電解法、ペレット法及びゲル化法は、酸化物燃料や金属燃料の場合と共通部分が多い。このため、窒化物燃料の燃料サイクルにかかわる技術開発は、N-15 の濃縮や回収などの特有な課題に絞るとともに、ヘリウムガス炉や鉛ビスマス炉の進捗に応じて柔軟に進めることができる。

窒化物燃料の陽極溶解及び陰極処理時の窒化に関する試験については、旧原研で実施され、金属電解法の適用可能性が確認された。N-15 濃縮技術については、経済性の向上が期待できる圧カスイング吸着法 (PSA) に関する試験が産業創造研究所で実施され、分離性能などのデータが得られつつある。

#### (c) 設計要求への適合可能性

安全性については、窒化物燃料の粉末は発火性があるため、酸化物から窒化物へ転換するための炭素熱還元工程から TiN 被覆工程までの窒化物燃料粒子を取り扱う工程を、アルゴンガス雰囲気とするなど、プロセス特有の安全対策を要する工程があるものの、適切な工学的対策により設計要求への適合が可能である。

再処理及び燃料製造技術を窒化物燃料に適用する場合、前処理、N-15 回収、N-15 補填などの窒化物特有の工程を付加する必要がある。このため、経済性に関する設計要求は達成可能と見込まれるものの、適用技術や炉心設計に依存して、酸化物燃料の場合より単位発電量当たりの燃料サイクル費は、数%~数 10% のコスト高となる見込みである。資源有効利用性や環境負荷低減に関連する U 及び TRU の回収率や廃棄物量については、設計要求に概ね適合する可能性がある。

#### (d) 技術的実現性

窒化物燃料サイクルについては、再処理に関連して、TiN 脱被覆技術、使用済燃料の酸化などの前処理方法、再処理製品の窒化、N-15 濃縮技術などの開発、被覆粒子燃料製造においては、TiN 被覆技術、六角ブロック型燃料集合体の製造技術などの開発が技術課題として挙げられる。

窒化物のペレット製造や粒子製造については、旧原研やスイス・ポールシェラー研究所 (PSI) における開発実績があるので、これらの技術開発成果を活用するとともに、国際的

な研究開発動向を把握しておくことが重要である。

## 2.2.6 有望な燃料サイクルシステム概念の抽出

有望な燃料サイクルシステム概念の抽出は、表-I-15 に示した設計要求への適合可能性及び図-I-24 に示す技術的実現性に関する比較評価に基づいて実施した。以下に、表-I-27 の各燃料サイクルシステム候補概念の技術総括結果の要点を述べる。

### (a) 先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造の組合せ

高速増殖炉サイクルでは、リサイクル燃料への FP 混入(低除染)を許容できることから、先進湿式法では従来技術(ピューレックス法)の主要工程の一つである「U 製品及び Pu 製品の精製工程」を削除できる。また、使用済燃料の溶解液中の重金属量の約 8 割を占める U の約 7 割を予め粗取りする晶析技術の導入により、それ以降の工程における処理量を大幅に削減し、設備合理化を可能としている。さらに、再処理システムと燃料製造システムを同一施設内に設置し、U と Pu の硝酸溶液段階での混合による Pu 富化度調整を可能としたことで、従来のペレット製造工程の多くを占める粉末混合工程を削除できる。

一方、再処理については MA 回収工程が付加されること、燃料製造では他の燃料サイクル技術と同様に、低除染の燃料を扱うためホットセルが必要となることなど、コスト増の要因もある。

以上のように経済性に対する効果は一長一短があるが、先進湿式法再処理施設では、低除染化にともなう工程削除や設備合理化の効果が大きく、図-I-25 に示すように、従来技術と比べ建設費を半減できる可能性がある。また、資源有効利用性、環境負荷低減性及び核拡散抵抗性の設計要求に対しても適合する可能性がある。

先進湿式法では、晶析法や MA 回収などの革新的な技術については、小規模試験などにより成立性の見通しを得ているが、今後プロセスシステム及び機器開発が必要である。その他の工程については、東海再処理工場や六ヶ所再処理工場における多くの技術的知見が活用できることから、高い確度で技術的実現性を見通すことができる。また、仏国でも湿式再処理概念を開発の中心としていることから、国際協力により技術的実現性の向上が期待できる。

燃料製造については、低除染化によりホットセル内での製造となるため、遠隔自動の製造・保守・補修を考慮した機器開発が必要である。グローブボックスによる従来のペレット製造においても、ある程度の遠隔自動化は検討されており、簡素化ペレット法の基本的なプロセスも従来法との共通性があるため、高い確度で実現性を見通すことができる。

