

## 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究

-フェーズⅡ最終報告書-

Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems

-Phase II Final Report-

次世代原子力システム研究開発部門

日本原子力発電株式会社研究開発室

Advanced Nuclear System Research and Development Directorate

Research and Development Department, The Japan Atomic Power Company

June 2006

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。

本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。

なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp/index.shtml>)  
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター\*では実費による複写頒布を行っ  
ております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2番地4

日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課

電話029-282-6387, Fax 029-282-5920

\* 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2番地4 日本原子力研究開発機構内

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency

Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to

Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,

Japan Atomic Energy Agency

2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan

Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5901

## 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究

### －フェーズⅡ最終報告書－

日本原子力研究開発機構 次世代原子力システム研究開発部門

日本原子力発電株式会社 研究開発室

(2006年4月17日 受理)

日本原子力研究開発機構と電気事業者は、電力中央研究所やメーカ各社の協力を得て、1999年7月から安全性の確保を大前提として、軽水炉サイクル及びその他の基幹電源と比肩する経済性を達成し得る高速増殖炉サイクルの実用化像を構築するとともに、将来の主要なエネルギー供給源とするための技術体系を確立することを目的とした「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」を実施している。

フェーズⅡ研究(2001～2005年度)では、フェーズⅠ研究(1999～2000年度)で抽出した高速増殖炉、再処理法及び燃料製造法の各候補概念について、成立性にかかわる要素試験研究や解析を実施するとともに、それらの成果を踏まえたシステムの設計検討を行い、各概念が有する能力を最大限に引き出すことが可能な高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステム概念を構築した。高速増殖炉サイクルの技術体系整備に向けた2015年頃までの研究開発計画と、それ以降の進め方に関する課題についてとりまとめた。

技術総括の結果から、酸化物燃料を用いた「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合せ概念」は、開発目標への適合可能性が最も高く、これまでの開発実績及び今後の国際協力の可能性から技術的実現性も高く、総合的に最も優れた概念であると考えられる。したがって、高速増殖炉サイクルの実用化に向けた今後の研究開発においては、限られた研究開発資源の効率的な活用の観点から、この組合せを今後重点的に開発していく主概念として選定することが望ましい。主概念については、革新技術の開発で期待通りの成果が得られない場合を想定し、開発目標への適合度はやや低下するが研究開発リスクの小さい代替技術を用意することとする。

---

本報告書は日本原子力研究開発機構と日本原子力発電株式会社との実用化戦略調査研究に関する協力協定により実施した研究成果に関するものである。

日本原子力研究開発機構 次世代原子力システム研究開発部門

大洗研究開発センター(駐在)：〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

日本原子力発電株式会社 研究開発室：〒101-0053 東京都千代田区神田美土代町1番地1

## Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems - Phase II Final Report -

Advanced Nuclear System Research and Development Directorate, Japan Atomic Energy Agency  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

and

Research and Development Department, The Japan Atomic Power Company  
Kanda Mitoshiro-cho, Chiyoda-ku, Tokyo

(April, 2006)

A joint project team of Japan Atomic Energy Agency and the Japan Atomic Power Company (as the representative of the electric utilities) started the feasibility study on commercialized fast reactor cycle systems (F/S) in July 1999 in cooperation with Central Research Institute of Electric Power Industry and vendors. On the major premise of safety assurance, F/S aims to present an appropriate picture of commercialization of fast reactor (FR) cycle system which has economic competitiveness with light water reactor cycle systems and other electricity base load systems, and to establish FR cycle technologies for the future major energy supply.

In the period from Japanese fiscal year (JFY) 1999 to 2000, the phase-I of F/S was carried out to screen out representative FR, reprocessing and fuel fabrication technologies. In the phase-II (JFY 2001-2005), the design study of FR cycle concepts, the development of significant technologies necessary for the feasibility evaluation, and the confirmation of key technical issues were performed to clarify the promising candidate concepts toward the commercialization. In this final phase-II report clarified the most promising concept, the R&D plan until around 2015, and the key issues for the commercialization.

Based on the comprehensive evaluation in F/S, the combination of the sodium-cooled FR with MOX fuel core, the advanced-aqueous reprocessing process and the simplified-pelletizing fuel fabrication process was recommended as the mainline choice for the most promising concept. The concept exceeds in technical advancement, and the conformity to the development targets was higher compared with that of the others. Alternative technologies are prepared to decrease the development risk of innovative technologies in the mainline choice.

Keywords : Commercialized fast reactor cycle systems, FR cycle, Light water reactor cycle systems, FBR, Sodium-cooled FR, Lead bismuth eutectic-cooled FR, Helium gas-cooled FR, Water-cooled FR, Small FR

---

This work has been performed in Japan Atomic Energy Agency as a joint project with the Japan Atomic Power Company under contract of the feasibility study on commercialized FR cycle systems.

## 概 要

### 1. 実用化戦略調査研究の経緯

1997年12月の原子力委員会「高速増殖炉懇談会」の報告などを踏まえ、日本原子力研究開発機構と電気事業者は、これまでに蓄積された実証炉設計に関する知見や、「常陽」、「もんじゅ」の建設・運転経験などの有効活用を図るべく、電力中央研究所、メーカーなどの協力を得て1999年7月から「実用化戦略調査研究」を開始した。本研究の目的は『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を2015年頃に提示する』ことにあり、1999年からのフェーズⅠにおいては、幅広い技術選択肢の評価を行ない、実用化候補概念として有望な複数の概念を抽出した。2001年からのフェーズⅡでは『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の明確化と今後の研究開発計画を立案する』ことを目標に検討を開始した。これまでの進捗状況などを基に、2005年の原子力政策大綱では『フェーズⅡの成果として研究開発の重点化の考え方、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ている。

本研究では、5つの開発目標（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）と、それらを具体化した設計要求を設定し、これに適合するよう高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの概念検討を進めた。

### 2. 有望な候補概念の検討と重点化の方針

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、経済性などを向上させる目的で新材料や革新技術を積極的に採用し、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、新材料や革新技術に対する国際協力の可能性を含めた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術の中には、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術が期待通りに適用できるものとして検討を行った。このため、今後それぞれについての要素試験研究を実施した上で、それらの実現性を見極めていく必要がある。

#### （1）高速増殖炉システムの技術総括

##### ① ナトリウム冷却炉

経済性を向上させるために、ODS（酸化物分散強化型）鋼や高クロム鋼などの新材料の採用や、原子炉容器のコンパクト化、ポンプ組込型中間熱交換器、冷却ループ数の削減（150万kWe級で2ループ構成）などの革新技術を採用するとともに、機器の大出力化を図り、従来概念を大幅にコンパクト化したプラントシステム概念を構築し、プラント物量や建屋容積を大幅に低減した。また、炉心燃料の高燃焼度化（炉心平均で15万MWd/t）による燃料費の低減、連続運転期間の長期化（18ヶ月～26ヶ月）による運転費の低減により、発電コストの目標を達成できる可能性を見出すことができた。資源有効利用性や環境負荷低減性などの設計要求については、酸化物（MOX）燃料で高いレベルの適合可能性を有することが分かった。さらに、安全性・信頼性向上の観点から、

受動的炉停止機能の付加、自然循環による炉心冷却機能の確保、蒸気発生器伝熱管の二重化、配管二重化の徹底などの一層の強化を図った。

一方、ナトリウムが不透明で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。このため、軽水炉での保守・補修性に対する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、実用炉に求められる保守・補修方針を検討した。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。「常陽」の運転・保守実績に加え、「もんじゅ」や実証炉研究における検査装置の開発経験、フェーズⅡで実施した検査機器の試験結果などを考慮すると、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。

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が、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」、実証炉までの開発実績も考慮すると、他の概念に比べて高い確度で技術的実現性を見通すことができる。また、多国間協力として活発に進められている第4世代原子力システム国際フォーラム (GIF) ではナトリウム冷却炉が候補炉型の一つに選定されているが、本研究で進めている設計概念は、その炉型の代表的な概念候補となっている。このため、本研究の設計概念は、国際標準の概念へ発展していく可能性があるうえ、その実現に向けた研究課題を国際的に分担することにより技術的実現性の向上が期待できる。

さらに、ナトリウム冷却炉は金属燃料を利用することで高燃焼度化による経済性の向上に加え、高増殖炉心、低Pu燃料インベントリでの炉心設計が可能となる。例えば、将来の軽水炉と同程度の燃焼度 (5.5万 MWd/t) を維持した条件で、酸化燃料炉心では増殖比 1.20 程度であるところを、金属燃料では 1.26 程度を確保でき、また、酸化燃料炉心よりも約 11%少ない燃料インベントリを実現できる。これらのことから、高速増殖炉の導入が急がれる場合や原子力発電容量の増加など、将来のウラン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。

## ② ヘリウムガス冷却炉

設計要求への適合可能性については、窒化物燃料を用いることで、すべてに適合できる可能性があるが、ナトリウム冷却炉に比べ燃焼度が低く燃料サイクルコストが高くなる。一方、原子炉出口温度を 850℃程度にでき、高温熱源としてナトリウム冷却炉にはない魅力を有する。

技術的実現性については、その概念成立性を左右する重要な技術課題として窒化物被覆粒子燃料開発がある。具体的には、高温耐性を有する粒子燃料用被覆材料やブロック型燃料集合体の開発など、基礎的な研究開発から着手していく必要があり、これに代わりうる代替技術の準備は困難な段階である。その一方で GIF での候補炉型の 1 つに選定され、国際協力の活用によってこれらの基礎的課題をブレークスルーできる可能性がある。

### ③ 鉛ビスマス冷却炉

窒化物燃料を用いることでナトリウム冷却炉と同等の炉心性能を達成し、設計要求へ適合する可能性がある。

技術的実現性については、窒化物燃料の開発に加え、重要な課題として燃料被覆管などの鋼材の腐食問題があり、防食技術や耐食性材料の開発など、概念成立性を左右する基礎的な研究開発が必要であり、これに代わりうる代替技術の準備は困難な段階である。

GIF での候補炉型の 1 つに選定されているものの、現状ではその開発を主導する国が無く、国際協力によって基礎的な課題をブレイクスルーできる可能性は低い。

### ④ 水冷却炉

設計要求への適合可能性のうち資源有効利用の点で、増殖比が低く、炉心燃料インベントリが大きい高速増殖炉への移行に長期を要し、天然ウラン資源の節約の観点から高速増殖炉としての導入効果に乏しい。また、軽水炉の使用済燃料から回収されるマイナーアクチニド (MA) を受け入れ、燃焼させる能力は他の概念と比べて低い。その他の設計要求である安全性、経済性、核拡散抵抗性については適合する可能性がある。

技術的実現性については、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、被覆管材料の開発や炉心損傷時の影響緩和対策の検討が必要である。また、本研究で評価した沸騰水型軽水炉 (BWR) 型高速増殖炉は、GIF での候補炉型に選定されておらず、現状、国際協力は基盤的な研究内容に限定されている。

### ⑤ 高速増殖炉システムの有望概念

高速増殖炉システム候補概念の技術総括結果をもとに有望な概念を抽出した。ナトリウム冷却炉は、設計要求に対する適合可能性と技術的実現性の両者ともに、他炉に比較して優れている。さらに国際標準の概念となり得る可能性があり、国際協力により技術的実現性の向上も期待でき、最も有望な高速増殖炉システム概念である。ヘリウムガス冷却炉は、すべての設計要求に適合する可能性があり、他の炉型と異なり高温の熱源として多様なニーズに対応できる可能性がある。概念成立性に関わる基礎的な課題を有するものの、米仏を始め各国の開発意欲も高く国際協力によりこれを解決できる可能性がある。

その他の概念は、設計要求への適合可能性や技術的実現性の観点から、上述した有望な概念を上回るものとはならない。

## (2) 燃料サイクルシステムの技術総括

### ① 先進湿式法と簡素化ペレット法の組合せ

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大部分 (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、後工程での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、従来法に比べ、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などによって従来技術と比べ建設費が半減するなど、合理化に寄与する部分の効果が大きい。そのため、経済性についての設計要求に対して適合する可能性がある。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。

また、先進湿式法では、新しい技術である晶析法やMA回収などのシステム・機器開発が必要であるが、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を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。ホットセル内での燃料製造となるため、遠隔保守・補修性を考慮した機器の開発が必要であるが、簡素化ペレット法の基本的なプロセスは従来のペレット製造と共通しているため、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ことができる超臨界直接抽出法については、現状では未だ基盤的な研究段階ではあるものの、先進湿式法のシステム構成をさらに簡素化でき、経済性、廃棄物発生量の面で先進湿式法をより合理化できる可能性がある。

## ② 金属電解法と射出鋳造法の組合せ

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、並びに回収した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なものとなっている。これまでの検討の結果、すべての設計要求に適合する可能性が示され、特に、小型サイクル施設の経済性については、他のシステムと比べて適合可能性が高くなる見通しとなった。ただし、大型施設の経済性については、再処理と燃料製造のいずれもバッチ処理方式であることからスケール効果が期待できず、「先進湿式法と簡素化ペレット法の組合せ」には及ばない見通しである。また、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（ゼオライトを原料としたもの）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あたりの高レベル廃棄物固化体（体積）が多くなる。

米国での開発実績などを踏まえれば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、使用済燃料を用いたプロセス成立性確認、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。これらの技術的難度は高くないが、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。このため、開発実績を有する米国などとの国際協力が重要である。

### ③ 先進湿式法と振動充填法の組合せ

先進湿式法と組み合わせる場合の振動充填法燃料製造では、高温ガス炉（HTTR など）用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、これらを被覆管内に充填する。そのため、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るうえ、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。設計要求に対してはすべてに適合する可能性はあるが、簡素化ペレットを上回るものとはならない見通しである。

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により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。

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、燃料製造では本振動充填法の一部である「ゲル化法」が適用可能である。このように、窒化物被覆粒子燃料に対応する燃料サイクルシステムは、「先進湿式法と振動充填法の組合せ」との技術的共通点が多いため、その技術開発には、窒化物燃料集合体の開発など高速増殖炉システム開発の進捗状況を踏まえて、着手することが効率的である。窒化物被覆粒子燃料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。なお、半減期が長いC-14の燃料内部での発生を抑える目的で、窒化物燃料には天然存在量が少ないN-15（0.37%）を濃縮（99.9%目標）して用いる必要がある。そのため、安価なN-15濃縮技術の開発やN-15リサイクル技術の開発も必要となる。

### ④ 酸化物電解法と振動充填法の組合せ

使用済酸化物燃料から電気分解の原理によってUO<sub>2</sub>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。検討の結果、経済性をはじめ、すべての設計要求に適合する可能性が示された。しかしながら、MOX回収やMA回収などについては原理確認の途上にあり、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。

### ⑤ 燃料サイクルシステムの有望概念

燃料サイクルシステム候補概念の技術総括結果をもとに有望な概念を抽出した。酸化物及び窒化物燃料に対応可能な「先進湿式法と簡素化ペレット法の組合せ」は、設計要求に対する適合可能性があり、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である。

炉心の性能向上が期待できる金属燃料に適用される「金属電解法と射出鑄造法の組合せ」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高くなる可能性がある。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。そのため、有望な概念と考えられる。

その他の概念は、設計要求への適合可能性や技術的実現性の観点から、上述した有望な概念を上回るものとはならない。

### (3) 重点化の方針の検討

#### ①高速増殖炉サイクルの評価

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、燃料サイクルシステムの個別評価に加えて、これらを組み合わせた高速増殖炉サイクルとして、開発目標への適合可能性、技術的実現性などを評価することが適切である。

前述の技術総括では、高速増殖炉システムとしては、「ナトリウム冷却炉」を最も有望な概念とし、「ヘリウムガス冷却炉」を有望な概念とした。一方、燃料サイクルシステムでは、「先進湿式法と簡素化ペレット法の組合せ」を最も有望な概念とし、「金属電解法と射出鑄造法の組合せ」を有望な概念とした。

高速増殖炉サイクルとしての評価にあたっては、高速増殖炉システムと燃料サイクルシステムの個別の有望な概念の検討結果を踏まえて、高速増殖炉サイクルシステムとしての有望な概念を構築した。それらの評価結果を以下に示す。

- (a) 「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)  
 経済性(発電原価)などの開発目標に適合する可能性が高く、技術的実現性を見通すことも可能な概念であり、総合的に最も優れた概念と判断される。
- (b) 「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)  
 開発目標への適合可能性や技術的実現性などに関する総合的な評価では(a)を上回るものではないが、金属燃料の採用により炉心性能の向上が期待でき、将来のウラン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いう点で、(a)を超える魅力を有する概念と判断される。
- (c) 「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)  
 開発目標への適合可能性や技術的実現性などに関する総合的な評価では(a)を上回るものではないが、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という点で、(a)を超える魅力を有する概念と判断される。

#### ②重点化の方針

研究開発の重点化については、「主として開発を進めていく概念(主概念)」として、技術総括の結果、総合的に最も優れた概念と評価された上記(a)を選定する。また、「補完的に開発を進めていく選択肢(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定することとし、上記(b)、(c)を選

定する。

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、主概念に重点的に投資していくとともに、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こととする。

### 3. フェーズⅢ以降の研究開発の進め方

#### (1) 2015年頃までの研究開発の展開

フェーズⅡにおいては、有望な実用化候補概念の選定と研究開発の重点化の方針、及び2015年頃までの研究開発計画の策定などを行った。また、重点化概念については、革新技術に対する要素試験研究などにより、基本的な成立性を見通しを得た。

フェーズⅢ以降においては、2015年頃を目途に、『実用化像とそこに至るまでの研究開発計画の提示』を目的に、要素試験結果などに基づく実用施設の成立性にかかわるデータの整備、実用施設の技術仕様の提示などの技術体系整備を行う。ここでは、中間取り纏め時(2-3年毎)及び各フェーズ毎に、研究成果のチェック&レビューを実施しながら効率的に研究開発を進めていく。また、各フェーズ毎に、国際的な開発動向、エネルギー需給状況などの諸情勢を踏まえて、主概念及び補完概念の進め方について検討する。

フェーズⅢにおいては、革新技術の成立性を評価するため要素試験研究を実施するとともに、革新的プラント全体の概念設計研究を実施する。これらに基づき、採用する革新技術を決定し、成立性が懸念されるものについては、より実現性の高い技術(代替技術など)への変更を行う。

フェーズⅣにおいては、採用された革新技術に対する要素試験研究を実施するとともに、フェーズⅢで実施した革新的プラント概念設計の最適化研究を行い、実用化像とそこに至るまでの研究開発計画を提示する。

#### (2) 高速増殖炉システムの研究開発計画

##### ① ナトリウム冷却炉

フェーズⅢ末の2010年頃には、ODS鋼や高クロム鋼などの新材料やポンプ組込型中間熱交換器、コンパクト化原子炉容器、二重伝熱管蒸気発生器などの革新的機器の成立性、ナトリウム中機器や二重伝熱管の検査技術、ISI・維持基準などの保守技術の見通しを判断して、高速増殖炉システムに採用する革新技術を決定し、経済性、保守・補修性に優れた実用炉の概念を構築する。酸化物燃料に対しては、ODS被覆管による燃料ピンとTRU燃料ピンの照射を継続して目標照射量の40-60%まで到達させ、その健全性を確認する。他方金属燃料に対しては、TRU燃料ピンの高温条件(650℃)照射を行い、照射初期の健全性を確認する。

フェーズⅣでは、フェーズⅢで構築した実用炉の概念に基づき、採用した革新技術(保守・補修技術含む)について要素試験により成立性を確認するとともに、その成果を反映して概念設計の最適化を行う。酸化物燃料については、ODS鋼ピン及びTRU燃料ピンの照射を継続して、目標照射量での健全性を確認して実用化に必要な試験データとして整備する。金属燃料については、高燃焼度まで照射健全性を確認するとともに、再臨界回避方策の有効性を試験研究によって確認

する。

GIFプロジェクトのナトリウム冷却炉（SFR）の研究開発では、2010年頃に概念設計を終了し、その後開発すべきSFR概念を選定する予定である。これに向け、本研究で検討を進めているナトリウム冷却炉が国際標準へ発展していけるよう設計研究と要素試験研究とを着実に進めるとともに、同プロジェクトとの一層の連携を図る。

## ② ガス冷却炉

ガス冷却炉は補完概念であることから、概念成立性の鍵となる窒化物被覆粒子燃料について検討する。このため、フェーズⅢでは、GIFなどの国際協力を通じた情報交換を活用して、セラミック材料で構成する革新的な炉心燃料概念の研究を進め、その成果を踏まえて研究開発の進め方について検討する。なお、フェーズⅣ以降の進め方については、フェーズⅢ末に判断する。

## （3）燃料サイクルシステムの研究開発計画

### ① 先進湿式法と簡素化ペレット法の組合せ

フェーズⅢでは晶析法技術やMA回収技術などについて、小規模のホット試験などによって成立性を判断して、採用する革新技術を決定する。また主要工程の遠隔保守・補修性を考慮した実用機器概念を提示する。これらの要素試験研究の成果を踏まえて、実用燃料サイクル概念を構築する。また、先進湿式法のオプション技術である超臨界直接抽出法の成立性を見極め、その採否を判断する。

フェーズⅣでは、革新技術に関するプロセス試験や機器開発など要素試験研究を進めて技術的成立性（遠隔保守・補修性を含む）に関わるデータを整備する。これらの成果により実用燃料サイクル施設の概念設計の最適化研究を行い、2015年頃の技術体系の整備までに、技術仕様を提示する。さらに、技術実証試験施設の概念と試験内容を具体化して、実用化までの研究開発計画を提示する。

### ② 金属電解法と射出鋳造法の組合せ

「金属電解法と射出鋳造法の組合せ」は補完概念であることから、米国などとの協力関係の構築を図りつつ、適切な規模で研究開発を進める。フェーズⅢでは、主要工程の機器概念の構築、小規模ホット試験計画の検討、実用燃料サイクル施設概念の構築などを実施する。また、高レベル廃棄物固化体発生量の削減など設計要求への適合可能性が低い課題については、優先的に研究開発を進める。

フェーズⅣでは、主要工程機器の開発、小規模ホット試験の準備などに取り組み、研究開発目標への適合性を確認して、フェーズⅣ末に主概念との比較評価を行う計画としている。ただし、フェーズⅣ以降の研究開発の進め方については、米国などとの協力関係の構築を含む国内外の状況を考慮して、フェーズⅢ末までに再検討する。

## （4）高速増殖炉サイクルへの移行に関する検討

高速増殖炉の商業ベースでの導入が想定される2050年頃以降における軽水炉から高速増殖炉への円滑な移行を確認するため、燃料供給の観点からUやPuの物質収支に関する諸量解析を行い、

必要再処理量や使用済燃料蓄積量などを算出した。また、移行を合理的に行うための方策を検討するため、高速増殖炉再処理技術の軽水炉再処理への適用性を検討するとともに今後の課題を抽出した。

諸量解析では、原子力発電設備容量は2030年以降58GWe一定、高速増殖炉を2050年から本格導入とした場合、ほぼ60年で軽水炉から高速増殖炉に移行できること、移行にあたっては高速増殖炉へのPu (TRU燃料) 供給のため、高速増殖炉燃料の再処理に加えて軽水炉再処理が必要であること、などの結果を得た。この軽水炉燃料の再処理においては、軽水炉再処理の合理化が期待できる高速増殖炉燃料用の再処理技術(先進湿式法)を適用することが効果的である。

高速増殖炉燃料用の再処理技術の研究開発を進めることで、軽水炉再処理に関しても基本的に対応が可能であるため、当面、(3)で述べた研究開発計画を見直す必要はないが、六ヶ所再処理工場に続く再処理工場についての検討が2010年頃から開始される予定であるため、それまでに高速増殖炉サイクル技術の軽水炉再処理への適用性などについてより具体的に検討することが有効と考えられる。

#### 4. 2015年頃以降の進め方に関する課題

2015年頃までに技術体系の整備を計画通り行うことが、2050年頃の高速増殖炉の本格導入につながるものの見通しを得るために、2015年頃以降の研究開発の進め方についてケーススタディを実施した。あわせて2015年頃以降の研究開発に関する課題の抽出を行った。

##### (1) 2015年頃以降の高速増殖炉サイクルの段階的研究開発

高速増殖炉サイクルの商業ベースでの本格導入にむけて、多くの革新技术を含んだ中・大型の商用施設の建設・運転に直ちに進むことはリスクが大きく困難なため、施設・機器の規模を段階的にスケールアップさせ、開発目標への適合性や革新技术の実現性・信頼性を検証していく必要がある。このため全体の開発ステップとしては、2015年頃までの高速増殖炉サイクルの技術体系整備を行う第1段階、技術実証試験施設を用いて高速増殖炉サイクル技術の実証を行うことにより実用化を見通す第2段階、商業ベースでの本格導入を目指して実用化推進施設を用いて経済性、信頼性を確認するとともに運転経験を蓄積する第3段階とすることが考えられる。

##### (2) 2015年頃以降の課題

国は、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年頃から検討を行うとしているため、今後、下記の事項について、より具体化を図るための検討が必要である。このうち第2段階の進め方については、これが議論されると予想される原子力政策大綱の次期見直しまでに検討を行っていく必要があると考えられる。

- i) 各ステップにおける研究開発(高速増殖炉システム、燃料サイクルシステム)のあり方  
第2段階(革新技术実証)及び第3段階(実用化推進)における研究開発の内容、実施時期、規模、必要資金、国際的な開発分担など。
- ii) 実証段階以降の開発の役割分担、技術維持

第2段階、第3段階における官民役割分担（文部科学省、経済産業省、民間）及び技術維持などを考慮した開発体制。

## 本報告書の構成

政府は、原子力委員会の「原子力政策大綱」（2005年10月11日原子力委員会決定）を原子力政策に関する基本方針として尊重し、原子力の研究、開発及び利用を推進することを2005年10月に閣議決定した。

本報告書は、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」に続き、原子力政策大綱において実用化戦略調査研究フェーズⅡ（2001～2005年度）の成果として示すべきとされた「研究開発の重点化の考え方」（第Ⅰ部）及び「2015年頃までの研究開発計画とそれ以降の課題」（第Ⅱ部）により構成する。

第Ⅰ部では、高速増殖炉システム及び燃料サイクル（再処理と燃料製造）システムの主としてフェーズⅡの5年間の研究開発成果を総括し、それらを踏まえた研究開発の重点化の方針を示す。第Ⅱ部ではその重点化方針に基づき、高速増殖炉サイクルの実用化に向けた今後の研究開発計画について、多国間協力の一つである第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF）プロジェクトなどとの連携も考慮し、技術体系整備に向けた2015年頃までの研究開発計画とそれ以降の進め方に関する課題を示す。

目 次

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
1. 実用化戦略調査研究の意義と展開	1
1.1 実用化戦略調査研究の経緯	1
1.2 高速増殖炉サイクル導入の必要性	1
1.3 実用化戦略調査研究の目的	2
1.4 実用化戦略調査研究の展開	3
2. 実用化戦略調査研究における協力体制及び国際協力	4
2.1 研究協力体制	4
2.2 国際協力の活用	4
2.3 実用化戦略調査研究の費用推移	5
3. 実用化戦略調査研究の実施方針	5
3.1 開発目標	5
3.2 設計要求への展開	5
3.2.1 高速増殖炉システム	5
3.2.2 燃料サイクルシステム	7
3.3 高速増殖炉サイクルシステムの整合性	7
3.4 フェーズⅡの検討対象	8
第Ⅰ部 研究開発の重点化の考え方	10
1. 研究開発の重点化に向けたフェーズⅡの進め方	10
1.1 設計研究と要素技術開発	10
1.2 研究開発の重点化にかかわる評価及び判断	10
1.2.1 主概念及び補完概念の位置付け	10
1.2.2 評価及び判断の手順	10
2. 候補概念のシステムの特徴と技術総括	12
2.1 高速増殖炉システム	12
2.1.1 ナトリウム冷却炉	12
2.1.2 ヘリウムガス冷却炉	16
2.1.3 鉛ビスマス冷却炉	19
2.1.4 水冷却炉	21
2.1.5 有望な高速増殖炉システム概念の抽出	23
2.1.6 小型炉	25
2.2 燃料サイクルシステム	26
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	27

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	31
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	33
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	35
2.2.5	窒化物燃料サイクル	37
2.2.6	有望な燃料サイクルシステム概念の抽出	39
2.3	高速増殖炉サイクルシステムの技術総括	41
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合せ （MOX燃料）	42
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）	43
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）	43
3.	多面的評価	43
3.1	多面的評価の目的	43
3.2	多面的評価の方法	43
3.3	多面的評価の結果	44
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	45
4.	研究開発の重点化の方針	45
4.1	主概念の選択	45
4.2	補完概念の選択	45
4.3	研究開発資源の投資配分	46
第Ⅱ部 2015年頃までの研究開発計画とそれ以降の課題		47
1.	高速増殖炉サイクルに関する研究開発の進め方	47
1.1	高速増殖炉サイクルの実用化に向けた研究開発の基本方針	47
1.2	高速増殖炉サイクル技術の段階的研究開発	47
1.3	開発目標及び設計要求の見直し	48
2.	技術体系の整備に向けた2015年頃までの研究開発計画	48
2.1	高速増殖炉サイクルの技術体系整備	49
2.2	研究開発体制	49
2.2.1	国内推進体制	49
2.2.2	国際協力の考え方	50
2.3	高速増殖炉システム	50
2.3.1	主概念	50
2.3.2	補完概念の技術課題及び研究開発計画	55
2.3.3	期待する成果	55
2.4	燃料サイクルシステム	56

2.4.1	主概念	56
2.4.2	補完概念の技術課題及び研究開発計画	58
2.4.3	期待する成果	58
2.5	高速増殖炉サイクルへの移行に関する検討	59
2.5.1	高速増殖炉への移行時期の燃料サイクル	59
2.5.2	先進湿式法再処理の軽水炉再処理への適用	61
2.6	2015年頃までの研究開発の留意事項	63
3.	2015年頃以降の進め方に関する課題	63
3.1	2015年頃以降の高速増殖炉サイクルの段階的研究開発	63
3.1.1	実用化を見通せる規模で革新技術を実証する段階（第2段階）	64
3.1.2	実用規模で開発目標の達成確認を行う実用化推進段階（第3段階）	64
3.1.3	研究開発方策	64
3.2	研究開発課題の整理	66
	謝辞	68
	参考文献	69
	付録 用語解説	171

Contents

Introduction	Overview of feasibility study on commercialized fast reactor cycle system	1
1.	Significance and perspective of the feasibility study	1
1.1	Background of the feasibility study	1
1.2	Necessity of fast reactor cycle introduction	1
1.3	Objectives of the feasibility study	2
1.4	Perspective of the feasibility study	3
2.	R&D organization and international collaboration	4
2.1	Organization of the feasibility study	4
2.2	International collaboration	4
2.3	R&D investment	5
3.	Strategy of the feasibility study	5
3.1	Development targets	5
3.2	Design requirements	5
3.2.1	Fast reactor system	5
3.2.2	Fuel cycle system	7
3.3	Harmonization of fast reactor cycle system	7
3.4	Candidate concepts in the phase II study	8
Chapter I	Clarification of the promising concepts	10
1.	Procedure of the phase II study	10
1.1	Design study and development of key technologies	10
1.2	Evaluation of the promising concepts	10
1.2.1	Definition of the most promising concept and the alternative concept	10
1.2.2	Evaluation and selection process	10
2.	Features of candidate concepts and technical evaluation	12
2.1	Fast reactor system	12
2.1.1	Sodium-cooled fast reactor	12
2.1.2	Helium gas-cooled fast reactor	16
2.1.3	Lead bismuth eutectic-cooled fast reactor	19
2.1.4	Water-cooled fast reactor	21
2.1.5	Selection of the promising fast reactor system concept	23
2.1.6	Small fast reactor	25
2.2	Fuel cycle system	26
2.2.1	Combination of the advanced-aqueous reprocessing process and the simplified-pelletizing	

fuel fabrication process	27
2.2.2 Combination of the metal electro-refining reprocessing process and the injection casting fuel fabrication process	31
2.2.3 Combination of the advanced-aqueous reprocessing process and the sphere packing fuel fabrication process	33
2.2.4 Combination of the oxide electro-winning reprocessing process and the vibro packing fuel fabrication process	35
2.2.5 Nitride fuel cycle	37
2.2.6 Selection of the promising fuel cycle system concept	39
2.3 Technical evaluation of fast reactor cycle system	41
2.3.1 Combination of the sodium-cooled FR , the advanced-aqueous reprocessing process and the simplified-pelletizing fuel fabrication process ( MOX fuel )	42
2.3.2 Combination of the sodium-cooled FR , the metal electro-refining reprocessing process and the injection casting fuel fabrication process ( metal fuel )	43
2.3.3 Combination of the helium gas-cooled FR , the advanced-aqueous reprocessing process and the coated particle fuel fabrication process ( nitride fuel )	43
3. Multidimensional evaluation	43
3.1 Objectives of multidimensional evaluation	43
3.2 Multidimensional evaluation method	43
3.3 Results of multidimensional evaluation	44
3.4 Relation between multidimensional evaluation and technical evaluation	45
4. Course for research and development	45
4.1 Selection of the most promising concept	45
4.2 Selection of the alternative concept	45
4.3 Allocation of research and development investment	46
 Chapter II R&D plan until around 2015 and key issues toward commercialization	 47
1. Research and development approach of fast reactor cycle system	47
1.1 Principle of research and development for the commercialization fast reactor cycle system	47
1.2 Step-by-step development of fast reactor cycle technologies	47
1.3 Review of development targets and design requirements	48
2. Research and development plan until around 2015	48
2.1 Establishment of fast reactor cycle technologies	49
2.2 Organization of research and development	49
2.2.1 Domestic organization	49
2.2.2 Strategy for international collaboration	50
2.3 Fast reactor system	50

2. 3. 1 R&D plan of the most promising concept	50
2. 3. 2 Technical issues and R&D plan of the alternative concept	55
2. 3. 3 Expected outcome	55
2. 4 Fuel cycle system	56
2. 4. 1 R&D plan of the most promising concept	56
2. 4. 2 Technical issues and R&D plan of the alternative concept	58
2. 4. 3 Expected outcome	58
2. 5 Transfer from LWR cycle system to fast reactor cycle system	59
2. 5. 1 Fuel cycle technologies in transition period to fast reactor cycle system	59
2. 5. 2 Application of the advanced-aqueous reprocessing process to LWR fuel reprocessing	61
2. 6 Key issues regarding research and development until around 2015	63
3. Key issues regarding research and development after around 2015	63
3. 1 Step-by-step development of fast reactor cycle system after around 2015	63
3. 1. 1 Demonstration stage of innovative technologies (2 <sup>nd</sup> stage)	64
3. 1. 2 First deployment stage (3 <sup>rd</sup> stage)	64
3. 1. 3 Research and development approaches during 2 <sup>nd</sup> and 3 <sup>rd</sup> stage	64
3. 2 Confirmation of key issues	66
Acknowledgment	68
References	69
Appendix Glossary	171

表リスト

表-序-1	実用化戦略調査研究にかかわるサイクル機構予算の推移	75
表-序-2	実用化戦略調査研究フェーズⅡの開発目標	75
表-序-3	高速増殖炉サイクルの設計要求	76
表-序-4	フェーズⅡで主たる検討対象とした再処理技術 ー燃料製造技術の組合せに対応する高速増殖炉システムと燃料形態ー	77
表-I-1	ナトリウム冷却炉の仕様比較	78
表-I-2	各高速増殖炉システムの設計要求への適合可能性	79
表-I-3	金属燃料の利用によるナトリウム冷却炉の炉心性能の向上	80
表-I-4	ナトリウム冷却高速増殖炉の研究開発計画	81
表-I-5	ガス冷却炉の仕様比較	82
表-I-6	ヘリウムガス冷却高速増殖炉の研究開発計画	83
表-I-7	鉛ビスマス冷却炉の仕様比較	84
表-I-8	鉛ビスマス冷却高速増殖炉の研究開発計画	85
表-I-9	水冷却炉（BWR型）の仕様比較	86
表-I-10	水冷却高速増殖炉（BWR型）の研究開発計画	87
表-I-11	高速増殖炉システム候補概念の技術総括結果	88
表-I-12	小型炉概念の基本仕様	89
表-I-13	先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造の一体型プラントの仕様	90
表-I-14	超臨界直接抽出法再処理の仕様	91
表-I-15	各燃料サイクルシステムの設計要求への適合可能性	92
表-I-16	先進湿式法再処理システムの研究開発計画	93
表-I-17	簡素化ペレット法燃料製造システムの研究開発計画	94
表-I-18	金属電解法再処理と射出鑄造法燃料製造の一体型プラントの仕様	95
表-I-19	金属電解法再処理システムの研究開発計画	96
表-I-20	射出鑄造法燃料製造システムの研究開発計画	97
表-I-21	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）の 一体型プラントの仕様	98
表-I-22	振動充填法燃料製造（スフェアパック燃料）システムの研究開発計画	99
表-I-23	酸化物電解法再処理と振動充填法燃料製造（バイパック）の 一体型プラントの仕様	100
表-I-24	酸化物電解法再処理システムの研究開発計画	101
表-I-25	振動充填法燃料製造（バイパック燃料）システムの研究開発計画	102
表-I-26	先進湿式法再処理と被覆粒子法燃料製造の一体型プラントの仕様	103
表-I-27	燃料サイクルシステム候補概念の技術総括結果	104
表-I-28	高速増殖炉サイクルの技術総括結果	105

表-II-1	開発目標の見直し	106
表-II-2	設計要求の見直し	107
表-II-3	高速増殖炉システム主概念の技術課題	108
表-II-4	高速増殖炉システム主概念の研究開発計画（ナトリウム冷却炉）	109
表-II-5	高速増殖炉システム主概念の研究開発計画（MOX 燃料）	110
表-II-6	高速増殖炉システム補完概念の技術課題及び研究開発計画	111
表-II-7	燃料サイクルシステム主概念の技術課題	112
表-II-8	燃料サイクルシステム主概念の研究開発計画	113
表-II-9	燃料サイクルシステム補完概念の技術課題及び研究開発計画	114
表-II-10	高速増殖炉導入の諸量解析における主な想定条件	115
表-II-11	軽水炉使用済燃料と高速増殖炉使用済燃料の組成比較	116
表-II-12	原子炉プラントを建設・運転する方策	117
表-II-13	大型試験施設（コールド施設）による方策	118
表-II-14	「もんじゅ」を大幅に改造する方策	119
表-II-15	革新技术実証の方策	120

図リスト

図-序-1	実用化戦略調査研究の経緯	121
図-序-2	世界及び日本における天然ウラン累積需要量の予測	122
図-序-3	高レベル放射性廃棄物量の削減と放射能による潜在的影響の低減	123
図-序-4	実用化戦略調査研究の展開	124
図-序-5	実用化戦略調査研究における協力体制	125
図-序-6	高速増殖炉サイクルの開発を進める国との協力の現状	126
図-序-7	高速増殖炉の特長を活かした燃料サイクル	127
図-序-8	高速増殖炉システムのフェーズⅠ（1999～2000年度）の成果	128
図-序-9	燃料サイクルシステムのフェーズⅠ（1999～2000年度）の成果	129
図-I-1	フェーズⅡにおける検討の流れ	130
図-I-2	ナトリウム冷却高速増殖炉概念	131
図-I-3	ナトリウム冷却大型炉の「資源重視型」酸化物燃料炉心の炉心配置	132
図-I-4	ナトリウム冷却高速増殖炉の要素技術開発成果（例）	133
図-I-5	ガス冷却高速増殖炉の検討の流れ	134
図-I-6	被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却高速増殖炉概念	135
図-I-7	被覆粒子燃料の要素技術開発成果（例）	136
図-I-8	鉛ビスマス冷却高速増殖炉の検討の流れと要素技術開発成果（例）	137
図-I-9	鉛ビスマス冷却高速増殖炉概念	138
図-I-10	水冷却高速増殖炉（BWR型）概念	139
図-I-11	水冷却高速増殖炉（BWR型）の要素技術開発成果（例）	140
図-I-12	各高速増殖炉システムの技術的実現性	141
図-I-13	遠隔地立地向け小型炉系統概念図	142
図-I-14	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概念	143
図-I-15	超臨界直接抽出法を用いた先進湿式法再処理の概念	144
図-I-16	先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の要素技術開発成果（例）	145
図-I-17	金属電解法再処理及び射出鑄造法燃料製造の組合せ概念	146
図-I-18	金属電解法再処理及び射出鑄造法燃料製造の要素技術開発成果（例）	147
図-I-19	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 組合せ概念	148
図-I-20	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 要素技術開発成果（例）	149
図-I-21	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 組合せ概念	150
図-I-22	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 要素技術開発成果（例）	151

図-I-23	窒化物燃料サイクル概念（先進湿式再処理と被覆粒子燃料製造の場合）	152
図-I-24	各燃料サイクルシステムの技術的実現性	153
図-I-25	従来型湿式法と先進湿式法の建設費の比較	154
図-I-26	総合的な目標達成度の炉型別及び燃料サイクル別比較	155
図-I-27	社会的属性による重みとそれを考慮した総合的な目標適合度の比較	156
図-II-1	高速増殖炉サイクル技術の段階的研究開発	157
図-II-2	高速増殖炉サイクルの技術体系整備	158
図-II-3	軽水炉の廃止措置設備容量の推移	159
図-II-4	高速増殖炉導入シナリオの原子力発電構成及び使用済燃料の再処理量	160
図-II-5	高速増殖炉導入シナリオの天然ウランの年間需要量及び累積需要量	161
図-II-6	高速増殖炉導入シナリオの使用済燃料貯蔵量と使用済燃料中の MA 蓄積量	162
図-II-7	高速増殖炉燃料の組成（炉心）	163
図-II-8	高速増殖炉燃料の組成（炉心燃料とブランケット燃料全体の平均）	163
図-II-9	軽水炉燃料の組成（PWR）	164
図-II-10	軽水炉プルサーマル燃料の組成（PWR）	164
図-II-11	従来の再処理法と比較した先進湿式再処理法の特徴	165
図-II-12	従来型 PUREX 法から精製工程を排除した軽水炉再処理と先進湿式法を適用した 軽水炉再処理の比較	166
図-II-13	先進湿式法再処理を適用した将来の再処理施設	167
図-II-14	2050 年頃までの開発ステップイメージ	168
図-II-15	再処理の技術実証試験施設のイメージ	169
図-II-16	実用化推進サイクル施設のイメージ	170

執筆者リスト

日本原子力研究開発機構

家田芳明	内川貞夫	大久保努	小野清
加藤篤志	栗坂健一	阪本善彦	佐藤和二郎
佐藤浩司	近澤佳隆	中井良大	中林弘樹
中村博文	滑川卓志	丹羽元	野村和則
林秀行	早船浩樹	平尾和則	水野朋保
村松壽晴			

日本原子力発電株式会社

安藤将人	大野勝巳	尾形孝成	久保重信
小竹庄司	佐賀山豊	高熊克行	田中俊彦
難波隆司	藤井澄夫	村松一嘉	

This is a blank page.

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、① 1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ノイド（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や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るよう、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化するとともに、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 $10^{-6}$ /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、軽水炉及びプルス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迫り、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%以下の移行率を迫り、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術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、この多面的な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し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術を積極的に採用し、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、新材料や革新技術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術の中には、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術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術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、従来の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-I-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术開発<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、その技術的成立性を見通しを得た。

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。系統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、熔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った。

酸化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術については、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。革新技術のうち、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 件の革新技術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 kW) 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、炉心損傷時の溶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°C、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（ $\sim 100 \mu\text{m}$  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、 $30 \mu\text{m}$  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系統の加圧が必要であり、冷却材境界の破損に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、 $10^{-6}/\text{炉}\cdot\text{年}$ 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、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） $\sim$ 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った。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°C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°C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°C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酸化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酸化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术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术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、酸化物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ー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、受動的な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。タンク型及びループ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℃程度的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、高性能機械式切断治具を用いた解体・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プ管を解体し、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、硝酸ウラニル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ビ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こと、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、高压機器の開発、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鋳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鋳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、陰極処理や射出鋳造で発生する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）を熔融合金に浸漬する。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熔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 還元抽出やドロス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鋳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）、射出鋳造法による EBR-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析出物を粉砕して顆粒状とする。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 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 N-15 を 99.9% 程度まで濃縮して用いる必要がある。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 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 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  $\text{TiCl}_4 + 2\text{H}_2 + 0.5\text{N}_2 \rightarrow \text{TiN} + 4\text{HCl}$  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  $\text{TiF}_4$  及び  $\text{NF}_3$  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を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（バイパック）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-I-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。
- ・金属電解法と射出鑄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鑄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、それをを超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、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。

## 第Ⅱ部 2015年頃までの研究開発計画とそれ以降の課題

### 1. 高速増殖炉サイクルに関する研究開発の進め方

#### 1.1 高速増殖炉サイクルの実用化に向けた研究開発の基本方針

高速増殖炉サイクルは、CO<sub>2</sub>削減による地球温暖化防止に加え、高速増殖炉の特長を活かした放射性廃棄物低減（MAの燃焼など）による環境への適合を図りながら、UやPuなどの核燃料をリサイクルして原子力エネルギーの長期に亘る持続的な利用を可能とする。したがって、高速増殖炉サイクルは我が国のエネルギー自給率を確保する将来の基幹電源として最も有望な技術であり、その実用化はエネルギーセキュリティ上重要である。高速増殖炉サイクルの研究開発は、2050年頃からの商業ベースでの本格導入に必要なリードタイムを考慮し、今後のエネルギー需給に関する国際的な動向に柔軟に対応しつつ、安全かつ安定にエネルギー供給できる技術の確立を目指して、以下の基本方針に基づいて進めることとする。

##### [研究開発の基本方針]

- ・安全性の確保を前提として、経済性及び信頼性の高い核燃料物質の供給及びリサイクルの姿を実証するため、高速増殖炉、再処理及び燃料製造の研究開発は密接な連携の下に一体的に推進する。
- ・高速増殖炉サイクルの導入については、その時期の核燃料サイクルの状況（種々の使用済燃料の蓄積、次世代の軽水炉再処理、核燃料物質の需給バランスなど）を考慮して、軽水炉サイクルから高速増殖炉サイクルへの柔軟かつ合理的な移行を目指す。
- ・研究資源の有効活用を図る観点から、資金の適切な重点配分、定期的なチェック&レビューなど、効率的な研究開発計画を策定する。
- ・GIFや二国間協力などの国際協力を最大限に活用し、我が国で研究開発を進めていく概念を国際標準にすることを旨とする。

#### 1.2 高速増殖炉サイクル技術の段階的研究開発

原子力エネルギーの利用においては、科学技術として高い安全性及び信頼性が求められる。その研究開発についても同様に、実績をベースとして可能な限りリスクを低減し、着実なステップアップを図ることが重要である。一方、商用の高速増殖炉及び燃料サイクル施設については、経済性向上のために、革新技術を導入した上でスケール効果を活かすことが不可欠である。

上記の状況を踏まえ、研究開発リスクの低減を図りつつ、高速増殖炉サイクルの商業ベースでの本格導入に向けて、多くの革新技術を含む中・大型の商用施設の建設・運転を実現していくには、施設規模や機器の段階的なスケールアップを図り、開発目標への適合性や革新技術の実現性・信頼性を着実に検証していく必要がある。軽水炉の開発実績を事例にすると、このスケールアップ比は2倍程度であり、新たな革新技術の導入も必要であるため、出力28万kWeの「もんじゅ」までの技術で、商用の中・大型炉（75～150万kWe規模）を設計・建設することは困難と考えられる。一方、燃料サイクル施設については、臨界制限によりプロセス機器の

形状や規模には制約があるが、化学プラントにおける実績をみると、10 倍程度のスケールアップ比は可能である。したがって、段階的なステップアップ手順を踏めば、処理規模については高速増殖炉への燃料供給量に合わせて柔軟に設定することが可能である。

これらのことから、実用化に向けた高速増殖炉サイクルの研究開発は、その進捗に応じて図-Ⅱ-1 に示す 3 つの段階（第 1 段階：技術体系整備、第 2 段階：革新技術実証、及び第 3 段階：実用化推進）を踏んで、徐々にステップアップを図りながら進めることが適切と考えられる。

第 1 段階（技術体系整備）は、2015 年頃までの高速増殖炉サイクルの技術体系整備の段階であり、要素技術規模で革新技術に関する研究開発の実施により、実用施設の成立性にかかわるデータを整備する。また、その研究開発成果を反映した設計研究を実施し、実用施設の概念及び技術仕様を提示する。さらに、第 2 段階の実証試験施設の設計研究を実施することにより、実用化に至るまでの研究開発計画とその具体的な試験内容を提示する。

第 2 段階（革新技術実証）は、実用化を見通すための高速増殖炉サイクル技術の実証段階であり、第 1 段階で体系化した革新技術を対象として、実用化を見通せる規模での実証試験施設を用いた試験・運転により、同技術の成立性を実証して、開発目標達成の見通しを取得する。また、実証試験の成果を反映した実用施設の設計概念を提示する。

第 3 段階（実用化推進）は、商業ベースでの本格導入を目指して実用化を推進する段階であり、実用規模の施設の建設・運転を通して、高速増殖炉サイクルの経済性、信頼性などの開発目標の達成を確認する。

以上の段階的な研究開発においては、各段階の成果を評価し、所定の技術レベルに達していることを確認した上で次の段階へ進むこととする。また、各段階の適切な時期に中間評価を行い、研究開発の進捗状況と方向性の確認を行う。高速増殖炉サイクルは、高速増殖炉、再処理及び燃料製造の研究開発を一体的に進めることにより、核燃料のリサイクルによる持続的なエネルギー供給と地球環境保持の機能が実現するシステムである。このため、実用化を推進する第 3 段階までには、各技術の達成レベルの整合性を確保する必要がある。

### 1.3 開発目標及び設計要求の見直し

今後の研究開発計画を策定するに当たり、フェーズⅡまでの成果を踏まえて開発目標の見直しの要否を検討した。表-Ⅱ-1 に見直した開発目標を示す。開発目標に関する基本的な変更はないが、環境負荷低減性にかかわる目標の一つである「LLFP の分離変換による地層処分への負荷軽減」については、LLFP の分離変換に関する基礎的課題が多く、研究開発に長期間を要することから将来の目標とした。

設計要求に対する同様な見直しを表-Ⅱ-2 に示す。表中に注記したように、経済性の設計要求については国際標準としての目標の検討が必要である。資源有効利用性については、エネルギー需給の不確かさに柔軟に対応する観点から、1.2 程度までの増殖比を要求している。

これらの開発目標及び設計要求については、適宜、見直しを行うこととしている。

## 2. 技術体系の整備に向けた 2015 年頃までの研究開発計画

## 2.1 高速増殖炉サイクルの技術体系整備

図-II-2に2015年頃までの技術体系整備（第1段階）の展開を示す。2005年度末までのフェーズⅡでは、高速増殖炉サイクルシステムの複数の実用化候補概念を明確にするため、開発目標に適合する高速増殖炉及び燃料サイクルシステム概念の創出を行い、それらの中から第Ⅰ部の重点化の方針に従い、2015年頃までの研究開発計画の作成を行った。候補概念の検討においては、革新技術についての要素試験研究などにより、概念の基本的な成立性を見通すとともに、実用化のための課題を抽出した。また、経済性向上などの目標達成のために採用した革新技術の研究開発において、期待通りの成果が得られない場合を想定し、経済性は低下するものの研究開発リスクの小さい代替技術を用意し、目標の達成度に対する影響の度合を確認した。

2006年度以降においては、フェーズⅡでの重点化の方針を受け、主概念に重点的な資源投資を行い、2015年頃を目途に「実用化像とそこに至るまでの研究開発計画を提示」することを目的に、5年間程度を区切りの目安として技術体系の整備を進める。具体的には、革新技術の要素試験結果などにに基づき、実用施設の成立性にかかわるデータの整備を行うとともに、高速増殖炉及び燃料サイクルシステムの実用化像を提示する。なお、研究開発を進めるにあたっては、2～3年で中間取りまとめを行い、研究成果のチェック&レビューを実施し、目標達成の見直しを確認しながら、必要に応じて、見直しを加えた上で次の段階へ進むこととする。

主概念については、2006～2010年の5年間のフェーズで、革新技術の成立性を評価するための要素試験研究を実施するとともに、その要素試験結果などにに基づき革新技術を取り込んだプラントシステムの概念設計研究を実施する。これらの成果により、採用する革新技術を決定するとともに、経済性、保守・補修性などに優れた高速増殖炉及び燃料サイクルシステムの実用施設概念を構築する。その中で技術的な成立性が懸念される場合については、より実現性の高い技術・設計への修正、あるいは代替技術を採用して、設計概念の見直しを図ることとする。

2011～2015年頃までの5年間のフェーズでは、採用された革新技術に関する要素試験研究を実施し、その成果を反映したプラントシステムの概念設計の最適化検討を行う。これにより2015年頃の技術体系整備までに、実用施設の成立性にかかわるデータを整備するとともに、実用化像を提示する。また、これらの成果に基づき、実用化までの研究開発計画を提示する。なお、実用化までの研究開発計画の明確化に伴い、必要に応じ2015年以降の革新技術実証段階に円滑に移行できるよう研究計画を見直すこととする。

補完概念については、研究開発の効率性を考慮し、技術的実現性の観点から重要と判断される課題を中心に、外的競争資金や国際協力の活用を視野に入れて研究開発を進める。

主概念及び補完概念の進め方については、各フェーズにおいて、研究開発成果、国際的な研究開発動向、エネルギー需給状況などを踏まえて見直しを行うこととする。また、主概念及び補完概念に含まれない基盤技術についても、適宜、その成果を踏まえて実用化戦略調査研究への反映の要否を判断していくこととする。

## 2.2 研究開発体制

### 2.2.1 国内推進体制

高速増殖炉サイクルはそれを実用化すれば、エネルギーセキュリティ確保の観点から大き

な貢献が期待できる。実用化までには安全性や経済性にかかわる目標達成に向けて解決すべき技術課題は多く、そのための研究開発には多額の投資と長期間を要する。したがって、効率的かつ着実な研究開発推進の観点から、国内の関係者が有する知見や技術情報などの集約・共有化が必要であり、それぞれの特徴を活かした協力体制の下で研究開発を進めることが重要である。

