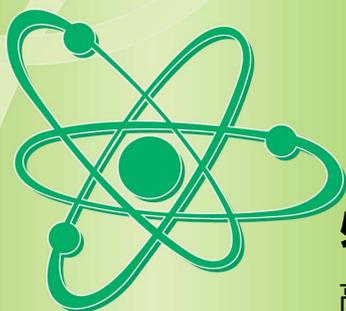


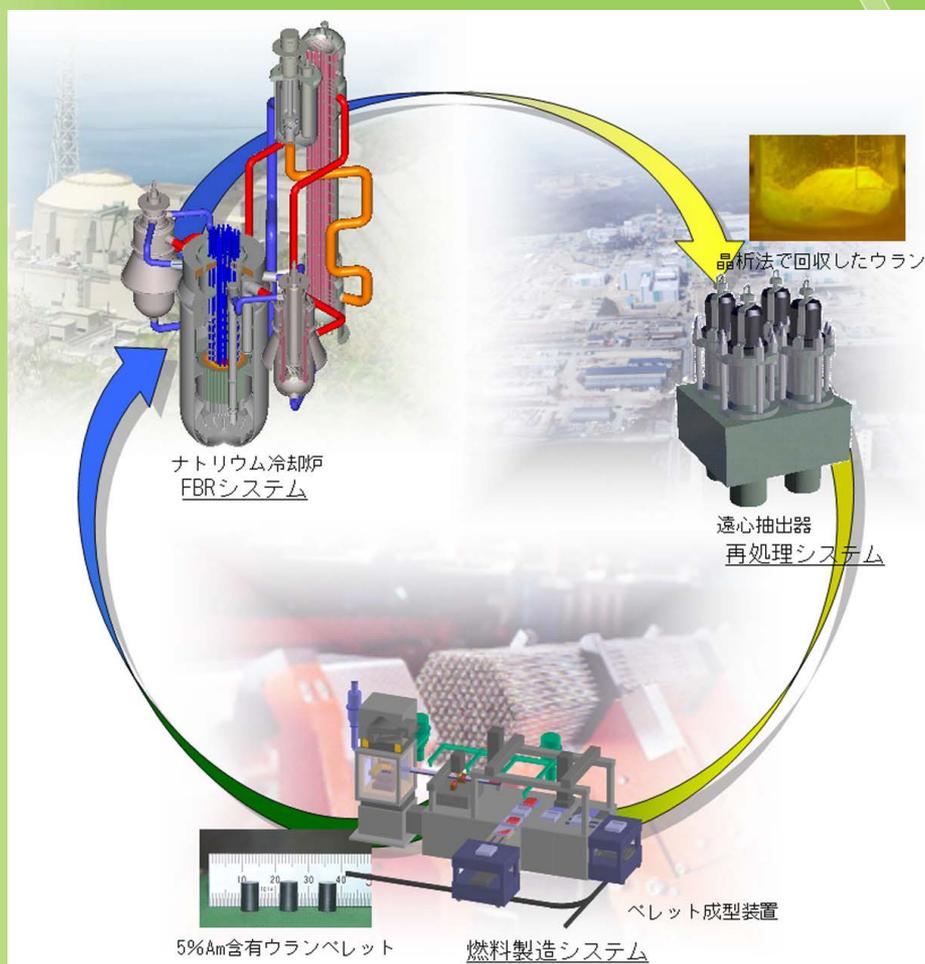
サイクル機構技報

JNC Technical Review
No.24 別冊 2004.11



特集

高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究フェーズ 中間取りまとめ



サイクル機構技報

No.24 別冊 2004年11月

目次

特集 高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究フェーズ 中間取りまとめ

グラビア

特別寄稿

サイクル機構技報No.24別冊特集号に寄せて

理事 中島 一郎 1

サイクル機構技報No.24別冊特集号に寄せて

特別技術参与 相澤 清人 3

巻頭言

経営企画本部 FBRサイクル開発推進部長 佐賀山 豊 5

技術報告

高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究の概要	7
大野 勝巳 小竹 庄司 難波 隆司 中井 良大	
各種冷却材を有する高速増殖炉に関するプラント設計評価	
- ナトリウム冷却炉, 重金属冷却炉, ガス冷却炉, 小型炉 -	35
此村 守 菱田 正彦 惣万 芳人 森部 剛志 近澤 佳隆 久保 重信	
各種冷却材を用いた高速増殖炉の炉心・燃料形態に関する設計評価	
- ナトリウム冷却炉, 重金属冷却炉, ガス冷却炉, 水冷却炉, 小型炉 -	55
水野 朋保 三田 敏男 杉野 和輝 岡野 靖 永沼 正行 小川 隆 山下 巧 大久保 努	
高速増殖炉の要素技術開発(1) - 各冷却炉個別の技術開発 -	81
此村 守 上出 英樹 藤井 正 早船 浩樹 木曾原直之 青砥 紀身 古川 智弘	
高速増殖炉の要素技術開発(2) - 炉共通技術の開発 -	91
森下 正樹 内田 昌人 揃 政敏 佐藤 一憲 若井 隆純 笠原 直人 北村 誠司 中桐 俊男	
高速増殖炉の要素技術開発(3) - FBR経済性向上のための検査技術及びMA燃焼技術の検討 -	107
尾上 彰 西 裕士 山田 文昭 照山 英彦 石橋 淳一 影山 武 金城 秀人	
再処理システムに関するプラント設計評価	119
佐藤 浩司 天本 一平 井上 明 駒 義和 米澤 重晃 高田 岳 藤井 敬治 中林 弘樹	
FBR燃料製造システムに関するプラント設計評価	133
滑川 卓志 田中 健哉 川口 浩一 小池 和宏 紫牟田拓志 鈴木 嘉浩	
再処理システムに関する要素技術開発 - 先進湿式再処理技術 -	153
小山 智造 青瀬 晋一 小泉 務	
乾式再処理技術開発における要素技術開発の現状	165
明珍 宗孝 青瀬 晋一	
燃料製造システムの要素技術開発(1) - ペレット法燃料製造技術 -	179
加藤 良幸 栗田 勉 高橋 芳晴 牧野 崇義 沖田 高敏 皆川 進 青野 茂典	
燃料製造システムの要素技術開発(2) - 振動充填燃料製造技術開発の現状 -	193
木原 義之	
高速増殖炉サイクルシステムの多面的評価	205
中井 良大 藤井 澄夫 高熊 克行 加藤 篤志 小野 清 大滝 明 塩谷 洋樹	

用語集

221

結言

大洗工学センター システム技術開発部長 山下 英俊 247

JNC Technical Review

No.24 Extra Edition 2004.11

表紙の全体デザインと色調

全体デザインは、「サイクル機構による情報発信」をイメージしたものです。
萌葱色(もえぎいろ)を基調とした色調は、「サイクル機構における新たな萌芽」を表現したものです。

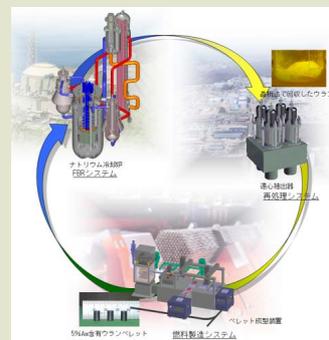
表紙の画像

「高速増殖炉サイクル」

高速増殖炉(FBR)サイクル実用化戦略調査研究で検討しているFBRサイクルのひとつの概念です。本概念では、FBRシステムをナトリウム冷却炉、再処理システムを先進湿式法及び燃料製造システムを簡素化ペレット法としています。

FBRサイクルは、使用済燃料中のプルトニウム等を含む超ウラン元素(原子番号92のウランを超える原子番号を持つ元素)を燃料としてリサイクルすることで、ウラン資源の利用効率を飛躍的に高めることができます。また、高レベル放射性廃棄物の発生を低減させることができます。

このような観点から、FBRシステム、再処理システム及び燃料製造システムの整合が取れ21世紀の要求にかなうFBRサイクルを開発することを目的として、実用化戦略調査研究を進めています。



画像提供：
大洗工学センター
システム技術開発部 FBRシステムグループ、
燃料製造システムグループ
照射施設運転管理センター 燃料材料試験部
照射燃料試験室
東海事業所
環境安全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部
先進再処理技術開発グループ、システム設計評価グループ

本誌及びバックナンバーの内容を核燃料サイクル開発機構インターネットホームページ内に掲載しています。

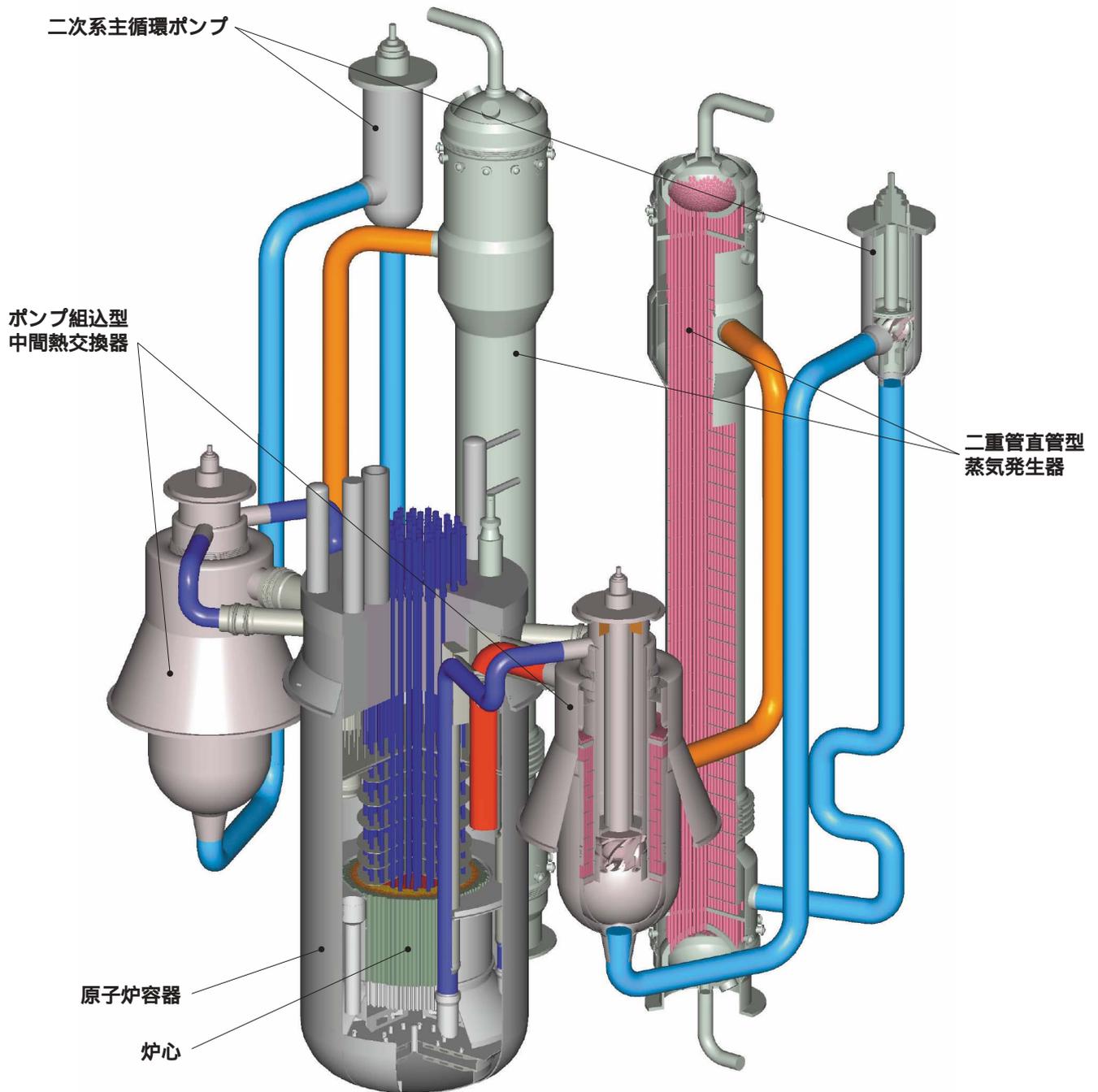
〔アドレス〕 <http://jserv-internet.jnc.go.jp/>
または <http://www.jnc.go.jp/siryou/gihou/main.html>

本誌の全部又は一部を複写・複製・転載する場合は、編集発行元へお問い合わせください。

核燃料サイクル開発機構 技術展開部 技術協力課
〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松 4-49
© 核燃料サイクル開発機構 2004

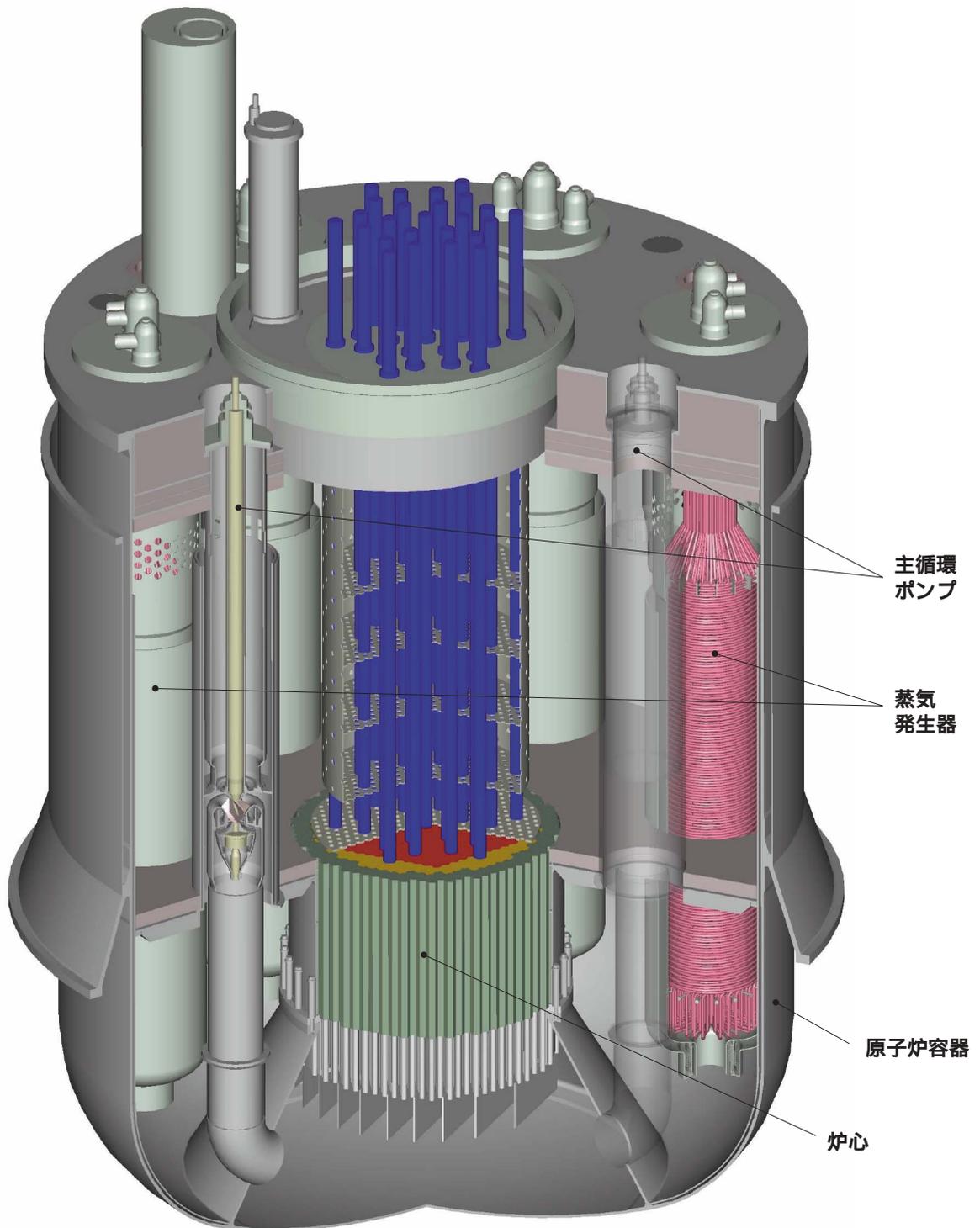
Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section, Technical Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan
© 2004 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT INSTITUTE



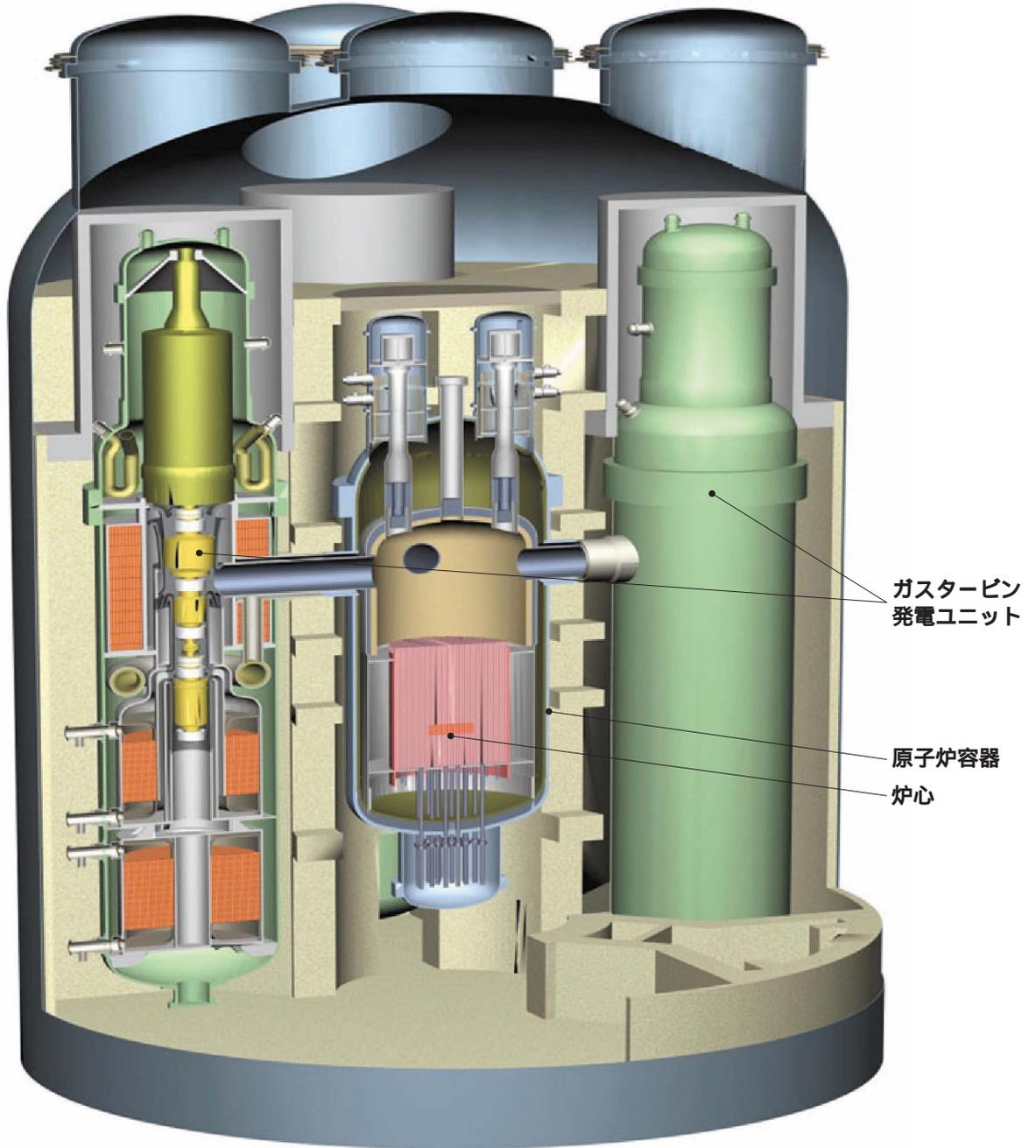
ナトリウム冷却ループ型炉

実用化戦略調査研究で検討しているナトリウム冷却大型炉の候補概念。原子炉構造のコンパクト化，新材料の採用などによる配管の短尺化，ループ数の削減（2ループ化），一次系ポンプと中間熱交換器の合体などの革新技術を取り入れて，経済性の向上を図っています。



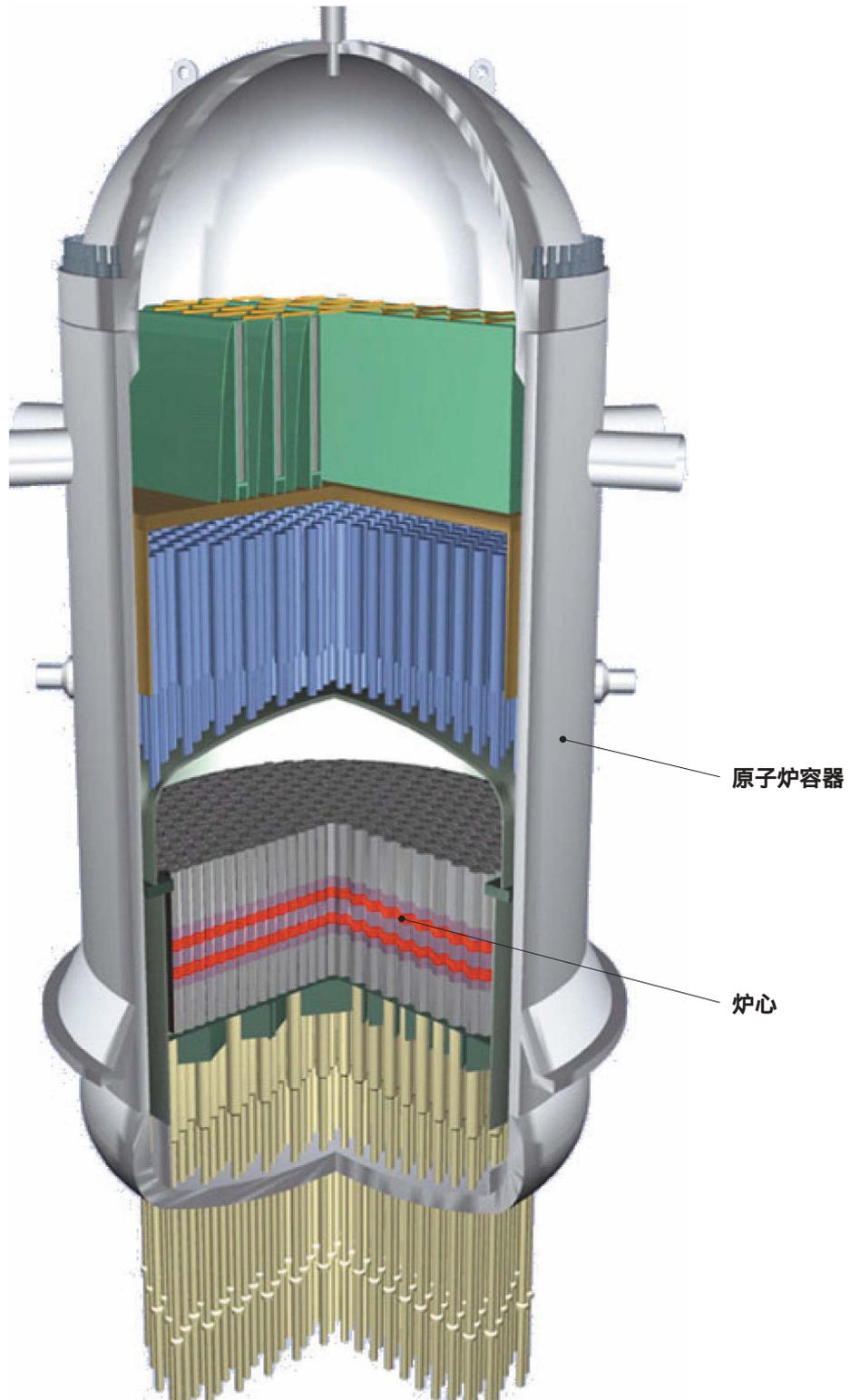
鉛ビスマス冷却中間型モジュール炉

重金属冷却炉の候補概念。鉛ビスマス冷却材の特徴である水、空気との反応性がないこと、高沸点、優れた核特性を活用し、システムを簡素化し経済性向上、安全性強化及び炉心性能の向上を追及したタンク型鉛ビスマス冷却型中間モジュール炉です。



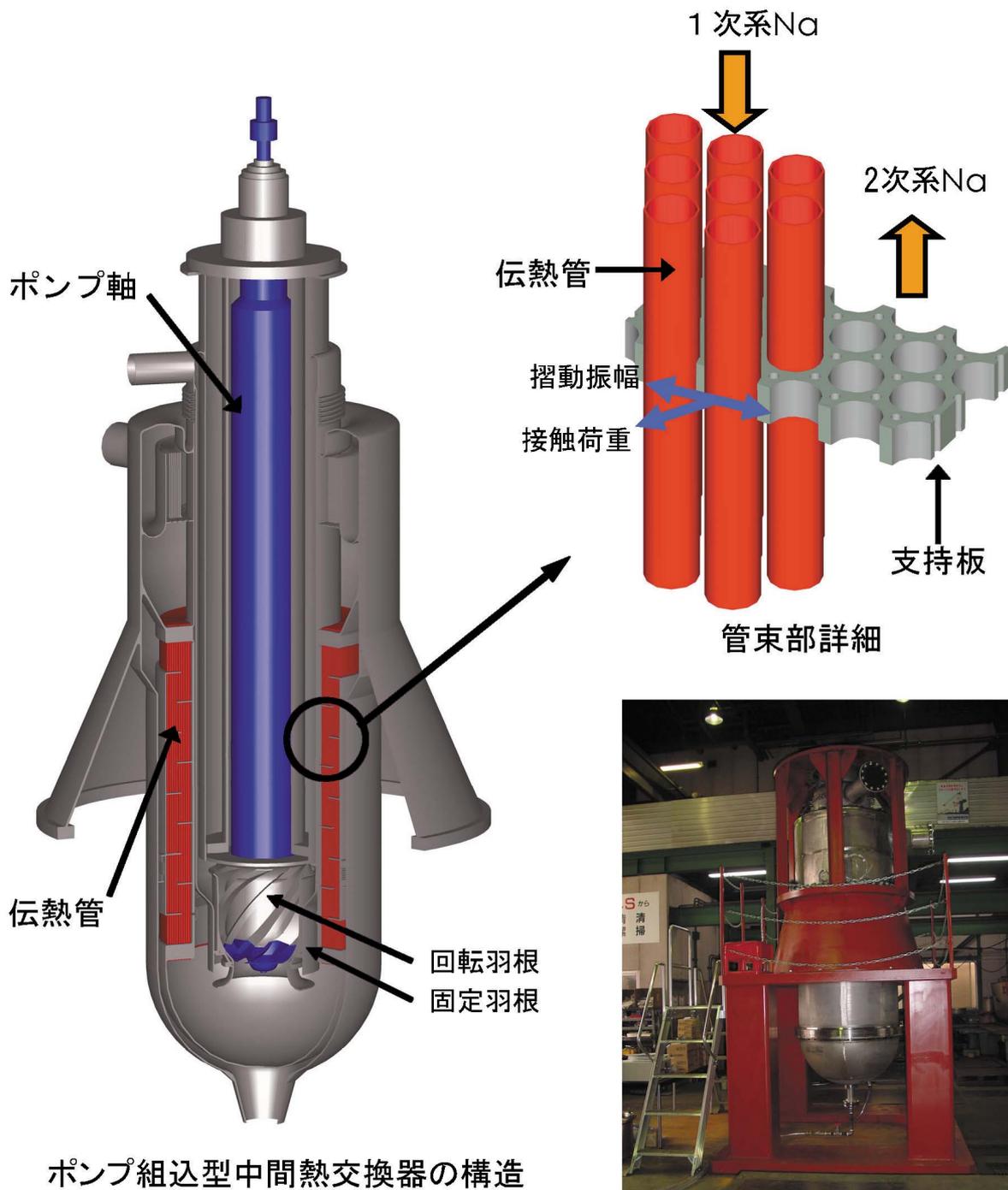
被覆粒子型燃料ヘリウムガス冷却炉

ガス冷却炉の候補概念。高温におけるヘリウムの化学的安定性と被覆粒子燃料の耐熱性をいかし、直接ガスタービン発電を行うことによって高いプラント熱効率とシステムの簡素化により、経済性の向上を図っています。



水冷却炉

水冷却型高速炉の候補概念。現行軽水炉の優れた運転・保守性を維持するとともに、プルトニウムの多重サイクルを可能としています。

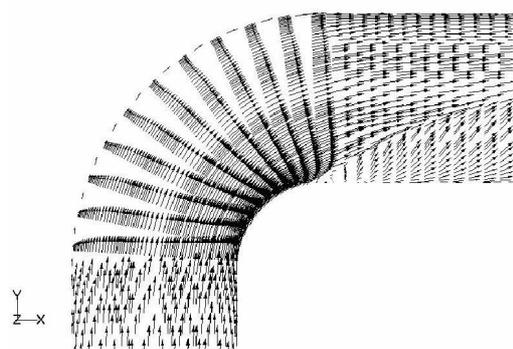


ポンプ組込型中間熱交換器の構造と伝熱管磨耗試験

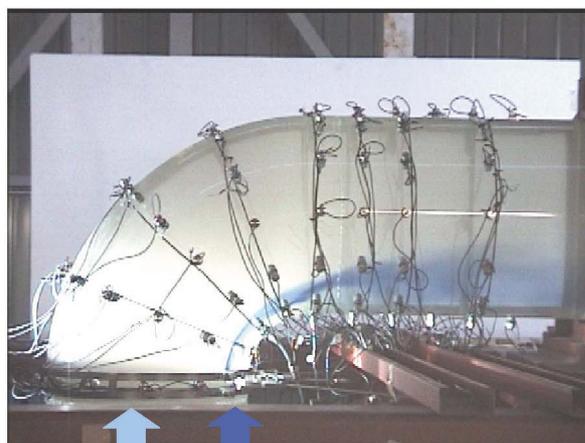
ポンプ組込型中間熱交換器は、物量の削減を図るため、一次系ポンプと中間熱交換器を合体しています。しかし、ポンプの回転振動が伝熱管に伝達し、支持板との繰り返し接触による摩耗が発生する恐れがあることから、縮小振動試験装置を用いた振動試験を実施し、設計成立性を確認しています。



1/3縮尺 配管流力振動試験装置



流動解析結果



水 インク

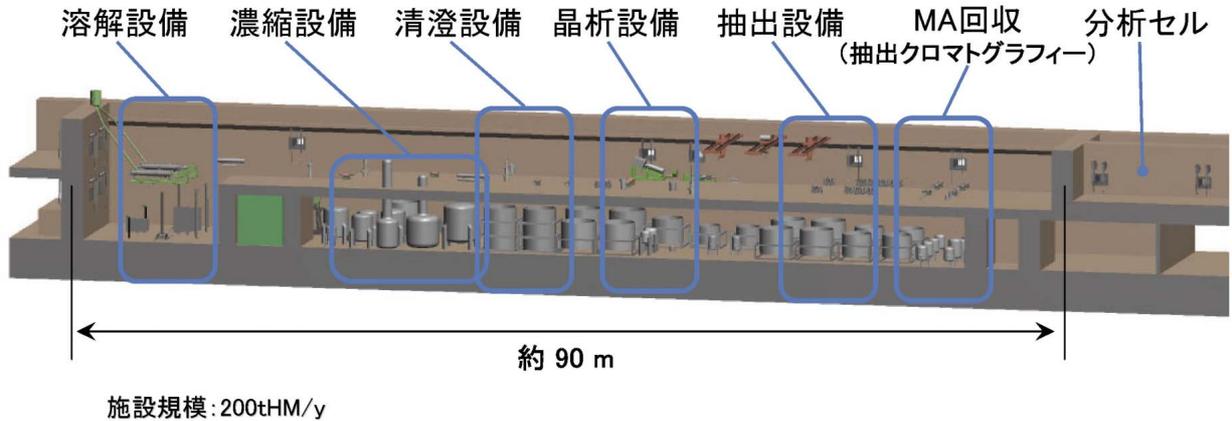
エルボ部における冷却材の流れの状態を観察

高流速・大口径配管の振動・流動試験

ナトリウム冷却炉の大口径配管の設計成立性を確認するために、エルボ部における流れの状態、配管の圧力変動などに関するデータを取得しています。エルボ付近では流れが不安定となるため、管内の圧力が変動し、これが配管振動の原因となります。

再処理セルA
(溶解～MA回収部分)

セル	容積(m ³)
再処理セルA (溶解～MA回収)	9,800

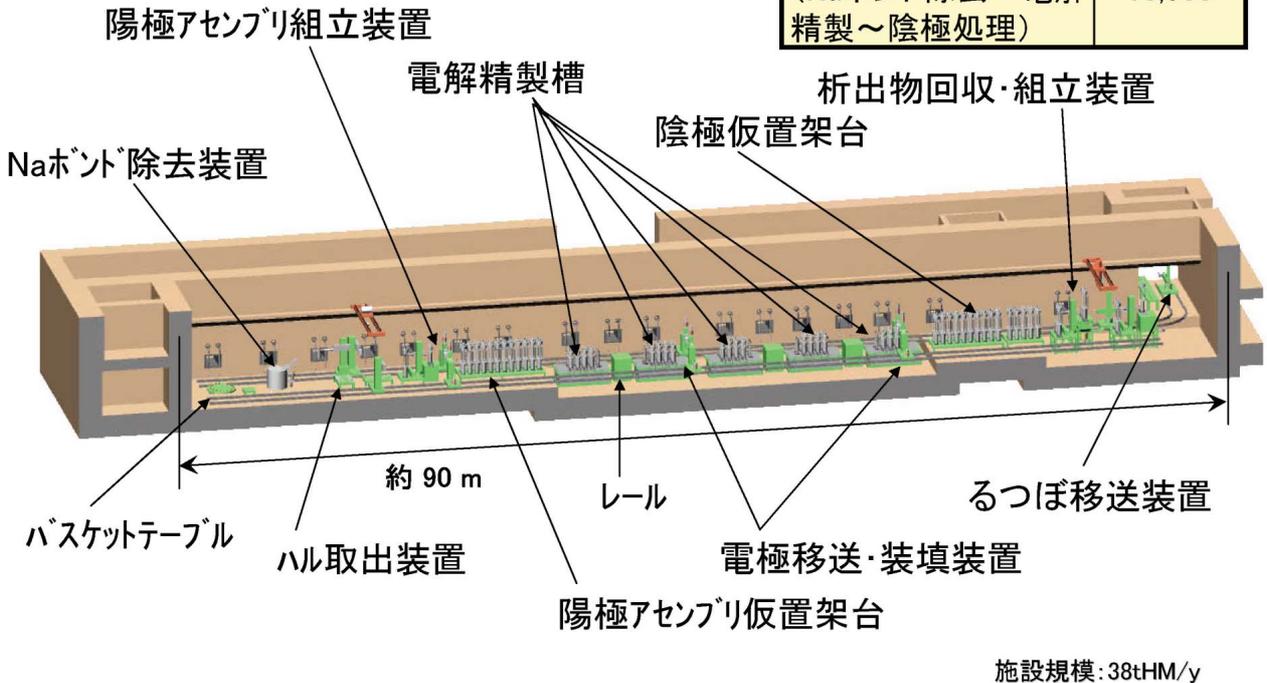


NEXT 法再処理プラントのセル内機器配置

酸化物燃料の湿式再処理を行う設備の概念図。先進湿式法(NEXT 法)の採用及び機器配置の工夫により、設置スペースの大幅な削減を図っています。

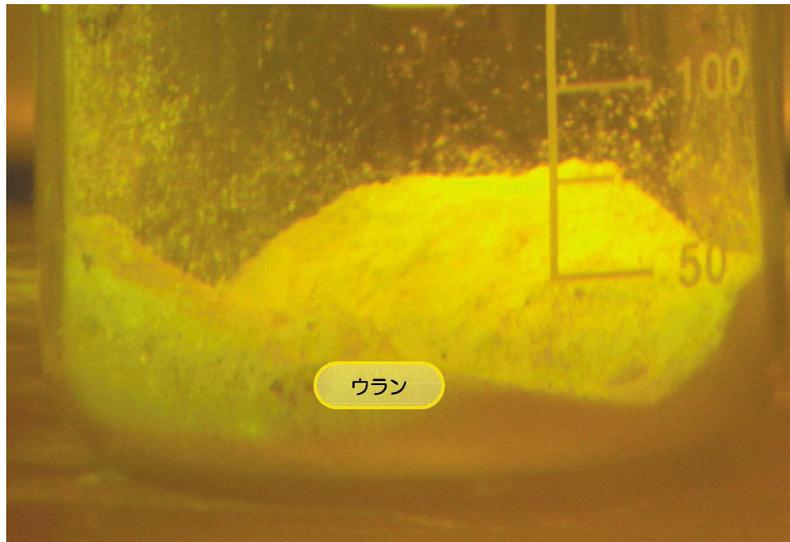
電解分離セル(Arセル)
(Naボンド除去～電解精製部分)

セル	容積(m ³)
電解分離セル (Naボンド除去～電解精製～陰極処理)	10,500



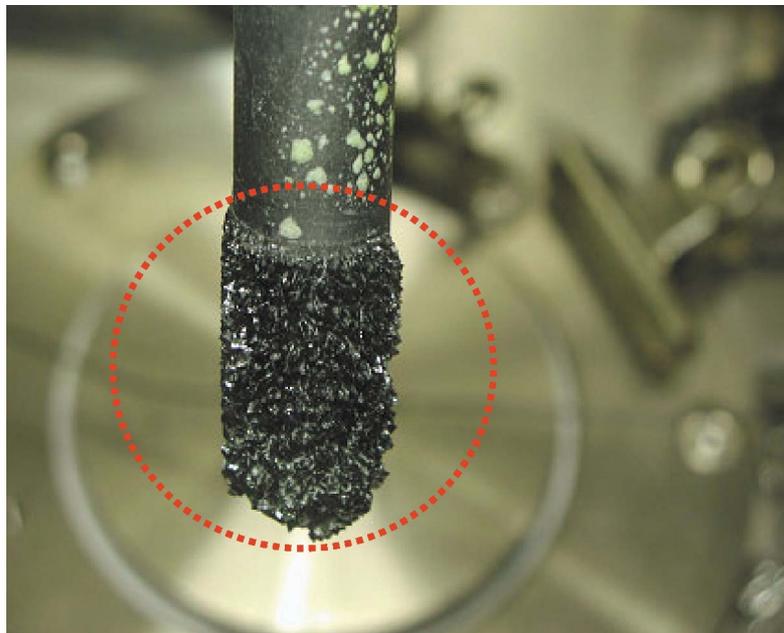
金属電解法のセル内機器配置

金属燃料の乾式再処理を行う設備の概念図。米国アルゴンヌ国立研究所(ANL)が開発した熔融塩電解法に技術改良を加え、効率的な運転を可能としています。



晶析法で回収したウラン

「常陽」照射済燃料の溶解液を濃縮後、冷却することで回収したウラン



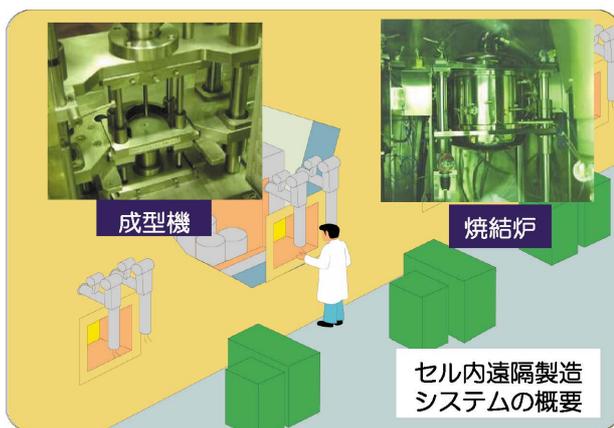
酸化物電解試験で回収した二酸化ウラン

電解により陰極に回収した析出物（二酸化ウラン）



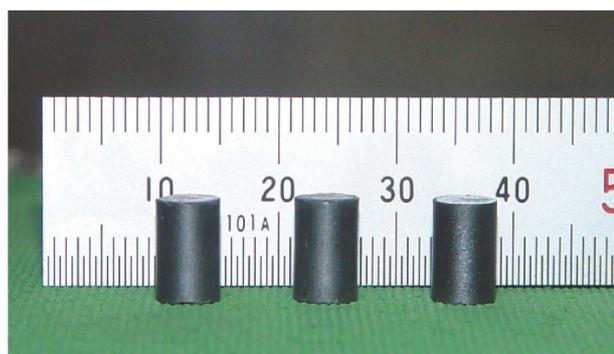
金属電解法の溶融塩電解で回収した デンドライト状のウラン金属

(財)電力中央研究所と実施している「乾式再処理プルトニウム試験に関する共同研究」で高レベル放射性物質研究施設(CPF)に設置した数10g規模の試験装置により得られたウラン金属の析出物です。溶融塩電解によって樹枝のような形状に成長することからデンドライト(Dendrite: 樹枝状結晶)と呼ばれています。