なお、使用済燃料の溶解と U/Pu の抽出を同時に行う超臨界直接抽出法については、基盤的な研究段階ではあるが、先進湿式法のシステム構成のさらなる簡素化が期待でき、経済性向上及び廃棄物発生量低減の観点から、先進湿式法のより一層の合理化につながる可能性がある。

先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造の組み合わせは、設計要求に対する適合可能性が高く、既存技術の延長線上にあることから技術的実現性も高い。また、国際協力

の可能性もあることから、最も有望な燃料サイクル概念と評価する。

(b) 金属電解法再処理と射出鋳造法燃料製造の組合せ

使用済金属燃料から電解精製の原理によって、U及びTRUを回収する金属電解法再処理、及び回収したU及びTRUを溶融して燃料体に成型する射出鋳造法燃料製造は、他の燃料サイクルシステムに比べて工程が簡素である。表-I-15の設計要求への適合可能性については、特に、小型サイクル施設の経済性において、他のシステムと比べて適合可能性が高くなる見通しである。一方、大型施設の経済性については、バッチ処理方式であることから湿式法ほどのスケール効果は期待できず、「先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造の組合せ」には及ばない見通しである。

金属電解法再処理から発生する放射性廃棄物には、人工鉱物（ゼオライト原料）を用いた高レベル廃棄物固化体を適用するが、この固化体に混合できるFPの量が限られているため、他のサイクルシステム概念と比べて単位発電量当たりの高レベル廃棄物固化体発生量（体積）が大きくなる。

米国での開発実績や国内での技術開発成果などから、主要プロセスの成立性はほぼ確認されていると考えられるため、技術的実現性を見通すことが可能である。課題としては、技術的難度は高くないものの、使用済燃料を用いたプロセス成立性の確認、高レベル廃棄物固化体発生量の削減、遠隔保守・補修性を考慮した機器開発などがある。国内に開発インフラが少ないため、開発には長期を要する見込みであるが、米国などとの国際協力を期待することが可能である。

金属電解法再処理と射出鋳造法燃料製造の組み合わせは、設計要求に適合する可能性があり、特に、小型サイクル施設の経済性が他と比べて優れる可能性がある。技術的実現性については、比較的長期の開発を要する見込みであるが、米国などとの国際協力を期待することが可能であるため有望概念と評価する。

(c) 先進湿式法再処理と振動充填法燃料製造（スフェアパック）燃料製造の組合せ

先進湿式法と適合する振動充填法燃料製造では、高温ガス炉（HTTRなど）の燃料製造で実績のある「ゲル化法」によって、球形の燃料粒子を製造し、それらを被覆管内に充填する。このスフェアパック燃料製造では、従来のペレット法の多くを占める粉末混合工程が不要となり、微粉末の発生がなく、簡素化ペレット法に比べ遠隔保守・補修性に優れるという特長がある。この特長を活かした高い経済性の達成が期待されたが、必要な燃料充填率を達成するために大小2種類の粒子製造ラインを設けることが必須となることから、簡素化ペレット法に比べて経済性が劣る見通しとなった。

課題として、遠隔保守・補修性を考慮した機器開発、燃料充填率の軸方向分布の検査技術の開発などがある。技術的知見は簡素化ペレット法に比べて少ないが、MA含有燃料の製造実績などでプロセスの成立性は確認されており、実現性を見通すことができる。

設計要求に対してはすべてに適合する可能性はあるが、経済性や技術的実現性などの点で、簡素化ペレット製造を超える魅力を見出すことはできない見通しである。そのため、



上述の先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造の組合せ、及び金属電解法再処理と射出鑄造法燃料製造の組合せを上回る概念とはならない。

(d) 酸化物電解法再処理と振動充填法（パイパック）燃料製造の組合せ

使用済酸化物燃料から電気分解の原理によって、 $UO_2$  及び MOX を回収する酸化物電解法再処理、及び回収物を粉砕して得られる燃料顆粒を被覆管内に充填する振動充填法燃料製造は、金属電解法と同様に工程が簡素である。表-1-15 の設計要求への適合可能性については、経済性をはじめとして、すべての設計要求に適合する可能性がある。

しかしながら、MOX 回収や MA 回収などについては原理確認段階にあり、塩素ガスや酸素ガスを使用することに起因する材料腐食への対策、遠隔保守・補修技術の開発、燃料顆粒の品質管理など、多くの技術的課題がある。このため、技術的実現性は他の概念に比べて低い。また、国内開発インフラの整備の必要もあり、開発には長期を要する見込みである。