このためフェーズⅡと同様に、日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という。）と将来のユーザーである電気事業者を中核とし、設計・製造技術の継承者としてのメーカ、革新技術の提案が期待される研究機関や大学などの協力を得た体制を継続することが適切である。この中で、国は研究成果や開発計画について定期的な評価を行い、研究開発を着実に進める役割を担う。原子力機構は、「常陽」、「もんじゅ」、ホット施設などでの試験や、設計研究及び要素試験研究を通して、高速増殖炉サイクルの技術体系を整備するとともに、成果を実用施設の設計に反映するプロジェクトの司令塔としての役割を果たす必要がある。産業界においては、電気事業者は軽水炉経験や実証炉開発知見の反映、プラントの設計・建設技術を有するメーカは設計研究や革新的技術開発などを実施する。研究機関及び大学には、プラントの性能向上に資する革新的なアイデアの提案や人材育成を期待する。

## 2.2.2 国際協力の考え方

高速増殖炉サイクルに関する国際協力としては、GIF に代表される多国間協力、協定ベースの日仏米などの3カ国協力や2カ国協力、共同研究や委託研究などの契約ベースの国際協力、協定や契約関係のない情報交換レベルの協力など種々の形態がある。

高速増殖炉システムにかかわる国際協力については、国際標準に成り得る概念の構築を目指して、研究開発上のリスク低減や革新技術の実現性をより確かなものとしていくため、GIFの多国間協力の活用を中心に、国際共同開発や研究開発分担を積極的に進める。このような観点から、GIF プロジェクトのナトリウム冷却炉に関しては、日本がリード国となってその開発を進めている。ただし、機微情報を含む分野や基礎的で新規性を含む分野などについては、従来の2国間あるいは3国間に限定した枠組みの中で研究協力を行うこととする。

燃料サイクルシステムについては、機微情報を扱う分野であるため、主に2国間あるいは3国間に限定した枠組みで研究協力を行う。これについては核拡散抵抗性を担保する技術などの開発を進め、国際的にそれらの成果を提示し、普及を図ることにより高速増殖炉サイクル技術の定着を図る。

## 2.3 高速増殖炉システム

### 2.3.1 主概念

#### (a) 技術課題

高速増殖炉システムの主概念であるナトリウム冷却炉及びMOX燃料の主な技術課題を表-Ⅱ-3に示す。ナトリウム冷却炉については、プラントの成立性にかかわる課題として、安全性の確保に関する項目（仮想的炉心損傷事故時の再臨界回避方策）、経済性の向上に関する項目（切込型炉上部機構の開発、ポンプ組込型中間熱交換器の開発、冷却系2ルー

プ化とこれにともなう大口径・高流速配管の開発)、信頼性の向上に関する項目(二重伝熱管直管型蒸気発生器の開発、ナトリウム中検査・補修技術の開発)、及び長期を要する課題(高クロム鋼材料の開発)などが挙げられる。

MOX燃料については、ODS被覆管、TRU酸化物燃料及びショートプロセスペレット燃料の照射試験による高燃焼度の達成及び健全性の確認、再臨界回避集合体の開発については、炉外試験と試作による構造概念の成立性及び照射試験による健全性の確認が課題となる。

(b) 研究開発計画

a) プラントシステム

ナトリウム冷却炉のプラントシステムにかかわる研究開発計画を表-II-4に示す。図には各課題の主要なチェックポイント及び革新技術の採否判断の時期を示している。主要なチェックポイントは、研究開発の区切りまたは終了時期に、次のステップに進めるかどうかをチェックするポイントであり、研究開発の進捗に対応して設定している。革新技術の採否判断については2010年度末としている。これは、2015年度末頃に高速増殖炉サイクルの技術体系を整備し、実用プラントの仕様を確定するには、革新技術の採否について少なくともその5年程度前には決めて、関連する要素試験研究を実施する必要があること、またGIFの次世代炉の仕様選定が2010年頃に予定されており、国際的な標準仕様を議論する時期と対応していることなどが、時期的に望ましい理由として挙げられる。

主概念であるナトリウム冷却炉の研究開発では、プラントの成立性に大きな影響を与える革新技術に関する研究成果に対して2~3年毎にチェック&レビューを行い、その工学的成立性を見極めた上で次段階へ進むこととしている。成立すると判断された研究成果については、逐次、概念設計研究に反映する。一方、成立性が見込めないと判断された技術課題については、開発対象を代替技術に切り替えるなど、プラントシステムとして確実に成立するように、柔軟性のある技術開発を行う。

安全要求への適合を目指した革新技術、経済性向上にかかわる革新技術、信頼性向上にかかわる革新技術、酸化物燃料にかかわる課題に対して、実験的及び解析的な要素技術開発を行うとともに、構造設計、安全設計を中心に実用炉概念の設計研究を行い、要素技術開発成果を反映して実用化プラント概念を構築する。個別の研究開発項目の概要については以下に述べる。なお、下記の各項目の番号は表-II-4の「技術開発」欄の番号を示している。

①高クロム鋼開発

- ・ 靱性を向上させた材料の製作、設計に必要な強度基準データ整備が課題である。
- ・ 2010年までに成分調整を行った上で材料を試作して、各種強度試験、溶接手法の開発試験を実施し、物性・強度などのデータを取得する。これらのデータにより高クロム鋼材料を冷却系機器の構造材料及び伝熱管に適用可能であることを確認する。
- ・ 2015年までに長時間クリープに関するデータを取得し、強度基準の整備を完了させて、機器設計に反映する。

## ②冷却系 2 ループ化

- ・配管内の流力振動の評価及びエロージョン評価が課題である。
- ・2010年までに水を作動流体とする 1/3 スケール試験体を用いた流動試験を継続し、流力振動による振動応答評価手法を検証する。検証された手法を用いて実機の流力振動を評価し、実機配管の技術的成立性を確認する。
- ・2015年までにナトリウムを用いた配管のエロージョン試験を実施し、エロージョンが発生する条件を明らかとする。これにより、寿命中の長期運転に対する配管の構造健全性を確認する。

## ③ポンプ組込型中間熱交換器 (IHX)

- ・ポンプから IHX への振動伝達による伝熱管の摺動摩耗防止、高クロム鋼伝熱管の摩耗耐性データ取得、機器内流動適正化及び柔構造の長軸ポンプ開発が課題である。
- ・2010年までに水を作動流体とする 1/4 スケール試験体による振動伝達試験を実施し、振動伝達評価モデルを検証する。また、高クロム鋼伝熱管の摩耗量を測定する試験を実施しデータを取得する。これらにより、機器の基本的な成立性を確認する。
- ・2015年までに、プレナム内の水流動試験及び長軸ポンプの要素試験を実施して、機器設計に必要なデータ・技術を取得し、機器設計に反映する。

## ④原子炉容器コンパクト化

- ・上部プレナム内の流体温度揺らぎ現象、液面からのガス巻き込み防止、高温構造評価、及びそれらに対する設計基準の整備が課題である。
- ・2010年までに水及びナトリウムを作動流体とする温度揺らぎ試験及びガス巻き込み試験により、それぞれ構造物の熱疲労への影響評価及び自由液面におけるガス巻き込み現象の制限条件を把握する。また、炉容器液面近傍における熱的境界条件を把握する基礎試験データなどを用いて非弾性解析手法の検証を実施する。これらにより、コンパクトな原子炉容器の成立性を確認する。
- ・2015年までに高温構造設計方針などを策定し、原子炉構造の設計に反映する。

## ⑤燃料取扱システムの開発

- ・炉上部構造と整合するスリム型燃料交換機開発、効率の良い燃料移送が可能な移送系開発、燃料洗浄システム開発、及び高発熱の新燃料輸送方法の開発が課題である。
- ・2010年までにスリム型燃料交換機の開発試験、燃料移送システムの除熱試験、ナトリウムが付着した模擬燃料体の洗浄試験、新燃料キャスクを模擬した除熱試験を実施し、燃料取扱いシステムの主要部分の概念成立性を確認する。
- ・2015年までに、燃料出し入れ機とコンパクトな燃料貯蔵槽の除熱試験を実施して、設計データを取得し、燃料取扱いシステムの設計に反映する。

⑥鋼板コンクリート構造（SC 構造）格納容器

- ・格納容器 SC 構造、建設方法の開発及び設計基準の整備が課題である。
- ・2010 年までに SC 構造の試作及び開発試験行い、強度・漏えい率などのデータを取得し、構造に対する基本的な成立性を確認する。
- ・2015 年までに設計基準を整備し、SC 構造格納容器の設計に反映する。

⑧配管二重化

- ・不活性ガス雰囲気の内管ギャップにおける微量ナトリウム漏えいを検出可能な、高性能リーク検出器の開発が課題である。
- ・2010 年までにセンサー部の開発を完了し、システム成立性を確認する。
- ・2015 年までに漏えい検出システムの性能を確認する試験、二重管の補修方法の開発試験を実施し、二重配管の設計に反映する。

⑨直管二重伝熱管蒸気発生器

- ・高クロム鋼の密着二重伝熱管製作、管の溶接方法開発、大型球形管板の製作性・健全性確認、安全性評価に必要な水リーク挙動データ取得、及び検出速度の速い水リーク検出器開発が課題である。
- ・2010 年までに、実寸長の伝熱管試作試験、管-管板溶接方法開発と健全性評価のための試験、球形管板試作と健全性評価のための試験、安全性評価のための試験による伝熱管破損モデル構築、及びナトリウム中固体電解質水素計開発試験を実施して機器の成立性を確認する。
- ・2015 年までに、「常陽」2 次系に付設する蒸気発生器伝熱流動試験装置を製作し、機器の総合的な伝熱流動試験を実施し、機器設計に必要な伝熱特性、流動安定性などのデータを取得する。

⑩保守・補修技術

- ・ナトリウム中に浸漬して使用する構造物の自動検査システムの開発、及び蒸気発生器の二重伝熱管の検査装置開発が課題である。
- ・2010 年までにナトリウム中目視検査装置の開発試験により、分解能や応答性などの基本的な性能把握、及び二重伝熱管を検査する超音波検査装置のセンサー開発を実施し、保守・補修技術への適用性を確認する。
- ・2015 年までにナトリウム中体積検査装置を開発し、必要とする保守・補修技術を確立する。

⑪受動的炉停止と自然循環崩壊熱除去

- ・炉心の温度上昇時に受動的に原子炉を停止させる受動的炉停止装置開発、及び自然循環崩壊熱除去の評価技術開発が課題である。
- ・2010 年までに受動的炉停止装置の要素照射試験を実施し、技術的成立性を確認する。

自然循環崩壊熱除去の評価技術については、水及びナトリウムを作動流体とする縮尺・部分モデル試験のデータを取得し、評価手法の検証に反映する。

- ・2015年までに実用炉仕様の受動的炉停止装置を開発し、機能確認試験を実施する。自然循環崩壊熱除去評価手法については、「もんじゅ」の自然循環試験データを用いて、実炉を対象とした検証を行い、自然循環による炉心冷却システムの特性評価に反映する。

#### ⑫炉心損傷時の再臨界回避技術

- ・炉心損傷時の熔融燃料の炉心外への流出を促進できる、内部ダクト付き燃料集合体の開発が課題である。
- ・2010年までに燃料集合体の基本構造及び熱流動設計を実施するとともに、熔融燃料の流出を促進する内部ダクトの有効性（2005年度までに実施した熔融燃料を下方へ流出する能力に加えて、上方への流出能力）を、カザフスタンの研究炉（IGR 炉）での炉内試験を含めた試験研究により確認する。
- ・2015年までに、炉心外に流出した熔融燃料（デブリ）の冷却性を確認する試験により、炉心損傷の影響を炉内終息できることを確認する。

#### ⑬建屋の3次元免震技術

- ・耐震上のサイト条件に依存しないプラント設計概念に基づき、プラント標準化による経済性向上を実現する上で、3次元免震要素などに対する技術的成立性を見通すことや設計基準類を整備することが課題である。
- ・2010年までに3次元免震要素に対する要素試験・特性試験を行い、3次元免震にかかわる評価手法の整備を行う。
- ・2015年までに実規模模型を用いた3次元振動試験により技術の確証を行い、プラント設計に反映する。

#### b) 炉心燃料

MOX燃料の研究開発計画を表-II-5に示す。前述のプラントシステムと同様に、表には各課題の主要なチェックポイント及び革新技術の採否判断の時期を示している。MOX燃料については、炉内試験を中心に、2009～2010年度末までにそれぞれの技術課題について取得する試験データに基づき、目標達成見通しを評価する。また、2015年頃までに主要な成立性確認データを取得して成立性を評価し、以後の実証を中心とした開発を進める。

実用化燃料の使用期間は10年程度の長期間であり、照射試験による目標燃焼度までの性能確認も同程度以上の期間を要するので、着実に到達燃焼度を延ばすように照射試験を進め、適宜、目標燃焼度達成の見通しを外挿評価する必要がある。また、低除染TRU-MOX燃料の供給可能時期を考慮し、当面はODS被覆管、低除染TRU-MOX燃料、再臨界回避集合体の開発などの個別の技術課題に焦点を当てた研究開発を進め、最終的にはそれらを統合した照射試験への展開を図る。以下に個別の研究開発項目の概要を示す

①高燃焼度燃料・材料開発

- ・ ODS 被覆管燃料について、燃焼度を優先した燃料ピンの加速照射試験と材料照射試験を行い、目標達成度見通しを確認する。
- ・ ODS 被覆管材料及び燃料ピンの実用化目標までの燃料照射（高燃焼度など）を行い、材料照射特性データを整備する。

②低除染 TRU-MOX 燃料の照射健全性

- ・ TRU-MOX 燃料について、TRU-MOX 燃料ピン及び簡素化ペレット法で製造した中空燃料ピンの照射試験により、燃料ピンの照射挙動及び健全性確認を行う。
- ・ 低除染 TRU-MOX 燃料ピン及び簡素化ペレット法で製造した中空燃料ピンの実用化目標までの照射データを取得し、燃料ピンの総合的な照射健全性の確認を行う。
- ・ 低除染 TRU-MOX 燃料のピンバンドル集合体の照射試験に着手する。

③再臨界回避集合体開発

- ・ 再臨界回避集合体の構造を決定し、炉外試験による構造成立性の確認を行う。
- ・ 再臨界回避集合体の照射試験を実施し、照射における健全性評価を行う。

2.3.2 補完概念の技術課題及び研究開発計画

補完概念については、成立性を左右する重要な課題を中心に研究開発を進め、研究成果に対しては2～3年毎にチェック&レビューを行い、その工学的成立性を見極めた上で次の段階へ進むこととする。

高速増殖炉システムの補完概念の技術課題及び研究開発計画を表-II-6に示す。ナトリウム冷却炉の性能向上が期待できる金属燃料については、金属燃料ピンの照射挙動評価、健全性確認及び過渡時の被覆管破損限界評価を実施し、金属燃料ピンの被覆管最高温度 650℃の成立性（液相形成の回避）を見極めるとともに、被覆管内面腐食などに対する TRU 燃料の照射健全性を確認する。また、概念の成立性を左右する炉心損傷時の再臨界回避方策の有効性を試験及び解析によって把握する。金属燃料については、米国との国際協力による開発スケジュール促進・効率化の可能性も追求する。

ヘリウムガス冷却炉については、成立性判断の基本となる高温耐性に優れる窒化物被覆粒子燃料の研究開発として、被覆粒子燃料を SiC 母材に埋め込んだ六角ブロック型燃料集合体の設計概念の具体化を進める。ヘリウムガス冷却炉については、GIF などの国際協力を通じて、仏国の燃料概念との調整を図り、「常陽」を用いた照射試験計画を策定する。炉心燃料の概念成立性、ヘリウムガス炉の適合性評価を見直し、その後の進め方について2010年を目途に判断する。

2.3.3 期待する成果

(a) 主概念

## a) プラントシステム

2015年頃までには、技術体系整備に必要なすべての要素試験研究を行い、革新技術の成立性を確かなものとする。要素試験研究で得られた知見をプラント設計研究に反映して、概念設計の最適化を行い、実用化プラント像とその技術仕様を提示する。また、試験規模、試験内容、施設設計などの検討を通して、革新技術実証の方策について具体化するとともに、実用化までの試験計画を提示する。

## b) 炉心燃料

MOX燃料の研究開発で2010年まで期待する成果としては、ODS被覆管燃料ピンの15万MWd/t（実用化目標の40～60%）までの健全性確認及び性能評価、簡素化ペレット法で製造した中空燃料ピンの5万MWd/tまでの健全性確認などが挙げられる。また、低除染TRU-MOX燃料の照射に関しては、TRU-MOX燃料ピンの10万MWd/t（実用化目標の40%）までの健全性確認及び性能評価、再臨界回避集合体開発については炉外試験による再臨界回避集合体の成立性見通しの取得が挙げられる。

2015年頃までの研究開発では、ODS被覆管燃料ピンの実用化目標（ピーク燃焼度25万MWd/t程度）までの健全性確認及び性能評価、ODS燃料被覆管の燃料集合体の15万MWd/t程度までの健全性確認及び25万MWd/tまでの健全性に対する外挿評価が挙げられる。低除染TRU-MOX燃料の照射に関しては、25万MWd/tまでの燃料ピンの健全性確認及び性能評価、再臨界回避集合体開発に関しては、再臨界回避集合体の7万MWd/t程度までの健全性確認及び25万MWd/tまでの健全性外挿評価が挙げられる。

## (b) 補完概念

2010年までに期待する金属燃料の研究開発成果としては、金属燃料の照射試験及び炉外・炉内過渡試験の実施により、照射初期における被覆管温度650℃の成立性及びMA含有金属燃料の照射健全性を見通しを得る。また、2015年頃までの照射試験に関連する成果としては、高燃焼度までの被覆管温度650℃の成立性及び過渡時健全性を見通しを得ることを期待する。炉外及び炉内試験では溶融燃料の流出挙動の確認、溶融燃料のデブリの安定冷却能力の確認ができる試験データの取得などを行う。

2010年までのヘリウムガス冷却炉の研究開発成果としては、窒化物被覆粒子燃料の設計概念の提示及び「常陽」を用いた燃料照射計画などについての検討を行う。なお、2015年頃以降の窒化物被覆粒子燃料の照射試験については、2010年段階でその実施を判断する。

## 2.4 燃料サイクルシステム

## 2.4.1 主概念

## (a) 技術課題

表-II-7に燃料サイクルシステムの主概念の技術課題を示す。先進湿式法再処理技術の解体・せん断工程については、設備のコンパクト化を目指し、これまで開発してきた要素技術（高性能機械式切断治具など）を基に、解体・せん断にかかわる小型一体化機器を開

発して前処理設備の経済性向上を図る必要がある。さらに、高濃度で効率的な溶解に最適なせん断条件（短尺せん断など）を検討する必要がある。

溶解工程については、プロセス機器に大きな負荷を与えない溶解条件やコンパクトな溶解システムを構築することにより、設備寿命延長などによる経済性向上を図るとともに、材料腐食などを緩和する溶解条件で比較的高濃度の溶解液を得て、U 晶析工程に供する高濃度溶解液調整工程の効率化を図る必要がある。また、遠隔保守・補修性や溶解速度などの機器性能の確認が課題である。

晶析工程については、晶析装置内の温度勾配などの条件を考慮した回収率、除染性能の評価を行うとともに、工学規模での実燃料を用いた試験により、U 回収率のスケールアップの影響の確認を行う必要がある。また、晶析で得た U 結晶の洗浄方法の開発、遠隔操作性、臨界安全性を考慮した晶析装置の開発を行い、機器性能の確認を行う必要がある。

共除染・逆抽出（U-Pu-Np 混合抽出）工程については、U-Pu-Np 混合抽出（特に Np）挙動及び FP の除染挙動の把握により、単サイクル共抽出技術の成立性を確認するとともに、除染性能のスケールアップの影響の確認を行うことが重要である。また、軸受など駆動部の安定性・耐久性向上に向けた遠心抽出器システムの開発を行い、遠隔保守・補修性、除染性能、耐久性などの機器性能を確認する必要がある。

MA 回収工程の抽出クロマトグラフィについては、新抽出剤を用いた使用済燃料からの MA 回収の確認を行うとともに、運転温度、抽出液分離切り替えなどの操作条件及び機器仕様概念を構築し、遠隔保守・補修性、分離・回収など機器性能の確認を行う必要がある。

簡素化ペレット法では、溶液混合による Pu 富化度調整技術の開発による粉末混合工程削除を図ったプロセス概念を構築している。そのため、マイクロ波脱硝法を用いた転換、粉末流動性改良技術及びダイ潤滑成型プロセスなどの再現性確認を行うとともに、焼結工程におけるペレットの焼結性や O/M 調整の再現性確認、低除染 MA 含有簡素化ペレットの製造性評価を行う必要がある。また、遠隔自動化技術を基本とした量産機器の開発を行うことが課題である。

## (b) 研究開発計画

燃料サイクルシステム主概念の研究開発計画を表-II-8 に示す。先進湿式法のプロセス開発については、2010 年頃までに再処理に関する小規模ホット試験や燃料製造に関する小規模 MOX 試験によって、最適な操業条件を把握する。また、再処理の枢要プロセス（晶析、共除染・逆抽出、MA 回収）については、ホットセル試験施設を新設して、2015 年頃までにスケールアップの効果を確認する。機器開発については、2015 年頃までに、実用化が見通せる規模の遠隔操作機器を用いたコールド試験によって、処理速度や遠隔保守性などの機器性能を確認する。

簡素化ペレット法については、2010 年ころまでにプルトニウムなどを用いた小規模製造試験を実施して、MA や FP の影響評価を含めプロセスを確証する。その後、照射燃料製造を通じて 2015 年までにプロセスの最適化を図る。また、機器性能を含む技術確証のために、脱硝転換、造粒、ダイ潤滑成型、焼結など、主要工程の試験用機器の設計を実施する。さ

らに、脱硝転換、造粒、ダイ潤滑成型、焼結など主要工程機器の試作やコールド試験を実施し、処理速度、量産性、遠隔保守・補修性などの機器性能を確認する。

#### 2.4.2 補完概念の技術課題及び研究開発計画

燃料サイクルシステムの補完概念（金属電解法再処理及び射出鑄造法燃料製造の組合せ）の技術課題及び研究開発計画を表-II-9 に示す。金属電解法については小規模ホット試験のための設備検討及び遠隔操作性を考慮した再処理機器開発、計量管理技術開発、廃棄物固化体の最適化などが課題である。燃料製造については、U-Pu-Zr 合金燃料の製造試験を実施し、製造性の確認を行う必要がある。

金属電解法の研究開発においては、枢要技術の課題解決のために電解精製、陰極処理、TRU 回収、塩廃棄物処理、燃料スラグ分析などの主要工程に用いられる機器を試作し、コールド試験によってプロセス性能を確認する。高レベル廃棄物固化体発生量の削減など、設計要求への適合可能性が低い課題については、優先的に研究開発を進める。また、プロセス成立性確認のための使用済燃料を用いた小規模ホット試験計画を立案する。計画の立案においては、米国などとの協力関係の構築を含む国内外の状況を考慮する。2015 年頃までには、主要工程機器の開発、小規模ホット試験の具体化などに取り組み、研究開発目標への適合性を確認して、主概念との比較評価を行う。

#### 2.4.3 期待する成果

##### (a) 主概念（先進湿式法と簡素化ペレット法の組合せ）

先進湿式法に関する 2010 年までに期待する研究開発成果は、使用済燃料などを用いた溶解、晶析、抽出などの各再処理工程の小規模ホット試験のデータに基づいた最適なプロセス条件を決定、遠隔保守・補修性を考慮した溶解、晶析などの実用機器概念の提示、プロセス試験結果に基づく実用燃料サイクル施設概念の構築などが挙げられる。

2015 年頃までの研究開発成果としては、実用化に必要な革新的な要素及び枢要システム技術に関するプロセス試験及び機器開発による技術的実現性にかかわるデータの整備（一体型解体・せん断機、晶析・結晶洗浄装置、高性能遠心抽出器、MA 回収用抽出クロマトグラフィなど）が期待される。

簡素化ペレット法について、2010 年までに期待する研究開発成果は、MA 及び FP の影響を考慮した簡素化ペレット製造試験のデータに基づいた最適なプロセス条件の決定、遠隔保守・補修性を考慮した成型装置などの実用機器概念を提示、燃料製造試験結果に基づく実用燃料サイクル施設概念の構築などが挙げられる。2015 年頃までの研究開発成果としては、簡素化ペレット法プロセスの最適化及び、マイクロ波脱硝転換造粒装置、ダイ潤滑型成型機、集合体組立装置の強制冷却機構などの主要機器の開発により、それらの技術的実現性にかかわるデータの整備が期待される。

再処理及び燃料製造に関する共通的な研究開発成果としては、遠隔自動運転システム及び遠隔保守・補修システムの具体化を図り、これらのシステム実証のための総合実証試験を立案、プロセス設計、機器設計、配置設計、安全評価などに関する試験データを蓄積す

るとともに、許認可関連情報を体系的に整理、実用燃料サイクル施設概念を最適化し、建設に必要な許認可データを準備できる技術レベルを達成、再処理及び燃料製造の一体化施設概念の構築が期待される。

(b) 補完概念（金属電解法と射出鋳造法の組合せ）

2010年までに期待する成果としては、使用済燃料を用いた金属電解法小規模プロセス試験計画の立案、操作性や物質移送などを考慮した主工程機器概念の提示、機器開発成果に基づく実用施設概念の構築、U-Pu-Zr合金燃料製造性の確認などが挙げられる。また、2015年頃までの成果としては、工学規模（4～5tHM/y程度）の再処理・燃料製造一体化試験設備の概念設計、金属電解法小規模プロセス試験の具体化などが期待される。

## 2.5 高速増殖炉サイクルへの移行に関する検討

高速増殖炉の商業ベースでの導入が想定される2050年頃以降における軽水炉から高速増殖炉への円滑な移行を確認するため、燃料供給の観点からUやPuの物質収支に関する諸量解析を行い、必要再処理量や使用済燃料蓄積量などを算出した。また、移行を合理的に行うための方策を検討するため、高速増殖炉再処理技術の軽水炉再処理への適用性を検討するとともに今後の課題を抽出した。

### 2.5.1 高速増殖炉への移行時期の燃料サイクル

(a) 高速増殖炉への移行時期の状況の想定

高速増殖炉の商用ベースの導入が2050年頃とすると、軽水炉サイクルから高速増殖炉サイクルへの移行開始時期は数10年先になる。これには多くの不確定要素があり正確な予測は困難であるが、ケーススタディとして、高速増殖炉サイクルを開発し、着実に社会に定着させていく観点から以下のような移行時期の状況を想定し、それに基づいて移行時期におけるUやPu需給などの諸量解析を行った。

なお、ここでいう移行時期とは、炉寿命（60年と仮定）に達した軽水炉のリプレースとして、商用の高速増殖炉の導入を開始する2050年頃から、ほぼ炉寿命に相当する期間でリプレースが完了する時期（2110年頃）までを指すこととする。

- ・原子力発電の設備容量は、現在の約46GWeから2030年頃までに約58GWeまで増加し、2030年頃から原子力発電設備容量を58GWe一定（「2030年のエネルギー需給展望（中間とりまとめ）」<sup>72)</sup>のリファレンスケースを適用）とする。
- ・プラント寿命を60年と仮定して<sup>73)</sup>、2030年頃から順次寿命を迎える既存軽水炉が廃止され、その軽水炉のリプレースとして2030年から2050年までは改良型軽水炉を導入する（図-II-3）。
- ・高速増殖炉サイクルが商業ベースで導入される2050年からは、既存軽水炉のリプレースとして高速増殖炉を順次導入する。
- ・高速増殖炉導入開始までは、六ヶ所軽水炉再処理によって得られるPuはプルサーマルに利用する。

- ・プルサーマル使用済燃料はPu含有割合が高く、効率的な燃料供給が可能なことから、その再処理によって得られるPuは高速増殖炉に利用する。
- ・六ヶ所再処理施設の操業終了以降、それに続く再処理施設が遅滞なく操業開始し、そのMOX製品は2050年頃から導入が始まる高速増殖炉のTRU燃料として供給される。軽水炉再処理設備容量は、原子力委員会新計画策定会議での想定に合わせて、年間最大1200tHMとする（「基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書」<sup>74)</sup>）。
- ・高速増殖炉の導入量に応じて高速増殖炉用燃料サイクル施設（再処理、燃料製造）を増設する。

(b) 想定した高速増殖炉移行時期にかかわる諸量解析の結果

前項の移行時期の想定を基に、表-II-10に示す主な想定条件で高速増殖炉導入の諸量解析を行った。諸量解析結果として、図-II-4～図-II-6に、原子力発電構成、使用済燃料の再処理量、天然Uの年間及び累積需要量、使用済燃料貯蔵量、及び使用済燃料中のMA蓄積量を示す。高速増殖炉サイクルへの移行時期や将来の軽水炉再処理施設などに関連して、本想定条件の下で得られた結果は以下の通りである。

- ・原子力発電設備容量58GWeで、2050年から軽水炉のリプレースに合わせて高速増殖炉サイクルを導入した場合、六ヶ所再処理工場に続く再処理工場の処理能力を適切に設定すれば、軽水炉から高速増殖炉へのリプレースに要する期間はほぼ60年である。
- ・高速増殖炉へのリプレースが完了した時点では、高速増殖炉使用済燃料の再処理施設の規模としては、年間約400tHMの処理容量となる。
- ・使用済燃料の最大貯蔵量は導入される軽水炉再処理設備容量に応じて変化するが、本検討条件では、約2.2万tHMである。
- ・天然U累積需要量については、約68万トン（在来型資源の5%程度）となる。

以上のことから、寿命を迎える軽水炉のリプレースとして商業用の高速増殖炉導入が開始される2050年頃から、リプレースが完了するまでの約60年程度が高速増殖炉サイクルへの移行時期となること、移行時期には軽水炉、プルサーマル、高速増殖炉（炉心及びブランケット）の使用済燃料が存在し、これらの使用済燃料を再処理して高速増殖炉へ燃料を供給する必要があることが示された。

(c) 移行時期における燃料サイクル

軽水炉の再処理は、高速増殖炉へのプルトニウム供給源として重要な役割を果たす。そこで、将来の核燃料サイクルプラント概念の検討とそれを採用する再処理技術の開発に当たって留意する事項を以下に示す。

- ・将来の再処理施設では、軽水炉、プルサーマル及び高速増殖炉の使用済燃料を処理でき、燃焼度、使用済燃料中のPu含有量、Pu同位体組成、MA含有量などの使用済燃料の特徴、発生量、貯蔵量、再処理技術の実績と成熟度などを踏まえて合理的な処理が可能なプラントを目指すことが重要である。

- ・再処理製品を高速増殖炉の燃料として供給するために、再処理施設については、高速増殖炉燃料製造施設との連携による一体的な運営を図る必要がある。
- ・将来の軽水炉再処理への適用技術としては、先進湿式法、金属電解法、フッ化物揮発法などに加えて、従来の PUREX 法の高度化や米国で開発が進んでいる UREX 法などが考えられる。
- ・将来の軽水炉再処理にこれらの技術を適用する場合には、高速増殖炉再処理に比べて処理容量が増大することなどの技術的な特徴を踏まえる必要がある。

## 2.5.2 先進湿式法再処理の軽水炉再処理への適用

実用化戦略調査研究において主概念として選択した先進湿式法は、軽水炉再処理で採用されている湿式溶媒抽出技術を基本とした方法であり、将来の軽水炉再処理に対しても有力な選択肢と考えられる。以下に、軽水炉再処理に先進湿式法を適用した場合についての検討結果を示す。

### (a) 使用済燃料の組成

高速増殖炉の使用済燃料を対象とした先進湿式法再処理技術を、将来の軽水炉再処理技術として適用するには、それぞれの使用済燃料の組成の相違を把握しておく必要がある。表-II-11 に代表的な軽水炉使用済燃料と高速増殖炉使用済燃料の組成比較を示す。比較データの詳細については、図-II-7～図-II-10 に示す。高速増殖炉の使用済燃料は、燃焼度が高く、Pu、MA 及び FP の含有量が、軽水炉の使用済燃料より多く、放射線量及び発熱量が大きい基本的な組成に大差はない。U の含有量については、軽水炉燃料の方が相対的に多いので、溶解液から U を粗分離する晶析工程の適用においては、燃料組成の違いを考慮する必要がある。それ以外は、先進湿式法再処理技術を適用するに当たって、組成の違いによる大きな課題はないと考えられる。また、軽水炉のプルサーマル燃料については、その組成は高速増殖炉燃料に近いと、特段の課題はないと考えられる。

なお、表中の高速増殖炉の燃料集合体から分かるように、ハンドリングヘッド、ラップ管、ワイヤースペーサ及びエントランスノズルは、高速増殖炉に特有な構造であるので、集合体の解体・せん断の前処理工程についてもその違いを考慮する必要がある。

### (b) 軽水炉再処理の合理化可能性

軽水炉使用済燃料の従来の再処理法と比較した先進湿式法再処理技術の特徴を図-II-11 に示す。先進湿式法は、従来の軽水炉再処理法であるせん断、溶解及び溶媒抽出に関する技術をベースに、将来の再処理技術の開発目標に対する高い適合可能性の実現を目指して、種々の革新技术（高効率溶解、晶析、遠心抽出器、単サイクル共抽出、MA 回収など）を取り入れた再処理技術である。軽水炉サイクルから高速増殖炉サイクルへの移行時期における燃料サイクル施設で回収した再処理製品は、低除染燃料の燃焼が可能な高速増殖炉でリサイクルすることになると考えられるため、前述の使用済燃料の組成上の相違点などに配慮すれば、先進湿式再処理技術は軽水炉再処理の合理化を図れる技術として適用が期待で

きる。

図-II-12 に従来型湿式法から精製工程を排除した軽水炉再処理と先進湿式法を適用した軽水炉再処理との比較を示す。プロセス工程を接続する線の太さは、処理規模の相対的な大きさをイメージとして示しており、晶析工程以降はUの70%程度が分離・回収される。

これにより、主工程の処理量が大幅に低減するため、経済性及び環境負荷低減性の改善が期待できる。また、単サイクル共抽出工程の導入により、Puは常にU、MAなどとの混合物となり単体では存在しないこと、低除染TRU燃料による接近の困難性が増すことによる核拡散抵抗性の向上が期待できる。

#### (c) 軽水炉再処理と高速増殖炉再処理の共用化の可能性

以上のように、先進湿式法再処理技術を軽水炉使用済燃料、プルサーマル使用済燃料及び高速増殖炉使用済燃料などの種々の燃料の再処理技術として適用することは可能であると考えられる。

適用に際しては、図-II-13 に示すように、軽水炉及び高速増殖炉に対してそれぞれの専用処理ラインを設ける場合と種々の使用済燃料が処理可能な共用処理ラインを設ける場合が考えられる。また、専用ライン及び共用ラインのハイブリッドの場合についても、一つのオプションとして考えることができる。それぞれに利害得失が考えられるので、その選択にあたっては、燃料サイクル施設の合理的なあり方について、経済性、Pu需給バランス、処理規模など総合的に検討することが必要である。

#### (d) 先進湿式法を再処理プロセスに適用するに当たっての課題

上述の検討結果から、高速増殖炉サイクルへの移行時期のサイクル技術については、先進湿式再処理技術を適用して、軽水炉再処理技術の合理化を図ることが期待できると考えられる。

軽水炉サイクルから高速増殖炉サイクルへの合理的な移行の実現を図るには、将来における各種の使用済燃料の発生量を踏まえたうえで、再処理施設の規模と稼働率、Puバランスなどを考慮した移行シナリオの検討に基づいて、シナリオに対応した適切な施設概念(軽水炉使用済燃料の再処理プロセス、ライン構成、高速増殖炉の燃料製造施設など)を示すことが課題になる。また、施設概念の成立性を確認するために必要な研究開発項目の洗い出し及び研究開発計画の策定が課題として挙げられる。

研究開発課題の一例としては、軽水炉再処理のための溶解槽、晶析装置、遠心抽出器などの大容量機器の開発、MAを含めた計量管理システムの開発などが挙げられる。

また、軽水炉再処理の回収ウランの取り扱いも課題となる。即ち、高速増殖炉の再処理では、回収したU、Pu及びMAは、すべて新燃料の製造にリサイクル利用され、FPとして処分される量に相当するUを補充することによりサイクルが維持される。軽水炉再処理から回収されるUは、高速増殖炉の燃料として利用することが考えられるが、当面は将来資源として保管することになる。

一方、軽水炉との共存期間においては、ウラン資源の需給状況によっては、天然Uより

U-235 の含有率が多い回収 U を再濃縮し軽水炉で利用することも考えられる。先進湿式法での晶析による U の除染係数は従来の軽水炉再処理（除染係数； $10^6 \sim 10^8$ ）に比べて 100 程度と低く、作業員が近接して作業できる放射線レベルにはならない。このため再濃縮する場合には、濃縮の再転換工程で除染するケース、U 精製工程を付加するケース、高除染の U 粗分離技術を導入するケースなどが考えられ、回収 U の取り扱いについても課題となる。

以上より、軽水炉再処理への適用に際しての課題は有するものの、当面は高速増殖炉再処理技術の研究開発を着実に進めることで、軽水炉再処理技術の高度化にも対応可能と考えられる。なお、六ヶ所再処理施設に続く、将来の再処理施設については、国レベルの議論が 2010 年頃から開始される予定であるため、それまでに高速増殖炉サイクル技術の軽水炉再処理への適用性などについて、より具体的に検討することが有効と考えられる。

## 2.6 2015 年頃までの研究開発の留意事項

2015 年頃までの研究開発計画を進めるにあたっては、以下のような留意事項があり、これらの点への対応を図りつつ研究開発を進めることとする。

- ・高速増殖炉サイクルへの移行時に軽水炉、プルサーマル及び高速増殖炉の使用済燃料を効率的にリサイクルする将来の再処理施設への先進湿式法再処理技術などの適用性提示
- ・国のリードの下、国内の総力を結集した研究開発体制の構築
- ・核不拡散性に優れた国際標準概念の構築を目指した国際協力と、国際的な研究開発の分担
- ・多角的な検討による必要資金の確保と、限られた資金を有効活用して研究開発を推進する仕組みの構築

## 3. 2015 年頃以降の進め方に関する課題

2015 年頃までに技術体系の整備を計画通り行うことが、2050 年頃の高速増殖炉の本格導入につながるの見通しを得るために、2015 年頃以降の研究開発の進め方についてケーススタディを実施した。あわせて 2015 年頃以降の研究開発に関する課題の抽出を行った。

### 3.1 2015 年頃以降の高速増殖炉サイクルの段階的研究開発

高速増殖炉サイクルの研究開発は、2015 年頃までの技術体系整備（第 1 段階）における実用化プラント仕様の明確化を受けて、多くの革新技术を含むプラントの商用化を、研究開発リスクにかかわる不確かさの低減を図りながら実現することが求められる。これには図-II-14 に示すように、2050 年頃からの商用プラント本格導入に至るまで第 2 段階（革新技术実証）から第 3 段階（実用化推進）と、着実に研究開発をステップアップしていくことが適切と考えられる。

高速増殖炉の実用化に向けては、実用化までに必要となる個々の要素技術開発とともに、原子炉プラントの運転を通じた燃料の高燃焼度化、炉心燃料材料の改良・開発を行うとともに、燃料交換の実績、プラントの保守・補修経験などを蓄積していくことが重要である。したがって、照射試験や運転経験蓄積のため、研究開発の場として「もんじゅ」などの実プラントの活用に配慮することが重要と考えられる。

### 3.1.1 実用化を見通せる規模で革新技术を実証する段階（第2段階）

第2段階では、2015年頃までに整備する技術体系を基に、実用プラントに採用する革新技术を一定の規模で実証し、次の第3段階での実用化推進炉及び実用化推進サイクル施設\*の建設・運転に向けた準備を行う。この段階における主要な実施項目としては以下が摘出される。

\* 革新技术を実証した後、商用炉の導入前までに、商用規模の大型施設を見通せる出力（あるいは処理量）の原子炉（あるいは燃料サイクル施設）を設計・建設し、それらの運転経験を商用施設の設計に反映し、実用化を推進する役割を担う施設を実用化推進炉（あるいは実用化推進サイクル施設）と呼ぶ。

- ・燃料集合体規模の照射による燃料健全性の実証
- ・実用化段階の炉心性能（高燃焼度、長期サイクルなど）の実証
- ・革新的なプラント機器の技術について、実用化を見通せる規模での製作・試験による実証
- ・再処理及び燃料製造に関する主要な革新技术について、使用済燃料や低除染燃料を用いた工学規模での試験による実証
- ・高速増殖炉への燃料供給を通じた燃料製造にかかわる量産製造技術の実証

### 3.1.2 実用規模で開発目標の達成確認を行う実用化推進段階（第3段階）

第3段階においては、2050年頃からの商用プラントの本格導入に備え、商用規模の大型施設を見通せる規模の実用化推進炉及び同サイクル施設の設計・建設・運転を行い、高速増殖炉サイクルの経済性及び信頼性の実証と運転経験の蓄積による実用化推進を進める。この段階における主要な実施項目としては以下が摘出される。

- ・経済性、信頼性及び保守・補修性などについて、実用化推進炉及び同サイクル施設の運転データによる実証
- ・商用炉（～150万kWe）の建設判断ができる規模の実用化推進炉の運転経験の蓄積
- ・実用化推進サイクル施設の再処理及び燃料製造では、高速増殖炉などの使用済燃料を処理し、回収した再処理製品から実用化推進炉などへ低除染 TRU 燃料を供給することにより、商用化を見通せる規模で燃料のリサイクルを実証

### 3.1.3 研究開発方策

2015年頃以降の研究開発方策については、以下のようなステップアップの前提条件やそれにとまなう施設規模の設定などによりいくつかの方策が考えられる。

- ・第2段階の研究開発における高速増殖炉のプラント機器の熱出力規模は、革新技术実証に必要な規模として、少なくとも商用炉プラント機器の熱出力の数分の1程度とする。
- ・商用炉の電気出力は、既存の軽水炉のリプレースが主体となることから、リプレース対象となる軽水炉の出力規模（135～170万kWe程度）に相当する150万kWe程度とす

- る。
- ・ 上記の 150 万 kWe 規模の大型商用炉の導入を可能とするには、それまでに 75～100 万 kWe 規模の実用化推進炉の設計・建設・運転の経験の蓄積を必須とする。
  - ・ 商用炉の運転開始は 2050 年頃とし、商用燃料サイクル施設は商用炉への燃料供給のために、その数年前（3～4 年程度）には運転開始する。
  - ・ 第 2 段階の研究開発における燃料サイクルシステムについては、革新技術の実証のために、少なくとも商用施設で用いる機器容量の数分の 1 程度（10kgHM/h 程度；年間 200 日稼動で 50tHM/y 規模相当）の試験機を用いることとする。ただし、プロセスを連結して総合システムとして性能を実証する観点からの施設試験容量としては 1tHM/y 程度とする。
  - ・ 商用燃料サイクル施設の導入を可能とするため、実用化を見通せる規模（50～100tHM/y 程度）の実用化推進サイクル施設による設計・建設・運転経験の蓄積を必須とする。ただし、施設の規模は、この段階で存在する高速増殖炉の使用済燃料などの再処理や高速増殖炉への低除染燃料の供給などを考慮する必要がある。

(a) 高速増殖炉システム

第 2 段階以降における研究開発方策の例としては、出力 30～50 万 kWe 程度の革新技術実証のための試験炉を建設する「原子炉プラントを建設・運転する方策」、既存火力発電所などの外部熱源を用い、冷却システムを模擬した試験施設を建設する「大型試験施設（コールド施設）による方策」、及び「もんじゅ」を改造して冷却システムに革新技術を採用した機器を設置する「もんじゅを大幅に改造する方策」が考えられる。

a) 原子炉を建設・運転する方策（表-II-12）

この方策では、第 2 段階において、商用炉に採用するすべての革新技術から構成される出力 30～50 万 kWe 程度の革新技術実証のための原子炉を建設・運転し、炉心・燃料及びプラント機器の技術を総合的に実証する。これに続く第 3 段階では、出力 75～100 万 kWe 程度にスケールアップした実用化推進炉の建設・運転により、炉心及びプラント機器の大型化に対する技術を実証する。

b) 大型試験施設（コールド施設）による方策（表-II-13）

この方策では、第 2 段階において放射性物質を取り扱わない炉外の熱出力 30 万 kWt 程度の熱源を用いた大型試験施設（コールド施設）により、商用炉に採用する主なプラント機器の革新技術実証のための試験を実施する。炉心・燃料の性能実証は「もんじゅ」の燃料集合体サイズの照射試験により行う。これに続く第 3 段階では、出力 75 万 kWe 程度の実用化推進炉の建設・運転により、炉心・燃料及びプラント機器の技術を総合的に実証する。

c) 「もんじゅ」を大幅に改造する方策（表-II-14）

この方策では、第2段階において「もんじゅ」の1次及び2次系を改造して、商用炉に採用する主な革新技術を組み込んだ主要なプラント機器を設置し、これらの性能確認を行う。炉心・燃料の性能確認は「もんじゅ」の燃料集合体サイズの照射試験により行う。これに続く第3段階では、「大型試験施設（コールド施設）による方策」と同様に、出力75万kWe程度の実用化推進炉の建設・運転により、炉心・燃料及びプラント機器の技術を総合的に実証する。

各方策の実証スケールの設定については、前述のように商用炉に必要な革新技術の成立性を見通せる規模（数分の1）で実証を行うことを条件としている。上記の3つの方策の実証スケールを、商用炉との熱出力及び配管径の比で整理した結果を表-II-15に示す。革新技術実証のための試験装置の規模としては、より大きい方が望ましいが、プラント機器熱出力の商用炉比で1/3～1/6程度であり、スケールアップとしてはほぼ適切な範囲にあると考えられる。

#### (b) 燃料サイクルシステム

第2段階における再処理の主要な革新技術の実証としては、第1段階におけるホット工学規模試験施設を用いた枢要プロセス試験などの結果を踏まえて、図-II-15に示すような実用化が見通せる規模の技術実証試験施設（ホット工学規模試験施設を改造）を用いて試験することが考えられる。この試験施設では、「もんじゅ」や「常陽」の使用済燃料を用いたホット工学規模試験を実施して、プロセスを連結した総合システムとしての性能を実証する。

燃料製造の主要な革新技術の実証試験施設では、再処理の技術実証試験施設から供給される低除染TRU燃料を用いたホット工学規模試験を実施して、年間数体の集合体を製造し、第2段階で運転する高速増殖炉を用いた照射試験に供する。

量産製造技術については、第2段階に運転されている高速増殖炉用の燃料を、六ヶ所再処理施設のMOX粉を原料に、既存設備を利用して製造することを通して実証することが考えられる。

第3段階においては、図-II-16に示すような実用化推進サイクル施設により、この段階で運転されている高速増殖炉の使用済燃料などを処理し、回収した再処理製品から実用化推進炉などへ低除染TRU燃料を供給することが考えられる。この施設の建設・運転により、燃料のリサイクルを実証する。

### 3.2 研究開発課題の整理

2015年頃以降の進め方に関する検討の結果、いずれのケースにおいても2015年頃までに技術体系の整備を計画通り行うことにより、2050年頃の高速増殖炉導入に繋げることは可能と考えられる。一方、2050年頃からの商業ベースでの導入に至るまでの研究開発計画については、2015年頃の高速増殖炉サイクルの実用化像の提示（技術体系整備）に対応して、国としての検討が行われる。したがって、第2段階及び第3段階の進め方については、今後、より具体化を

図るための検討が必要である。

第2段階の進め方については、2015年頃以降の研究開発を遅滞なく計画的に進めるためにフェーズⅢの早期に検討を行っておくことが重要であると考えられる。これらの2015年頃以降の高速増殖炉サイクルの段階的な検討を進める上での主要な課題を以下に示す。

- (a) 各ステップにおける研究開発（高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステム）の在り方  
第2段階（革新技術実証）及び第3段階（実用化推進）における研究開発の内容、実施時期、規模、必要資金、国際的な研究開発分担などの検討
  
- (b) 技術体系整備以降の研究開発の役割分担及び技術維持  
第2段階及び第3段階における官民役割分担（文部科学省、経済産業省、民間）及び技術維持などを考慮した研究開発体制

## 謝 辞

本報告書には、以下に述べるように本研究に協力していただいたメーカ各社、研究機関、大学などの研究成果が含まれている。

(財)電力中央研究所には、原子力機構との間に研究協力協定を締結し、特に金属燃料を用いた「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概念」の技術的検討において、技術情報の提供を含め多大なご協力を頂いた。また、プラント設計・建設や研究開発経験を有するメーカ各社には、各種候補概念の設計検討や要素技術開発においてご協力を頂いた。さらに、国内外の研究機関や大学には革新的なアイデアの提案、要素技術開発などにご協力を頂いた。

また、本研究の実施にあたっては、原子力機構内に外部の専門家、有識者を交えた「FBR システム技術検討会」、「燃料システム技術検討会」及び「FBR サイクル総合評価技術検討会」を適宜開催し、研究の進捗状況について報告し、専門的、客観的な立場からコメントなどを頂いた。

さらに、研究開発課題評価委員会の高速炉・燃料サイクル課題評価委員会の各委員においては、2001年5月にフェーズⅠの研究成果とフェーズⅡの研究開発計画などの評価を、2004年7月には、フェーズⅡの中間評価として、これまでの研究成果と今後2年間の計画、並びにフェーズⅡ終了以降の研究開発の展開の基本的考え方について評価を頂いた。

これらの本研究の円滑な遂行にご協力いただいた方々に、心から謝意を表したい。

参考文献

- 1) 高速増殖炉懇談会, 原子力委員会ホームページ, <http://aec.jst.go.jp/>.
- 2) 新計画策定会議, 原子力委員会ホームページ, <http://aec.jst.go.jp/>.
- 3) 原子力政策大綱, 原子力委員会ホームページ, <http://aec.jst.go.jp/>.
- 4) 佐賀山他, “将来のエネルギー問題解決の扉を開くー高速増殖炉サイクルの実用化への取り組みー,” 原子力 eye, 2004年9~12月号から抜粋, 日刊工業出版プロダクション.
- 5) 佐賀山, “エネルギー安全保障へFBR再発進ー実用化戦略調査研究フェーズⅡの中間評価結果ー,” 月刊エネルギー特集版, 2004年2月, 日本工業新聞社.
- 6) 河田, “なぜ原子力開発をすすめるのか,” 月刊エネルギー特集版, 2004年5~8月号から抜粋, 日本工業新聞社.
- 7) Global Energy Perspectives, IIASA/WEC, 1998, <http://www.worldenergy.org/>.
- 8) 核燃料サイクル開発機構, 日本原子力発電株式会社, “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズⅠ報告書,” JNC TN1400 2001-006 (2001).
- 9) 核燃料サイクル開発機構, “高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究 フェーズⅠ,” サイクル機構技報, No. 12, JNC TN1340 2001-008 (2001).
- 10) 核燃料サイクル開発機構, “FBRシステム技術検討書”, JNC TY9400 2001-012 (2001), “炉心・燃料(燃料形態)の技術検討書,” JNC TY9400 2001-011 (2001), “再処理システム技術検討書,” JNC TY9400 2001-014 (2001), “燃料製造システムの技術検討書,” JNC TY9400 2001-023 (2001), “総合評価技術検討書,” JNC TN9400 2001-061 (2001).
- 11) 核燃料サイクル開発機構, “平成13年度研究開発課題評価(中間報告)報告書 評価課題「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」,” JNC TN1440 2001-006 (2001).
- 12) 核燃料サイクル開発機構, 日本原子力発電株式会社, “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズⅡ中間報告書,” JNC TN1400 2004-004 (2004).
- 13) 核燃料サイクル開発機構, “高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究 フェーズⅡ中間取りまとめ,” サイクル機構技報, No. 24, JNC TN1340 2004-003 (2004).
- 14) 核燃料サイクル開発機構, “原子力プラントシステム技術検討書”, JNC TY9400 2004-035 (2004), “燃料サイクルシステム技術検討書,” JNC TY9400 2004-036 (2004), “総合評価技術検討書,” JNC TN9400 2004-052 (2004).
- 15) 大野他, “社会のニーズに適合したFBRサイクルの実用化を目指して FBRサイクル実用化戦略調査研究の進捗状況,” 日本原子力学会誌, vol. 46, No. 10 (2004).
- 16) 小竹他, “高速炉サイクルシステムの経済性評価手法,” 日本原子力学会誌, vol. 47, No. 2 (2005).
- 17) 核燃料サイクル開発機構, “平成16年度研究開発課題評価(中間報告)報告書 評価課題「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」,” JNC TN1440 2004-003 (2004).
- 18) Generation IV Nuclear Energy Systems, <http://gen-iv.ne.doe.gov/>.
- 19) Kotake, S., et al., “The Promising Fast Reactor Systems and Their Development Plans in Japan,” Proc. of 2005 International Congress on Advances on Nuclear Power Plants

- (ICAPP' 05), No. 5466 (2005).
- 20) Sakamoto, Y., et al., "Promising Fast Reactor Systems in The Feasibility Study on Commercialized FR Cycle Sytems," Proc. of 11<sup>TH</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-13), No. 50613 (2005).
  - 21) Kotake, S., et al., "Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Sytems, Current Status of the FR Sytem Design," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 435 (2005).
  - 22) Hayafune, H., et al., "Status of Development of an Integrated IHX/Pump Component," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 207 (2005).
  - 23) Fujii, T., et al., "Thermal-Hydrauric Design for Reactor Upper Plenum and Large Diameter Piping for an Innvative Sodium-Cooled Fast Reactor," Proc. of 11<sup>TH</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-13), No. 50210 (2005).
  - 24) Mizuno, T., et al., "Advanced MOX Core Design Study of Sodium-cooled Reactor in Current Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle System in Japan," Nuclear Technology, Vol. 46, pp.155-163 (2004).
  - 25) Sugino, K., et al., "A New Concept of Sodium Cooled Metal Fuel Core for High Core Outlet Temperature," Proc. of 2004 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP' 04), No. 4029 (2004).
  - 26) Mizuno, T., et al., "Advanced Core Design Studies with Oxide and Metal Fuels for Next Generation Sodium Cooled Fast Reactors," Proc. of 2005 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP' 05), No. 5195 (2005).
  - 27) Sagayama, Y., et al., "Overall Plan and Progress Situation of the Feasibility Study on Commercialized FR Cycle Systems," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2003), pp.400 (2003).
  - 28) Ichimiya, M., et al., "A Promising Sodium-Cooled Fast Reactor Concept and its R&D Plan," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2003), pp.434 (2003).
  - 29) Kishihara, N., et al., "Innovative Sodium/Water Reaction Mitigating System for a Large-Sized Steam Generator of Fast Breeder Reactor," Proc. of 2003 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants ICAPP' 03, No. 3103 (2003).
  - 30) Sagayama, Y., et al., "Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems (1) Current Status of the Phase-II Study," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 380 (2005).
  - 31) Konomura, M., et al., "A Promising Gas-Cooled Fast Reactor Concept and its R&D Plan,"

- Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2003), pp.57 (2003).
- 32) Mizuno, T., et al., "Conceptual Core Design Studies of Helium Cooled Fast Reactor with Coated Particle Fuel," Proc. of 2005 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP' 05), No. 5197 (2005).
  - 33) Okano, Y., et al., "Conceptual Design Study of Helium Cooled Fast Reactor in the "Feasibility Study" in Japan," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 412 (2005).
  - 34) Hayafune, H., et al., "Conceptual Design Study of Pb-Bi Cooled Fast Reactor Plant System in the "Feasibility Study" in Japan," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 457 (2005).
  - 35) Mizuno, T., et al., "A Comparative Design Study of Pb-Bi Cooled Reactor Cores with Forced and Natural Convection Cooling," Proc. of 11<sup>TH</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-13), No. 36611 (2003).
  - 36) Sanda, T., "Conceptual Design Study of Pb-Bi Cooled Fast Reactor Core in the "Feasibility Study" in Japan," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 423 (2005).
  - 37) Aoto, K., et al., "Corrosion Behavior of High Chromium Martensitic Steel in LBE," Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2003), pp.2113 (2003).
  - 38) Furukawa, T., et al., "Effect of oxygen concentration and temperature on compatibility of ODS steel with liquid, Stagnant  $Pb_{45}Bi_{55}$ ," Journal of Nuclear Materials 335, pp.189-193 (2004).
  - 39) Furukawa, T., et al., "Corrosion Behavior of FBR Candidate Materials in Stagnant Pb-Bi at Elevated Temperature," Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.41, pp.265-270 (2004).
  - 40) Okubo, T., et al., "Design Study on Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR) Core for Plutonium Multiple Recycling", Proc. of GENES/ANP2003, No. 1145 (2003).
  - 41) Ohnuki, A., et al., "Development of Predictable Technology for Thermal/Hydraulic Performance of Reduced-Moderation Water Reactors (1) -Master Plan-, " Proc. of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP' 04), No. 4055 (2004).
  - 42) Kureta, M., et al., "Development of Predictable Technology for Thermal/Hydraulic Performance of Reduced-Moderation Water Reactors (2) -Large-scale Thermal/Hydraulic Test and Model Experiments-, " Proc. of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP' 04), No. 4056 (2004).
  - 43) Yoshida, H., et al., "Development of Predictable Technology for Thermal/Hydraulic

- Performance of Reduced-Moderation Water Reactors (3) –Current Status of Development of Three-Dimensional Two-Phase Flow Simulation Method-,” Proc. of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP’ 04), No. 4057 (2004).
- 44) Okubo, T., et al., “Investigation on Innovative Water Reactor for Flexible Fuel Cycle (RMWR) – (2) Recycle Characteristics,” Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 359 (2005).
- 45) Chikazawa, Y., et al., “Feasibility Study of a Compact Loop Type Fast Reactor without Refueling for a Remote Place Power Source,” Proc. of International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (Global2005), No. 044 (2005).
- 46) Usui, S., et al., “Conceptual Design Study of Small Sized Sodium Cooled Reactor,” Proc. of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP’ 05), No. 5103 (2005).
- 47) Chikazawa, et al., “System Design Study of Hydrogen Production Plant with Sodium Cooled Reactors” , Proc. of 15th World Hydrogen Energy Conference, No. 30J-08 (2004).
- 48) Chikazawa, Y. et al., “Conceptual Design of Hydrogen Production Plant with Thermochemical and Electrolytic Hybrid method using a Sodium Cooled Reactor,” Proc. of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP’ 05), No. 5084 (2005).
- 49) K. Sato, et al., “Conceptual Design Study and Evaluation of Advanced Reprocessing Plants in the Feasibility Study on Commercialization of Fast Reactor Cycle Systems in Japan,” GLOBAL2005 (2005).
- 50) K. Sato, et al., “Design and experimental study on advanced aqueous reprocessing,” submitted to Nucl. Eng. Des.
- 51) T. Namekawa, et al., “Development of Simplified Pelletizing Fuel Fabrication Technologies,” submitted to Nucl. Eng. Des.
- 52) T. Washiya, et al., “Development of engineering scale centrifugal contactor system in JNC,” GLOBAL2005 (2005).
- 53) K. Yano, et al., “Pu behavior under the Condition of Uranium Crystallization from Dissolver Solution,” Proc. ATALATE2004. Nimes, France, June 21-24, P1-66.
- 54) T. Shimada, et al., GLOBAL2003, New Orleans, USA (2004).
- 55) K. Sato, et al., “Conceptual Design on an Integrated Metallic Fuel Recycle System,” Proc. of GLOBAL2003, pp.744, Nov. 16-20, 2003, New Orleans, USA (2003).
- 56) T. Uozumi, et al., “Electrochemical behaviors of uranium and plutonium at simultaneous recoveries into liquid cadmium cathodes,” J. Nucl. Mat., vol.325, pp34-43 (2004).
- 57) T. Kato, et al., “Distillation of cadmium from uranium-plutonium-cadmium alloy,” J. Nucl. Mat., vol.340, pp259-265 (2005).