5%Am含有燃料ペレット

マイナーアクチニド元素のひとつであるアメリシウムを5%添加し、セル内遠隔操作により得られた混合酸化物ペレットです。





高速増殖炉「もんじゅ」

高速増殖炉「もんじゅ」は、運転再開に向けての安全審査を終了し、詳細な設計の審査が行われているところです。運転再開後は、発電炉技術の確立、炉心、高温構造設計などに関する貴重なデータを取得する計画です。

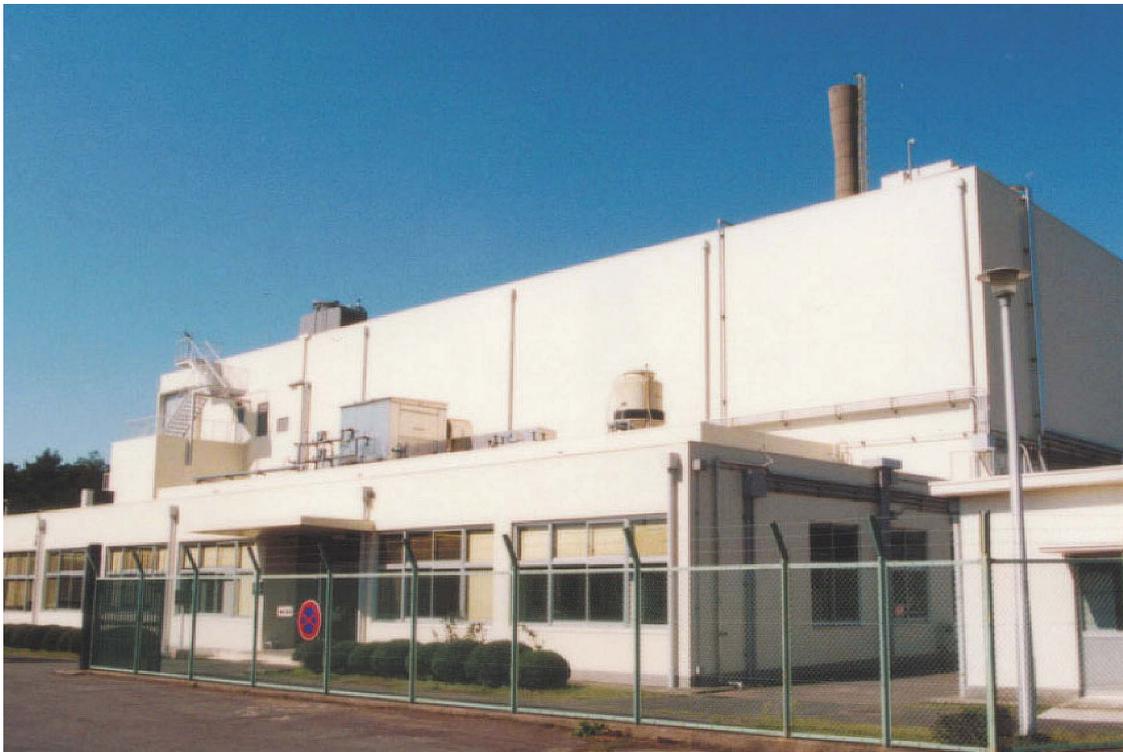


高速実験炉「常陽」

我が国の独自のエネルギー源を開拓するため、自主技術によりナトリウム冷却高速炉を設計・建設・運転し、そこから得られる技術経験を後続炉に反映すること、FBRの開発に必要な高速中性子場として活用することを大きな目的としています。21世紀の高速炉技術開発の一翼を担う重要な役割が期待されます。



高レベル放射性物質研究施設（CPF）の外観
先進湿式法や金属電解法などの新たな再処理技術開発を行う研究開発施設です。



照射燃料試験施設（AGF）の外観
環境負荷低減を図るために、長い半減期を持つマイナーアクチニド(MA)を含む燃料の製造技術の開発を行っています。



Fセルボ (FBR サイクル国際研究センター) 外観

サイクル機構技報 No. 24 別冊特集号に寄せて



理事
中島 一郎

国の原子力長期計画策定会議が始まり、我国の原子力開発を巡る議論がなされている中で、長期的視点に立った「実用化戦略調査研究」の特集号を発行することは大変意義深いものと考えます。特に今回はフェーズ Ⅰ の検討結果をもとにフェーズ Ⅱ の研究開発を進め、その中間とりまとめの結果を報告書として取りまとめました。

本報告書作成に当たっては、オールジャパン体制のもと、サイクル機構と各機関からの派遣者が一致協力して作業を進めるとともに、電気事業者と綿密な連携を取ってまいりました。これからも引き続き関係各機関との綿密な連携を維持し、本作業を精力的に進める事が重要であります。

我々の作業開始から約1年後に、米国が第4世代原子力システム（Generation-Ⅳ）を提唱しました。これには、日本、フランス、イギリス等の原子力先進国を含めた10ヶ国と欧州原子力共同体（EU）が参画しており、高速炉サイクルを中核にした検討が進められています。

Gen-Ⅳの目的、意義、目標等は、「実用化戦略調査研究」とほぼ合致しており、本研究を始めた当時の関係者の先見性や多大な努力に、改めて感謝の意を表したいと思います。

本研究は先見性、独創性、整合性等が必要とされるプロジェクト研究であり、高い目標に向かって積極果敢に挑戦していかなければなりません。

動燃事業団の発足時に、当時の副理事長 清成 迪氏がプロジェクト研究を進めるに当たっての要諦を指示されています。その概要は、「自主開発と云う画期的事業の試金石であるから、如何なる困難にもへこたれぬ旺盛な闘志をもつこと」、「部外のすべてのところにあらゆる面でCommunicationを怠らぬこと」、「常に海外に出て各国の実状を知ること」、「組織の中は常に考え方のVectorが合っていること」、「最も大切なことは、仕事は如何に困難であっても、何度失敗を繰り返しても常に笑声の絶えぬ組織であること」等であります。

我々が本プロジェクト研究を進めるに当たっては、こうした先達の見識や経験等を参考にし、新たな道を切り拓いていかなければなりません。

2005年度にはフェーズ Ⅱ の最終とりまとめとそれ以降の研究開発の展開を明示していくこととなりますが、世界のFBRサイクル開発のトップランナーに相応しい内容が求められています。本研究に携わる関係者にはこうしたことを十分認識していただき、フェーズ Ⅱ の最終とりまとめに向け、これまで以上の努力をお願いしたいと思います。

最後に、サイクル機構内外の関係者の方々には、なお一層のご指導、ご支援をお願い申し上げます。

サイクル機構技報 No. 24 別冊特集号に寄せて



特別技術参与
相澤 清人

実用化戦略調査研究の特集号を3年振りに刊行できましたことは、この間にプロジェクトを担った関係各位のご尽力、並びに、サイクル機構内外の多くの方々のご協力ご支援の賜と、深く感謝申し上げる次第です。今回の特集号では、新たな成果として、発電単価で4円/kWhをクリアできる有望な候補概念が、高速炉と燃料サイクル施設の組み合わせを特定して5つ抽出できました。また、近頃話題の原子炉による水素製造に関して、ナトリウム冷却高速炉を用いた水素製造システムの可能性も提示できました。更に、実用化に向け取り組むべき研究開発計画に関しては、これまでに得られた研究開発の成果や利用可能な国内外の研究開発インフラを踏まえ、体系的に整理した原案が構築できました。本特集号を通じて、こうした成果の一端を理解して頂けると幸いに存じます。

ご承知のように、本プロジェクトはオールジャパン体制で進めて参りました。その結果、これまでに、延べ120名の方々が大洗にある推進チームに参加され、また派遣元に戻って行かれました。こうしたOBの方々からも、度々、力強いご支援や貴重なご助言を頂きました。本プロジェクトが、次世代の高速炉サイクル技術開発の裾野を広げる役割も果たしてきた証左と言えましょう。本プロジェクトでは、高速炉サイクルがシステム全体を通して整合性・先進性を有するよう、個々の要素技術には獨創性・競争性を重視するよう心掛けて参りました。こうした経緯から、既に国内外の百余の先端的研究を行う機関・企業と交流の實をあげて参りました。こうして築いた絆は、第4世代原子力システムなど今後の高速炉サイクル実用化へ向けた国際共同開発の枠組み構築の礎として機能すると期待しております。また、本プロジェクトを契機として、獨創的な着想が幾つか生まれております。こうした獨創的な研究の萌芽がしっかり育てられ果実を生むよう期待しております。

電力自由化の流れの中、高速炉サイクル実用化に向けてのハードルは、嘗てのナショナルプロジェクトとしての自主技術開発時代のそれに比し、相当高いものとなっております。実用化戦略調査研究では、開始当初から、高度の安全性・経済性に加えて、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性に関する優位性を明確に主張できるような高い開発目標を自ら設定し、取り組んで参りました。本特集号をご覧頂く皆様には、高い開発目標に適合する有望概念が幾つも抽出できたことをご理解頂きたいと存じます。

そして、関係者の皆様に対しては、実用化見通しの一層の明確化に向けた粘り強い努力、積極果敢な挑戦の継続を期待しております。最後になりましたが、こうした活動にとって国民の理解促進に向けた努力が、一層の重要性を持っております。こうした側面でも、本特集号の発行が寄与できることを期待しております。

サイクル機構技報 No.24 別冊特集号 巻頭言



経営企画本部 FBR サイクル開発推進部長
佐賀山 豊

実用化戦略調査研究は、1999年7月の開始から約2年間のフェーズ Ⅰの期間を経て、2001年4月よりフェーズ Ⅱを開始しました。フェーズ Ⅱは、フェーズ Ⅰで抽出した有望な概念について設計検討、要素試験等を実施し、今後追及すべき高速炉サイクルシステムの実用化概念を明確化すると共に実用化に至る研究開発計画を立案することを目的としています。昨年度末にこのフェーズ Ⅱの中間報告をまとめ終わりました。2005年度末の最終報告までに今回整理した課題の検討を進め、概念明確化を着実に進めていきたいと考えています。

実用化戦略調査研究は、1999年の開始から5年を経過したことになりますが、この間に世界では、実用化戦略調査研究の開始から約半年後に米国が提唱した第4世代原子力開発の動きが世界規模の動きとして認知されるまでに成長し、高速炉サイクルシステム開発に関する国際共同開発の芽が育ってきていると言うことができると思います。特にこれからは、高速炉サイクルシステム開発を如何に合理的かつ効果的に進めるかが重要であり、国際共同開発への期待はますます大きくなっています。この傾向は、我が国の電力自由化のみならず海外においても同様の傾向と言えるでしょう。

また、今後は高速炉開発の中核的な開発集団であるサイクル機構が日本原子力研究所と統合され、原子力開発の日本唯一の新しい法人として船出することが決まっています。

元来、高速炉サイクルシステムの技術はこれまで培われてきた軽水炉技術の経験の上に、革新的な技術を追加することによりはじめて実現するものでありますから、軽水炉技術やもんじゅまでの高速炉技術開発を基礎として、将来の実用化をブレイクスルーする革新技术を明確化し、従来技術との連携を取りつつその開発を進めることが重要です。その意味で、日本原子力研究所の広範な基盤技術とサイクル機構の実用化技術をうまく融合させていくことが重要であると考えています。

また、高速炉サイクルシステムの実用化のためには、低除染TRU燃料をベースとした核拡散抵抗性・環境負荷低減性に優れたグローバルスタンダードの高速炉サイクルシステムにすると共に、サイクルは高いとの世界の評価を覆す画期的な低コスト概念を創出することが重要です。さらに、高速炉サイクルシステムを実際に使い始めることをイメージすると、現在の軽水炉システムが稼動している中に高速炉サイクルシステムを導入していくわけですから、経済性をはじめとして軽水炉システムを上回る利点を有するシステムであると同時に、導入時の経済性等にも配慮したものである必要があります。

このため、今後の残された2年間で、世界の資源、技術、知見を有効に活用するための国際共同開発の道を探りつつ、高速炉サイクルシステムの実用化に向けた合理的かつ実効的な研究開発計画を提案していきたいと考えております。

技術報告



高速増殖炉サイクルの 実用化戦略調査研究の概要

大野 勝巳 小竹 庄司 難波 隆司 中井 良大

本社 経営企画部 FBRサイクル開発推進部

Summary of Feasibility Studies on Commercialized Fast Reactor Cycle System

Katsumi OHNO Shoji KOTAKE Takashi NAMBA Ryodai NAKAI

FBR Cycle System Development Office, Head Office

サイクル機構は、高速増殖炉（FBR）システムと燃料サイクルシステムとの整合を図った実用化概念の構築と技術体系の整備を行うため、電気事業者、電力中央研究所、日本原子力研究所など関係機関の参画を得て、「高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究」を進めている。フェーズⅠ（1999年度から2000年度）に引き続き実施しているフェーズⅡでは、フェーズⅠで抽出した有望な実用化候補概念について、革新技術を取り入れるとともに、それぞれの魅力を最大限に引き出すことを念頭においた設計研究及び要素技術開発を行っている。

これまでの研究を通して、FBRシステムと燃料サイクルシステムに対するそれぞれの実用化候補概念について、各概念の特徴を明確にするとともに、それらが持つ潜在的な能力を明らかにした。さらに、開発目標に対する適合度評価などの総括を行うとともに、研究で明らかにされた技術的課題に対し、「もんじゅ」、「常陽」、「高レベル放射性物質研究施設」などの既存の研究施設を活用した研究開発計画（案）を検討した。

A feasibility study on commercialized fast reactor system (hereafter F/S) has been started by a Japanese joint project team of Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) and the Japan Atomic Power Company (JAPC: this is the representative of the nine electric utilities), in cooperation with Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI) and Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI). This project aims at elucidating prominent fast reactor cycle systems that will respond to various needs of society in the future, together with economic competitiveness as future electricity supply systems.

In the Phase-II study of F/S during three years from 2001, candidate design concepts picked-up in the Phase-I study were investigated in detail by the uses of experimental and numerical data. Furthermore, suitabilities of the design concepts against development targets were evaluated. Based on the above results, road maps for the development strategy using existent infrastructures were provided toward commercial applications.

キーワード

FBRサイクル、実用化戦略調査研究、開発目標、FBRシステム、燃料サイクルシステム、再処理システム、燃料製造システム、実用化候補概念、開発ロードマップ

FR Cycle, Feasibility Study on Commercialized FR Cycle System, Development Targets, FR System, Fuel Cycle System, Spent Fuel Reprocessing System, Nuclear Manufacturing System, Promising FR Cycle Candidate Concepts for Commercialization, Development Plan (Road Map)



大野 勝巳

企画・調整グループサブリーダープロジェクトの基本計画の策定・調整、研究開発計画のとりまとめに従事



小竹 庄司

炉システムグループリーダーFBRシステム概念の評価、研究開発計画の策定に従事



難波 隆司

燃料サイクルシステムグループリーダー再処理、核燃料製造に係るシステム概念の評価、研究開発計画の策定に従事



中井 良大

FBRサイクルシステム統合グループリーダーFBRサイクルシステムの総合評価に従事

1. はじめに

高速増殖炉（FBR）サイクル実用化戦略調査研究は、安全性の確保を前提に、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よう、FBRサイクルが本来有する長所を最大限に活用した実用化像を明確にし、併せて、将来の多様な社会ニーズに柔軟に対応できる開発戦略を提示するとともに、FBRサイクルを将来の主要なエネルギー供給源として確立するための技術体系を整備することを目的としている。

本研究は電気事業者、電力中央研究所、日本原子力研究所など関係機関の参画・協力を得て、オールジャパン体制で実施しており、研究開発を計画的かつ効率的に進めるため、プロジェクトチーム体制を構築してその推進を図っている。具体的には、図1に示すように研究目標の設定や成果の評価などプロジェクト全般の運営をつかさどるプロジェクト会議の下に、専門分野ごとに事業所や各部を横断する会議体を設置し、研究計画の調整や個々の成果の評価を実施している。

1999年7月に開始したフェーズでは、FBR、再処理及び燃料製造の各システムについて、革新技术を採用した幅広い技術選択肢の評価を行い、5つの開発目標（安全性、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性及び核不拡散抵抗性）に適合する有望な実用化候補概念を抽出した^{1)~4)}。

フェーズに引き続き2001年4月より開始した

フェーズ（2001年度～2005年度）の目標は、FBRサイクルの実用化候補概念の明確化並びに実用化に向けて必要となる研究開発テーマの特定と実用化に至るまでの研究開発計画を立案することにある。ここでは、フェーズで抽出した有望概念について、定量的な比較評価を実施できるまで設計研究を深める。また、必要な要素技術開発研究（データを取得する試験の実施及び設計評価技術の整備など）にも重点を置き、それぞれの技術選択肢について、開発目標を達成するために必要な技術の見通しの把握や技術的課題の難易度を評価する。これらの成果を基に、FBRサイクル全体として整合性が図られた実用化候補概念を明確にする。

フェーズは2006年3月まで実施する計画であるが、2004年3月までの3年間をひとつの区切りとして、中間取りまとめを行った。この中間取りまとめでは、これまでに実施した各候補概念に対する設計研究とこれに関連する要素技術開発研究の成果などに基づいて、各候補概念の開発目標に対する適合性の見通しや実用化に向けた技術的課題などを評価した。なお、フェーズ終了以降の研究開発は、5年程度ごとにチェック・アンド・レビューを受けつつローリングプランで進めることとし、競争力のあるFBRサイクル技術体系を2015年ごろまでに整備することを目標としている。本研究の展開を図2に示す。

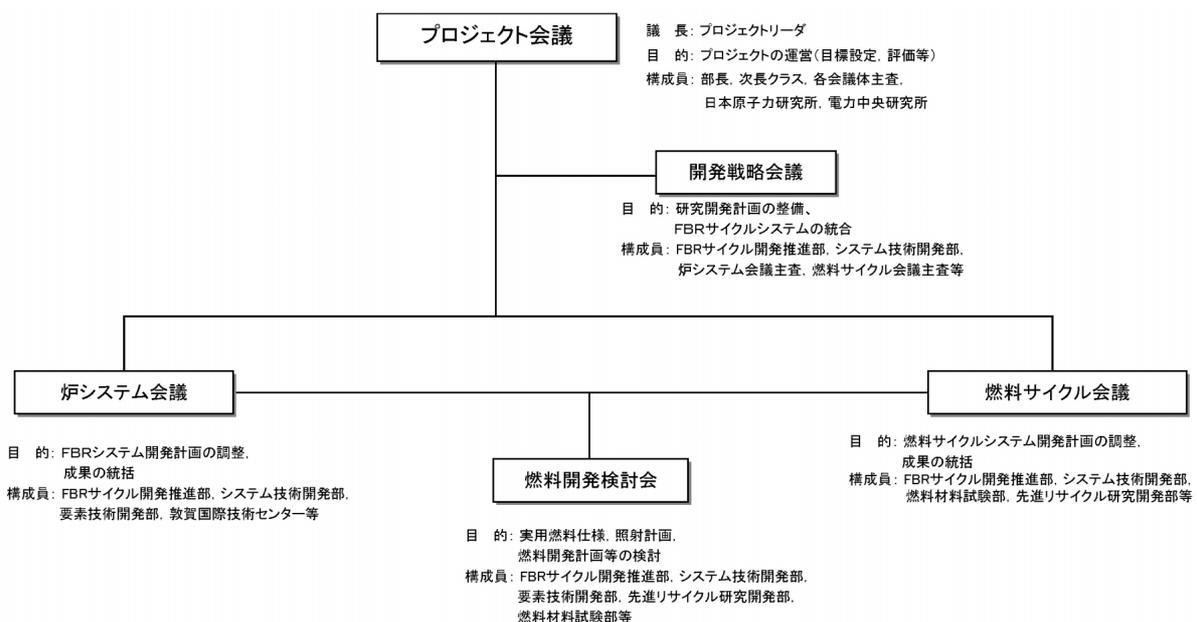


図1 FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズの会議体構成

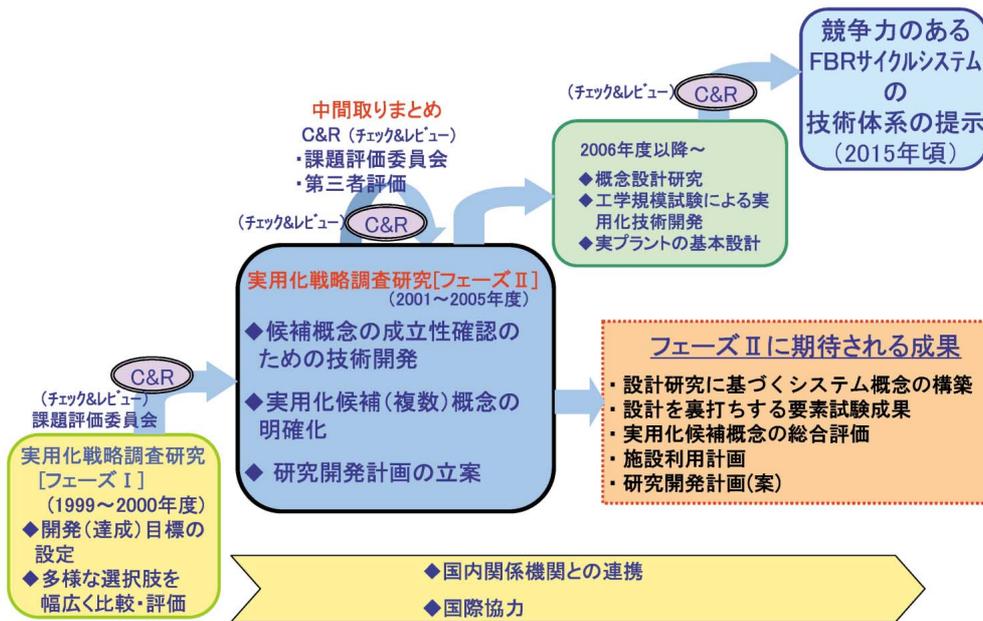


図2 FBRサイクル実用化戦略調査研究の展開

他方、本研究は関連分野の専門家、ユーザなどの委員からなる「研究開発課題評価委員会」による外部評価を受けながら実施しており、今回のフェーズ 中間取りまとめについても外部評価を受け、これまでの研究成果及び今後2年間の計画並びにフェーズ 終了以降の研究開発の展開の基本的考え方についておおむね妥当との評価結果を得ている。

本技術報告は、実用化戦略調査研究フェーズ

の前半3年間の研究成果及び今後の取組み^{5),6),7),8)}などについて取りまとめたものである。

2. フェーズ の開発目標と設計要求

フェーズ の開始に当たっては、フェーズ の研究成果及びその後の国内外の原子力開発の動向を踏まえ、フェーズ で設定した5つの開発目標を表1のとおり見直した。基本的には、フェーズ からの大きな変更点はないものの、FBRサイク

表1 実用化戦略調査研究フェーズ の開発目標

<ul style="list-style-type: none"> ● 安全性 <ul style="list-style-type: none"> ■ 取り扱い物質の特性(化学的活性度、毒性など)やプロセス条件(運転温度など)を踏まえた安全対策 ■ FBRサイクルの導入リスクが、社会にすでに存在するリスクに比べて十分小さい FBRシステム <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷に至る恐れのある事象の発生を防止するとともに、その発生を仮定しても炉容器または格納施設内で終息 燃料サイクルシステム <ul style="list-style-type: none"> ・臨界安全、閉じ込め機能の確保 ● 経済性 <ul style="list-style-type: none"> ■ 将来、競合するエネルギー源と比肩する発電単価の達成 ■ 世界に通用するコスト競争力の確保 <ul style="list-style-type: none"> ・ より一層の物量削減 ・ 海外調達 等 ● 環境負荷低減性 <ul style="list-style-type: none"> ■ 長寿命核種 (TRUおよびLLFP) の燃焼または分離変換による地層処分への負荷軽減 ■ 運転・保守および廃止措置に伴う廃棄物の発生量低減 ● 資源有効利用性 <ul style="list-style-type: none"> ■ 優れた中性子経済を活用し持続的に核燃料を生産 <ul style="list-style-type: none"> ・ TRU燃料の多重リサイクル ・ 軽水炉TRUのリサイクル ■ エネルギー源としての多様なニーズへの対応 <ul style="list-style-type: none"> ・ 水素製造、海水淡水化、熱供給、分散電源 等 ● 核拡散抵抗性 <ul style="list-style-type: none"> ■ 核物質防護および保障措置への負荷軽減(純粋なプルトニウムが単体で存在しないこと 等) ■ 核不拡散性制度の運用の効率化(遠隔保守・監視、自動化技術 等)

ルの実用化において目指す方向性や目標とするレベルを明確にすること及び世界に通用する高い目標を視野に入れることなどを考慮して見直しを行ったものである。また、システム設計のガイドラインとしてFBRシステム及び燃料サイクルシステムについて、開発目標に対する定量的な数値目標としての設計要求を定めた。それぞれのシステムに対する設計要求を表2に示す。

3. フェーズ の概要

フェーズ の研究は、FBR、再処理及び燃料製造の各システムについての概念を構築し、それらの開発目標に適合させるためのシステム設計研究、このシステム設計研究へ具体的データを提供するための要素技術開発研究、並びにFBRシステムと燃料サイクルシステムを組合せたFBRサイクル全体のシステム概念について、開発目標や将来の多用な社会ニーズ（高レベル放射性廃棄物発生量の低減など）に対する適合度を検討するための多面的評価から成る。

システム設計では、FBR、再処理及び燃料製造の各システムの候補概念について、革新技術の導

入やシステムの改良につながる新たな開発要素の取り入れを検討するなど、開発目標に対する適合度を高めることに配慮しながら、具体的な設計作業を行う。

要素技術開発研究は、システム概念の成立性や経済性などの開発目標に影響を及ぼす重要な要素技術を検討し、その結果をシステム設計に反映する。

多面的評価は、FBR、炉心燃料、再処理、燃料製造の技術的整合性やサイクルとしての特性などの観点から組み合わせた約20種類のFBRサイクルシステム概念について、それぞれの開発目標に対する適合度を可能な限り定量的に評価する。その結果を各システムの技術総括と組合せることにより有望なFBRサイクルシステムの明確化に反映する。

4. FBRシステムに関する検討

4.1 基幹電源としてのFBRシステム

(1) ナトリウム冷却炉

ナトリウム冷却炉は、「常陽」などでの設計・建設・運転実績があり、技術的成立性を高い確度を持って見通せる最も有望な概念である。フェーズにおいて経済性向上の観点から抽出された先進

表2 FBR及び燃料サイクルシステムの設計要求

	FBRシステム設計要求	燃料サイクルシステム設計要求
安全性	<ul style="list-style-type: none"> ●高信頼性を有する能動的な安全設備に加え必要に応じて受動的な安全機能を導入 ●炉心損傷時の影響を原子炉容器内あるいは格納施設内で終息 <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷の発生頻度 10^{-6}/炉年 未満 ・大規模な放射性物質の放出に至る格納容器の破損確率 10^{-2}/炉心損傷事故 未満 	<ul style="list-style-type: none"> ●同時代の軽水炉燃料サイクルシステムと同等以上 ●施設内での放射性物質の大規模放出事象の発生頻度を10^{-6}/プラント年以下（暫定）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
経済性 FBRサイクル全体としての発電原価 4円/kWh	<ul style="list-style-type: none"> ●炉の建設費 20万円/kWe ●炉心燃料の 集合体平均燃焼度 15万MWd/t ●連続運転期間 18か月 ●稼働率 93%以上 	<ul style="list-style-type: none"> ●再処理・燃料製造費 0.8円/kWh
資源有効 利用率	<ul style="list-style-type: none"> ●増殖比(最低限の要求値) 低除染・TRU燃料の使用を前提に、サイクルロスも考慮しても1.0以上を維持 ●FBRサイクルでの燃料組成および軽水炉から供給される燃料組成のMAを経済的に燃焼 	<ul style="list-style-type: none"> ●U/TRU回収率99%以上
環境負荷 低減性	<ul style="list-style-type: none"> ●軽水炉使用済燃料中のMAを燃焼 ●長寿命核分裂生成物の核変換 ●廃棄物の発生量を現行軽水炉以下 	<ul style="list-style-type: none"> ●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 ●U/TRUロス率 0.1%以下(目標) ●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
核拡散抵抗性	<ul style="list-style-type: none"> ●核物質防護、保障措置の対応を考慮した燃料取扱い設備 ●低除染・TRU燃料の使用や燃焼に伴う高線量化による接近性の制限 	<ul style="list-style-type: none"> ●純粋なPuが単独で存在しない等、保障措置及び核物質防護への対応を考慮した設計

ループ型の中型モジュール炉（750MWe，4モジュール）及び大型炉（1,500MWe ツインプラント）概念について検討している。先進ループ型炉の基本概念を図3に、また、構築した概念を図4に示すと共に、また「常陽」及び「もんじゅ」との仕様比較を表3に示す。先進ループ型炉は、積極的な革新技術の取り入れにより、従来の概念より大

幅な物量削減による経済性向上を図った概念である。炉心燃料としては、「常陽」及び「もんじゅ」などで実績がある酸化燃料と、柔軟な増殖性の面で将来の燃料として期待できる金属燃料を対象とした。

炉心設計においては、資源の有効利用と環境負荷低減の観点から、軽水炉では燃焼の難しいマイ

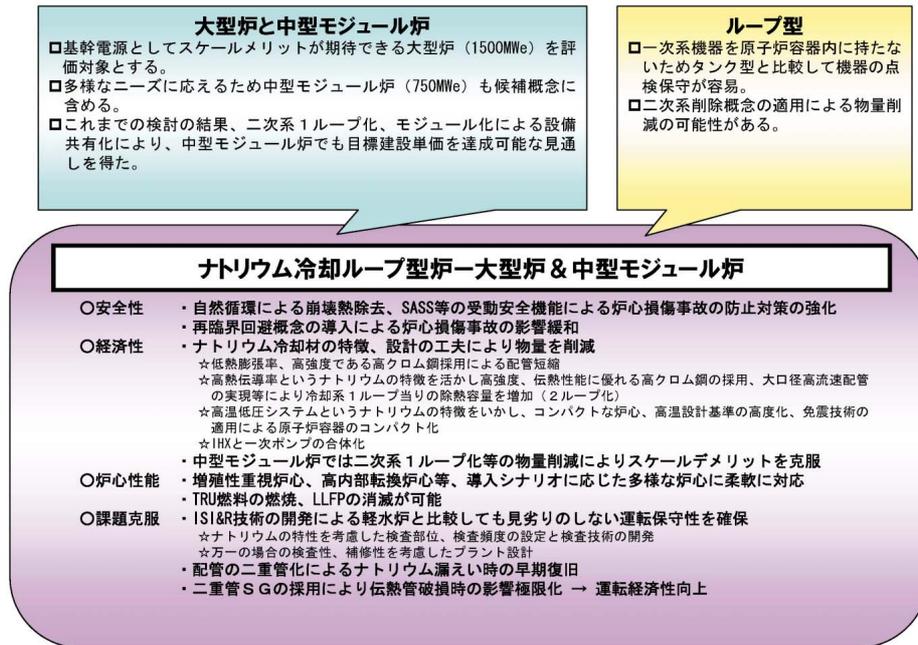


図3 フェーズにおけるナトリウム冷却炉の基本概念

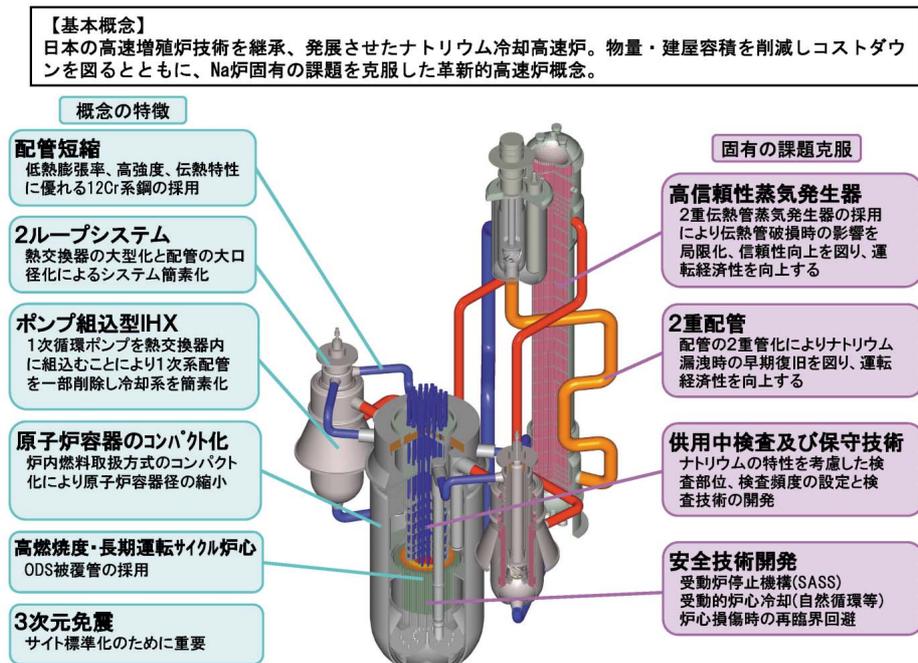


図4 ナトリウム冷却高速炉システムの概念

表3 ナトリウム冷却炉の仕様比較

	単位	「常陽 (MK-)」	「もんじゅ」	Na冷却大型炉
熱出力	MWt	140	714	3 570
熱電気出力	MWe	-	280	1 500
熱効率	%	-	39	42
炉心高さ / 直径	mm	500/800	930/1 800	800/4 900
燃焼度(炉心平均)	GWd/t	90	80	148
増殖比	-	-	1.2	1.16
運転サイクル期間	日	60	148	548
1次系冷却材温度		350/500	397/529	395/550
2次系冷却材温度		300/470	325/505	335/520
ループ数	-	2	3	2
原子炉容器高さ/内径	mm	10 000/3 600	17 800/7 100	20 000/9 700
1次冷却材配管内径	mm	491	788	1 208
1次冷却材流量	t/h	2 700(1 350×2)	15 300(5 100×3)	65 400(32 700×2)

炉心に関してはMOX燃料のうち資源型炉心(燃焼度の基準値を満足しつつ増殖性能を追求した炉心)の仕様を記載

ナーアクチニド(MA)を含むすべてのアクチニドをリサイクルする超ウラン元素(TRU)燃料炉心について検討し、その成立性を確認した⁹⁾。その結果、厳しい安全要求を満たしながら、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性に関する開発目標に高いレベルで適合する炉心概念を構築した。具体的には、安全性に関しては、炉心の異常な核反応による冷却材の温度上昇を感知し自動的に制御棒を炉心に挿入する自己作動型炉停止機構(SASS)の設置や動的機器に期待しない自然循環による崩壊熱除去が可能な設計としたことにより、受動的安全性を満たす設計概念を構築することができた。さらに、炉心損傷時の再臨界問題を回避するため、熔融した燃料を早期に炉心外へ排出するための集合体概念を複数考案した。これらの概念については、解析及び試験研究の結果を踏まえ検討を進めており、今後は最も有効な概念を抽出し、炉心設計評価を行う考えである。経済性の観点からは、燃焼度の大幅な向上を目指して、酸化分散強化型(ODS)フェライト鋼の開発を実施している。ODS鋼の採用により、炉心出口温度約550℃を確保しつつ、炉心燃料平均で150GWd/tの高燃焼度炉心を達成できる見通しである。ODS鋼被覆管については、ロシアBOR-60炉において燃料ピンの先行照射試験を実施中であり、2007年からは常陽での本格的な照射試験を行う計画である。

システム設計では、高い経済性目標に適合させるにはスケールアップだけでは不足しているた

め、多くの革新技术を採用することにより大幅に経済性を向上させた概念を構築した。具体的には、2ループ化によるシステム簡素化、原子炉容器のコンパクト化、ポンプ組込型中間熱交換器の採用、主配管長を短縮する機器配置などにより、プラント物量を大幅に削減した。これらの成立性を示すために、大口径配管内の高速流動による流力振動特性の把握、原子炉容器内でのガス巻込み防止対策の検討、ポンプ組込型中間熱交換器の開発¹⁰⁾、高温強度に優れ熱膨張の少ない高クロム鋼の開発などの要素試験研究を実施している。

また、発電プラントとしての信頼性及び経済性を確保するため、ナトリウム固有の課題に対する対応策を検討している。ナトリウム漏えいに対しては、全てのナトリウムバウンダリの二重化、ナトリウム-水反応に対しては二重伝熱管蒸気発生器の採用など、ナトリウムの化学的性質が顕在化しないよう設計対応を行った。また、保守補修性に対してはナトリウムの特徴を考慮し、ナトリウム中目視検査装置など革新的な検査技術の開発を進めている。

(2) 鉛ビスマス冷却炉

冷却材として用いる鉛ビスマスは、鉛45% - ビスマス55%の共晶合金であり、沸点が1 670℃であることから、ナトリウムと同様に低圧でシステムを構築することができる特徴を有する。しかし、ナトリウムの12倍の密度を持つことから、冷却材重量が過大となり、1 500MWe級の大型炉の

冷却材として適用した場合には、我が国の耐震基準を満足できない。このため、フェーズ 2 では中型モジュールタンク型炉を選定した。また、燃料については、鉛ビスマス冷却炉が持つ潜在的能力を評価する観点から、酸化燃料に比べて重金属密度が大きく炉心性能の向上が期待できる窒化物燃料を代表概念とした。

フェーズ 2 では、中型モジュールタンク型炉の冷却材循環方式として自然循環炉と強制循環炉の2概念について検討し、両者を比較した。この結果、自然循環炉は炉心性能目標を達成可能な系統圧力損失を満足するためには、炉容器の高さが過大となり、耐震性に課題が生じた。一方、強制循環炉にはそのような問題はなく、燃料体積で有利なことなどから炉心性能の適合度も相対的に優れている強制循環炉を代表概念として抽出した。図5に鉛ビスマス冷却炉の基本概念を、図6に構築した概念を示す。炉型は中間冷却系がない強制循環型冷却タンク炉(710MWe × 2モジュール)であり、合理的な炉内機器配置と、耐震性が成立する範囲内での大型化を図り経済性を追求したものとなっている。

鉛ビスマス冷却炉は我が国では開発経験のない冷却材と燃料を組合せた検討途上の革新概念である。この概念の成立性を示すためには、鉛ビスマスによる材料腐食に対する高耐食性材料の開発及び防食制御技術の開発が必要不可欠である。ま

た、高性能炉心概念を構築するために採用した窒化物燃料の開発やプラント概念成立に必須な3次元免震技術が今後開発すべき革新技術として挙げられる。これに加えて、開発目標に適合した炉心性能を引き出すためには、ナトリウム冷却炉と同様にODS鋼の照射挙動データなどの拡充が必要である。

(3) ヘリウムガス冷却炉

ガス冷却炉の検討では、実用化の可能性を有する概念を抽出する観点から、ガス冷却材(炭酸ガス及びヘリウムガス)、発電方式(間接及び直接サイクル方式)、燃料形態(ピン型及び被覆粒子型燃料)などの幅広い技術選択肢を組合せた概略設計及び比較検討をフェーズ 2 初年度(2001年)まで実施し、有望炉型の絞り込みを実施した。ガス冷却炉の検討の流れを図7に示す。炭酸ガス冷却炉は、経済性の観点からナトリウム冷却炉及びヘリウムガス冷却炉概念を上回ることは困難との見通しである。一方、ヘリウムガス冷却炉は炭酸ガス冷却炉では困難な炉心出口温度の高温化が可能であり、高熱利用による核エネルギーの多目的利用に加え、直接サイクルガスタービンの採用による熱効率の向上とプラントシステムの簡素化が期待できることから、有望炉型として選定した。燃料形態としては、高温耐性及び安全性の観点から被覆粒子燃料を選択した。炉心燃料については、ヘリウムガス冷却炉の特徴である高温冷却条件(約