設計要求に対してはすべてに適合する可能性はあるが、技術的実現性の点で他の燃料サイクルシステム概念を超える魅力は見出せない。このため、上述の先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造の組合せ、及び金属電解法再処理と射出鑄造法燃料製造の組合せを上回る概念とはならない。

(e) 窒化物燃料に適用する燃料サイクル概念

ヘリウムガス冷却炉に適合する「窒化物被覆粒子燃料」については、脱被覆、窒化、被覆など、適切な工程を付加することによって、再処理では先進湿式法、燃料製造では振動充填法の一部である「ゲル化法」が適用可能である。この燃料サイクル概念に関する課題としては、先に述べた被覆材料や集合体の開発のほか、再処理における脱被覆技術や燃料製造における被覆技術などの開発がある。

半減期が長い C-14 の発生を抑えるために、窒化物燃料には天然存在量が少ない N-15 を濃縮して用いる必要がある。そのため、安価な N-15 の濃縮技術の開発や N-15 のリサイクル技術の開発も必要となる。

窒化物被覆粒子燃料に対応する燃料サイクル概念は「先進湿式法と振動充填法の組合せ」と技術的共通点を有するものの、窒化物燃料特有の開発課題がある。このため、窒化物被覆粒子燃料に対応する燃料サイクル概念の技術開発については、燃料集合体概念の確立などヘリウムガス冷却炉の今後の開発状況を踏まえて進めることが効率的と考えられる。

### 2.3 高速増殖炉サイクルシステムの技術総括

高速増殖炉サイクルの有望概念選定にあたっては、高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムに関する個別評価に加えて、これらを組み合わせた高速増殖炉サイクルシステムとして、開発目標への適合可能性、技術的実現性などを総合的に評価することが必要である。

前述の高速増殖炉システムの技術総括から、高速増殖炉システムの有望な概念は以下の通りである。

- ・ナトリウム冷却炉（MOX 燃料）が最も有望な概念であり、金属燃料を採用した場合にはさ

らなる炉心性能向上が見込める。

- ・ヘリウムガス冷却炉（窒化物被覆粒子燃料）は、高温熱源として多様なニーズに対応できる可能性があり有望な概念である。

燃料サイクルシステムについては、以下の2つの再処理法と燃料製造法の組み合わせが有望概念となる。

- ・先進湿式法と簡素化ペレット法の組み合わせが最も有望な概念である。
- ・金属電解法と射出鋳造法の組み合わせは、ナトリウム冷却炉の炉心性能向上が期待できる金属燃料に適合する有望概念である。

高速増殖炉サイクルの評価にあたっては、高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムのそれぞれの評価で有望な概念として選択された結果を踏まえて、高速増殖炉サイクルシステムとして有望な概念の組み合わせを以下のように選定した。

- ・ナトリウム冷却炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の組み合わせ（MOX 燃料）
- ・ナトリウム冷却炉、金属電解法再処理及び射出鋳造法燃料製造の組み合わせ（金属燃料）
- ・ヘリウムガス冷却炉、先進湿式法再処理及び被覆粒子燃料製造の組み合わせ（窒化物燃料）

なお、ヘリウムガス冷却炉の窒化物燃料については、酸化物から窒化物への転換、被覆処理などの適切な工程を付加することで、再処理には先進湿式法を、燃料製造には高温ガス炉（HTTR など）で実績のあるゲル化法粒子燃料製造（振動充填法燃料製造の一部）を適用することとしている。

これらの組み合わせについて、高速増殖炉サイクルの研究開発目標への適合可能性を評価した結果を表-I-28 に示す。また、高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの技術的実現性に対する評価結果も考慮した技術総括を以下に示す。なお、燃料サイクルシステムについては、研究開発目標への適合可能性を評価する観点から、経済性の点で小型プラントに比べて優れる大型プラントを評価対象とした。

### 2.3.1 ナトリウム冷却炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の組み合わせ（MOX 燃料）

経済性、環境負荷低減性などのすべての研究開発目標に高いレベルで適合する可能性がある。また、これまでの国内外で開発されてきた最も実績のある高速増殖炉及び燃料サイクル技術の延長線上にあるため、それらの多くの技術的知見が活用できるとともに、開発課題も明確かつ限定されている。国際的な開発環境として、ナトリウム冷却炉は GIF プロジェクトにおいて代表的な概念候補となっており、今後、国際標準の概念へ発展していく可能性がある。また燃料サイクル技術についても、この分野で高い技術力を有する仏国などとの研究協力を期待することができ、高い確度で技術的実現性を見通すことができる。以上から、総合的に最も優れた概念と判断される。なお、3章 3.1 節に示す多面的評価の結果においても同