- 58) K. Kinoshita, et al., "Separation of Actinides from Rare Earth Elements by Means of Molten Salt Electrorefining with Anodic Dissolution of U-Pu-Zr Alloy Fuel," J. Phys. and Chem. of Solids, vol.66 No.2, pp619-624 (2005).
- 59) T. Koyama, et al., "Integrated experiments to demonstrate electrometallurgical pyroprocessing of oxide fuels and metal fuels," Proc. GLOBAL2005, Tsukuba, Japan, No.440 (2005).
- 60) Y. Kihara, "Current Status of Vibro-Packed Fuel Fabrication Process Development," JNC TN1340 2004-003 No.24, p.193-204 (2004).
- 61) Y. Tomita, et al., "Fuel microsphere fabrication tests for sphere-pac fuel by external gelation process," GLOBAL2005, 9-13 October (2005).
- 62) M. A. Pouchon, et al., "Fabrication and Characterization of MOX Microspheres for the FUJI Project," GLOBAL2003, 16-20 November 2003, p.653-657 (2003).
- 63) K. Ishii, et al., "Expansion of vibration-based sphere-pack technology to a binary mixture including irregular particles," Japanese Journal of Applied Physics, to be printed (2005).
- 64) Ch. Hellwig, et al., "Sphere-pac Filling for Irradiation Tests of the FUJI Project," GLOBAL2003, 16-20 November 2003, p.1348-1353 (2003).
- 65) K. Fujii, et al., "Conceptual Design on Oxide Electrowinning Method for FBR Cycle," Proc. GLOBAL2003, pp756-762 (2003).
- 66) T. Kobayashi, et al., "Plutonium precipitation in the MOX co-deposition tests for the oxide electrowinning process," J. Nucl. Sci. Technol. 42, 295-300 (2005).
- 67) T. Kobayashi, et al., "Low current efficiency in MOX deposition tests," J. Nucl. Sci. Technol. 42, 861-868 (2005).
- 68) Y. Nakazono, et al., "Nitride formation behavior of actinides recovered into liquid Cd cathode by electrorefining," Proc. GLOBAL2005, Tsukuba, Japan, No.456 (2005).
- 69) K. Minato, et al., "PROMINENT - program on research and development of nitride fuel cycle technology," Proc. GLOBAL2005, Tsukuba, Japan, No.362 (2005).
- 70) H. Shiotani et al., "The Multidimensional Evaluation on FR Cycle Systems (The FS Phase II Evaluation)", GLOBAL2005, No.485, Tsukuba, Japan (2005)
- 71) R. Nakai et al., "Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems (2)Prospect of Promising FR Cycle Concept and its Development Scenario", GLOBAL2005, No.388, Tsukuba, Japan (2005).
- 72) 総合資源エネルギー調査会需給部会, "2030年のエネルギー需給展望(中間とりまとめ)," 2004年10月.
- 73) 原子力安全・保安院, "実用発電原子炉施設における高経年化対策の充実について", 平成17年8月31日.
- 74) 原子力委員会新計画策定会議技術検討小委員会, "基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書", 2004年11月.

表-序-1 実用化戦略調査研究にかかわるサイクル機構予算の推移

単位 億円

	フェーズ I		フェーズ II				
	1999年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度	2005年度
高速増殖炉システム (炉心・高速増殖炉プラント)	5	8	15	15	15	15	12.7
設計研究	5	7	9	6	6	6	5.5
要素技術開発	0.1	0.4	6	8	8	9	7.2
燃料サイクルシステム	13	17	21	18	17	17	15.1
設計研究	3	5	3	3	3	3	3.1
要素技術開発	10	12	18	16	15	14	12.0
統合・評価	2	5	3	2	2	2	2.1
合 計	20	30	39	35	34	34	29.9

表-序-2 実用化戦略調査研究フェーズ II の開発目標

**開発目標**

- 安全性 : 社会の既存のリスクに比べて小さいこと
- 経済性 : 将来の軽水炉の発電単価に比肩すること
- 環境負荷低減性 : 放射性廃棄物による負荷を低減すること
- 資源有効利用性 : 持続的に核燃料を生産するとともに、  
多様なニーズへ対応できること
- 核拡散抵抗性 : 核物質防護及び保障措置への負荷軽減

表-序-3 高速増殖炉サイクルの設計要求

開発目標	高速増殖炉の設計要求	燃料サイクルの設計要求
<p><b>安全性</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心損傷の発生頻度 <math>10^{-6}</math>/炉・年未満</li> <li>● 炉心損傷に至る代表事象に対する受動安全性の強化 あるいは事故管理方策の具体化</li> <li>● 仮想的な炉心損傷時の再臨界発生を回避し、その影響を原子炉容器あるいは格納施設内で確実に終息</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 同時代の軽水炉燃料サイクルシステムと同等以上（異常の発生要因を極力排除、異常の拡大防止など）</li> <li>● 施設内での放射性物質の大規模放出事象の発生頻度を <math>10^{-6}</math>/プラント・年未満に抑制し、その事象を想定しても、施設の閉じ込め能力を確保して、影響を周辺環境に及ぼさない設計</li> </ul>
<p><b>経済性</b> 高速増殖炉サイクル全体としての発電原価 4円/kWh</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 建設費: 20万円/kWe</li> <li>● 燃料費: 炉心燃料の平均燃焼度 15万MWd/t</li> <li>● 運転費: 連続運転期間 18カ月以上、稼働率 90%以上</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 再処理・燃料製造費 0.8円/kWh</li> <li>● 処分費などを含む燃料サイクル費としては 1.1円/kWh</li> </ul>
<p><b>環境負荷低減性</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 軽水炉の使用済燃料中のMAも経済的に燃焼できるよう、5%程度のMA含有低除染TRU燃料を受入可能</li> <li>● 長寿命核分裂生成物の核変換能力</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 発電量あたりの放射性廃棄物の発生量が軽水炉燃料サイクル施設と同等以下を要求、1/10に削減することを目標</li> <li>● U及びTRUの廃棄物への移行率 0.1%以下(目標)</li> <li>● 長寿命核種の分離核変換技術の採用などにより処分負荷低減の可能性を追求</li> </ul>
<p><b>資源有効利用性</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 増殖比 低除染TRU燃料を用いて増殖比1.0以上を達成できること 1.1以上が達成できる場合は、移行期での経済性向上のため、炉心全体の燃焼度の増加及び連続運転期間の長期化を図る</li> <li>● 基幹電源としての利用に加え、多目的利用・高熱効率を達成できること(目標)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● U及びTRU回収率99%以上</li> </ul>
<p><b>核拡散抵抗性</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 低除染TRU燃料を輸送・取扱い、高線量化により接近性を制限</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 核物質防護、保障措置への対応を考慮した設計 プルトニウムが単体の状態で存在しないこと</li> <li>● 低除染・TRU燃料の使用に伴う高線量化による接近性の制限</li> </ul>

表-序-4 フェーズIIで主たる検討対象とした再処理技術—燃料製造技術—燃料製造技術の組合せ  
 に対応する高速増殖炉システムと燃料形態

燃料製造 再処理	筒素化ペレット	振動充填	射出鑄造	被覆粒子
先進湿式	(酸) (酸) (空) Na 水 PB	(酸) Na	—	(空) He
酸化物電解	—	(酸) Na	—	—
金属電解	(空) PB	—	(金) Na	—

(酸) 酸化物燃料  
 (金) 金属燃料  
 (空) 窒化物燃料

N-15濃縮窒素回収や窒化などの  
 工程を付加することで適用

Na ナトリウム冷却炉  
 He ヘリウムガス冷却炉  
 PB 鉛—ビスマス冷却炉  
 水 水冷却炉

表-I-1-1 ナトリウム冷却炉の仕様比較

項目	単位	Na冷却大型高速増殖炉※	「常陽」(MK-Ⅲ)	「もんじゅ」
電気出力 / 熱出力	MW	1,500 / 3,530	- / 140	280 / 714
熱効率	%	42.5	-	39
炉心高さ / 炉心等価直径	mm	1,000 / 5,400	500 / 800	930 / 1,800
燃焼度(炉心燃料部平均)	万MWd/t	約15	7	8
増殖比	-	1.10 ~ 1.03	-	1.2
運転サイクル期間	日	約800(約26ヶ月)	60	148
1次系冷却材温度	°C	395 / 550	350 / 500	397 / 529
2次系冷却材温度	°C	335 / 520	300 / 470	325 / 505
冷却ループ数	-	2	2	3
原子炉容器高さ / 内径	mm	21,200 / 10,700	10,000 / 3,600	17,800 / 7,100
1次冷却材配管内径	mm	1,238	491	788
1次冷却材流量	t/h	65,400(32,700×2)	2,700(1,350×2)	15,300(5,100×3)
崩壊熱除去系	-	自然循環 DRACS×1+PRACS×2	強制循環 1次系補助冷却設備 ×1 2次系補助冷却設備 ×1	強制循環 2次系補助冷却設備×3
蒸気発生器	-	二重伝熱管直管型 蒸気発生器×2	-	貫流分離、ヘリカル型×3
燃料取扱系	-	単回転プラグ、 マニピュレータ方式	二重回転プラグ、 垂直動方式	単回転プラグ、 固定アーム方式

※炉心に関しては酸化物燃料の仕様を記載

表-I-2 各高速増殖炉システムの設計要求への適合可能性

設計要求	ナトリウム炉(1,500MWe) 酸化物燃料(金属燃料)		He炉(1,500MWe) 窒化物燃料		Pb-Bi炉(750MWe) 窒化物燃料		水炉 (1,356MWe) 酸化物燃料	
	資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視		
安全性	炉心加熱昇圧に伴う燃料流出と コアキャッチャーによる 再臨界回避の可能性							
	増殖比(1.0~1.2程度)	1.10(1.11)	1.03(1.03)	1.11	1.03	1.10	1.04	
	初装荷炉心に必要となる核分裂性物質 高速増殖炉にすべてリプレイス するため必要となる期間	5.7(4.9)t/GWe	5.8(5.1)t/GWe	7.0t/GWe	7.0t/GWe	5.9t/GWe	5.9t/GWe	11t/GWe程度
資源有効利用	60年程度	—	110年程度	—	70年程度	—	250年程度	
環境負荷低減	MA燃焼	低除染条件(FP含有率0.2vol%)で、 軽水炉使用済燃料条件のMA含有率5%程度まで受入可能						
FP核変換	炉心部及び径ブランケット領域に装荷することで、 自己生成分のLLFP(I-129とTc-99)を核変換できる可能性あり							
経済性	燃料費削減	炉心平均(15万MWd/t以上)	14.7(14.9)万MWd/t	15.0(15.3)万MWd/t	12.1万MWd/t	12.3万MWd/t	15.4万MWd/t	8.8万MWd/t
		全体平均(6万MWd/t以上)	9.0(13.4)万MWd/t	11.5(15.3)万MWd/t	6.9万MWd/t	8.9万MWd/t	10.5万MWd/t	12.8万MWd/t
	稼働率向上	連続運転期間(18ヶ月以上)	26(22)ヶ月	26(22)ヶ月	18ヶ月	18ヶ月	18ヶ月	18ヶ月
	熱効率向上	稼働率(計算値)(90%以上)	95(94)%程度	95(94)%程度	92%程度	92%程度	93%程度	93%程度
		出口温度	550℃	550℃	850℃	850℃	445℃	287℃
資本費削減	建設単価(20万円/kWe以下)	42.5% / 4%	42.5% / 4%	47% / 3%	47% / 3%	38% / 3%	35% / 3%	
		相対値: 90%程度		相対値: 100%程度		相対値: 100%程度		相対値: 100%程度

\* 稼働率(設計値)=100×連続運転期間/(連続運転期間+計画停止期間)  
 資源重視: 倍増時間を短縮し、より効率的にPuを増殖させる炉心仕様  
 経済性重視: 平均燃焼度向上により燃料サイクルコスト低減を図った炉心仕様

表-I-3 金属燃料の利用によるナトリウム冷却炉の炉心性能の向上

増殖比	1.03(1.03)	1.11(1.10)	1.19(1.20)	1.26
初装荷炉心に必要となる核分裂性物質	5.1 (5.8)t/GWe	4.9 (5.7) t/GWe	3.9 (4.4)t/GWe	3.9t/GWe
燃 焼 度	炉心平均	14.9 (14.7) 万MWd/t	9.5 (15.4) 万MWd/t	9.6万MWd/t
	全体平均 (ブランクケットを含む)	15.3 (11.5) 万MWd/t	13.4 (9.0) 万MWd/t	5.5万MWd/t
連続運転期間	約22 (26)ヶ月	約22 (26)ヶ月	約22 (18)ヶ月	約22ヶ月
特徴	酸化物燃料に比べ3割平均燃焼度が高い	酸化物燃料に比べ5割平均燃焼度が高い	酸化物燃料に比べ2割程度平均燃焼度が高い	軽水炉と同程度の燃焼度で高増殖が可能

( )内は酸化物燃料(原子炉出口温度550°Cの設計条件)を用いた場合の値

- 金属燃料炉心(原子炉出口温度550°C、連続運転期間22ヶ月の設計条件)では、
  - 軽水炉並の燃焼度で最高の1.26程度の増殖比(MOXでは1.20程度)を達成可能(今後、熱設計成立性の確認が必要)
  - 増殖比1.20程度までは、酸化物燃料を用いた場合に比べ、燃焼度が20~50%向上、初装荷核分裂性物質が10%以上低減可能
- FBRへの移行に関する諸量評価では、例えばFBRを2030年導入開始と仮定すると、MOX燃料(増殖比1.20)に比べ、金属燃料(増殖比1.26)では天然ウラン累積需要量を2割程度削減可能と見込まれる

表-I-4 ナトリウム冷却高速増殖炉の研究開発計画

分類		2005	2010	2015	2020
設計研究	主要課題	実用炉概念の構築	概念設計	最適化設計	
	燃料	燃料集合体の開発 TRU燃料の照射健全性 ODS鋼の開発 金属燃料の開発	燃料集合体流動・耐久試験 TRU酸化物燃料照射(常陽) 日米ムグローバルナトリウム炉(もんじゅ) ODS燃料ビン実験照射(25万MWd)(常陽) 金属燃料ビン高温照射(常陽)	燃料集合体実証照射(常陽/もんじゅ)	
安全	炉心損傷時の再臨界回避		再臨界回避 炉外試験(EAGLE計画)(GR) デブリ冷却保持 炉外試験(IGR) 破損限界・破損後挙動試験(TREAT) 破損限界・破損後挙動試験:高燃焼度(金属燃料)(TREAT)	炉外試験(金属燃料)(GR)	
	燃料安全性評価技術		SASS炉外試験(常陽) 炉停止系信頼性確認試験 ストライピング評価試験(水、Na) 炉容器内熱流動Na試験		
原子炉	原子炉停止系				
	原子炉構造				
1次主冷却系	炉内熱流動				
	冷却系循環ポンプ/中間熱交換器/配管				
2次主冷却系	大口径高速流配管構造				
	二重伝熱管直管型蒸気発生器の開発				
原子炉補助施設	燃料取扱系設備				
	計測・制御				
その他	耐震及び免震設計				
	材料/高温構造設計				
供用期間中検査と補修	原子炉補助施設				
	その他				

表-I-5 ガス冷却炉の仕様比較

項目	単位	ヘリウムガス冷却高速増殖炉	炭酸ガス冷却高速増殖炉	HTTR(熱中性子炉)
電気出力 / 熱出力	MW	1,500 / 3,200	1,500 / 3,600	- / 30
熱効率	%	47	42	-
運転サイクル期間	日	約540 (約18ヶ月)	約730 (約24ヶ月)	-
炉心・燃料	-	被覆粒子型 U,Pu混合窒化物燃料	被覆管型 U,Pu混合窒化物燃料	被覆粒子型 U酸化物燃料
炉心高さ / 炉心等価直径	mm	1,000 / 6,290	1,200 / 5,900	2,900 / 2,300
燃焼度(炉心燃料部平均)	万 MWd/t	約12	15.5 ~ 16	2.2
増殖比	-	1.11 ~ 1.03	1.2 ~ 1.03	-
平均炉心出力密度*	W/cc	103	110	3
ループ数	-	4	4	1
1次系冷却材温度	°C	460 / 850	266 / 530	395 / 850 (高温運転時950°C)
1次系冷却材圧力	MPa	6	4.2	4
1次系ガス循環機	-	高圧コンプレッサー×4 低圧コンプレッサー×4	ガス循環機×8	ガス循環機×4
蒸気発生器	-	-	蛇行コイル貫流型×12	-
タービン	-	直接ガスタービン×4	蒸気タービン×1	-
所内負荷率	%	3.0 (44MW)	13.6 (205MW)	-
免震方式	-	3次元免震	-	-

\* 平均炉心出力密度 = 炉心高さ × 3.14 × (炉心等価直径)<sup>2</sup> ÷ 4

表-I-6 ヘリウムガス冷却高速増殖炉の研究開発計画

分類	主要課題	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	
ヘリウム炉固有技術(燃料・再処理)	被覆粒子燃料開発 炉外スクリーニング 粒子被覆形成試験 照射試験許可 被覆粒子照射試験* 被覆粒子照射試験* 燃料集合体製作性試験 燃料集合体流動・耐久性試験 集合体内部照射試験* 集合体照射試験* 炉外スクリーニング 流動特性試験 燃料集合体製作性試験 燃料集合体流動・耐久性試験 集合体内部照射試験* 集合体照射試験* 燃料安全通過試験(GR) プロセス選定、 確認 要素技術開発、工学試験、性能評価 要素技術開発、工学試験、性能評価 要素技術開発、工学試験、性能評価 建設、コード試験、ホット試験、リサイクルシステム実証	炉外スクリーニング 粒子被覆形成試験 照射試験許可 被覆粒子照射試験* 被覆粒子照射試験* 燃料集合体製作性試験 燃料集合体流動・耐久性試験 集合体内部照射試験* 集合体照射試験* 炉外スクリーニング 流動特性試験 燃料集合体製作性試験 燃料集合体流動・耐久性試験 集合体内部照射試験* 集合体照射試験* 燃料安全通過試験(GR) プロセス選定、 確認 要素技術開発、工学試験、性能評価 要素技術開発、工学試験、性能評価 要素技術開発、工学試験、性能評価 建設、コード試験、ホット試験、リサイクルシステム実証	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040
安全	受動安全 溶融燃料冷却性 (コアキャッチャー) 再臨界回避	概念設計 燃料溶融挙動基礎特性試験 コアキャッチャー機能確認試験 溶融挙動 コアキャッチャー機能確認試験 再臨界回避技術(IGR)	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040
原子炉	原子炉停止系/ 制御棒駆動機構	概念設計、構造材 材料試験、製作 部分機能試験(空中)、 高温耐久試験、要素試験	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040
主冷却系	原子炉構造、 機器開発	概念設計、 基本計画 材料適用性評価、格納容器 貫通部耐圧試験 要素試験(タービン、軸受など)、 総合試験	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040
伝熱流動・崩壊 熱除去系	補助炉心冷却系	概念設計、 基本計画 製作、特性 試験 スケールモデル製作、試験、 実験解析	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040
原子施設 炉設 補助	燃料取扱係設 備	概念設計、 要素開発 除熱性試験、出入機能確認(耐震性)、 落下試験	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040
その他	免震設計	流量計、炉内計装、NIS付属 機器の開発・確認 概念、要素検討 試験 免震構造開発・試験/免震 構造確認試験	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040
材料/高温構造 設計	高温構造設計方針	概念、要素検討 試験 免震構造開発・試験/免震 構造確認試験 標準要素技術開発設計/方針策定 /適用性確認試験	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040
供用期間中検 査と補修	耐高温材料開発 構造物の検査・補修	材料開発、試作(断熱材など) 評価データ取得/交換補修手法整備 ISI方針、ISI装置 設計、試作、改良 模擬 試験	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040

\* 照射試験を実施する候補施設としては、常陽+HTTRまたは、国He冷却実験炉が考えられる。

表-I-7 鉛ビスマス冷却炉の仕様比較

項目	単位	鉛ビスマス冷却高速増殖炉	ナトリウム冷却中型高速増殖炉
原子炉型式	—	強制循環冷却 タンク型	強制循環冷却 ループ型
電気出力 / 熱出力	MW	750 / 1,980	750 / 1,765
熱効率	%	38	42.5
運転サイクル期間	日	約550 (約18ヶ月)	約800 (約26ヶ月)
炉心・燃料	—	Pu,U混合窒化物	Pu,U混合酸化物
炉心高さ / 炉心等価直径	mm	700 / 4,430	1,000 / 3,800
燃焼度 (炉心燃料部平均)	万MWd/t	約15	約15
増殖比	—	1.10 ~ 1.03	1.10 ~ 1.03
燃料バンドル部流速	m/s	2	約5
被覆管最高温度	°C	570	700
1次系冷却材温度	°C	285 / 445	395 / 550
1次主循環ポンプ	—	縦置き機械式遠心ポンプ×3	縦置き機械式遠心ポンプ×2
蒸気発生器	—	一体貫流ヘリカル型×6	二重伝熱管直管型×1
免震方式	—	3次元免震	水平免震

表-I-8 鉛ビスマス冷却高速増殖炉の研究開発計画

分類	主要課題	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040
鉛ビスマス固有技術	高耐食性材料/腐食抑制技術開発	腐食特性評価、腐食防護技術の安定性評価	耐食材試作、基礎特性確認	高耐食性材料長時間域材料特性確認				
	流動PbBi計測制御技術開発	基礎データ取得、設計、試作、性能評価	流動PbBi計測制御システム開発	流動PbBi計測制御耐久性評価・改良				
燃料	PbBi洗浄技術開発	情報収集、基礎データ取得、試作、技術評価	洗浄・廃液処理技術改良、実用化					
	PbBi冷却系保守技術整備			PbBi冷却系保守・維持技術開発、整備				
	Po除去技術開発	基礎データ取得	Po物性、移行特性把握	ソースターム評価手法開発及び妥当性確認、工学試験施設によるシステム確認				
	窒化物燃料の開発	短尺ピン照射、照射試験準備	燃料ピン照射(常陽)	燃料集合体ハンドル照射、低除染、TRUなど(常陽)				
安全	炉心損傷評価技術	基礎データ取得	緊要解離、FCI奉動把握	再臨界回避技術開発(IGR)				
	燃料安全性評価技術	生成物物性基礎特性把握	Zr-H連へい体開発	テフリリ冷却保持 炉外試験 破損限界・破損後挙動試験(TREATorGR)				
原子炉	高性能連へい体の開発			SGTR評価手法開発、モデル試験による妥当性確認 高度化				
	高比重制御棒開発			高比重制御棒流動試験 要素試験、耐久試験(常陽)				
	制御棒駆動機構、SASS	概念設計、構造材料試験、製作		実験炉主要機器の基本計画				
	主要機器の設計開発	主要機器予備、調整設計、型式の選択		主要機器要素技術開発	実験炉主要機器の詳細計画 長時間耐久性、耐震試験など、主要機器確認試験			
	主要機器確認試験	基礎データ取得						
主冷却系	伝熱流動・崩壊熱除去系		基礎データ取得	自然循環崩壊熱除去特性把握、崩壊熱除去システム確認試験				
	原子炉計測・制御補助施設			炉内計測、FFDL、気泡検出、NIS付属機器の開発・確認				
その他	建屋			矩形SCCV設計基準整備				
	免震設計			概念・要素検討/要素試験 免震構造開発、試作/免震構造確認試験				
	材料/高温構造設計			方針暫定案 基準要素技術開発設計/方針策定/適用性確認試験				
供用期間中検査と補修	検査と補修			7ラット設計用7ラット取得/評価手法長期間妥当性評価7ラット取得/交換補修手法整備				
	補修			ISi設置確認 炉内補修技術の開発・確認				

表-I-9 水冷却炉(BWR型)の仕様比較

項目	単位	水冷却炉(BWR型)	ABWR(熱中性子炉)
電出力 / 熱出力	MW	1,356 / 3,926	1,356 / 3,926
原子炉圧力	MPa	7.2	7.2
炉心外接半径	m	3.8	2.7
燃料集集体数	—	900	872
炉心部取出燃焼度* / 炉心取出燃焼度**	万MWd/t	5.4 / 4.5	4.5 / 4.5
炉心部高さ	m	0.845	3.71
炉心流量	10 <sup>4</sup> t/h	1.8	5.2
出口クオリティ	%	51	14.5
炉心部平均ボイド率	%	69	43
炉心圧損	MPa	0.043	0.18
MOX部Pu富化度 / 炉心部Pu富化度	wt%/HM	32.0 / 9.3	— / 3.8(ウラン濃縮度)
Pu装荷量	t	15.4	—
増殖比	—	1.05	—
最大線出力密度	kW/ft	16	12
MCPR	—	1.3	1.3
ボイド反応度係数	10 <sup>-4</sup> Δk/k/%void	-0.5	-8
連続運転期間	month	18	13
MOX部MA含有率	wt%/HM	2.1	—
MOX部FP含有率	wt%/HM	0.04	—

\* : MOX部+内部ブランケットの平均燃焼度

\*\* : MOX部+全ブランケットの平均燃焼度



表-I-11 高速増殖炉システム候補概念の技術総括結果

炉型 評価項目	ナトリウム 冷却炉	ヘリウムガス 冷却炉	鉛ビスマス 冷却炉	水冷却炉
設計要求への 適合可能性	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。金属燃料を採用した場合にはさらなる炉心性能の向上が見込める。	すべての設計要求に対して適合する可能性があり、高温熱源としての魅力がある。	すべての設計要求に対して適合する可能性がある。	資源有効性及び環境負荷低減性に制約がある。上記以外の設計要求に対しては、適合する可能性がある。
技術的実現性	開発課題が明確であり、また代替技術を準備することができることから、高い確度で実現性を見通すことが可能	実現性を見通すためには、概念成立性にかかわる課題を解決することが必要	実現性を見通すための課題が炉心燃料関連に限定	実現性を見通すための課題が炉心燃料関連に限定
(国際的視点)	国際協力を期待することが可能 GIFでの活動が活発で、国際標準の概念へ発展していく可能性がある。また、共同開発による革新技術のブレークスルー、開発分担による効率的開発が期待できる。	国際協力を期待することが可能 GIFでの活動により、国際標準の概念へ発展していく可能性がある。また、概念成立性にかかわる課題が解決されれば、技術的実現性をより向上させることができる。	国際協力を期待することが困難 GIFでの活動において開発を主導する国が無く、概念成立性にかかわる課題をブレークスルーできる可能性が低い。	国際協力を期待することが困難 GIFでの候補概念に取り上げられていないため、現状では基礎的な研究協力内容に限定される。

表-I-12 小型炉概念の基本仕様

項目	単位	遠隔地電源型	需要地立地型	経済性追求型
電出力 / 熱出力	MW	50 / 120	165 / 395	300 / 714
原子炉型式	—	ループ型	タンク型	ループ型
炉心高さ / 炉心等価直径	mm	1180/ 1820	1270 / 2930	1000/ 2630
燃焼度(炉心燃料部平均)	万MWd/t	約7.4	7.7	8
増殖比	—	1.08	1.06	1.03
運転サイクル期間	年	30	20	2
1次系冷却材温度	°C	395 / 550	395 / 550	395 / 550
2次系冷却材温度	°C	335 / 520	335 / 520	335 / 520
冷却ループ数	—	1	1	1
原子炉容器高さ / 内径	mm	13400 / 2800	25350 / 5320	17600 / 6100
1次冷却材流量	t/h	2200	7243	13090
崩壊熱除去系	—	自然循環 貫通型DRACS×2+ IRACS×1	自然循環 PRACS×2 IRACS×1	自然循環 貫通型DRACS×2+ IRACS×1
蒸気発生器	—	貫流ヘリカル型 蒸気発生器	二重伝熱管直管型 蒸気発生器	貫流ヘリカル型 蒸気発生器
燃料取扱系	—	燃料交換なし	UIS引抜方式	単回転プラグ 固定アーム方式

表-I-13 先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造の一体型プラントの仕様

先進湿式法		簡素化ペレット法	
受入燃料	酸化物燃料 (ペレット)	受入原料	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)
再処理製品	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)	中間製品	酸化物中空ペレット
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	ホウケイ酸ガラス固化体	燃料スミア密度	82%
年間処理能力	200tHM/y	年間処理能力	200tHM/y
再処理製品へのFP混入率	0.14%以下	製品へのFP混入率	0.14wt%
前処理操作	バンドルせん断(短尺)	転換操作	マイクロ波加熱直接脱硝法
分離操作原理と 使用媒体	溶解(硝酸水溶液) 晶析 溶媒抽出(TBP+n-ドデカン) クロマトグラフィー(シリカ担持型 CMPO/BTP吸着材)	Pu富化度/MA添加 率調整操作	不要
操作温度	0~95℃	O/M調整操作	H <sub>2</sub> ガス還元
セル雰囲気	空気雰囲気	焼結操作	必要
運転・保守補修方式	連続式 自動運転(配管移送) 遠隔保守補修	使用試薬など	ステアリン酸亜鉛
臨界管理方式	形状管理(全濃度安全形状)	操作温度	室温~1700℃
		セル雰囲気	空気雰囲気
		運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守・補修
		臨界管理方式	形状管理/質量管理/本数・体数 管理

表-I-14 超臨界直接抽出法再処理の仕様

	超臨界直接抽出法
受入燃料	酸化物燃料 (ペレット、スフェアパック)
再処理製品	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	ホウケイ酸ガラス固化体
年間処理能力	50tHM/y
再処理製品へのFP混入率	0.14%以下
前処理操作	燃料粉化(化学式)
分離操作原理と 使用媒体	超臨界直接抽出 (TBP/BTP、超臨界CO <sub>2</sub> ) 晶析
操作温度	0~95℃ (超臨界操作時40~60℃)
操作圧力	約20MPa(超臨界操作時)
セル雰囲気	空気雰囲気
運転・保守補修方式	連続式 自動運転(配管移送) 遠隔保守補修
臨界管理方式	形状管理(全濃度安全形状)

表-I-15 各燃料サイクルシステムの設計要求への適合可能性

設計要求	先進湿式法 + 簡素化ペレット法		金属電解法 + 射出鑄造法		先進湿式法 + スフェアパック		酸化物電解法 + ハイバック		
	資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	
安全性	設計要求への適合が可能 (現行の指針などを踏襲できる) ※超臨界直接抽出法では、高圧流体の取扱などを考慮した設計により設計要求への適合が可能								
再処理+燃料造) ≤ 0.8円/kWh	大型プラント[200t/y]	約60%	約45%	約65%	約55%	約80%	約65%	設計要求への適合が可能 (塩素ガス、高温融体、活性金属などの取扱いを考慮した設計)	
	小型プラント[50t/y] (超臨界直接抽出法)	約135% (約120%)	約105% (約95%)	約80%	約75%	約100%	約90%	約110%	
輸送・貯蔵・処分費) ≤ 0.3円/kWh	大型及び小型プラント (超臨界直接抽出法)	約100% (約95%)	約95% (約90%)	約145%	約140%	約100%	約95%	約110%	
燃料サイクルコスト) ≤ 1.1円/kWh	大型プラント[200t/y]	約70%	約60%	約85%	約80%	約85%	約75%	約115%	
小型プラント[50t/y] (超臨界直接抽出法)	約125% (約115%)	約100% (約95%)	約100%	約90%	約115%	約95%	約95%	約95%	
資源有効 利用率	U及びTRUの 回収率 ≥ 99%	基礎試験データから、99%以上を回収可能なプロセスの設計が可能							
環境負荷 低減性	再処理	高レベル固化体体積 ≤ 0.5L/GWh	ホウケイ酸ガラス: 約60%		人工鉱物: 約110%		ホウケイ酸ガラス: 約60%		リン酸ガラス、合金: 約80%
		TRU及び高β廃 棄物量 ≤ 1.6L/GWh	約85%		約35%		約85%		約60%
核拡散 抵抗性	Puが単独で存在しない 難接近性の確保	U,Pu,Npの共回収		U,TRUの共回収		U,Pu,Npの共回収		U,Puの共回収	
		低除染化による難接近性の確保							

表-I-16 先進湿式法再処理システムの研究開発計画

実用化戦略調査研究工程	(フェーズⅢ)						(フェーズⅣ)				実用化に向けた開発		
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	~2020	~2025	
主工程プロセス開発 溶解、清澄、晶析、共除染・逆抽出、MA回収	▼チェック&レビュー												
	溶解方式(短尺せん断-連続溶解槽/粉体化溶解)の選定 ホット試験データの蓄積: 溶解率、スラッジ牽動、晶析回収率や結晶洗浄効果、低濃度領域の抽出挙動、MA分離など												
主工程機器開発	---												
	一体型解体せん断機、溶解装置、スラッジ回収機器、晶析装置、遠心抽出器、抽出クロマトグラフ装置等 試験用機器の設計(小型機器の試作・試験を含む)												
プロセス全般に係る技術開発	---												
	試験廃液の処理試験・廃液二極化に関するデータ取得(ホット試験)、濃縮装置等の機器開発												
設計評価	---												
	溶解方式選定、晶析試験、共除染・逆抽出試験、MA回収技術開発等に基づくフローシート再評価												
実用プラント設計研究	最適化設計研究												
	安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究												
FBRサイクルへの移行検討	---												
	プロセスフローシート、必要な設備等の検討												
工学規模ホット試験→実証試験	概念検討/詳細設計/安全審査						設備整備			工学規模ホット試験			設計データ取得、実証試験施設の詳細設計

表-I-17 簡素化ペレット法燃料製造システムの研究開発計画

実用化戦略調査研究工程	(フェーズⅢ)					(フェーズⅣ)					実用化に向けた開発	
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	~2020	~2025
<b>製造プロセス開発</b> Pu富化度調整 脱硝・転換・造粒 タイ潤滑成型、焼結・O/M調整	プロセス開発のための小規模システム設計／ 再現性確認のための簡素化MOXペレット試作試験 /MA、FPの影響評価					簡素化ペレット法による照射燃料製造／照射試験					▼技術体系整備	
	MAおよび模擬FP含有酸化物の各種物性測定、物性評価 (各工程の機器開発にて技術開発)					機器製作・据付 遠隔製造、量産試験						
<b>遠隔保守・量産対応機器開発</b> Pu富化度調整、脱硝・転換・造粒 タイ潤滑成型、焼結・O/M調整 ペレット仕上・検査 ピン加工・検査、集合体組立	概念設計～詳細設計					概念設計／概念設計 計画検討／概念設計					許細設計／許可／施設整備／MOX試験	
	基礎物性データ蓄積 遠隔保守・補修 保障措置設備					設計反映						
<b>プロセス全般に係る技術開発</b> 基礎物性データ蓄積 遠隔保守・補修 保障措置設備	MAおよび模擬FP含有酸化物の各種物性測定、物性評価 (各工程の機器開発にて技術開発)					保障措置設備の調査、試作試験、概念設計					一部機器使用	
	脱硝・転換・造粒の新型装置概念、仕様緩和、O/M低減等の革新技术の検討					設計反映						
<b>設計評価</b> プロセスフローシート 実用プラント設計研究	安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究					最適化設計研究					設計反映	
	安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究					最適化設計研究						
<b>工学規模ホット試験</b>	安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究					最適化設計研究					設計反映	
	安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究					最適化設計研究						

表-I-18 金属電解法再処理と射出鑄造燃料製造の一体型プラントの仕様

金属電解法		射出鑄造法	
受入燃料	金属(U-TRU-Zr合金)燃料	受入原料	U-TRU-Zr合金インゴット (Pu富化度・MA含有率未調整)
再処理製品	Zr合金インゴット (Pu富化度・MA含有率未調整)	中間製品	U-TRU-Zr合金スラグ
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	人工鉱物固化体 (ガラス結合ソーダライト)	燃料スミア密度	70/75% (内側燃料/外側燃料)
年間処理能力	50tHM/y	年間処理能力	50tHM/y
再処理製品へのFP混入率	U側製品: ほぼ0% TRU側製品: 約2%	製品へのFP混入率	0.3wt%
前処理操作	ピンせん断(短尺) ボンドNa除去	転換操作	不要
分離操作原理と 使用媒体	電解還元(LiCl-KCl熔融塩) 液体金属抽出(Cd) 蒸留	Pu富化度/MA添加 率調整操作	射出鑄造工程時に混合調整
操作温度	500~1400°C	使用試薬など	Zr Na(ボンド材)
セル雰囲気	Ar雰囲気	操作温度	~1400°C
運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守補修	セル雰囲気	Ar雰囲気
臨界管理方式	質量管理を基本とし、工程に応じ て化学形態管理を併用。	運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守・補修
		臨界管理方式	質量管理/本数・体数管理

表-I-19 金属電解法再処理システムの研究開発計画

実用化戦略調査研究工程	(フェーズⅢ)					(フェーズⅣ)					実用化に向けた開発	
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	~2020	~2025
<b>各工程の技術開発</b>	▼ チェック&レビュー											
	せん断	せん断耐力試験										
	ボンドNa除欠	模擬FPとNaによる除去率確認試験										
	電解精製(全般)	サンプリングや電極操作など 運転操作性確認 電解槽設計最適化、Cd陰極るつぼ材耐久性試験など機器開発										
	(10g規模ホット試験)	照射済金属燃料の電解精製試験(国外)										
	TRU還元抽出	処理能力確認 操作性を考慮した機器開発										
	固体/Cd陰極処理	連続式の成立性検討、モックアップ機器設計 るつぼ耐久性、処理速度等確認のためのモックアップ試験										
	廃棄物処理	基礎試験 固化体製造プロセス試験、塩リサイクル試験他 許認可対応方策検討、浸出率データ取得										
	<b>プロセス全般に係る技術開発</b>	HMI・揮発性FP移行率評価、処理設備の具体化										
	オフガス系	PSA純化方式の性能確認試験										
A-ガス純化系	高温融体移送試験											
物質移送	機器の除染方法の検討、遠隔保守・補修技術開発(機器モジュール化など)、高温融体漏洩対策											
保守・補修	非破壊分析方法等の検討、各工程でのサンプル代表性検討、他											
保障措置・工程管理	境界安全設計方針確立、火災等事故対策検討、他											
<b>設計評価</b>	最適操作条件の検討											
安全性	安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究											
プロセスフローシート	設計検討											
実用プラント設計研究	最適化設計研究											
<b>小規模ホット試験</b>	詳細設計/許認可/工事・装置製作											
	U試験/ホット試験											
<b>工学規模ホット試験</b>	計画検討/概念設計											
	詳細設計/許認可/工事・装置製作/U試験/ホット試験											

表-I-20 射出鑄造法燃料製造システムの研究開発計画

	(フェーズⅢ)					(フェーズⅣ)					実用化に向けた開発	
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	~2020	~2025
実用化戦略調査研究工程												
<b>鑄造プロセス開発</b> 成分調整 射出鑄造・モールド除去・剪断 成分分析	るつぼ・テーピング技術開発											技術体系整備
	射出成型スラグ製造試験、物性測定、照射試料製作											
	非溶解迅速分析手法の開発											
	機器・システム検討・モックアップ装置設計											
<b>遠隔保守補修対応の機器開発</b> スラグ検査、ピン加工、Naボンドイング、ピン検査	射出・ピン加工・ボンドイング検査システム試験 (各種検査能力、遠隔操作性等確認、操作時間評価、製品均質性確認等を目的としたコールドあるいはU試験)											
	集合体組立											発熱影響評価、縦型集合他組立装置の開発
	プロセス全般に係る技術開発											
	不純物管理											
計量管理技術	るつぼ・モールドからの物質移行量評価											
	計量管理技術開発											
<b>設計評価</b> 臨界安全性の確認												設備の詳細設計検討による確認
	安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究											最適化設計研究
実用プラント設計研究												
	工学規模ホット試験											計画検討/概念設計
												詳細設計/許可/工事・装置製作/U・Pu試験

表-I-21 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)の一体型プラントの仕様

先進湿式法		振動充填(スフェアパック)	
受入燃料	酸化燃料 (スフェアパック)	受入原料	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)
再処理製品	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)	中間製品	球状酸化粒子 (80、800 μmφの二種類)
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	ホウケイ酸ガラス固化体	燃料スミア密度	80%
年間処理能力	200tHM/y	年間処理能力	200tHM/y
再処理製品へのFP混入率	0.14%以下	製品へのFP混入率	0.14wt%
前処理操作	バンドルせん断(短尺)	転換操作	外部ゲル化法+焙焼
分離操作原理と 使用媒体	溶解(硝酸水溶液) 晶析 溶媒抽出(TBP+n-ドデカン) クロマトグラフィー(シリカ担持型 CMPO/BTP吸着材)	Pu富化度/MA添加率調 整操作	不要
操作温度	0~95℃	O/M調整操作	H <sub>2</sub> ガス還元
セル雰囲気	空気雰囲気	焼結操作	必要
運転・保守補修方式	連続式 自動運転(配管移送) 遠隔保守補修	使用試薬など	ポリビニルアルコール テトラヒドロフルフリルアルコール インプロピルアルコール アンモニア水溶液
臨界管理方式	形状管理(全濃度安全形状)	操作温度	室温~1700℃
		セル雰囲気	空気雰囲気
		運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守・補修
		臨界管理方式	形状管理(水溶液系は全濃度安全形 状寸法)/本数・体数管理

表-I-22 振動充填法燃料製造(スフェアバック燃料)システムの研究開発計画

	(フェーズⅢ)					(フェーズⅣ)					実用化に向けた開発	
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	~2020	~2025
実用化戦略調査研究工程	▼チェック&レビュー											▼技術体系整備
<b>各工程の技術開発</b>												
原液調整	工学規模試験による粘性溶液の計量・混合性の確認											
ゲル化転換	工学規模試験による複数ノズルからの滴下安定性の確認											
焼結・O/M調整	低除染燃料の発熱対策(再酸化防止)の検討											
振動充填	低除染燃料の発熱対策(再酸化防止)の検討											
ピン組立	上部端栓溶接技術開発、溶接部検査方式(超音波探傷)の確認											
集集体組立	小規模試験による被覆管健全性保証温度の確認、工学規模試験による低除染燃料集集体組立可能性確認											
<b>プロセス全般に係る技術開発</b>												
遠隔自動、遠隔保守・補修	コールドモックアップ試験による遠隔自動運転技術の確立											
保障措置・工程管理	粉末の飛散防止および回収技術の開発、セル内ホールドアップ測定および核物質質量検認技術開発											
<b>設計評価</b>												
実用プラント設計研究	安全設計やシステム設計に基づく概念設計研究 最適化設計研究											
<b>工学規模ホット試験</b>	試験規模に適した装置条件や設計パラメータの評価											
											機器・設備設計、施設設計、許認可、製作、据付、コールド試験	MOX試験・処理速度、遠隔保守補修性見直し

表-I-23 酸化物電解法再処理と振動充填法燃料製造(バイパック)の一体型プラントの仕様

酸化物電解法		振動充填(バイパック)	
受入燃料	酸化物燃料 (バイパック)	受入原料	酸化物粉体 (Pu富化度・MA含有率未調整)
再処理製品	酸化物粉体 (Pu富化度・MA含有率未調整)	中間製品	不規則形状酸化物粒子 (粒径に応じて5分級)
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	鉛リン酸ガラス固化体 フッリン酸ガラス固化体	燃料スミア密度	82%
年間処理能力	50tHM/y	年間処理能力	50tHM/y
再処理製品へのFP混入率	1.4wt%	製品へのFP混入率	1.4wt%
前処理操作	燃料粉化(機械式)	転換操作	不要
分離操作原理と 使用媒体	塩素化溶解 電解還元(NaCl-CsCl溶融塩) 液体金属抽出(Cd) 蒸留 酸化転換	Pu富化度/MA添加率調整操作	混合調整
操作温度	650~1000℃	O/M調整操作	酸素ゲッターの添加
セル雰囲気	空気雰囲気、Ar雰囲気	焼結操作	不要
運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守補修	使用試薬など	ウラン金属微粒子
臨界管理方式	質量管理	操作温度	室温
		セル雰囲気	空気雰囲気
		運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守補修
		臨界管理方式	質量管理/本数・体数管理

表-I-24 酸化物電解法再処理システムの研究開発計画

実用化戦略調査研究工程	(フェーズⅢ)				(フェーズⅣ)				実用化に向けた開発			
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	～2020	～2025
<b>各工程の技術開発</b>	脱被覆	▼チェック&レビュー										
	ZrO <sub>2</sub> 方式/ハル溶融方式	工学規模モックアップ試験										
	同時電解	脱被覆方式も考慮したハル洗浄方式選定→ホット試験										
	NM分離	材料選定・構造検討→U試験										
	MOX共析	操作性、保守性のモックアップ試験										
	MA回収	耐久性等を考慮したコーティング仕様の検討										
	溶融塩リサイクル工程	除染能力・処理速度の向上										
		MA回収方式の選定→ホット試験										
	<b>プロセス全般に係る技術開発</b>	沈殿物、余剰塩の回収方法選定 → 機器開発モックアップ										
		塩含有率制限の設定、塩蒸留法の性能評価 → 機器開発、ホット試験										
	陰極回収物の処理	固化管理の選定 → 固化管理の開発										
	リン酸塩、余剰塩の処理	固化管理の選定→処分体の安定性等の評価 → 固化管理の開発										
	NM陰極析出物	固化管理の選定→処分体の安定性評価→固化管理の開発										
塩素ガスリサイクル	塩素ガスリサイクル装置の開発、安全性確認試験											
物質移送・保守・補修	自動遠隔対応の機器開発(粉体・顆粒取扱、輸送容器等取扱、除染、保守・補修、脱着・交換) → モックアップ試験											
免震装置	免震床構造の具体化 → モックアップ試験											
<b>設計評価</b>	保障措置・工程管理	サンプリング均一性(誤差)の確認、酸化物電解法に適した分析技術開発、新たな保障措置概念の検討										
	安全性	溶融塩・塩素ガス漏洩対策、高温装置の安全性、臨界管理、火災・爆発防止、電源喪失時対策										
	プロセスフローシート	前処理法/同時電解/MOX共析/MA回収/機器開発等に基づくフローシート再評価										
		装置概念の具体化										
<b>工学規模ホット試験</b>	工学規模試験設備の概念設計/詳細設計											
	許認可											
施設整備												

表-I-25 振動充填法燃料製造(ハイバック燃料)システムの研究開発計画

実用化戦略調査研究工程	(フェーズⅢ)						(フェーズⅣ)				実用化に向けた開発 ~2020 ~2025		
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015			
<b>各工程の技術開発</b>	粉砕	▼チェック&レビュー										▼技術体系整備	
	分級	粉砕装置の検討、選定 → 適切な粒度分布を得る粉砕条件把握に関する試験											
	顆粒混合・振動充填	最適充填率を得る混合比の確認 → 機器開発											
	端栓溶接	フランクネット燃料85%TD充填の小規模試験による確認、ゲッタ均一充填技術開発											
	ピン組立	溶接部検査方法の選定、溶接部研削方法の検討											
	<b>プロセス全般に係る技術開発</b>	発熱対策	Pu・充填密度軸方向分布測定技術開発										
		歩留まり	制御温度・雰囲気等検討、MA単独原料の貯蔵設備検討、強制冷却方法検討 → 除熱確認試験										
		計量管理	粉砕装置選定後、払出間隔等適合条件検討・歩留評価										
		遠隔保守・補修	現行技術を参考としたセル内ホールドアップの測定技術開発										
	<b>設計評価</b>	プロセスフローシート	コーールドモックアップ試験による遠隔保守補修技術開発										
<b>工学規模ホット試験</b>		粉砕装置選定／充填率改良／除熱システム開発／計量管理システム開発等に基づくフローシート再評価											
	試験規模に適した装置条件や設計パラメータの評価												
機器・設備設計、施設設計、許可										製作、据付、コーールド試験	MOX試験：処理速度実証、遠隔保守補修性見直し		