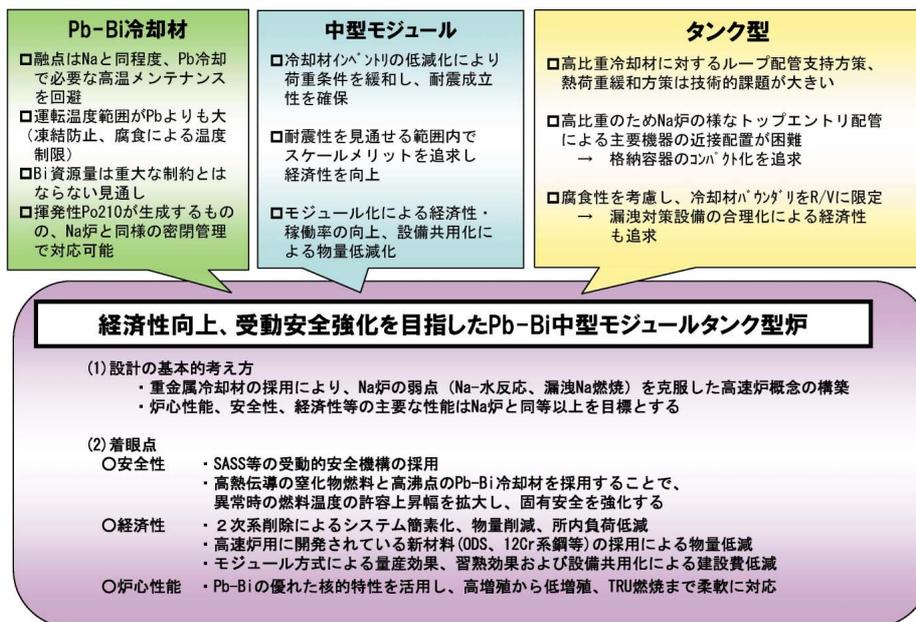


図5 フェーズ 2における鉛ビスマス冷却炉の基本概念

【基本概念】冷却材の特徴（化学的不活性、高沸点、核的特性）を活用し、システム簡素化による経済性を追求するとともに、固有の安全性を強化したタンク型鉛ビスマス冷却モジュール炉

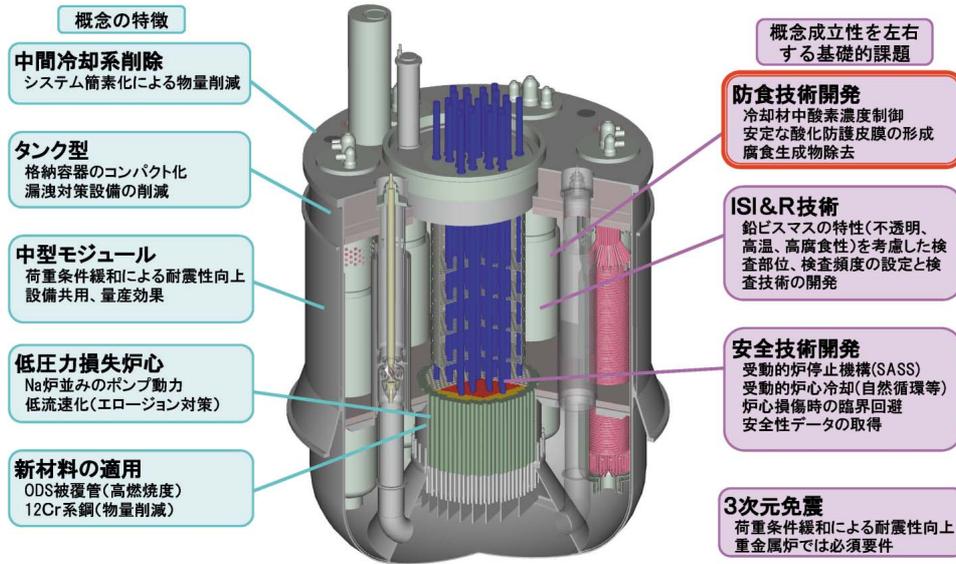


図6 鉛ビスマス冷却高速炉システムの概念

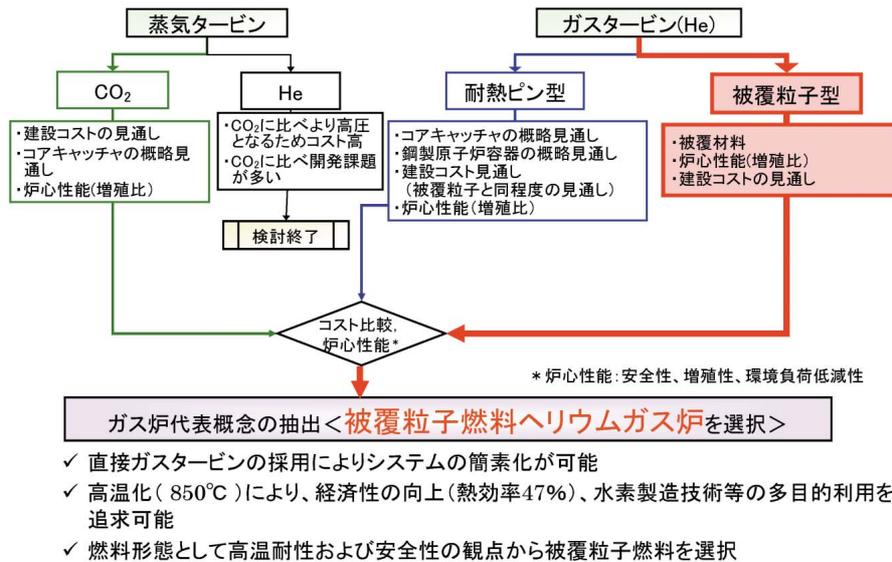


図7 ガス冷却炉の検討の流れ

850)を実現するために、被覆粒子型燃料を横方向冷却コンパートメント型集合体構造や六角ブロック構造などで冷却する炉心構造を検討している。なお、被覆粒子型燃料では、充てん密度が最大でも40%程度にとどまり、鉛ビスマス冷却炉と同様に酸化物燃料では十分な炉心性能が引き出せないため、窒化物燃料を採用している。図8にガス冷却炉の基本概念を、図9に被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉概念を示す。

システム設計では経済性向上のため、電気出力を約1,100MWeとしてスケールメリットを追求している。また、単軸縦型ガスタービン(600MWt:4基)を採用した直接ガスタービン発電などの採用により、システム全体のコンパクト化を図った。原子炉出口温度を850とし、直接ガスタービン発電を採用したことにより、47%という高い熱効率を有するシステムを構築することができたが、被覆粒子燃料の開発や高温耐性に優れた材料

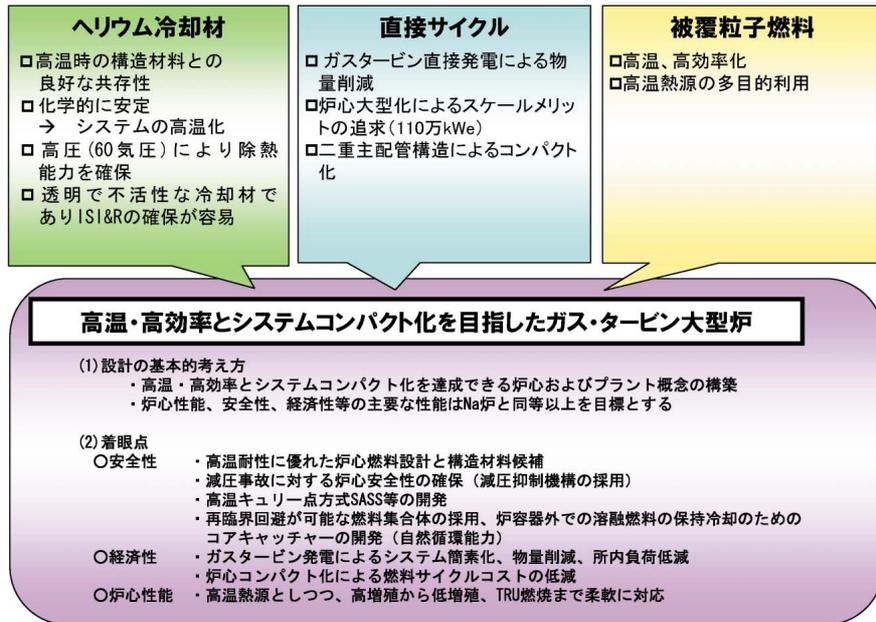


図8 フェーズ におけるガス冷却炉の基本概念

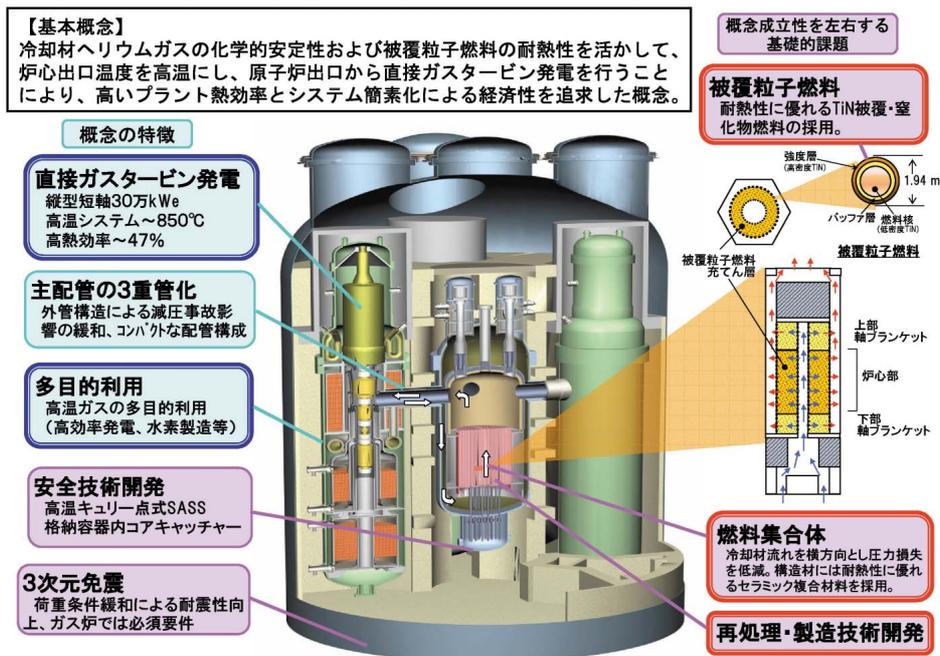


図9 被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却高速炉システムの概念

の開発など概念の成立性を左右する基礎的な技術課題が残される。

(4) 水冷却炉

フェーズ ではPWR型高速炉, BWR型高速炉及び超臨界圧水冷却高速炉(SCFBR)を検討対象候補とした。フェーズ では, PWR型高速炉は重水を利用するため設備費が高くなること, また, SCFBRは高速中性子照射環境で超臨界圧水に晒

される材料の開発が必要であることから, 水冷却炉としては設計検討が最も進んでおり比較的开发要素の少ないBWR型高速炉を評価対象とした。図10に水冷却炉の基本概念を, 図11にBWR型高速炉概念を示す。

BWR型高速炉(1,356MWe, 原子炉出口圧力: 約7MPa)は, これまでの豊富な運転実績と経験を有する軽水炉のプラントシステムをベースと

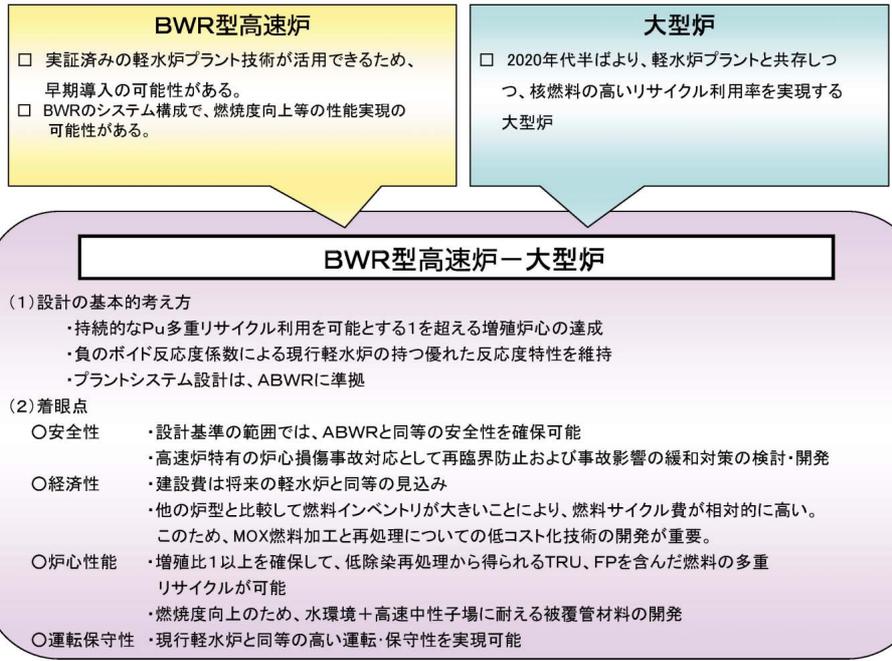


図10 フェーズ における水冷却炉の基本概念

【基本概念】
 経験豊富な軽水炉技術を発展させた軽水冷却高速炉。現行軽水炉の優れた運転・保守性を維持するとともに、プルトニウム多重リサイクルを可能とする水冷却炉概念。

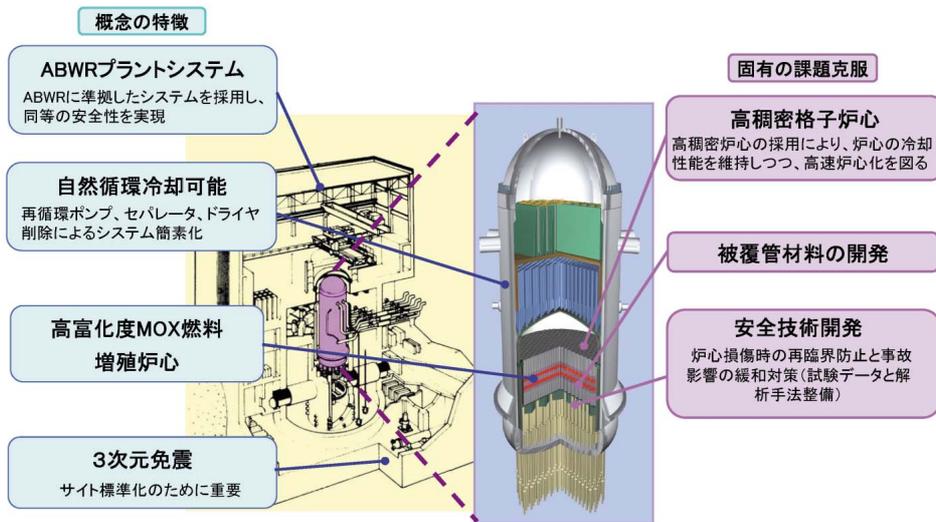


図11 BWR型高速炉概念

し、炉心をピン間ギャップ1.3mmと稠密化することで炉心燃料体積比を大きく、冷却材ボイド率を高くして、高速炉としての特性を確保している。安全性に関しては、軸方向非均質炉心を採用することで負のボイド反応度を実現している。また、炉心高さを約1mと低く抑えることによって炉心圧損を小さくし、自然循環除熱を成立させている。

技術課題としては、高速中性子照射と水環境に

適合する被覆管材料の研究開発、炉心損傷時の再臨界回避と事故影響緩和対策及び稠密炉心の熱水力特性に関する研究開発(稠密格子炉心の除熱性能)などがある。

(5) 炉心燃料の検討

各高速炉システムの炉心検討においては、酸化物燃料、金属燃料及び窒化物燃料を対象とし、安全性の確保を前提とし、プラント及び燃料サイク

ルの経済性の向上を目指した種々の炉心設計を行うと共に、資源有効利用性、環境負荷低減性に関する性能把握を進めている¹¹⁾。

酸化物燃料は、高い炉心性能を引き出す可能性があり、10万本以上の製造実績、250GWd/t程度の照射実績及び100本以上の過渡照射試験実績を有していることから、実用炉燃料の基軸になるものと考えられる。ナトリウム冷却型の酸化物燃料炉心では、高燃焼度化のための革新技術として被覆管に高温強度に優れたODS鋼、ラッパ管に旧動力炉・核燃料開発事業団(PNC)が開発し、耐スウェリング性に優れたフェライト・マルテンサイト系ステンレス(PNC-FMS)鋼を採用することで、資源重視型炉心では増殖比1.2程度で全体平均燃焼度60GWd/t、経済性重視型炉心では増殖比1.04で全体平均燃焼度100GWd/tを達成可能な見通しである。酸化物燃料の課題としては、高燃焼度用炉心材料の照射データの取得、低除染TRU燃料の物性・照射挙動評価などが挙げられる。

金属燃料は、上記の酸化物燃料に比べ、開発実績や使用経験は少ないが、米国において将来のFBR燃料として研究開発が進められた実績がある。金属燃料では燃料ペレットと被覆管のギャップにナトリウムを封入し、ギャップコンダクタンスを高めて燃料温度の上昇を抑制するナトリウムボンド方式が採用されており、高線出力化が可能である。また、ナトリウム冷却型の金属燃料炉心では重金属密度が高いため、酸化物燃料炉心よりも高い炉心性能を発揮し得るポテンシャルを有している。金属燃料の実用化には、燃料と被覆管の機械的相互作用に関する挙動データの取得、過出力時の破損限界データの拡充などが必要であり、酸化物燃料に比べると課題が多い。研究開発を進めるにあたっては、米国との協力が不可欠である。

窒化物燃料は、炉心性能の向上の観点から、鉛ビスマス冷却炉及びヘリウムガス冷却炉に採用している。しかし、窒素-14は高速中性子の吸収断面積が大きく中性子経済を悪化させると共に、 (n, p) 反応により半減期の長い放射性核種である炭素-14を生成する。このため、窒化物燃料を採用するためには、存在割合が0.4%程度の窒素-15を99.9%程度に濃縮し中性子経済を向上させると共に、炭素-14の発生を抑制する必要がある。また、酸化物燃料に比べると、開発実績などが少なく、燃料-被覆管の機械的相互作用に関する挙動

データ取得及び核分裂で生成する放射性ガス(FPガス)の高燃焼度条件下での放出挙動データ取得など課題は多い。

4.2 多目的利用のための小型FBRシステム

エネルギー需要の多様化、立地の分散化などを視野に入れた幅広いニーズに応えるシステムとして、小型炉の検討を行った。長寿命炉心、受動的安全性の重視という特徴を維持しながら、経済性の向上を図った小型高速炉の有望概念として、コンパクトなプラントシステムが構築できる見通しのあるナトリウム冷却炉と鉛ビスマス冷却炉を対象として検討を行った。

ナトリウム冷却小型炉では、経済性(建設単価35万円/kWe)及び受動安全性という魅力を備えながら、約20年程度の燃料無交換、運転保守の簡素化、多目的利用及び燃料サイクルに対する柔軟性を追求した概念を検討した。概念図を図12に示す。本概念は電気出力165MWeの強制循環タンク型炉である。長寿命化とコンパクト化をねらうために、炉心燃料には中性子経済に優れた金属燃料を採用している。また、多目的利用を考慮し、炉心出口温度を550℃とする高温化を可能としている。今後は本概念を基本とし、経済性向上を追求する概念及びプラント寿命中の燃料交換をなくすことで核拡散抵抗性を高める概念の二つについて検討を進める予定である。

鉛ビスマス冷却小型炉では、物量削減・機器配置上のスペースの削減により経済性向上が期待できる2次系を削除したタンク型自然循環炉を検討対象として、ナトリウム冷却小型炉との比較検討を行った。その結果、鉛ビスマス冷却小型炉は炉心性能や経済性に関しナトリウム冷却小型炉と同等の潜在的能力を有することが分かった。しかし、鉛ビスマス冷却小型炉の持つ高い潜在的能力は、被覆管材料や構造材料の防食技術の成立が前提となることから、鉛ビスマス冷却中型炉の検討状況を見ながら今後の進め方を判断する。

4.3 FBRシステムの技術総括

FBRシステム概念について、これまでに得られた成果に基づき、ガイドラインとした設計要求に対する適合度をできるだけ定量的に比較した結果を表4示す。

(1) ナトリウム冷却炉

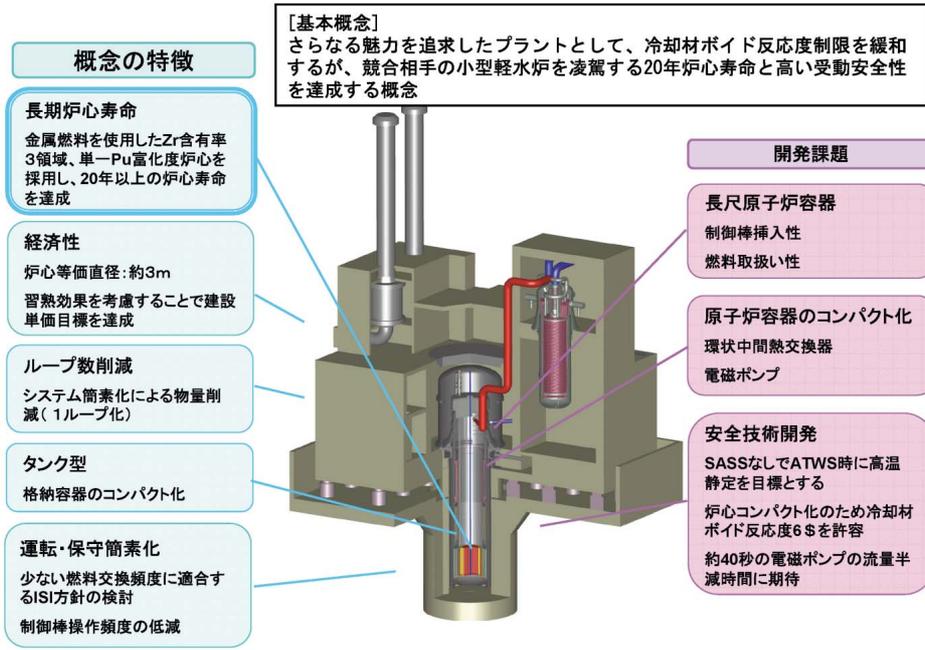


図12 ナトリウム冷却小型炉システムの代表プラント概念

表4 FBRシステムの設計要求適合度の比較評価

網掛け部は優れた点を示す

設計要求	ナトリウム冷却炉 (1,500MWe) 酸化燃料		ヘリウムガス冷却炉 (1,124MWe) 窒化物燃料		鉛ビスマス冷却炉 (710MWe) 窒化物燃料		水冷却炉 (1,356MWe) 酸化燃料		
	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	再臨界回避方策について 炉外・炉内試験実施中		検討中 (中空集合体とコア キャッチャの設置)		検討中 (燃料浮遊による再臨界 回避の可能性)		検討中 (容器下部への吸収体, 注水系の設置など)		
資源有効利用	増殖比(1.0~1.2程度)†	1.16	1.04	1.17	1.03	1.15‡	1.04‡	1.03	
	複利システム倍増時間	46年	-	73年	-	48年‡	-	200年以上	
	初装荷炉心に必要となる核分裂性物質質量	4.4t/GWe	5.9t/GWe	9.6t/GWe	9.6t/GWe	5.8t/GWe‡	5.6t/GWe‡	11t/GWe程度	
環境負荷低減	MA燃焼	低除染条件(FP含有率2 vol%)で、 軽水炉使用済み燃料条件のMA含有率4%程度まで受入可能						低除染条件と水冷却高速炉のリサイクル条件(MA含有率2%程度)は受入可能	
	FP核変換	径ブランケット領域に装荷することで、 自己生成成分のLLFP(L-129とTc-99)を核変換できる可能性あり						未検討	
経済性	燃料費削減 燃焼度	炉心平均 (150GWd/t以上)	148GWd/t	149GWd/t	119GWd/t	119GWd/t	157GWd/t‡	159GWd/t‡	88GWd/t
		全体平均 (60GWd/t以上)	63GWd/t	110GWd/t	58GWd/t	80GWd/t	105GWd/t‡	143GWd/t‡	45GWd/t
稼働率向上	稼働率 (93%以上)	連続運転期間 (18ヶ月以上)	18ヶ月	26ヶ月	20ヶ月	19ヶ月	18ヶ月‡	18ヶ月‡	18ヶ月
		稼働率 (93%以上)	93%程度	96%程度	93%程度		93%程度		93%程度
熱効率向上	熱効率	出口温度	550		850		445		287
		熱効率/所内負荷率	42%/4%		47%/3%		38%/3%		35%/3%
	資本費削減 (20万円/kWe以下)	相対値：90%		相対値：110%		相対値：110%		相対値：100%程度	

† 増殖比は初期及び末期炉心の平均値を使用。なお水冷却炉についてはPu残存比を記載。
‡ 被覆管制限温度650とした時の評価結果。なおプラント設計は570に修正した値を記載。

ナトリウム冷却炉は、安全性の確保を前提に、経済性や炉心性能に関する優れた潜在的能力を有する。また、「常陽」の20年以上にわたる要素技術開発研究や設計・建設・運転などに見られるように、豊富な開発実績と利用実績を有することから相対的に高い確度を持って技術的実現性が見通せる概念である。開発課題としては、ユーザにとって扱い易く信頼性のあるシステムとするための検査・補修技術、高信頼性蒸気発生器などの技術開発が挙げられる。

(2) 鉛ビスマス冷却炉

鉛ビスマス冷却炉は窒化物燃料と組合せることで、ナトリウム冷却炉と同程度の炉心性能を達成できる可能性を有する。しかし、鉛ビスマス冷却炉は、概念の成立性を左右する防食技術や耐腐食材料開発などの基礎的課題を有する。

(3) ヘリウムガス冷却炉

ヘリウムガス冷却炉はナトリウム冷却炉に比べ炉心性能でやや劣るものの、経済性や炉心性能に関する目標を満足できる可能性を有する。850という炉心出口温度を活用した、高い熱効率や多目的利用も魅力の一つとなるが、概念の成立性を左右する被覆粒子燃料開発、高温に耐える材料開発などの基礎的課題を有する。

(4) 水冷却炉

水冷却炉は軽水炉の発展的な技術として、同程度の建設費になると見込まれる。炉心性能に関しては、高速炉としては限界が有り、炉心燃料のインベントリが多く、燃焼度が他概念の半分程度と低いことから、再処理システムへの負担増大が見込まれる。技術的課題は、軽水炉の豊富なプラント技術を活用できることから、被覆管材料開発や炉心損傷時の影響緩和対策などに限定される。

(5) 小型炉

小型炉では20年以上の長寿命炉心、受動的安

性という特徴を有しながら、多目的利用を考慮し、炉心温度の高温化が可能な概念を構築した。技術的課題としては、高温強度に優れた被覆管材料の開発などがある。

5. 燃料サイクルシステムに関する検討

フェーズ では、再処理技術として、湿式再処理技術である「先進湿式法再処理システム」並びに乾式再処理技術である「金属電解法再処理システム」、「酸化物電解法再処理システム」を抽出した。燃料製造技術については、「簡素化ペレット法」、「振動充てん法」及び「鑄造法」を抽出した。

フェーズ では、再処理技術及び燃料製造技術と燃料形態（酸化物、金属、窒化物）を組合せた一連の燃料サイクルシステム（表5参照）を念頭に設計研究を進め、開発目標達成のために候補技術の長所を活かすことに加えて、枢要技術の成立性を要素試験などにより検討した。検討対象とした燃料サイクル技術のプロセスフローを図13に示す。

5.1 再処理システムに関する検討

(1) 先進湿式法再処理システム

先進湿式法再処理システムは、従来の湿式法（PUREX法）で培われた溶媒抽出法をベースとして、新たに構築した再処理法であり、先進湿式法と超臨界直接抽出法が考えられる。先進湿式法再処理システムはウラン(U)及びプルトニウム(Pu)を低除染でマイナーアクチニド(MA)とともにリサイクルすることによる核拡散抵抗性向上、プロセス合理化による経済性向上及びMAを燃料とすることで廃棄物への移行を抑制する環境負荷低減を目的とする。先進湿式法と超臨界直接抽出法のプロセスフローを比較し図14に示す。

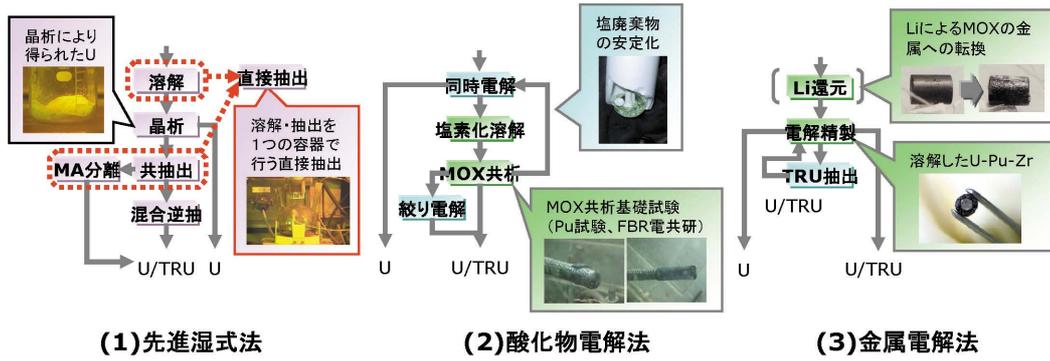
先進湿式法におけるMAの回収については、フェーズ で抽出された溶媒抽出法、イオン交換法

表5 燃料サイクルシステム検討組み合わせ

再処理システム	燃料製造システム		
	簡素化ペレット法	振動充てん法	鑄造法
先進湿式法	酸化物燃料 (窒化物燃料)	酸化物燃料 (窒化物燃料)	-
酸化物電解法	-	酸化物燃料	-
金属電解法	-	酸化物燃料 (窒化物燃料)	金属燃料

窒化物燃料については、酸化物燃料のリサイクル技術と共通する部分が多いため、設計を律則する窒化物特有技術(N-15濃縮・回収、被覆粒子燃料)のキー技術の検討を中心に行う。

再処理システム



燃料製造システム

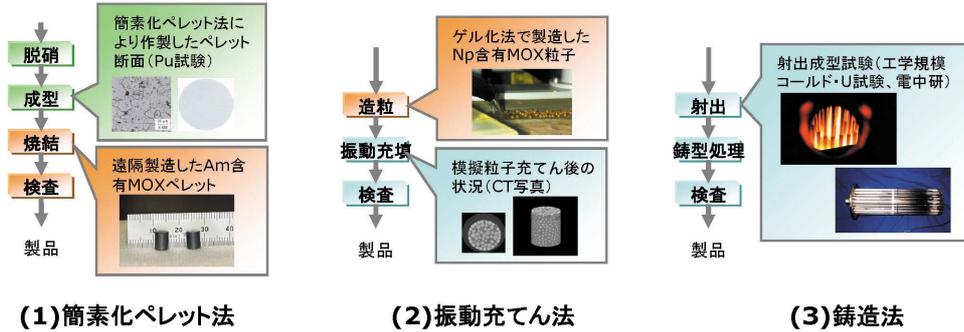


図13 燃料サイクルシステムのフロー

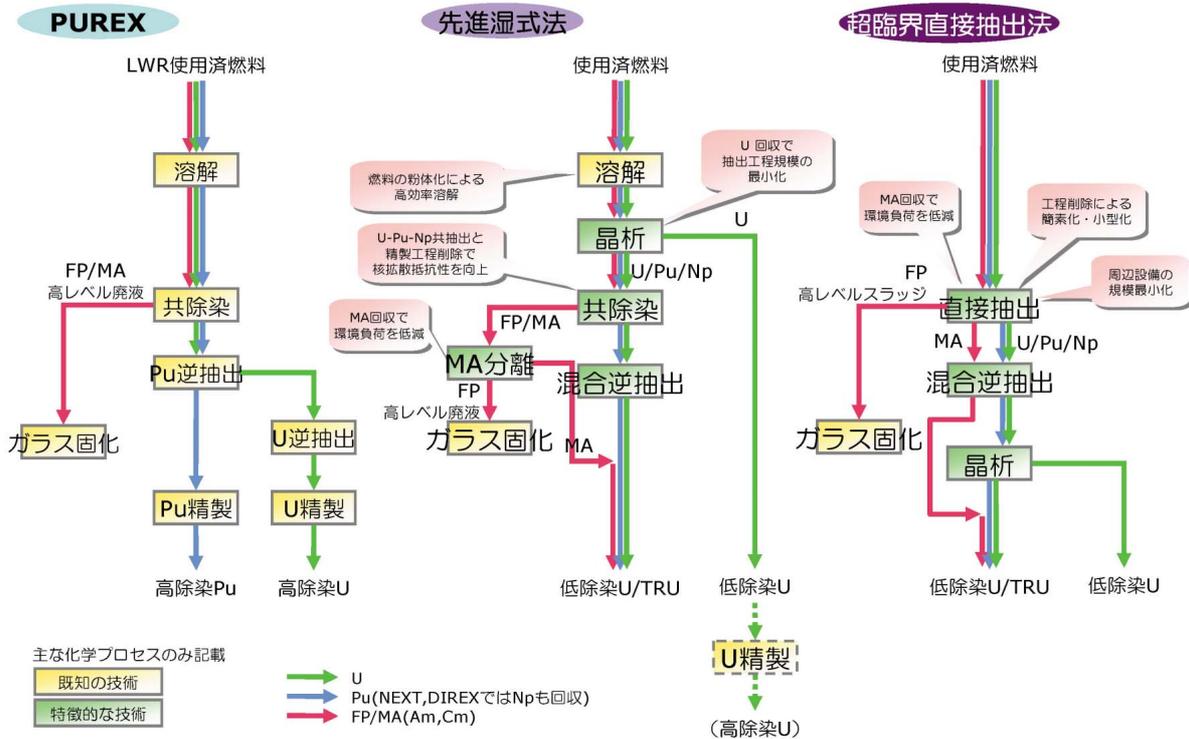


図14 先進湿式法再処理システムのプロセスフロー（従来法との比較）

及びアミン抽出法について経済性及び環境負荷低減性の観点から評価し、イオン交換法を検討対象とすることとした。先進湿式法については多くの開発実績を有することから、これらを反映して東海事業所の高レベル放射性物質研究施設（CPF）において、「常陽」の使用済燃料を用いたプロセス試験などを実施し、プロセスフローの成立性を確認した。また、その他の技術についてはU試験を通してプロセスとしての成立性や安全上の課題解決の見通しを得た。さらに、再処理プラントとしての経済性評価を行い、大型施設の場合には経済性に係る設計要求を満足する見通しを得た。評価結果を図15に示す。先進湿式法再処理システムについては、施設のスケール感度が大きく、小型施設の経済性についても、更なるコスト低減化方策を検討する必要がある。

超臨界直接抽出法については、実験室規模ながらセル施設にて実際の使用済燃料を用いたプロセス試験を実施し、再処理技術の根幹となる直接抽出法の原理的な成立性を確認した。しかし、小型施設での経済性を向上させるために、固体状の使用済燃料から直接U/TRUを抽出する革新技术などの検討が必要である。

(2) 酸化物電解法再処理システム

酸化物電解法再処理システムは、酸化物燃料を対象とし、熔融塩中に溶解させた使用済燃料を電気分解（電解）して酸化物として低除染U及びPuを回収するものである。酸化物電解法プロセスフローを図16に示す。本システムは、再処理製品が

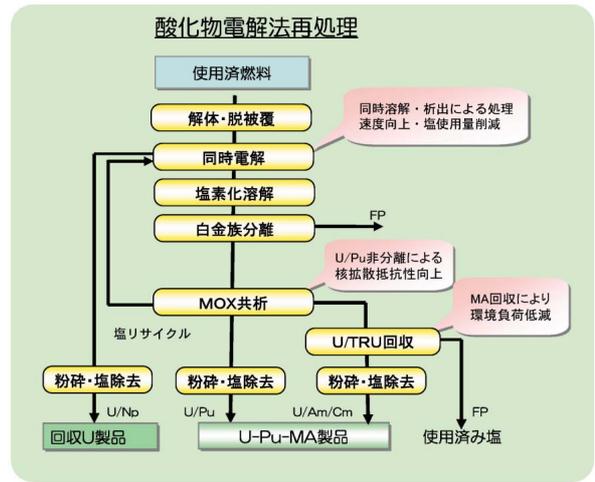


図16 酸化物電解法再処理プロセスフロー

そのまま燃料材となるため、燃料サイクル全体として簡素なシステムを構築できる可能性を有する。

フェーズ のシステム設計においては、廃棄物処理の工程の見直し及び主要機器の設計見直しを行い、プロセスの合理化を追求している。さらに、マテリアルハンドリング・安全性・運転保守性などを考慮した設計検討を進め、基本的な再処理システムの構築を行った。概要技術の確認のために試験施設を有するロシアとの協力により、PuO₂とUO₂をともに回収するMOX共析、MA回収、使用済燃料の溶解とUO₂析出を同時に行う同時電解プロセスなどに関し、Pu、アメリカウム（Am）及びキュリウム（Cm）を用いた試験を実施している。また、国内においては、塩廃棄物処理などに

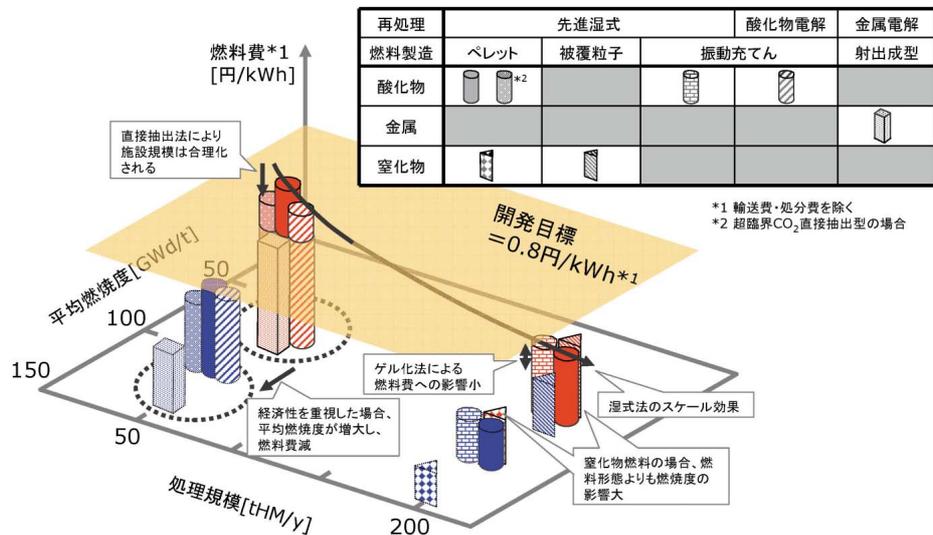


図15 燃料費に関するフェーズ 中間評価

係る要素技術開発研究を行っている。

これらの試験や技術開発の結果、MOX 共析では、電流効率が悪く改善の余地があることが分かった。その他の技術についても不確定要因が多く、基礎データの拡充が必要である。主要機器についても、塩素ガス使用に伴う機器の腐食対策などの課題がある。実用化を見通すには、枢要なプロセス技術の確立が重要である。

(3) 金属電解法再処理システム

本システムは、金属燃料を対象に米国アルゴンヌ国立研究所 (ANL) が中心となり開発した乾式再処理法のひとつであり、陽極とする使用済金属燃料から溶融塩を用いた電解精製によって、陰極にアクチニド元素を回収するものである。処理プロセスを図17に示す。フェーズ 1 では、この再処理法を酸化物燃料に適用するために、前処理工程として酸化物燃料の金属への還元工程を、再処理後工程として金属燃料を酸化物燃料に転換するための酸化工程を付加した概念を検討した。