様な傾向が確認された。

### 2.3.2 ナトリウム冷却炉、金属電解法再処理及び射出鑄造法燃料製造の組合せ（金属燃料）

すべての研究開発目標に適合する可能性はあるが、発電原価（経済性）や高レベル放射性廃棄物（環境負荷低減性）については、上述の2.3.1項の概念と比較するとやや劣る見込みである。また、技術的実現性を見通すことは可能であるが、燃料サイクルシステムの国内での研究開発インフラの整備が必要なことから、開発に比較的長期を要する見込みである。しかし、米国ではホットラボなどによる研究実績があるので、国際協力による技術的実現性の向上を期待することが可能と考えられる。

一方、金属燃料の採用により高い増殖比にも対応でき、炉心性能の向上が期待できることから、将来のU需要が予想以上に逼迫した場合に柔軟に対応できる能力を有するという点での魅力を有する。これらのことから、技術総括としては2.3.1項の概念の性能を上回るものではないが、その概念を超える魅力を有する概念と判断される。

### 2.3.3 ヘリウムガス冷却炉、先進湿式法再処理及び被覆粒子燃料製造の組合せ（窒化物燃料）

すべての研究開発目標に適合する可能性はあるが、発電原価（経済性）や低レベル放射性廃棄物発生量（環境負荷低減性）、移行に関する天然U累積需要量（資源有効利用性）は、上述の2.3.1項の概念と比較するとやや劣る見込みである。

技術的実現性については概念成立性にかかわる基礎的な課題の解決が必要であるが、GIFプロジェクトでの活動により国際標準の概念に発展していく可能性があり、国際協力により課題を解決できる可能性があると考えられる。さらに、原子炉出口温度が高く、高温熱源として多様なニーズに対応できる可能性があるという点での魅力を有する。これらのことから、総合的な評価では2.3.1項の概念を上回るものではないが、それを越える魅力を有する概念と判断される。

## 3. 多面的評価

### 3.1 多面的評価の目的

多面的評価は、図-I-1に示したように、高速増殖炉サイクルシステムの各候補概念の技術総括を確認し、今後の研究開発の重点化の方針を裏付ける参考データとするために、各候補概念の技術総括と並行して、分析的アプローチにより、開発目標への適合可能性及び技術的実現性に関する目標適合度を定量的に評価することを目的とする。この総合的な目標適合度の数値が大きいほど、将来社会のニーズに対してより適合していることを示している。これらを相互に比較することにより、相対的に優れた候補概念を数値的に定量化して示すことが可能となる。

### 3.2 多面的評価の方法<sup>70)</sup>

高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの設計研究及び要素技術開発の成果に基づき、各々の候補概念を技術的な整合性を考慮して組み合わせ、多面的評価の対象とする20ケースの

高速増殖炉サイクルシステムの候補概念を選定した。

これらの各候補概念について、5つの開発目標（安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性及び核拡散抵抗性）に対する適合度の評価に加えて、技術的実現性も考慮した評価を行った。評価の視点としては、安全性（深層防護を基本とする設計対応により、それぞれのレベルによる判断基準を満足すること）、経済性（発電原価、投資必要額など）、環境負荷低減性（放射性廃棄物発生量、潜在的有害度など）、資源有効利用性（天然U累積需要量、天然U利用効率）、核拡散抵抗性（保障措置制度への適合性、難接近性など）、技術的実現性（開発資金、開発期間など）を考慮した。

ここで、安全性に関する開発目標を満足していることを前提として、安全性を除く残りの4つの開発目標と技術的実現性の5つの視点に対する適合度について以下の手順で評価を実施した。まず、普通の市民、エネルギー全般及び原子力の有識者、電気事業者の3グループを対象に、将来社会においてどの視点が重要視されるかというアンケート調査を行い、それぞれのグループでの5つの視点間の重みを求めた。次に、開発目標を踏まえて評価の視点への適合度を0～1に数値化して定量的な評価を行った。このようにして求めた経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性及び技術的実現性の適合度に、上記のアンケート調査を踏まえた将来社会の価値観に基づく重み付けを行い、各グループから見た場合の総合的な目標適合度を算出した。

### 3.3 多面的評価の結果<sup>71)</sup>

安全性については設計基準事象とこれを超える事象について安全性の確認を行い、各候補概念が安全上の要求を満足し得ることを確認した。残りの4つの開発目標と技術的実現性の5つの視点に対する適合度については、以下のような評価結果を得た。