表 - I - 26 先進湿式法再処理と被覆粒子法燃料製造の一体型プラントの仕様

先進湿式法		被覆粒子燃料	
受入燃料	窒化物燃料 (スフェアパック)	受入原料	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)
再処理製品	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)	中間製品	TiN被覆球状窒化物粒子 (0.86mφ)
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	ホウケイ酸ガラス固化体	燃料スミア密度	—
年間処理能力	200tHM/y	年間処理能力	200tHM/y
再処理製品へのFP混入率	0.14wt%以下	製品へのFP混入率	0.14wt%
六角ブロッック集合体解体	機械的破壊(せん断など)	転換操作	外部ゲル化法+焙焼 +炭素熱還元
前処理操作	被覆除去 (機械的粉砕 or フッ化揮発) 酸化転換(N-15回収)	Pu富化度/MA添加率調整操作	不要
分離操作原理と 使用媒体	溶解(硝酸水溶液) 晶析 溶媒抽出(TBP+n-ドデカン) クロマトグラフィー(シリカ担持型 CMPO/BTP吸着材)	被覆操作	熱化学気相蒸着法
操作温度	0~95℃	六角ブロッック集合体成型	振動充填+反応焼結法
セル雰囲気	Ar雰囲気+空気雰囲気	使用試薬など	ポリビニルアルコール テトラヒドロフルフリルアルコール インプロピルアルコール アンモニア水溶液 炭素粉末 四塩化チタン
運転・保守補修方式	連続式 自動運転(配管移送) 遠隔保守補修	運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守補修
臨界管理方式	形状管理(全濃度安全形状)	臨界管理方式	形状管理(水溶液系は全濃度安全 形状寸法)/本数・体数管理

表-I-27 燃料サイクルシステム候補概念の技術総括結果

組合せ 評価項目	先進湿式法と 簡素化ペレット法	金属電解法と 射出鑄造法	先進湿式法と 振動充填法(※)	酸化物電解法と 振動充填法
設計要求への 適合可能性	すべての設計要求に対し て高いレベルで適合する 可能性があり、スケール アップ効果のため大規模 施設の経済性が高い。	すべての設計要求に対し て適合する可能性があり、 小規模施設の経済性が 高い。	すべての設計要求に対し て適合する可能性がある。	すべての設計要求に対し て適合する可能性がある。
技術的実現性  (国際的視点)	実現性を見通すことが 可能	実現性を見通すことが 可能だが、インフラ整備 が必要なことから比較的 長期の開発を要する 見込み	実現性を見通すことが 可能	技術的課題が多く開発に 長期を要する
国際協力を期待すること が可能	国際協力を期待すること が可能 〔 仏国ではホットラボなど による関連研究を実施 〕	国際協力を期待すること が可能 〔 米国ではホットラボなど による研究を実施 〕	国際協力を期待すること が困難 〔 積極的に開発する 国はない 〕	国際協力を期待すること が可能 〔 ロシアではホットラボなど による関連研究を実施 〕

(※) ヘリウムガス冷却炉用の窒化物被覆粒子燃料の製造には、この振動充填法の工程の一部である「ゲル化法」が  
用いられるが、対応する燃料サイクル概念の開発については、高速増殖炉システム開発の進捗により被覆粒子窒化  
物燃料の概念が固まった後に着手することが効率的である。

表-I-28 高速増殖炉サイクルの技術総括結果

対象概念		開発目標への適合可能性				
		安全性	経済性 (将来軽水炉の発電 原価以下)	環境負荷低減性 (放射性廃棄物・潜在的有害度(1000 年後)の低減、軽水炉からのMA受け 入れ能力)	資源有効利用性 (LWRからFBRへの移行完了 までの天然ウラン累積需要 量)	核拡散 抵抗性
(a)	FBR システム  Na冷却炉 (MOX燃料)  先進湿式法 + 簡素化 ペレット法	設計基準事象に対する 安全性及び設計基準 事象を超える事象に対す る安全性を確保できる見 通し。	約60%  (注1)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高レベル廃棄物発生量 1.0(相対値)(注2)</li> <li>・低レベル廃棄物発生量 1.0(相対値)(注2)</li> <li>・潜在的有害度(1000年後) 1.0(相対値)(注2)</li> <li>・軽水炉からのMAの受け 入れが可能</li> </ul>	天然ウラン在来型 資源量の約5%	低除染 TRU燃料 サイクル  U, Pu, Np の共回収
(b)	FBR システム  Na冷却炉 (金屬燃料)  金屬電解法 + 射出鑄造法	設計基準事象に対する 安全性及び設計基準 事象を超える事象に対す る安全性を確保できる見 通し。	約70%  (注1)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高レベル廃棄物発生量 1.7(相対値)(注2)</li> <li>・低レベル廃棄物発生量 1.0(相対値)(注2)</li> <li>・潜在的有害度(1000年後) 2.1(相対値)(注2)</li> <li>・軽水炉からのMAの受け 入れが可能</li> </ul>	天然ウラン在来型 資源量の約5%	低除染 TRU燃料 サイクル  U, TRU の共回収
(c)	FBR システム  He冷却炉 (窒化物 被覆粒子 燃料)  先進湿式法 + 被覆粒子 燃料製造法	設計基準事象に対する 安全性及び設計基準 事象を超える事象に対す る安全性を確保できる見 通し。	約70%  (注1)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高レベル廃棄物発生量 0.9(相対値)(注2)</li> <li>・低レベル廃棄物発生量 2.1(相対値)(注2)</li> <li>・潜在的有害度(1000年後) 1.4(相対値)(注2)</li> <li>・軽水炉からのMAの受け 入れが可能</li> </ul>	天然ウラン在来型 資源量の約6%	低除染 TRU燃料 サイクル  U, Pu, Np の共回収

注(1): 将来軽水炉の発電原価に対する%を示す。(資源型炉心) 注(2): (a)の廃棄物発生量及び潜在的有害度を1とした場合の相対値を示す。

表-Ⅱ-1 開発目標の見直し

**2015年頃の技術系整備に向けた目標**

- 安全性
  - 社会の既存リスクに比べて小さいこと
- 経済性
  - 将来の国際標準軽水炉の発電単価に比肩すること
- 環境負荷低減性
  - 放射性廃棄物による負荷を低減すること
    - － TRU(超ウラン元素)の燃焼による地層処分への負荷軽減
    - － 運転保守及び廃止措置に伴う廃棄物発生量の低減
- 資源有効利用性
  - 持続的な核燃料を生産するとともに、多様なニーズへ対応できること
- 核拡散抵抗性
  - 核物質防護及び保障措置への負荷軽減

**基礎的に研究開発を進めるべき環境負荷低減の目標**

- LLFP(長寿命核分裂生成物)の分離変換による地層処分への負荷軽減

- フェーズⅢ以降の研究開発計画策定に向け、研究開発目標の見直しの要否について検討した結果、基本的にフェーズⅡで設定した研究開発目標と一貫性のある目標を設定し、2015年頃までに研究開発目標を満足する技術を準備することとした。
- LLFP(長寿命核分裂生成物)の分離変換については、課題が多く研究開発に長期間を要すると考えられるため、基礎的に研究開発を進めるべき目標とした。
- 研究開発目標については、今後も定期的に見直しを行う。

表-Ⅱ-2 設計要求の見直し

研究開発目標	高速増殖炉の設計要求	燃料サイクルの設計要求
<p><b>安全性</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●炉心損傷の発生頻度<math>10^{-6}</math>/炉・年未満</li> <li>●炉心損傷に至る代表事象に対する受動安全性の強化 あるいは事故管理方策の具体化</li> <li>●仮想的な炉心損傷時の再臨界発生を回避し、その影響を原子炉容器あるいは格納施設内で確実に終息</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●同時代の軽水炉燃料サイクルシステムと同等以上（異常の発生要因を極力排除、異常の拡大防止など）</li> <li>●施設内での放射性物質の大規模放出事象の発生頻度を<math>10^{-9}</math>/プラント・年未満に抑制し、その事象を想定しても、施設の閉じ込め能力を確保して、影響を周辺環境に及ぼさない設計</li> </ul>
<p><b>経済性</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●建設費：20万円/kWe *</li> <li>●燃料費：炉心燃料の平均燃焼度 15万MWd/t *</li> <li>●運転費：連続運転期間 18カ月以上 *、稼働率 90%以上 *</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●処分費などを含む燃料サイクル費は1.1円/kWh *</li> <li>●再処理・燃料製造費としては 0.8円/kWh *</li> </ul>
<p><b>環境負荷低減性</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●低除染TRU燃料（MA含有率 5% 程度）を燃焼できること</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●発電量あたりの放射性廃棄物の発生量が軽水炉燃料サイクル施設と同等以下</li> <li>●U及びTRUの廃棄物への移行率 0.1%以下</li> </ul>
<p><b>資源有効利用性</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●増殖比：低除染TRU燃料で、増殖比1.1以上を達成できること（60年程度で軽水炉から高速増殖炉に移行できること）</li> <li>●増殖二一ズに柔軟に対応できること</li> <li>●高温熱源による多目的利用</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●U及びTRU回収率99%以上</li> </ul>
<p><b>核拡散抵抗性</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●低除染TRU燃料による高線量化で接近性を制限</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●核物質防護、保障措置への対応を考慮した設計として、プルトニウムが単体の状態で存在しないこと</li> <li>●低除染TRU燃料による高線量化で接近性の制限</li> </ul>

\*：国際標準となる具体的な目標を設定予定

➢ LLLFPの分離変換に関する設計要求

●放射性廃棄物発生量が軽水炉燃料サイクルの発生量の1/10に削減する（単位発電量当たり）

✓我が国における軽水炉から高速増殖炉への円滑な移行を図るため、増殖比1.1以上を要求するとともに、将来の国際的なエネルギー需給の不確実さを考慮して増殖比の柔軟性も要求した。また、環境負荷低減に関する高い目標を達成するため、U及びTRUの廃棄物への移行率0.1%以下を設計要求とした。

表-Ⅱ-3 高速増殖炉システム主概念の技術課題

プラントシステム(ナトリウム冷却炉)

項目	技術課題
炉心損傷時の再臨界回避	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料集合体内部にダクトを配置した新型燃料集合体による溶融燃料の早期流出</li> <li>損傷炉心の原子炉容器内安定冷却</li> </ul>
切込型炉上部機構 (原子炉容器コンパクト化)	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉上部機構の耐熱設計</li> <li>原子炉容器上部プレナム内熱流動設計</li> <li>炉内構造物の熱過渡設計</li> </ul>
ポンプ組込型中間熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> <li>振動抑制対策及び寿命中の伝熱管摩耗量の評価</li> <li>入口プレナムの流動設計</li> </ul>
2ループレ化:大口径高流速配管	<ul style="list-style-type: none"> <li>エルボ部の流力振動の評価</li> <li>高速流動場における配管の寿命期間中の健全性確保</li> </ul>
高信頼性蒸気発生器	<ul style="list-style-type: none"> <li>長尺二重伝熱管の製作性</li> <li>ナトリウム側の熱流動設計</li> <li>大型球形管板の成立性と製作性</li> <li>二重伝熱管の水リーク挙動の把握</li> </ul>
新型燃料取扱設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>切込型炉上部機構と整合する新型燃料取扱設備の成立性</li> <li>大型燃料集合体の耐衝撃健全性の確保</li> </ul>
高クロム鋼採用による配管短縮	<ul style="list-style-type: none"> <li>クリープ疲労強度と長時間延性・韌性を向上させた材料開発とその試験データの取得</li> <li>溶接施工性の確認</li> <li>材料強度基準(案)の策定</li> </ul>
高温構造設計方針	<ul style="list-style-type: none"> <li>高温構造設計方針(案)の策定</li> </ul>
ナトリウム中検査・補修技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>ナトリウム中目視センサ、ナトリウム中構造物体積検査機器の研究開発</li> <li>二重伝熱管検査機器の研究開発</li> </ul>
「もんじゅ」の発電プラントとしての信頼性実証/ナトリウム取扱技術の確立	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計手法の妥当性確認</li> <li>発電プラントとしての信頼性の実証</li> <li>ナトリウム取扱い技術の確立</li> </ul>

炉心燃料(MOX燃料)

項目	技術課題
高燃焼度燃料・材料研究開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>ODS被覆管燃料ピンの被覆管最高温度700℃、ピーク燃焼度25万MWd/t(ピーク照射量250dpa)での性能評価、健全性確認</li> </ul>
低除染TRU酸化物燃料の研究開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>5%MA含有率の燃料の物性・照射挙動評価</li> <li>低除染TRU燃料の25万MWd/t(実用化目標)までの健全性確認・性能評価</li> <li>シヨートプロセス中空ペレット燃料ピンの性能評価</li> </ul>
再臨界回避集合体の研究開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>内部ダクト付集合体の詳細構造決定と製作性</li> <li>流動試験などによる耐久性</li> <li>照射健全性</li> </ul>

表-II-4 高速増殖炉システム主概念の研究開発計画(ナトリウム冷却炉)

設計研究	2005		2010		2015		判断のポイント	代替技術
	美用炉の概念構築 実証試験施設の概念構築	概念設計研究 実証方策の検討	概念設計研究 設計用データ取得(強度、溶接性など)	概念最適化 概念設計研究	概念最適化 設計用データ取得(交換補修法整備)	概念設計研究		
技術開発	①配管短縮のための高クロム鋼の開発	③Na中エロージョン試験(エルボなど)配管要素試験/浸食発生性試験	①長時間評価データ取得(交換補修法整備)	②	①クリプ疲労強度、長時間延性・靱性、溶接施工性の確認 ②長時間データの成立見通し	改良9Cr鋼		
	②システム簡素化のための冷却系ループ化	④Na中エロージョン試験(エルボなど)配管要素試験/浸食発生性試験	④	⑤	③流体力学問題の成立性確認 ④高速流配管の耐エロージョン性の成立見通し ⑤高速流配管の耐エロージョン性成立性の確認	ループ数増加		
	③1次冷却系簡素化のためのポンプ組込型中間熱交換器開発	⑤振動・伝熱管の腐蝕量確認試験	⑥	⑦	⑥振動抑制対策及び寿命中の伝熱管磨耗量の確認 ⑦同機器の流動成立性の確認	従来型(分離配置)		
	④原子炉容器のコンパクト化	⑥切欠き型による熱衝撃評価試験(水、Na)	⑧	⑩	⑧実機熱流動条件での材料・構造の健全性確認 ⑨モデル試験と高温構造設計方針との整合見通し ⑩高温構造設計方針の策定と設計の整合性確認	原子炉容器拡大		
	⑤システム簡素化のための燃料取扱系の開発	⑦除熱性能、交換機性能確認	⑪	⑫	⑪大型燃料集合体の落下試験による健全性確認 ⑫燃料交換設備の操作性や冷却設備の有効性確認	従来型		
	⑥物量削減と工期短縮のための格納容器のSC造化	⑧ガス中落下試験	⑬	⑭	⑬SC造格納容器成立性の見通し ⑭設計基準との整合性確認	RC造		
	⑦高燃焼度化に対応した燃料被覆管の開発	⑨標準要素技術開発	⑮	⑯	⑮実用燃料への適用性見通し ⑯設計基準整備	既存材料(低温化)		
	⑧配管二重化によるナトリウム漏えい対策強化	⑩SC造の技術開発	⑰	⑱	⑰漏えい検出器成立性見通し ⑱二重配管の保守	従来型		
	⑨直管二重伝熱管蒸気発生器の開発	⑪標準要素技術開発	⑲	⑳	⑲二重伝熱管の製作性や大型球形管板の成立見通し ⑳総合的な機能確認による成立性の確認	ヘリカルコイル型SG		
	⑩保守・補修性を考慮したプラント設計	⑫革新的検査装置の開発(Na中目視試験装置、Na中体積試験装置)	⑳	㉑	⑳目視センサー、体積検査機器の実用性見通し ㉑同機器の分解能、処理能力と実機への適合性確認	従来型		
	⑪受動的炉停止と自然循環による炉心冷却	⑬受動的炉停止装置 要素照射(常備)	㉒	㉓	㉒受動的炉停止装置の機能確認 ㉓自然循環による炉心冷却システムの成立性確認	-		
	⑫炉心損傷時の再臨界回避技術	⑭自然循環水 流動・Na流動試験 「もんじゅ」自然循環試験	㉔	㉕	㉔S-FAIDUSの熔融燃料排出能力の実証 ㉕炉心損傷影響を炉内終息できる機構見通し ㉖炉心損傷影響を炉内終息できることの実証	-		
	⑬建屋の3次元免震技術	⑮S-FAIDUS有効性確認 炉内・炉外試験	㉖	㉗	㉖技術成立性の見通し ㉗設計基準整備	水平免震		
発電プラントとしての信頼性実証/ナトリウム取扱技術の確立	⑯要素試験・特性試験	㉘	㉙	㉘設計手法の妥当性検証 ㉙発電プラントとしての信頼性実証(稼働率60~70% Na取扱技術の確立)	-			

▽ 革新技術の決定 ◇ 各課題のマイルストーン

表-Ⅱ-5 高速増殖炉システム主概念の研究開発計画(MOX燃料)

炉心燃料の研究開発計画

主概念・MOX燃料		2005	2010	2015	判断のポイント	代替技術
高燃焼度燃料・材料研究開発	燃料ピン照射試験(BOR-60、「常陽」)	①		②	ODS燃料ピンの目標燃焼度達成見通し判断 ODS燃料ピンの75dpa,15万MWd/t(※)までの健全性確認 ODS燃料ピンの250dpa,25万MWd/t(※)相当までの健全性確認 ODS被覆管の90dpaまでの材料照射特性評価 ODS被覆管の250dpaまでの健全性評価 ODS/バンドルの15万MWd/t程度までの健全性確認及び25万MWd/tまでの健全性外挿評価 ODS/バンドルの25万MWd/tまでの性能実証	被覆管材料: PNC-FMS鋼
	材料照射試験(「常陽」)	③		④		
	炉外・炉内過渡試験			⑤		
低除染TRU酸化物燃料の照射健全性	バンドル照射試験(「常陽」)			⑥	過渡時燃料ピン健全性評価 ODS/バンドルの15万MWd/t程度までの健全性確認及び25万MWd/tまでの健全性外挿評価 ODS/バンドルの25万MWd/tまでの性能実証	—
	TRU酸化物燃料ピン照射試験(「常陽」)	⑧		⑩		
	燃料ピン照射試験(「常陽」)	⑨		⑪		
	燃料ピン照射試験(「常陽」)	⑩		⑫		
	燃料ピン照射試験(「常陽」)	⑪		⑬		
	燃料ピン照射試験(「常陽」)	⑫		⑭		
再臨界回避集合体研究開発	再臨界回避集合体構造開発	⑮		⑰	TRU酸化物燃料の430W/cmまでの熱的挙動評価 TRU酸化物燃料ピンの10万MWd/tまでの健全性確認 TRU酸化物燃料ピンの25万MWd/tまでの健全性確認 ショートプロセス中空燃料ピンの5万MWd/tまでの健全性確認及び溶融根昇線出力評価 ショートプロセス中空燃料ピンの25万MWd/tまでの健全性確認 低除染TRU酸化物燃料の25万MWd/tまでの健全性確認 低除染TRU酸化物燃料バンドルの25万MWd/tまでの性能実証	—
	燃料ピン照射試験(「常陽」)			⑮		
	燃料ピン照射試験(「常陽」)			⑯		

注)LLFP変換技術開発については、LLFPの変換性能、技術的実現性、経済合理性などを評価するとともに、I、Tcなどのターゲット化合物の照射試験を行い、2015年頃までにはその後の進め方を判断する。

(※) 燃焼度、照射量はピーク値。取出平均燃焼度:15万MWd/tは、再臨界回避集合体構造決定と成立性見直し  
25万MWd/t, 250dpaのピーク値と対応する。

◇ 革新技術の採否判断  
◇ 各課題の主要なチェックポイント

表-Ⅱ-6 高速増殖炉システム補完概念の技術課題及び研究開発計画

技術課題

項目		技術課題
金属燃料	燃料開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>照射健全性                             <ul style="list-style-type: none"> <li>照射初期における被覆管温度650℃の成立性</li> <li>高燃焼度における被覆管内面腐食の評価</li> </ul> </li> <li>過渡試験による燃料健全性の確認</li> </ul>
	炉心損傷時の再臨界回避	<ul style="list-style-type: none"> <li>再臨界回避方策の有効性の確認</li> </ul>
ガス冷却炉	炉心燃料概念	<ul style="list-style-type: none"> <li>革新的な炉心燃料概念の構築、燃料照射試験を含む研究開発の進め方の立案</li> </ul>

研究開発計画

補完概念・金属燃料	2005		2010		2015		判断のポイント	代替技術
	燃料開発(照射試験)	金属燃料比<math>\sim 20 \text{ at.}\%</math>	金属燃料比<math>\sim 6 \text{ at.}\%</math>	炉外透過試験(LOF、圍産被覆材)	炉外・炉内透過試験(LOF-TOP、EBR-II 照射燃料)	再臨界回避方策の有効性確認		
		①	③				① 被覆管温度650℃での液相形成回避確認 ② 被覆管温度650℃での内面腐食量評価 ③ N/A含有金属燃料の照射健全性耳通し	被覆管材料: PNC-FMS鋼
							④ 高燃焼度までの過渡時燃料比健全性評価	—
							⑤ 再臨界回避方策の有効性確認	—
ガス冷却炉			⑨				⑥ 革新的な炉心燃料概念の成立見通し	代替技術

▽ 今後の進め方の判断 ◇ 各課題の主要なチェックポイント

表-Ⅱ-7 燃料サイクルシステム主概念の技術課題  
先進湿式法と簡素化ペレット法の組合せ

		項目	技術課題
先進湿式法	プロセス開発	解体・せん断	・高濃度で効率的な溶解に最適なせん断条件(短尺せん断など)の設定
		溶解	・前後の工程と整合した溶解速度の確認
		晶析	・操業条件の最適化、U回収率のスケールアップの影響などの確認
		共除染・逆抽出	・共除染・逆抽出データの拡充、除染性能のスケールアップの影響などの確認
		MA回収	・抽出クロマトグラフィによるMA回収の原理確認及びMA回収率達成の確認、分離性能のスケールアップの影響などの確認
		解体・せん断	・これまでの要素技術開発を踏まえて、機械式の一体型解体・せん断機の開発
	機器開発	溶解	・遠隔保守補修が可能であり、十分な溶解速度を達成可能な溶解装置の開発
		晶析	・遠隔保守補修が可能であり、充分なウラン回収率や処理速度を達成可能な晶析装置の開発
		共除染・逆抽出	・遠心抽出器の遠隔保守補修性、除染性能、耐久性など機器性能確認
		MA回収	・遠隔保守補修が可能であり、必要な分離回収性能を発揮できる抽出クロマトグラフィ装置の開発
簡素化ペレット法	プロセス開発	脱硝・転換・造粒	・原料粉末調整プロセス条件の最適化
		成型	・上記プロセス条件で製造した原料粉末を用いたダイ潤滑成型プロセスの成立性確認
	機器開発	焼結	・焼結性やO/M調整条件の再現性確認、低除染MA含有簡素化ペレットの製造性確認
		成型 焼結	・実用化が見通せる規模の機器により、遠隔保守補修、量産性などを確認

表- II -8 燃料サイクルシステム主概念の研究開発計画

先進湿式法と簡素化ペレット法の組合せ

項目	目的	2010	2015	判断のポイント	代替技術
設計研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実用サイクル施設の概念構築</li> <li>・技術の総合実証 [実証試験 ~10kg/h=50r/y相当]</li> </ul>	<p>概念設計研究</p>	<p>最適化設計研究</p> <p>実用化プラントの様 及び目標性能</p> <p>計画案の提示</p>	<p>1 晶析技術の実用化の見直し評価 枢要プロセス試験装置の設計への反映</p>	—
		<p>プロセス開発</p> <p>・せん断や晶析の条件(粉体化率、温度、など)と適合した溶解速度の確認</p> <p>・晶析工程の除染係数確認及び結晶洗浄効果の確認</p> <p>・晶析条件と整合した共除染/逆抽出データ拡充</p> <p>・MA回収工程の原理確認</p> <p>・超臨界直接抽出法の抽出性能の確認</p>	<p>2 小規模ホット試験結果に基づく溶解・晶析・共除染・逆抽出の操作条件提示、実用化の見直し判断</p>		
機器開発	<p>スケールアップの影響など確認のための枢要プロセス試験(小規模ホット試験の規模: 10~100倍程度の規模: ~1kg/h=5r/y相当)</p> <p>・処理速度や除染性能など機器性能を確認するための機器概念の構築</p> <p>実用化が見通せる規模の機器の設計・製作・試験</p>	<p>概念検討</p> <p>3 詳細設計</p> <p>3 許認可</p> <p>3 施設整備</p>	<p>4 晶析、共除染・逆抽出、MA回収に関する枢要プロセス試験 (~1kg/h)</p> <p>5 主要工程の機器の製作、機器性能試験</p>	<p>4 枢要プロセス試験結果に基づく溶解・晶析・共除染・逆抽出の実用化の見直し判断</p>	<p>従来PUREXベース技術</p>
		<p>簡素化ペレット法の小規模実証</p> <p>6 解体、せん断、溶解、晶析、共除染・逆抽出、MA回収など主要工程の試験用機器設計(試作・試験も含む)</p> <p>7 脱硝転換・ダイク清成型・焼結など、簡素化ペレット製造小規模システムの設計・製作</p> <p>7 簡素化ペレット試験</p>	<p>6 簡素化ペレット法の原理的成立性の確認、実用化の見直し判断</p> <p>7 簡素化ペレット法製造システムの技術確認、実用化の見直し判断</p>	<p>6 従来型ペレット法ベース技術</p> <p>7 従来型ペレット法ベース技術</p>	
簡素化ペレット	<p>・低除染MA含有MOXペレット製造実証</p> <p>・製造プロセス開発</p> <p>・実用化が見通せる規模の遠隔保守補修、生産性確認</p>	<p>遠隔保守補修概念検討/詳細設計</p> <p>8 遠隔製造・量産試験</p>	<p>8 遠隔製造・量産試験</p>	<p>8 実用機器の性能(量産性、遠隔保守など)の確認、実用化の見直し判断</p>	<p>高除染体系でのプロセス内蔵遠隔システム</p>

注) LLFP分離技術開発は当面基礎基礎の位置づけとして、環境負荷低減性に寄与するFP核種の分離技術、分離スキームの調査・検討を進め、2015年頃までには技術的実現性の実証、経済合理性などを評価してその後の進め方を判断する。

▽ 革新技術の採否の判断  
◇ 各課題の主要なチェックポイント

表-Ⅱ-9 燃料サイクルシステム補完概念の技術課題及び研究開発計画

技術課題

		項目	技術課題
金属電解 + 射出鋳造	設計研究(実用サイクル施設の概念構築)	主要工程の機器概念の提示	操作性や物質移送などを考慮した主工程機器開発、小規模燃料製造(照射用)、計量管理技術開発、廃棄物処分適合性評価、他
	主要工程の機器概念の提示	使用済燃料によるプロセス確認(kg/バッチ程度) (2015年以降実施の準備)	小規模ホット試験計画策定、設備設計、機器設計
	使用済燃料によるプロセス確認(kg/バッチ程度) (2015年以降実施の準備)	工学規模での技術実証 (2015年以降実施の準備)	計画検討、設備設計、機器設計
	工学規模での技術実証 (2015年以降実施の準備)		

研究開発計画

項目	目的	2010	2015	判断のポイント
補完的概念	設計研究(実用サイクル施設の概念構築)	概念設計研究	最適化設計研究	
	主要工程の機器概念の提示	操作性や物質移送などを考慮した主工程機器開発、小規模燃料製造(照射用)、計量管理技術開発、廃棄物処分適合性評価、他	主要機器開発 など	① 廃棄物固化体処分適合性、② 主工程機器の性能、計量管理技術成立性などの確認
	使用済燃料によるプロセス確認(kg/バッチ程度) (2015年以降実施の準備)	小規模ホット試験計画検討、設備設計、機器設計	詳細設計、許認可、ホットセル工事、装置据付	② 実用機器の成立性確認 ③ 再処理小規模ホット試験の可能性判断
	工学規模での技術実証 (2015年以降実施の準備)		計画検討、設備設計、機器設計	④ 規模試験の可能性判断

△ その後の進め方を判断

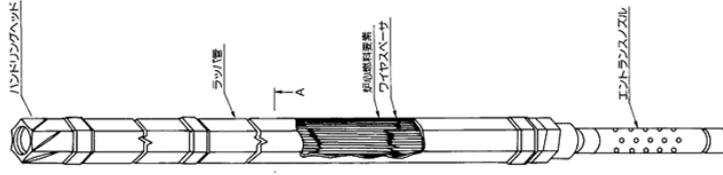
表-Ⅱ-10 高速増殖炉導入の諸量解析における主な想定条件

項目	想定条件
原子力発電設備容量	2030年以降約58GWe一定※1
高速増殖炉の導入開始時期	2050年導入開始 (策定会議の議論を踏まえ)
将来の再処理設備の容量	軽水炉使用済燃料を対象に年間処理容量最大1,200トン 高速増殖炉使用済燃料については、高速増殖炉の導入に応じて適切に導入 (高速増殖炉の導入に必要なプルトニウムを確保し、使用済燃料の中間貯蔵量を削減するため)
その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉(軽水炉と高速増殖炉)の寿命は60年。既存の軽水炉は2030年頃から順次廃止。</li> <li>・軽水炉と高速増殖炉でそれぞれ専用再処理工場を設置。六ヶ所再処理工場の操業終了以降、将来の軽水炉再処理工場は遅滞なく操業を開始</li> <li>・回収ウラン製品は再濃縮して利用</li> </ul>
備考	※1「2030年のエネルギー需給展望(中間とりまとめ)」総合資源エネルギー調査会需給部会(2004年10月)のリファレンスケースを適用。 原子力委員会 第24回新計画策定会議(2005年4月)にて、2030年以降も原子力発電に対して発電電力量の30～40%程度の水準あるいはそれ以上の役割を期待すること適当とされている。

表-Ⅱ-11 軽水炉使用済燃料と高速増殖炉使用済燃料の組成比較

(酸化物燃料; 炉取り出し後、4年冷却; 新燃料1tHM当たりの重量)

	軽水炉		プルサーマル		高速増殖炉(増殖比1.1)	
	BWR	PWR	BWR	PWR	炉心平均	全体平均(含ブランクセット)
燃焼度 (GWd/t)	45	49	45	49	147	90
核分裂生成物 (kg)	46	50	46	49	151	91
マイナーアクチニド (kg)	1	1	5	5	11	6
全アクチニド (kg) (内、Pu重量)	954 (9)	950 (11)	954 (45)	951 (35)	849 (177)	911 (119)



高速増殖炉の  
燃料集合体

- ・ 高速増殖炉特有の燃料集合体形状(ラッパ管、エントランスノズル、ワイヤスペーサ)
- ・ Pu富化度(高速増殖炉の約10%(炉心及びブランクセット燃料の平均)に対して軽水炉約1%、プルサーマル約3~5%)
- ・ 燃焼度の違いによる核分裂生成物、マイナーアクチニドの量の違い  
(軽水炉<高速増殖炉)

表-Ⅱ-12 原子炉プラントを建設・運転する方策

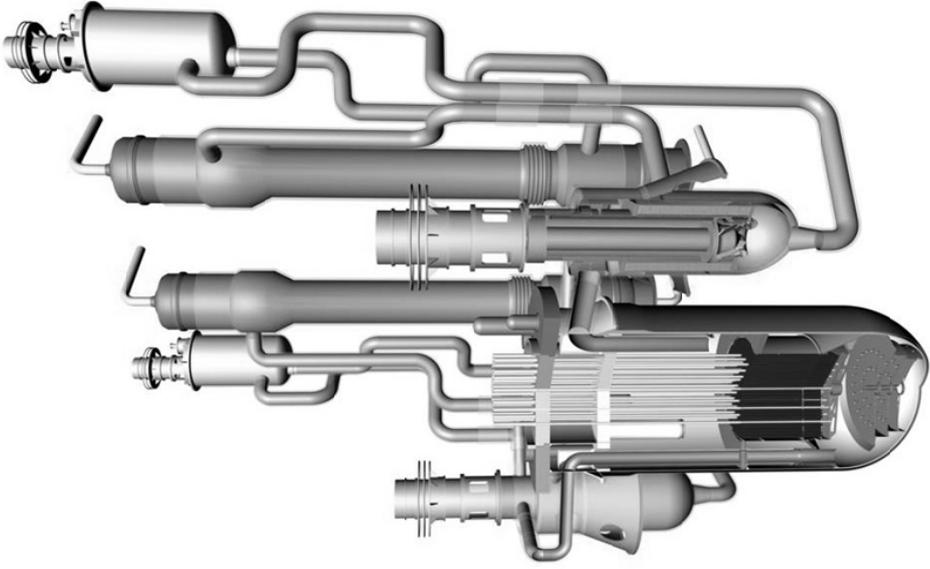
概要	<p>技術実証段階では、商用炉に採用するすべての革新技術を用いた30～50万kWe級の新たな原子炉を建設・運転。 この経験を活かし、実用化推進段階では75～100万kWe級の実用化推進炉を建設・運転。</p> <p><b>技術実証段階:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・商用炉に採用するすべての革新技術(プラント及び炉心燃料技術)を、商用炉をスケールダウンした原子炉を用いて総合的に実証する。</li> </ul> <p><b>実用化推進段階:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・第2段階(革新技術を実証するための原子炉)から第3段階(実用化推進炉)、第3段階から商用段階までのスケールアップは、それぞれ1.5～2倍程度である。</li> <li>・革新技術を実証するための原子炉と実用化推進炉の2つの原子炉の建設・運転経験に基づいて商用炉の導入判断を行う。</li> </ul>	 <p>原子炉概念 (30～50万kWe級)</p>
----	---	--

表-Ⅱ-13 大型試験施設(コールド施設)による方策

技術実証段階では、商用炉に採用する主要な革新技術を、熱出力30万kWt程度の既存火力発電所、「もんじゅ2次系」などを熱源とした大型試験施設で実証。

この経験を活かし、実用化推進段階では 75万kWt級の  
実用化推進炉を建設・運転。

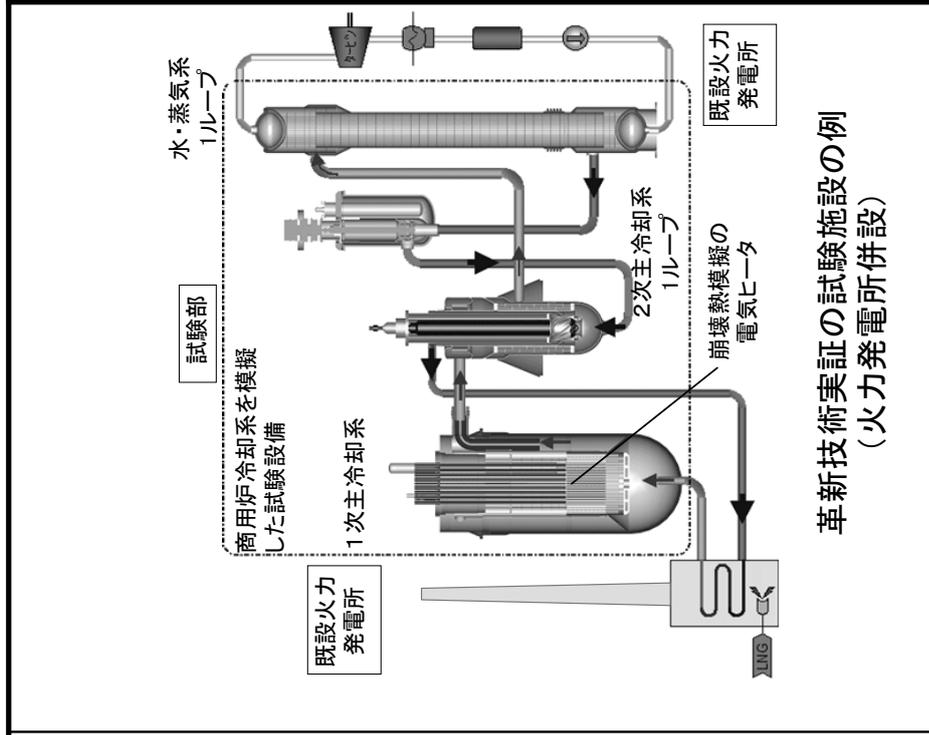
**技術実証段階:**

- ・商用プラントに必要な革新技術はコールド試験で実証する。
- ・炉心燃料の研究開発と実プラントの運転経験蓄積には「もんじゅ」を用いる。

**実用化推進段階:**

- ・原子炉を用いた総合的な実証は、実用化推進段階で実施する。
- ・実用化推進炉1基の建設・運転経験に基づいて商用炉の導入判断を行う。

概要



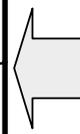
革新技術実証の試験施設の例  
(火力発電所併設)

表-Ⅱ-14 「もんじゅ」を大幅に改造する方策

<p>技術実証段階では、「もんじゅ」炉心の出力増加と革新的機器を1次・2次主冷却系に組み込んで、プラント技術を実証。この経験を活かし、実用化推進段階では75万kW<sub>e</sub>級の実用化推進炉を建設・運転。</p> <p><b>技術実証段階:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・33.3万kW<sub>t</sub>または66.6万kW<sub>t</sub>と比較的大きな出力で主要な革新技術を実証する。</li> <li>・原子炉容器、1次冷却系の改造工事は、全炉心燃料の退避、冷却材ドレン、放射化部位の大幅な改造などの作業を伴う。</li> </ul> <p><b>実用化推進段階:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「もんじゅ」を大幅に改造した原子炉と、実用化推進炉の2つの原子炉による建設・運転経験に基づいて商用炉の導入判断を行う。</li> </ul>	<p>中間熱交換器 蒸発器 過熱器 1次系ポンプ 2次系ポンプ 「もんじゅ」現在の系統構成</p> <p>合体機器(33.3万kW<sub>t</sub>) 新型SG(33.3万kW<sub>t</sub>) 2次系ポンプ 熱出力30~40%上昇 (100万kW<sub>t</sub> / 40万kW<sub>e</sub>) 新型SG(66.6万kW<sub>t</sub>) 実証試験のための「もんじゅ」改造概念例</p>
<p>概要</p>	

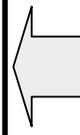
表-Ⅱ-15 革新技術実証の方策

施設	原子炉プラント		大型試験施設(コールド施設)		既設原子炉の改造
	30万kWe 原子炉	50万kWe 原子炉	30万kWe級の 火力発電所に併設	「もんじゅ」の 2次系に付設	
電気出力 (熱出力)	30万kWe (72万kWt)	50万kWe (120万kWt)	試験ループ部12万kWe (外部熱源; 30万kWt火力)	試験ループ部 9万kWe (23.8万kWt)	「もんじゅ」 大幅改造  40万kWe (100万kWt)
1ループの熱出 力・容量	36万kWt	60万kWt	30万kWt	23.8万kWt	1次系: 33.3万kWt 2次系: 66.6万kWt
熱出力 商用炉比	1/5	1/3	1/6	1/7.5	1次系: 1/5.4 2次系: 1/2.7
配管径 商用炉比	1/2.2	1/1.7	1/2.5	1/2.7	1/2.3



原子炉プラントの出力設定に対する考え方

- 商用炉(150万kWe)に対して、1/5~1/3の出力(実用化推進炉の1/2)を想定



外部熱源選定の考え方

- 大口径・高流速配管内の流況を表すRe数が、2015年までに実施する試験条件(商用炉比: 1/5)より大きくなること
- 商用炉の蒸気発生器に対して、1/6程度(実用化推進炉の1/3)を想定

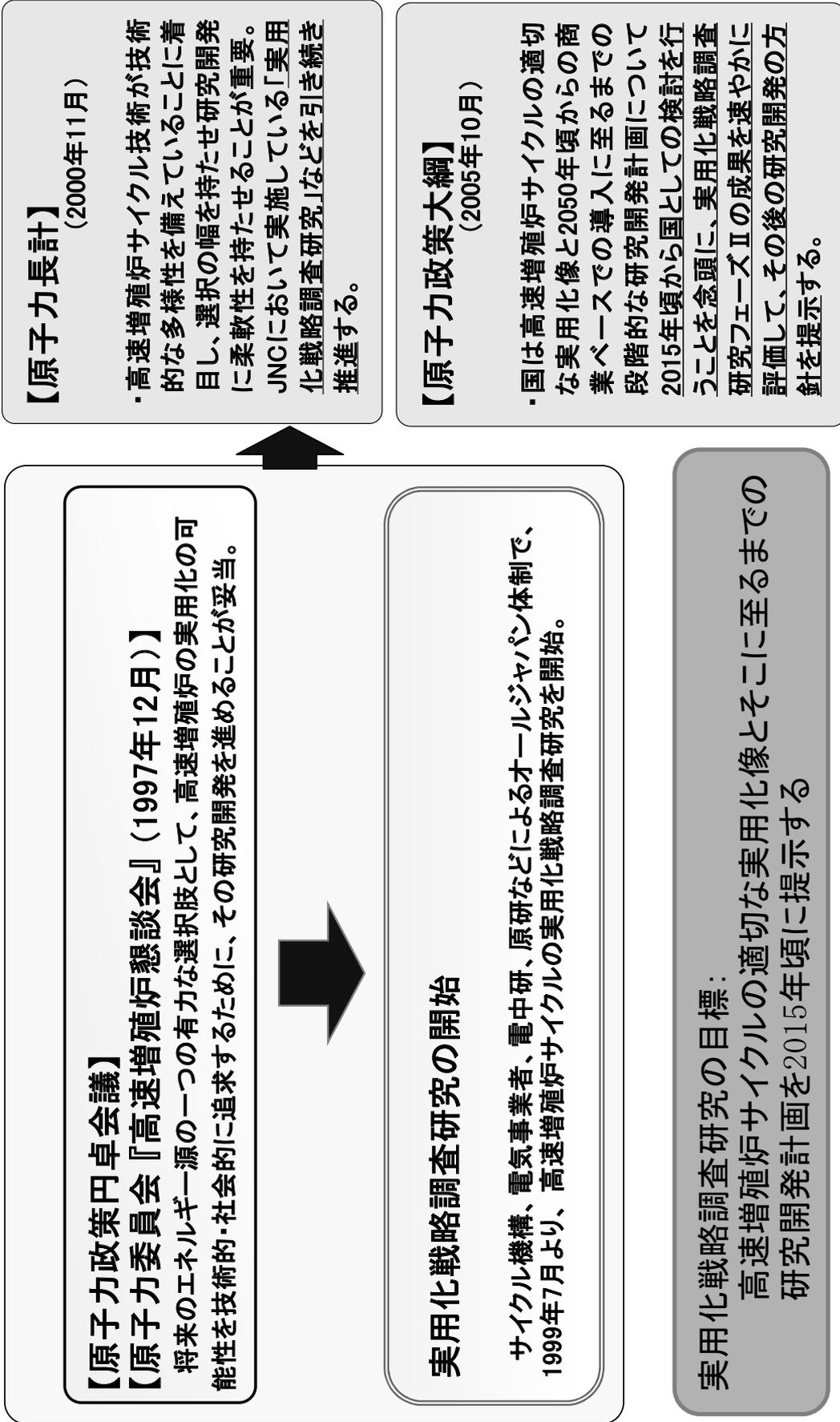
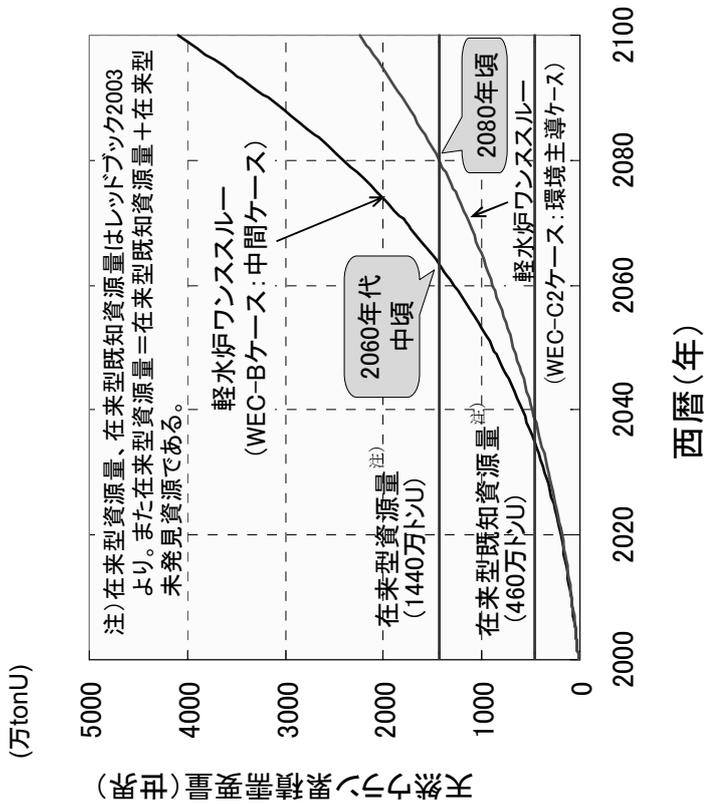
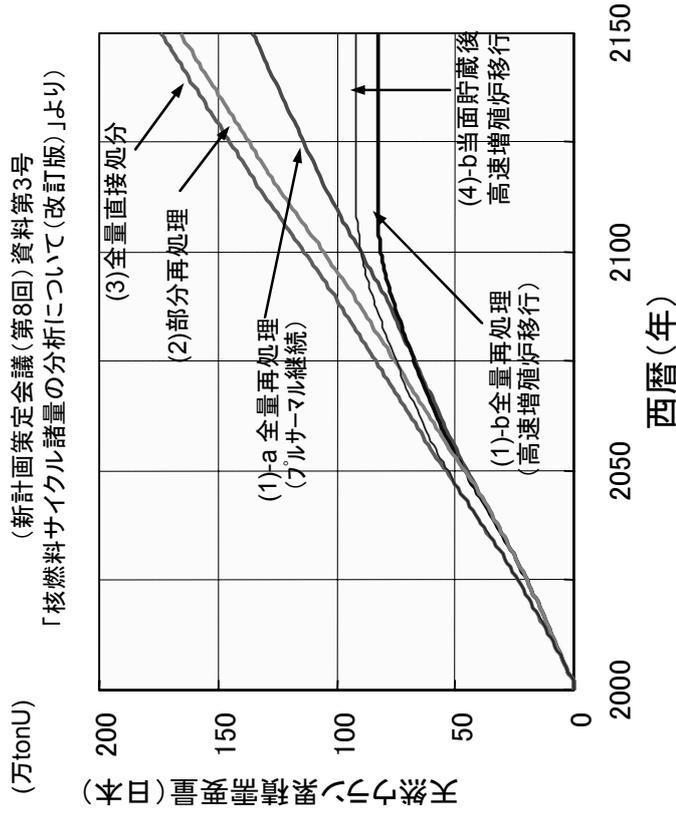


図-序-1 実用化戦略調査研究の経緯



世界の天然ウラン累積需要量



日本の天然ウラン累積需要量

図-序-2 世界及び日本における天然ウラン累積需要量の予測



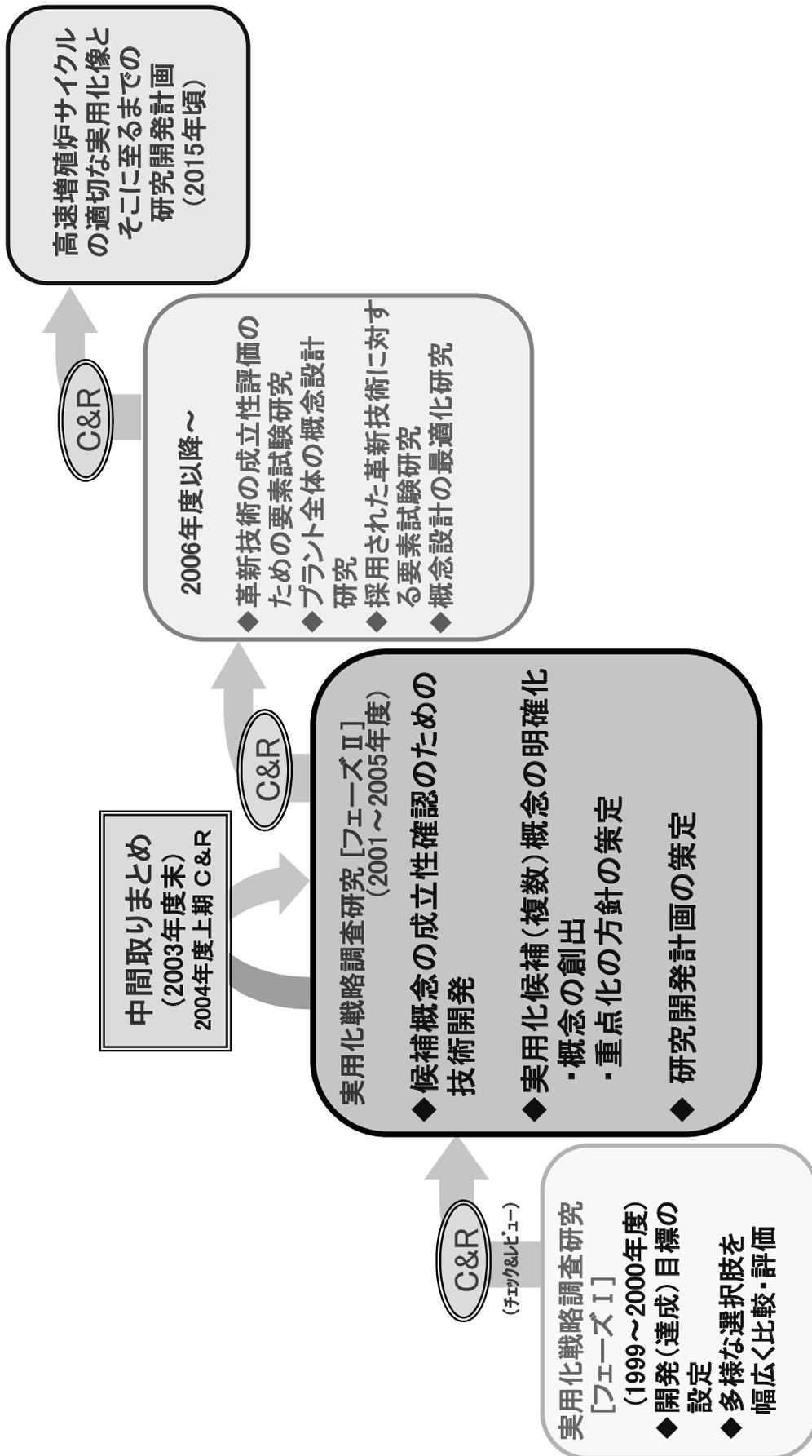


図-序-4 実用化戦略調査研究の展開

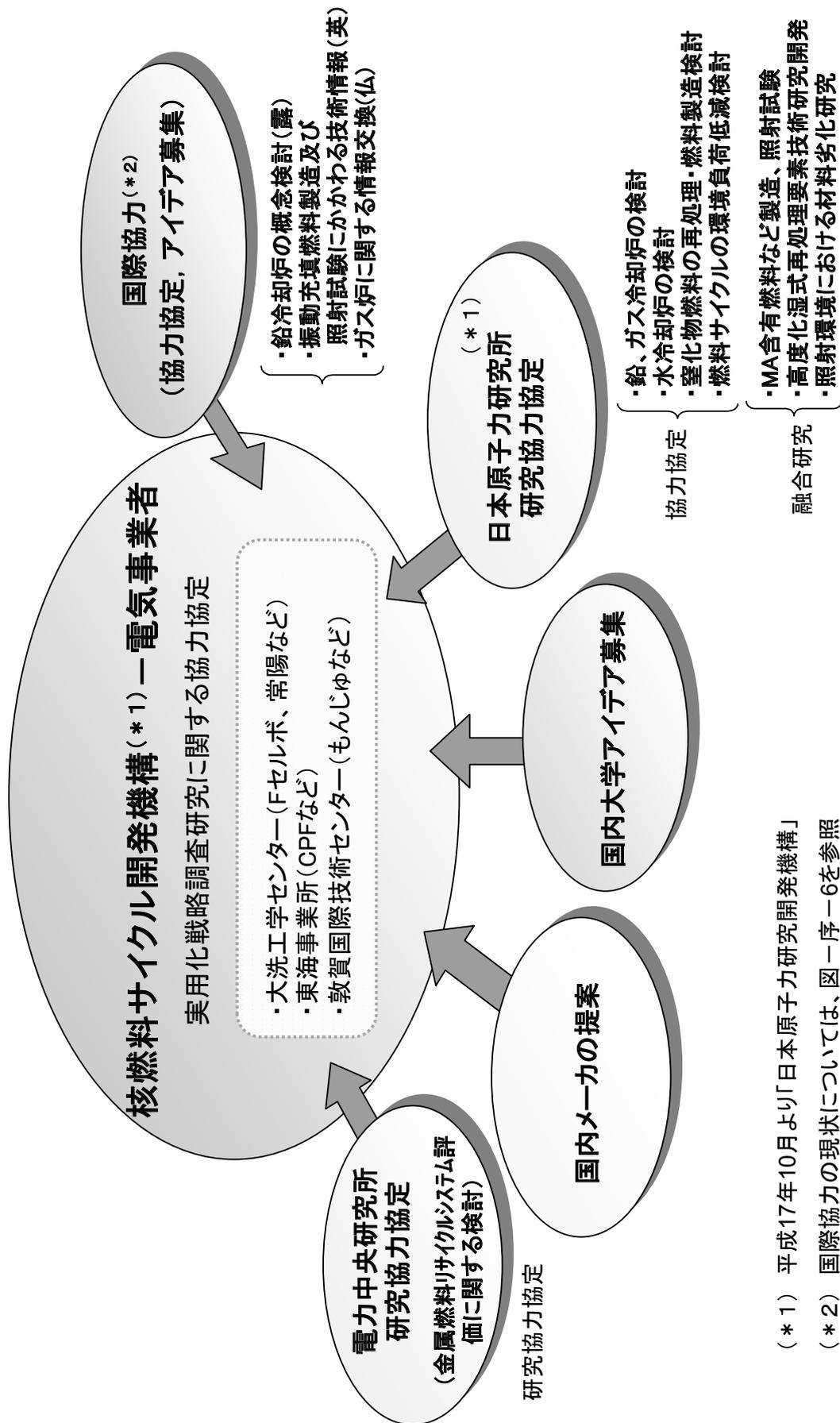


図-序-5 実用化戦略調査研究における協力体制

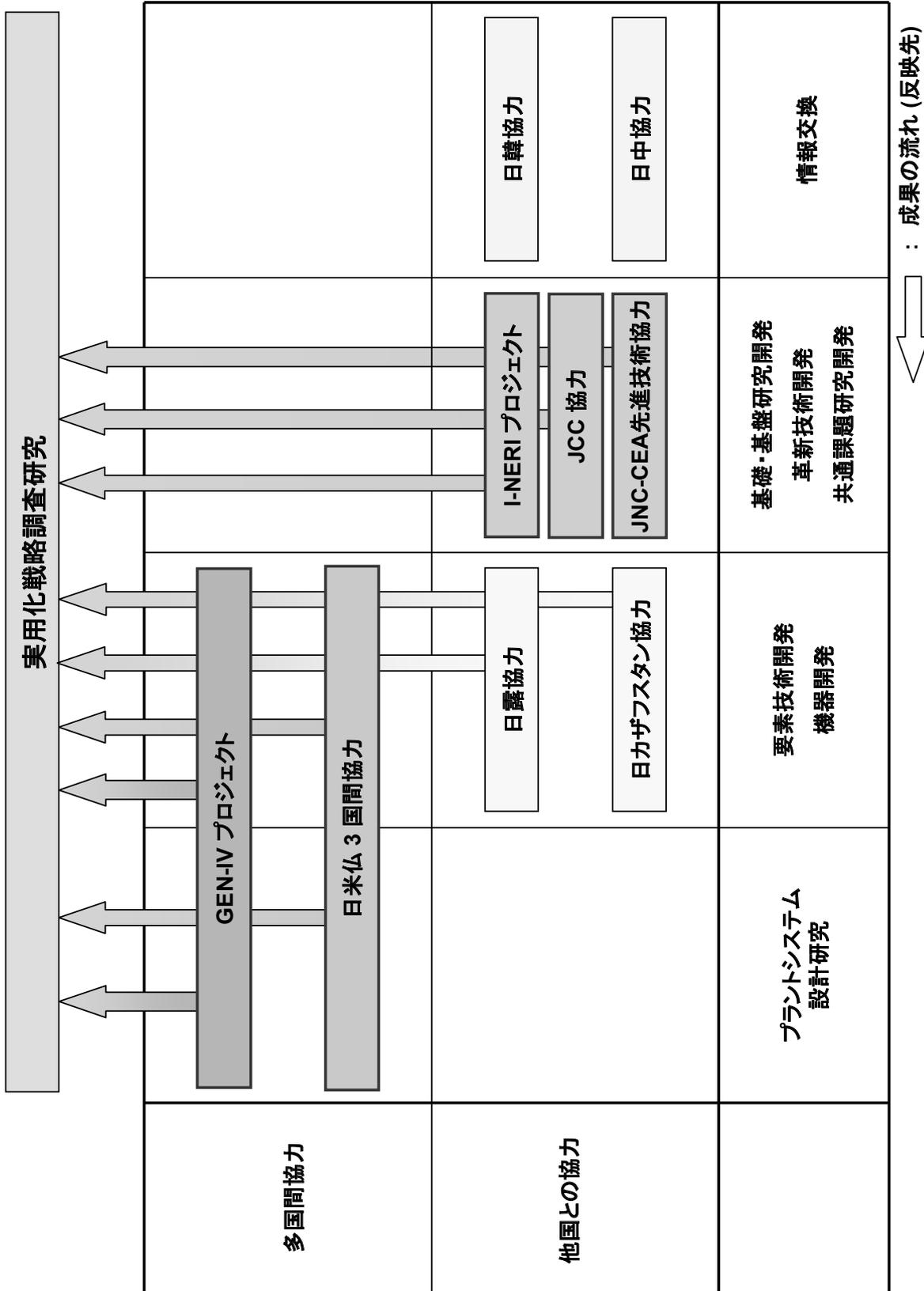
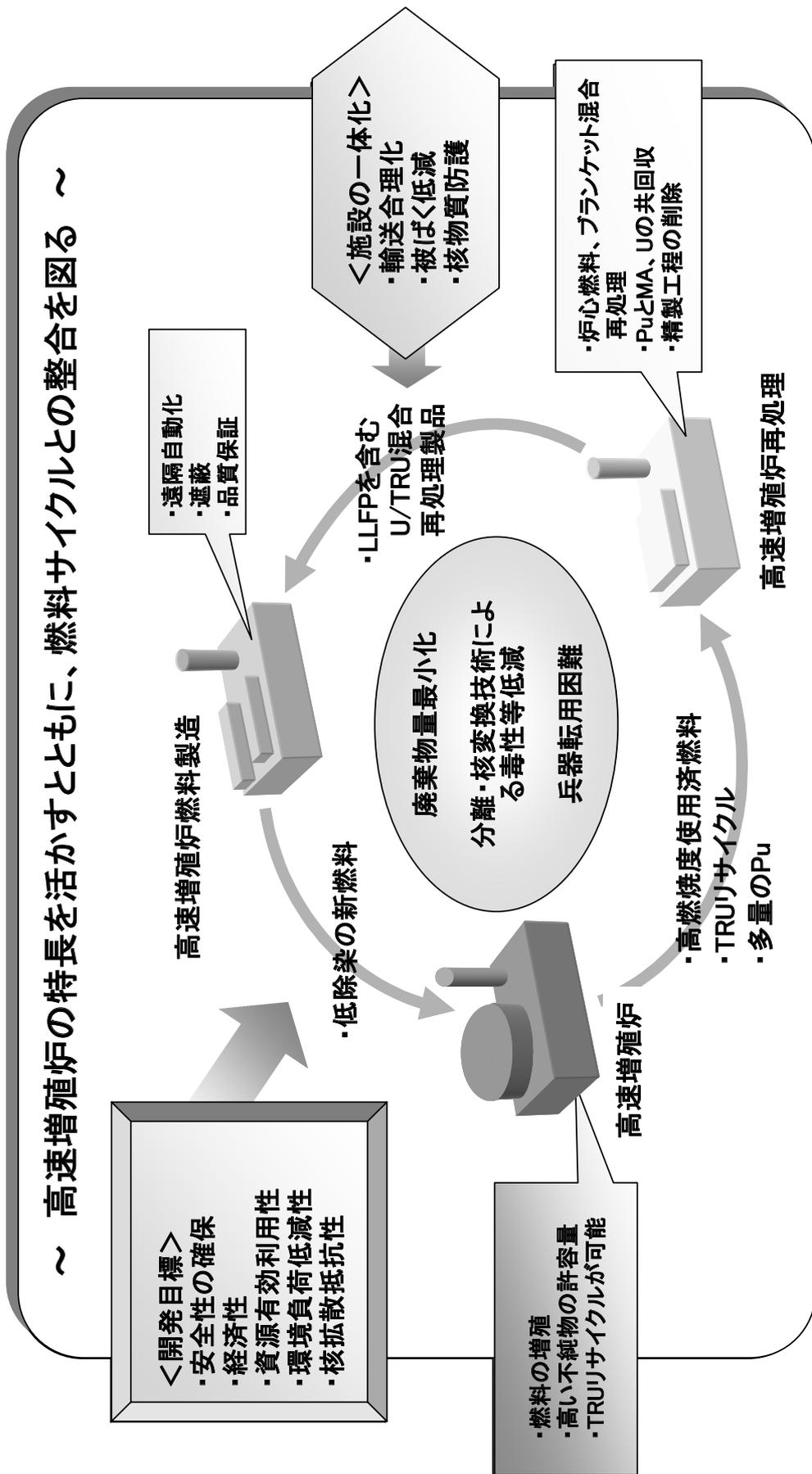