米国の開発実績から金属電解法の基本原理は確認されていたが、低除染のTRUリサイクルの再処理技術としての実用性を確認する必要があるため、フェーズ 2 では、小型の還元・電解設備を

CPFに設置し、U及びPu試験によるプロセス原理の確認を実施している。その他の国内外の試験結果から、ほぼ技術的成立性の見通しを得ている。システム設計に関しては、評価精度向上のために、電解精製槽などの機器の合理化のほか、運転操作手順、マテリアルハンドリング、計量管理及び品質保証の具体化を行う必要がある。

酸化物燃料への適用については、未照射のMOXペレットなどを用いた試験を行い、高い割合でアクチニドを還元できることを確認した。実用化を図るためには、還元速度の向上のために、使用済燃料の粉体化による対応が必要である。

5.2 燃料製造システムに関する検討

(1) 簡素化ペレット法燃料製造システム

既存のペレット法は燃料粉末を取扱う工程が多く、遠隔システムが前提となる低除染燃料のペレット成型には設備機器の運転・保守に負荷が大きく、工程及び機器の合理化が課題であった。簡素化ペレット法は、先進湿式法再処理の製品溶液からマイクロ波脱硝により均質な原料粉を取得し、プレスだけによる成型と焼結によりペレットを製作する。これにより、既存ペレット法の原料粉の混合や秤量などの取扱い工程を大幅に削減できる。

照射燃料試験施設 (AGF) のセル内遠隔ペレット燃料製造設備において、Amを含む酸化物燃料ペレットの遠隔製造試験を実施し、遠隔製造上の課題を明らかにした。しかし、低除染燃料の物性に係る知見は乏しく、今後、原料粉調整や燃焼条件の評価試験を通して技術の成立性を確認していく必要がある。

窒化物燃料への簡素化ペレット法の適用については、酸化物燃料と共通する部分が多いため、窒化物特有の技術について検討を行っている。具体的には、酸化物燃料を窒化物燃料に転換する工程で供給するN-15の濃縮技術や工程からの回収が挙げられる。

(2) 振動充てん法燃料製造システム

振動充てん法は、粒子状の燃料を被覆管に直接充てんし、振動により高密度化を図る技術である。粒子状の燃料の製造は、上流の再処理システムに依存し、先進湿式法再処理に対しては、ゲル化法により得られる球状の粒子を、酸化物電解法再処理に対しては、析出物の粉碎による不定形の顆粒を得る。金属電解法再処理に対しては、転造

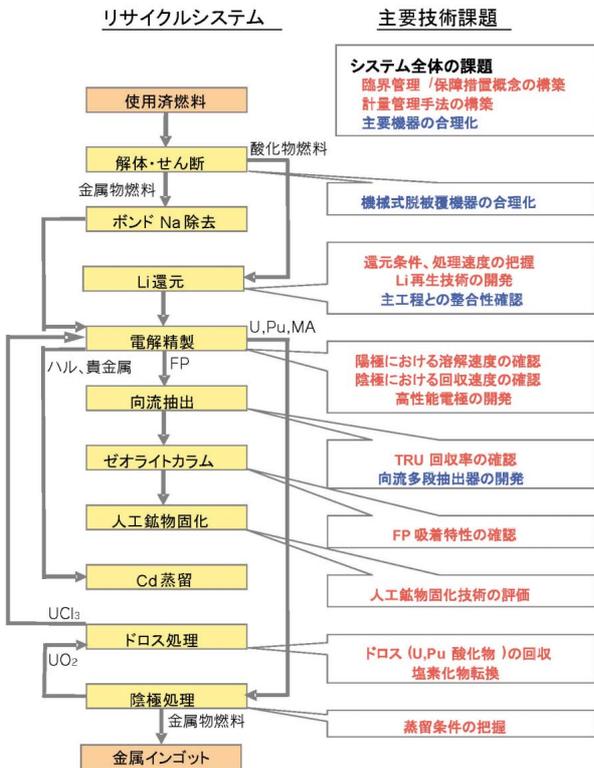


図17 金属電解法再処理システムのプロセスフロー

造粒法により球形粒子を得る。

先進湿式法に対するゲル化法については、模擬物質を用いた製造試験を実施し粒状燃料を製造できる技術的見通しを得た。また、環境負荷低減を目的とし、ゲル化し燃料を得るために先進湿式法再処理システムの製品である硝酸溶液に滴下する試薬の耐熱性及び耐放射線性を評価し、放射性廃棄物の発生量を開発目標以下に抑え得る見通しを得た。

しかし、安定して粒状燃料を製造する量産システムを構築するためには、滴下条件などの最適化、粒子燃料を被覆管に高い密度で充てんするための技術実証などが必要である。

酸化物電解法では顆粒状の混合酸化物燃料(MOX)が得られ、顆粒燃料を燃料ピンに適正な加振条件で充てんすることにより、スミヤ密度80%が得られている。さらに、被覆管の内面腐食(FCCI)を抑えるため顆粒燃料のO/M比を低くする目的で、酸素ゲッター材として金属U粒子を添加することから、スミヤ密度は更に上がると考えられ、開発目標は達成する見通しであるが、金属U粒子の製造に課題がある。また、照射特性を把握するための照射試験を今後ともロシアと協力して進める必要がある。

金属電解法については、金属原料を酸化還元し、造粒した後に燃料ピンに充てんを行うが、金属から酸化物への転換や造粒工程などの設備対応が多く、経済的なメリットを引き出すことができない。今後は、本結果を踏まえ、取りまとめを行う計画である。

(3) 鑄造法燃料製造システム

鑄造法のひとつである射出成型法は、米国ANLで金属U燃料製造法として開発され、石英管の鑄型に溶融した金属燃料を射出し成型する。本方法は比較的工程が簡素であり、装置が小型であることから、遠隔操作に適しているが、鑄型として用いる石英管が使用の都度、放射性廃棄物となることから、この低減が課題となっていた。本課題については、石英管を放射性廃棄物のガラス固化材として使用することで、発生の低減を可能とした。

U-Zr合金燃料を用いた射出成型燃料製造試験を進めており、U-Pu-Zr合金燃料の実規模装置を設計するためのデータをほぼ取得した。しかし、射出鑄造工程においては、燃料の流動特性や凝固特性が重要なパラメータであり、燃料に混入する

MAや希土類元素がU-Pu-Zr合金燃料のそれらに及ぼす影響を把握する必要がある。

(4) 被覆粒子燃料製造システム

被覆粒子燃料は、非常に高い冷却材温度で運転されるヘリウムガス冷却高速炉の燃料としてフェーズで抽出された概念である。燃料は先進湿式法で得られる球状の窒化物燃料に優れた高温強度を有する窒化チタン(TiN)を被覆材としてコーティングする。

燃料製造に関する研究開発内容は、上記2)項「振動充てん法燃料製造システム」で示した酸化物燃料の試験研究と並行して検討を実施している。また、燃料のコーティング方法について検討を行い、四塩化チタンとアンモニアの化学反応によるコーティング方法を採用した。しかし、長半減期元素C-14の生成を抑制するためのN-15の濃縮が課題となっている。

5.3 燃料サイクルシステムの技術総括

再処理システム及び燃料製造システム各概念の設計要求に対する適合度の評価結果をそれぞれ表6及び表7に示す。再処理システムと燃料製造システムを組み合わせた燃料サイクルシステムの燃料形態への適合度を評価すると、以下のように考えることができる。

(1) 酸化物燃料リサイクルシステム

「先進湿式法再処理+ペレット法/振動充てん法燃料製造」は、高除染体系での豊富な技術的実績があり、技術的成立性も高く、比較的早期に実用化が可能である。しかし、経済性が設備規模に依存するため、超臨界直接抽出法などの成立性見通しを考慮しつつ小型施設の経済性向上を追求する必要がある。再処理法と適合する2つの燃料製造方法については、2004~2005年度に得られる照射試験結果を含めた総合的な評価により候補概念を選定する。

「酸化物電解法再処理+振動充てん法燃料製造」については、MOX共析、MA回収技術など枢要技術の解決に不確定要因が多く、実用性を見通すには試験設備の整備を含めて相当な期間と規模の研究開発が必要である。

「金属電解法再処理+振動充てん法燃料製造」については、前処理としての金属への還元工程や、後処理としての酸化物への転換工程を必要とするため、他の技術と比べ経済性が劣る。このため、

表6 再処理システムの設計要求適合度の評価結果

下記の数値は現時点での概略推定値

設計要求		先進湿式法		酸化物電解法	金属電解法 (金属燃料)
		先進湿式	超臨界直接抽出型先進湿式		
技術的成立性		<ul style="list-style-type: none"> 実験室規模のホット試験等により成立の見通しあり MA回収技術(イオン交換法)のプロセス/機器開発要素がある 	<ul style="list-style-type: none"> 原理確証段階であり、抽出挙動に関する基礎データの蓄積が必要 高压容器の安全性の確保など工業化技術の課題あり 	<ul style="list-style-type: none"> MOX共析などの枢要技術の成立性確認が必要 ルツボ材料等の長寿命化(高温~700)対応技術、廃棄物処理処分技術、計量管理対応など課題あり 	<ul style="list-style-type: none"> 電解等枢要技術の成立見通しあり 乾式特有の廃棄物処理処分技術や電解槽大型化など工業化技術、計量管理対応など課題あり
経済性	要求値: 再処理+燃料製造 で0.8円/kWh	<ul style="list-style-type: none"> 大規模プラント(200tHM/y程度)で要求値を満足できる見込み 資源型炉心に対しては、小規模プラント(50tHM/y程度)では要求値満足せず 	<ul style="list-style-type: none"> 小規模プラント(50tHM/y程度)では先進湿式法に比べ再処理単価で約30%減 資源型炉心に対しては、小規模プラント(50tHM/y程度)では要求値を満足せず 	<ul style="list-style-type: none"> 資源型炉心に対しては、小規模プラント(50tHM/y程度)では要求値を満足せず 	<ul style="list-style-type: none"> 小規模プラント(38tHM/y程度)でも要求値を満足できる見込み
資源有効 利用率	U/TRU回収率 :99%以上	<ul style="list-style-type: none"> 要求値を満足できる見込み 	<ul style="list-style-type: none"> 要求値を満足できる見込み 	<ul style="list-style-type: none"> 要求値を満足できる見込み 絞り電解でのMA回収が前提 	<ul style="list-style-type: none"> 要求値を満足できる見込み
環境負荷 低減性	廃棄物発生量評価 要求値:発電量あたり でLWR再処理と同等以下 (参考:六ヶ所800t/y プラントで150m ³ /y)	<ul style="list-style-type: none"> 高レベルガラス固化体発生量は、要求値を満足(200tHM/yプラントで36m³/y) 	<ul style="list-style-type: none"> 高レベルガラス固化体発生量は、先進湿式法と同等 	<ul style="list-style-type: none"> 高レベルガラス固化体(リン酸ガラス)発生量は、要求値を満足(50tHM/yプラントで7m³/y) 	<ul style="list-style-type: none"> 高レベル人工鉱物固化体発生量は、要求値をほぼ満足(38tHM/yプラントで19m³/y,1体あたりのFP濃度は低い)
	U・TRUの廃棄物への移行率 目標:0.1%以下	<ul style="list-style-type: none"> 見通しあり 	<ul style="list-style-type: none"> 目標達成のためには、工程付加が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 絞り電解は技術的課題あり 	<ul style="list-style-type: none"> 目標達成のためには、工程付加が必要

表7 燃料製造システムの設計要求適合度の評価結果

下記の数値は現時点での概略推定値

設計要求	湿式再処理対応		乾式再処理対応		
	簡素化ペレット (酸化物)	ゲル化振動充てん (酸化物)	酸化物電解対応 振動充てん(酸化物)	金属電解法対応 振動充てん(酸化物)	鑄造 (金属)
技術的成立性	<ul style="list-style-type: none"> 基本プロセスであるMA-MOXペレットの焼結の見通しが小規模試験から得られた TRUペレットとしての原料粉調整、焼結条件最適化が課題 仕様緩和の検討が必要 	<ul style="list-style-type: none"> MA、FPを含む多成分組成の焼結顆粒が製造できることを小規模試験により確認した ゲル化条件確立、焼結条件確立等が課題 	<ul style="list-style-type: none"> 酸化物微小顆粒の振動充てんの見通しが海外における工学規模試験から得られた 燃料棒軸方向密度分布特性の把握、金属ゲッター開発等が課題 	<ul style="list-style-type: none"> 転動造粒における顆粒特性評価、スミア密度の確保などの確認が課題 	<ul style="list-style-type: none"> U-Pu-Zr合金の射出成型の見通しが海外における小規模試験から得られた 均質組成を有する燃料スラグ製造技術、サンプル代表性の確認などが課題
経済性 (要求値として再処理+燃料製造で0.8円/kWh)	<ul style="list-style-type: none"> 大規模プラント(200tHM/y程度)で要求値を満足できる見込み 資源型炉心に対しては、小規模プラント(50tHM/y程度)では要求値満足せず 	<ul style="list-style-type: none"> 大規模プラント(200tHM/y程度)で要求値を満足できる見込み 	<ul style="list-style-type: none"> 資源型炉心に対しては、小規模プラント(50tHM/y程度)では要求値を満足せず 	<ul style="list-style-type: none"> 小規模プラント(50tHM/y程度)では要求値を満足せず 	<ul style="list-style-type: none"> 小規模プラント(38tHM/y程度)でも要求値を満足できる見込み
資源有効 利用率(U/TRU回収率:99%以上)	<ul style="list-style-type: none"> スクラップ等を回収再利用可能なシステムとしており、要求値を満足できる見込み 				
環境負荷 低減性 (廃棄物 発生量評価)	<ul style="list-style-type: none"> 低レベル(地層処分):8.9t/y 低レベル(余裕深度処分):5.8t/y(200tHM/yプラントで) 	<ul style="list-style-type: none"> 低レベル(地層処分):10.6t/y 低レベル(余裕深度処分):3.9t/y(200tHM/yプラントで) 	<ul style="list-style-type: none"> 低レベル(地層処分):19.9t/y 低レベル(余裕深度処分):なし(50tHM/yプラントで) 	<ul style="list-style-type: none"> 低レベル(地層処分):23.4t/y 低レベル(余裕深度処分):4.0t/y(50tHM/yプラントで) 	<ul style="list-style-type: none"> 低レベル(地層処分):6.4t/y 低レベル(余裕深度処分):なし(38tHM/yプラントで)

今後検討を続ける合理性はないと考えられる。なお、金属燃料サイクルが導入される場合、その初期においては金属電解法で酸化物燃料を処理しなければならないが、酸化物燃料の還元技術については、下記の金属燃料リサイクルシステムの開発の中で検討することとする。

(2) 金属燃料リサイクルシステム

「金属電解法再処理 + 鋳造法燃料製造」は、技術的な整合性の観点から合理的なシステムである。本システムは比較的小規模でも経済性が期待できるが、工学規模の機器開発に必要なデータの取得や、使用済燃料を用いたTRU回収技術の確証など、枢要技術確認に必要な試験設備の整備が必要であり、米国との国際協力を進めるとしても、開発には時間がかかると考えられる。

(3) 窒化物燃料リサイクルシステム

窒化物燃料リサイクルシステムについては、基本的に酸化物燃料や金属燃料のリサイクルシステムに、N-15の濃縮や化学形態転換など窒化物燃料特有の技術を付加することで構築可能であることから、他の燃料サイクル技術の開発成果や公募研究の情報などを活用しながらN-15濃縮技術などの枢要技術の検討を深め、技術的な成立見通しと実用化に要する期間を見極める必要がある。

6. FBRシステムと燃料サイクルを組合わせた概念の検討

フェーズ Ⅱ の最終取りまとめにおいて予定されている実用化候補概念の明確化にあたっては、技術総括に加えて、多面的評価を活用した検討を実施することとしている。この時の有望な組合せの導出の検討フローを図18に示す。FBRシステム及び燃料サイクルシステムの技術総括で抽出されたそれぞれの有望概念について、技術的な整合性を考慮し、FBRサイクルシステム候補概念を組合せる。これらについて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、核拡散抵抗性）に対する適合度の評価、日本の将来社会のニーズに対する適合性の検討、技術的実現性や社会的受容性に対する評価を行うとともに、技術総括でのFBRシステム及び燃料サイクルシステムそれぞれの検討結果に基づき、有望な組合せを見いだすこととしている。ここでは5つの開発目標に対する適合度の試算結果を中心に報告するが、今後、フェーズ Ⅱ の最終取りまとめに向けて設計研究と要素技術開発の進捗をとりいれらるとともに、開発目標に対する適合度を求める尺度となる評価基準など評価手法について更に検討していく予定である。あわせて、日本の将来社会のニーズに対する適合性の検討を加味するとともに、現在検討を進めている技術的実現性、社会的受容性の評価なども考慮していく予定である。

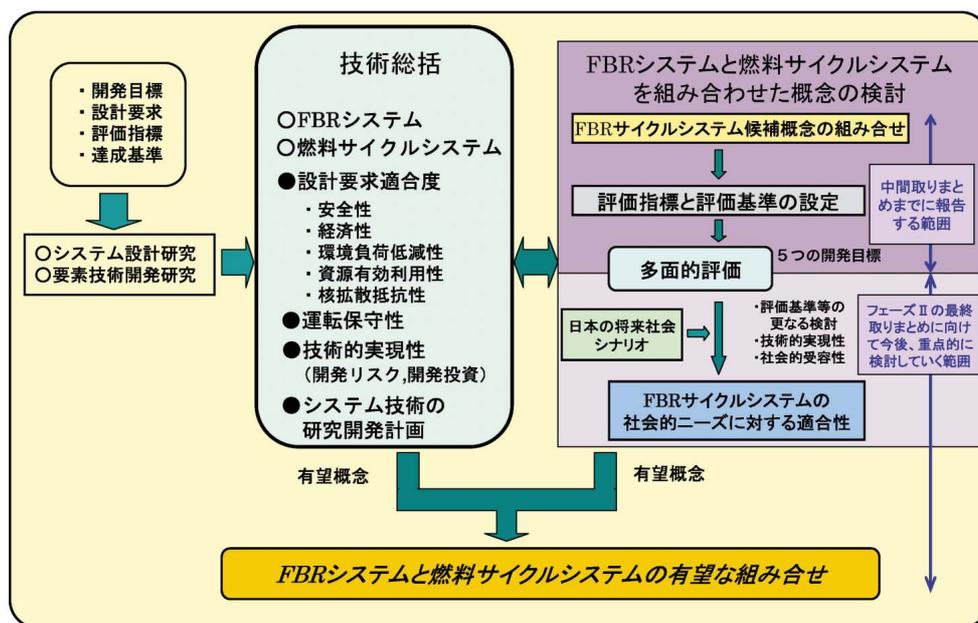


図18 有望なFBRサイクル概念の検討フロー

6.1 FBR サイクルシステムの候補概念の組合せ

FBR, 再処理, 燃料製造の各システムについての検討結果に基づき, 評価対象とするFBR サイクルシステム候補概念を以下のとおり組合せた。

ナトリウム冷却炉に組合せる炉心燃料として, これまでの開発実績が多いMOX燃料と高性能が期待できる金属燃料を選定した。MOX燃料に整合する再処理技術として, 経済性で有利な大規模先進湿式法, 規模の違いを見るための小規模先進湿式法, 小規模施設でも経済性向上の可能性のある超臨界直接抽出先進湿式法及び酸化物電解法を組合せた。これらに整合する燃料製造技術として簡素化ペレット法と振動充てん法を組合せた。金属燃料については, 海外での開発をベースとして, 技術的に適合度が高く, 経済性に対する高い潜在的能力を有する金属電解法と射出成型法を組合せた。

鉛ビスマス冷却炉については, より高い性能を引き出せる強制循環方式を対象とし, 燃料としては窒化物燃料とMOX燃料を取り上げ, それぞれに対して先進湿式法, 簡素化ペレット法を組合せた。

ヘリウムガス冷却炉については, 原子炉出口温度の高温化が図れる潜在的能力を有する窒化物被覆粒子燃料を選定し, それに対応して先進湿式法, 被覆粒子法を組合せた。

水冷却炉については, 冷却材との共存性からMOX燃料を選定し, これに対応して先進湿式法と簡素化ペレット法を組合せた。

炉心については, より効率的にPuを増殖させる資源重視型炉心と, 炉心全体の平均燃焼度を向上させて燃料サイクルコストの低減をねらった経済性重視型炉心の両方のケースを評価対象とした。また, FBR サイクルシステムとしての基本的な特性を評価するとの観点から多重サイクルにおける物質収支について評価した。なお, 水冷却炉などについては, 現在も検討を進めているところである。

6.2 多面的評価

FBR サイクルシステム候補概念について, 5つの開発目標に対する適合度を評価する際には, それぞれの目標の特性に応じた下記に示す評価方法を採用することとした。

- ・安全性については適合すべき基準に対する合否判定による評価
- ・経済性, 環境負荷低減性, 資源有効利用性につ

いては定量的な評価

- ・核拡散抵抗性については適合すべき基準に対する合否判定による評価及び専門家の判断を用いた定性的評価の組合せ

ここでの評価は, 表4, 6及び7に示す設計データに基づいたものであり, これらは潜在的な能力を評価するものと位置付けられる。

安全性についてはFBRシステムでは設計基準事象とこれを超える事象での安全性の確認を, 燃料サイクルシステムでは設計基準事象に関する安全性の確認及びリスク評価による確認を行い, それぞれ安全上の要求を満足しうる見通しを得ている。

この安全性を除く, 4つの開発目標についての多面的評価の試算例を図19に示す。図19は資源重視型のナトリウム冷却炉に再処理・燃料製造方法を組み合わせた場合の4つの開発目標に対する適合度評価の一例である。経済性について, 各燃料サイクル施設の規模の違いについて先進湿式法を対象に比較すると, 大規模施設が小規模施設に比べ大幅に向上することが分かる。また, 環境負荷低減性については, 再処理での製品回収率が優れている先進湿式法の適合度が相対的に高いことなどが分かる。

これは, 現時点までの成果に基づく暫定的なものであるが, 今後, フェーズ 最終取りまとめに向けて, 評価基準の更なる検討, 社会ニーズに対する適合性検討, 技術的実現性や社会的受容性の評価などの残された課題の検討を進めていく予定である。

FBRシステムと燃料サイクルシステムの技術総括と現時点までに得られている多面的評価の結果から, 炉型ごとに代表的な組み合わせ概念の特徴と課題を整理し, 図20に示す。

多面的評価については検討途上の試評価ではあるものの, 現時点までの設計研究と要素技術開発研究の成果に基づき開発目標に対する適合度を評価し, FBR サイクルシステム候補概念についての特徴を暫定的ではあるがおおむね把握した。今後, フェーズ 最終取りまとめに向けて, 概念の明確化における多面的評価の活用方法を含め, 感度解析などにより主要因子が適合度に与える影響も参考に, 多面的評価手法の最適化に向けた検討を進めるとともに, 技術総括と組合せることにより, 有望なFBRシステムと燃料サイクルシステムを明確化するための手法整備を進めていく予定である。

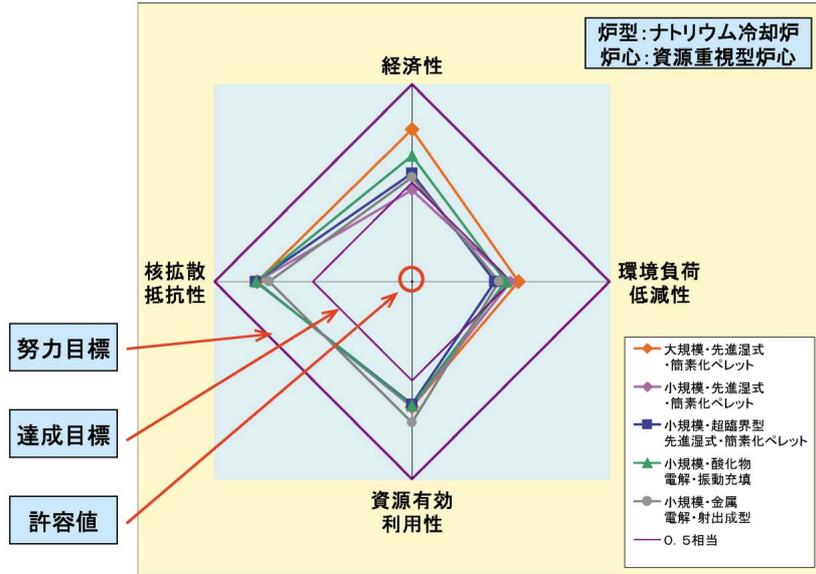


図19 燃料サイクルシステムの開発目標に対する適合度の試算例

Na冷却	Na冷却	鉛ビスマス冷却	He冷却	水冷却
<p>経済性と環境負荷低減性の目標に対する適合度が高い概念であるが、過度な投資リスクを負うことなく導入できるようにするには経済性やナトリウムに固有の技術課題(ナトリウム漏えい等)等のプラント信頼性の実証が重要な課題である。</p> <p>燃料サイクルの経済性に関しては、大規模施設では目標に適合する可能性はあるものの、小規模施設での高い経済性を旨とするため、超臨界直接抽出技術の採用等のプロセス簡素化の課題がある。</p>	<p>倍増時間の点で優れ、資源有効利用性の目標に対する適合度が高い概念であるが、燃料サイクルの実用化を見通すには、実用機器設計に必要な工学規模の試験データ取得、TRU回収、廃棄物処理等の試験の積み上げが必要である。</p>	<p>ナトリウム冷却炉に次いで高い潜在的な能力を持つ概念であるが、概念の成立性を左右する鉛ビスマスに対する防食技術、耐腐食材料の開発、窒化物燃料を採用する場合は十分に安価なN-15の濃縮・回収技術の開発等の課題がある。</p>	<p>経済性の開発目標は満たした上で、炉心出口温度850℃という特徴を活かし、水素製造等の多目的利用の可能性を有する概念であるが、概念の成立性を左右する高温構造材や被覆粒子窒化物燃料の開発、十分に安価なN-15濃縮・回収技術の開発等の課題がある。</p>	<p>軽水炉のプラント技術の設計・運転経験が活用でき、将来軽水炉と同等の経済性となる可能性のある概念であるが、燃料被覆管の開発や炉心損傷対策等の課題がある。</p>

図20 FBRシステムと燃料サイクルシステムの代表的な組み合わせ

7. 実用化調査研究の研究開発計画の検討

実用化戦略調査研究フェーズの目的のひとつに、FBRサイクルの実用化に向けた研究開発計画の立案がある。

研究開発計画の立案では研究開発資源の節約と効率的な推進を図る観点から、既存の研究施設と設備の有効活用及び国際協力の積極的な活用を考慮することが重要である。

実験炉「常陽」では、FBRサイクルの実用化に必要な燃料・材料の照射試験、照射後試験などを

実施して将来の許認可に必要なデータを蓄積する。一方、原型炉「もんじゅ」では、より実用炉に近い照射条件で集合体バンドルの照射試験を行う。さらに、「もんじゅ」は発電プラントでもあるため、その運転経験の蓄積により、ナトリウム取扱技術の確立とともにプラント信頼性の実証、燃料交換技術の高度化なども実施する。

燃料サイクルについては、既存の施設において「常陽」、「もんじゅ」の燃料製造を実施するとともに、CPFにおける先進湿式法や金属電解法の要素

技術開発研究などを進め、将来の工学規模実証試験につなげる。

本研究に係る国際協力の状況と今後の展開を図21に示す。

国際プロジェクトとしては、21世紀前半の実用化（2030年頃に初号機導入）を目指す次世代原子力技術開発を国際的枠組みで推進する Generation-

(Gen-)が進行中である。サイクル機構は、Gen- で対象となる原子炉概念が事実上のグローバルスタンダードとなり得るとの認識から、その開始当初から参画し、「常陽」及び「もんじゅ」の活用計画を提案している。

また、米国との間で進めている革新的原子力システムのシーズ技術開発を行うための国際原子力研究イニシアチブ（I-NERI）を始め、これまで進めてきた二国間協力による枠組みについても積極的に活用していく予定である。

7.1 開発計画の検討

図22に、FBRシステム及び燃料サイクルシステムの各候補技術の研究開発計画における5年ごとの主なねらいとその期待される研究成果を示す。この図に示す「研究開発のステップ」は、次のように定めた。

Step 1：技術的成立性のキーとなる要素技術開発や長期間を要する課題に重点を絞った研究開発を実施する段階（実験室規模のホット試験などを含む）

Step 2：技術体系の整備に必要な工学規模の試験を実施する段階

中間取りまとめにおいては、図22に示した各候補概念の研究開発計画のねらいを基に、現段階までに得られた技術的知見に基づいて、各候補概念の研究開発計画(案)を作成した。そのFBRシステムの研究開発計画(案)を図23に、また、燃料サイクルシステムの研究開発計画(案)を図24に示す。これらの図における各候補技術の研究開発計画(案)は、現時点における技術評価に基づいて、それぞれが実用化に向けて期待したとおりに進展することを前提として展開を示したものである。

フェーズ の今後2年間で実用化候補概念の明確化を行う必要があることから、これまでの結果を踏まえて各候補概念に対する研究の進め方や重点配分などを検討するとともに、利用可能な研究資源にも配慮した研究開発計画を立案する予定である。なお、研究開発計画の実施にあたっては、5年程度ごとにチェック・アンド・レビューを受けつつローリングプランで進めることとしている。

(1) FBRシステムの研究開発計画

FBRシステムの研究開発計画について、5年ごとの成果見込みと判断事項をまとめると、おおむね以下ようになる。

(a) ナトリウム冷却炉

ナトリウム冷却炉は、概念成立性に関わる基本的な課題はない。フェーズ 終了までに、FBRとして魅力ある概念の構築を行い、革新技術の開発

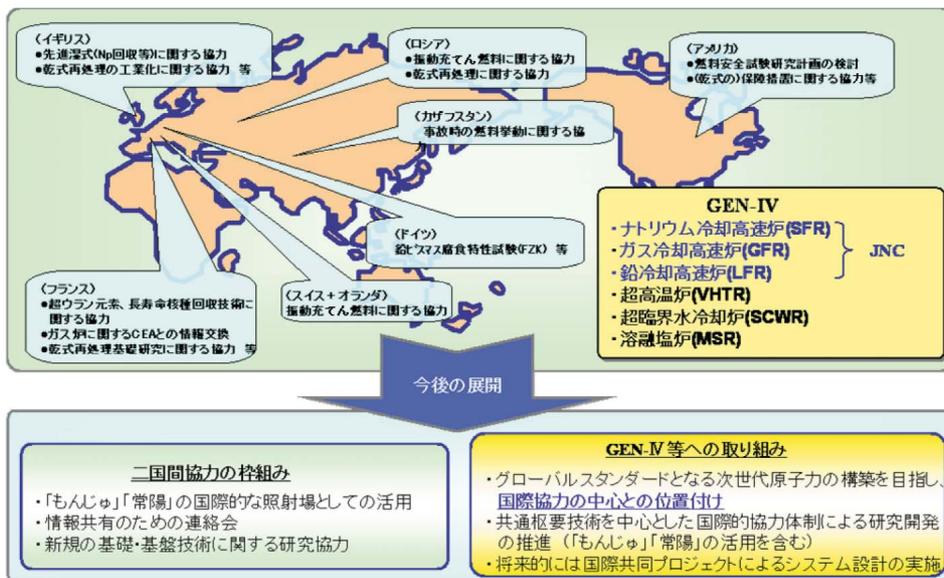


図21 実用化戦略調査研究における国際協力と今後の展開

年度	フェーズ II	~2005年	2006 ~ 2010年	2011 ~ 2015年	2016年~
[実用化戦略調査研究]		候補概念の明確化	C&R	技術体系の整備	
FBRシステム	ナトリウム冷却炉	☆概念検討[概念構築と成立性評価] ☆革新技術開発(被覆管材料、高Cr鋼、ポンプ組込型HX等) ☆ナトリウム冷却炉固有の課題解決見通し ・ナトリウム-水反応回避 ・高信頼性蒸気発生器 ・保守・補修方策	Step 1 ◆ナトリウム冷却炉固有の課題解決の見通しが得られた場合 ☆概念検討 ・要素技術開発設計への反映、成立性評価への反映、概念の見直し ☆革新技術の開発	Step 2 ◆主要革新技術の開発見通しが得られた場合 ☆概念検討 ・要素技術開発成果を反映した概念の成立性確認 ☆革新技術の確証	技術実証へ
	鉛ビスマス冷却炉	☆概念検討[概念構築と成立性評価] ☆革新技術開発(材料腐食等) ☆鉛ビスマス冷却炉固有の課題解決見通し ・材料腐食等	Step 1 ◆鉛ビスマス冷却炉固有の課題解決の見通しが得られた場合 ☆概念検討 ・要素技術開発設計への反映、成立性評価への反映、概念の見直し ☆基盤技術・革新技術の開発(防食技術、耐食性材料等)		Step2
	ヘリウムガス冷却炉	☆概念検討[概念構築と成立性評価] ☆革新技術開発(燃料被覆技術等) ☆ヘリウムガス冷却炉固有の課題解決見通し ・炉心燃料および材料等	Step 1 ◆ヘリウムガス冷却炉固有の課題解決の見通しが得られた場合 ☆概念検討 ・要素技術開発設計への反映、成立性評価への反映、概念の見直し		Step2
	水冷却炉	☆概念検討[概念構築と成立性評価] ☆革新技術開発(稠密炉心熱流動等) ☆水冷却炉固有の課題解決見通し ・燃料被覆管等	Step 2 ◆水冷却炉固有の課題解決の見通しが得られた場合 ☆概念検討 ・要素技術開発成果を反映した概念の成立性確認 ☆革新技術の確証(燃料被覆管、炉心損傷時の影響緩和対策等)		技術実証へ

年度	フェーズ II	~2005年	2006 ~ 2010年	2011 ~ 2015年	備考
[実用化戦略調査研究]		候補概念の明確化	C&R	技術体系の整備	
酸化物燃料	☆有望概念選定に向けた技術開発 ・再処理プロセス 先進湿式法 MOXを用いた試験による直接抽出型先進湿式法の技術的成立性見通し 酸化物電解法 ホット試験等による枢要技術(MOX共析、MA回収技術等)の成立性見通し ・燃料製造プロセス(簡素化ペレット/振動充てん) 燃料密度、照射試験等による燃料性能比較	Step 1 ◆各概念の枢要技術の見通しが得られた場合 ☆候補概念の開発 ・工学規模試験の具体化(詳細設計の完了) ・工学機器の開発 ・プロセス高度化開発(直接抽出型先進湿式法のホット試験/酸化物電解法プロセスの開発)	Step 2 ◆主要機器開発の見通しが得られた場合 ☆候補概念の工学規模試験による技術の確立 ・工学規模ホット再処理技術実証 ・低除染TRU-MOX燃料の製造技術の確立	技術実証へ	
金属燃料	☆技術的成立性確認 金属電解法 使用済み燃料を用いたTRU回収および廃棄物処理技術の技術的成立性見通し MOXを用いた試験によるプロセスフローの確認	Step 1 ◆金属電解法の枢要技術の見通しが得られた場合 ☆国内施設や国際協力等を活用した研究開発 ・U-Pu-Zr燃料ビンの照射試験 ・実験室規模ホット試験 (*工学規模ホット試験へのステップアップを判断)		Step2	
窒化物燃料	☆技術課題の明確化 ・窒化物燃料固有の課題解決(窒素同位体分離試験、被覆技術、窒素同位体の回収、脱被覆等)	Step 1 ◆窒化物燃料固有の課題解決の見通しが得られた場合 ☆技術的成立性確認、基礎試験 基礎試験として継続、5年程度を目途に評価		Step2	

図22 FBRシステム及び燃料サイクルシステムの各候補技術の研究開発計画のねらい(期待される5年ごとの主な成果)

[実用化戦略調査研究]		年度	~2005年	2006~2010年	2011~2015年	
			候補概念の明確化	C&R	技術体系の整備	
ナトリウム冷却炉	固有課題	高信頼性蒸気発生器 保守・補修技術	要素開発 装置試作	管・管板製作技術開発、確証 革新的ISI装置確証	試験施設設計、据付、確証試験 炉内補修技術の開発・確証	
	経済性	ODS鋼 高Cr鋼 ポンプ組込型IHX	先行照射 高Cr鋼開発 要素試験	ODS太径ピン照射(25万MWd/t) プラント設計用データ取得 入ロプレナム流動試験	バンドル照射(FMSダクト) 長時間妥当性評価データ取得	
	安全	炉心損傷 燃料安全		再臨界回避、原理確認 破損限界、破損後挙動試験	デブリ冷却保持、炉外試験	
鉛ビスマス冷却炉	技術的 成立性	防食技術 耐食性材料 相關式等基礎データ 保守補修技術 3次元免震 燃料安全 再臨界回避技術	基礎試験 基礎試験	腐食特性評価、防護皮膜安定性評価 センサ開発、酸素濃度制御特性把握 伝熱流動等基礎データ取得	長時間域材料特性確認 防食制御システム確証 ISI方針・装置試作、要素試験 概念・要素検討/要素試験	
	安全	受動的 安全機構		基礎データ取得 概念設計・構造材料試験	窒素解離、FCI挙動把握 要素試験、耐久試験	
	他	機器開発(SG等)		基礎データ取得	主要機器要素技術開発	
ヘリウムガス冷却炉	技術的 成立性	被覆粒子燃料 燃料集合体 耐高温材料 相關式等基礎データ 燃料安全 3次元免震	概念検討 概念検討	被覆粒子形成試験 スクリーニング、流動特性試験 耐高温材料開発、試作 伝熱流動等基礎データ取得	被覆粒子照射試験 燃料集合体製作性試験、試作 概念・要素検討/要素試験	
	経済	単軸縦型ガスタービン		概念設計・基本計画	要素試験	
	安全	受動的 安全機構 コアキャッチャ		概念設計・構造材料試験 概念設計・溶融挙動基礎特性試験、機能確認試験	高温耐久試験、要素試験	
水冷炉	技術的 成立性	被覆管材料 炉心損傷時影響緩和	基礎照射	燃料被覆材・炉心材料の高速炉条件下照射試験 中性子吸収材設置・投入による再臨界防止・実証		
	炉心性能	高稠密格子炉心		熱流動試験、大規模バンドル限界出力試験		

図23 FBRシステムの実用化のための研究開発計画(案)

[実用化戦略調査研究]		年度	フェーズII ~2005年	2006~2010年	2011~2015年	備考
			候補概念の明確化	C&R	技術体系の整備	
酸化物燃料	再処理	先進湿式法 超臨界直接抽出法 酸化電解法		プロセス試験	「もんじゅ」使用済燃料 ↓ 実用施設安全データ	技術の流れ 燃料の流れ
	燃料製造	簡素化ペレット法 振動充てん法		遠隔製造試験 工学規模機器開発	工学規模ホット試験 低除染TRUピンバンドル照射	
金属燃料	再処理	国際協力:米國AFCIなど 工学規模機器開発		電解プロセス機器開発		
	燃料製造			設計・製作・試運転 工学規模機器開発	小規模ホット試験 高除染Puピン照射 低除染TRUピン照射	
窒化物燃料		気相吸着法等の基礎技術評価		窒素濃縮・脱被覆技術		

図24 燃料サイクルシステムの実用化のための研究開発計画(案)

成果を反映してその成立性を確かなものとしていくとともに、ナトリウム冷却炉に固有な課題解決の見通しを得ることが重要である。この見通しが得られた場合には、主要な革新技術の開発を行う次の開発段階（Step 1）に入る。さらに、5カ年の研究開発によって、主要な革新技術の開発見通しが得られた場合には、概念成立性の確認、革新技術の確証を行う次の段階（Step 2）に進展する。このStep 2での技術開発を仕上げることによって、ナトリウム冷却炉の技術体系が整備される。