- ・普通の市民（約2200名）を対象としたインターネットによるアンケート調査により、5つの視点間相互の重要度比較についての回答を取得し、それを用いて普通の市民の場合の重みを求め、各候補概念の総合的な目標適合度の比較を行った。普通の市民は、環境負荷低減性と核拡散抵抗性を重視する傾向が強い。先進湿式法再処理法と簡素化ペレット燃料製造法と組み合わせた場合の炉型毎の総合的な目標適合度の比較（ヘリウム冷却炉のみ被覆粒子燃料製造との組合せ）、及びナトリウム冷却炉と組み合わせた場合の再処理・燃料製造方法毎の総合的な目標適合度の比較を図-I-26に示す。これらの比較より、「ナトリウム冷却炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット燃料製造法の組合せ（MOX燃料）」が最も高い総合的な目標適合度を示している。
- ・電気事業者（35名）及び有識者（5名）を対象とするアンケート調査結果に基づき、それぞれのグループの重みを用いた場合の各候補概念の総合的な目標適合度を求めた結果を図-I-27に示す。普通の市民と比較して、有識者は資源有効利用性、核拡散抵抗性を重視する傾向が強く、電気事業者は資源有効利用性を重視する傾向があるが、いずれの場合も「ナトリウム冷却炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット燃料製造法の組合せ（MOX燃料）」が最も高い総合的な目標適合度を示している。
- ・以上の結果より、将来社会での価値観に基づく重みにはばらつきがあるもののいずれの場

合でも、多面的評価においては「ナトリウム冷却炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット燃料製造法の組合せ（MOX 燃料）」が最も高い総合的な目標適合度を示している。

### 3.4 多面的評価と高速増殖炉サイクルの技術総括との関係

多面的評価は高速増殖炉サイクルの技術総括に対する参考として位置付けられるが、技術総括との関係を踏まえた多面的評価結果に関する考察を以下にまとめる。

- ・「ナトリウム冷却炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット燃料製造法の組合せ（MOX 燃料）」は、多面的評価において、将来社会における価値観の変動に柔軟に対応でき、かつ、高い適合可能性を有する優れた概念であり、総合的な目標適合度が最も高い概念といえる。
- ・「ナトリウム冷却炉、金属電解法再処理及び射出鑄造法燃料製造の組合せ（金属燃料）」は、有識者の重みを用いた場合の総合的な目標適合度は、「ナトリウム冷却炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット燃料製造法の組合せ（MOX 燃料）」とほぼ同等の高い適合度を示した。これは、将来のU需給が予想以上に逼迫した場合に柔軟に対応できる能力を有するとした高速増殖炉サイクルの技術総括と同様な評価結果となっている。今後、高レベル放射性廃棄物の発生量低減の対策が行われ、国内での技術的知見/研究開発のためのインフラの不足が国際協力により充足されれば、やや低い評価となっている環境負荷低減性や技術的実現性の改善が図られ、総合的な目標適合度は高くなる可能性がある。
- ・「ヘリウムガス冷却炉、先進湿式法再処理及び被覆粒子燃料製造の組合せ（窒化物燃料）」については、資源有効利用性の目標適合度がやや低いものの、概ね良好な適合度を示している。技術的実現性については国際協力の活用により、改善が図られる可能性がある。資源有効利用性については、ナトリウム冷却炉と比較し炉心の増殖性能がやや低いが、高温熱源として多様なニーズに対応できる可能性があり、多目的利用という設計要求に対する対応の観点から、目標適合度を補うことができると考えられる。

## 4. 研究開発の重点化の方針

### 4.1 主概念の選択

技術総括の結果から、主概念としては、総合的に最も優れた評価となった概念を選択することとし、「ナトリウム冷却炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の組合せ（MOX 燃料）」を選択する。

### 4.2 補完概念の選択

補完概念としては、将来のニーズなどの不確実性を考慮し、選択肢に多様性を持たせる観点から、主概念を超える魅力を有する概念を選択する。具体的には、MOX 燃料に比べて炉心性能の向上が期待でき、将来のU需要が予想以上に逼迫した場合に柔軟に対応できる能力を有する「ナトリウム冷却炉、金属電解法再処理及び射出鑄造法燃料製造の組合せ（金属燃料）」を選択する。また、高温熱源として多様なニーズに対応できる可能性がある「ヘリウムガス冷却炉、先進湿式法再処理及び被覆粒子燃料製造の組合せ（窒化物燃料）」を選択する。

#### 4.3 研究開発資源の投資配分

今後の研究開発については、限られた研究資源の効率的な活用の観点から、主概念と補完概念の投資配分に差をつけ、主概念に重点的に投資していくものとする。また、補完概念に関しては、技術的実現性などの観点から重要と判断される課題を中心に研究開発を進める。