図-序-6 高速増殖炉サイクルの開発を進める国との協力の現状



TRU: 超ウラン元素  
MA: マイナーアクチノイド(Am, Np, Cm)

図-序-7 高速増殖炉の特長を活かした燃料サイクル

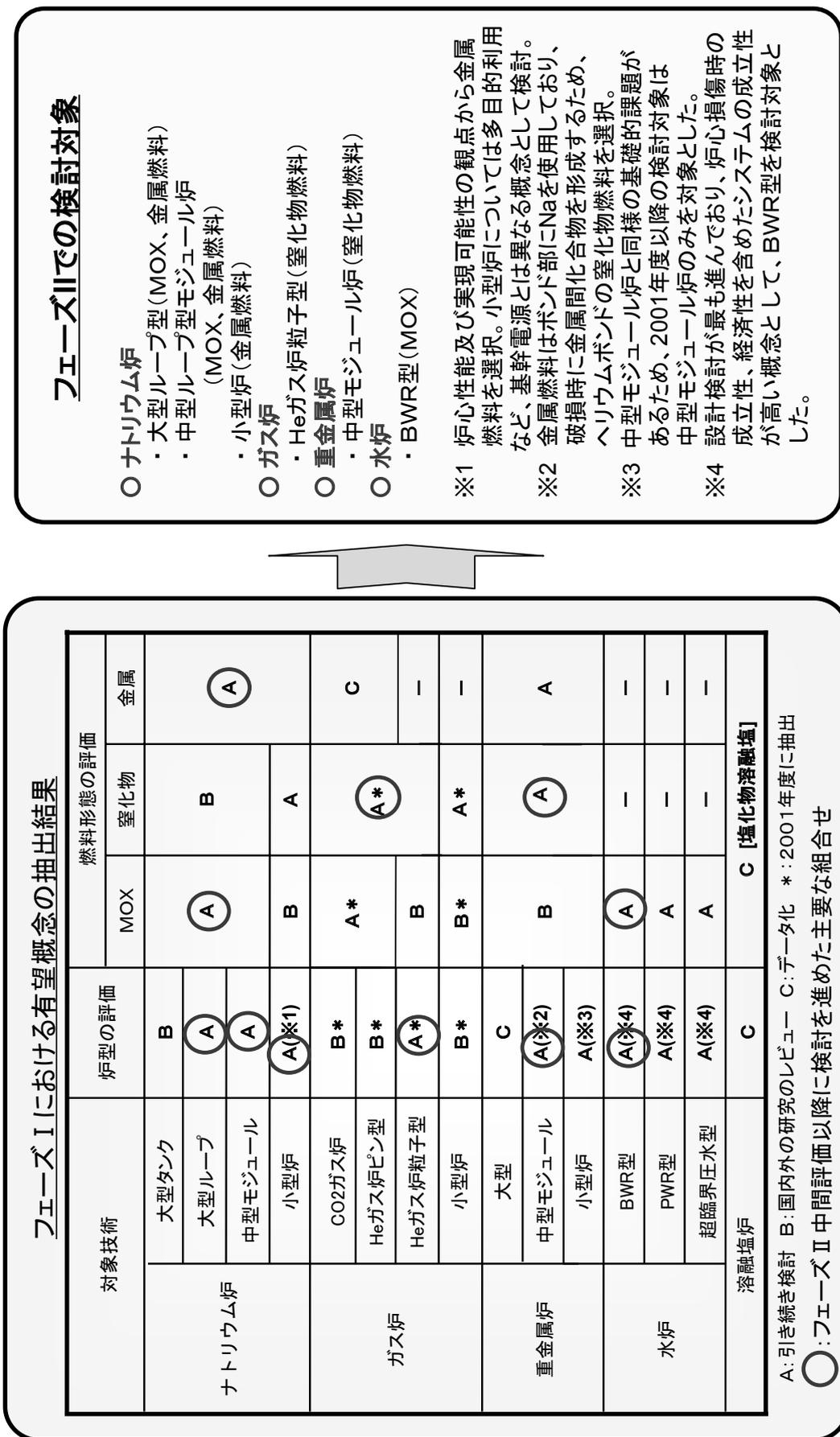


図-序-8 高速増殖炉システムのフェーズ I (1999~2000年度)の成果

フェーズ I における有望概念の抽出結果

対象技術	燃料形態			金属	
	先進湿式	MOX	窒化物		
再処理	先進湿式	(A)	A(*2)	-	
	乾式	酸化物電解法	(A)	C	C
		金属電解法	(A)	A(*2)	(A)
		フッ化物揮発法	B	B	B
燃料製造	簡素化ペレット	(A)	A(*2)	-	
		湿式法対応	(A)	A(*2)	-
	振動充填	酸化物電解法対応	(A)	C	-
		金属電解法対応	A(*1)	A(*2)	-
	casting	射出鑄造法	-	-	(A)
遠心鑄造法		-	-	A(*1)	

A: 引き継ぎ検討 B: 国内外の研究のレビュー C: データ化

○: フェーズ II 中間評価以降に検討を進めた主要な組合せ

フェーズ II での検討対象

○再処理

- ・先進湿式法(MOX、窒化物)
- ・酸化物電解法(MOX)
- ・金属電解法(金属、酸化物、窒化物)

○燃料製造

- ・簡素化ペレット法(MOX、窒化物)
- ・振動充填法
  - ー 湿式対応[スフェアパック](MOX、窒化物)、
  - ー 酸化物電解対応[バイパック](MOX)
- ・射出鑄造法(金属)

\*1 金属電解法対応振動充填法(MOX)及び金属燃料対応の遠心鑄造法は経済性の点で魅力がないことからフェーズ II 中間段階で検討対象から除外。

\*2 窒化物燃料については、主たる工程はMOX対応の先進湿式法やペレット、振動充填法あるいは金属燃料対応の金属電解法などの適用が可能であるため、これらの成果を活用して検討

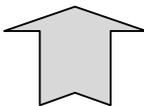


図-序-9 燃料サイクルシステムのフェーズ I (1999~2000年度)の成果

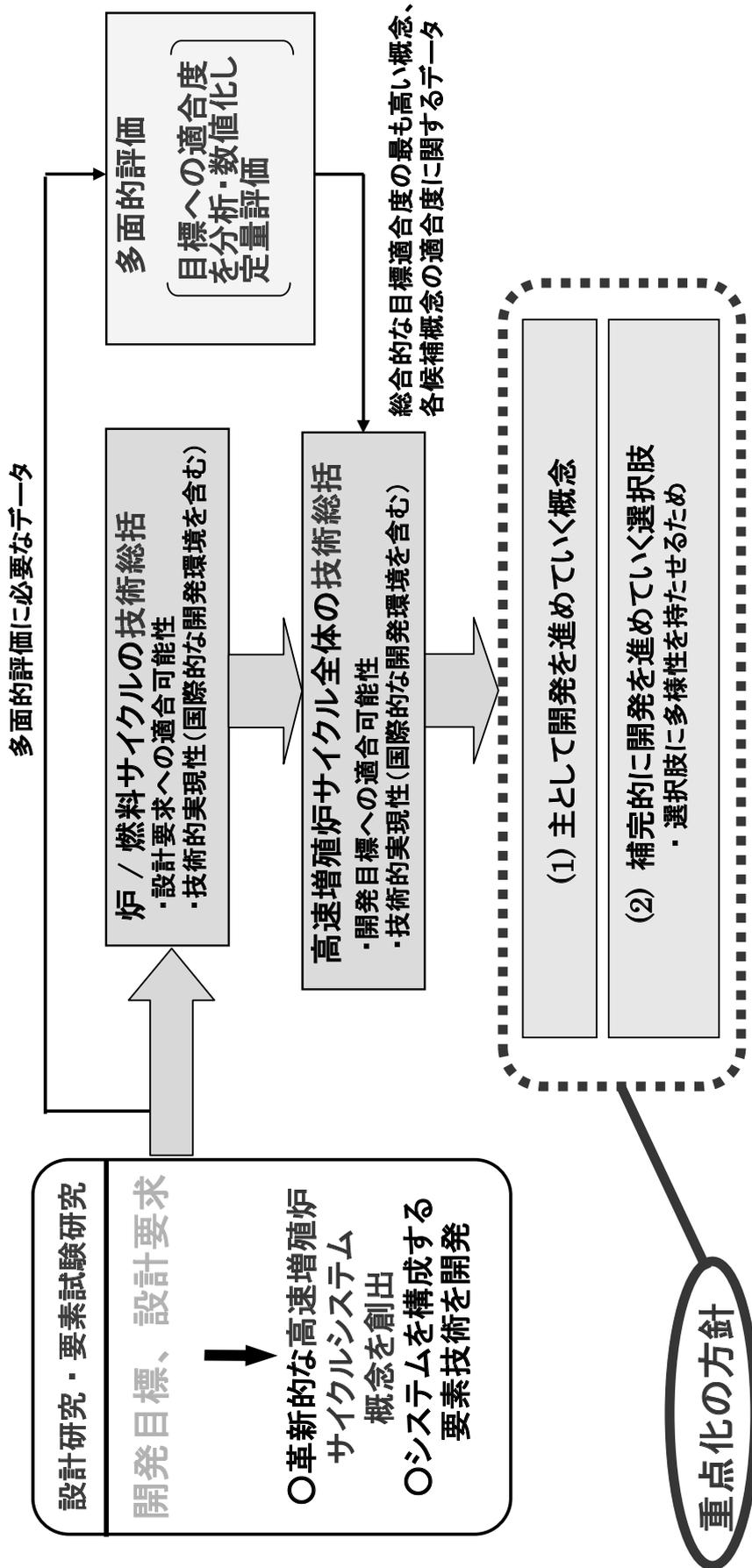
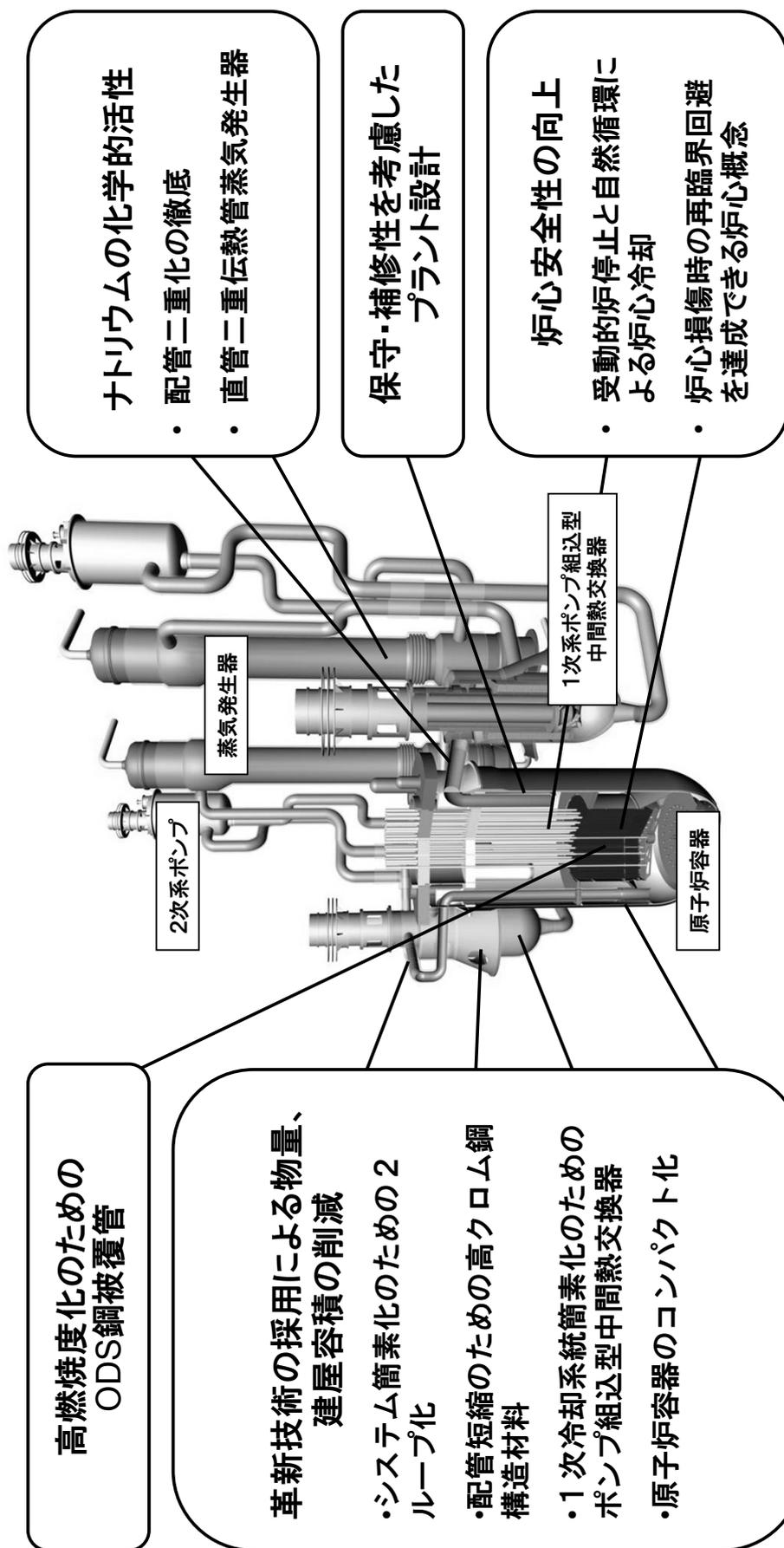
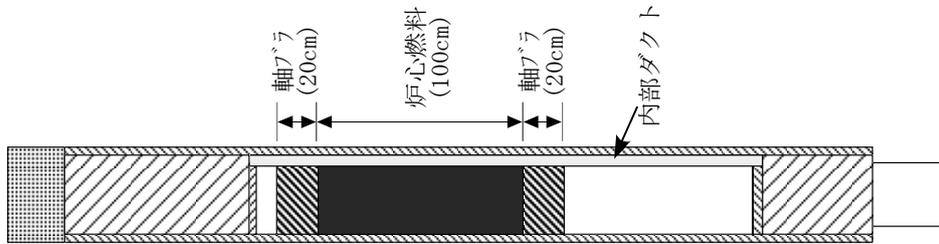


図-I-1 フェーズⅡにおける検討の流れ

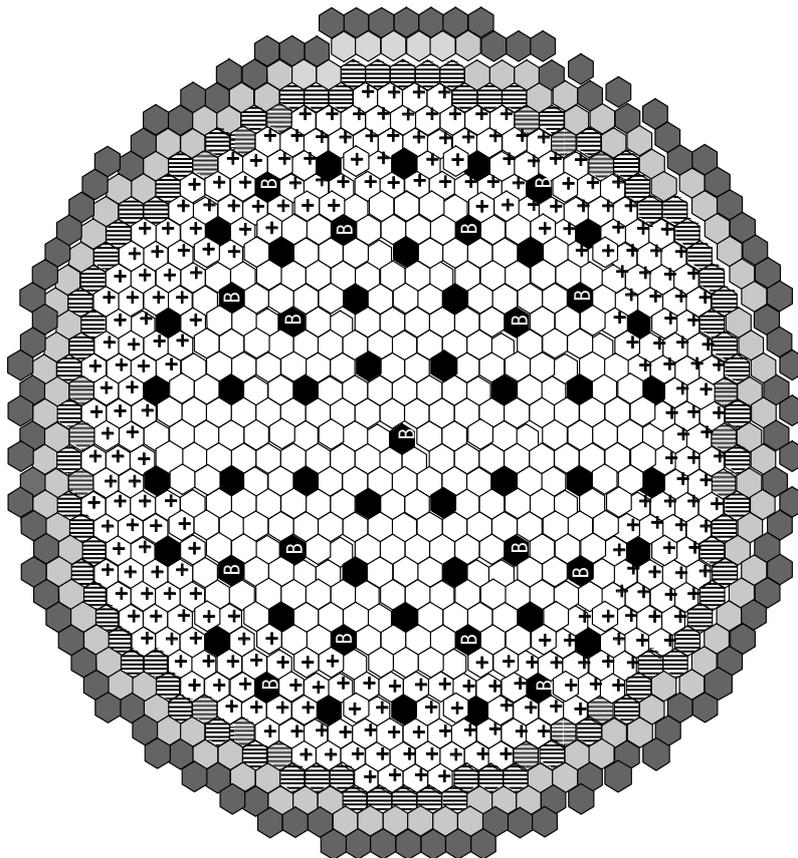


注) ナトリウム炉の仕様比較については表-I-1参照

図-I-2 ナトリウム冷却高速増殖炉概念



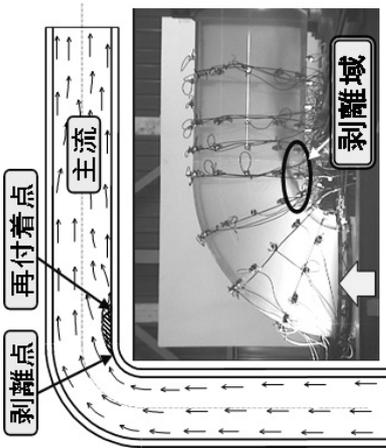
改良内部ダクト型燃料集合体



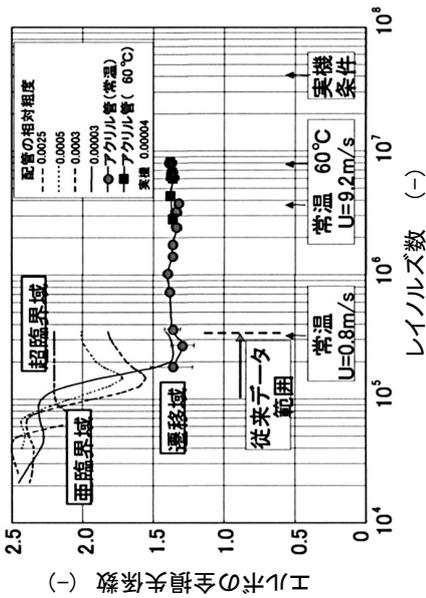
○	内側炉心燃料集合体	288体
⊕	外側炉心燃料集合体	274体
▨	径方向プランケット	96体
●	SUS遮へい体(1層)	102体
◐	Zr-H遮へい体(1層)	108体
◑	主炉停止系制御棒	40体
⊗	後備炉停止系制御棒	17体
合 計		925体

図-I-3 ナトリウム冷却大型炉の「資源重視型」酸化物燃料炉心の炉心配置

2ループ化

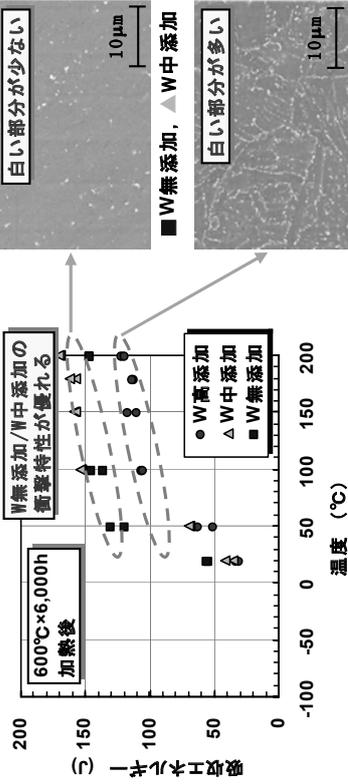


実機流速(9.2m/s)での流動状況  
(大型炉ホットレグ配管1/3縮尺流力振動試験)



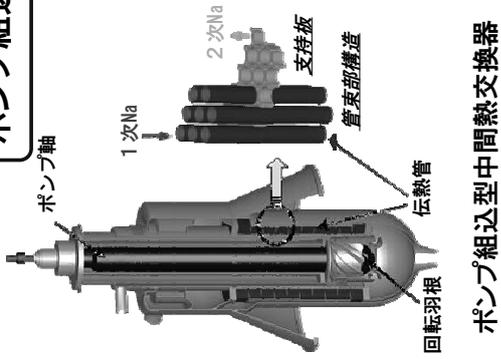
エルボ圧損係数のレイノルズ(Re)数依存性  
・超臨界域の高Re条件では、剥離域が成長せず、流況がRe数に依存しないこと、構造健全性に影響する振動が発生しないことを確認

高クロム鋼構造材料



長時間加熱後の衝撃特性と金属組織に及ぼすタンゲステン量の影響  
・タンゲステン量が少ない方が、熱時効後の衝撃特性に優れる。  
→高速増殖炉用12Cr鋼候補仕様に反映

ポンプ組込型中間熱交換器



- ・中型炉の1/4スケール振動特性試験
  - 振動試験により機器内での振動伝達特性を計測・分析
- ・振動試験解析による解析モデル構築
  - 試験装置の流体、構造、伝熱管などのすべてをモデル化した試験評価モデルを構築
  - 上記試験結果により検証
- ・実機評価モデル構築
  - 実機評価モデルを構築し、伝熱管摩耗量を評価
  - 寿命中の伝熱管健全性を確保できる見通し

図-I-4 ナトリウム冷却高速増殖炉の要素技術開発成果(例)

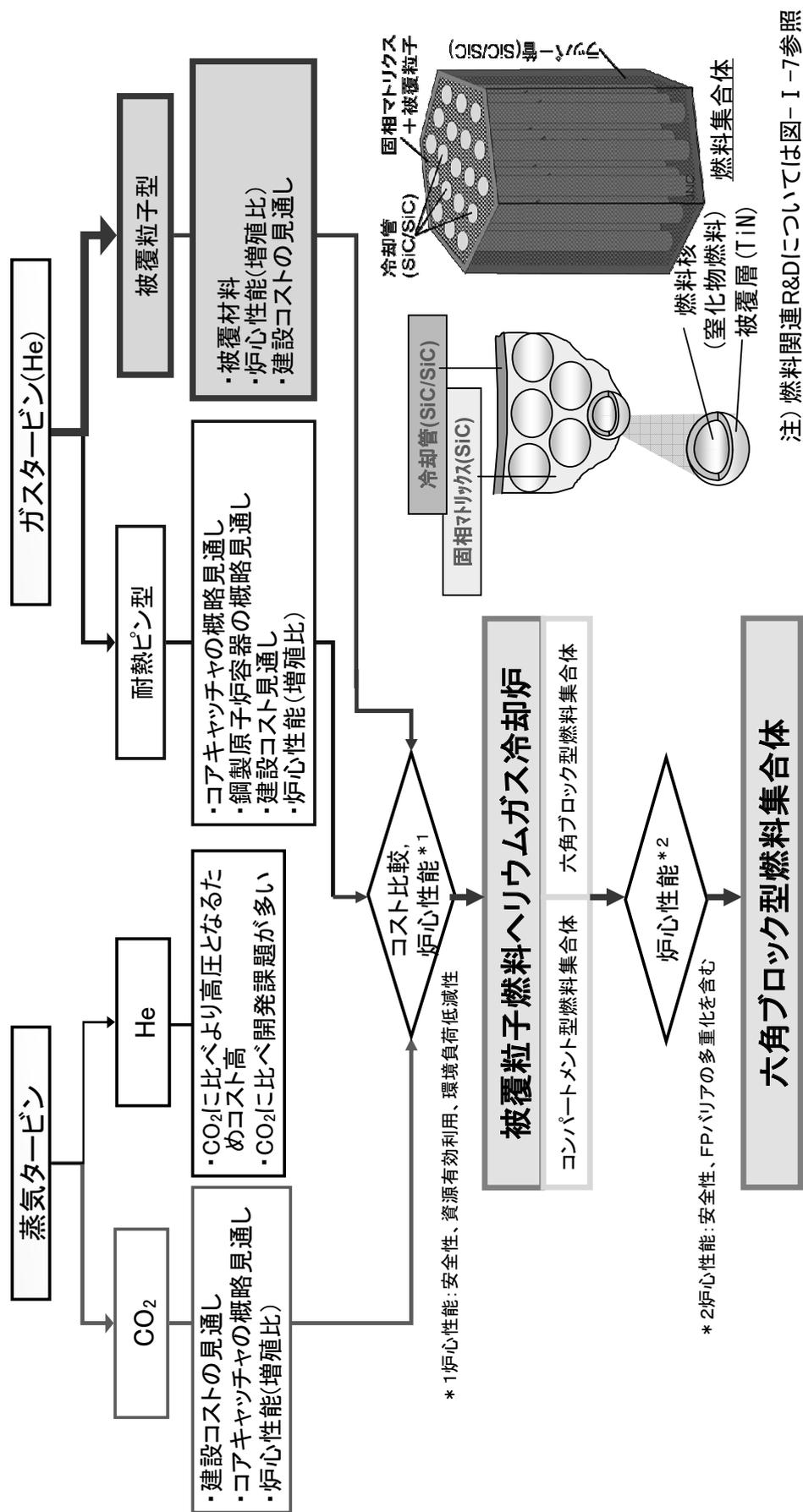
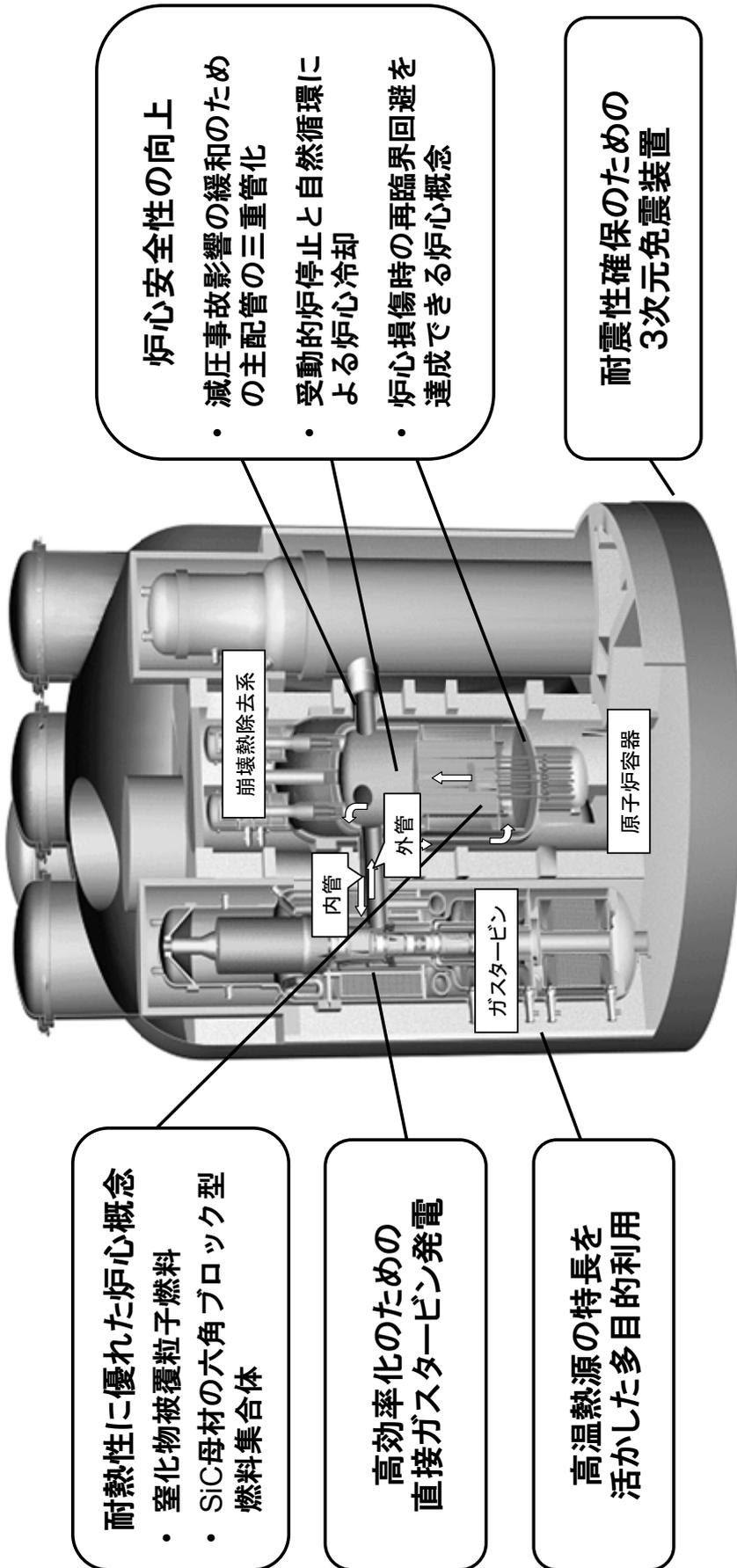
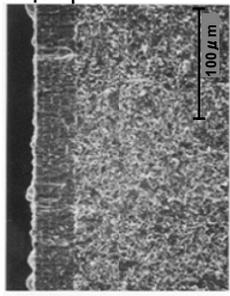


図-I-5 ガス冷却高速増殖炉の検討の流れ



注) ガス炉の仕様比較については表-I-5参照

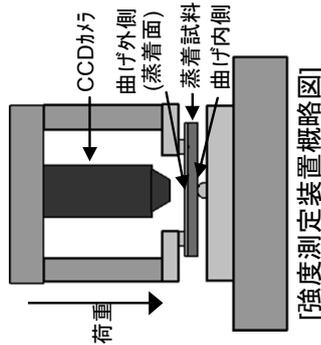
図-I-6 被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却高速増殖炉概念



- ・ PVD\*では内部応力が課題であるが、TiNに僅かなTi(金属)を付加し積層蒸着することで、30 μm程度の膜厚まで健全な状態で形成されることが分かった。

- ・ 本方法により、さらなる厚膜形成の可能性を有すると推測される。  
(米国では、さらに厚膜の被覆試験を行い、見通しを得ている。)

### 厚膜蒸着特性試験

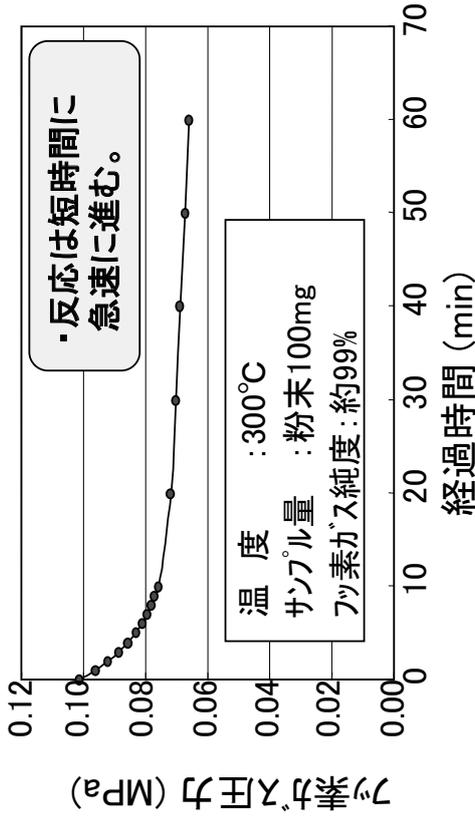


- ・ PVDによる薄膜被覆(10 μm)について、室温条件で曲げ強度を測定するとともに、確率論的評価手法を適用しワイブル係数(強度のパラメータに関する係数)の評価を行った。
- ・ TiN被覆は、高ワイブル係数を有し、SiCと比較し優れた強度特性が期待できることが示された。

\* PVD: Physical Vapor Deposition (物理気相成長法)

### 曲げ強度試験

### フッ化反応の進行速さと圧力変動の確認

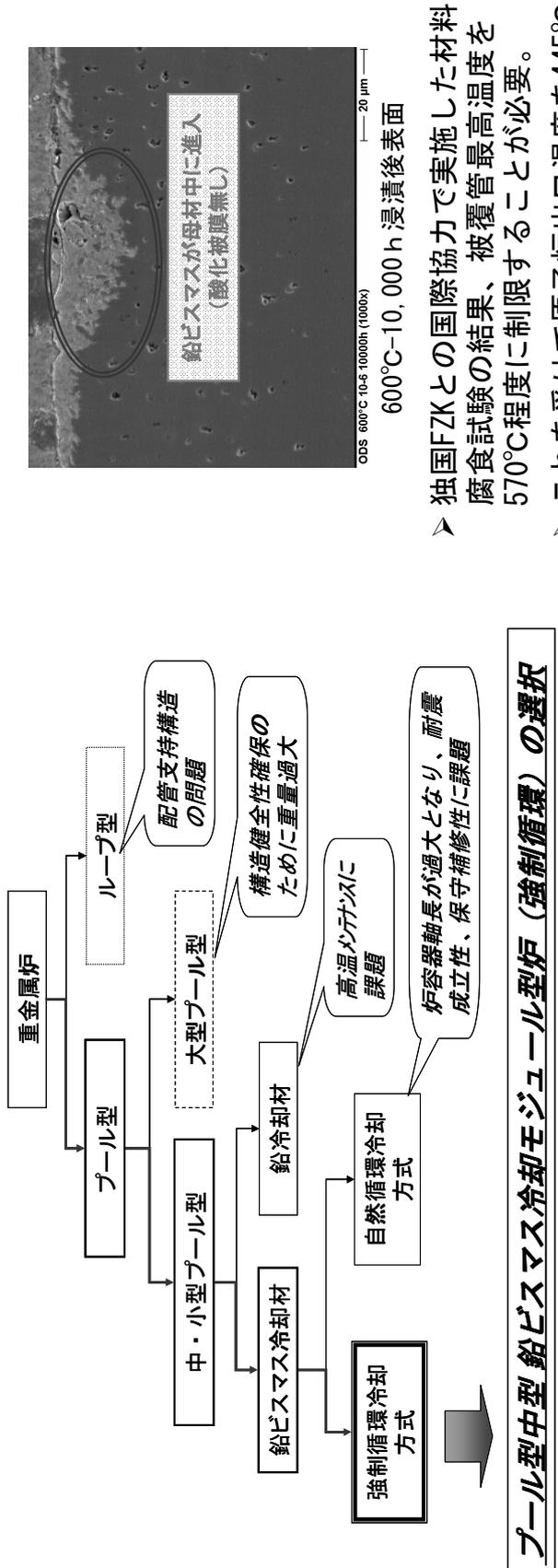


### TiNコーティング材でのフッ化反応の確認

- ・ およそ20%程度の質量減少を確認し、フッ化反応の進行を確認した。

### TiN脱被覆基礎試験

図-I-7 被覆粒子燃料の要素技術開発成果(例)

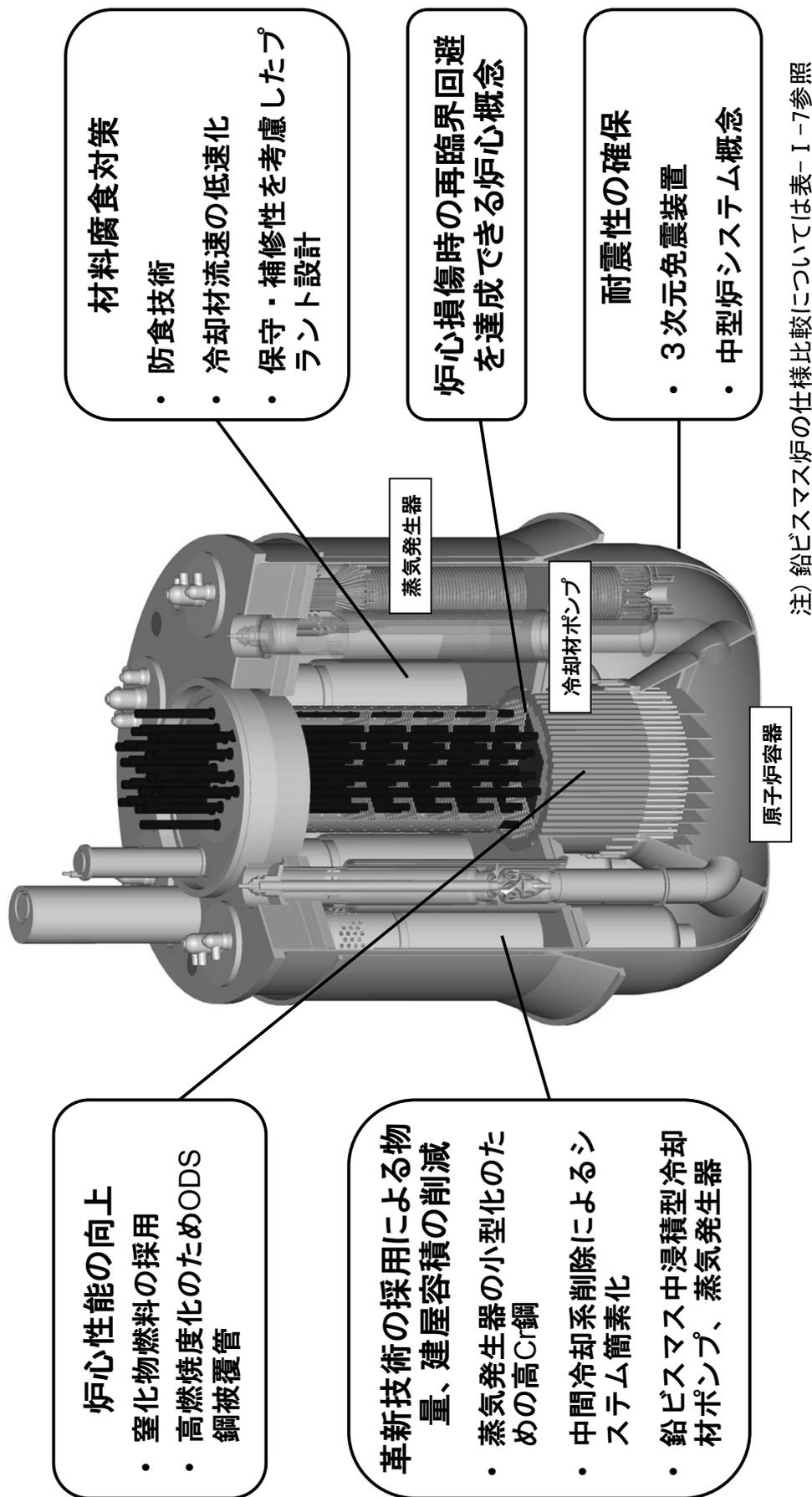


- 独国FZKとの国際協力で実施した材料腐食試験の結果、被覆管最高温度を570°C程度に制限することが必要。
- これを受けて原子炉出口温度を445°C以下に設定。

重金屬冷却炉の検討の流れ

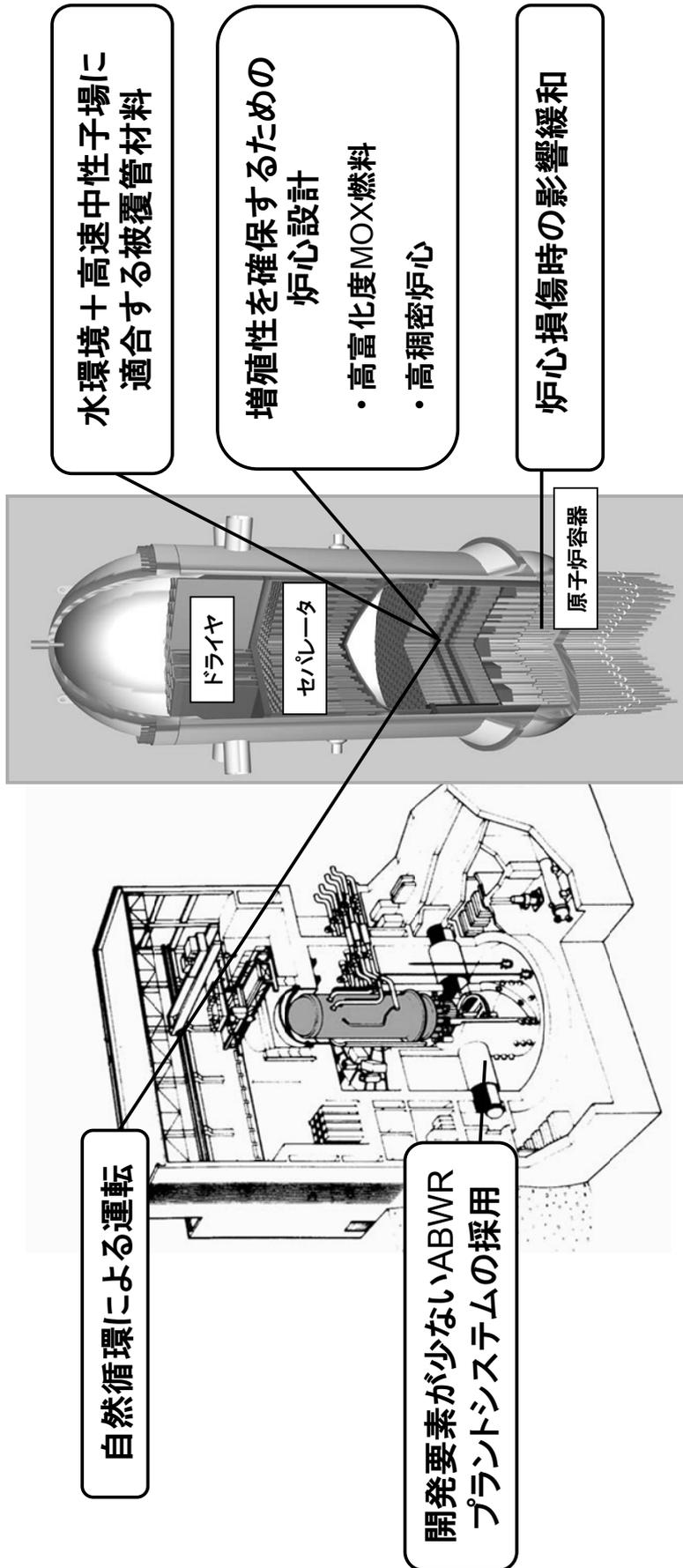
停留鉛ビスマス中ODS鋼浸漬試験結果

図-I-8 鉛ビスマス冷却高速増殖炉の検討の流れと要素技術開発成果(例)



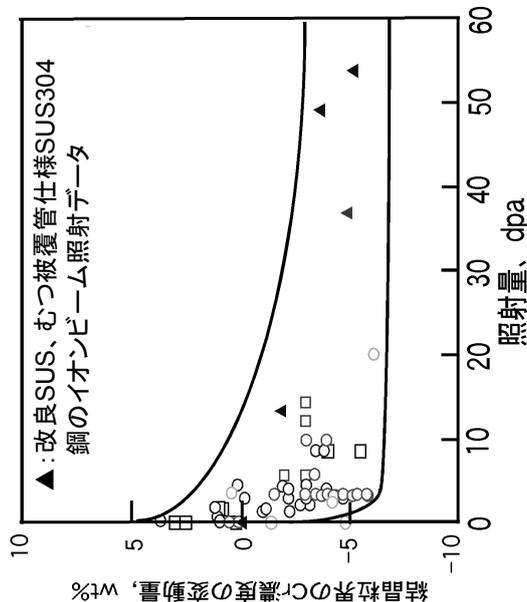
注) 鉛ビスマス炉の仕様比較については表-I-7参照

図-I-9 鉛ビスマス冷却高速増殖炉概念



注) 水冷却炉の仕様比較については表-I-9参照

図-I-10 水冷却高速増殖炉 (BWR型) 概念



改良SUSの照射による結晶粒界のCr濃度変動量を測定した結果、粒界腐食抑制に十分なCr濃度を保持できることを確認した。

実用化に向けて高速中性子炉条件及び沸騰水条  
件の照射試験が必要。

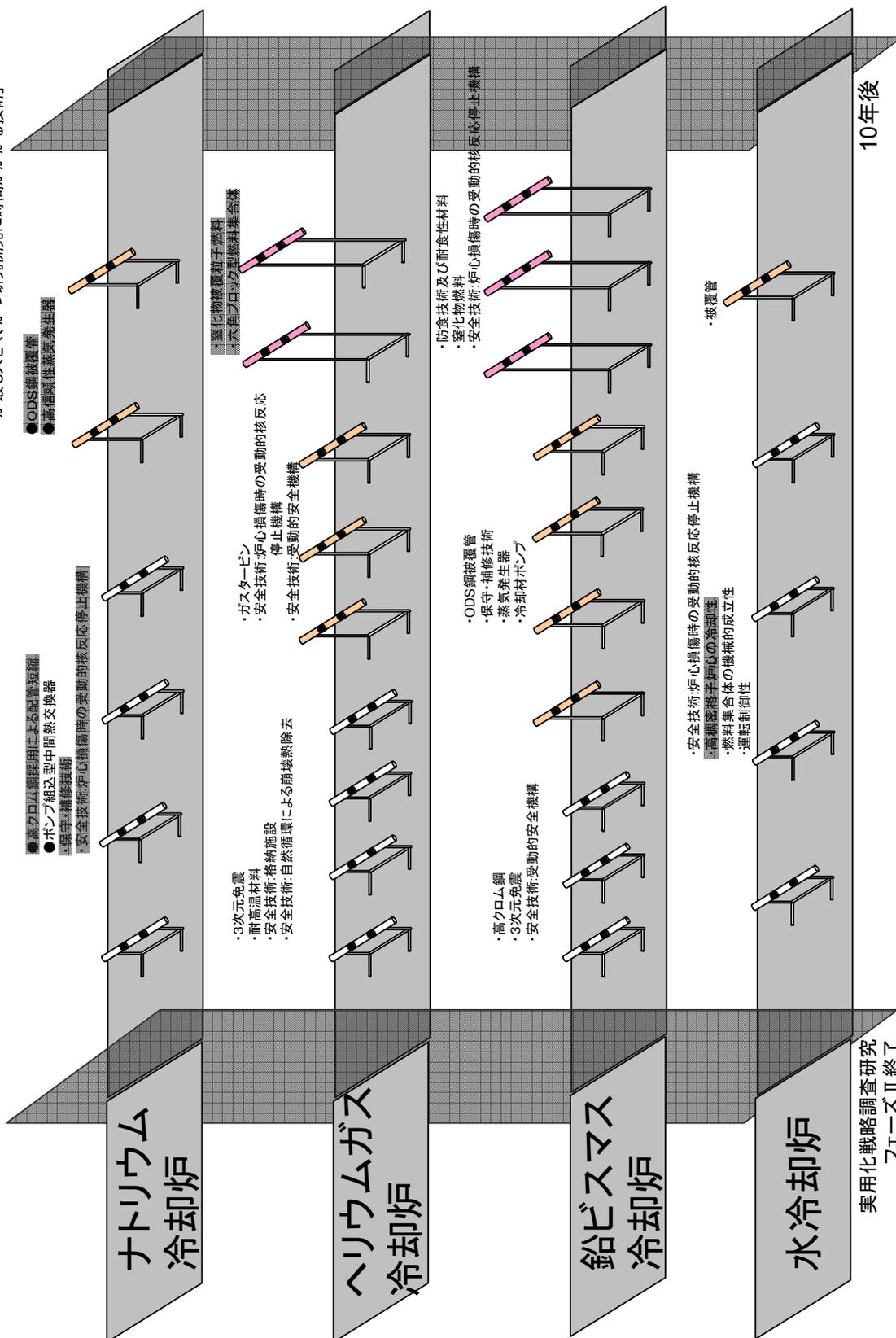
### 改良SUS(25Cr-35Ni-0.2Ti)の開発

- 耐食性、耐照射性、延性に優れた合金設計
- 超高純度電子ビーム溶製法を採用し粒界型応力腐食割れを抑制
- 微細析出分散と微細粒化が可能な加工熱処理により機械的強度を向上