(b) 鉛ビスマス冷却炉

鉛ビスマス冷却炉は、開発目標に適合し得る概念であるが、防食技術などの材料開発に加え、放射性ポロニウムの生成、窒化物燃料照射挙動、3次元免震技術の採用などの基礎的な段階の技術課題が多く存在することから、これらを解決する段階（Step 1）が10年程度必要と考えられる。この開発期間を経た上で、実用化に向けた技術基盤整備のために、実験炉を建設し、実炉体系での防食技術の実証、燃料バンドルの照射実績、燃料交換を含む運転実績、鉛ビスマス冷却系機器及び保守・補修技術の実証などを行う工程が必要となる。

(c) ヘリウムガス冷却炉

ヘリウムガス冷却炉は、被覆粒子窒化物燃料及びSiC製多孔燃料集合体を用いた高温ガス高速炉・ガスタービン直接発電概念が開発目標に適合する可能性があることが明らかとなったが、燃料粒子のFPに対するバリアーが単層で、かつ粒子数が数十億個以上あることから、統計的な観点からの燃料粒子破損、FP核種の構造材などへの付着対策などの課題を解決する必要がある。被覆粒子を母材に埋め込んだブロック型燃料体の実現の可能性を明らかにする必要がある。すなわち、要素技術開発に未だに着手できない状況である上、概念成立性を左右する基礎的な技術課題（3次元免震、断熱材料、縦置きガスタービンなど）が多く存在するため、基礎的課題を解決する段階（Step 1）を10年程度実施し、その上で実験炉を作り、炉心燃料バンドルの照射実績、燃料交換を含む運転実績、冷却系機器及び保守補修技術の実証などを行う工程が必要となる。

(d) 水冷却炉

水冷却炉については、軽水炉のプラント技術が活用できるが、高速中性子・水冷却環境下での被覆管材料、高富化度燃料の炉心損傷時の影響緩和

対策の解決見通しを得る必要があるとともに、燃料サイクルコストへの負担が多く、かつ、増殖比などに対する炉心性能の制約があることを考慮し、その開発意義も明らかにすることが重要である。フェーズ終了時点で、炉心燃料関連の課題解決の見通しと開発意義が明らかになった場合は次の開発ステップに進むこととなり、これは燃料材料を開発するための原子炉（技術実証炉）の建設準備に向けた段階に位置付けられる。この間には、内外の照射試験施設、安全性試験施設を活用した試験研究により、10年程度の期間が必要になる。

(2) 燃料サイクルシステムの研究開発計画

燃料サイクルシステムの研究開発計画について、5年ごとの研究計画と判断事項をまとめると、おおむね以下ようになる。

(a) 酸化物燃料

2010年度ごろまで（Step 1）には、CPFでの先進湿式再処理法のプロセスデータの蓄積を行うとともに、試験機器のコールド試験を継続し、工学規模ホット試験設備への設計に反映する。超臨界直接抽出型先進湿式法に見通しが得られた場合は、プロセス試験を継続し、その知見を工学規模ホット試験設備の設計に反映できるようにする。並行してCPFでの使用済燃料を用いたプロセス試験で得られた低除染MOX粉末を元に、AGFなどの既存施設において、ペレット法あるいは振動充てん法により燃料ピンを製造し、2010年度以降の「常陽」にて照射の準備を行う。また、燃料製造にかかわる遠隔操作機器類の開発を行い工学規模の燃料製造設備の設計に反映する。上記の試験データなどをもとに、工学規模の再処理設備の設計を進め許認可の取得を行い、建設のための準備を実施する。

2015年度ごろまで（Step 2）には「もんじゅ」の使用済燃料集合体を用いての先進湿式再処理法のホット試験を行い、工学規模でのデータを収集する。工学試験にて得られた低除染MOXをもとに、既存のホットセル施設あるいは必要に応じて重遮蔽グローブボックス設備などを新設するなどして、1～2体程度の集合体を製造し、「もんじゅ」において照射データの取得を試みるものとする。平行して工学規模の燃料製造設備の設計・改造・増設を行い、工学規模での燃料製造技術のデータ取得の準備を行う。

(b) 金属燃料

金属燃料については、技術的成立性を確認するための要素技術開発（Step 1）に10年程度の期間が必要と考えられ、2010年頃までには、日本原子力研究所で製造されるU-Pu-Zrの3元合金燃料ピンの照射試験を「常陽」で実施し、金属燃料の照射挙動データを取得するとともに、これまでの試験データ、機器開発データなどを基に、使用済燃料を用いた実験室レベルのホット試験設備を整備する。その後、2015年度頃までには、「常陽」の使用済燃料を用いた小規模ホット試験を開始し、技術的成立性についての確証を得る。併せて「常陽」での照射試験を実施する。これらの開発期間を経た上で金属燃料システム全体を評価し、概要技術の見通しが得られた場合に、工学規模の試験により技術を確立する段階（Step 2）に進む。

(c) 窒化物燃料

窒化物燃料については、2015年頃まで技術的成立性を確認するための基礎研究（Step 1）を実施し、窒化物燃料固有の研究課題を明確にする。これ以降は、その成果に応じて研究計画を作成する。

7.2 FBRサイクルの実用化までの開発ステップ

FBRサイクル実用化への開発ステップを図25に示す。FBRサイクルの実用化においては、原子炉や燃料サイクル施設の建設費及び運転維持費の低減とともに、高燃焼度燃料の開発による燃料費の低減が必要である。燃料の開発は被覆管材料の開発から照射データの取得まで10年以上の長期間を要することから、本研究では2015年頃を一つの到

達点としてFBRサイクルの技術体系を確立することを目指している。その後の経済性並びに技術的信頼性に対する工学的実証を経れば、2030年頃にはユーザが過度な投資リスクを負うことなく確実に事業化できる見通しが得られると考える。この2030年頃は現行の軽水炉のリプレース時期とも対応しており、この時期までにFBRサイクル技術を商用導入できる条件を整えておく意義はビジネスチャンスとしての観点から大きい。

8. まとめ

本稿においては、FBRサイクル実用化戦略調査研究のフェーズ（2001年4月～2006年3月）のこれまでの進捗状況を中心に紹介した。

これまでの設計研究を通して、FBRシステム、燃料サイクルシステムそれぞれの候補概念の技術的課題や開発目標に対する適合度の評価結果などの技術総括を行い、それぞれの概念の特徴を明確にするとともに、それらの概念が持っている潜在的能力を明らかにした。また、それぞれの候補概念を実現する上で技術課題に対して、「もんじゅ」、「常陽」、CPFなどの既存の研究施設を活用した研究開発計画（案）を検討した。

現在、多国間プロジェクトであるGEN-により、将来のグローバルスタンダード概念の構築に向けてナトリウム冷却高速炉、ガス冷却高速炉及び鉛合金冷却高速炉など6つのFBRシステムが検討されている。以上を踏まえ、今後の研究の実施に当たっては、従来の二国間協力に加えて、この多国間プロジェクトを積極的に活用することによ

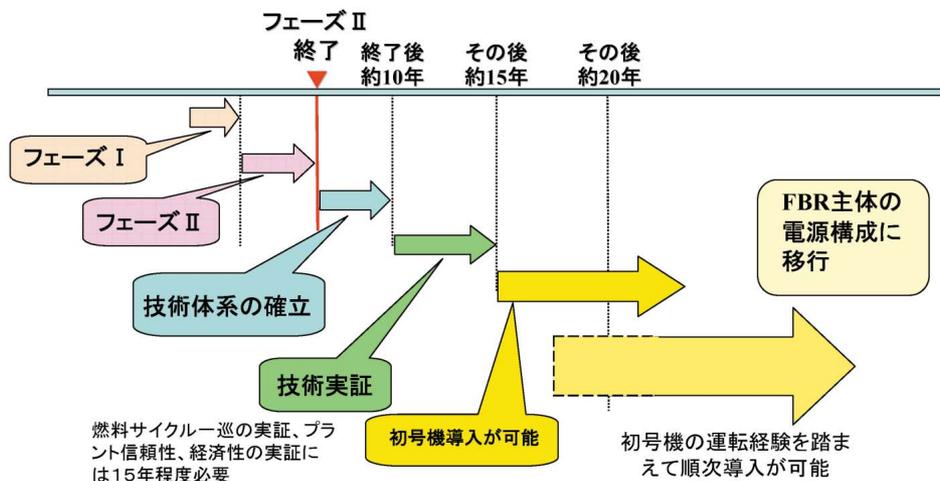


図25 FBRサイクル実用化へのステップ

って、研究開発のさらなる資源的節約と効率的な推進を目指す計画である。

フェーズの残りの2年間では、各候補概念の設計研究並びに主要技術の成立性に係る定量的データ取得のための要素技術開発研究などを引き続き実施する。また、フェーズ最終取りまとめに向けた設計研究と要素技術開発の成果に基づく多面的評価結果を活用しながら、社会ニーズに対する適合性の高いFBRサイクルシステム概念を明確にするとともに、その後の実用化に至るまでの研究開発計画を立案する。

参考文献

- 1) 核燃料サイクル開発機構：“高速増殖炉サイクル実用化調査戦略研究 フェーズ”，サイクル機構技報，JNC TN 1340 2001-008 (2001)。
- 2) H.Noda：“Feasibility Studies on Commercialized Fast Breeder Reactor Cycle System”，Proc. of 2nd JNC Int. Forum on the peaceful Use of Nuclear Energy, p.57 (2000)
- 3) H.Noda：“Current Status of Fast Reactor Cycle System in Japan”，Proc. of ICONE 8, April 2-6, Baltimore, MD USA (2000)
- 4) 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 報告書”，JNC-TN 1400 2001-006 (2001)。
- 5) 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 報告書”，JNC-TN 1400 2004-004 (2004)。
- 6) 此村 守，小川 隆 他：“高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズ 中間報告書 - 原子力プラントシステム技術検討書 -”，JNC-TN 9400 2004-035 (2004)。
- 7) 佐藤浩司，駒 義和 他：“高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズ 中間報告書 - 燃料サイクルシステム技術検討書 -”，JNC-TN 9400 2004-036 (2004)。
- 8) 塩谷洋樹，大滝 明 他：“総合評価技術検討書 - 実用化戦略調査研究(フェーズ)成果報告 -”，JNC 公開報告書，発行予定 (2004)。
- 9) 高木直行 他：“高速炉を用いたLLEP核変換技術の検討(その1)~(その4)”，日本原子力学会 2002年春の大会 (2003)。
- 10) 木曾原直之 他：“IHX/1次ポンプ合体機器の開発(伝熱管フレットング磨耗評価)”，日本機械学会，2003年度年次大会講演論文集 (2003)。
- 11) K.Sugino, T.Mizuno and S.Ohki：“Core Design Studies and Reactor Physics Issues in the Current Feasibility Study on the Fast Reactor Fuel Cycle Development in Japan”，日本原子力学会「2003年春の年会」(2003)。

技術報告



各種冷却材を有する高速増殖炉に関するプラント設計評価 - ナトリウム冷却炉，重金属冷却炉，ガス冷却炉，小型炉 -

此村 守 菱田 正彦 惣万 芳人
森部 剛志 近澤 佳隆 久保 重信

大洗工学センター システム技術開発部

Design Study of FBR Plants with Various Coolants
- Na Cooled FR, Pb-Bi Cooled FR, Gas Cooled FR, Small-Scale FR -

Mamoru KONOMURA Masahiko HISHIDA Yoshindo SOMAN
Takeshi MORIBE Yoshitaka TIKAZAWA Shigenobu KUBO

System Engineering and Technology Division, O-arai Engineering Center

実用化戦略調査研究のフェーズIIでは、有望な炉システムごとに、その成立性を見通すための要素技術開発を行い、新たな知見に基づいて候補概念の成立性の見極めを行うことを目的としている。フェーズII中間取りまとめでは、ナトリウム（良好な熱伝達特性）、鉛ビスマス（水・空気との低い化学反応特性）、ガス冷却材（ガスタービン直接発電による高い熱効率が可能）及び小型炉（分散型電源）の特徴を考慮し、要素技術開発の成果を取り入れた概念検討を、経済性の概略評価も含めて実施した。

この結果、発電単価の主要因子の一つであるプラント建設コストでは、ナトリウム冷却炉が最も低コストとなることを示した。また、本実用化戦略調査研究を通じて、実用化段階に至るために必要な安全性、経済性等の主要課題を、それぞれの冷却材ごとに明確にすることができた。

In phase II of Feasibility Studies on Commercialized Fast Breeder Reactor (FR) Cycle System, the development of advanced technologies for FR with various coolants is performed as a theme on evaluating technological prospects of the feasibility for plant systems. Plant designs on FR with sodium (characteristic of good heat transfer), lead-bismuth (characteristic of low chemical reaction against water & air), CO₂ gas and He gas coolants (capability of high efficiency by direct gas-turbine generation) and Small-scale FR (separated-type power unit) were performed by employing advanced technologies and considering coolant typical features including a rough cost evaluation as the interim of phase II.

The result is as follows : Sodium cooled FR exhibits the most favorable features for achieving a plant construction cost, which is one of the main factors of the generation cost. Through this Feasibility Study, the technical issues relating to safety, cost and et al. to reach the practical stage are recognized on FR with each coolants.

キーワード

高速増殖炉，プラント設計，冷却材，ナトリウム，鉛ビスマス，炭酸ガス，ヘリウムガス，小型炉，安全性，経済性

Fast Breeder Reactor, Plant Design, Coolant, Sodium, Lead-Bismuth, CO₂ Gas, He Gas, Small-Scale FBR, Safety, Cost



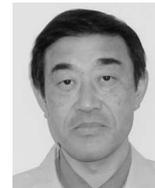
此村 守

FBRシステムグループリーダー
原子炉プラントの設計研究及びグループ総括に従事
工学博士



菱田 正彦

FBRシステムグループ所属
ナトリウム冷却FBRの設計研究に従事



惣万 芳人

FBRシステムグループ所属
ナトリウム冷却FBRの設計研究に従事



森部 剛志

FBRシステムグループ所属
ガス冷却FBRの設計研究に従事



近澤 佳隆

FBRシステムグループ所属
副主任研究員
小型炉概念設計に従事
工学博士



久保 重信

FBRサイクル安全設計グループ所属
原子炉プラントの安全設計研究に従事

1. はじめに

2001年度から5カ年の予定で実施している実用化戦略調査研究フェーズについて、その3年間の終了した2004年3月に中間段階としてのまとめを行った。フェーズでは、既存の知見に基づいて、高速増殖炉として有望なシステムを構築することを目的とした。フェーズでは、構築した有望なシステムの冷却材ごとに、その成立性を見通すための要素技術開発を行い、新たな知見に基づいて候補概念の成立性を見極めを行うことを目的としている。本稿は、このフェーズ中間とりまとめにおけるプラント設計研究の成果を報告するものである。

本研究は、「高速増殖炉システムの実用化調査研究に関する協力協定」に基づき実施したJNCと日本原子力発電(株)(9電力会社、電源開発株式会社及び日本原子力発電(株)の代表)との共有成果である。

2. ナトリウム冷却炉

ナトリウム(以下、Na)冷却炉のフェーズの目的は、フェーズで選定した候補概念であるアドバンスド炉型設計を具体化し、フェーズに向けての有望な実用化候補概念を提示することである。

プラント設計に係るフェーズでの主要な設計要求は、プラント寿命60年、受動安全機能と再臨界回避方策の具体化、炉心損傷頻度 10^6 /炉年未満、建設コスト20万円/kWeである。

フェーズ設計の概要をNa大型炉、Na中型モジュール炉について、それぞれ図1、2に示す。

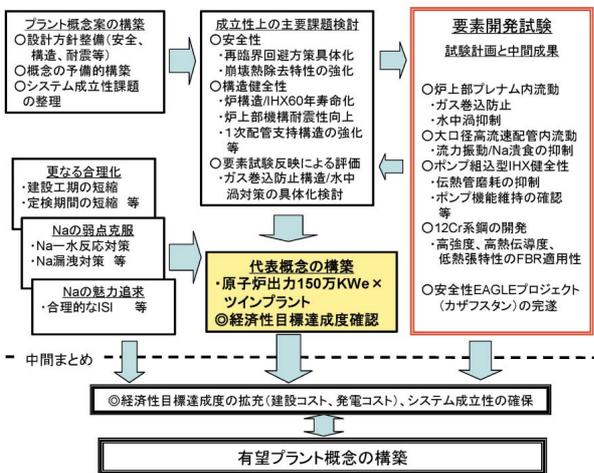


図1 Na冷却大型炉の検討内容

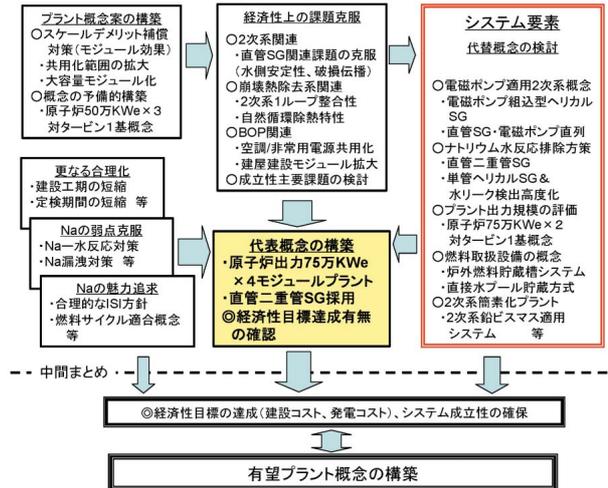


図2 Na冷却中型モジュール炉の検討内容

また、概念の特徴を以下にまとめる。

(1) Na大型炉

鳥瞰図とプラント概念を図3に示す。建設コスト低減に向け、原子炉構造コンパクト化、ループ数削減、配管短縮、ポンプ組込型中間熱交換器(以下、IHx)採用等の設計方策を採用した。これらの方策は、Na冷却材の持つ特徴を最大限に活かすと共に、2015年頃までに実用化が見込める革新技術を採用した結果である。

(2) Na中型モジュール炉

Na中型モジュール炉の設計方針としては、大型炉設計での建設コスト低減方策を踏襲すると共に、モジュール化によるコストダウンのほか、2次系1ループ化、設備共有化の徹底、大型ユニッ

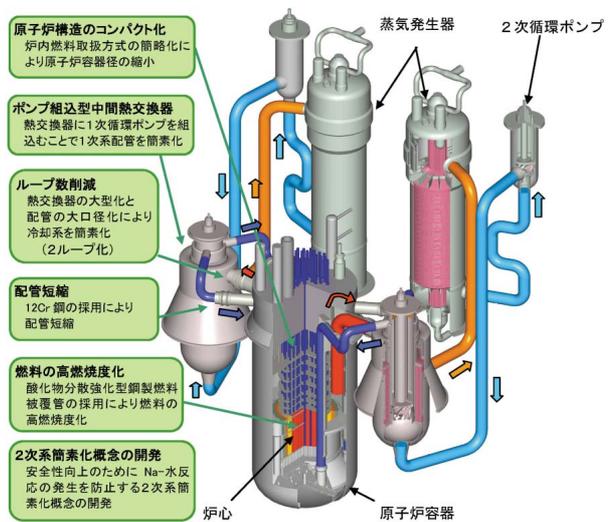


図3 Na冷却大型炉のプラント概念

ト工法の採用等も行っている。しかし、フェーズで選定した500MWe出力、6モジュール構成では建設コストに対する設計要求値をわずかに超えることが分かった。そのため、建設コスト要求値を確実に達成するため、中型炉の簡素な設計を踏襲できる範囲でスケールメリットを追求し、原子炉1基あたりの出力を750MWeとし、4モジュール構成に変更した。

2.1 Na大型炉代表概念の構築

(1) プラント設計

基本仕様を表1に、概略系統図を図4に示す。

表1 Na冷却大型炉の基本仕様

項目	基本仕様
原子炉型式	ナトリウム冷却ループ型炉、ツインプラント
電気出力/熱出力	1,500MWe/3,570MW(プラント効率:42%)
ループ数	2ループ
1次系/2次系温度	HL:550 /CL:395 /HL:520 /CL:335
主蒸気温度/圧力	495 /16.67MPa
プラント稼働率	92.4%
運転サイクル期間	18ヶ月 4バッチ
炉心燃料	混合酸化物(MOX)燃料
炉心形式	ABLE型均質2領域炉心
燃焼度/増殖比	14.8万MWd/t / 1.16(導入期)
中間熱交換器	1次ポンプ組込/縦置無液面斜行流式直管型
1次主循環ポンプ	IHX組込/単段片吸込み方式
蒸気発生器	一体貫流型縦置有液面ヘリカルコイル型
崩壊熱除去方式	DRACS×1系統+IRACS×2系統(69MWt)
燃料貯蔵方式	EVST貯蔵方式
原子炉建屋	水平免震建屋
プラント寿命	60年

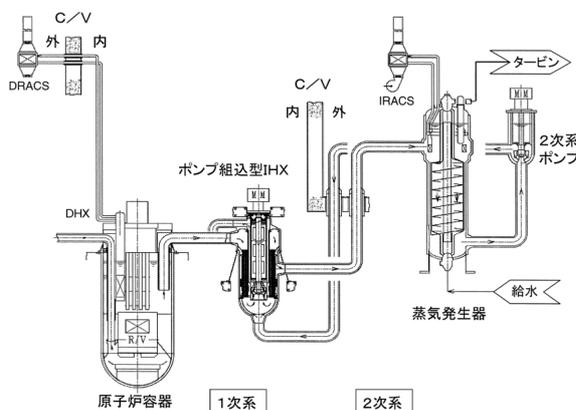


図4 Na冷却大型炉のプラント概念

本プラントは、これまでのNa冷却炉開発に対する技術的知見を極力反映したループ型炉である。以下に、設計の概要をまとめる。

原子炉構造

炉心設計、炉内流動の適正化方策、耐熱性・耐震性、事故後崩壊熱除去(以下、PAHR)対策等と整合を図りつつ、主要構成機器(炉容器、炉上部プレナム構造、炉上部機構、炉心支持構造、燃料交換機等)を具体化し、コンパクトな原子炉構造(炉容器径9.7m、高さ20.0m、板厚30mm)を設定した。

冷却系

IHXについては、伝熱管管束部入口温度平坦化のため、1次側入口プレナムに整流構造を設置する等、機器構造及び機器仕様の詳細化を図った。また、蒸気発生器(以下、SG)については、ヘリカルコイル型で設計を進め、60年寿命化に対応するため伝熱管肉厚を3.1mmから3.3mmに増加し、熱流動解析結果を反映して層数を最適化した結果、重量が405tから475tに増加した。しかし、中型炉設計で直管二重管型SG採用の見通しが得られたことから、大型炉も直管二重管型SGを採用する計画である。1次・2次主配管については、外管、サポートを含めた構造を具体化した。

崩壊熱除去系

信頼性向上、Na漏えい対策強化及び建設コスト削減を狙って、ポンプや送風機などの動的機器を有さない完全自然循環型の崩壊熱除去系を採用するとともに、空気冷却器(以下、A/C)ペーン・ダンパの多重化・多様化、A/C伝熱管の二重管化等の概念を採用した。2系統の2次系共用型(以下、IRACS)と1系統の直接炉心冷却型(以下、DRACS)の構成とし、設計基準事象(以下、DBE)の範囲で想定される各種の事象に対して燃料及び原子炉冷却材バウンダリの健全性が確保できるよう、各系統の除熱量を23MWtに設定した。

Na補助系設備

60年寿命化を達成するため、熱交換器伝熱管のNa側/水側の腐食代・摩耗代を増加する必要があるが、コールドトラップ(以下、C/T)の純化能力を1次系、2次系とも強化し、Na側腐食代の増加を抑えて伝熱管肉厚の増加に伴う熱交換器物量の増加を抑制している。

Na漏えい対策設備については、1次系、2次系及び崩壊熱除去系(A/C伝熱管を含む)のNaバ

ウンダリを外管，ガードベッセル等で二重化し，その内部を窒素雰囲気化するとともに仕切り構造によりNa漏えいの影響を局限化する設計とした。また，Na - 水反応対策設備については，安全保護系相当の固体電解質Na中水素計及び音響計を設け，検知能力を向上させることにより，設計基準漏えい率の低減を図った。

タービン設備

据付・土木工事のコスト低減の観点から，タービン発電機の架台として建屋一体型ばね支持鋼製架台を採用した。タービン建屋内配置を検討した結果，タービン建屋容積は約19万 m^3 となった。

燃料取扱設備

コンパクトで剛性のある構造にしやすいマニピュレータ式燃料交換機，安全性・運転性にすぐれ破損燃料の取扱が容易な炉外燃料貯蔵槽（以下，EVST）貯蔵方式を採用した。EVST（貯蔵容量459体）及び水プール（貯蔵容量2,850体）を設置し，サイト内に4炉心分の貯蔵容量を確保している。なお，原子炉とEVSTの間は，稼働率向上を狙い，複数体移送を採用している。

電気計装設備

完全自然循環型崩壊熱除去系の採用により非常用発電機の早期起動要求がなくなったため，従来のディーゼル発電機に替えて，冷却系，潤滑油系等の補助設備がなくコンパクトなガスタービン発電機を採用することとした。更に，換気空調系設備の常用系化等の合理化も行い，非常用発電機容量を削減している。また，原子炉計装，プラント計装の具体化を図った。その際，主配管は磁性体である12Cr鋼を採用していることから，従来使用している電磁流量計ではNaに磁場が作用しないため流量を計測できず，超音波流量計を採用することとした。

原子炉建屋・配置

使用済み燃料貯蔵設備の容量は4炉心分と破損燃料6体分を貯蔵できるようにしたうえで，ガスタービン発電機採用等の設備合理化，設備の共有化を図った。原子炉建屋容積は1プラント当たり13万 m^3 となり，FBR実証炉（出力66万 kWe で原子炉建屋容積19万 m^3 ）に比べ，大幅に小さくした。

(2) 成立性評価

構造健全性

熱応力及び地震に対する構造健全性確保の見通しを得るため，原子炉容器，IHX，1次系配管に

対し，構造健全性上支配的となる部位に対し評価を行った。

原子炉容器に関しては，起動時の液面上昇に伴う厳しい温度変化により熱応力のかかる液面部及び事故時のホットショック事象に伴う熱過渡が厳しい下部構造について評価した。液面部はサーマルライナの設置と胴肉厚を30mmにすることで構造成立性を見通すことができた。下部構造については，コールドレグ配管入口ノズル部の形状を下部プレナムで混合促進可能なように変更し，内部熱過渡条件を緩和することで構造成立性を見通すことができた。また，耐震性については，設計用地震動に対しては水平免震と上下耐震構造で成立する見通しを得ている。更に，より厳しい設計用地震動の設定が求められる場合は，免震装置を厚肉積層ゴムに変更するか容器の肉厚を45mm程度に増加することにより耐震性を確保できる見通しを得ている。

ポンプ組込型IHXに関しては，大型化に伴い上部管板及び支持スカートの構造健全性が懸念されたが，12Cr鋼採用により材料強度が増加し，熱膨張率が小さくなり，熱膨張応力が低下したため，健全性を確保できる見通しを得ている。一方，ポンプ組込みに伴い発生する振動に関しては柔構造ケーシング採用により共振回避の見通しが得られ，伝熱管のフレットング磨耗については磨耗量解析により限界値以下である見通しが得られた。耐震性に関しても振れ止め構造を設置することで成立性を見通しを得た。なお，別途，縮小モデルによる振動試験を行っており，今後その成果を反映していく必要がある。

1次系配管に関しては，大口径化に伴う構造成立性は12Cr鋼の採用により耐熱・耐震共に確保できる見通しを得た。特に，ホットレグ配管とIHXノズル部に対しては，一体化した構造モデルで詳細評価し成立性を見通しを得た。

熱流動性

炉上部プレナム内熱流動に関しては，トリップ時の温度成層化，原子炉液面からのガス巻込み，水中渦が懸念された。3次元熱流動過渡解析から，温度成層化に伴う温度勾配は最大でもホットレグ吸込みレベルで約700 /mとなるが，それほど厳しい温度勾配ではなく，構造上，特に課題にはならないと考えられる。ガス巻込みの防止対策構造として2段式ディッププレート，燃料交換機

の貫通部構造等を設置した。3次元流動解析の結果、これらの対策によって自由液面部の最大流速は0.1m/s程度にでき、水流動試験結果に基づけばガス巻込みは発生しない見通しが得られた。一方、水流動試験で発生が確認された水中渦に対しては、フローズブリッタ設置等の対策により渦発生が抑制される評価結果が得られた。また、自然循環時の崩壊熱除去系による炉心長期冷却成立性については、インタラップフローの効果により集合体平均温度が15~30℃低下するという見通しを得た。

大口径配管では、流力振動の発生、エロージョン・コロージョンに対する裕度が少ない状態であったが、ランダム振動及び自励振動評価の結果、配管肉厚やサポートの増加により、裕度は拡大する見通しが得られた。別途、大口径配管流力振動試験を実施しており、その試験結果を反映して評価手法の整備を行い、評価を見直す予定である。

また、IHX上部プレナム、ヘリカルコイル型SGに対しても3次元流動解析を行い、伝熱管への流量配分、伝熱特性、伝熱管座屈等への影響がないとの見通しを得た。

安全性

本概念の安全設計上の成立性を見通す観点から、DBEのうち、炉心燃料の健全性確保上クリティカルとなる、流量減少型（以下、LOF）事象及び過出力型（以下、TOP）事象に対し、定格出力時だけでなく、部分出力時も含め、解析・評価を行った。いずれの事象に対しても判断基準を満足する結果を得た。

崩壊熱除去特性については、全交流電源喪失を含む代表的な設計評価事象に対する除熱特性を評価し、自然循環での除熱が可能である見通しを得た。受動的炉停止機構である自己作動型炉停止機構については、代表的な異常な過渡変化時の炉停止失敗事象を想定した解析を実施し、適用見通しを得た。

再臨界回避については、溶融燃料の炉心外排出を促進する概念として、フェーズの段階までに内部ダクト概念（以下、FAIDUS）及び軸ブランケット削除概念（以下、ABLE）が考案されている。FAIDUS概念については、効果的な燃料排出が可能な見通しである半面、炉心性能への影響、燃料集合体構造についての開発課題を伴う。ABLE概念については、軸方向ブランケットを一

部取り去るのみであり、本概念を採用することによる炉心特性への影響はほとんどない。本概念の再臨界回避に関する有効性見通しを得るべく、現状知見に基づく解析ベースの予備検討を実施した。その結果、ABLE概念では、有意な燃料流出が生じるためには炉心上下端の燃料の溶融を待つ必要があり、流出開始までに炉心溶融が進展するため、再臨界回避を明快に示すことは困難であると判断した。

そのため、FAIDUS概念の安全面以外でのマイナス要素の低減をねらって改良内部ダクト概念を考案し、その概念具体化を進めている。PAHRに対しては、炉心下部構造の受け皿、プレナム容量の確保により、冷却保持の見通しを得た。

また、炉心損傷発生頻度を概略評価し、 10^6 /炉年未満という要求条件を満足するということを示した。検討にあたっては、国内外でのNa炉での運転経験に基づく信頼度データを使用した。

2.2 Na中型モジュール炉代表概念の構築

(1) プラント設計

基本仕様を表2に、概略系統図を図5に示す。本プラントは、先に記したように、大型炉設計のコストダウン方策を踏襲したほか、スケールデメリット対応として、中型モジュール炉としての合

表2 Na冷却中型モジュール炉の基本仕様

項目	基本仕様
原子炉型式	ナトリウム冷却ループ型炉, 4モジュール炉
電気出力/熱出力	750MWe/1,790MW(プラント効率:42%)
ループ数	2ループ(2次系1ループ)
1次系/2次系温度	HL:550 ℃, CL:395 ℃/HL:520 ℃, CL:335 ℃
主蒸気温度/圧力	495 ℃/16.67MPa
プラント稼働率	95.6%
運転サイクル期間	26ヶ月 4バッチ
炉心燃料	混合酸化物(MOX)燃料
炉心形式	ABLE型均質2領域炉心(高内部転換型)
燃焼度/増殖比	15.0万MWd/t / 1.04(平衡期)
中間熱交換器	1次ポンプ組込/縦置無液面斜行流式直管型
1次主循環ポンプ	IHX組込/単段片吸込み方式
蒸気発生器	一体貫流型縦置有液面2重管式直管型
崩壊熱除去方式	DRACS×1系統+PRACS×2系統(32MWt)
燃料貯蔵方式	EVST貯蔵方式
原子炉建屋	水平免震建屋
プラント寿命	60年

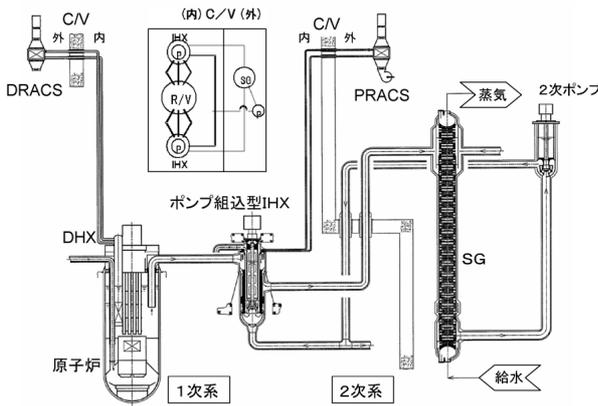


図5 Na冷却中型モジュール炉のプラント概念

理化を図っている。以下に設計の概要をまとめる。

原子炉構造

大型炉での炉内流動適正化検討結果を基に、原子炉構造を検討した結果、容器径8.5m、高さ19.2mとなった。

冷却系

1次系配管、ポンプ組込型 IHX の仕様、2次系システムとSG、2次ポンプ仕様を設定した。

2次系概念の選定にあたっては、コストダウンの観点から、2次ポンプは機械式・SGとの分離方式を採用し、SG伝熱管は直管方式とした。更に、SG伝熱管は、Na・水反応対策に優れ、信頼性・稼働率の高い密着二重管方式を採用した。設計に際しては、熱流動評価結果を考慮した最適化をはかり、構造を具体化した。Na漏えい対策に関しては、大型炉と同様に、漏えいの局限化を図るため、配管には外管を設け、仕切り構造を採用した。

また、Na炉としての魅力を追求する観点から、供用期間中検査・補修性（以下、ISI & R）の向上を検討した。軽水炉基準に沿ったISI方針を検討し、ISI項目、検査方法、手順を具体化した。補修に対しても軽水炉と同等の方針を検討し、具体的な改善方策等を抽出した。

崩壊熱除去系

崩壊熱除去系方式は完全自然循環方式とし、1系統のDRACSのほか、2次系が1ループであることから、2系統設置できる1次系共用型（以下、PRACS）を選定した。A/Cの設計は大型炉と同様である。除熱量は、大型炉と同様に設計基準事象に対する自然循環での崩壊熱除去が可能であるという条件で設定し、DRACSが10MWt、PRACSが各11MWtとした。

その他の設備

Na補助系、燃料取扱設備、電気計装設備、タービン設備に関しては、大型炉と同様な設計とした。2次系C/TはSGが直管方式であるためSGと一体化できないことから、2次ポンプと同一の容器に設置した。また、タービン設備は、共用化による合理化の観点から、2モジュールで1タービンを共用する設計とした。

原子炉建屋・配置

大型ユニット工法の採用により原子炉建屋は5,000トン前後のユニットに分け、工場製作、輸送、現地据付する施工方法の見通しを得た。

原子炉建屋容積は、モジュール化による設備共有化により、1モジュールあたり7.1万 m^3 となった。なお、タービン建屋容積は2モジュール共有で19万 m^3 である。

(2) 成立性評価

構造健全性

Na大型炉と同様に原子炉容器、ポンプ組込型 IHX、1次系配管について、熱応力及び地震に対する構造健全性上支配的となる部位に対する評価を行い、構造健全性が確保できる見通しを得た。

また、直管二重管SGでは、胴ベローズの耐熱及び長尺胴の耐震評価を行った。胴ベローズは内側に熱遮へいライナを設置し、長尺胴は軸方向に2箇所のスナバを設置する等の工夫により、構造健全性が確保できる見通しを得た。

IHX上部プレナム部に対しては、PRACSコイルの運転時に発生する熱荷重による構造健全性が懸念されたが、PRACS除熱時の温度過渡条件を基に評価を行い、健全性確保の見通しを得た。

熱流動性

原子炉上部プレナムでのガス巻き込み及び水中渦に関しては、Na大型炉の成果を反映しているため問題ない見通しである。温度成層化に関しては、原子炉容器の小型化に伴う影響が懸念されたが、3次元熱流動解析の結果、約1,000 /mとなり影響のない見通しを得た。

IHXについては、上部プレナムでの流動解析を行い、堰と整流板設置により、伝熱管への流量配分が $\pm 3\%$ 以内に収まり、熱交換性能への影響は少なく、伝熱管温度分布により生ずる可能性のある伝熱管座屈も防止可能と考えられる。また、上部プレナムにはPRACS伝熱管が設置されるため、その流力振動が懸念されたが、流力振動評価を行

い、振動は回避できることを示した。更に、3次元熱流動解析によりPRACS運転時の所定の自然循環除熱量を確保できる見通しを得た。

直管二重管SGについては、管束部熱流動評価により、伝熱管温度差はプラグ条件下で最大8となり、座屈条件温度差12を下回るため伝熱特性及び伝熱管座屈への影響がないことを示した。また、水側流動安定性評価からは、定格運転で不安定となる結果となったため、オリフィスを設置するか、あるいはオリフィスを設置せず給水系を高圧化する場合の検討を継続して実施する。

格納容器空調については、空調停止条件で原子炉建屋コンクリート温度が制限目安値85に達するまでには140時間程度となり、空調設備再起動に十分な時間余裕があることから格納容器空調を常用系とする合理化の見通しが得られた。

安全性

DBEであるTOP及びLOF事象に対する評価を行った。どちらの事象に対しても判断基準を下回ることを示した。

崩壊熱除去特性については、DRACS+2系統PRACSに対する自然循環除熱特性評価を行い、2次系を安全系にすることで冷却材の最高温度を制限値以下にでき、安定した自然循環流量が確保されることを示した。

再臨界回避については、Na大型炉と同様である。また、炉心損傷発生頻度の概略評価結果からは、SGが二重管であること、PRACSを使用していることから、評価結果は判断基準である 10^6 /炉年未満という要求条件を満足することを示した。

運転制御

中型モジュール炉は2原子炉で1タービンを共用する構成であることから、1原子炉トリップ時の健全原子炉運転継続が懸念される。そこで、プラント動特性解析を行い、タービンガバナ弁制御、主蒸気圧力制御等により、運転継続が可能な見通しを得た。また、発電機負荷の大幅な喪失(95%)条件で所内単独運転移行評価を実施し、タービンバイパス弁制御、セットバック制御等により、安定に移行可能である見通しを得た。

2.3 経済性評価

Na大型炉については、スケールメリットの追求やツインプラント化等によるコスト削減効果と、革新技術の採用によって、建設コストは設計要求

の85%を達成できる見通しである。また、Na中型モジュール炉については、モジュール効果と設備共用化、2次系1ループ化等により、建設コストは設計要求の94%を達成できる見通しである。

2.4 今後の課題

主要な課題を以下にまとめる。

(1) 安全性に関する課題

再臨界回避方策に関し、改良内部ダクト概念の成立性確認、溶融燃料排出に関する現象把握や有効性確認のための試験に基づく検討が必要である。

(2) 物量低減に関する課題

配管短縮、ループ数削減に必須の12Cr鋼に関しては、材料強度基準策定に資するため、クリープ試験、クリープ疲労試験、熱時効試験等の長時間材料データ取得を行う必要がある。また、炉上部プレナム内流動特性把握と大口径配管・ポンプ組込型IHXの流力振動試験・流動試験、Na試験装置を用いた熱流動試験・機能実証試験等を行い、革新的概念を検証して設計に反映していく必要がある。

(3) Na固有の課題

密着二重伝熱管の検査性、プラグ補修方法、熱過渡時の球形管板の構造健全性確保等の検討が必要である。また、運転信頼性向上に必要な検査・補修方針の検討を行うと共に、検査技術、保守技術の高度化が必要である。

Na漏えい対策・Na-水反応対策では、検出設備の高度化あるいは開発を行う必要がある。

3. 重金属冷却炉

フェーズでは、冷却材は鉛ビスマス(鉛ビスマス共晶合金:Pb45-Bi55)、炉型は中型タンク炉を有望な炉型として選定した。更に、冷却材駆動方式として、自然循環型炉と強制循環型炉の概念を検討し特徴を把握した。フェーズでは、この検討を受けて冷却材駆動方式の選定を行い、安全性、経済性、保守補修性等の検討を進めた。

3.1 プラント概念の検討

プラント概念の検討経緯を図6に示す。フェーズでは中型タンク炉の自然循環型炉と強制循環型炉を有望な候補概念として選定した。フェーズではこれを受け、自然循環型炉と強制循環型炉

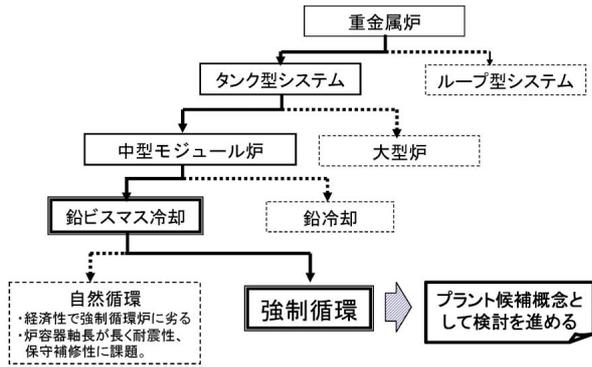


図6 重金屬炉のプラント概念選択

の検討を進めた。¹⁾

この結果、自然循環炉は強制循環炉に比較して原子炉構造の高さが高くなり、耐震性が厳しく保守・補修性に劣ることが分かった。鉛ビスマス腐食試験(別稿の高速増殖炉の要素開発(1))において腐食性を無視できないことが分かり、ISIや保守補修性に配慮しなければならないこと、また、比重の大きな鉛ビスマスを使用するため耐震性を十分考慮する必要があることから、ISI空間を確保できるとともに、高さを低くでき耐震性に優れる強制循環炉を有望な炉として選択した。

3.2 強制循環方式鉛ビスマス冷却炉

(1) 基本構造

原子炉構造の鳥瞰図を図7に、構造図を図8に示す。また、プラントの基本仕様を表3に示す。炉型はモジュール化による経済性向上を追求した中型(75万kWe x 4モジュールと150万kWeタービン2基)2次系削除強制循環冷却タンク型である。鋼製原子炉容器の中に、蒸気発生器や主循環ポンプを組み込み、鉛ビスマス冷却材を原子炉容器と崩壊熱除去系に限定した構造とした。

各モジュールとも原子炉容器に炉心、炉心支持構造、上部炉心構造、燃料交換系設備、SG(6基)、機械式主循環ポンプ(3基)、崩壊熱除去系熱交換器(3基)を収容し、上部には回転プラグや各機器を支持するルーフデッキを設置した。炉心から出た冷却材は、SGの上部から伝熱部に入り水蒸気系と熱交換し、主循環ポンプを経て炉心に戻る。SG 2基に対して、主循環ポンプ1基が設置されている。

原子炉容器は、直径14.6m、高さ20.2m、板厚60mmの円筒形で、側壁中央部に支持構造があり

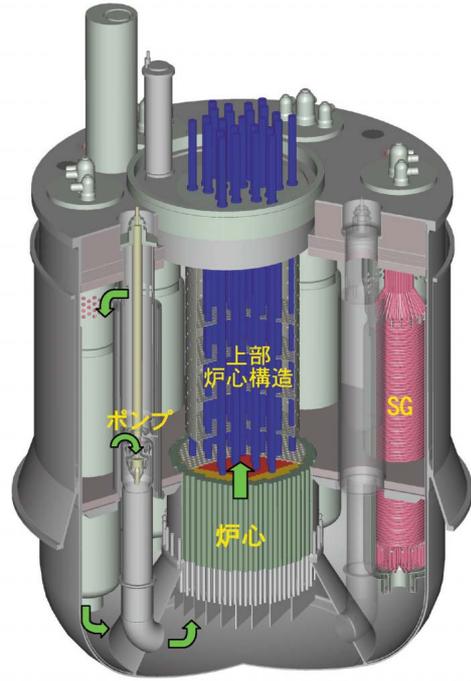


図7 重金屬炉の原子炉構造

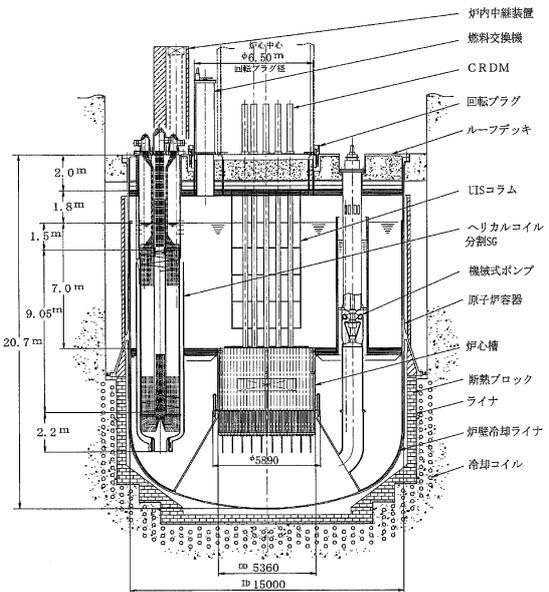
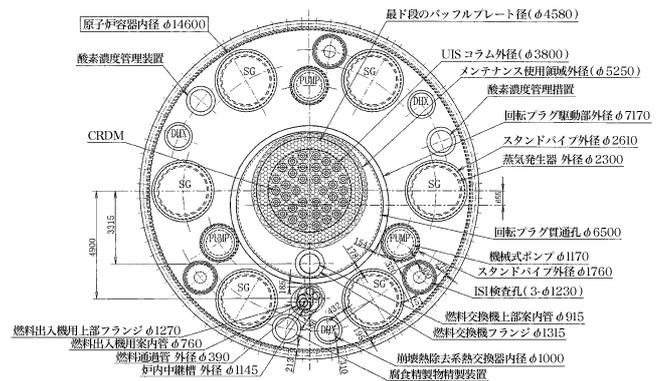


図8 原子炉構造図

表3 重金属炉の基本仕様

項目	基本仕様
原子炉形式	(2次系削除)強制循環冷却タンク型
電気出力	750MWe
熱出力	1,875MWt
1次系PbBi温度	520 / 352
1次系流量	約2.75 × 105 ton/h (約26,700m ³ /h)
主蒸気温度/圧力	452.7 / 15.68MPa
給水温度/流量	240 / 3,121ton/h
タービン発電機	蒸気タービン
プラント効率	約40%
プラント稼働率	93.3%
炉心・燃料	窒化物 酸化物燃料対応可)
遮蔽体外接円径	5,270mm
燃焼度	15万Mwd/(取出平均)
増殖比	1.19(窒化物燃料)
原子炉停止系	主炉停止系及び後備炉停止系
炉心安全性	受動的炉停止方策: SASS設置 CDA防止強化型; 高熱伝導窒化物 燃料 + 高沸点PbBi + 受動安全性
炉心支持方式	炉心下部支持方式
炉壁保護構造	炉壁冷却構造方式
炉心上部機構	単回転プラグ + 切込み付コラム型UIS
主循環ポンプ	縦置き機械式遠心ポンプ(3基)
蒸気発生器	一体貫流ヘリカル型(6基)
崩壊熱除去系	DRACS(3系統: 完全自然循環方式)
漏えい対策	ライナ型ガードベッセル(断熱ブロック + ライナ)
原子炉格納施設	ライナ内張り一体型コンクリート製格納容器 (炉上部矩形室ライナ + 生体遮蔽コンクリートライナ)
プラント運転サイクル	約18ヶ月(EFPM) / 7バッチ
燃料減衰待貯蔵	水プール貯蔵(IVS及びEVSTでの減衰なし)
炉内燃料交換	単回転プラグ + コラム型UIS + パンタグラフ式FHM
炉内/外燃料移送	炉内貯蔵なし/直接取出し水プール保管
免震	3次元免震
プラント寿命	40年以上
モジュール構成	複数モジュール方式
原子炉建家	6.2万m ³ /1モジュール

全体の重量を支持している。炉心は炉心支持構造で支持され、炉心支持構造の下部スカート部で原子炉容器に接続している。

SGの構造を図9に示す。SGは一体貫流方式ヘリカルコイル型6基(熱交換量: 約310MWt/基)を原子炉の外周側に設置し、補修のためにデッキの上部に引き抜き可能な構造とした。

主循環ポンプの構造を図10に示す。主循環ポンプは縦置き機械式遠心ポンプで、SGの間に設置し、デッキの上部に引き出せる構造とした。

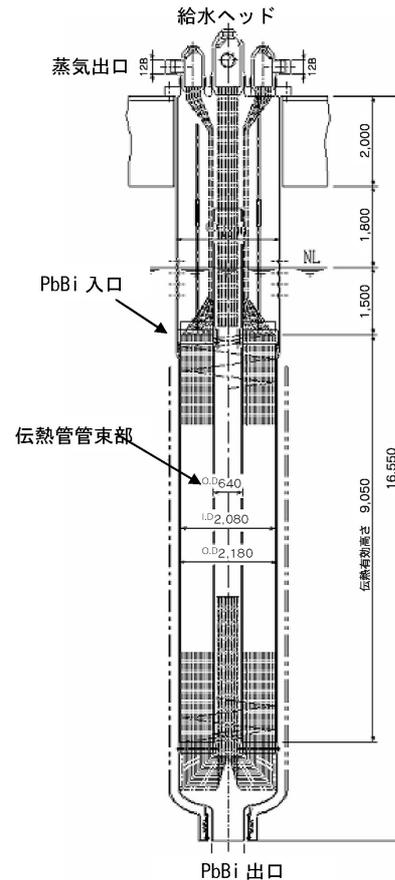


図9 蒸気発生器

崩壊熱除去系は、自然循環方式のDRACS(3系統)を採用し、上部プレナムに配置した。

タービン発電機は2モジュールに対して1基(150万KWe/基)設置し、プラント全体としては2基設置している。補助系統設備については、モジュール間での共用を図り、プラント全体の設備量を合理化した計画とした。

原子炉建屋は3次元免震を採用し、地震入力の低減を図った。原子炉構造の配置は4モジュールを基盤目に設置し、モジュールごとに独立な格納構造に収納した。原子炉建屋の容積は、1モジュール当たり6.2万m³となった。建屋構造図を図11に示す。

(2) 経済性

基本計画に基づき機器物量や設備容量を算出し、鋼材重量は約3.2トン/MWe、原子炉建屋容積は約120m³/MWeとなることが分かった。これによりプラントの建設コストを評価した結果、目標値(20万円/kWe)の1.02倍と僅かに越えた。また、メンテナンス工程、燃料交換工程、プラン

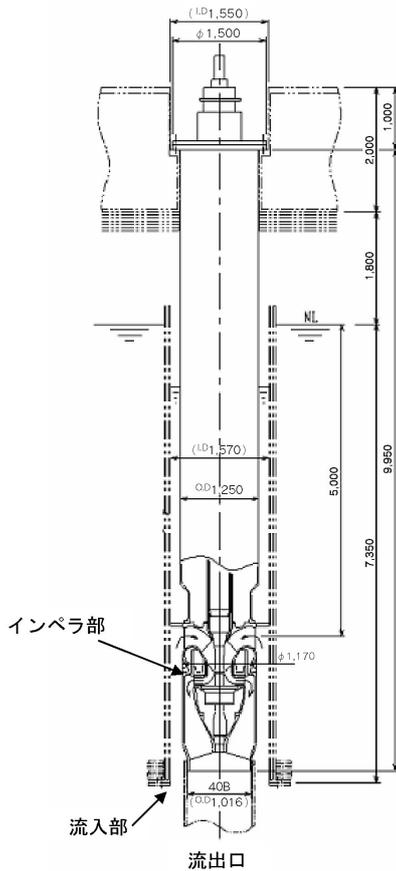


図10 主循環ポンプ

ト建設工程を検討した結果、稼働率93.3%、建設工期は36.5ヶ月となった。

現時点では、20万円/kWeの経済性目標は達成されていないが、今後以下の検討を進めることで、目標が達成される可能性がある。

炉心核熱設計の詳細化と合わせ、出力規模の向上による経済性の向上

蒸気発生設備と補助系統設備の余裕の見直しによる合理化

(3) 安全性

鉛ビスマス冷却炉では冷却材流速が低く制限され、炉心の出力密度と冷却材温度は低めに設定されている。更に構造健全性に示すとおり、材料腐食対策の観点から被覆材最高温度を低く押さえないければならない可能性もあり、この傾向は変わらない。また、熱伝導の良い窒化物燃料を採用していることにより、安全評価上着目される比較的短時間の異常事象に対しては、炉心温度の上昇は緩慢であり、燃料健全性確保上の裕度が大きい。冷却系としては、鉛ビスマスと水の化学反応が穏やかである特性を生かして2次系を削除した概念と

している点が特徴である。

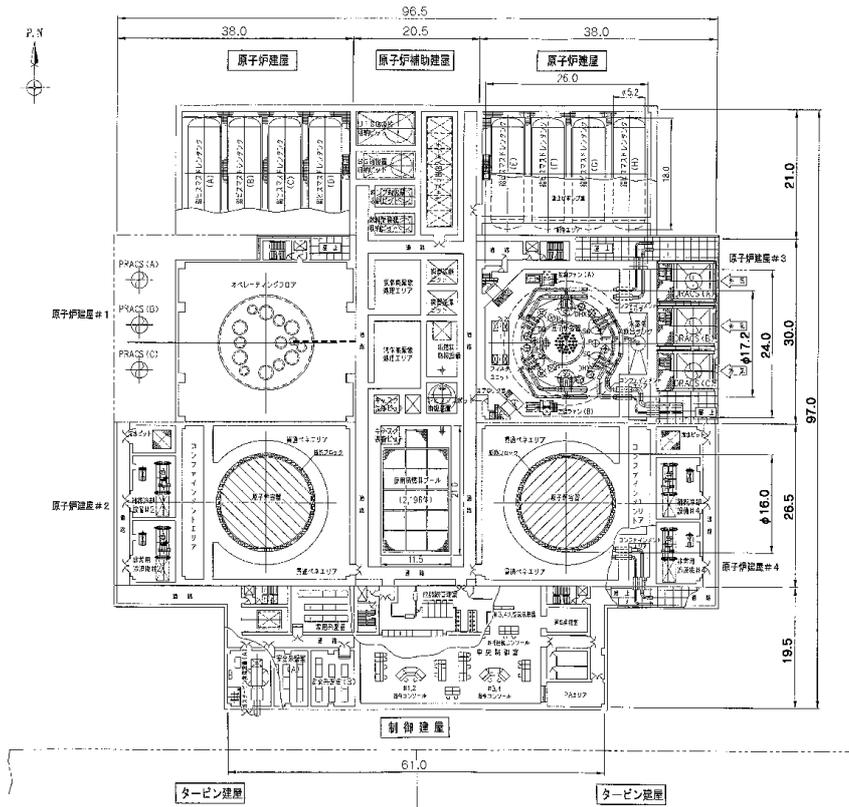
主要な安全設備である原子炉停止系及び崩壊熱除去系については、ナトリウム冷却炉における設計研究経験を踏まえて、多重化あるいは多様化を図った系統構成としている。炉停止系については、主系と後備系の2系統構成とし、後備系の切り離し部に自己作動型炉停止機構を設置することを検討している。多重化された崩壊熱除去系は、全交流電源喪失時にも炉心冷却性を確保する設計としている。冷却材漏えい原因となるバウンダリ破損に対しては、ナトリウム冷却炉と同様の低圧システムである特徴を生かして、原子炉容器室内の容積制限によって炉心冷却に必要な液位を確保する。蒸気発生器伝熱管破損については、炉心への蒸気流入が発生しにくいよう途中にプレナムを設ける構成等にすると共に、早期検出と保護動作によって漏えいの影響を局限する。

代表的な異常事象についての予備的な安全評価と炉心損傷発生頻度の概略評価を実施し、それらの評価結果に基づいて、本概念が安全設計要求に適合した高い安全性を有するものとなりうると判断した。

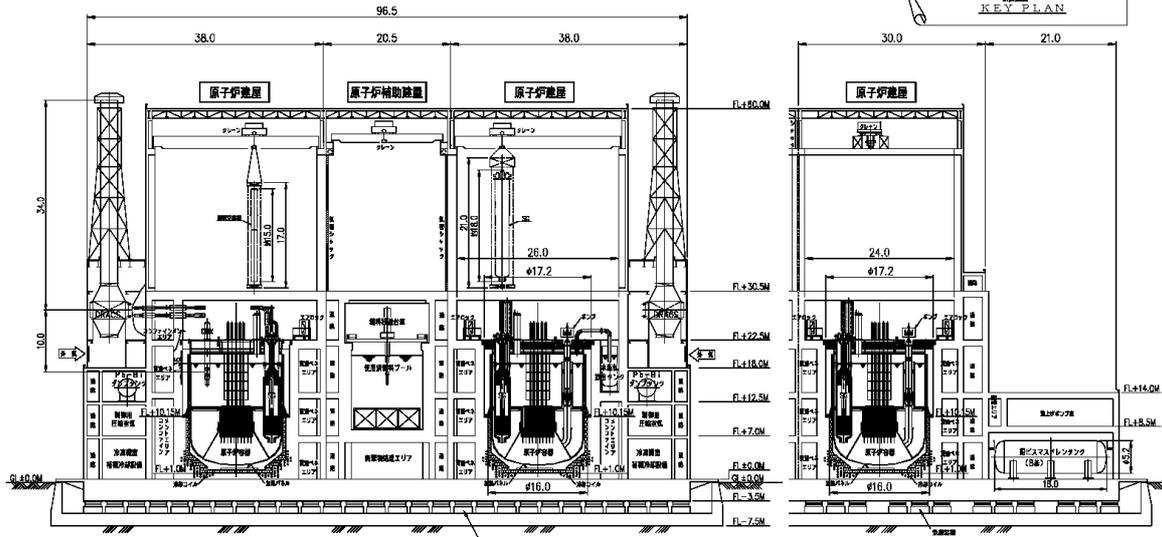
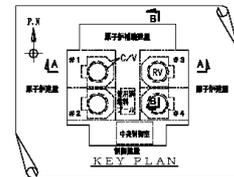
ただし、蒸気発生器伝熱管破損時に1次系内に進入した蒸気泡挙動の把握と対策設備の具体化については、今後試験研究の実施等を通じて検討する必要がある。また、炉心損傷時の影響緩和方策については、冷却材の比重が大きく沸点が高い特徴を考慮して、損傷燃料を原子炉容器上部プレナム内に広く分散させることが考えられるが、具体的な検討を行うためには、鉛ビスマス環境下での窒化物燃料の熔融移動挙動に関するデータ取得が必要である。

(4) 構造健全性

鉛ビスマスは腐食性があり、腐食特性の把握と腐食防止手法の開発が重要なテーマとなる。このため、腐食特性試験を行い、腐食のメカニズムの把握と、酸素濃度制御等による腐食環境制御方法の検討を進めている（別稿の高速増殖炉の要素開発(1)）。現在までの試験結果から、構造材の表面に形成される腐食防止酸化膜は、高温(約570℃)になると不安定になるとの知見を得ている。現在は、滞留鉛ビスマス中での試験結果であるが、今後行われる流動鉛ビスマス中の試験結果によっては、より厳しい結果が出ることが考えられ、この場合には、冷却材温度を下げる可能性が高くなる。



上面図



A-A 立面

立面図

図11 プラント配置図

鉛ビスマス冷却材は比重が大きく耐震性も重要な課題の一つであり、原子炉容器、炉心支持構造、炉内機器について解析モデルを作成し耐震評価を行った。この結果、建屋3次元免震装置を使用し、原子炉容器の板厚を60mmにすることで、耐震性を見通しを得た。炉心上部機構等の機器も、大きな支持構造を用いることなく成立することを示した。

(5) 運転、保守・補修性

運転性は、強制循環炉であるため基本的に従来の液体金属炉と同じと考えられ、プラント起動停止、負荷追従性の解析を行い、安定した運転ができることを示した。

ISIは基本的にナトリウム炉と同じ考え方であるが、特に鉛ビスマスが腐食性を有することから、構造材の減肉の検査が重要になる。このため、検査部位の増加や狭隘部の検査が必要となり、これに対応する冷却材中観察装置等の検査手法と設備の開発が必要となる。

保守・補修性についても鉛ビスマスの腐食性を配慮した計画が必要となり、腐食が異常に進行した場合に備えて、主要機器を原子炉構造から引き出し、外部で補修ができる構造とした。また、この場合に必要となる冷却材のドレン設備等をプラント計画に反映した。当然、プラントの腐食環境の制御技術は十分な運転経験を積むことにより、これらの設備は削除可能である。なお、保守・補修時については放射性ポロニウム対策等の検討を合わせて進める必要がある。

(6) まとめ

これまでの検討の結果、出力75万kWe規模の中型モジュールタンク型強制循環炉とすることにより、開発目標を達成できる可能性があることが分かった。

今後の検討としては、材料腐食試験結果の反映が最も重要な項目である。構造健全性に示すように腐食が高温側で厳しい場合は、冷却材温度を下げる必要があり、この場合プラントの効率が落ち、経済性が悪くなる可能性がある。現在までのデータでは、570程度の温度を境に腐食特性が変わっており、冷却材温度を下げたプラントとする可能性が高いが、最終的に流動鉛ビスマス中での腐食試験結果により評価する。この場合、まず炉心設計を行い、その結果に基づき設備計画、安全性評価、保守補修性の検討、経済性の追求を実

施し、重金属炉としての有望な概念を選択する予定である。

4. ガス冷却炉

4.1 有望なガス炉概念の選定

ガス炉のフェーズでは、冷却材（炭酸ガス、ヘリウムガス）、燃料形態（ピン型、被覆粒子型）、発電方式（蒸気タービン発電、ガスタービン（以下、GT）発電）の組合せから、ピン型燃料炭酸ガス炉（蒸気タービン発電）、被覆粒子燃料ヘリウムガス炉（GT発電）、ピン型燃料ヘリウムガス炉（GT発電）について検討を実施した²⁾。

有望なガス炉概念の選定は2001年度に実施し、以下の知見を得た³⁾。ガス冷却炉の検討の流れを図12、各ガス炉のプラント基本仕様を表4に示す。

(1) ピン型燃料炭酸ガス炉（蒸気タービン発電）

ピン型燃料炭酸ガス炉は、プレストレストコンクリート型原子炉容器（以下、PCR/V）、大容量ガス循環機等の開発課題はあるものの、技術的成立性を見通しは後述するヘリウムガス炉よりも相対的に高い。しかし、Naに比較して炭酸ガスの熱伝達率は悪く、SGが大型化し、これを格納するPCR/Vの容積が大きくなること、大容量ガス循環機のため所内負荷率が約14%になることから、経済性でNa炉を上回ることは困難な見込みである。

(2) 被覆粒子燃料ヘリウムガス炉

被覆粒子燃料ヘリウムガス炉は、炉心燃料材料の開発、GT技術等の長期の開発期間を必要とする。建設コストは炭酸ガス炉と同等程度であるが、所内負荷率、熱効率の点からはヘリウムガス冷却方式の方が有利である。また炉心出口温度を850と高温にできるため、高温熱利用（水素製造等）のポテンシャルがある。

安全特性に関しては、減圧事故を含むDBEの範囲では後述するピン型燃料ヘリウムガス炉と同等程度の見込みである。一方、ガス炉の代表的事故事象である、減圧事故にスクラム失敗して自然循環除熱となる条件を重畳した苛酷な想定の下（以下、苛酷事象）では、被覆粒子型では炉心の熱容量が相対的に大きく、異常時の事象進展が緩慢となり、ドブラー効果等の固有安全特性や自然循環除熱特性を活用した炉心損傷防止対策が可能な見込みである。

(3) ピン型燃料ヘリウムガス炉

ピン型燃料ヘリウムガス炉は、開発目標達成の

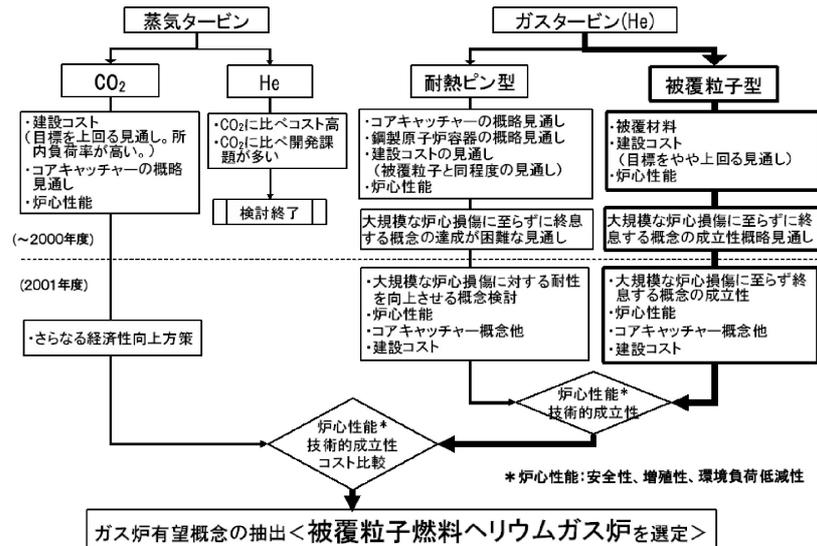


図12 ガス冷却炉の検討の流れ

表4 ガス冷却炉のプラント基本仕様
(有望な概念選定時)

項目	ピン型燃料 炭酸ガス炉	被覆粒子燃料 ヘリウムガス炉	ピン型燃料 ヘリウムガス炉
電気出力 (発電端)	1,509MWe	1,124MWe	1,169MWe
熱出力	3,600MWt	2,400MWt	2,400MWt
プラント熱効率	約42%	約47%	約49%
所内負荷率	約14%	約3%	約3%
原子炉圧力	4.2MPa	6MPa	6MPa
炉心入口/ 出口温度	266 / 530	460 / 850	460 / 850
燃料	ピン型 酸化物燃料	被覆粒子型 窒化物燃料	耐熱ピン型 窒化物燃料
燃焼度	155GWd/t	100GWd/t	150GWd/t
増殖比	1.2	1.2	1.1
原子炉容器	PCR/V	鋼製原子炉容器	鋼製原子炉容器
タービン発電	蒸気タービン 1基	ヘリウムガス タービン4基	ヘリウムガス タービン4基
格納容器	スチールコンクリート 型格納容器 (SCCV)	鋼製格納容器	鋼製格納容器

見通し、建設コスト、DBEでの安全特性は被覆粒子燃料ヘリウムガス炉と同等程度である。しかし、苛酷事象条件下での安全特性に関しては、即応性のある受動的炉停止機構が必要である。

(4) 有望なガス炉概念の選定

以上より、経済性、安全性の観点から、「被覆粒子燃料ヘリウムガス炉」を有望なガス炉概念として選定した。ピン型燃料ヘリウムガス炉について

は、新たな設計検討は行わないが、耐熱被覆管材候補に対する技術開発動向を注視していく。

4.2 被覆粒子燃料ヘリウムガス炉

ガス炉のフェーズでは、被覆粒子燃料ヘリウムガス炉について検討を行った。プラント概念、基本仕様を図13、原子炉構造図を図14に示す。フェーズ設計要求と達成状況を表5に示す。

(1) 基本構造

プラント基本仕様は、経済性向上のため電気出力を大きくすると共に、熱輸送性能を向上させるため高圧システムとしており、電気出力112万kWe、原子炉圧力6MPa、炉心入口/出口温度460/850に設定した。この電気出力は、1軸縦置き型GT設計例がないため検討当初に高温ガス炉概念で存在した60万kWt/基を容量上限とし、さらに開発課題低減の観点から原子炉容器径10mを上限として検討を進めた結果の数値である。

プラント概念は、鋼製原子炉容器の周りにGT発電ユニットを収納する動力変換容器4基を配置し、これらを二重配管で接続する構成とした。炉心上部には補助炉心冷却器、下部には制御棒駆動装置を配置している。これらの機器を原子炉格納容器(内径39m、高さ49.5m、板厚55mm)に格納する設計とした。プラント配置は設備共有化による物量削減を狙い、ツインプラント構成とした。建屋容積は21.8万m³/プラントとなった。なお、GT直接発電のためタービン建屋は不要である。

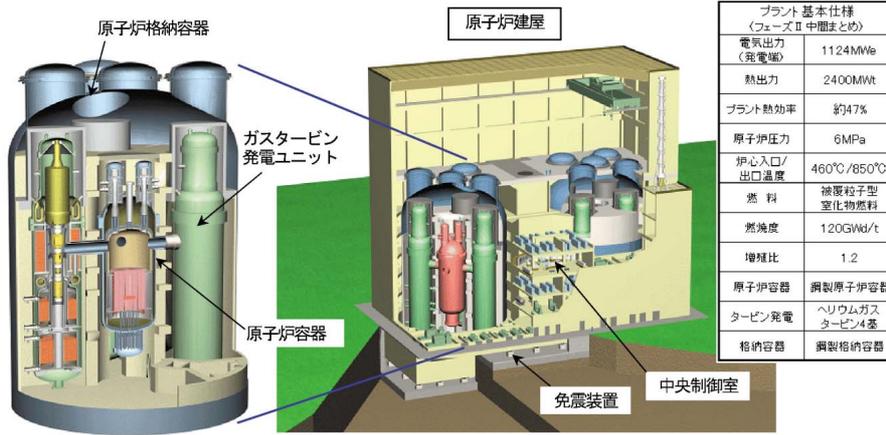


図13 被覆粒子燃料ヘリウムガス炉及び建屋配置鳥瞰図

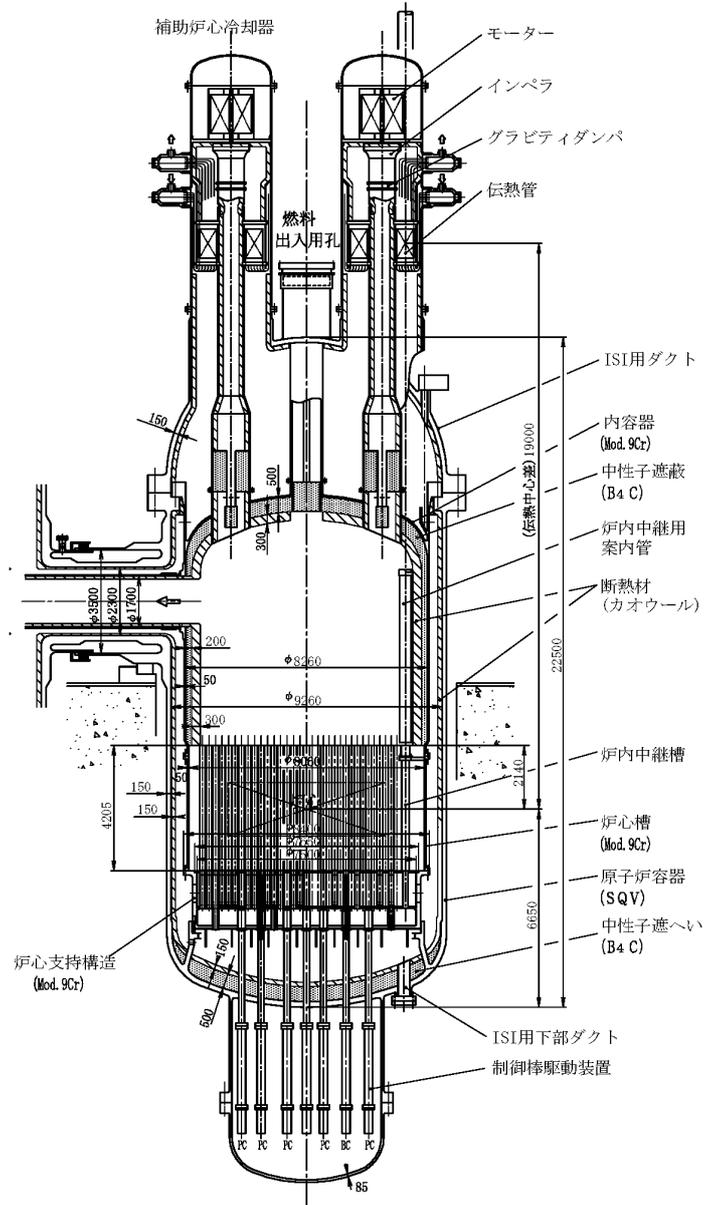


図14 原子炉構造図

表5 フェーズ 設計要求と被覆粒子燃料ヘリウムガス炉設計の達成状況

	設計要求	達成状況
安全性	(a) 基本要素 ・ 深層防護を基本とし、同世代軽水炉と同等以上の高い安全性の実現 ・ 炉心損傷発生頻度 10^{-6} /炉年未満	・ 深層防護の考え方を基本とした安全設計概念を設定し、予備的な安全評価と炉心損傷頻度評価によって、左記要求を満足しうる概念であると判断した。
	(b) 炉心損傷防止機能への要求 ・ 受動的炉停止あるいは反応度抑制機能の導入 ・ 全交流電源喪失時の炉心冷却機能確保	・ 後備炉停止系の切り離し機構にSASSを設置して炉停止機能を強化すると共に、完全自然循環による除熱が可能な崩壊熱除去系として除熱機能を強化して、炉心損傷発生頻度低減を図った。 ・ 減圧事故に炉停止失敗と崩壊熱除去系の強制循環失敗を重ねた苛酷な条件でも炉心損傷が防止できる可能性のある概念とした。
	(c) 炉心損傷に対する格納機能の確保	・ 炉心損傷時の原子炉容器内での保持冷却が困難であり、炉外コアキャッチャーの適用を検討し、その概念を示した。
経済性	要求値 [プラント寿命]: 60年	・ 動的機器などを適宜交換することにより、達成可能な見通し。
	目標値 [建設工期]: 42ヶ月(大型炉)	・ 46.5ヶ月(大型炉)
	基準値 [建設単価]: 20万円/kWe以下 [稼働率]: 93%	・ 建設単価評価値は約110(基準値を100とした場合の相対値) ・ 93%
運転・保守補修性	・ 日負荷追従運転が可能であること。	・ タービンバイパス弁制御による出力の追従性は良好であり、日負荷追従運転は対応可能な見通し。
	・ 保守作業員の被ばく低減を図ること。	・ メンテナンスエリアの線量率が高いため、炉心周り遮へいの強化、保守作業の遠隔自動化などにより、保守作業員の被ばく低減を図る必要がある。
	・ 化学的活性や毒性、放射性等、冷却材の有する特性を考慮し、運転性、保守補修性の向上を図ったプラント設計とすること。	・ 軽水炉の供用期間中検査(ISI)基準におおむね対応させることが出来た。ただし、ヘリウムガス炉特有の機器については個別に適合ロジックを設定した。また、全炉内機器の引き抜きが必要になった場合を想定した原子炉構造設計を行った。

(2) 経済性

建設単価は、設計要求の基準値(20万円/kWe)を1割程度上回る結果となった。主要因としては、物量の多さ(高耐圧原子炉容器及び大容量・高耐圧格納容器等が必要)、3次元免震装置の採用、電気出力の差異(電気出力がNa炉より2割程度小さい)が挙げられる。

稼働率は平均定検期間45日、運転サイクル20ヶ月より93%、建設工期は46.5ヶ月となった。

(3) 安全性

本概念では、冷却媒体としてのガスの弱点を克服すべく、高温耐性に優れた被覆粒子燃料を低出力密度で使用すると共に、冷却材の流動圧力損失を抑えた炉心設計としている。更に炉心内の冷却材体積割合を低減することにより減圧に伴い投入される正反応度の抑制を図っている。このような設計対応に加えて、本炉心では燃料被覆層及び炉心構造材の中性子減速効果によってドップラー係数が比較的大きくなっている。このような炉心設計上の特徴から、代表的事故事象である減圧事故を含む異常状態においてもドップラー反応度フィードバックによる出力抑制効果が有効に働くと共に、炉心冷却に必要な冷却材の流れが確保される。

このような炉心設計に加えて、バウンダリ破損等の異常による減圧特性を緩和するための主配管への外管設置、格納容器の漏えい冷却材圧力(0.65MPa程度)に対する耐圧性確保等の対策を施し、更に減圧条件下においても自然循環による除熱機能を持たせた補助炉心冷却系を設置することにより、減圧事故にスクラム失敗と崩壊熱除去系の強制循環機能喪失を重畳した苛酷な条件においても著しい燃料破損に至らない高い炉心損傷防止能力を追求している。

原子炉停止系については、主系及び後備系の2系統の能動的炉停止系を基本概念とし、自己作動型の制御棒挿入機構についても検討している。炉心損傷対策については、被覆粒子型窒化物燃料の溶融移行挙動についての試験データがない現状では詳細な検討は困難であるが、格納容器内にキャッチパン状のコアキャッチャーを設置することとし、その有効性や炉心損傷の事象推移について予備的な検討を実施している。

このような安全設計概念の妥当性について、予備的な安全評価の結果を踏まえて検討し、安全性に関する設計要求を満足しうる概念であると判断している。

(4) 構造健全性

高温構造設計

ヘリウムガス炉では、減圧事故時に1,500程度
の高温ガス雰囲気になる可能性がある。一方、
構造材には軽水炉等で実績のある材料を採用して
いるため、高温ガスと接する領域では構造材に断
熱材を設置する必要がある。断熱材構造を図15に
示す。断熱材を耐熱材SiC製のライナとスタッド
ボルトで固定する方式を設計した³⁾。

熱過渡時の断熱材有効性評価を行い、内容器内
側の場合、断熱材厚さが200mmあれば制限温度
以下になる見通しを得た。設計ではスタッドボルト
等を通しての熱伝導効果を考慮して断熱材構造
厚さ300mmとした。

耐震評価

ヘリウムガス炉は一次系が高圧システムのため、
一次系バウンダリは厚肉構造（原子炉容器の
円筒胴で150mm）となっており、バウンダリ自体
に耐震強度上の問題はないと考えられる。ただし、
炉内及び支持構造の耐震評価は必要である。原子
炉構造物の解析モデルを作成し、強地震（マグニ
チュード7.1相当）条件⁴⁾において検討を行った。
その結果、建屋水平免震だけでは上下地震加速
度が1Gを超え、燃料集合体等に浮き上がりが生
じ、落下時に破損する可能性があることから、建
屋3次元免震を採用することが必要である。これ
により上下地震加速度が0.3G程度となり、燃料
集合体等の浮き上がりによる破損の可能性はな
くなった。また、その他支持構造物についても大

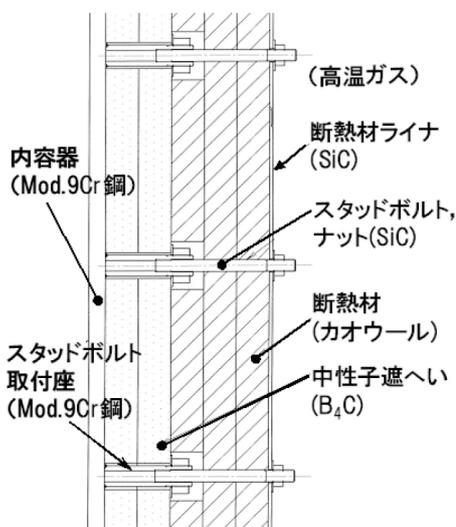


図15 断熱材構造（内容器部）

きな支持構造を使用することなく成立することを
確認した。

(5) 運転、保守・補修性

運転については、タービンバイパス弁制御によ
る出力の追従性は良好であり、日負荷追従運転は
対応可能な見通しである。

ISIについては、ヘリウムガス炉特有の部位（内
側断熱材、外側にバックアップ構造のある溶接継
手）は個別に試験内容を設定し、それ以外は軽水
炉ISI基準（JEAC4205）にて対応させた。

検査性・保守補修性の向上を図るために、ISIア
クセス用検査孔の設置、炉内構造物の引抜きを想
定した炉心吊り下げ構造への変更等の原子炉構造
の見直しを行った。

今後、詳細検討が必要ではあるが、軽水炉に近
いレベルのISI性、保守補修性が得られる可能性
はあると考える。

(6) 開発課題

ヘリウムガス炉のプラント設計検討により検討
すべき技術課題を明確にした。プラント関連で
は、1軸縦置き型GTの開発、補助炉心冷却系熱
交換システムの開発、断熱材ライナの開発が次の
研究開発段階に進むために必要である。