図-I-11 水冷却高速増殖炉(BWR型)の要素技術開発成果(例)

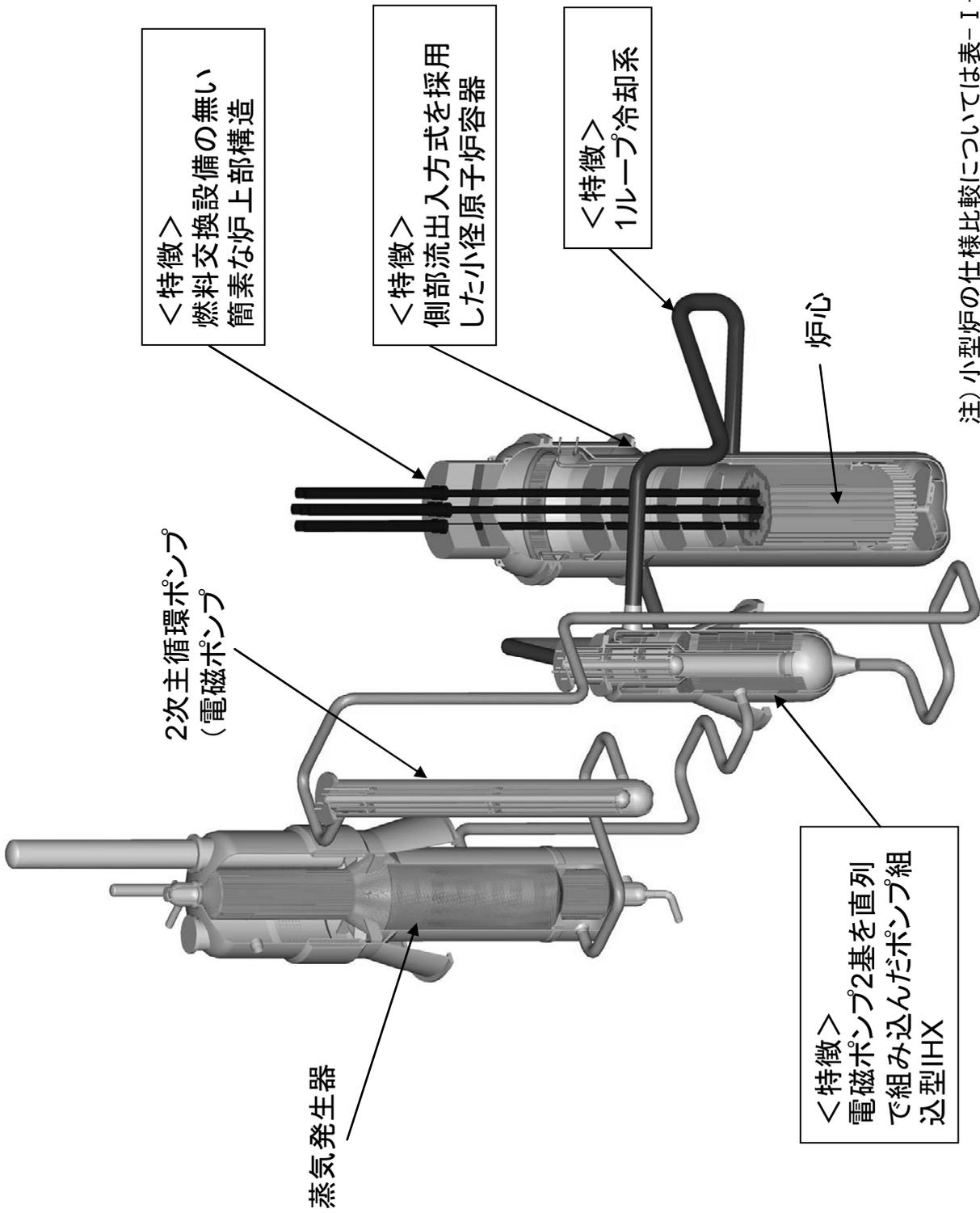
実現可能性(難易度:ハードルの高さ)の分類  
 低:「開発見通しがあり、不確かさが少ない革新技術」  
 中:「現状知見に乏しく、開発に不確かさがある革新技術」  
 高:「基礎知見に乏しい燃料・材料関連の革新技術であり、不確かさが最も大きく、かつ研究開発に時間がかかる技術」

でマークした課題:国際協力が期待される項目  
 ●:代替概念がある技術



実用化戦略調査研究  
フェーズII終了

図-I-12 各高速増殖炉システムの技術的実現性



注) 小型炉の仕様比較については表-I-12参照

図-I-13 遠隔地立地向け小型炉系統概念図

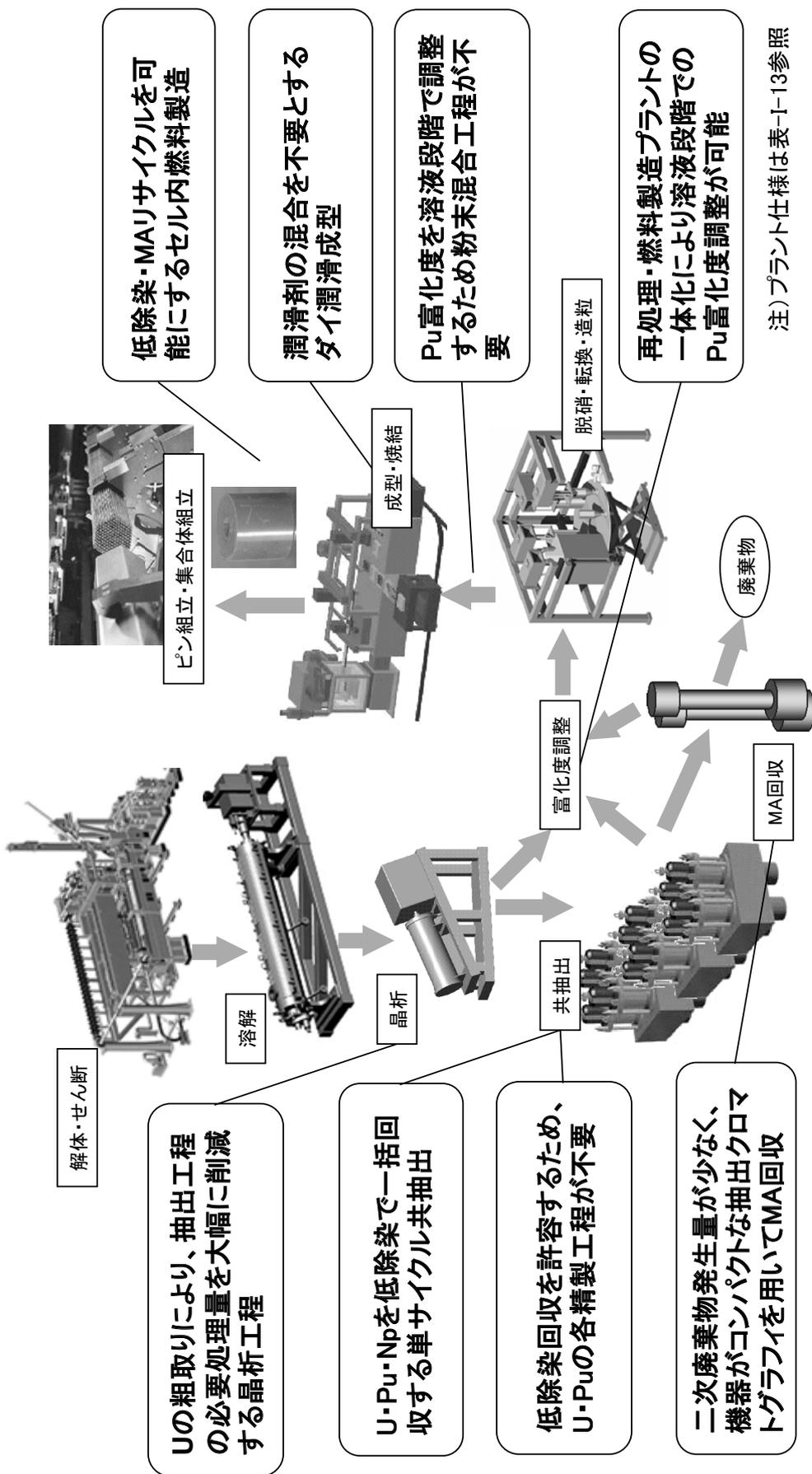
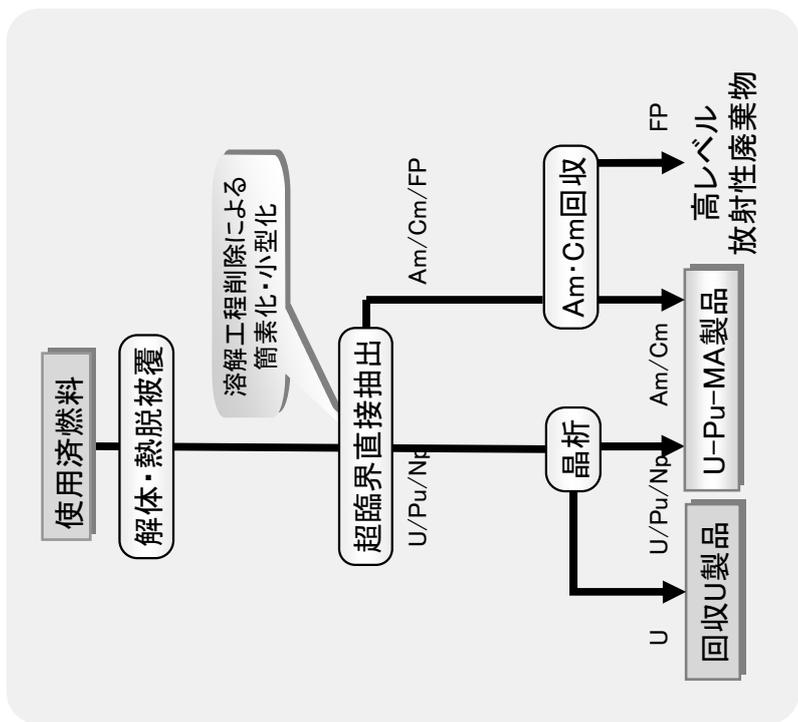
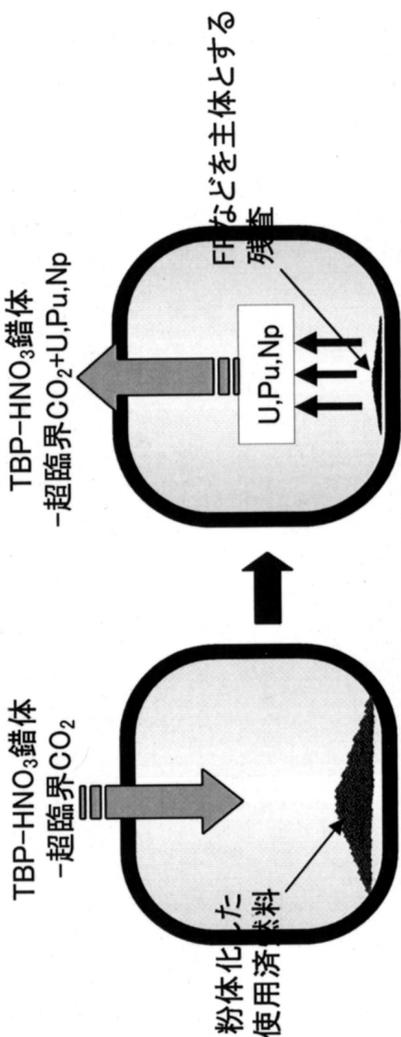


図-I-14 先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の組合せ概念

超臨界直接抽出法を用いた先進湿式法



超臨界直接抽出法の原理



- 粉体化した使用済燃料から、
- 溶解工程を経ずに、
- TBP-硝酸を含む超臨界炭酸ガスに
- 直接、U・Pu・Npを抽出

⇒ 工程の簡素化による経済性向上の可能性

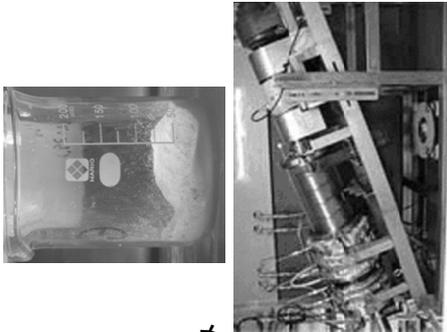
技術開発の現状

- 使用済燃料を用いたピーカースケールの試験によって原理を確認した段階。
- コーヒー豆からのカフェインの抽出など、一般産業界では実用化されている。

図-I-15 超臨界直接抽出法を用いた先進湿式法再処理の概念

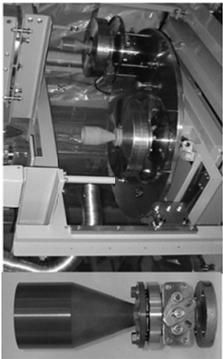
### 晶析技術開発

晶析工程に関する実溶解液を用いた小規模ホット試験などにより、ウラン回収率74%程度、除染係数100程度の達成見込みを確認。  
円環型キルン式晶析装置(約0.1t-U/d)を試作、ウラン試験で性能に問題が無いことを確認。



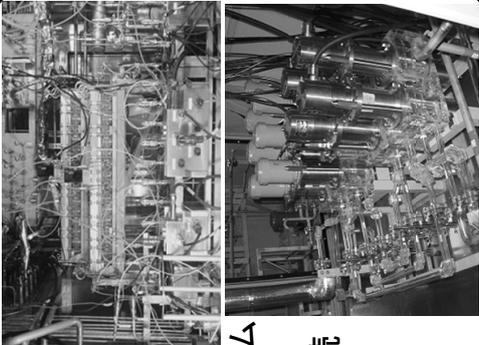
### 脱硝技術開発

約1/50規模のウラン脱硝試験機を試作。試験の結果、良好な製品粉末を得たが、溶液飛散対策及び量産性の確認に課題を残す。



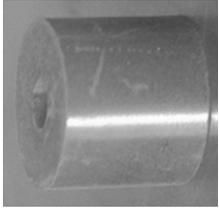
### 抽出技術開発

単サイクル共抽出プロセスの成立性を小規模ホット試験によって確認、高速増殖炉再処理へ適用可能と判断。  
10Kg-U/hの遠心抽出器システム試験装置を用いた試験により、異常時(1段停止)にも運転継続可能と評価。  
革新技術として超臨界直接抽出法も検討。



### 簡素化ペレット法による燃料製造

転動造粒により製造したMOX原料粉末を用いてペレット焼結試験を実施し、良好な成型体を得られることを確認。



### MA含有燃料開発

5%Am-MOXや2%Am-2%Np-模擬FP-MOXのペレット製造試験などを実施し、焼結条件最適化により良好な焼結性を得られることを確認。

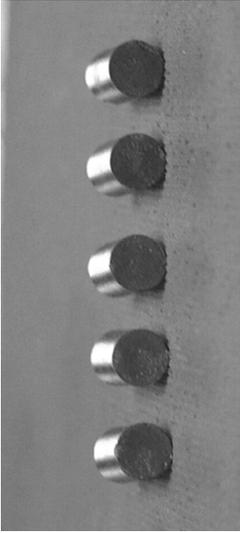
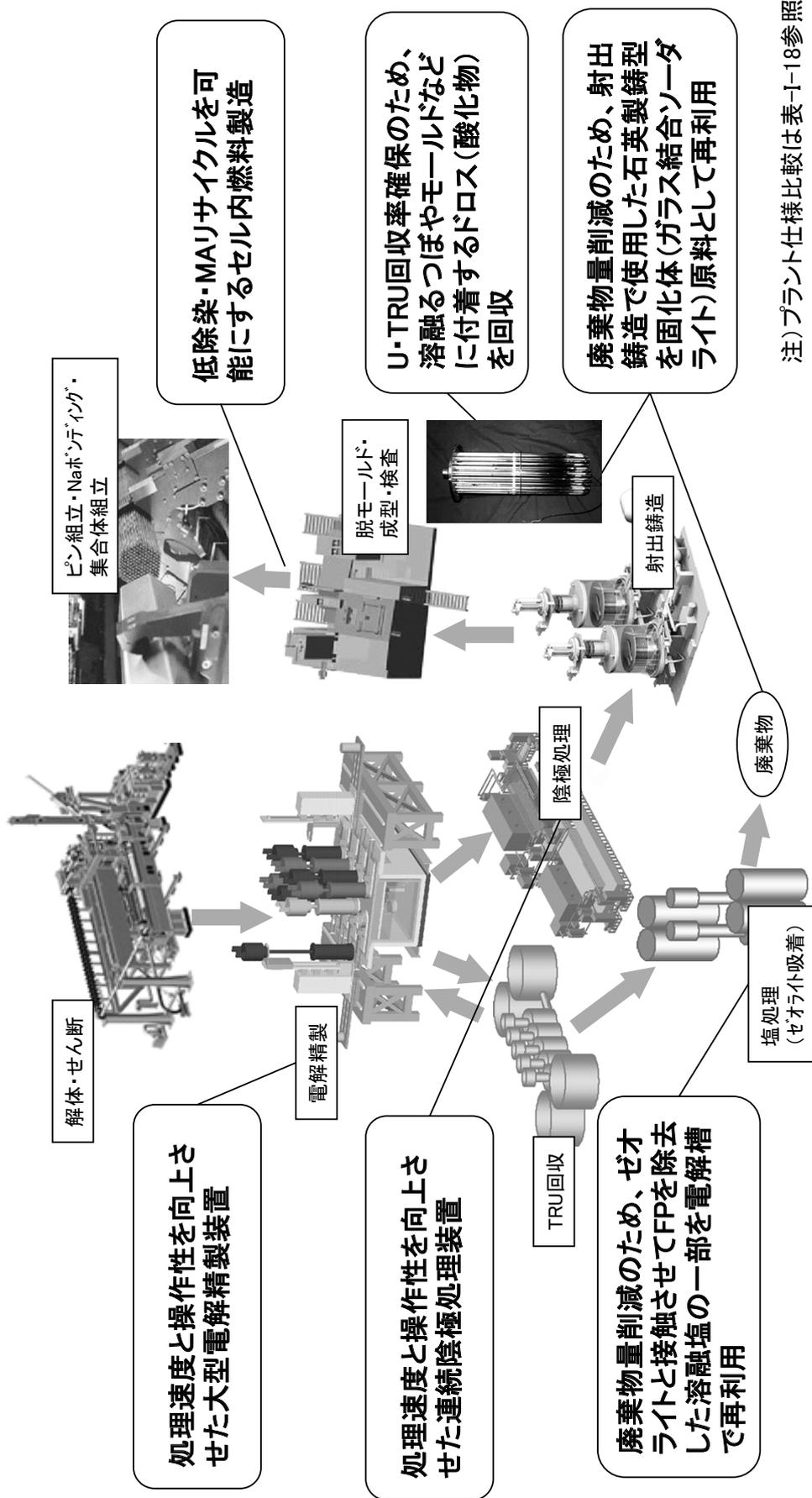
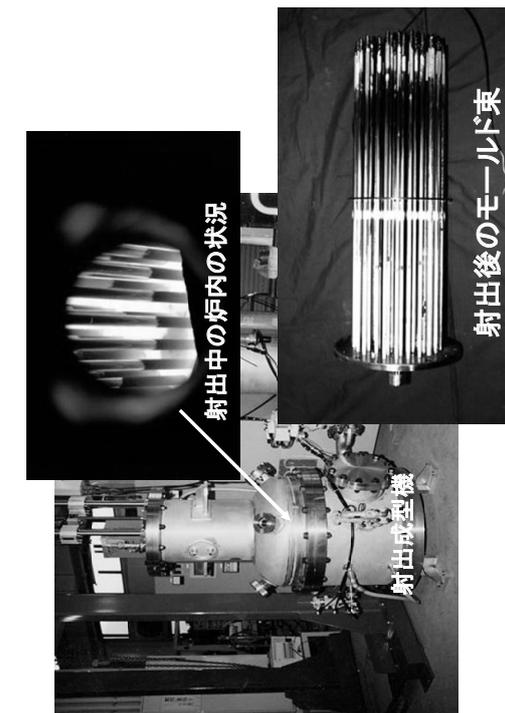


図-I-16 先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の要素技術開発成果(例)



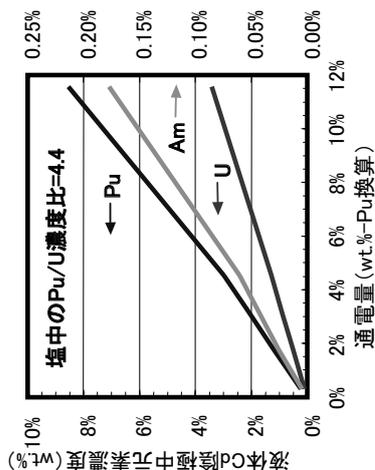
注) プラント仕様比較は表-I-18参照

図-I-17 金属電解法再処理及び射出鑄造法燃料製造の組合せ概念



U-Zr合金を用いた実規模に近い規模での射出鑄造試験により、燃料スラグの外径や密度に関する統計データを蓄積。平均外径精度±0.05mm以内、Zr濃度±1%以内などの仕様設定値が満足される見通しが得られた。溶融合金に対する射出量の割合(射出割合)は設計目標値(70%)を達成できることを確認した。

射出鑄造技術開発



- Puを用いた小規模試験の結果
- ・ PuをUと共に安定的に回収できる条件：塩中Pu/U濃度比>2
  - ・ AmはPuに随伴してCd陰極に回収
  - ・ 希土類の分離係数=20~30

※電中研-旧原研共同研究の成果



CPFにおける金属電解法プロセス試験設備とU析出物



CPFに設置した電解精製及び陰極処理などからなる試験設備を用いてU試験を実施、高いU回収率(>96%)を確認。  
※旧JNC-電中研共同研究の成果

電解精製技術開発

図-I-18 金属電解法再処理及び射出鑄造法燃料製造の要素技術開発成果(例)

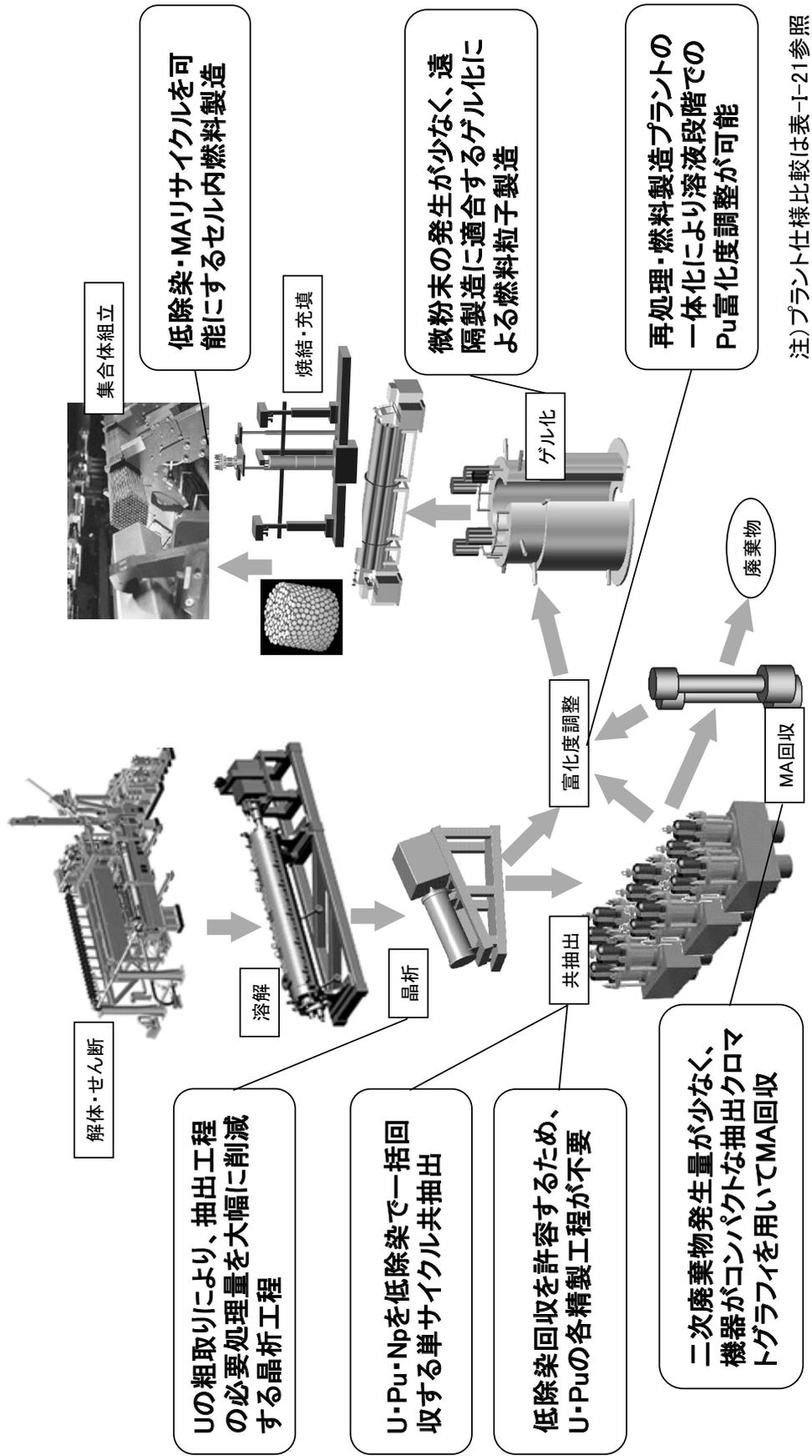
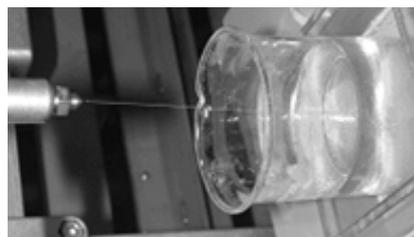
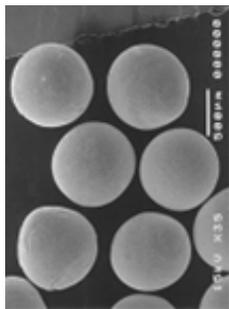


図-I-19 先進湿式法再処理及び振動充填法燃料製造(スフェアパック燃料)の組合せ概念

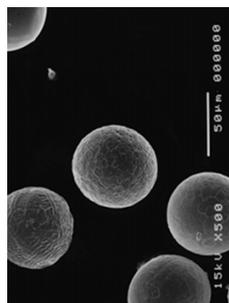
- ・ 5%のNpを含有するMOX粒子燃料を製造し、Npの添加が**粒子燃料製造**に悪影響を及ぼさないことを確認。
- ・ 原料溶液や添加剤の $\gamma$ 線照射試験を行い、MA添加時や低除染時に懸念された放射線劣化の影響が少ないことを確認。
- ・ 模擬粒子の**充填試験**や**照射試験**燃料の製造の結果、スミア密度80%以上、軸方向分布 $\pm 2\%$ 以内、などを確認。
- ・ 高出力照射試験などを実施、**実用燃料として十分な溶融限界を有すること**を確認。



外部ゲル化による小径液滴の滴下(U試験)

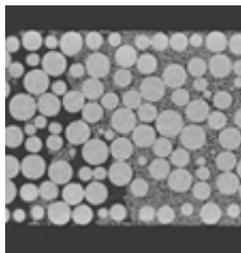


大径粒子(約900  $\mu$ m)

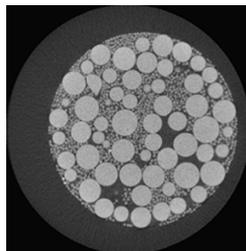


小径粒子(約70  $\mu$ m)

外部ゲル化法で製造したUO<sub>2</sub>粒子



充填途中のスフェアパック燃料ピンのCT画像



### ゲル化法粒子製造技術開発

### 充填試験と照射試験

図-I-20 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)の要素技術開発成果(例)

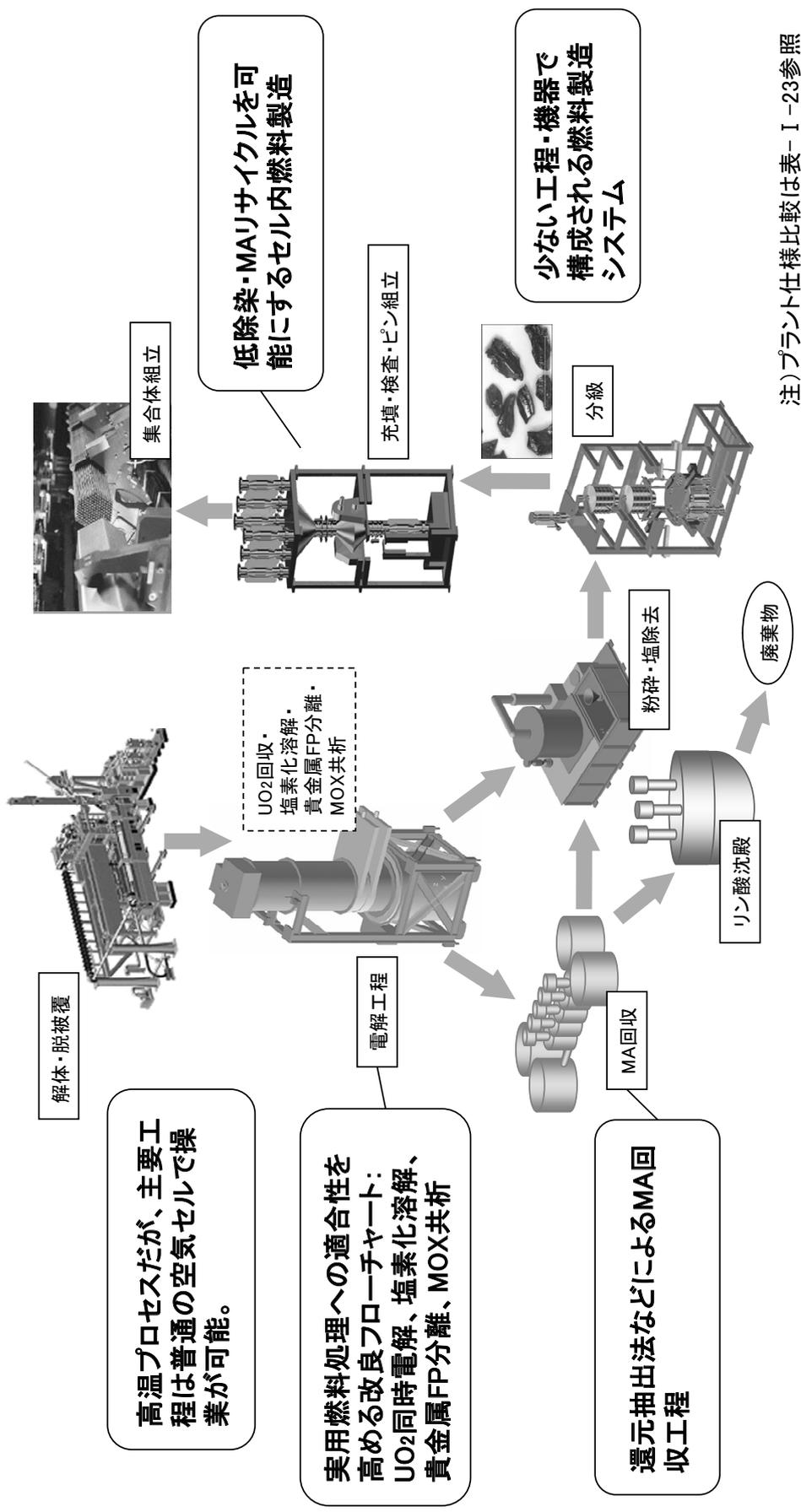


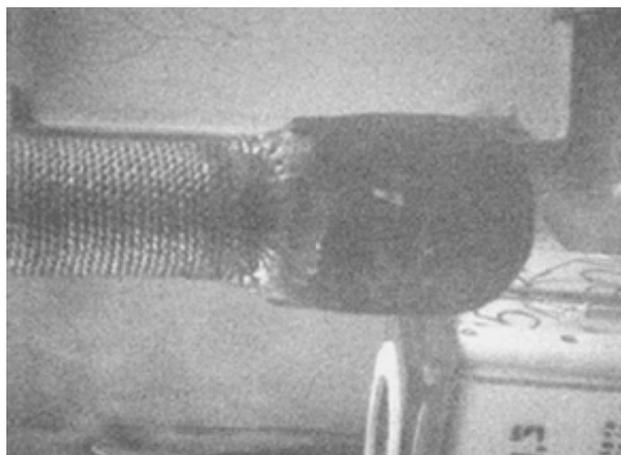
図-I-21 酸化物電解法再処理及び振動充填法燃料製造(ハイバック燃料)の組合せ概念

### MOX共析試験

- ・ Pu沈殿の生成は吹き込みガス中の塩素濃度を上げることによって防止でき、電流効率は塩中のPu/U濃度比を高めることで維持できることをロシアにおける使用済燃料を用いた試験で確認。電流効率はMOX析出物中のPu富化度などにより、20～60%の間で変化
- ・ 希土類の除染係数は現状では10～20との見込み

### 振動充填と照射試験

- ・ 照射済MOX燃料を酸化物電解法(ただしRIARオリジナルの方法)で処理して得られたMOX顆粒を用いて低除染バイパック燃料を製造
- ・ Pu富化度の軸方向のばらつきは、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。
- ・ 実験炉BOR-60で照射した結果、高除染のバイパック燃料とほぼ同様のふるまいであることを確認



回収したMOX析出物  
(U+Pu 2.7kg)

## 図-I-22 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)の要素技術開発成果(例)



実現可能性(難易度:ハードルの高さ)の分類  
 低:「開発量、通しがあり、不確かさが少ない革新技術」  
 中:「現状知見に乏しく、開発に不確かさがある革新技術」  
 高:「基礎知見に乏しい燃料・材料関連の革新技術であり、不確かさが最も大きく、かつ研究開発に時間がかかる技術」

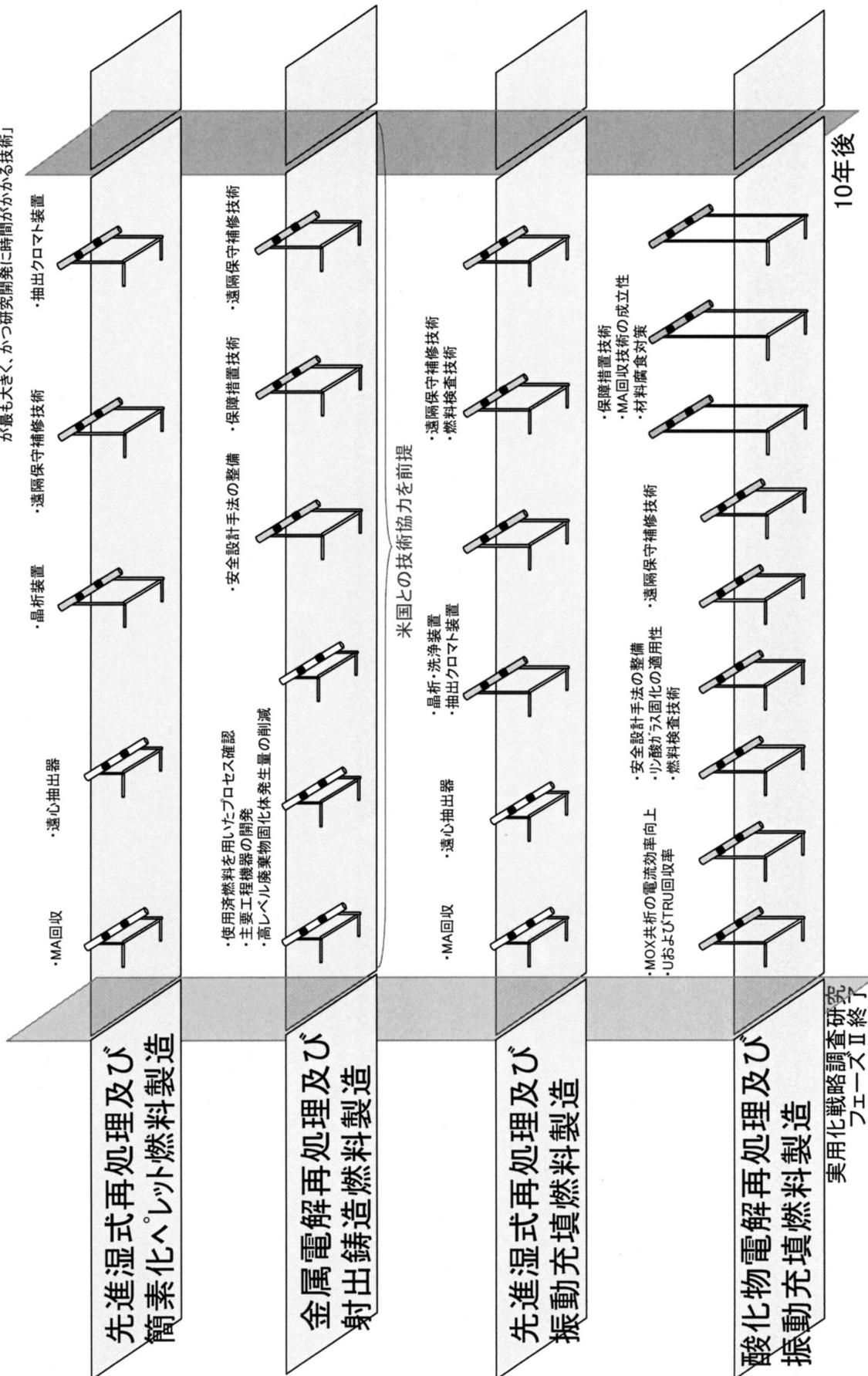


図-I-24 各燃料サイクルシステムの技術的実現性

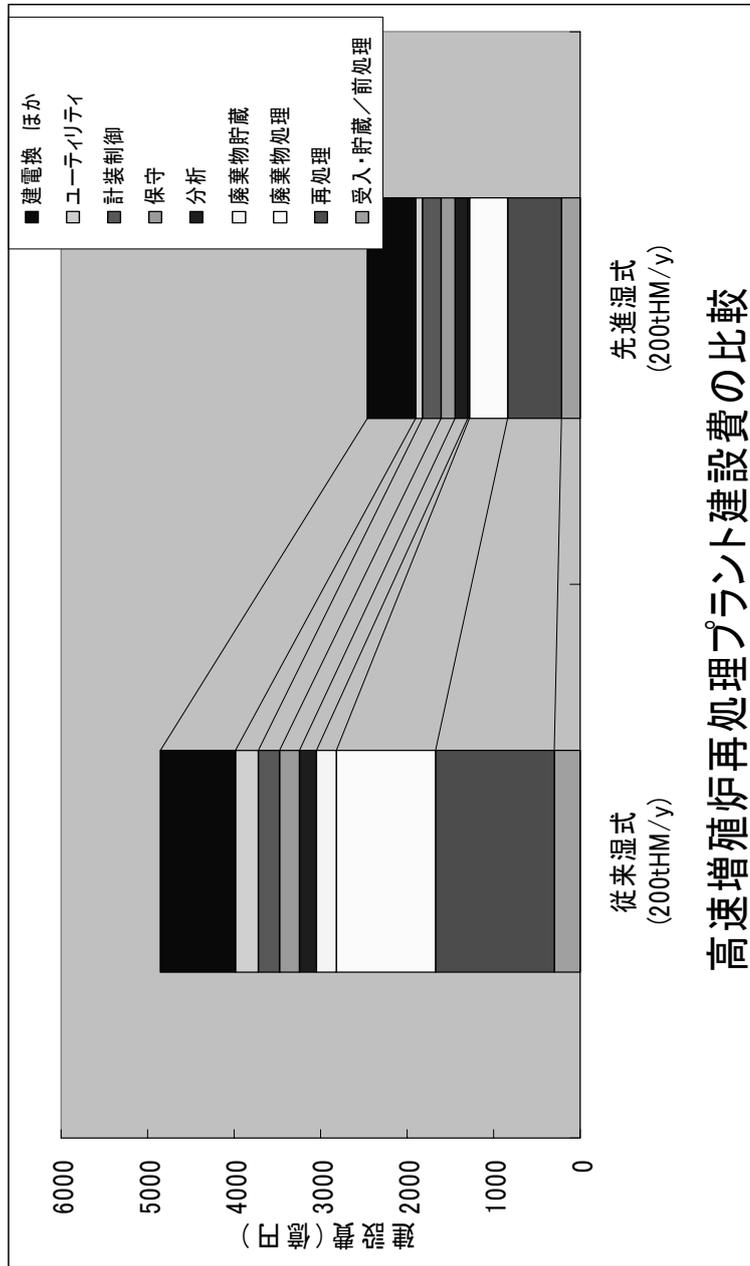
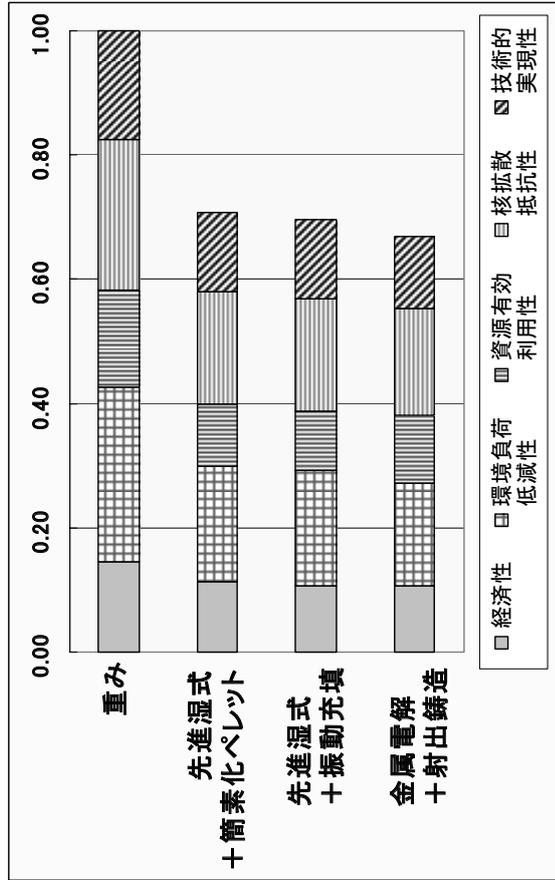
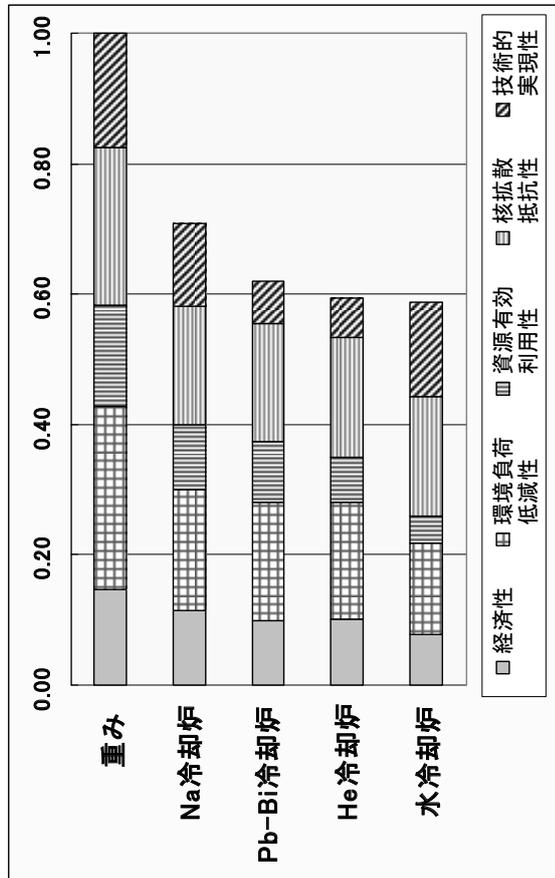


図-I-25 従来型湿式法と先進湿式法の建設費の比較



再処理・燃料製造方法毎(200t/y)の総合的な目標適合度の比較(普通の市民の重み)

[ Na冷却炉と組合わせた場合。炉心は資源重視型炉心。 ]

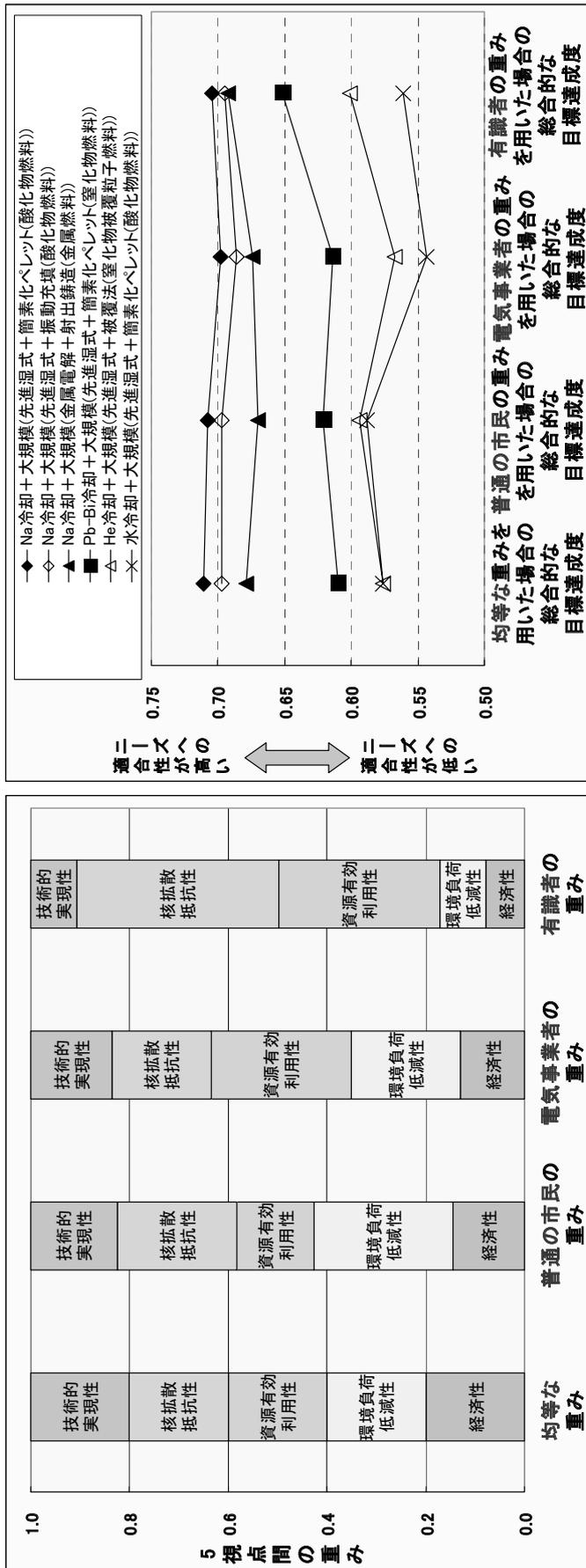


炉型毎の総合的な目標適合度の比較(普通の市民の重み)

[ 先進湿式再処理/簡素化ペレット製造(He炉のみ被覆粒子燃料製造)と組合わせた場合。炉心は資源重視型炉心。 ]

図-I-26 総合的な目標達成度の炉型別及び燃料サイクル別比較

資源重視型炉心の場合



5 視点間重み  
(電気事業者、有識者、普通の市民の重み)

重みを考慮した総合的な目標適合度の比較  
(注) 普通の市民の重みを適用した場合の炉型別及び燃料サイクル別の比較  
は図-I-26参照

図-I-27 社会的属性による重みとそれを考慮した総合的な目標適合度の比較

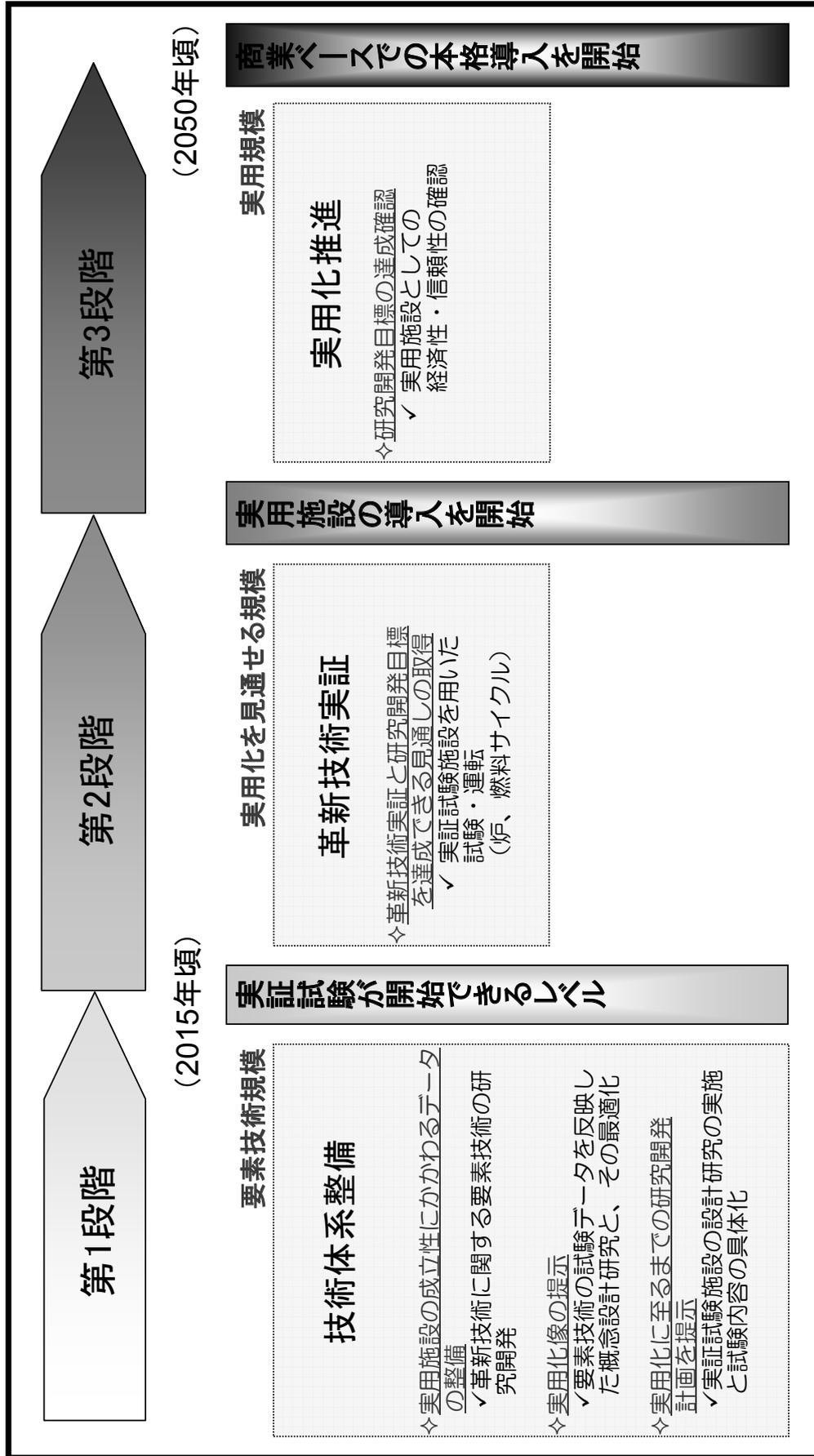


図-Ⅱ-1 高速増殖炉サイクル技術の段階的研究開発

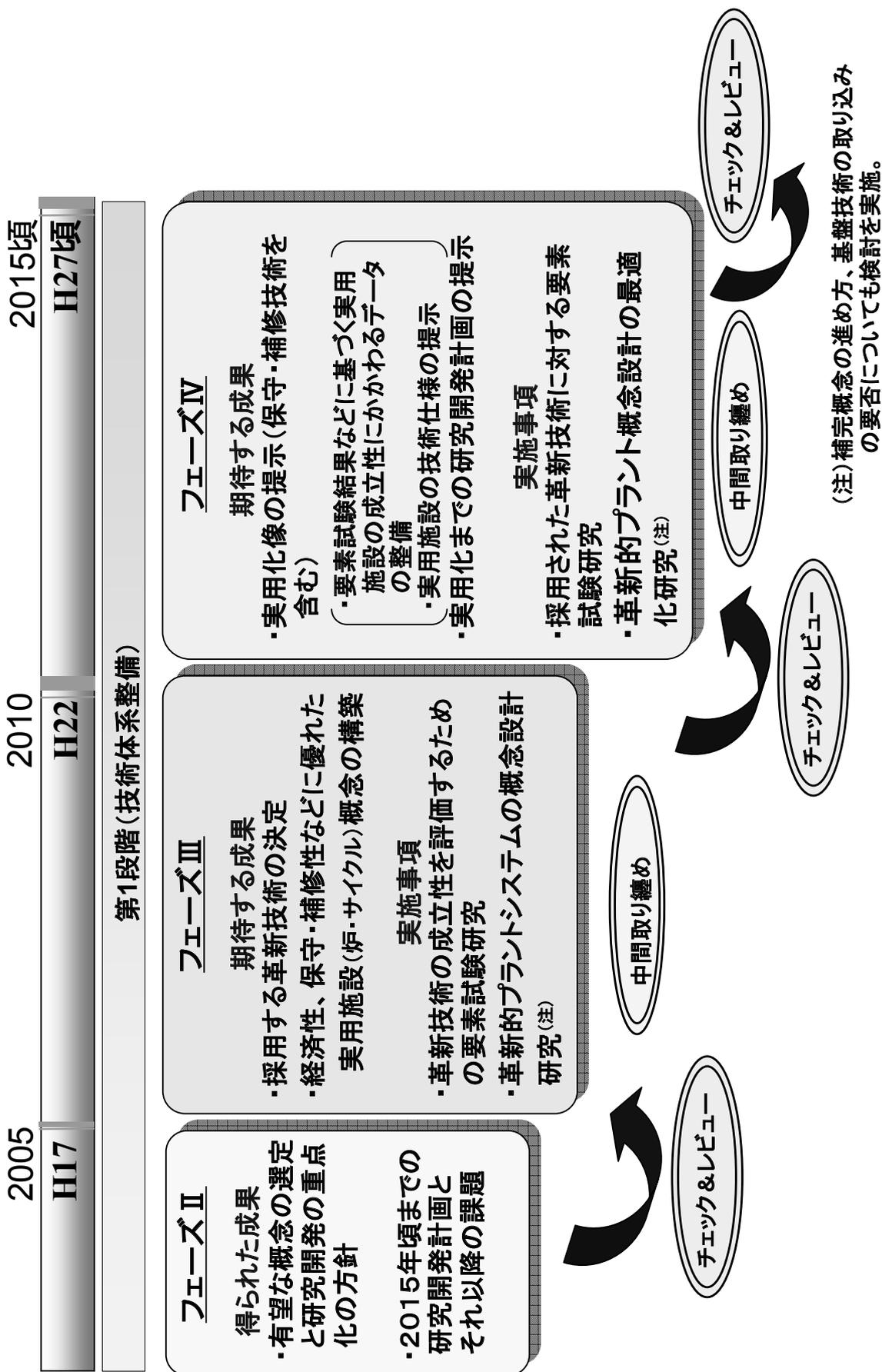


図-Ⅱ-2 高速増殖炉サイクルの技術体系整備

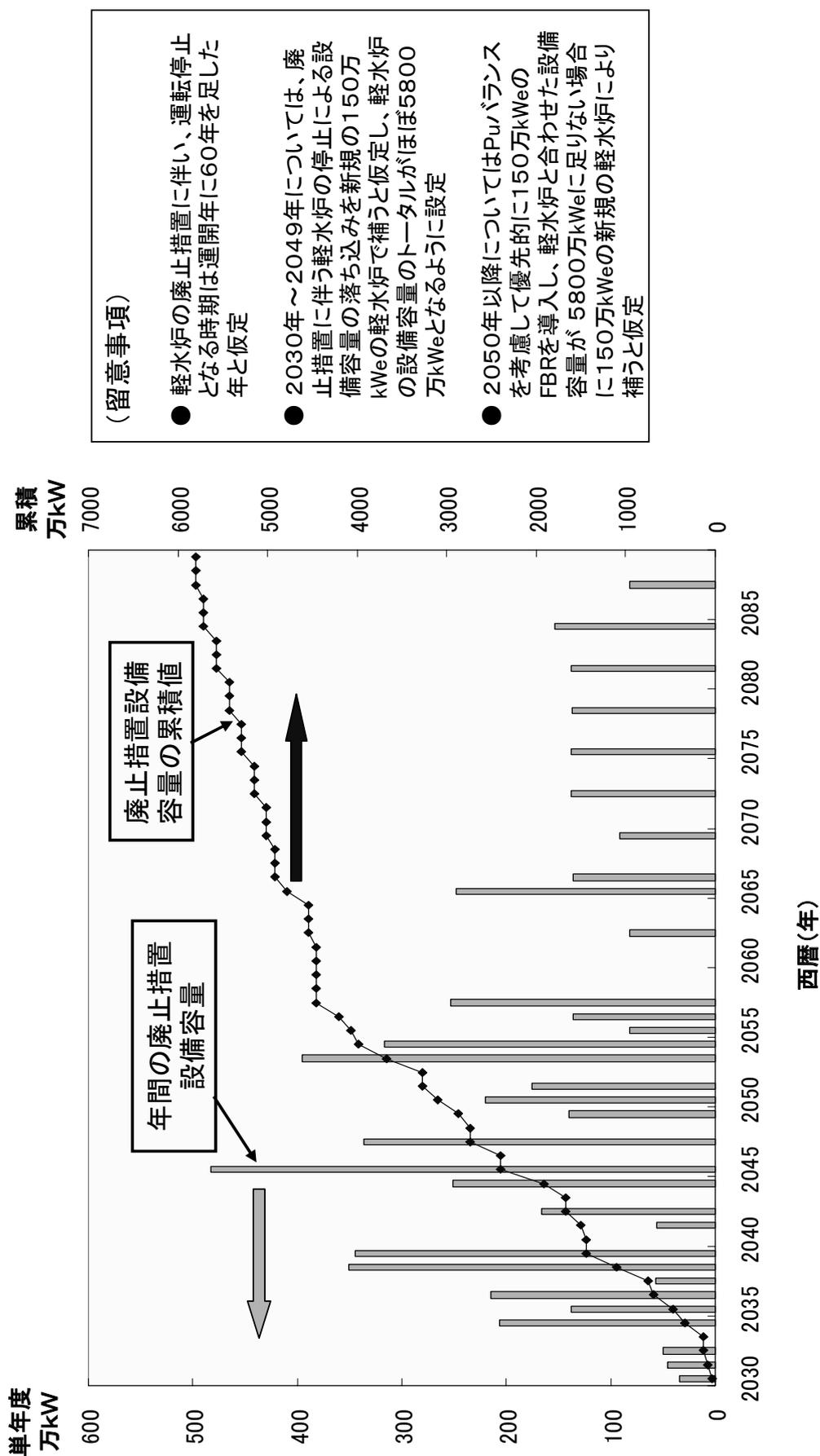


図-Ⅱ-3 軽水炉の廃止措置設備容量の推移

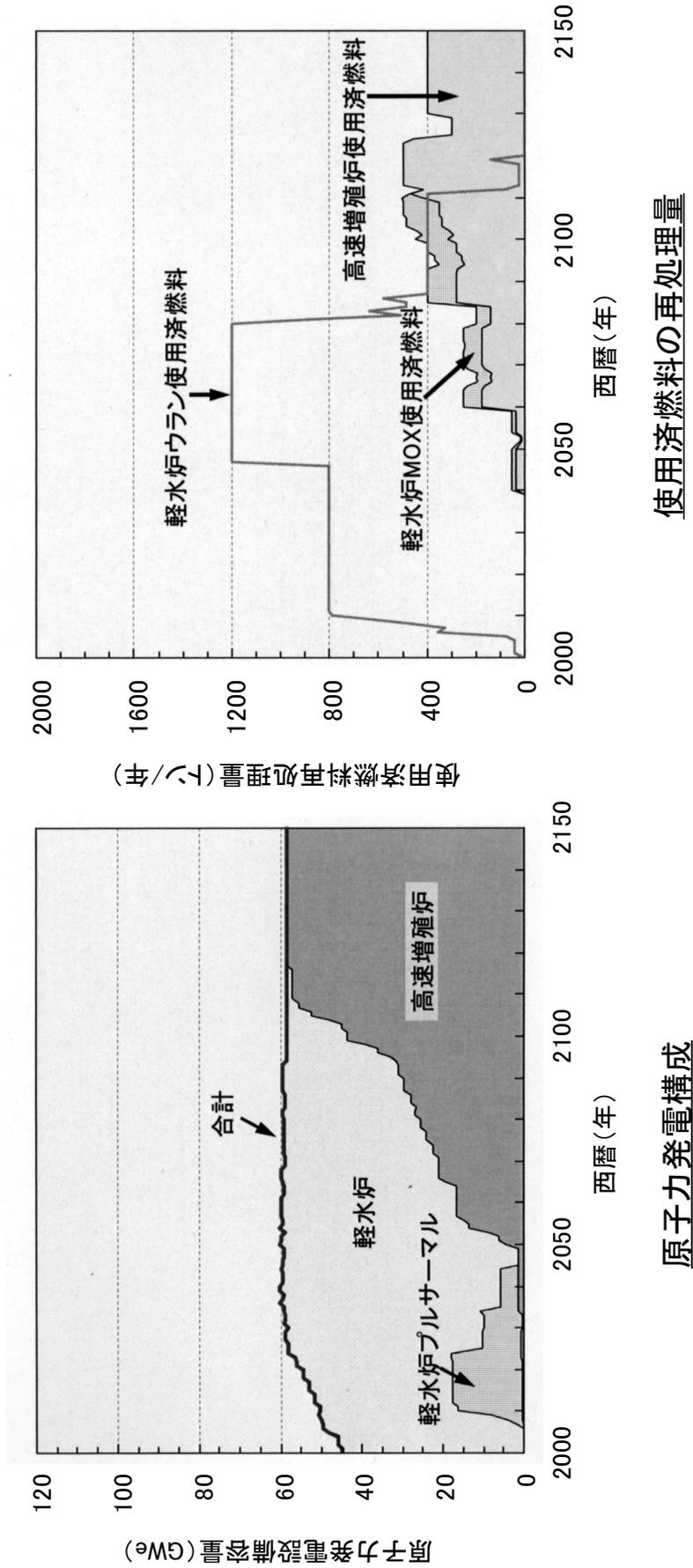
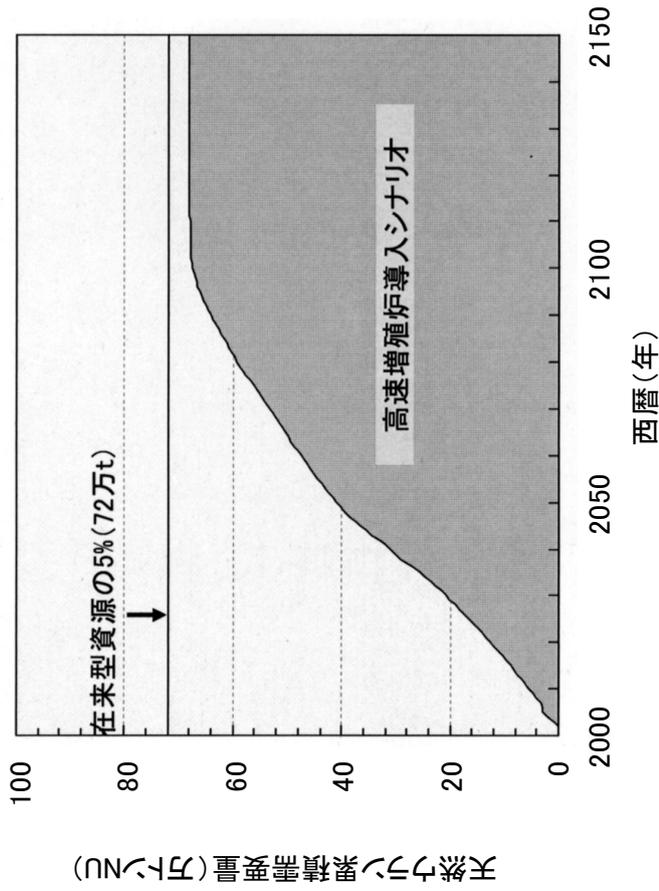
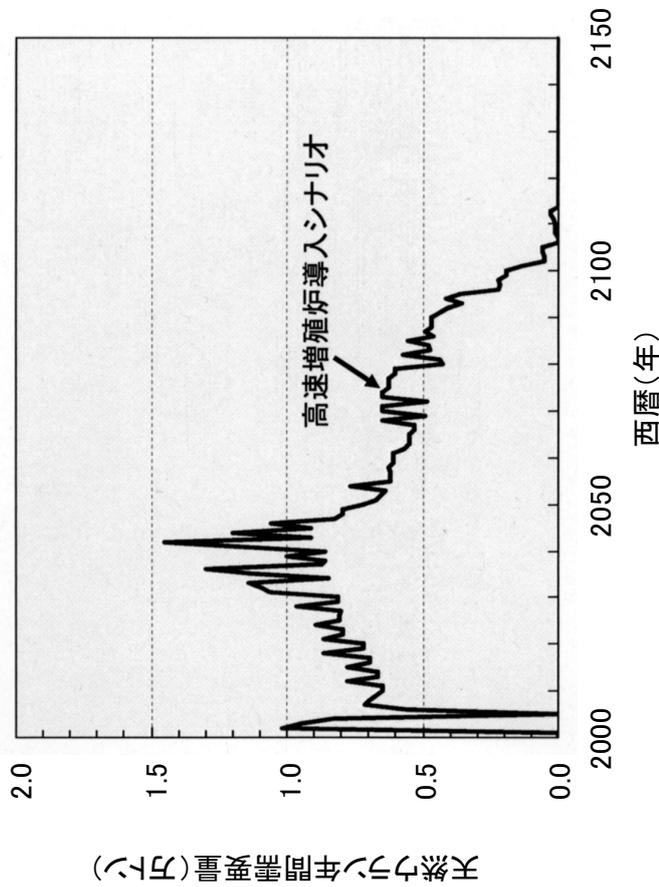


図-II-4 高速増殖炉導入シナリオの原子力発電構成及び使用済燃料の再処理量

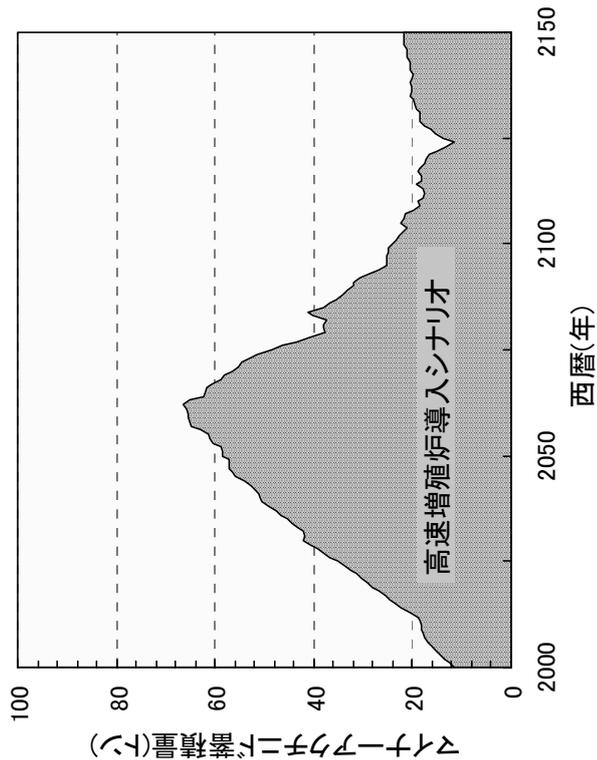


天然ウラン累積需要量

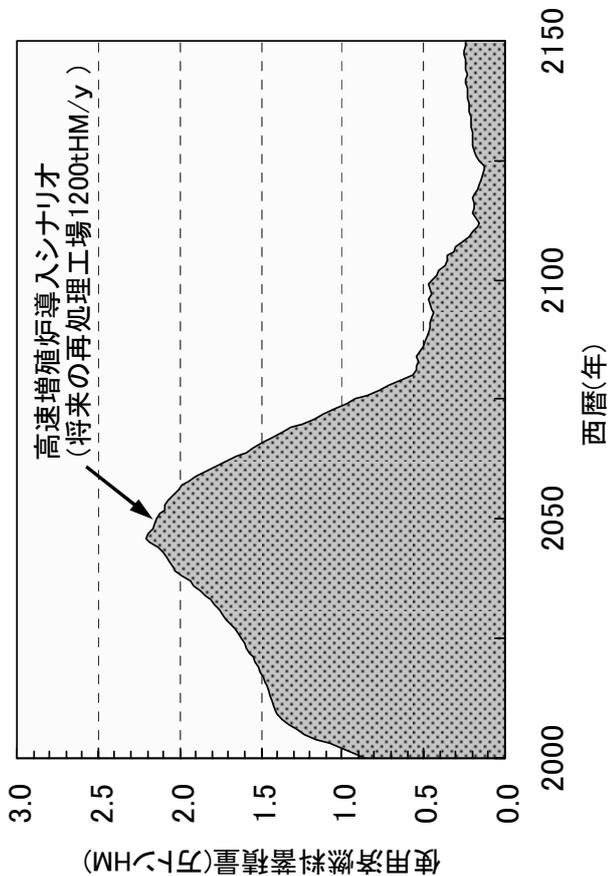


天然ウラン年間需要量

図- II -5 高速増殖炉導入シナリオの天然ウランの年間需要量及び累積需要量



使用済燃料中のマイナーアクチド蓄積量  
(冷却中の使用済燃料を含む)



使用済燃料貯蔵量(冷却中の使用済燃料を除く)

図-II-6 高速増殖炉導入シナリオの使用済燃料貯蔵量と使用済燃料中のマイナーアクチド蓄積量

[電気出力:1.5GWe、ナトリウム冷却、増殖比1.1]

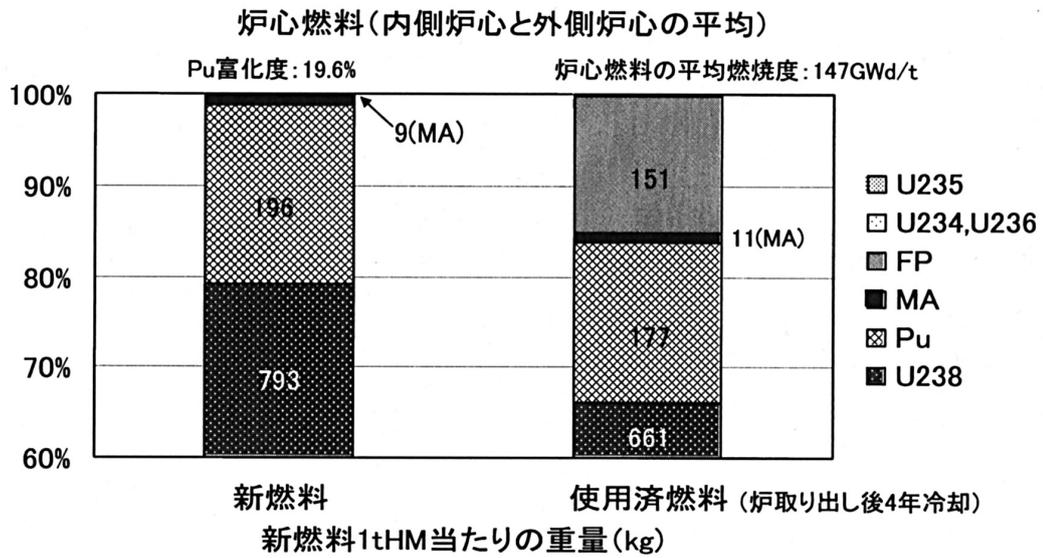


図- II -7 高速増殖炉燃料の組成(炉心)

[電気出力:1.5GWe、ナトリウム冷却、増殖比1.1]

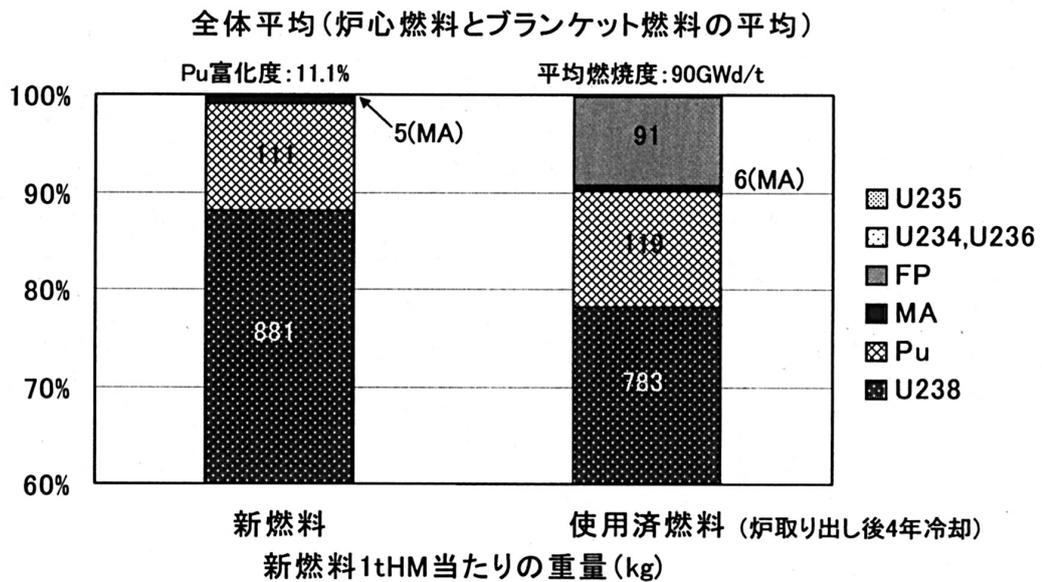


図- II -8 高速増殖炉燃料の組成(炉心燃料とブランケット燃料全体の平均)

[電気出力:1GWe、PWR、平均燃焼度:49GWd/t]

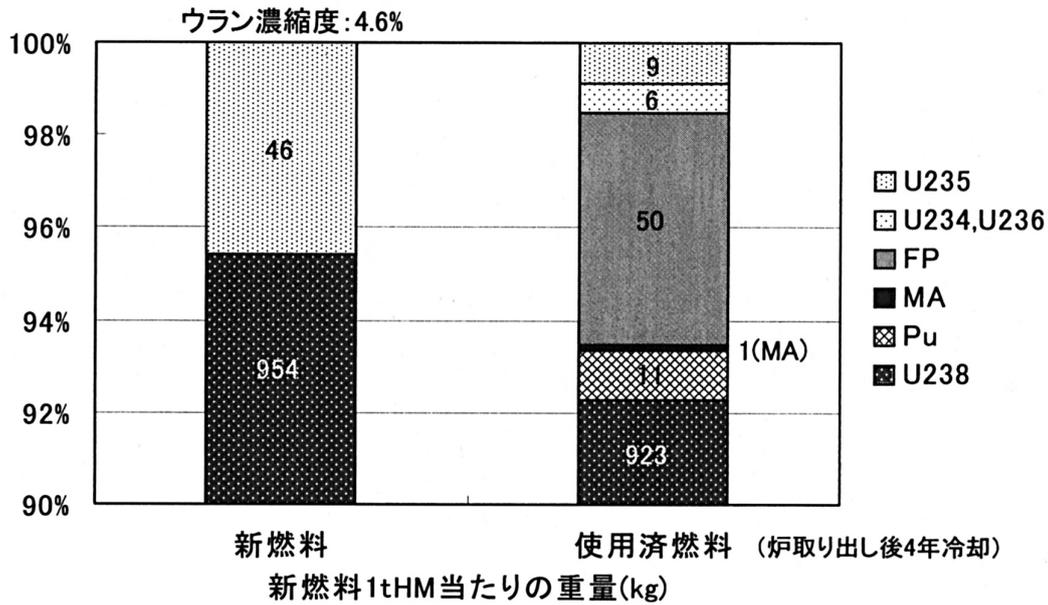


図- II -9 軽水炉燃料の組成(PWR)

[電気出力:1GWe、PWR、平均燃焼度:49GWd/t]

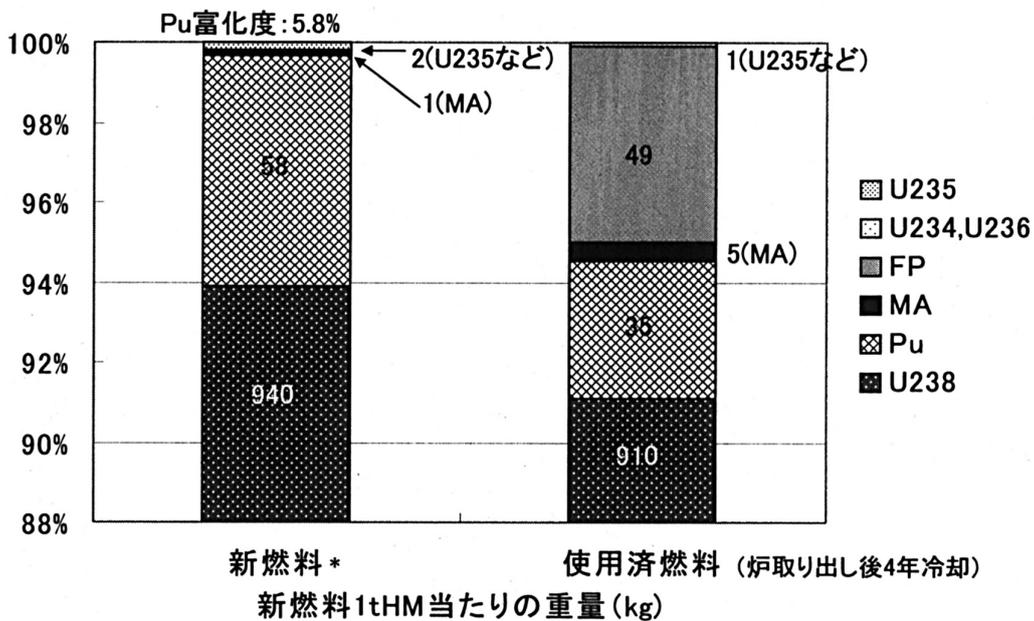
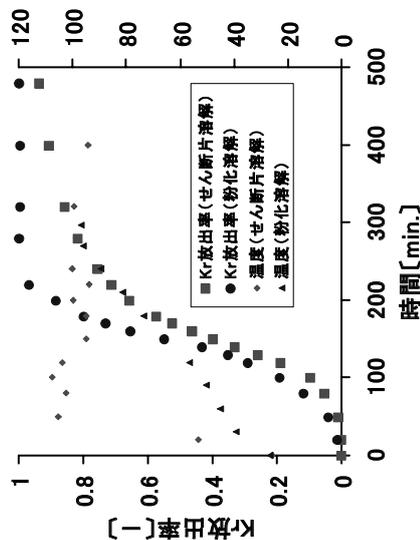


図- II -10 軽水炉プルサーマル燃料の組成(PWR)

### 先進湿式再処理法の特徴

- 高効率溶解(燃料の粉化などの組合せ) : 処理時間の短縮
- 晶析(溶解液からのUの粗分離) : 以後の工程処理規模の削減及び廃棄物発生量の低減
- 遠心抽出器 : 設備、施設の小型化、処理時間の短縮
- 単サイクル共抽出(U/Pu/Np共回収) : 工程の短縮、Pu単体で存在しない、MA(Np)の回収
- MA回収 : 高レベル廃棄物の発生量低減と放射能による潜在的影響の低減

4時間程度で99%以上の溶解率を達成



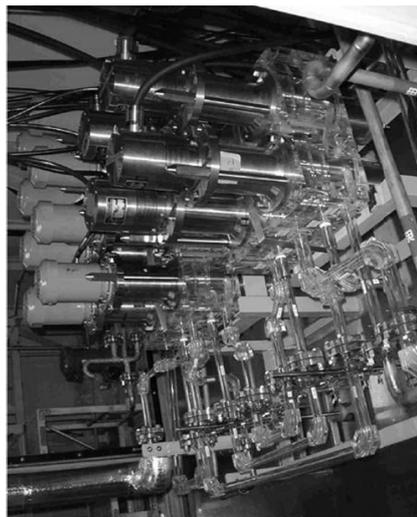
ピーカスケールのホット試験(CPFで実施)によりU回収率80%を達成



燃料(常陽)の粉化による溶解実証データ

U-Pu溶液から晶析法により回収したU結晶

水相、有機相の分離などの基本性能や耐久性を確認



U試験中の遠心抽出器システム

図-II-11 従来の再処理法と比較した先進湿式再処理法の特徴

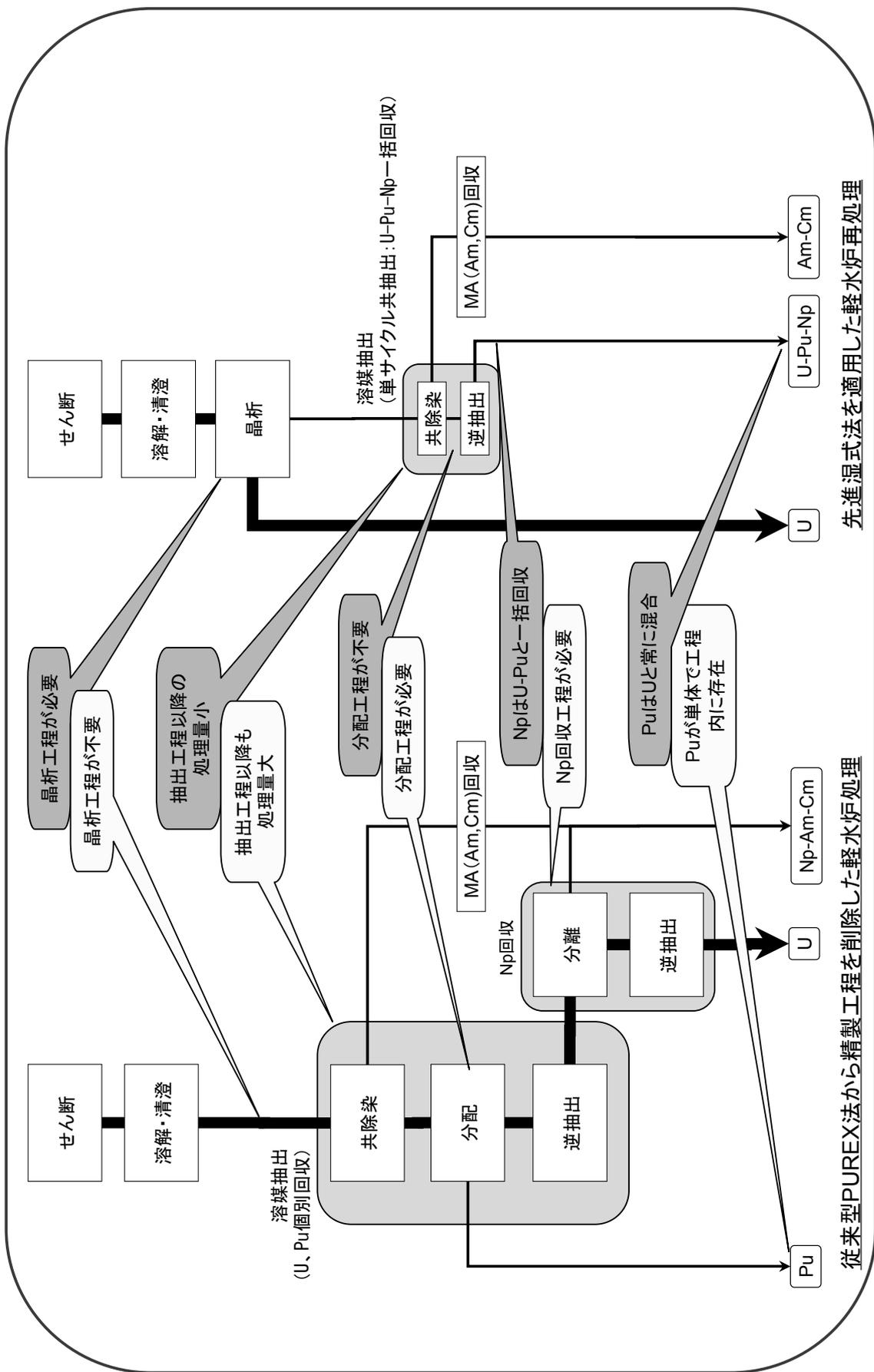
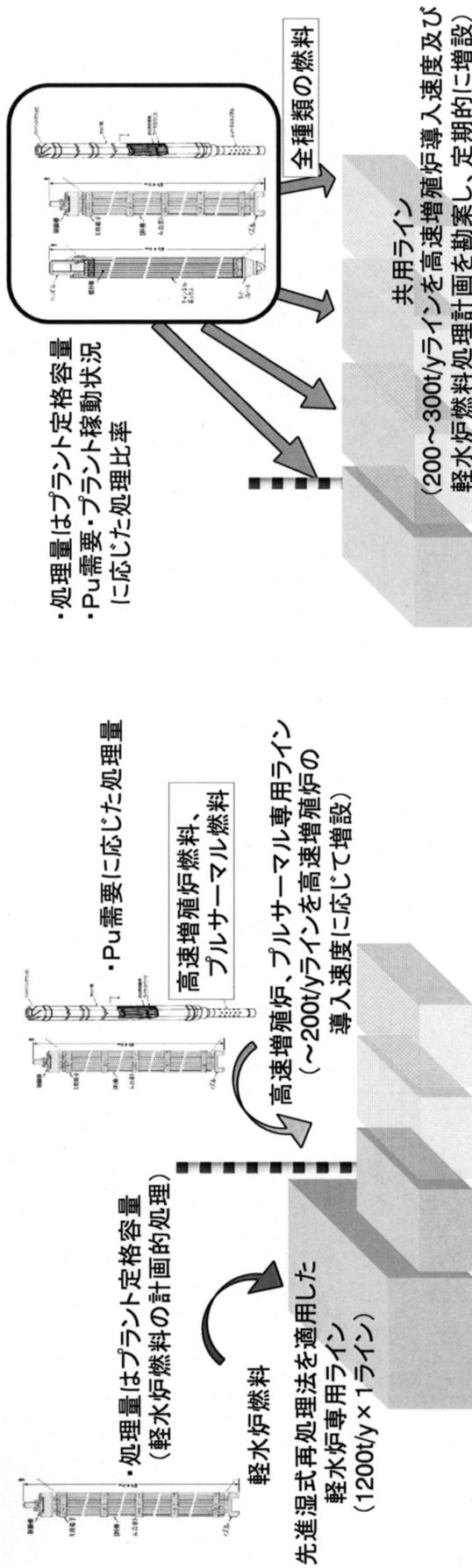


図-Ⅱ-12 従来型PUREX法から精製工程を排除した軽水炉再処理と先進湿式法を適用した軽水炉再処理の比較



専用ラインの再処理工場イメージ

共用ラインの再処理工場イメージ

図-II-13 先進湿式法再処理を適用した将来の再処理施設

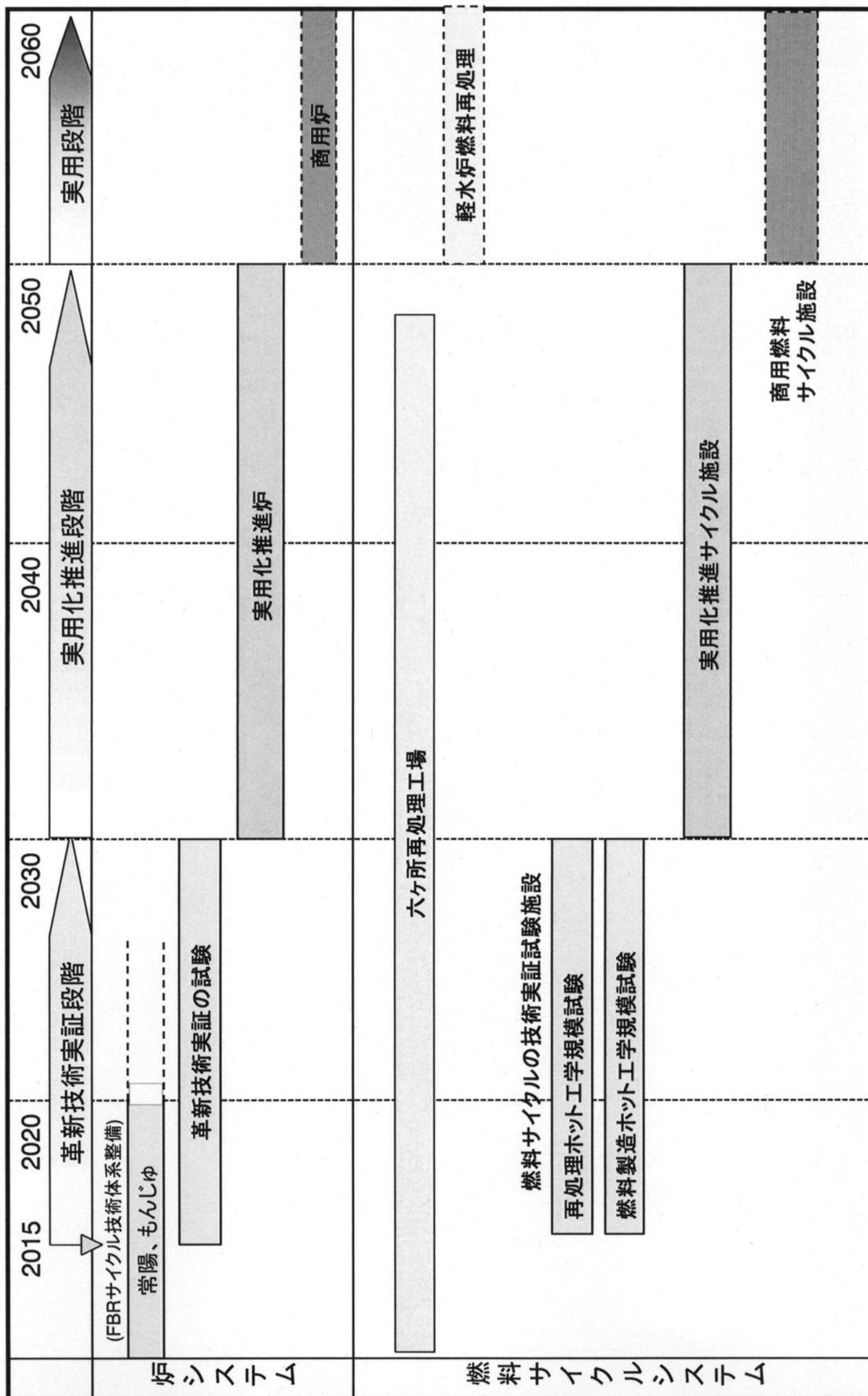


図-Ⅱ-14 2050年頃までの開発ステップイメージ

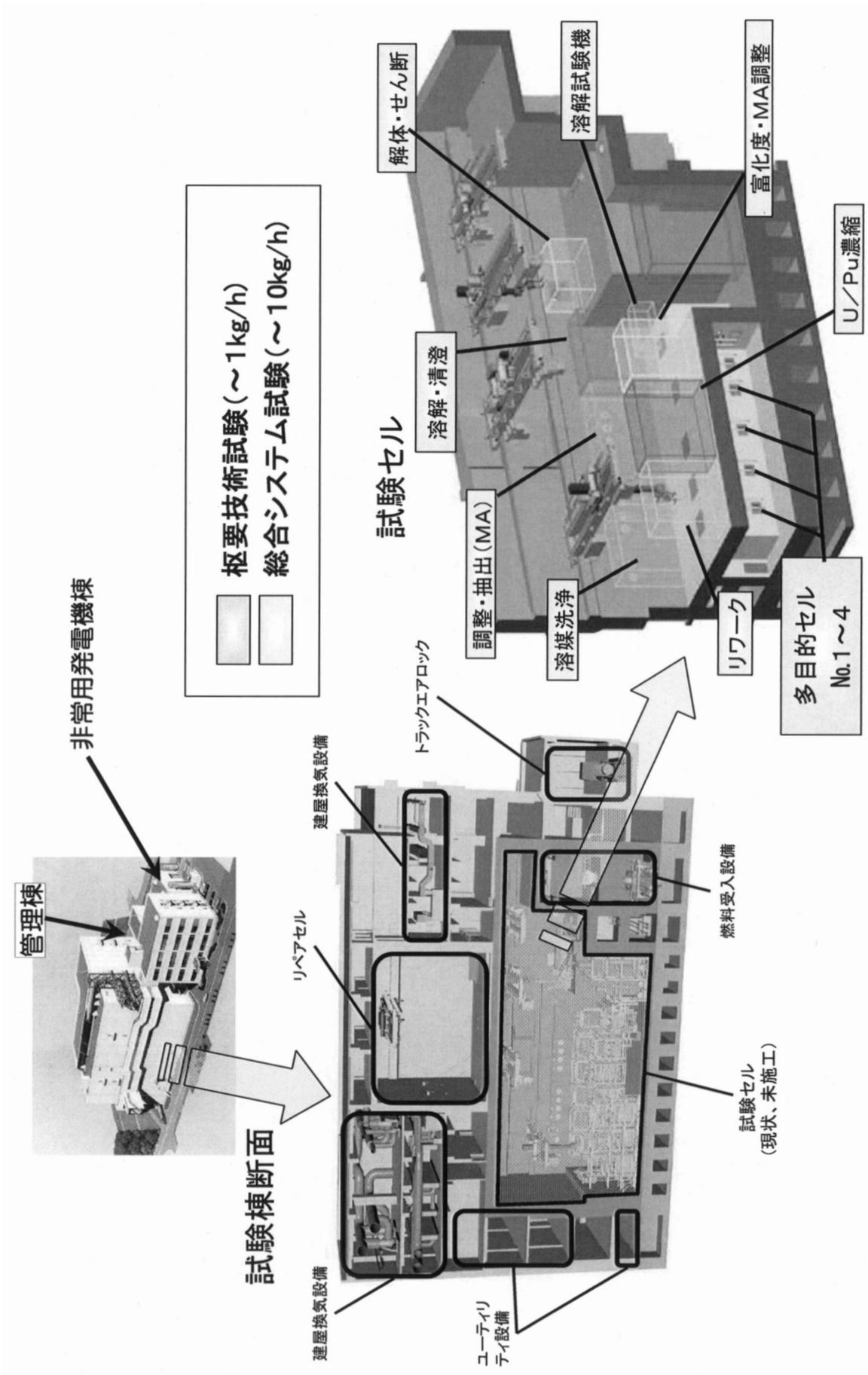
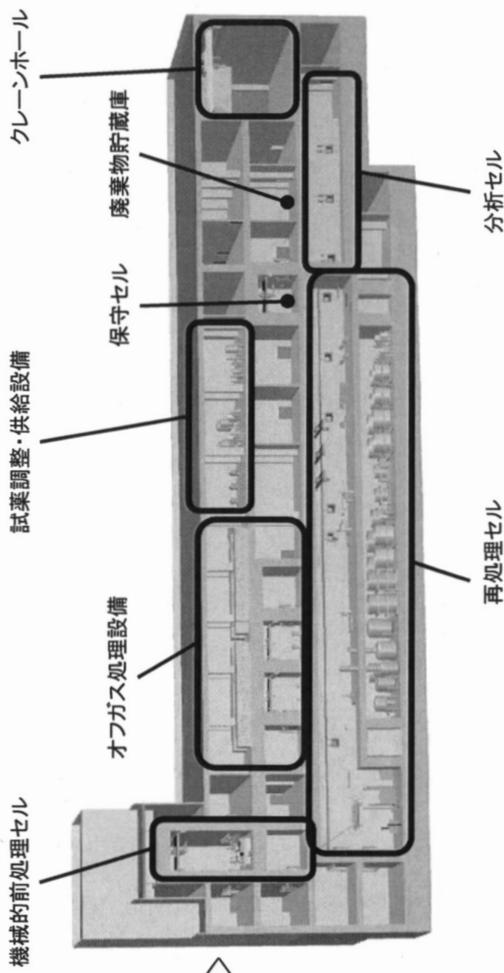
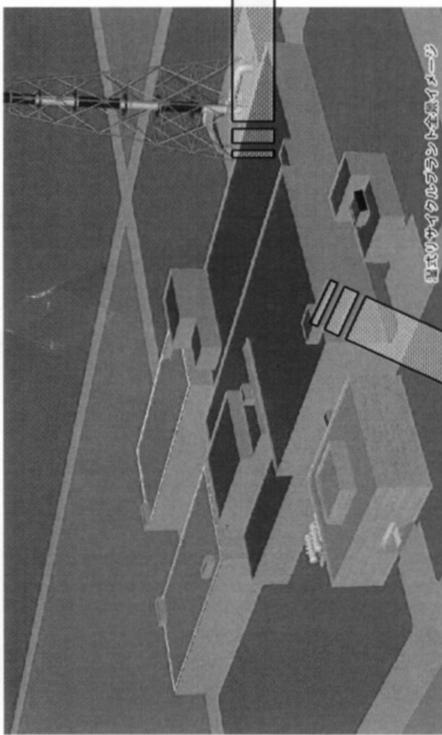
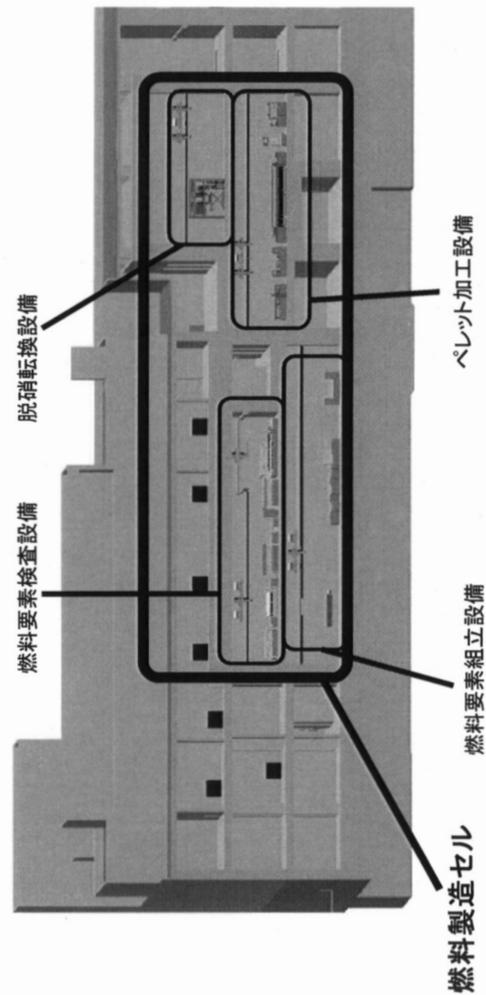


図-II-15 再処理の技術実証試験施設のイメージ

実用化推進サイクル施設(再処理、燃料製造)



再処理施設



燃料製造施設

図-Ⅱ-16 実用化推進サイクル施設のイメージ

付 録 用 語 解 説

アルファベット順

**ANL (Argonne National Laboratory、アルゴンヌ国立研究所)**：米国エネルギー省（以下、DOE）傘下のイリノイ州にある研究所。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、環境管理及び安全保障の五つの分野で研究開発を行っている。

**ATWS (Anticipated Transient Without Scram)**：異常な過渡変化時のスクラム不作動事象。流量喪失型の ULOF、出力上昇型の UTOP、通常時炉心入口温度上昇型の ULOHS がこれに含まれる。

**BOR-60**：ロシアの国立原子炉科学研究所(RIAR)の高速実験炉(電気出力 12MWe、熱出力 55MW)。1969 年 12 月の運転開始以来、発電、燃料・材料の照射試験に使われてきた。1989 年に設計寿命に達したが、寿命延長のための評価を実施し、2009 年 12 月までの寿命延長許可が発行され、現在も運転している。

**BTP [ビス (ジアルキルトリアジン) ピリジン]**：三価アクチニド (Am と Cm) と希土類元素を相互分離するために欧州で開発された抽出剤。窒素を配位子として選択性を高めている。実用化を目指し、化合物の構造を最適化するなどの研究が進められている。

**C-14**：半減期 5730 年の炭素 (C) の放射性同位元素。天然の窒素 (N) は、ほとんどが N-14 からなるが、この N-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 C-14 が生成され、環境への影響が懸念される。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 N-15 を 99%程度に濃縮して使用することとしている。考古学ではこの C-14 の放射能測定により発掘物の年代測定を行っている。

**CEA (仏国原子力庁)**：仏国の原子力研究開発を行う国の機関。

**CMPO [オクチル (フェニル) - N, N -ジイソブチルカルバモイルメチルホスフィンオキシド]**：SETFICS 法による TRU 抽出工程に用いられる溶媒。

**EVST (Ex-vessel Storage Tank、炉外燃料貯蔵槽)**：新燃料及び使用済燃料の中継貯蔵を行う貯蔵容器、遮蔽プラグ、回転ラックなどから構成される設備。炉心内で所定の燃焼期間を経た使用済燃料を炉心から取り出す際に、使用済燃料から発生する崩壊熱が十分低下するまで、一定期間ナトリウム中で貯蔵できる冷却系統設備を有する。

**FP (Fission Product、核分裂生成物)**：ウランやプルトニウムなどの核分裂に伴って生じた核種及びその一連の放射性崩壊で生じる核種のこと。大部分が放射性であり、その半減期は 1 秒以下のものから数百万年に及ぶものまで幅広い。

**FP 核変換**：核反応を利用して FP を短寿命または非放射性的の核種に変換することをいう。放射性毒性が強いあるいは長期にわたる放射性核種に中性子など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。

**FZK (Forschungszentrum Karlsruhe、カールスルーエ研究センター)**：ドイツの原子力研究開発機関。高速炉、超ウラン元素、材料、再処理・廃棄物処理処分、安全性、保障

措置などに関する研究を行う。

**GIF(第4世代原子力システム国際フォーラム)プロジェクト:**第4世代(Generation IV, GEN-IV)原子炉とは、DOEが2030年頃の実用化を目指して提唱した次世代の原子炉の一般的な概念である。第4世代原子炉は、燃料の効率的利用、核廃棄物の最小化、核拡散抵抗性の確保などエネルギー源としての持続可能性、炉心損傷頻度の飛躍的低減や敷地外の緊急時対応の必要性排除など安全性/信頼性の向上、及び他のエネルギー源とも競合できる高い経済性の3項目の目標を満足する必要がある。このプログラムを国際的な枠組みで推進するため、米国、日本、英国、韓国、南アフリカ、仏国、カナダ、ブラジル、アルゼンチン、スイスの10カ国と1機関(EU)が2001年7月に第4世代国際フォーラム(Generation IV International Forum: GIF)を結成し、現在までに6つの原子炉概念に絞って研究開発を進めていく計画である。

**GWd/t (giga-watt-day-per-ton、ギガワット・デイ・パー・トン):** 燃焼度の単位。MOX燃料の単位重量当たりが発生した熱エネルギーの総量で表したものの。原子炉の運転において、炉心に装荷された核燃料が、原子炉から取り出されるまでに中性子との反応により消費された割合を示すことにもなる。

**HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor、高温工学試験研究炉):** 高温ガス炉の技術基盤の確立と高度化に関する試験、さらに高温炉心を用いた照射試験を行うことを目的として、旧日本原子力研究所に建設された試験研究炉。1990年11月に設置許可が下り、1998年11月10日初臨界を達成後、2001年12月7日に定格熱出力30MW及び原子炉出口冷却材温度850°Cを達成した。高温環境下で大型試料の照射が可能であるという機能を活かした高温ガス炉技術の高度化及び先端基礎研究としての燃料・材料の照射試験を進めるとともに、核熱利用技術の開発研究及び高温ガス炉の固有の安全性に関する実証試験を行う。

**HFR (High Flux Reactor: 高中性子束炉):** オランダのペテンの原子力コンサルタントグループ(オランダ・エネルギー研究財団とオランダ基準機関との合同グループ)と欧州委員会(EC)との合同研究センターにある熱中性子炉(45MW)。主として医療用アイソトープの生産などを行っている。

**IASCC (Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking、照射誘起応力腐食割れ):** 中性子照射の影響(照射損傷)が炉内構造材料に蓄積することに起因して発生する応力腐食割れ(SCC)現象である。IASCCの特徴は、粒界型の割れとなること、発生しきい中性子照射量があること、溶接熱鋭敏化を必要とせず母材にも発生することなどである。その発生メカニズムは、重要な照射効果は照射誘起偏析による合金の結晶粒界近傍の化学組成の局所的な変化(Cr濃度の低下、Niの富化など)であると考えられている。

**IGR 炉 (Impulse Graphite Reactor、黒鉛減速パルス出力炉):** カザフスタン共和国にある安全性試験炉。旧ソ連時代から軽水炉及び高速炉燃料の破損限界や燃料挙動を測定するために活用されてきている。短時間に大きな出力パルスを与えて、試験燃料を溶融させることのできる黒鉛減速のパルス型試験炉であり、試験燃料は原子炉の中央にある

試験孔に設置される。試験燃料を装荷する試験孔の直径は約 20cm と大きく、最大約 10 kg の燃料を熔融させる能力を有する。これまでも軽水炉燃料及び高速炉燃料の破損限界や燃料挙動を観測するための研究に広く活用されてきている。IGR は、炉心安全性向上炉内試験 (EAGLE) プロジェクトに必要な能力 (60 本程度の燃料ピンまたは 10 kg 程度の試験燃料を短時間に熔融できるような高い加熱能力) を有する唯一の試験炉である。

**I-NERI (International Nuclear Energy Research Initiative) プロジェクト**：米国エネルギー省 (DOE : Department of Energy) が 2001 年度に開始した次世代炉の研究開発に取り組むための国際プロジェクト。原子力発電所の建設・運転コストの低減や安全性の向上、核不拡散、放射性廃棄物対策など、革新的原子力システムのシーズ技術開発に 2 国間協力で行うというもの。

**INL (Idaho National Laboratory、アイダホ国立研究所)**：アイダホのアルゴンヌ国立研究所とアイダホ国立工学環境研究所 (INEEL) が 2005 年 2 月に合併して設立された米国 DOE 傘下の研究機関。

**ITU (Institute for Transuranium Elements、EU 超ウラン研究所)**：核燃料サイクル関連研究 (使用済燃料直接処分、長半減期核種の分離変換、湿式分離／乾式分離などの研究)、保障措置関連の研究 (出所不明核物質の分析など) 及びアクチニドに関する基礎研究と外部機関との共同などを行うドイツにある研究機関。

**LLFP (Long-Lived Fission Product、長半減期 FP または長寿命 FP)**：核分裂によってできた核種、またはそのような核種から放射性の崩壊によってできた核種のうちで半減期の長いものをいう。主要なものとして、ヨウ素-129 (半減期 1,570 万年)、パラジウム-107 (半減期 650 万年)、セシウム-135 (半減期 230 万年)、ジルコニウム-93 (半減期 153 万年)、テクネチウム-99 (半減期 21 万 1 千年)、スズ-126 (半減期 10 万年)、セレン-79 (半減期 6 万 5 千年) などがある。長半減期であるため、他の短半減期 FP が減衰した後も放射線を出し続け、アクチニドと並んで廃棄物中の長期放射線源となる。

**LLFP ターゲット集合体**：高速炉などで LLFP の核変換を目的とした専用の集合体。

**MA (Minor Actinide、マイナーアクチニド)**：周期律表において原子番号 89 のアクチニウムから 103 のローレンシウムに至る 15 の元素を総称してアクチノイド元素といい、このうちアクチニウムを除いたものを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ベータ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燃料の中には、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。一般に長寿命の半減期を持ち、アルファ壊変を行うが、重い元素では自発核分裂も行う。使用済燃料中でウラン、プルトニウムに比べ存在量の少ないネプツニウム (Np)、アメリカシウム (Am) 及びキュリウム (Cm) をマイナーアクチニドと称する。