4.3 まとめ

有望なガス炉概念として、経済性、安全性の観
点から「被覆粒子燃料ヘリウムガス炉」を選定し
た。また、被覆粒子燃料ヘリウムガス炉について、
原子炉構造等の具体化を進め、設計要求への適合
性の見通しについて明らかにした。

今後は、所内の炉心燃料設計の進捗や国際動向
を注視しながら、その成果を必要に応じてプラ
ント設計に反映していく予定である。

5. 小型炉

小型炉の検討ではニーズ等の調査結果から、都
市への電源供給及び水素製造プラントへの熱供給
が有望であることが明らかになった⁵⁾。このため
都市近郊設置電源及び水素製造プラントの概念検
討を実施した。水素製造方法としては高速炉で利
用可能な水素製造方法の調査を行い⁶⁾、水蒸気改
質法とハイブリッド熱化学法を検討対象とした。

5.1 ナトリウム冷却小型炉

近年、電力自由化への対応や、エネルギー需要

の観点より、電力需要に柔軟に対応が可能で、投資リスクの小さい分散電源の導入が重要視されている。実用化戦略調査研究においても、基幹電源以外に、固有の安全特性及び受動的安全性の活用や、炉心長寿命化などの特徴を有する小型炉概念の検討を進めている。ここでは、出力165MWe、金属燃料を使用したNa冷却小型炉のプラント設計を紹介する。

表6にプラント主要仕様、図16にプラント概念図を示す。プラント設計では、ループ数低減、機器合体などによる簡素化を目指して、制御棒制御・強制循環方式のタンク型原子炉容器と蒸気発生器（1基）の構成とした。原子炉容器内には環状型中間熱交換器と電磁ポンプの合体機器を直列配置し、かつ、UIS引抜きによる燃料取扱方式を採用して、原子炉容器径の小型化を追求した。建設コストは、習熟効果を考慮する場合35万円/kWe以下、稼働率は95%以上と、いずれも経済性の基準値を満足する見通しである。安全性に

表6 ナトリウム冷却小型炉プラント主要仕様

項目	仕様
原子炉容器型式	タンク型
電気出力	165MWe
熱出力	395MWt
1次ナトリウム系温度	550/395
2次ナトリウム系温度	520/335
主蒸気温度/圧力	498 /17.2MPa
給水温度	240
プラント効率	42%
主循環ポンプ	環状電磁ポンプ
崩壊熱除去系	自然循環PRACS×2系統

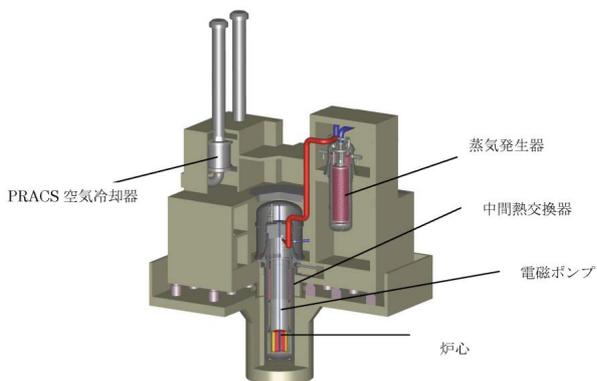
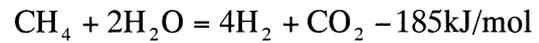


図16 ナトリウム冷却炉プラント概念図

ついては、万一のATWS発生時にもSASS挿入に期待しないで、高温整定する見通しを明らかにした。

5.2 水素分離改質法による水素製造プラント

水素製造法の一つとして以下の化学式に基づく、メタンガスの水蒸気による改質法がある。



この反応は触媒下において800℃で進む平衡反応である。ただし、水素分離膜を用いて反応側の水素分圧を低下させた場合は、500℃程度でも反応が進行する⁷⁾。メタンガスを原料とするため二酸化炭素を放出するが、水素分離膜の技術は実用化段階にあり早期導入を目指すことが可能である。

ここでは2次冷却系へ水素分離改質器の設置を想定した場合の原子力水素プラント概念を構築した⁸⁻¹⁰⁾。基本仕様を表7、系統概念図を図17に示す。原子炉熱出力の75%を発電するために使用

表7 水素分離改質法を用いた水素製造プラント基本仕様

項目	仕様
熱出力	395MWe
原子炉型式	ナトリウム冷却高速炉
水蒸気改質器型式	Pdメムブレリアクタ
1次系温度	550/395
2次系温度	540/375
水素製造量	74,000Nm ³ /h(熱利用25%)
電気出力	119MWe
水蒸気改質温度	500
S/O(蒸気メタン混合比)	2.9
転化率	0.5

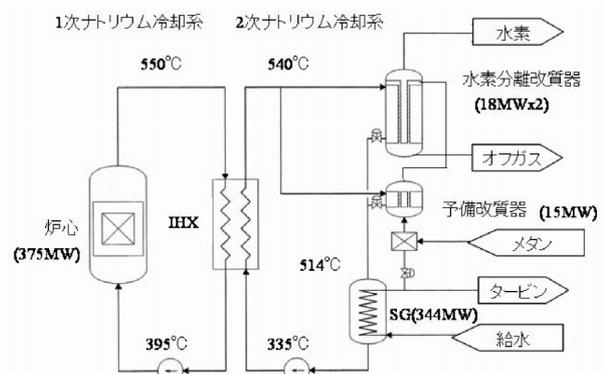


図17 水素分離改質法を用いた水素製造プラント系統図

し、残りの25%を水素製造に用いて74,000Nm³/hの水素製造が可能である。

蒸気発生器で加熱された500℃、16.7MPaの蒸気は発電用と水素製造用に配分される。水素製造用の蒸気は、水素分離膜の圧力制限のため、2MPaまで減圧されメタンガスと混合される。その後、減圧とメタンガス混合により低下した温度を予備改質器で500℃に再加熱し、水素分離改質器に供給する。

水素製造プラントの鳥瞰図を図18に示す。原子力水素プラントでは原子炉と水素製造設備の隔離に係わる問題を有するが、本研究では水素爆発に対して、建屋隔壁の耐圧強度により健全性を確保することとし、原子炉と改質器を近接配置している。建屋体積は原子炉建屋（改質器室を含む）が54,800m³、タービン建屋1,600m³であり、その他の水素製造設備は屋外に設置する構成となっている。

本プラントの水素製造コストは21円/Nm³（二酸化炭素固定費込み）となり、目標値17円/Nm³を約2割上回った。原子力水素プラントコストのうち、水素分離改質器の占める割合が大きいため、この合理化により水素製造コストの低減が期待される。水素分離改質器の仕様は水素分離膜の水素透過性能から決定されるため、高性能水素分離膜の開発が必要である。

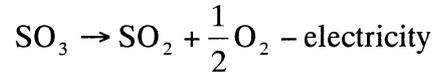
5.3 ハイブリッド熱化学法による水素製造プラント

熱化学法による水素生成プロセスは硫酸系、硫酸-ヨウ素系（IS法）、硫酸-臭素系によるもの



図18 水素分離改質法を用いた水素製造プラント鳥瞰図

があるが、いずれも800~1,000℃の温度を必要とするプロセスである。これに対し、ハイブリッド熱化学法は以下に化学式を示すSO₃電気ガス分解とSO₂溶液電気分解を組み合わせることにより、500~550℃の温度範囲で二酸化炭素を発生しないで水素を生成するプロセスである¹¹⁾。



ここでは、ハイブリッド低温熱化学法を利用した原子力水素プラントの概念設計を実施した。本プロセスでは原子炉熱出力の55%で発電を行い、残りの45%を水素製造に使用する。

水素製造プラントの基本仕様を表8、系統概念図を図19、プラント鳥瞰図を図20に示す。本プロセスは硫酸を利用した閉じたプロセスであり、硫

表8 ハイブリッド熱化学法による水素製造プラント基本仕様

項目	基本仕様
熱出力	395MWt
原子炉型式	ナトリウム冷却高速炉
水素製造法	ハイブリッド熱化学法
1次系温度	550/395
2次系温度	540/350
水素製造量	47,000Nm ³ /h
電気出力	82MWe
硫酸濃度	95w%
SO ₃ 電気分解効率	85%
H ₂ O電気分解効率	90%
水素製造効率	42%

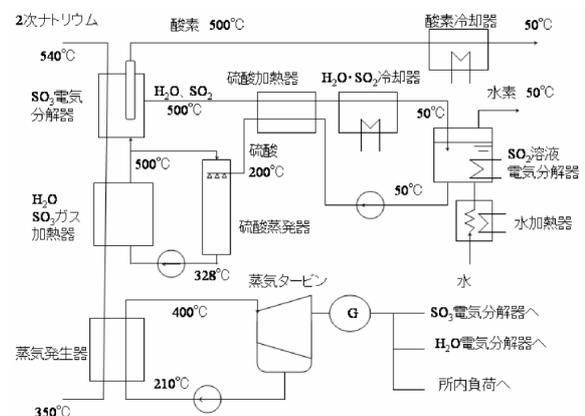


図19 ハイブリッド熱化学法による水素製造プラント系統図

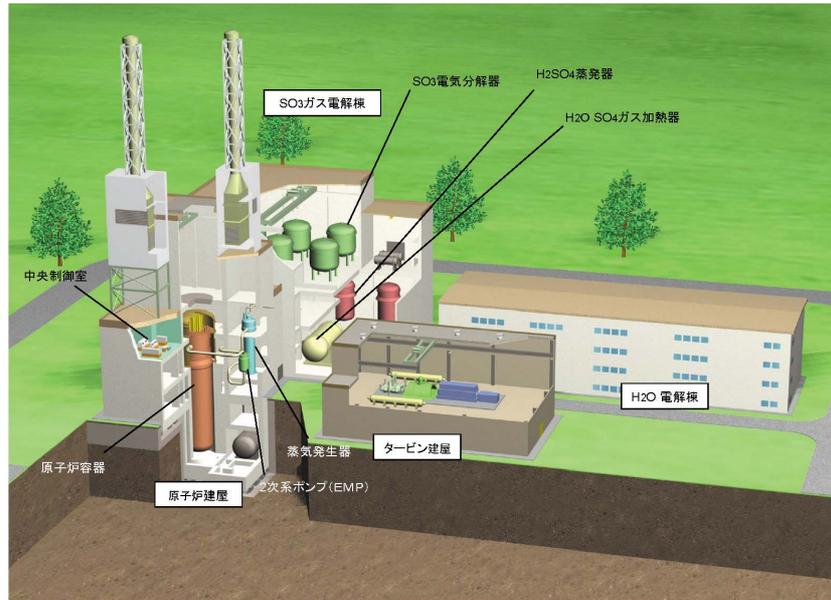


図20 ハイブリッド熱化学法による水素製造プラント鳥瞰図

酸蒸発器で蒸発した SO_3 を電気分解して SO_2 を生成し、更に SO_2 溶液を電気分解して硫酸に戻す過程で水素を製造する。2次ナトリウム系に SO_3 電気分解器、硫酸蒸発装置を設置し、本プラントで使用する電気分解電力は蒸気タービン発電から供給する構成とした。水素製造量は約47,000 Nm^3/h 、水素製造効率は42%（製造水素の燃焼熱/原子炉熱出力）と評価され、常温水電気分解の場合の38%（発電効率42%×電気分解効率90%）と比較して高い効率が得られた。また、IS法と比較して低温のプロセスであるため鋼鉄系の材料で機器を設計可能であることが明らかとなった。

本研究では既往知見を基に SO_3 電気分解器及び SO_2 溶液電気分解器の電気分解効率を設定しており、電気分解器の物量が過大となる可能性を有する。今後、電分解器物量削減と水素製造効率の向上を目的として、電気分解器の高性能電解セルの開発が必要である。

6. まとめ

実用化戦略調査研究フェーズにおいて、実用化候補概念を実現し得る冷却材として、ナトリウム、鉛ビスマス、ガス、水を選択した。このうち、ガスについてはフェーズの研究期間を1年間延長し、経済性の観点からヘリウムとした。

本稿で述べたフェーズ中間とりまとめでは、冷却材の特徴を考慮し、またこの間に別稿で紹介

する要素技術の成果を取り入れた概念検討を実施した。

この結果、発電単価を決める主要因子の一つであるプラント建設コストはナトリウムが最も安価となることを示した。また、実用化戦略調査研究の設計要求を満足させるために必要な課題を、それぞれの冷却材ごとに明確にすることができた。小型炉については、基幹電源ではなく分散電源及び水素製造の観点から概念を構築した。

7. おわりに

2011年度から5カ年の予定で開始したフェーズの3年終了時点での成果をまとめた。フェーズ時点と異なり、本研究の中で新たに得られて要素技術の知見を反映させた概念検討となっており、オリジナリティのある評価ができたものと考えられる。

参考文献

- 1) 早船浩樹, 江沼康弘, 他: “重金属冷却炉の検討”, JNC TN 9400 2003-081 (2003)
- 2) 一宮正和, 他: “FBRシステム技術検討書 - 平成12年度報告 -”, JNC TY 9400 2001-012 (2001)
- 3) 森部剛志, 他: “ガス炉の概念に関する研究”, JNC TY 9400 2002-008 (2002)
- 4) 森部剛志, 他: “ガス炉のプラント概念に関する研究”, JNC TY 9400 2003-007 (2003)
- 5) 近澤佳隆, 他: “Na小型炉のシステム設計研究 - 平成13年度の研究成果のまとめ -”, JNC TN 9400

2002-055 , (2002)

- 6) 中桐俊男 : “ 水素製造技術に関する調査 ” , JNC TN9420 2002-002 , (2002)
- 7) 黒田健之助 , 他 : “ 都市ガスを原料としたメンブレンリアクタ型水素発生装置 ” , 三菱重工技報 , Vol.33 , No.5 , (1996)
- 8) 近澤佳隆 , 他 : “ 原子力水素プラントのシステム設計研究 - 平成14年度の研究成果のまとめ - ” , JNC TN9400 2003-048 , (2003)
- 9) 近澤佳隆 , 他 : “ 水素分離改質法を用いたナトリウム冷却水素製造プラントの概念設計 ” サイクル機構技報 , No.22 , (2004)
- 10) Chikazawa, Y. et al.: “ System design study of a membrane reforming hydrogen production plant using a sodium cooled reactor ” , ICONE-12, Washington D.C., No.49076 , (2004)
- 11) 中桐俊男 , ら : “ 高速炉を用いた熱・電気併用による水素製造技術 ” , 日本原子力学会和文論文誌 , Vol.3 , No.1 , (2004)

技術報告



各種冷却材を用いた高速増殖炉の炉心・燃料形態に関する設計評価 - ナトリウム冷却炉，重金属冷却炉，ガス冷却炉，水冷却炉，小型炉 -

水野 朋保 三田 敏男 杉野 和輝 岡野 靖
永沼 正行 小川 隆 山下 巧 大久保 努*

大洗工学センター システム技術開発部
* 日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部

Design Study of FR Fuel and Core with Various Types of Coolant
- Na, Pb-Bi, Gas and Water-Cooled Large-Scale FR, and Small-Scale FR -

Tomoyasu MIZUNO Toshio SANDA Kazuteru SUGINO Yasushi OKANO
Masayuki NAGANUMA Takashi OGAWA Takumi YAMASHITA Tsutomu OKUBO*

System Engineering and Technology Division, O-arai Engineering Center
* Department of Nuclear Energy System, JAERI

本報における炉心燃料設計検討では、安全性、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性に優れる概念を検討し、種々の冷却材選択肢で魅力ある概念を提示している。Na冷却炉は、実績に優れる酸化物・金属燃料を用い、高燃焼度化による燃料有効利用と、実績・信頼性に裏付けされた最も高い実現可能性を有する概念である。鉛ビスマス冷却炉とHeガス冷却炉においては、実用化戦略調査研究における炉心・安全特性上の要求性能（増殖比、運転サイクル期間、燃焼度、及び事故・過渡時の炉心健全性・冷却性）を満足する炉心を提案したが、一方で、高燃焼度酸化物燃料、被覆・構造材料等の基礎的開発課題を有する。水冷却炉は、経済的に優れるポテンシャルを有する一方で、炉心燃料インベントリが多い・燃焼度が低いなど燃料サイクル上の負担が大きい点が課題となる。Na冷却及びPbBi冷却小型炉においては、運転サイクル期間が10～30年に及ぶ超長寿命炉心概念を構築した。

As a part of the FR cycle feasibility study in Japan, fuel and core design studies on a combination of fuels (oxide, metal, and nitride) and coolants (sodium, lead-bismuth, helium, and water) in Large-/Small-scale FR systems have been performed by employing advanced technologies and leveraging coolant/fuel typical features. The best-to-date designs and recognized important features for actualization are presented here. Sodium-cooled FR exhibits the highest burnup for reducing amount/expense of fuel recycling. Its technological possibility is certificated by existing/copious experiments. Lead-bismuth-cooled and Helium-cooled FRs present desirable core characteristics, although experimental proofs of high burnup nitride fuel, fuel coating & structural materials are of indispensable. Water-cooled FR is expected to achieve economical advantage in power plant capital cost, although large fuel inventory and low discharge burnup result in disadvantage of fuel recycling cost. Small-scale sodium-/lead-bismuth-cooled reactors achieve very-long operation period.

キーワード

高速炉，炉心設計，燃料設計，ナトリウム，鉛ビスマス，ヘリウムガス，水，小型炉，酸化物燃料，金属燃料，酸化物燃料

Fast Reactor, Core Design, Fuel Design, Sodium, Lead-Bismuth, Helium Gas, Water, Small-Scale FR, Mixed-Oxide Fuel, Metal Fuel, Nitride Fuel



1. はじめに

実用化戦略調査研究における炉心燃料設計では、既存技術と将来の技術開発期待を取り込んだ技術的な検討により、魅力ある炉心燃料概念を提案することをねらっている。検討においては、安全性を大前提として経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性に優れた概念を追求する。具体的には炉心に対する安全設計上の要求を満足しつつ高燃焼度を達成でき、また、軽水炉使用済み燃料からのプルトニウムやマイナーアクチニド（MA）を含む超ウラン元素（TRU）の燃焼と長寿命核分裂生成物核種（LLFP）の核変換が可能な概念の構築・提案をねらっている。

特に、フェーズ において、以下に述べるように、フェーズ で得られた知見をもとに高速炉の導入シナリオに適合する範囲で経済性に優れ、上述のねらいに沿った炉心燃料概念の構築を目指している。

図1に日本の発電体系への高速炉の導入シナリオ解析の結果例を示す^{1),2)}。図では2030年頃から増殖比1.2程度の高速炉を導入し、また、2070年頃から増殖比1.05程度の微増殖高速炉を導入するパターンとなっている。2030年以降の高速炉導入初期のわずかな期間では、新しい高速炉をスムーズに導入できるように高い増殖比の炉心を導入してプルトニウムを増産する。また、軽水炉使用済み燃料に含まれるプルトニウムとMAを受け入れて、燃料として利用する。この時期を過ぎ高速炉の本格運用期になると、高い増殖比は必要なくなり、実質的にプルトニウムの増産を抑制し高速中性子により238Uをプルトニウムに変換してエネルギー源として有効に利用する。このような導入

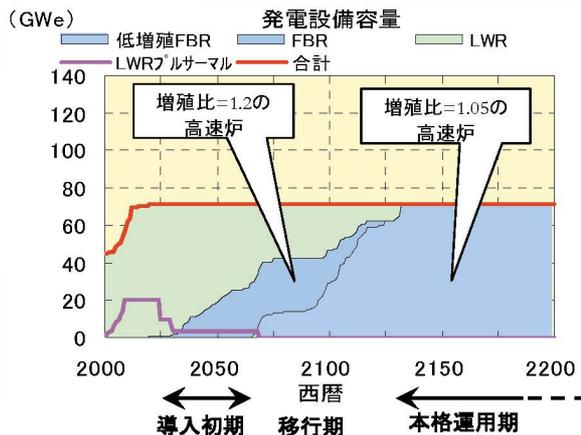


図1 高速炉の導入シナリオ解析例^{1),2)}

パターンによって、過剰のプルトニウムを蓄積することなくウラン資源を有効に利用できる。

図2に、フェーズ での発電コスト試算の内訳を示す^{1),2)}。ナトリウム冷却炉では、プラントコンパクト化などにより資本費の比率が従来の評価と比較して低下し、燃料費が発電コストの1/3程度を占める計算結果となっている。高い増殖比をねらいブランケットを多く配置した炉心では、その燃料費のうち大部分は、増殖を目的としたブランケットが占める解析結果も得られている。このことはブランケットの削減努力により、発電コストが大幅に改善できる可能性を示唆している。同一の増殖比をねらう場合には、太径燃料ピンなどを採用して、低比出力であるが燃料体積比が高く内部転換比が高い炉心とすることでブランケットを削減できる。安全性上の要求や導入シナリオへの適合性を満足したうえで、できるだけ高内部転換比が得られる炉心を構築することで、経済性に優

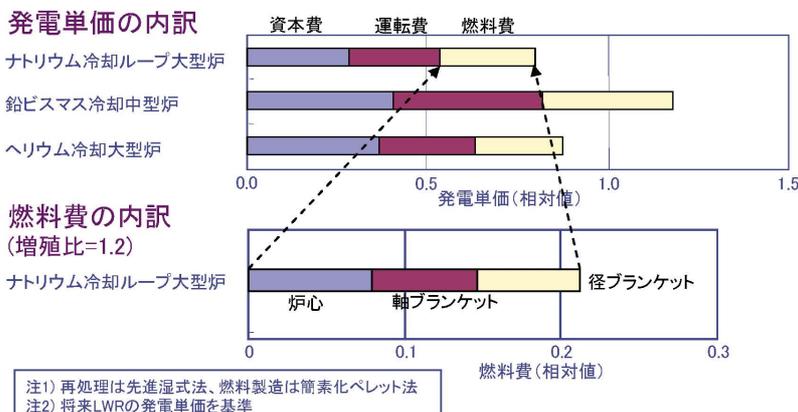


図2 発電コスト評価値の内訳（フェーズ の評価例）^{1),2)}

れる概念を提案できると考えられる。このような概念が構築できれば、高速炉の本格運用期にも少量のブランケットで微増殖炉心を実現でき、その経済性も優れたものとなる。

これらの考えに基づき、比出力は低いが、できるだけ高内部転換比をねらった炉心とその燃料概念の設計を目指した。

以上のような検討は、以下の点で、30年前に高速炉概念の検討と選択を進めた際の条件とは異なる、新しい検討の方向である。すなわち、ここでは以前の高速炉概念検討初期に注目されていた、「厳しいエネルギー需給状況」に対応できる、核分裂性核種増殖時間を短期化した概念の追求を重視していない。その代わりに、現状で高速炉導入シナリオを考えた場合に、資源有効利用などの観点から、大きな問題なく高速炉を導入することができる範囲内で増殖性能を燃料サイクル費の低減・経済性の向上などに振り向けるように、視点を変え設定した方針である。

以下には、それぞれの冷却材選択肢の炉心概念、小型炉概念、MA 燃焼の柔軟性、LLFP 核変換炉心の可能性に関する炉心燃料設計研究の状況を述べる。

2. ナトリウム冷却MOX 燃料炉心

ナトリウム冷却混合酸化物(MOX)燃料炉心の検討では、まず再臨界回避方策・炉心型式による炉心設計への影響について検討を行い、有望な方策・型式を選定した。その後、フェーズ 検討の延長である「コンパクト型炉心³⁾」と、新たに設計した「高内部転換型炉心⁴⁾⁻⁶⁾」の2種類の炉心概念を対象に代表炉心の選定に向け設計評価を行った。

2.1 高内部転換型炉心の概念

最初に、新たに設計した「高内部転換型炉心⁴⁾⁻⁶⁾」の概念について簡単に紹介する。これまでの実用化戦略調査研究の検討から、経済性において、プラント建設コストの改善により相対的に燃料費の比重が大きくなった¹⁾。燃料費はブランケットを含めたトータルの燃料製造・再処理物量に依存することから、ブランケットを含めた全炉心取出平均燃焼度の増加は、燃料費の低減に繋がると考えられる。そこで、太径ピン燃料を採用し内部転換を増加させ、ブランケットの装荷量を極力低減することで全炉心取出平均燃焼度を高め、燃料費の

向上を指向する炉心として「高内部転換型炉心」を構築した。

2.2 設計条件

主要な設計条件として、制限条件・取合条件・炉心性能目標を表1にまとめる。実用化戦略調査研究の設計目標の1つとして、炉心部取出平均燃焼度150GWd/tが挙げられている。この燃焼度目標に対し炉心材料は、ODS鋼(酸化物分散強化型フェライト-マルテンサイト鋼)⁸⁾及びPNC-FMS鋼(フェライト-マルテンサイト鋼)⁹⁾を採用している。

2.3 再臨界回避方策・炉心型式の選定

再臨界回避方策としては、軸ブランケット部分削除型(ABLE型)及び内部ダクト付型(FAIDUS型)の集合体、炉心型式としては、均質2領域炉心及び径方向非均質炉心が候補として挙げられており、これらを組合せた4通りの炉心概念について炉心を構築し、炉心特性の比較検討を行った。図3に、構築した炉心の概略を示す。

検討の結果、ABLE型は溶融燃料の排出性の確認は必要であるが増殖性は優れること、FAIDUS型は溶融燃料の早期排出は期待できるが増殖性が劣るとともに集合体構造等に多くの開発課題を有することが分かった。また、均質2領域炉心は増殖性が若干劣るが、技術的課題は少ないこと、径方向非均質炉心は増殖性に優れるが、内部ブランケットの設置に伴う無駄流量の増加等熱設計に課

表1 ナトリウム冷却炉MOX燃料炉心の主要な設計条件

項 目		条 件
炉心性能目標	増殖比	導入期: 1.1~1.2 平衡期: 1.04
	取出平均燃焼度	炉心部: 150GWd/t程度 全炉心: 60GWd/t程度以上
	運転サイクル長さ	18ヶ月以上
制限条件	ナトリウムボイド反応度	6%以下
	炉心高さ	100cm以下
	炉心平均比出力	40kW/kg-MOX程度以上 ⁷⁾
	最大線出力密度	430W/cm以下
取合条件	最大高速中性子照射量*	$5 \times 10^{23}n/cm^2$ 以下
	遮へい体外接円径	大型炉: 6.6m以下 中型炉: 5.5m以下
	バンドル部圧力損失	0.2MPa以下

* : $E > 0.1MeV$

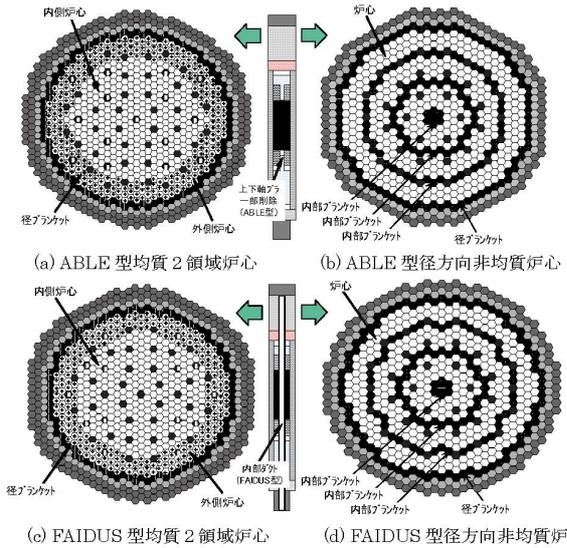


図3 ナトリウム冷却炉MOX燃料炉心の再臨界回避方策と炉心構成概略図

題があることが分かった^{8),9)}。

これらの比較結果より、再臨界回避方策としては、炉心性能を最大限に引出す観点からABLE型を、炉心型式としては、課題の少ない均質2領域炉心を選択することとした。

2.4 代表炉心の設計検討

「コンパクト型炉心」と「高内部転換型炉心」を対象に、ABLE型・均質2領域を採用した炉心の設計検討を行う。ここで、高速増殖炉FBR導入期と平衡期の増殖性に、炉心に大幅な変更なく対応可能とすることを旨とし、径ブランケットと反射体の置換で性能目標を満足する炉心を構築することとした。以下に、大型炉と中型炉について検討結果¹⁰⁾を示す。

(1) 大型炉

主要な炉心仕様及び核特性を表2に、各炉心と比較して示す。また、図4に「高内部転換型炉心(導入期)」の炉心配置を示す。

両炉心概念とも、炉心部取出平均燃焼度150 GWd/tで、増殖比は平衡期に径ブランケットの装荷なしで1.04、導入期に径ブランケット1層の装荷で「コンパクト型」1.16、「高内部転換型」1.1と目標を達成していることが分かる。両炉心の特性を比較すると、「高内部転換型」は全炉心取出平均燃焼度が110GWd/t(平衡期)・91GWd/t(導入期)と、「コンパクト型」と比べ20~40%程度も大きく、その分燃料費は向上する。ただし、「高内部

表2 ナトリウム冷却炉MOX燃料炉心の主要目の比較(大型炉)

項目	コンパクト型炉心		高内部転換型炉心		
	導入期	平衡期	導入期	平衡期	
基本条件	出力(MWe/MWt)	1,500/3,750	同左	1,500/3,750	同左
炉心構成	運転サイクル長さ(ヶ月)	18	同左	26	26
	燃料交換バッチ数(炉心/径ブランケット)	4/4	4/-	4/4	4/-
	炉心高さ(cm)	80	同左	95	同左
	軸ブランケット厚さ(cm) [上部/下部]	30/40	22/40	20/20	同左
	炉心等価直径(cm)	490	同左	546	同左
	遮へい体外径径径(cm)	645	同左	726	同左
炉心燃料仕様	炉心材料(被覆管/ラッパ管)	ODS鋼/PNC-FMS鋼	同左	ODS鋼/PNC-FMS鋼	同左
	燃料ピン外径/被覆管肉厚(mm)	8.8/0.52	同左	10.4/0.71	同左
	燃料ピンピッチ対外径比(P/D)	1.15	同左	1.11	同左
	集合体当たり燃料ピン本数(本)	271 ^{*1)}	同左	271 ^{*1)}	同左
	ラッパ管外対面間距離/肉厚(mm)	179.2/5.0	同左	201.6/5.0	同左
炉心主要核特性	集合体配列ピッチ(mm)	183.2	同左	206.0	同左
	Pu富化度(wt% [内側/外側炉心]) ^{*2)}	22/24	22/24	18/21	18/21
	取出平均燃焼度(GWd/t [炉心/全体]) ^{*3)}	148/63	152/95	145/91	145/110
	燃焼反応度(% k/kk')	3.2	3.4	2.3	2.4
	最大線出力密度(W/cm)	420	430	421	426
	最大高速中性子照射量(n/cm ²) ^{*4)}	4.6 × 10 ²³	4.7 × 10 ²³	5.3 × 10 ²³	5.3 × 10 ²³
	増殖比	1.16	1.04	1.10	1.04
	炉心平均比出力(kW/kg-MOX)	59	60	39	40
	複合システム倍増時間(年) ^{*5)}	46	-	80	-
	炉心部ドップラ係数 Tdk/dT [平衡末期]	-4.7 × 10 ⁻³	-4.6 × 10 ⁻³	-5.3 × 10 ⁻³	-5.4 × 10 ⁻³
炉心部ポイド反応度(β [平衡末期])	5.8	5.9	5.6	5.6	
装荷時核分裂性Pu重量(t/GWe)	4.4	4.4	5.8	5.9	

* 1 : バンドル中央部の37ピンは、上下軸方向ブランケットを削除したABLE型燃料ピンを使用

* 2 : Pu/HM, FP混入率2.0vol%,
TRU組成比: ²³⁸Pu/²³⁹Pu/²⁴⁰Pu/²⁴¹Pu/²⁴²Pu/²⁴³Np/²⁴¹Am/²⁴²Am/²⁴²Am/²⁴³Am/²⁴²Cm/²⁴³Cm/²⁴⁴Cm/²⁴⁵Cm
= 1.1/54.1/32.1/4.3/3.9/0.5/2.0/0.0/0.0/0.1/0.0/0.0/0.1/0.0/0.0

* 3 : ブランケット燃料を含む全体の平均燃焼度, * 4 : E > 0.1MeV, * 5 : 燃料炉外滞在期間5年, 燃料交換・定期検査期間45日

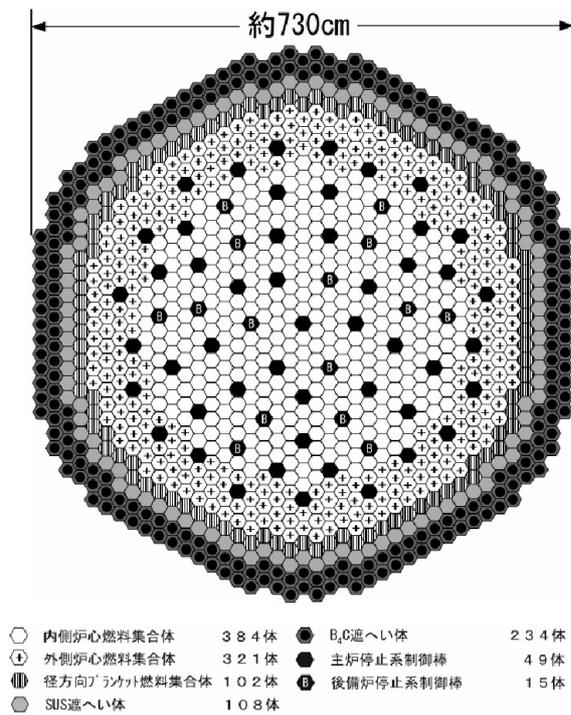


図4 ナトリウム冷却炉MOX燃料高内部転換型炉心の炉心配置図(大型炉)

「転換型」では、燃料ピン太径化に伴う炉心径の増加により、遮へい体外接円は7.26mと現状の取合条件である6.6mを超過する結果となった。

(2) 中型炉

主要な炉心仕様・核特性を表3に、「高内部転換型炉心(導入期)」の炉心配置を図5に示す。

両炉心とも性能目標を満足し、両者の特性の傾向は大型炉と同様であった。中型炉では、「高内部転換型炉心」における全炉心取出平均燃焼度の「コンパクト型炉心」に対する増加割合は、35~45%と大型炉より大きい結果となった。これは、一般に中型炉は内部転換比が低くブランケットの装荷割合が大きいことにより、内部転換比を高めた効果が顕著になったものである。

(3) 経済性の比較

「高内部転換型炉心」は、全炉心取出平均燃焼度が増加するとともに、運転サイクル長の長期化から稼働率が向上し、燃料費は低減する。他方、遮へい体外接円径の増加により炉容器径が大型化し、建設コストは増大する。経済性における、両効果の大小関係を把握するため、大型炉を対象に発電単価の概略評価を行った。

表3 ナトリウム冷却炉MOX燃料炉心の主要目の比較(中型炉)

項目	コンパクト型炉心		高内部転換型炉心	
	導入期	平衡期	導入期	平衡期
基本条件・炉心構成				
出力(MWe/MWt)	750/1,785	同左	750/1,785	同左
運転サイクル長さ(ヶ月)	18	18	27	26
燃料交換バッチ数(炉心/径ブランケット)	4/4	4/-	4/4	4/-
炉心高さ(cm)	80	同左	100	同左
軸ブランケット厚さ(cm)(上部/下部)	30/40	47/50	30/30	同左
炉心等価直径(cm)	349	同左	371	同左
遮へい体外接円径(cm)	536	同左	532	同左
炉心燃料仕様				
炉心材料(被覆管/ラッパ管)	ODS鋼/PNC-FMS鋼	同左	ODS鋼/PNC-FMS鋼	同左
燃料ピン外径/被覆管肉厚(mm)	8.5/0.50	同左	10.4/0.71	同左
燃料ピンピッチ対外径比(P/D)	1.15	同左	1.11	同左
集合体当たり燃料ピン本数(本)	271 ^{*1}	同左	217 ^{*1}	同左
ラッパ管外対面間距離/肉厚(mm)	174.0/5.0	同左	182.8/5.0	同左
集合体配列ピッチ(mm)	178.0	同左	186.1	同左
炉心主要核特性				
Pu富化度(wt%)(内側/外側炉心) ^{*2}	22/27	22/27	19/23	19/23
取出平均燃焼度(GWd/t)(炉心/全体) ^{*3}	149/55	149/75	150/81	149/101
燃焼反応度(% k/kk')	3.7	3.7	2.8	2.9
最大線出力密度(W/cm)	416	427	426	417
最大高速中性子照射量(n/cm ²) ^{*4}	4.6 × 10 ²³	4.6 × 10 ²³	5.3 × 10 ²³	5.5 × 10 ²³
増殖比	1.15	1.04	1.11	1.04
炉心平均比出力(kW/kg-MOX)	59	62	41	41
複合システム倍増時間(年) ^{*5}	53	-	74	-
炉心部ドップラ係数(Tdk/dT)(平衡末期)	-4.4 × 10 ⁻³	-4.6 × 10 ⁻³	-4.9 × 10 ⁻³	-5.3 × 10 ⁻³
炉心部ポイド反応度(β)(平衡末期)	5.5	5.5	5.5	5.5
装荷時核分裂性Pu重量(t/GWe)	4.7	4.7	6.1	6.0

* 1 : バンドル中央部の37ピンは、上下軸方向ブランケットを削除したABLE型燃料ピンを使用

* 2 : Pu/HM, FP混入率2.0vol%,

TRU組成比: ²³⁸Pu/²³⁹Pu/²⁴⁰Pu/²⁴¹Pu/²⁴²Pu/²⁴³Pu/²³⁷Np/²⁴¹Am/²⁴²Am/²⁴²Am/²⁴³Am/²⁴²Cm/²⁴³Cm/²⁴⁴Cm/²⁴⁵Cm
= 1.1/54.1/32.1/4.3/3.9/0.5/2.0/0.0/0.0/1.0/0.0/0.0/1.0/0.0

* 3 : ブランケット燃料を含む全体の平均燃焼度, * 4 : E>0.1MeV, * 5 : 燃料炉外滞在期間5年, 燃料交換・定期検査期間45日

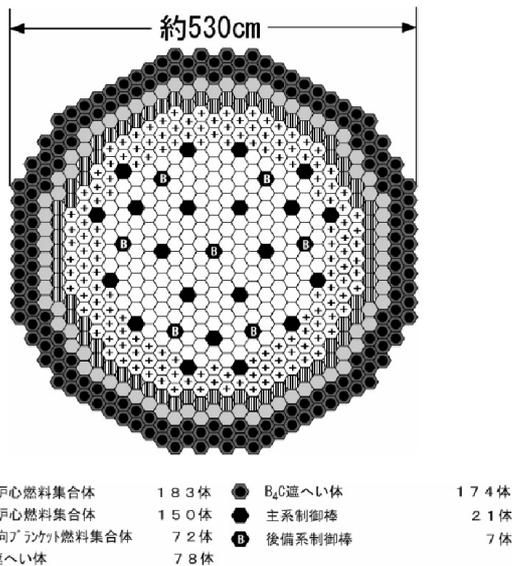
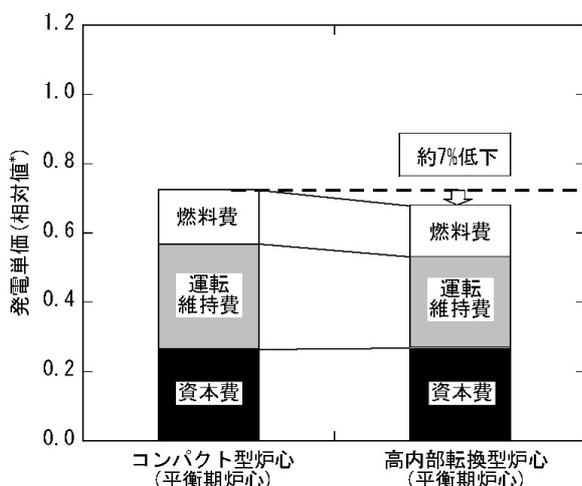