**MOX 共析**：酸化物電解法において、プルトニウムとウランと一緒に、酸化物として電極に析出させ回収する工程。プルトニウムの酸化物を沈殿させて回収する従来法に比べて、

経済性や核拡散抵抗性が向上する。

**N-15** : C-14 を参照。

**ODS 鋼 (Oxide Dispersion Strengthened フェライト鋼、酸化物分散強化型フェライト鋼)** : フェライト鋼は、燃料の高燃焼度化を達成するために必要な耐照射性には優れているものの、高温強度が不足している。ODS 鋼は、微細な安定酸化物粒子をフェライト鋼の中に分散させることにより高温強度の飛躍的な改善をねらった材料で、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** : 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 個をもつ化合物であるが、正確には酸素 (Oxygen) 原子数と重金属 (Metal) 原子数の比 (「O/M」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振る舞いに色々影響するので、O/M の調整は燃料の性能を確保する上で特に重要な項目である。

**PSI (Paul Scherrer Institute)** : スイスの国立研究所。素粒子物理学、生命科学、固体物理、材料科学、原子力及び非原子力のエネルギー研究、エネルギー関連のエコロジーなどの研究開発を行っている。

**Pu スポット** : MOX 燃料ペレットの製造においては、 $UO_2$  粉末と  $PuO_2$  粉末が均一に混合するように工夫されている。このため、プルトニウム濃度が非常に高い部分が存在することはないが、ペレットを局所的に見るとプルトニウム濃度が平均より高い部分が見られ、このような部分を「Pu スポット」と呼ぶ。Pu スポットが残ったまま燃料を製造し原子炉で燃焼させると、プルトニウムはウランより反応率が高いため点状の大きな出力分布が生じ、気体状の核分裂生成物を予想以上に放出するなど弊害が予想されるため、製造過程で過度の Pu スポットが生じないようにする必要がある。

**Pu 富化度** : MOX 燃料中のプルトニウム濃度を示すもので、Pu の U と Pu の重量に対する割合  $[\text{Pu}/(\text{Pu}+\text{U}) : \text{wt}\%]$  で定義される。

**PUREX 法 (Plutonium Reduction Extraction Method)** : 使用済燃料の再処理で用いられる溶媒抽出法の一つで、現在一般的に実用化されている方法である。使用済燃料の硝酸溶解液を、パルスカラム、ミキサセトラ、遠心抽出器などの装置を用いて有機溶媒と接触させることにより、まずウランとプルトニウムだけを有機相に抽出させ、FP 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、ウランとプルトニウムを分離する。

**RIAR (Research Institute of Atomic Reactors、原子炉科学研究所)** : ロシアのデミトロフグラードにある国立研究所。研究炉 4 基、実験炉 4 基 (うち高速炉 1 基)、放射化学実験設備、ホットセルなどの施設があり、原子炉材料科学、原子炉安全性、同位元素、核燃料サイクルなどの分野で研究開発を行っている。

**SASS (Self Actuated Shutdown System、自己作動型炉停止機構)** : 制御棒は、制御棒駆動機構と電磁石で接続されているが、この接続部分に高温になると磁性を失う熱感知

合金を用いることにより、電磁石に電流が流れている状態でも、炉内の温度上昇により自動的に制御棒が切り離される方式の炉停止機構を構成できる。受動的な安全装置である。

**SG (Steam Generator、蒸気発生器) :** タービンを駆動するための蒸気を発生させるための熱交換器。軽水炉の PWR では、原子炉 1 次冷却材と水蒸気側で熱交換させているが、ナトリウム冷却高速増殖炉では、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。

**SiC (シリコンカーバイド) :** 耐熱性・強度に優れた炭化物系のセラミックス材料(分解温度：約 2500℃、抗折力：約 1000 MPa)。高温ガス冷却炉では、被覆層の材料として利用されている。また、SiC の複合材 (SiC/SiC) は、製作性・破壊靱性に優れることから、高温ガス冷却炉の構造材としても期待されている。

**TBP (Tributyl Phosphate、リン酸トリブチル) :** 無色の液体で水に難溶。金属元素の溶媒抽出に多く用いられ、核燃料の再処理工程の U, Pu の溶媒抽出過程などで利用されている。

**TiN 被覆粒子 :** 高温ガス冷却高速炉用に開発中の被覆粒子型燃料。最外層に表面保護のため熱分解炭素 (PyC) を被覆しているが、PyC は高速炉レベルの高照射量で形状が不安定となることが知られている。そこで、高温ガス冷却高速炉用に、高照射量まで形状安定性を維持できる可能性があり、かつ、破壊靱性などの機械特性に優れる可能性がある TiN (窒化チタン) を燃料核に被覆した被覆粒子型燃料の概念を検討している。

**UIS (Upper Internal Structure、炉心上部機構) :** 高速増殖炉の原子炉容器の回転プラグから炉心上部に吊り下げられ、遮蔽部、胴、整流板、熱電対支持物などで構成される構造体。燃料集合体出口での冷却材温度検出、制御棒の所定位置への支持などの機能を持つ。

**ULOHS (Unprotected Loss of Heat Sink、除熱源喪失時原子炉トリップ失敗事象) :** 除熱源喪失時に原子炉トリップに失敗する事故事象。水・蒸気系の異常またはナトリウム冷却炉 2 次主冷却系の異常が起因となって、炉心からタービン・復水器に至る通常の熱輸送パスが阻害され“除熱源喪失”状態になったにも係わらず、原子炉トリップ信号による制御棒切り離し失敗 (制御棒保持電源しゃ断器開失敗) により制御棒が挿入されない場合を想定したもの。炉心流量は確保された状態で、炉心温度は比較的緩慢に上昇していくことになる。独立 2 系統の原子炉停止系を有することなどから、このような事象の発生する頻度は十分に小さく、技術的には発生するとは考えられない事象である。

**ULOF (Unprotected Loss of Flow、流量喪失時スクラム失敗事象) :** 外部電源喪失などにより 1 次冷却系ポンプがコーストダウンする過渡変化が生じた際に、原子炉停止系の作動に失敗することを重ね合わせた事故事象。流量喪失により炉心燃料温度が短時間で上昇し、炉心損傷に至る。独立 2 系統の原子炉停止系が装備されるため、このような事象の発生する確率は  $10^{-6}$ /炉年以下と評価されており、技術的には発生するとは考えられない事象である。

**U-Pu-Zr 合金 :** U-Pu-Zr の 3 種類の金属の合金。燃料としての性能向上を図る観点から、

融点を高め、また相転移による体積変化の発生を抑制するために、核燃料物質である U, Pu 以外に Zr を添加している。U-Zr の 2 元合金燃料は、米国高速実験炉 EBR-II の濃縮ウラン燃料として使われ、金属電解法による処理の実績がある。3 元合金燃料は世界的にみても例は少ないが、ANL 型 U-Pu-Zr 合金燃料スラグに MA を混入したものを電力中央研究所が照射試験用に欧州 ITU にて製造した実績がある。

**UTOP (Unprotected Transient Overpower、反応度挿入型スクラム失敗事象) :** 広義にはあらゆる反応度挿入型の起因事象に対して原子炉停止系の作動 (スクラム) に失敗することを重ね合わせた事故事象を意味するが、狭義には「異常な過渡事象」に分類される制御棒誤引抜き事象に対してスクラム失敗を重ね合わせた事故事象を指す。この狭義の UTOP 事象は ATWS 事象 (異常な過渡時スクラム失敗事象) の一つであり、通常はこちらの意味で用いられる。高速炉では、一般に独立 2 系統の原子炉停止系が装備されるため、このような UTOP 事象の発生頻度は十分に小さく、技術的には発生するとは考えられない事象である。

**YAG (Yttrium Aluminium Garnet、イットリウムアルミニウムガーネット) レーザー :** 酸化イットリウムと酸化アルミニウムの複酸化物に、添加物としてネオジウム Nd<sup>+3</sup> イオンを微量加えた単結晶をレーザー素子に用いたものを YAG レーザーという。

## 五十音順

**アクチノイド :** 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アクチノイドのうち、原子番号 89 のアクチニウム (Ac) を除く、原子番号 90 から 103 までの 14 元素 Th、Pa、U、Np、Pu、Am、Cm、Bk、Cf、Es、Fm、Md、No、Lr の総称である。アクチニウムに類似しているという意味でこのように言われる。

**圧力スイング吸着法 (PSA (Pressure Swing Adsorption) 法) :** 気体を吸着により分離する際、平衡関係から、圧力が高ければ吸着量が多く、圧力が低くなると脱着が用意となる。この原理を利用して、様々な成分の混合ガスから目的とする製品ガスを吸着剤との吸着力の差と圧力変動を利用して分離・精製する技術。N-15 濃縮への適用としては、N-15 のアンモニア分子 (NH<sub>3</sub>) と同じ大きさの孔を持つ吸着剤 (ゼオライト) を用い、ガスの圧力を変化させて N-15 アンモニア分子を選択的に濃縮・回収する。

**アルカリ :** 周期表 1 族のうち、水素 (H) 以外の元素: リチウム (Li)、ナトリウム (Na)、カリウム (K)、ルビジウム (Rb)、セシウム (Cs)、フランシウム (Fr) をアルカリ金属という。とても軟らかく、軽い金属で、粘土のように簡単に切断できる。また、非常に反応性に富んでいる。

**アルカリ土類 :** アルカリ土類金属とは、周期表 2 族のうち、カルシウム (Ca)、ストロンチウム (Sr)、バリウム (Ba)、ラジウム (Ra) の四つの元素を指す。ベリリウム Be、マグネシウム (Mg) を含めてアルカリ土類と呼ぶこともある。

**イオン交換法 :** ある種の物質が水溶液に接触するとき、その物質中のイオンを溶液中に出

し、溶液中のイオンを中に取りこむ現象を利用した元素分離方法。溶液の状態を変化させることで、特定の物質を交換体のイオンと取り替え、他の物質はそのまま流すことができ、選択的分離が可能。分析化学だけでなく一般産業においても実用化している技術である。

**イソプロピルアルコール (IPA) :**  $(\text{CH}_3)_2\text{CHOH}$  の最も単純な構造を有する第二級アルコール。アセトン原料、有機合成溶媒などに用いられる。

**インターナルポンプ:** 従来型 BWR における再循環ポンプとジェットポンプとの組み合わせによる原子炉冷却材ポンプに代わって、ABWR で採用された原子炉圧力容器内装型ポンプ。

**ウェステージ:** ナトリウム冷却型高速炉の蒸気発生器において、伝熱管に小さな穴があいて少量の水がナトリウム中にジェット状に噴出すると、水は減圧沸騰によって蒸気となり、ナトリウムと反応して水素ガスや液体または固体状のカセイソーダ (NaOH) や酸化ナトリウム ( $\text{Na}_2\text{O}$ ) の反応生成物を生成する。これらの混合物がジェット状となって高速で隣接伝熱管にぶつかり、その壁を腐蝕させて伝熱管を薄くする現象をウェステージという。

**液相形成 (燃料内) :** 金属燃料において、過渡変化時など被覆管温度がある温度以上に上昇した場合に、被覆管構成元素が燃料合金 (スラグ) 内に拡散し、被覆管近傍の燃料合金の一部に液相を生じる現象。燃料合金の一部に液相が生じると液相による被覆管侵食が起こる。そのため、現状の金属燃料炉心の設計研究では、通常運転時の液相形成を防止するため被覆管最高温度を約  $650^\circ\text{C}$  以下に制限している。

**遠心抽出器:** 高速回転場を利用して水相と有機相を強制混合し、ついで遠心力を利用して比重の大きい水相を回転筒の外周部に、比重の小さい有機相を回転軸の近くに集め相分離する装置。小型化が可能、接触時間が短く溶媒の放射線損傷を低減できる、などの特長から、次世代の再処理用抽出装置として、各国で技術開発が進められている。

**塩廃棄物:** 乾式再処理法における電解工程の廃溶媒など、化学形態が「塩」である廃棄物。

**オフガス系:** 揮発性核種を多量に含む使用済燃料の剪断・溶解工程において、放出される気体を処理し、揮発性核種を除去する気体放射性廃棄物処理系統。

**回転プラグ方式:** 燃料集合体の炉心への装荷、炉心からの脱着を行うための燃料交換装置。

**核燃料サイクル:** 天然に存在するウラン資源が採掘、精錬、転換、濃縮、加工されて核燃料として原子炉で使用され、さらに原子炉から取り出されたあと再処理、再加工され再び原子炉で使用され、残りが廃棄物として処理処分されるまでの一連の循環 (サイクル、最近ではサイクルをリサイクルと呼ぶことも多い。) をいう。一般に、核燃料物質の探査、採掘から始まり、採掘されたウラン鉱石からのウランの抽出、精錬、フッ化物への転換、ウラン同位体の濃縮、原子炉燃料への成型加工、原子炉への燃料装荷 (燃料の燃焼)、使用済燃料の再処理 (プルトニウム、ウランの回収)、放射性廃棄物の処理、処分などの過程をたどる。

**核物質防護:** 核物質の盗取など不法な転用や原子力施設などへの妨害破壊行為を防止すること。核物質防護は盗んだ核物質を原料にして核兵器が作られるのではないかというシ

ナリオを想定するため、核不拡散を確保するための手段の一つと言われている。我が国の原子力開発利用の進展に伴い、原子力施設における核物質の取扱量や核物質の輸送機会が増大してきており、核物質防護の重要性は国際的にも国内的にも、極めて大きくなってきている。

**ガラス固化体：**高レベル放射性廃棄物の処分のために、液体状の高レベル放射性廃棄物をガラス原料とともに高温(約 1200℃)で溶かし合わせたものを、ステンレス製の容器(キャニスタ)内に入れて冷やし固めたもの。

**還元抽出：**U、TRU や希土類が溶解している熔融塩にリチウム(Li)を含む液体金属(カドミウム(Cd)あるいはビスマス(Bi))を接触させると、UなどはLiによって還元され金属となり、液体金属相中に抽出される。この際、各元素の還元されやすさの違いによって、U、TRU を選択的に金属相中に抽出し、FP と分離することができる。高い効率で分離を行うためには、複数段の還元抽出を連続して実施する必要がある。

**乾式再処理：**塩化リチウム(LiCl)や塩化カリウム(KCl)の熔融塩やカドミウム(Cd)、ビスマス(Bi)、鉛(Pb)などの液体金属を溶媒とした再処理法の一つ。「酸化物電解法」、「金属電解法」参照)

**簡素化ペレット法：**PUREX 法から得られる高除染の燃料原料粉をベースとした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図った燃料製造法。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撤廃し合理化を図った。

**希土類 (RE : Rare Earth)：**原子番号 57 から 71 までのランタニド元素 (15 元素：ランタン(La)、セリウム(Ce)、プラセオジウム(Pr)、ネオジウム(Nd)、プロメチウム(Pm)、サマリウム(Sm)、ユーロピウム(Eu)、ガドリニウム(Gd)、テルビウム(Tb)、ジスプロジウム(Dy)、ホルミウム(Ho)、エルビウム(Er)、ツリウム(Tm)、イッテルビウム(Yb)、ルテシウム(Lu))に加えて、これらに性質が極めて類似したスカンジウム(Sc)、イットリウム(Y)の2元素を加えた17元素のこと。化学的な性質が類似しており、相互の分離が難しい。

**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)のままFPなどの大部分と分離すること。

**均質炉心：**高速増殖炉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ものが非均質炉心である。「常陽」、「もんじゅ」は均質炉心である。「均質炉心」、「非均質炉心」、「ブランケット」参照)

**金属電解法：**使用済燃料を熔融塩中に溶解し、酸化・還元電位差を利用して金属Uを固体陰極に析出させる。その後、熔融カドミウム陰極でプルトニウム及びMAの析出生成自由エネルギーがウランと近接することを利用して金属プルトニウム・ウラン・MAの共析

出を行い、アクチニドを回収する乾式再処理法。基本プロセスは米国 ANL が開発した。

**金属燃料：**金属ウランや金属プルトニウムにジルコニウム (Zr) などを添加して合金とした原子炉用の燃料。Zr を 10%程度添加することにより、U-Pu だけの金属燃料よりも融点を 100℃以上高くすることができる。

**クリープ：**材料が高温で使用されると、一定応力下で、物体の塑性変形が時間とともに次第に増加する現象をいう。結晶粒界における粘性流れや結晶内の滑りが原因であると考  
えられている。鋼では 300℃程度で始まる。工学的には、高温におけるクリープ速度と  
クリープ破断強度が重要である。このクリープ変形による材料強度低下の度合いを示す  
指標として、クリープ損傷和 (CDF) がある。

**軽水炉サイクル：**使用済燃料から回収したウラン 235 や、プルトニウムとウラン 238 を混  
合、加工し MOX 燃料として軽水炉で再利用することを軽水炉サイクルという。この中で  
特に、回収した MOX 燃料を軽水炉で利用することを「プルサーマル」と呼ぶ。

**計量管理：**経理、運転管理、安全管理、法規制などに対応するため、ウラン、プルトニウ  
ムの存在を施設の境界での出入り、施設内での所在について数量的、連続的に把握する  
こと。

**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。

**ゲル化法：**水溶液から直接に酸化物固体を得る製造法の総称。核燃料製造では、アクチニ  
ド硝酸溶液の液滴にアンモニアを作用させることにより、酸化物として固化させる。ア  
ンモニアを液滴の外部から作用させる「外部ゲル化法」と、液相中にアンモニアドナー  
(加熱すると分解してアンモニアを発生する化学物質) を添加しておく「内部ゲル化法」  
がある。酸化物燃料の微小球 (直径 1mm 程度以下) を調整する方法として、高温ガス炉  
用燃料の製造に用いられている他、高速増殖炉用振動充填 MOX 燃料の試作に応用されて  
いる。

**減圧反応度：**原子炉冷却材バウンダリを構成する機器の破損によって、冷却材が流出して  
系統圧力が低下し、炉心冷却機能の著しい低下をきたす事故事象を減圧事故と呼ぶ。減  
圧反応度は、減圧事故を含む何らかの異常によって、炉心内の冷却材圧力が低下し冷却  
材密度が減少することによりもたらされる反応度。

**コアキャッチャー：**炉心損傷事故時に格納施設の健全性を保持し放射性物質の放散を抑制  
する目的で、熔融燃料及び構造材などの混合物を冷却保持するために、炉容器内あるい  
は炉容器外の炉心下方に設置される装置。熔融物質を固定化し、崩壊熱を除去して除熱  
源へ輸送する機能が要求されるとともに、臨界防止体系とする必要がある。

**高温キュリ一点：**強磁性物質は温度が上昇すると熱振動により電子スピンの配列がくずれ、  
各々の物質固有の温度で自発磁化が消滅する。この温度を「キュリ一点」と呼ぶ。自己  
作動型炉停止機構 (SASS) では、高温でこのようなキュリ一点を有する電磁石を制御棒  
切り離し機構に利用することにより、温度上昇時に保持力を失い受動的に制御棒を切り  
離す。

**高クロム鋼**：耐熱鋼のうち、多量のクロムを添加することにより高温強度及び耐高温腐食性を向上させたフェライト系・マルテンサイト系合金鋼。低熱膨張・高熱伝導率であり、配管短縮や機器コンパクト化などの経済性が期待できる。

**高除染**：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」（後述の「除染係数」参照）という。従来の軽水炉再処理では  $10^6 \sim 10^8$  が要求されており、一般にこのような高い除染係数の再処理を高除染という。

**高速増殖炉システム**〔高速増殖炉（FBR：Fast Breeder Reactor）〕：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。我が国には、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」がある。ウラン 238 が中性子を吸収すると核分裂性のプルトニウムに転換されることを利用した原子炉で、高速中性子でその転換率が高いので、水のような中性子の減速効果のあるものを原子炉冷却材として用いずに、ナトリウムなどを原子炉冷却材として用いる。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高速増殖炉を有効に用いることにより、この利用できる割合は 80%以上に高まりウラン資源を十分に利用することができる。

**高速増殖炉サイクルシステム**〔高速増殖炉サイクル〕：高速増殖炉とその関連する核燃料サイクル（再処理、燃料製造）をいう。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、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せず、ウラン濃縮過程から発生する劣化ウラン（天然ウランより U-235 の割合が低下したウラン）を天然ウランに代えて用いることもできる。高速増殖炉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。これに対して、軽水炉とその関連する核燃料サイクルを「軽水炉サイクル」という。

**高レベル放射性廃棄物（HLW: high-level radioactive wastes）**：使用済燃料の再処理工程において排出される放射能レベルの高い廃液、またはこれの固化体をいう。現状の軽水炉再処理（PUREX）で発生する高レベル放射性廃棄物中には、核分裂生成物とマイナーアクチニド元素（Np,Am,Cm）、回収から漏れた U,Pu が含まれており、崩壊熱レベルも高い。

**コンパクトメント型集合体（横方向流冷却）**：小径の内管と大径の外管の間に、多数の被覆粒子型燃料を充填した形態の燃料集合体。内管と外管は多孔質状の SiC で出来ており、ヘリウムガスの冷却材は透過する。内管と外管の間の被覆粒子燃料を冷却する際のヘリウムガスの流れが横方向となる。

**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など、燃料として再び利用できるものと、ウランなどが分裂してできた

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、プルトニウムなどとそれ以外の物質（高レベル放射性廃棄物）に分離するプロセスのこと。

**在来型資源量：**ウランについて、従来から陸域で確認、推定、期待されている資源量。存在の確実性のレベルによって、確認資源（既知の鉱床）、推定追加資源（既知の鉱床の拡張部など）、期待資源に分類される。これに対して、海水ウランなどの非常に品位が低い資源あるいは重要度の低い副産物としてのみ回収可能な資源を「非在来型資源」と呼ぶ。

**再臨界、再臨界回避：**高速増殖炉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、核分裂性ガスや冷却材蒸気の膨張、燃料被覆管や集集体管などのスチール並びに燃料自体が蒸発・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あらかじめ考慮し、即発臨界を超過しないこと、及び溶融燃料が集中しないよう、溶融初期に炉心外に流出するような工夫を講じることを再臨界回避方策という。

**錯体：**中心となるイオンに別のイオンが結合した集合体。溶媒抽出法では、一旦硝酸に溶かし硝酸塩となっている Pu の状態をつくり、これが TBP と錯体を形成することにより、有機相に Pu が移動する。直接抽出法では初めから TBP と硝酸錯体の混合液を用意し、これに固体の Pu 等と接触させて一気に TBP・硝酸塩の錯体を作る。

**酸化物電解法：**酸化雰囲気下で、酸化物の使用済燃料を溶融塩（LiCl-CsCl など）中で塩素ガスを吹き込みながら溶解（塩素化溶解）し、酸化・還元電位の差やプロセスガス中の酸素や塩素の分圧を制御することによって、アクチノイド元素を酸化物（ウラン酸化物、プルトニウム酸化物）として陰極表面上に電解析出させる乾式再処理法。基本プロセスは、析出物が理論密度に近い顆粒状であるため、バイパック振動充填法による燃料製造のための顆粒製造技術としてロシア RIAR が開発した。

**酸化物燃料（MOX 燃料）：**ウラン酸化物とプルトニウム酸化物を混合して作った燃料。我が国では新型転換炉「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。軽水炉で用いる MOX 燃料は「プルサーマル燃料」と呼ばれて、仏国、独国などで 2000 体を超える使用実績がある。

**酸化物分散強化型フェライト鋼 ⇒ 「ODS 鋼」参照**

**3 次元免震：**建屋及び機器を水平方向（2次元）だけでなく上下方向にも免震する手法。3次元免震装置により建屋及び機器への地震力が緩和され、プラントの構造設計における耐震性の向上を図ることができる。

**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で構成されているが、この MOX 燃料の酸素比率（O/M 比）を調節するために添加される成分を酸素ゲッターという。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

したが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、金属ウランなどを酸素ゲッターとして燃料に添加する。

#### 自己作動型炉停止機構 ⇒ 「SASS」参照

**質量管理：**燃料サイクル施設における臨界管理の方法の一つ。一度に取扱う核燃料物質の質量を制限することにより、臨界になることを防ぐ方法。

**射出鑄造法：**金属燃料の製造に適用される技術。溶融した合金成分を減圧したモールドという鑄型に圧力差を利用して鑄込む技術であり、一度に数 10 本以上の単位で燃料スラグが製造できる特徴を有しており、現在のペレット形状をした酸化物燃料の製造に比較して、プロセスが極めて簡単で大量の生産に向いており、経済性に優れる。

**重金属密度：**重金属とは、比重 5 以上の金属を指す。原子炉で使用されるウラン、プルトニウムのような核燃料物質及び冷却材の一種である鉛、ビスマスが相当する。高速増殖炉では燃料物質中のアクチノイド元素の密度を重金属密度と呼び、炉心特性を表す指標の一つとして使用する。ちなみに、酸化物／窒化物／金属燃料の重金属密度は、それぞれ 9.75/13.52/14.2 (g/cm<sup>3</sup>) である。

**受動安全性：**一般に原子炉システムは、事故など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などの駆動源が必要なポンプ、ファンなどの動的機器や制御系を用いる場合と、重力、放熱など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、異常時に原子炉で生じる物理現象に基づいて自然に安全を確保できる特性を受動安全性という。

#### 蒸気発生器 ⇒ 「SG」参照

**晶析法：**溶液を過飽和にして溶質を結晶として取り出す操作をいう。温度変化による溶解度変化の小さなものは蒸発濃縮により過飽和状態を作り出す。温度変化により溶解度が急激に減少するものは冷却法を用いる。一般産業分野では、薬の精製等に利用されている。使用済燃料の溶解液からのウラン（硝酸ウラニル）の晶析は後者によるが、旧西ドイツ・カールスルーエ原子力研究所でのウラン精製への適用例を除き、世界的にも実施例がない。今後、ウラニル晶析条件の把握を始め、プルトニウム及び核分裂生成物との分離性の確認が晶析法の成立性の判断に必要となる。

**ショートプロセス：**酸化物燃料製造法として、旧動燃時代より開発している簡素化燃料製造法。転換工程でプルトニウムの富化度調整、高流動性の MOX 粉への転換を行い、ペレット工程では原料秤量、均一化混合及び造粒などを削除する。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を図る。

**除染係数 (DF : Decontamination Factor) :**燃料サイクルにおける製品の不純物である放射性物質が、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。

**人工鉱物：**天然鉱物であるソーダライト（sodalite）が3次元のかご状構造の中に塩化物を安定に保持していることを利用して、人工的に合成したソーダライトの結晶中に乾式再処理法における電解工程の溶媒などの塩化物形態の廃棄物を固化したものの。基礎試験レベルではガラス固化体と同等以上の耐浸出特性を持つという見通しが得られており、塩廃棄物の固化体として実用化に向けた研究開発が進められている。

**深層防護：**原子力施設の安全対策が多段階にわたって設けられていることをいう。深層防護は、次の3段階からなる。第一段階は、安全確保のための設計で、異常の発生を防止するため、安全上余裕のある設計、誤操作や誤動作を防止する設計、自然災害に対処できる設計が採用されている。第二段階は、事故拡大防止の方策であって、万一異常が発生しても事故への拡大を防止するため、異常を早く発見できる設計、原子炉を緊急に停止できる設計が採用されている。第三段階は、放射性物質の放出防止の方策で、万一事故が発生しても放射性物質の異常な放出を防止するための原子炉格納容器や ECCS（緊急炉心冷却装置）が備えられている。多重防護ともいう。

**振動充填法：**顆粒燃料（球状、非球状）を振動させている被覆管の中に流し込み、高密度に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、遠隔技術による燃料製造工程の実現が期待される。また製造ラインの自動化が容易と考えられることから、低除染の燃料製造法としての展開も考えられる。顆粒燃料の製造には、硝酸プルトニウム及び硝酸ウラニルの混液を出発液として、試薬中に液滴を滴下してゲル化反応により造粒し、洗浄及び乾燥工程を経て仮焼・還元後、焼結する湿式法、電析あるいは沈殿により製造したウラン酸化物（ $UO_2$ ）、プルトニウム酸化物（ $PuO_2$ ）を粉碎、分級する乾式法の二法がある。

**スフェアパック燃料：**MOXなど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 $10\mu m$ ～ $1000\mu m$ ）の径の粒子を組み合わせて充填する。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り扱い、ペレット成型など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。

**スミア密度：**出力密度（線出力）は、当該位置の中性子密度、燃料ピン内の核分裂性物質の量などに依存するが、被覆管内の核分裂性物質の量は、原料の状態や濃度、燃料製造方法などによって異なる（例：ペレット－被覆管の内径よりもやや小さめの円柱状の燃

材料が装填されている状態／振動充填燃料－被覆管内に小さな粒子が詰め込まれている状態)。高速炉では中性子のエネルギーが高いため、被覆管内の幾何学的な形状はほぼ無視できることから、ペレット燃料・振動充填燃料で統一的に使える燃料仕様として、被覆管内の全領域で均質化（スマアあるいはスメア）した密度を用いる。

**制御棒誤引き抜き**：例えば、原子炉運転中に誤って制御棒が引き抜かれると、炉心に過度な正の反応度が添加され、原子炉出力及び燃料温度の上昇を引き起こす。このように、あらかじめ計画されていない過度の正の反応度添加を原因とする事象を指す。

**静的機器**：ポンプ・電動弁などの外部からの動力を要する機器に対して、重力による冷却水注入など外部からの動力を要しない機器をいう。

**ゼオライト**：沸石とも呼ばれる。工業的に合成され、吸着剤、排水処理剤、紙の充填剤、などに用いられる。

**世界エネルギー会議**：エネルギーと環境、エネルギーと社会、エネルギーの経済に及ぼす影響、エネルギー有効利用などのエネルギーに関連した広汎な問題について研究、分析、討議し、社会及びエネルギー政策決定者に対して、意見、助言、勧告を国際的に提供することを目的とする非政治的な非営利組織。国連の信任を得た組織であり、本部事務局を英国ロンドンにおき、世界の約 90 カ国のエネルギー関係者が参加する。世界各国の主要なエネルギー関係者（主催国首脳、各国エネルギー担当大臣を含む 3 千人～ 5 千人）が一堂に会する定期大会を 3 年ごとに開催している。

**先進湿式法 (NEXT: New EXtraction System for TRU Recovery)**：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、経済性向上、廃棄物発生量低減、核拡散抵抗性向上の観点から、これを大幅に見直した「簡素化溶媒抽出法」（抽出溶媒に TBP を用いるが、プルトニウムをウラン及びネプツニウムと分離せず、低除染で共回収する）と、あらかじめウランを粗取りする「晶析法」を組み合わせ、さらに MA 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など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。

**ソルトフリー**：再処理工程における塩の発生を伴わないプロセス技術のこと。溶媒抽出法による再処理主分離工程（分離、精製、溶媒再生）の各ステップにおいて、分解してガス化する化学試薬による反応操作とその廃試薬を電気分解により処理する方法、あるいは化学試薬を用いず直接 (in situ) 電気化学を適用して反応を操作する方法をいい、それらを包括的に組み合わせることによって、工程操作にともなう塩を完全に排除することが可能となる。この結果、放射性廃液の高濃縮・高減容が可能となることから、処分の合理化が図られる。

**ダイ潤滑方式**：成型の際の粉末と型の上に強い摩擦が発生すると、圧力が不均一となって

歪が発生したり、型が破損するなどの不具合の原因となるため、通常は粉末中に潤滑材を混合させるといった方法がとられる。ダイ潤滑方式とは、型の内壁への潤滑剤の塗布と成型を交互に行い、形を崩さずにスムーズに金属型から製品を大量に抜き出す方法であり、従来必要であった潤滑材添加や混合の手間を省略できるため、工程の合理化を期待できる。

**脱被覆：**再処理の前処理として使用済燃料ピンから燃料被覆管を除去し燃料と分けること。

**タンク型 (Tank Type)：**高速増殖炉の炉型は原子炉冷却材などの循環系から見てループ型とタンク型に大別される。タンク型高速増殖炉は、1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。

**単軸縦型ガスタービン：**実用化戦略調査研究で設計検討を行っているヘリウムガス冷却高速炉では、発電機・タービン・コンプレッサが同軸にある単軸式、床設置面積が小さい縦置き型を採用している。単軸縦型ガスタービンを採用することにより、ガスタービンユニットを包蔵する原子炉格納容器の容積が低減でき、多軸式あるいは横置き型と比べて物量の削減が期待できる。単軸縦型はこれまでに実績の無い方式で多くの開発課題を有するが、海外の高温ガス炉設計 (GT-MHR) で設計・開発が進められている。

**炭素熱還元：**酸化物燃料を炭化物または窒化物燃料に転換する方法。炭素熱還元法では、酸化物と炭素の混合物を、それぞれ真空中あるいは窒素ガス気流中で約 1500℃に加熱することにより、残量酸素量が 0.1%以下の炭化物や窒化物を製造することができる。

**単離：**元素単体の形で分離すること。

**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。

**窒素同位体 N-15 ⇒ N-15**

**中性子経済：**原子炉内で核分裂によって生成する中性子と、炉内の各種材料に吸収されたり漏れる中性子との差し引き勘定を中性子経済という。核燃料の燃焼率を高めたり、核分裂性の Pu-239 や U-233 の生成を効率よく行うためには、中性子経済のよいことが必要である。また、核分裂連鎖反応を起こしたり、増殖反応を進めたりするため、中性子を無駄なく有効に利用することをさす場合もある。このために中性子の不必要な吸収や漏れを少なくすることが重要である。

**中間熱交換器 (IHX : Intermediate Heat Exchanger)：**ナトリウムや熔融塩などで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に備えて、二段階熱交換方式が採用される場合がある。この場合、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、ナトリウムで炉心を冷却する高速増殖原型炉「もんじゅ」では、炉心で加熱された 1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 2次側ナトリウムに伝え、そのナトリウムと 3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。したがって、万一蒸気発生器に欠陥が生じナトリウムと水との反応が起っても、炉心にまで影響を及ぼすことのない

いようになっている。

**抽出クロマトグラフィー**：イオン交換法の原理に基づき、交換体への任意の元素の吸着速度を制御する手法。

**超ウラン元素 (TRU: Transuranium)**：原子番号がウラン (原子番号 92) より大きい元素。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) などの人工の放射性元素で、現在 112 番元素までが知られている。超ウラン元素のほとんどが  $\alpha$  崩壊して  $\alpha$  線を放出する。

**長寿命 FP** ⇒ 「LLFP」参照

**長半減期 FP** ⇒ 「LLFP」参照

**超臨界直接抽出法**：ウラン、プルトニウムの超臨界直接抽出技術は、硝酸を配位させた溶媒を超臨界圧状態 (高圧) の二酸化炭素で希釈し、これを粉体化した燃料に直接接触させて溶媒抽出を行うプロセスである。この抽出法は、溶解工程や清澄工程を削減できると同時に、多くの核分裂生成物を固体で分離するために高レベル廃液処理工程を簡素化できるなど、経済性の大幅な向上が期待できる。

**直管型蒸気発生器**：2 次ナトリウム系の熱を用いてタービンを駆動させるための蒸気を生成する機器で、伝熱管が曲がり部を有しない直線状のものを直管型蒸気発生器と言う。蒸気発生器の製造が容易で物量が少ないため製作費が低い利点があるが、伝熱管の座屈や水側の流動についての注意が必要となる。

**直接ガスタービン方式**：一般的に「ガスタービンエンジン」と呼ばれ、内燃機関の一種で高温の気体の流れによりタービン (羽根車) を回転させることで、動力または推進力を発生させる熱機関をいう。身近なガスタービンとしては、飛行機のジェットエンジンがあるが、発電用として用いた場合のメリットとしては、小型で高出力が得られることが挙げられる。

**直接処分**：原子力発電所で発生する使用済燃料を再処理せず、直接地層処分することをいう。

**直接抽出法**：溶媒抽出法では、一旦硝酸に溶かし硝酸塩となっている Pu の状態をつくり、これが TBP と錯体を形成することにより有機相に Pu が移動するが、直接抽出法では初めから TBP と硝酸の混合液を用意し、これに Pu を接触させて一気に TBP・硝酸塩の錯体を作る。固体である使用済燃料から直接 U/TRU を回収することができ、試薬量を少なくすることによる廃液発生量低減や機器設備の合理化 (溶解から抽出までの工程を 1 つの機器で実施) だけでなく、抽出済みのものが固体 (スラッジ) なので、廃液濃縮設備などの設備が不要となる。

**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、従来の軽水炉再処理では  $10^6 \sim 10^8$  が要求される。これに対し、高速増殖炉では中性子経済が良いため、軽水炉ほどの除染は必要とされない。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 TRU 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 TRU 燃料である。高速増殖炉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、FP を徹底的に除染する必要はなく、再処理工程を簡素化することが可能である。

**テトラヒドロフルフリルアルコール (THFA)**：脂肪、ろう、樹脂の溶剤などに用いられる。

**デブリ**：炉心損傷事故時において、熔融または崩壊した燃料棒などが冷却材中で冷却され、がれき (debris) 状となったもの。

**電解精製**：高温冶金技術に基づく乾式再処理法では、電解により目的物質を電極に析出させるとき、酸化還元電位の相違から不純物の多くは析出せずに電解液中に残る。すなわち目的物であるウラン、プルトニウムなどが精製され、不純物である放射性生成物が除去される。乾式再処理法は一般に湿式再処理法に比べ不純物の除去の割合 (除染係数) は小さいが、高速増殖炉サイクルとして実用的なレベルの除染係数を得るのは比較的容易である。

**同時電解**：燃料を陽極で溶解しつつ、熔融塩中から  $UO_2$  を陰極に析出させる方法。

**ドロス処理工程**：金属電解法において、不純物などから混入した酸素により酸化された U/TRU の酸化物 (ドロス) を回収し、再び塩化物に還元して主工程に戻す工程。

**内部転換比**：ブランケットを除いた炉心燃料の転換比を内部転換比という。なお、転換比とは、原子炉における「中性子の吸収によって親物質から生成された核分裂性物質質量」の「核分裂するために消費された核分裂性物質質量」に対する割合をいう。

**鉛ビスマス (Pb-Bi)**：鉛 (Pb) とビスマス (Bi) の合金。鉛単体の融点 (約  $330^{\circ}C$ ) に比べ、Pu と Bi を混合すると共晶反応により融点が下がる。Pb-Bi 系では両者を 45:55 に混合した場合の融点が約  $120^{\circ}C$  と最も低く、高速増殖炉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 (電気ヒータなど) については、ナトリウム冷却炉 (ナトリウムの融点、約  $100^{\circ}C$ ) のために開発された技術を適用できる利点がある。しかしながら、ビスマスが中性子を吸収すると  $\alpha$  放射性のポロニウムが生成されることから、保守作業に対する影響に注意が必要である。

**鉛リン酸ガラス**：主に  $(PbO)_x(P_2O_5)_y$  を骨格とするガラス。

**燃料スミア密度**：燃料の 100%理論密度 (TD: Theoretical Density) に対し、被覆管内面に燃料を均一にならした密度との比率。%TD で表現する。

**燃料スラグ**：射出鑄造法により製造した高速増殖炉用の金属燃料で、熔融した合金を鑄型に鑄込んで成型した細長い棒状の燃料。

**燃料-被覆管機械的相互作用**：燃料の温度上昇やスウェリングにより膨張した燃料と被覆管内面とが接触し被覆管への機械的応力、変形を生じさせる現象。燃焼度が 2 万 MWd/t 以上の燃料、炉の出力上昇時などに考慮が必要となる。

**焙焼**：対象物が溶解しない程度の温度で酸素や水蒸気などと相互に作用させて、後の工程で処理しやすい化合物に変化させたり、成分の一部を気化させて除去する操作。

**バイパック燃料**：振動充填燃料。核燃料の製造の燃料棒製造において顆粒状の核燃料物質を被覆管中に充填する方法であり、実用上適切な高密度を得るために通常は充填中や充

填後に被覆管に振動を加える。狭義には真球状の粒子を充填する「スフェアパック燃料」と区別して不定形の顆粒を用いるものを通常、「バイパック燃料」と呼ぶ。広義には両者を総称してバイパック燃料と呼ぶ場合もある。顆粒の直径は数十ミクロンから 1mm 程度であり、一般に核燃料に用いられるペレット型燃料に比べ、放射線防護上厄介な微粉末が大幅に少なく、また製造公差が緩いことから、将来の遠隔自動化燃料製造プラントへの適用性が高いと期待される。

**ハイブリッド熱化学法：**硫酸を用いて水を分解することにより水素を製造する手法の一つ。硫酸を用いた水素製造法は、硫酸を  $\text{SO}_3$  ガスに熱分解する過程で  $800^\circ\text{C}$  以上の温度を必要とするのに対し、この部分に電気分解を用いることにより、利用温度を  $500^\circ\text{C}$  程度まで低下させている。また、水を原料としているため二酸化炭素を排出しない。

**バッチ処理：**連続処理ではなく、一定量ずつに分けて処理すること。

**反応度挿入型スクラム失敗事象 ⇒ 「UTOP」参照**

**非均質炉心：**高速増殖炉の炉心型式のうち、炉心領域内にブランケット燃料を混在させたものを非均質炉心と呼ぶ。径方向に非均質炉心を構成したものを「径方向非均質炉心」炉心の上下方向に非均質炉心を構成したものを「軸方向非均質炉心」という。非均質炉心は、ボイド反応度の低減、増殖率の向上の点で効果があるとされている。（「均質炉心」、「非均質炉心」、「ブランケット」参照）

**被覆管燃料：**ジルコニウムやステンレスなどの材料でできた円筒形の管（被覆管）に燃料（ペレット燃料、振動充填による粉体燃料）を納めたもの。燃料の燃焼とともに放出される FP ガスを蓄えるためのガस्पレンラムが、燃料の上部または上下部に設けられる。通常、被覆管の内部には、冷却材との圧力バランス調整と冷却材への熱伝達をよくするため、ボンド材と称する不活性なヘリウムガスまたはナトリウムを充填する。

**被覆粒子燃料：**被覆粒子燃料は、燃料核と呼ばれる直径数百  $\mu\text{m}$ ～1mm 程度の燃料（酸化物燃料または窒化物燃料）を、核分裂生成物（FP）の緩衝や障壁機能をもつ複数層で被覆したもので、窒化物燃料の被覆については、窒化チタン (TiN) などについて検討中である。

**フッ化物揮発法：**使用済燃料をフッ化物に変換し、そのフッ化挙動や蒸気圧などの相違、あるいは吸着性など化学的性質の差を利用して、ウランやプルトニウムを分離する再処理方式。フッ化反応は高温下のアルミナ流動床や高温のフレイムタワー型反応炉などで行われるが、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 の挙動などが課題である。ロシア、米国 ANL、旧日本原子力研究所などで開発実績がある。

**不溶解残渣：**再処理の溶解工程において一部溶媒に溶解せずに固体のまま残る成分。モリブデン、テクニチウム、ルテニウム、ロジウム、パラジウムなどの白金族元素の一部が、単体または合金状などの不溶解固体粒子として溶解液中に分散して存在する。

**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高速増殖炉では、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、炉心の外周部にブランケット材だけで集合体（ブランケット集合体）を作って配置（径方向ブランケット）する設計例が多い。ブランケット集合体を、炉心内部に、燃料集合体と交互に配置する炉心設計を、非均質炉心という。（「均質炉心」、「非均質炉心」参照）

**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。高速増殖炉では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中空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などの原因によるボイド（気泡）化による炉心反応度に及ぼす核的な反応度効果。ナトリウムを冷却材に用いる高速増殖炉では、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（ボイド化）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、炉心損傷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。（「炉心損傷事故」、「再臨界回避」参照）

**崩壊熱除去：**原子炉では核分裂連鎖反応によりエネルギーを発生するとともに、核分裂生成物が生成される。この核分裂生成物は放射性物質であり、核崩壊により放射線を放出しながら熱を発生する。このため原子炉の炉心は、炉停止後も核分裂生成物の崩壊により、持続して熱が発生する。これを崩壊熱といい、その発生量は、原子炉停止直後では、定格出力の約10%に相当する。その後、核分裂生成物の崩壊に伴って崩壊熱の発生量は減少する。したがって原子炉は運転停止後もこの崩壊熱を除去する必要があり、この目的のための冷却系を崩壊熱除去系（余熱除去系）と呼ぶ。

**保障措置：**原子力平和のための核物質並びに設備、資材及び情報が核兵器などへ転用ないしは利用されていないことを保証するために取られる措置。

**ホットセル：**高放射性物質を取り扱えるように十分な遮蔽を施した実験室などの一区画をいう。遮蔽壁の外側からマニピュレータなどの遠隔操作器具により、自由に安全に実験が行えるようになっている。

**ポリビニルアルコール（PVA）：**のり材、水性塗料、接着剤などに用いられる。

**ボンド Na：**被覆管内での燃料のスウェリングなどによる燃料と被覆管の機械的相互作用を避けるためには、被覆管と燃料とのギャップを拡大することが考えられるが、燃料と被覆管との熱伝達が悪くなることから、この対策としてギャップに金属など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。金属燃料は、熱伝導率は良いが融点の低い金属を高い線出力で用いるため、燃料と被覆管の隙間にナトリウムを詰める。運転中に沸騰しないこと、材料との共存性などの観点からナトリウムが選択されている。

**マイクロ波脱硝：**各種の物質の組成中に含まれるNO<sub>x</sub>成分を除去するための操作を脱硝という。燃料製造では、硝酸ウラニルと硝酸プルトニウム混合硝酸水溶液をマイクロ波発

振装置（大型の電子レンジのようなもの）により加熱・脱硝している。

**マイナーアクチニド ⇒ 「MA」参照**

**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で液-液抽出ともいう。PUREX 法は溶媒抽出法の代表的なもので、燃料を溶解した硝酸水溶液からドデカンなどで希釈した 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ニドの分離回収、またマイナーアクチニ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。

**溶融塩 (Molten Salt)：**溶融塩とは、塩が高温で溶融してできた液体のことである。塩とは一般に酸とアルカリとが化学的に中和しあって生ずる化合物であり、反応により不活性で安定な化合物になる。また、溶融塩は中性子を減速し難いため（非減速系）、水を使う湿式再処理法に比べ、臨界上の核燃料物質の取扱量の制約が緩和される利点がある。溶融塩炉で用いられる溶融塩はフッ化物溶融塩であり、この物質もまた不活性で安定な化合物である。

**流量喪失型スクラム失敗事象 ⇒ 「ULOF」参照**

**理論密度：**燃料物質の結晶の格子定数から計算される理論的な密度。ペレット燃料などの焼結燃料の密度は理論密度より低くなるため、密度を理論密度に対する比として表すことが多い。

**臨界管理：**燃料サイクル施設において臨界事故の発生を防止するために核燃料物質を管理すること。取扱う容器の形状により臨界を防止する形状管理と、取扱う量そのものを制限する質量管理、取り扱い時の濃度により管理する濃度管理などの方法がある。

**ループ型 (Loop Type)：**高速増殖炉の炉型は原子炉冷却材などの循環系から見てループ型とタンク型に大別される。ループ型高速増殖炉は、原子炉容器内に炉心、反射体などのみを収容し、1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。

**炉心上部機構 ⇒ 「UIS」参照**

**炉心損傷の発生頻度：**原子力発電所に対する確率論的安全評価（PSA）を実施する場合、公衆の安全という観点では、炉心が損傷し、大量の放射性物質が放出される可能性があるような苛酷な事故、いわゆる「シビアアクシデント（苛酷事故）」を解析の対象とする。

PSA では、起因事象の発生頻度並びに起因事象発生時にその拡大を防止するために予め設けられている安全機能の成功及び失敗の発生頻度に基づき、炉心損傷に至る頻度を評価する。

**炉心取出平均燃焼度：**燃料交換時に取り出される燃料集合体に対する平均燃焼度を指す。すなわち、取り出されるすべての燃料集合体の燃焼度の和をとり、燃料集合体体数で割

った平均値である。

**炉心燃料体積比**：燃料集合体断面積に対する燃料断面積の割合をいう。

**炉心損傷事故 (CDA : Core Disruptive Accident)**：一般に高速増殖炉では、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、高速増殖炉では軽水炉に比べて高いプルトニウム富化度（あるいはウラン濃縮度）の燃料で炉心を構成しているという特徴を考慮して、その発生頻度が工学的に無視できるほど十分小さくとも、仮想的に炉心損傷状態を仮定して、その影響が炉容器及び格納施設内で適切に緩和されることを確認する。この仮想的な安全評価事象が炉心損傷事故である。高速増殖炉の開発当初から安全設計・評価が行われ、高速増殖炉の安全研究の重要課題の一つとなってきた。仮想的炉心損傷事故 (HCDA : Hypothetical Core Disruptive Accident) とも呼ばれる。

**六角ブロック型燃料**：SiCの固相マトリクス内にTiN被覆粒子を分散させた六角ブロック状の燃料体で、多数の冷却管が内部を貫通する構造である。ブロック型燃料体の構造的な成立性、製造・再処理技術などが開発課題となるが、燃料及びFPの閉じ込め性に優れる。

This is a blank page.

# 国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m <sup>2</sup>
体積	立方メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度 (質量密度)	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
質量体積 (比体積)	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
(物質の)濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率	(数の) 1	1

表5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>18</sup>	エクサ	E	10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>15</sup>	ペタ	P	10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>12</sup>	テラ	T	10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>9</sup>	ギガ	G	10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>6</sup>	メガ	M	10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>3</sup>	キロ	k	10 <sup>-18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>-21</sup>	ゼプト	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>-24</sup>	ヨクト	y

表3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン <sup>(a)</sup>	rad		m <sup>2</sup> ・m <sup>-1</sup> =1 <sup>(b)</sup>
立体角	ステラジアン <sup>(a)</sup>	sr <sup>(c)</sup>		m <sup>2</sup> ・m <sup>-2</sup> =1 <sup>(b)</sup>
周波数	ヘルツ	Hz		s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N		m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>
工率, 放射束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup>
電荷, 電気量	クーロン	C		s <sup>1</sup> ・A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup> ・A <sup>-1</sup>
静電容量	ファラド	F	C/V	m <sup>-2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>4</sup> ・A <sup>2</sup>
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup> ・A <sup>-2</sup>
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m <sup>-2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>3</sup> ・A <sup>2</sup>
磁束密度	ウェーバ	Wb	V・s	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・A <sup>-1</sup>
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>	kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・A <sup>-1</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・A <sup>-2</sup>
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(d)</sup>	°C		K
光照射度	ルーメン	lm	cd・sr <sup>(c)</sup>	m <sup>2</sup> ・m <sup>-2</sup> ・cd=cd
(放射核種の)放射能	ベクレル	Bq	lm/m <sup>2</sup>	m <sup>2</sup> ・m <sup>-4</sup> ・cd=m <sup>-2</sup> ・cd
吸収線量, 質量エネルギー分与, カーマ線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> ・s <sup>-2</sup>
	シーベルト	Sv	J/kg	m <sup>2</sup> ・s <sup>-2</sup>

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作る際のいくつかの用例は表4に示されている。
- (b) 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号“1”は明示されない。
- (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
- (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	SI 基本単位による表し方	
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa・s	m <sup>-1</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-1</sup>	
表面張力	ニュートンメートル	N・m	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>	
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>	
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m <sup>2</sup> ・m <sup>-1</sup> ・s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>	
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎平方秒	rad/s <sup>2</sup>	m <sup>2</sup> ・m <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> =s <sup>-2</sup>	
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup>	
質量熱容量 (比熱容量), 質量エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/K	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・K <sup>-1</sup>	
質量熱容量 (比熱容量), 質量エントロピー	ジュール毎キログラム	J/(kg・K)	m <sup>2</sup> ・s <sup>-2</sup> ・K <sup>-1</sup>	
熱伝導率	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>	
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m・K)	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup> ・K <sup>-1</sup>	
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>	
体積電荷	ボルト毎メートル	V/m	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup> ・A <sup>-1</sup>	
電気変位	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> ・s <sup>1</sup> ・A	
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> ・s <sup>1</sup> ・A	
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m <sup>-3</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>4</sup> ・A <sup>2</sup>	
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・A <sup>-2</sup>	
モルエントロピー	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・mol <sup>-1</sup>	
モルエントロピー	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・K <sup>-1</sup> ・mol <sup>-1</sup>	
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> ・s <sup>1</sup> ・A	
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m <sup>2</sup> ・s <sup>-3</sup>	
放射線強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m <sup>4</sup> ・m <sup>-2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup> =m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup>	
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m <sup>2</sup> ・sr)	m <sup>2</sup> ・m <sup>-2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup> =kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup>	

表6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	′	1′=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	″	1″=(1/60)′=(π/648000) rad
リットル	l, L	1 l=1 dm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1 t=10 <sup>3</sup> kg
ネーパ	Np	1 Np=1
ベル	B	1 B=(1/2) ln10 (Np)

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位でSI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.60217733(49)×10 <sup>-19</sup> J
統一原子質量単位	u	1 u=1.6605402(10)×10 <sup>-27</sup> kg
天文単位	ua	1 ua=1.49597870691(30)×10 <sup>11</sup> m

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里		1 海里=1852m
ノット		1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	1 a=1 dam <sup>2</sup> =10 <sup>2</sup> m <sup>2</sup>
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
バル	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 <sup>5</sup> Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=10 <sup>-10</sup> m
バール	b	1 b=100fm <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ポアズ	P	1 P=1 dyn・s/cm <sup>2</sup> =0.1Pa・s
ストークス	St	1 St=1cm <sup>2</sup> /s=10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> /s
ガウス	G	1 G=10 <sup>4</sup> T
エルステッド	Oe	1 Oe=(1000/4π) A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx=10 <sup>-8</sup> Wb
スチル	sb	1 sb=1cd/cm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> cd/m <sup>2</sup>
ホト	ph	1 ph=10 <sup>11</sup> lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm/s <sup>2</sup> =10 <sup>-2</sup> m/s <sup>2</sup>

表10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
X線単位	X unit	1 X unit=1.002×10 <sup>-4</sup> nm
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 <sup>-26</sup> W・m <sup>-2</sup> ・Hz <sup>-1</sup>
フェルミ	fm	1 fermi=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット	Torr	1 metric carat = 200 mg = 2×10 <sup>-4</sup> kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 <sup>-6</sup> m