図5 ナトリウム冷却炉MOX燃料高内部転換型炉心の炉心配置図(中型炉)

図6に発電単価内訳を比較して示すが、ここで、資本費は建設コスト、運転維持費は稼働率、燃料費は全炉心取出平均燃焼度の影響が主となる。燃料費については、別稿「高速増殖炉サイクルシステムの総合評価」で述べている評価手法で評価すると、同様の結果が得られる。「高内部転換型炉心」では、炉容器径が増加し資本費は増加する。しかし、その程度はわずかであることが分かり、発電単価は大型炉で7%程度低減することが示された。中型炉では、先に示したとおり燃焼



*: 実用化戦略調査研究フェーズIIにおける発電単価の設計要求 4.0円/kWhに対する相対値

図6 ナトリウム冷却炉MOX燃料炉の発電単価の比較(大型炉)

度の増加割合が大きいことから、低減率は17%とより大きくなる結果であった¹⁰⁾。

2.4 まとめ

「コンパクト型炉心」「高内部転換型炉心」とも、主に径ブランクの調整で、FBR導入期から平衡期の増殖性に柔軟に対応できる炉心が構築可能であることが分かった。また、「高内部転換型炉心」では、経済性に大幅な向上が見られ、ナトリウムMOX燃料炉の代表炉心として有望な概念であることが示された。ただ、大型炉では遮へい体外接円径が、現状の取合条件を超過しており、従来想定より大きな径の炉容器について製造性等の成立見直しを検討する必要がある。

今後の課題としては、別途、安全性評価において、ABLE型集合体では再臨界回避を明確に主張することは困難な見通しが示されており、フェーズ後半では、再臨界回避性能を改善した集合体概念の検討を行う。現状の候補としてはFAIDUS型集合体をベースに、核特性・構造等の課題に対処すべく、燃料ピンとほぼ同等の長さの内部ダクトを集合体のコーナ部に設置した集合体(Short-FAIDUS型集合体)が有望と考えられており、構造・熱流動に関する成立性も含め設計検討を行う予定である。

3. ナトリウム冷却炉金属燃料炉心

3.1 検討の目的

FBR実用化時代に求められる高い経済性の観点から、MOX燃料炉心と比較して高い増殖性能や燃料インベントリの低減が期待できる金属燃料炉心を取り上げる。実用化戦略調査研究フェーズでは、FBR導入期における早期導入性に優れる「コンパクト型炉心」及び出口温度の高温化による経済性向上を図った「高出口温度型炉心」の概念を構築した。

3.2 炉心形式と特徴

(1) コンパクト型炉心

この概念は、フェーズから既に検討が開始されており¹¹⁾、MOX燃料炉心と同様にプルトニウム富化度による均質2領域型の基本仕様を有している。また、炉心をコンパクトとすることにより燃料インベントリを低減し、FBRの導入期や移行期における早期導入性を指向している。フェーズ

では切込付コラム型炉上部機構 (UIS) に対応した制御棒配置を採用すると共に, MOX 燃料炉心に対する相対的な魅力追求を主眼に置き, MOX 燃料炉心と同様の炉心配置, 同等の増殖比を有する大型炉心を構築する。

(2) 高出口温度型炉心

フェーズ から「コンパクト型炉心」の代替概念として新たに検討に着手した炉心である。ロシアで設計された鉛冷却窒化物燃料炉心 BREST-300^{(12), (13)} の単一プルトニウム富化度仕様及び高重金属密度特性をナトリウム冷却金属燃料炉心に活用させることにより, 運転期間中の出力分布変動を抑制し, 冷却材流量配分を合理化し, 出口温度高温化を目指した概念である^{(5), (6), (14), (15)}。運転期間中の出力密度を図 7 に示すが, その変動がほとんど見られないことが分かる。

さて, 過去の検討では, 径方向出力分布平坦化のために, 炉心を径方向に多領域として炉心領域ごとに燃料のピン径を変更していた。このような燃料仕様を採用した場合には, 燃料製造設備設計において新たな課題が発生することと, 炉心内側の冷却材体積比が大きくなるために冷却材ポイド反応度が増加傾向にあることが問題となる。それらの課題を克服する方策として, ピン径の代わりにウラン - プルトニウム - ジルコニウム (U-Pu-Zr) 三元系合金燃料のジルコニウム含有率を多段階化することによるジルコニウム含有率多領域型炉心が提案された^{(16), (17)}。

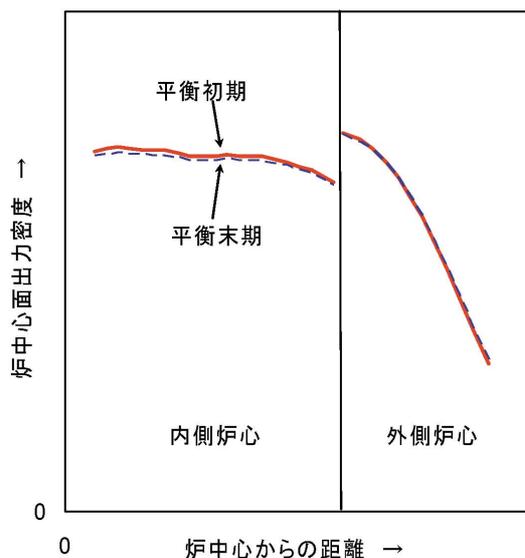


図7 ナトリウム冷却炉金属燃料高出口温度型炉心の運転期間中の出力密度変動

3.3 検討条件

ここでは, 電気出力1,500MWeを有する大型炉心概念の構築について示す。

(1) プラント条件

プラント温度条件はそれぞれの炉型について次のように設定した。「コンパクト型炉心」については, ナトリウム冷却MOX燃料炉心と比較して, 被覆管最高温度が約50℃制約されることと, 径方向出力ピーキング係数が同等と考えられることから, 約50%低い1505 / 350とした(熱効率40%)。「高出口温度型炉心」については, その開発意義からナトリウム冷却MOX燃料炉心と同等の550 / 395とした(熱効率42%)。

運転サイクル長さは, 稼働率向上の観点から18ヶ月以上とした。

(2) 炉心径

原子炉構造コンパクト化の観点から, 炉心の遮へい体外接円径の条件を下記とした。

- ・大型炉遮へい体外接円径 : 6.6m以下

(3) 炉心燃料組成

炉心燃料に用いる組成は, 金属燃料高速炉多重リサイクルにおけるMAを含んだTRU組成とした。また, 低除染再処理(金属電解法)による核分裂生成物核種(FP)の混入(0.6vol%)を考慮するものとした。

(4) 制御棒配置

切込付コラム型UIS対応の制御棒配置とする。

(5) 被覆管最高温度

熱設計において液相形成防止のために被覆管内面最高温度を650℃以下とする。

3.4 炉心設計目標

(1) 炉心部取出平均燃焼度

金属燃料はMOX燃料と比較して, 燃料中に酸素のような軽元素を含まず, 重金属密度が高いという特徴を有する。その結果, 金属燃料炉心では中性子経済が向上し, より低いプルトニウム富化度でも臨界を達成できるため, 原子炉出力保存の下では中性子束レベルが上昇する。また, 中性子の減速が抑制され, 中性子スペクトルが硬くなる。一方, 被覆管やラッパ管等の構造材の照射損傷は主に高速中性子の累積照射量に依存するため, 金属燃料炉心の構造材はより厳しい照射環境下にある。定量的には, 単位燃焼度当たりに照射される高速中性子束(中性子エネルギー0.1MeV

以上、以下 $E > 0.1\text{MeV}$)は、MOX燃料炉心の約1.5倍となるとの解析結果が得られている。

さて、実用化戦略調査研究の燃焼度目標(炉心部取出平均燃焼度 150GWd/t)に対し最大高速中性子照射量は、MOX燃料炉心では炉心材料の開発目標目安である $5 \times 10^{23}\text{n/cm}^2$ ($E > 0.1\text{MeV}$)程度となるが、金属燃料炉心では $7 \sim 8 \times 10^{23}\text{n/cm}^2$ ($E > 0.1\text{MeV}$)程度になることが容易に予測できる。また、MOX燃料炉心と同じ燃料集合体仕様では構造材の照射変形量も1.5倍程度となるために、被覆管とラッパ管の厚肉化とラッパ管間ギャップの増大を図る必要がある。しかしながら、そのような照射変形対策を施した燃焼仕様を有する金属燃料炉心では、MOX燃料炉心に対する核特性上の優位性はほとんど見出せないとする評価例もある。そこで、フェーズ 中間まとめにおける金属燃料炉心概念の構築においては、次のような前提を置くこととした。

- ・炉心部取出平均燃焼度 150GWd/t の達成による資源有効利用及び経済性向上の利点を重視し、最大高速中性子照射量に対する制限を設定しな

い。

- ・材料の照射変形量評価式の合理化を仮定し、炉心部取出平均燃焼度が 150GWd/t に達した状態でも、構造材の照射変形量は最大高速中性子照射量 $5 \times 10^{23}\text{n/cm}^2$ ($E > 0.1\text{MeV}$)相当とする。

(2) 増殖比

高速炉導入シナリオに従い、高速炉の導入期から移行期・平衡期(本格運用期)にかけて柔軟に対応可能な炉心を構築することから、導入期向けの炉心については1.1~1.2、平衡期向けの炉心については1.04程度を目標とする。

(3) ナトリウムボイド反応度

これまでの炉心崩壊事故(CDA)解析経験に基づき、流量低下時スクラム失敗事象(ULOF)起因過程での即発臨界が生じない条件として、金属燃料炉心では8%未満を目安とする²⁰⁾。

3.5 炉心・燃料仕様と主要特性

構築した炉心の主要仕様・核特性を表4に示す。以下、それぞれの型式の炉心について設計結果を示す。

表4 ナトリウム冷却炉金属燃料炉心の主要目(大型炉)

	項 目	コンパクト型炉心 (導入期)	高出口温度型炉心 (導入期)
基本条件・炉心構成	出力(MWe/MWt)	1,500/3,750	1,500/3,570
	運転サイクル長さ(ヶ月)	20	22
	燃料交換バッチ数(炉心/径プランケット)	4/4	5/-
	炉心高さ(cm)	80	95
	軸プランケット厚さ(cm) [上部/下部]	40/5	17/-
	炉心等価直径(cm)	487	500
	遮へい体外径径径(cm)	640	673
炉心燃料仕様	炉心材料(被覆管/ラッパ管)	ODS鋼/PNC-FMS鋼	ODS鋼/PNC-FMS鋼
	燃料ピン外径/被覆管肉厚(mm)	8.5/0.50	8.5/0.50
	燃料ピンピッチ対外径比(P/D)	1.19	1.15
	集合体当たり燃料ピン本数(本)	271	331
	ラッパ管対面間距離/肉厚(mm)	180.0/5.0	190.3/5.0
	集合体配列ピッチ(mm)	186.0	197.4
炉心主要核特性	Pu富化度(wt% [内側/外側炉心]) ¹⁾	14/19	13/13(単一)
	Zr含有率(Wt% [内側/外側炉心])	10/10	16/10
	取出平均燃焼度(GWd/t [炉心/全体]) ²⁾	153/72	152/131
	燃焼反応度(% k/kk')	2.2	1.5
	最大線出力密度(W/cm)	496	321
	最大高速中性子照射量(n/cm^2) ³⁾	7.3×10^{23}	7.4×10^{23}
	増殖比	1.16	1.04
	複合システム倍増時間(年) ⁴⁾	39	-
	炉心部ドップラ係数(Tdk/dT [平衡末期])	-3.5×10^{-3}	-3.8×10^{-3}
	炉心部ボイド反応度(% [平衡末期])	8.0	7.8
装荷時核分裂性Pu重量(t/GWe)	4.0	4.8	

* 1 : Pu/HM, FP混入率0.6vol%,
TRU組成比: $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}/^{237}\text{Np}/^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am}/^{244}\text{Cm}/^{245}\text{Cm}$
= 1.1/66.0/25.2/2.4/2.4/0.4/1.6/0.5/0.4/0.1

* 2 : プランケット燃料を含む全体の平均燃焼度

* 3 : $E > 0.1\text{MeV}$

* 4 : 燃料炉外滞在期間5年, 燃料交換・定期検査期間45日

(1) コンパクト型炉心

燃料インベントリの低減が求められる導入期に向けた炉心を構築した。炉心配置を図8に示す。構築した炉心はいずれの設計条件，設計目標も満足している。装荷時核分裂性プルトニウム重量は4.0t/GWeが得られ，早期導入性のポテンシャルを十分に有していることが分かった。なお，ブランケット量の削減により平衡期向け炉心の構築も可能である。

(2) 高出口温度型炉心

優れた経済性が期待される平衡期に向けた炉心を構築した。炉心配置を図9に示す。構築した炉心は，ほぼ設計条件，設計目標を満足している。遮へい体外径径の取り合い条件を約10cm超過する結果となったが，ジルコニウム含有率を内側/外側炉心共に減少させることにより炉心のコンパクト化可能なので，条件を満足できる見込みである。なお，上部軸ブランケットの増加により，導入期向け炉心の構築も可能である。

熱特性解析として，原子炉出口/入口温度550/395の条件で開発課題縮小のためにワイヤ型スペーサの適用を想定して冷却材流量配分計画を策定した。その結果，被覆管内面最高温度は

655と制限の650を超過する結果となったが，工学的安全係数の合理化や液相形成温度制限の緩和等により満足できる範囲内であると考えられる。

3.6 まとめ

資源有効利用性と経済性の向上を目指した2種類の金属燃料炉心概念を構築した。フェーズ中間まとめでは，従来概念であることから開発課題がより少ない「コンパクト型炉心」を代表概念として選定した。フェーズ後半においては，経済性の向上が大いに期待できる「高出口温度型炉心」の検討を中心に行う予定である。また，燃料製造側の設計対応の進捗等から，「高出口温度型炉心」の燃料サイクル側への適合性が明らかになるものと期待される。以上の検討結果を踏まえ，フェーズ後半における金属燃料炉心の代表概念を選定する。

4. 鉛ビスマス冷却高速炉

4.1 検討の経緯^{21)~25)}

重金属冷却高速炉はナトリウム冷却炉と比較して，二次冷却系が不要なことなどによるプラントの簡素化や，冷却材沸点がより高温であることによる固有安全性の向上などが期待される。

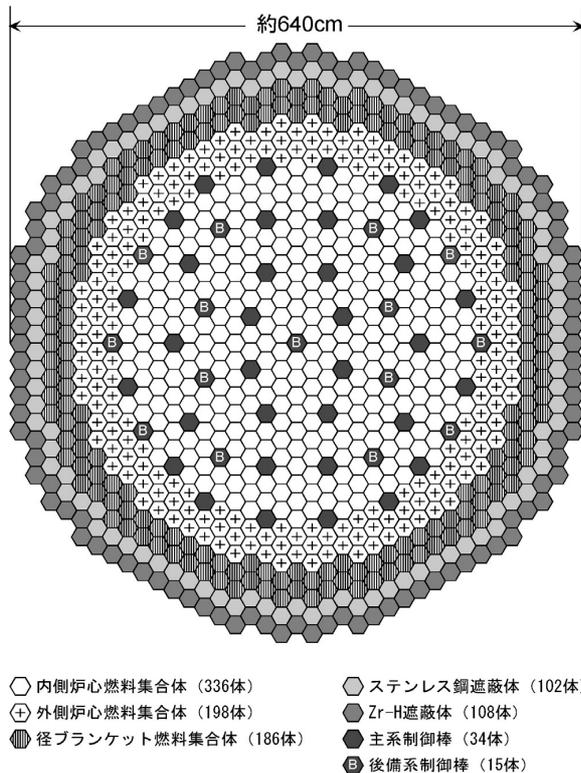


図8 ナトリウム冷却炉金属燃料コンパクト型炉心の炉心配置図(大型炉)

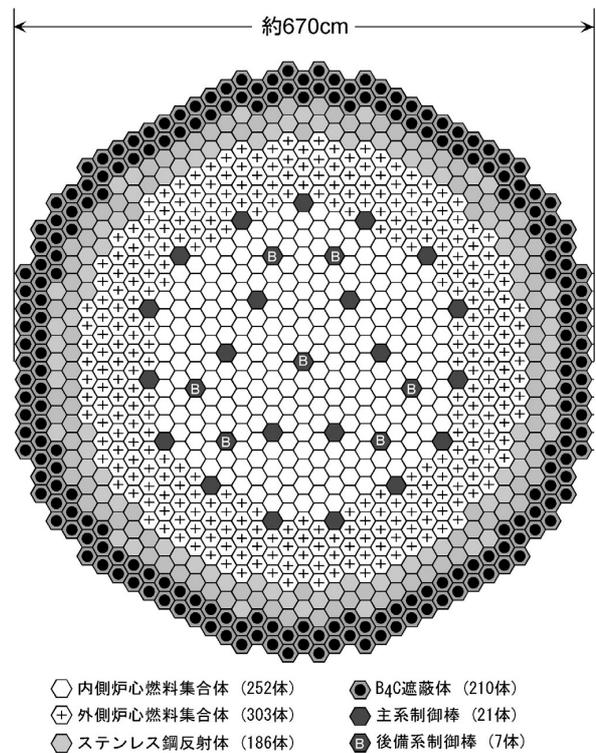


図9 ナトリウム冷却炉金属燃料高出口温度型炉心の炉心配置図(大型炉)

フェーズの重金属冷却炉の検討においては、原子炉構造の耐震性と、鉛冷却の場合の高温下メンテナンスの困難さを勘案して、鉛ビスマス冷却炉が選定され、炉心設計では自然循環冷却方式の窒化物燃料炉心を主体に検討した。フェーズの検討においては、強制循環冷却方式も検討して、両方式の炉心を比較するとともに、中間取りまとめの代表炉心を設定した。

4.2 炉心設計

(1) 炉心設計条件

自然循環冷却方式（NC）と強制循環冷却方式（FC）の鉛ビスマス冷却炉の主要な炉心設計条件として、プラント・炉心燃料基本仕様、炉心性能目標、制限条件を表5に示す。ここで、FCの電気出力はNCと同等の炉容器に収まる最大出力を設定した。

(2) 炉心燃料仕様及び炉心特性

炉心仕様の設定にあたっては、高速中性子照射（ $E > 0.1\text{MeV}$ ）によるラップ管の膨れなどにより生ずるラップ管間相互作用（DDI）の回避を考慮した。DDIを回避するには、ラップ管同士の中心間の距離を「ラップ管内対面距離 + ラップ管肉厚 $\times 2$ + ラップ管膨れ量」以上とする必要がある。高速中性子照射（ $5 \times 10^{23}\text{n/cm}^2$ （ $E > 0.1\text{MeV}$ ））

表5 鉛ビスマス冷却炉の主要な炉心設計条件

項		目		条件
プラント基本仕様	出力	NC	550MWe/1,450MWt	
		FC	750MWe/1,875MWt	
	炉心出入口温度	NC	465 / 285	
		FC	520 / 352	
炉心燃料基本仕様	燃料形態	窒化物		
	炉心材料	ODS鋼、PNC-FMS鋼		
	燃料組成	FBR多重リサイクルTRU + 随伴FP		
炉心性能目標	増殖比	導入期	1.1 ~ 1.2	
		平衡期	1.04程度	
	取出平均燃焼度	炉心部	150GWd/t程度	
		全炉心	60GWd/t程度以上	
	運転サイクル長さ	18ヶ月程度以上		
制限条件	被覆管最高温度	650以下		
	通常運転時の損傷寿命分数和(CDF)	0.5以下		
	冷却材流速	2m/s以下		
	冷却材ボイド反応度	10\$程度以下(目安)		

を考慮した場合のラップ管肉厚と「ラップ管肉厚 $\times 2$ + ラップ管膨れ量」の関係を図10に示す。燃料体積比を高める観点からは、同図の縦軸の値が小さくなるような設計にすればよいが、ラップ管が厚くなると膨れ量は減少するため、この値は極小値を持つので、その点でのラップ管肉厚を設計に用いた。

図10の結果を用いて炉心仕様を設定し、強制循環炉と自然循環炉の炉心設計を実施した。両冷却方式の炉心について、燃料費削減の観点から150GWd/t程度の高燃焼度炉心を代表炉心に設定した。その主要目を表6に示し、強制循環炉の炉心配置図を図11に示す。同表には開発課題の少ないMOX炉心を強制循環炉に装荷した場合の特性も合わせて示した。MOX燃料は増殖性能が悪いため、導入期炉心で2層、平衡期炉心で1層の径方向ブランケットを装荷している。なお、炉心は全て均質2領域炉心である。

代表炉心は径方向ブランケットを装荷することなく炉心設計目標を満足している。例えば、強制循環炉の導入期炉心では運転サイクル長さ18ヶ月、炉心部取出平均燃焼度157GWd/t、増殖比1.15といずれも設計目標を満足している。ただし、高速中性子照射量が炉心材料の開発目標目安の制限値（ $5 \times 10^{23}\text{n/cm}^2$ （ $E > 0.1\text{MeV}$ ））を超えており、照射量制限を満足する照射量制限対応炉心についても検討した。なお、強制循環炉では安全性向上の観点から上部軸方向ブランケットを削除したこと、自然循環炉では炉心部圧損を抑えるために炉心等価直径が強制循環炉に比べて大きくなる特徴である。

(3) 被覆管温度制限変更に関する予備解析

現状では被覆管最高温度の制限は650として

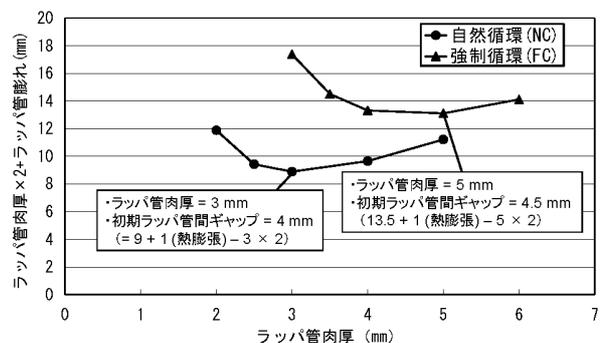


図10 鉛ビスマス冷却炉のラップ管肉厚と「ラップ管肉厚 $\times 2$ + ラップ管膨れ」の関係

表6 鉛ビスマス冷却炉の炉心主要目の比較

項 目	強制循環炉窒化物燃料炉心		自然循環炉窒化物燃料炉心		強制循環炉MOX燃料炉心	
	導入期	平衡期	導入期	平衡期	導入期	平衡期
基本条件・炉心構成						
出力 (MWe/MWt)	750/1 875	750/1 875	550/1 450	550/1 450	750/1 875	750/1 875
運転サイクル長さ(ヶ月)	18	18	18	18	18	18
燃料交換バッチ数 炉心/径ブランケット)	7/-	7/-	8/-	8/-	6/6	6/6
炉心高さ (cm)	70	70	70	70	90	90
軸ブランケット厚さ (cm) (上部/下部)	-/35	-/10	30/30	14/14	-/55	-/35
炉心等価直径 (cm)	441	441	464	464	441	441
遮へい体外径 (cm)	523	523	562	562	557	557
炉心燃料仕様						
炉心材料(被覆管/ラッパ管)	ODS鋼/PNC-FMS鋼	ODS鋼/PNC-FMS鋼	ODS鋼/PNC-FMS鋼	ODS鋼/PNC-FMS鋼	ODS鋼/PNC-FMS鋼	ODS鋼/PNC-FMS鋼
燃料ピン外径/被覆管肉厚 (mm)	7.3/0.42	7.3/0.42	8.5/0.46	8.5/0.46	7.3/0.52	7.3/0.52
燃料ピンピッチ対外径比 (P/D)	1.22	1.22	1.47	1.47	1.22	1.22
集合体当たり燃料ピン本数(本)	331	331	271	271	331	331
ラッパ管対外面間距離/肉厚 (mm)	173.0/5.0	173.0/5.0	211.3/3.0	211.3/3.0	173.0/5.0	173.0/5.0
集合体配列ピッチ (mm)	177.5	177.5	215.3	215.3	177.5	177.5
炉心主要核特性						
Pu富化度 (wt% (内側/外側炉心) ^{*1})	15/18	15/18	18/24	18/24	20/24	20/24
取出平均燃焼度 (GWd/t (炉心/全体) ^{*2})	157/105	159/143	156/89	160/122	149/61	148/87
燃焼反応度 (% k/kk') [*]	0.90	0.70	1.2	1.1	2.4	2.3
最大線出力密度 (W/cm)	196	199	229	233	157	156
最大高速中性子照射量 (n/cm ²) ^{*3}	6.4 × 10 ²³	6.6 × 10 ²³	5.7 × 10 ²³	5.9 × 10 ²³	4.7 × 10 ²³	4.7 × 10 ²³
増殖比	1.15	1.04	1.17	1.04	1.10	1.04
複合システム倍増時間 (年) ^{*4}	48	-	51	-	80	-
炉心部ドップラ係数 Tdk/dT (平衡末期)	-3.0 × 10 ⁻³	-3.1 × 10 ⁻³	-2.3 × 10 ⁻³	-2.4 × 10 ⁻³	-3.7 × 10 ⁻³	-3.7 × 10 ⁻³
炉心部ボイド反応度 (β (平衡末期)	4.8	5.2	8.7	9.4	4.7	4.9
装荷時核分裂性Pu重量 (t/GWe)	5.8	5.6	8.0	7.8	6.9	6.8

* 1 : Pu/HM, FP混入率2.0vol%,
TRU組成比: ²³⁸Pu/²³⁹Pu/²⁴⁰Pu/²⁴¹Pu/²⁴²Pu/²³⁷Np/²⁴¹Am/²⁴³Am/²⁴⁴Cm/²⁴⁵Cm
= 1.1/54.1/32.1/4.3/3.9/0.5/2.0/1.0/1.0/0.0

* 2 : ブランケット燃料を含む全体の平均燃焼度, * 3 : E > 0.1MeV, * 4 : 燃料炉外滞在期間5年, 燃料交換・定期検査期間39日

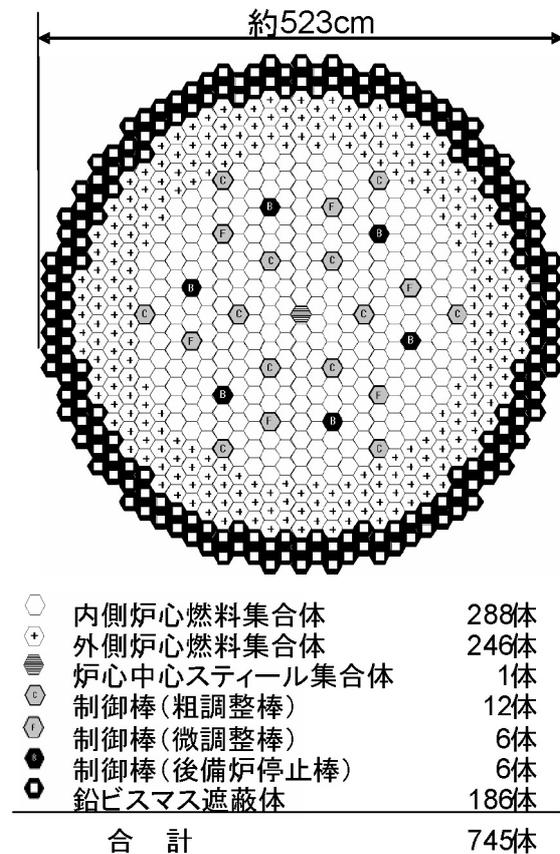


図11 鉛ビスマス冷却炉強制循環冷却炉心の炉心配置図

いるが、最近の鉛ビスマス中の被覆管材料の腐食試験の結果²⁶⁾から、制限温度を570 程度まで下げることがある可能性が出てきた。そこで、被覆管温度制限を変更した場合について、炉心入口温度が285 以上であることを目安とした予備検討を実施した。上記の285 の設定は、同温度が低下すると蒸気発生器伝熱面積が増大し、タンク型の炉容器径が大きくなるので、その過大な影響を避けるためである。

本検討は、代表炉心の燃料仕様をベースとし、腐食評価には現設計の腐食評価式²⁷⁾を用いた。検討では、炉心出力とバンドル圧損(自然循環炉心では自然循環力)が一定となることを条件として、被覆管最高温度を570 に設定し、炉心入口温度の制限目安を満たす炉心出入口温度差(ΔT)を求めた。本検討による炉心出入口温度差と炉心冷却材温度の関係を図12に示す。本図より以下のことが分かる。

・自然循環炉心では、ΔTを140 程度(覆管最高温度制限を650 とした現設計から約40 の低下)に下げると炉心入口温度285、炉心出口温度は430 程度となる見通しである。ただし、ΔTを下げると自然循環力が低下するため、自然

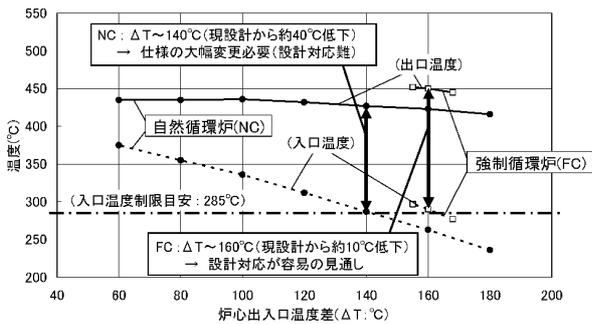


図12 鉛ビスマス冷却炉の炉心出入口温度差と炉心出入口温度の関係

循環力確保のためにプラント仕様を大幅に変更(伝熱中心高低差拡大による炉容器軸長の増大等)する必要がある。

- ・強制循環炉心では、 T を160程度(現設計から約10の低下)に下げることにより、炉心入口温度285、炉心出口温度450程度を実現する見通しである。

なお、現設計の腐食評価式を用いた本予備解析では、被覆管最高温度の低下が炉心性能へ与える影響は軽微であるとの結果が得られている。これは、被覆管最高温度が低下した場合に炉心出入口温度差の低下による燃料ピッチ増大の効果と被覆管腐食量減少による被覆管薄肉化の効果が相殺されたためと思われる。

4.3 まとめ

フェーズ 中間取りまとめの鉛ビスマス冷却炉代表炉心を設計した。炉心特性解析の結果から、代表炉心は設計条件を満足するが、炉心部取出平均燃焼度150GWd/tを達成するためには、高速中性子照射量がODS鋼及びPNC-FMS鋼の開発目標目安の制限値($5 \times 10^{23} \text{n/cm}^2 (E > 0.1 \text{MeV})$)をやや上回るようになった。また、最近の鉛ビスマス中の被覆管材料の腐食試験の結果を踏まえて、被覆管最高温度条件が変わったときの影響を概略評価した。その結果、自然循環炉では現行設計のプラント仕様は大幅に変更する必要があることが分かった。今後は最新の鉛ビスマス中の腐食試験結果を反映した設計を行う予定である。

5. ヘリウムガス冷却高速炉

5.1 炉心設計検討の概要

実用化戦略調査研究におけるガス冷却高速炉検

討^{21),28)-30)}では、冷却材(ヘリウム/炭酸ガス)とプラント形態(ガスタービン直接サイクル/蒸気タービン間接サイクル)の組合せから、経済性に優れ、高温・多目的利用を見込む「ヘリウム冷却・ガスタービン直接サイクル型高速炉」を有望概念と位置付けている。

ヘリウムガスはナトリウムと比較し、化学的安定性に優れ、冷却材ボイド化に由来する大きな正の反応度印加を有しない特長を有する。一方、熱輸送能力に劣ることから、原子炉の除熱性確保のため加圧状態で運転する必要がある。これは炉心及び1次冷却系統を耐圧構造とする必要とともに、減圧事故時の格納容器背圧を高め、炉心除熱性を確保する必要も生じさせる。

本検討では、ヘリウムの化学的安定性を生かす観点から高温・高効率の炉心・プラント概念が指向され、原子炉出口温度は850に達する。燃料形態は、被覆粒子燃料を用いる「横方向流冷却型概念」、「六角ブロック型概念」及びペレット状燃料を用いる「耐熱被覆ピン型概念」の3形態に関する炉心概念を検討した³¹⁾⁻³⁵⁾。何れも核特性に優れた窒化物燃料を用いた。安全上は、減圧事故でスクラムが作動せず動的崩壊熱除熱系も不作動となる事象(AWS)においても、炉心除熱性が確保される、という堅牢な特性を追求する。

5.2 被覆粒子燃料：横方向流冷却型概念

本燃料集合体概念は、窒化物核燃料を高温強度に優れた窒化チタン(TiN)で密封保護した被覆粒子燃料³⁶⁾⁻³⁸⁾を、二重円筒形状のコンパートメント内に充填積層したものである。図13に燃料及び燃料集合体の概念を示す。ヘリウムは炉心入口内管 内管フリット 粒子充填層 外管フリット 外管 炉心出口と流れ、被覆粒子は直接冷却され、また充填層流路が短いため圧力損失は抑えられる。横方向流を均等に流量配分するため、内管フリット開孔率を絞り(炉心部/軸ブランケット部で各4%/5%)、炉内での支配的な圧力損失要素としている。構造材料は加工性に優れ、高温高強度を有する炭化ケイ素(SiC)材料を用いる。

炉心構成を図14に、主要な核特性を表7左列に示す。実用化戦略調査研究フェーズでのヘリウムガス炉概念の検討²¹⁾と比較し、ヘリウム炉内流速制限(当面100m/sにて検討)下で充填部体積率を高め、燃料体積比の向上(9.15% 16.3%)

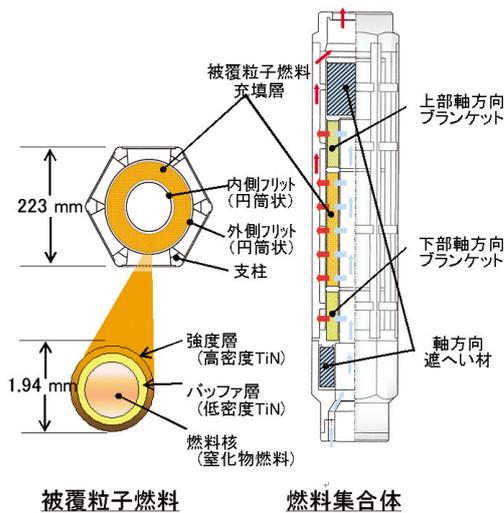
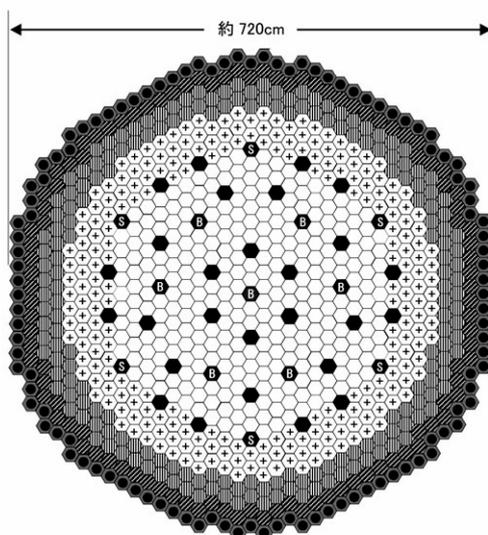


図13 ヘリウムガス冷却炉横方向流冷却・被覆粒子型燃料集合体の概略図



○	内側炉心燃料集合体	303体
⊕	外側炉心燃料集合体	240体
⊖	径方向フランケット燃料集合体	186体
⊙	SiC遮へい体	102体
●	B ₄ C遮へい体	108体
⊙	主系制御棒	27体
⊙	後備系制御棒	7体
⊙	制御棒 (受動的炉停止系)	6体
合 計		979体

図14 ヘリウムガス冷却炉横方向流冷却型炉心の炉心配置図

を図った。その結果、炉心取出平均燃焼度95 GWd/t 119GWd/t、増殖比1.09 1.17と核特性が向上し、実用化戦略調査研究での設計目標を満足する炉心概念が得られた。同時に冷却材体積比の低減(72.2% 56.2%)により減圧反応度が改善した(2.5\$ 1.15\$)。軸方向に富化度分布を

設けた出力分布平坦化により、炉心高さ低減(3.2m 1.8m)と出力密度向上(28MW/m³ 51MW/m³)を図った。設計基準代表事象(DBE)として減圧事故、全電源喪失、制御棒誤引抜解析を実施し、判断基準(炉心燃料・被覆層温度1600以下)を満たし、かつ苛酷事象(過渡過出力時スクラム失敗事象(UTOP, ULOF)及びAWSで成立性判断目安(燃料・被覆層温度2200以下)を満たす見通しが、過渡解析を通じて得られている。

5.3 被覆粒子燃料：六角ブロック型概念

本燃料集合体概念は、被覆粒子燃料を六角ブロック形状のSiC固相マトリクス内部に分散させたものである。燃料は、ブロックを貫通する冷却管及び固相マトリクスを介して間接冷却される。TiN被覆層とSiCマトリクス及び冷却管による多重防護障壁により、核物質・核分裂性核種の閉じ込め機能強化を図る。炉心・燃料設計上は、ブロックによる炉心の高熱容量化と、被覆層減肉化による燃料体積比向上をねらいとする。図15に燃料及び燃料集合体の概念を示す。

炉心配置を図16に、主要な核特性を表7中央列に示す。均質2領域炉心で炉心高さ90cm、等価直径594cmで、炉心出力密度は81MW/m³と比較的高い。被覆粒子燃焼は直径1.0mm、充填率は50%である。燃料体積比は21.3%に達し、炉心部取出燃焼度120GWd/tに対し増殖比1.14と比較的良好な核特性を示す。初装荷核分裂性プルトニウム重量は7.8t/GWeにとどまり、減圧反応度は

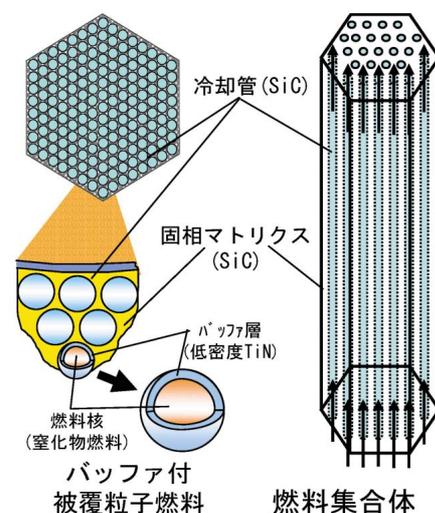


図15 ヘリウムガス冷却炉六角ブロック型燃料集合体の概略図

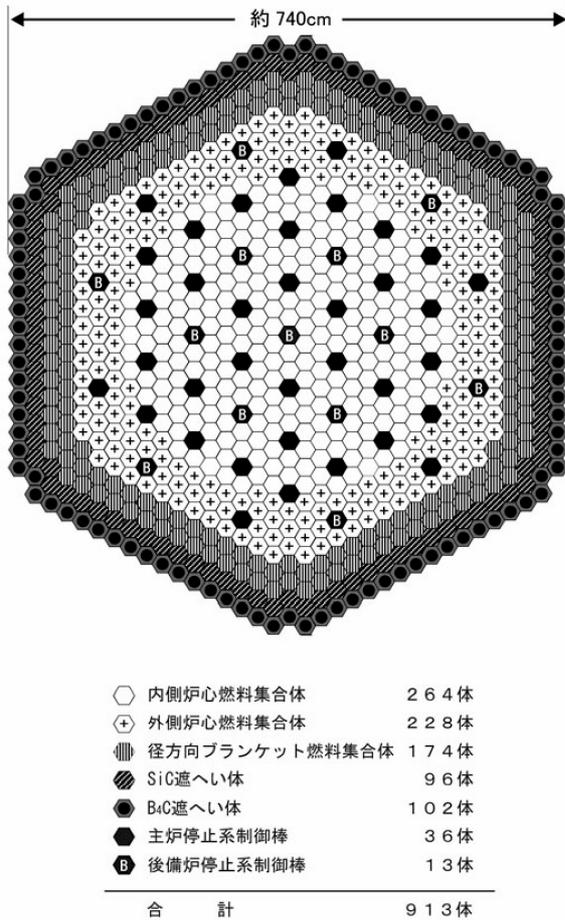


図16 ヘリウムガス冷却炉六角ブロック型炉心の炉心配置図

0.29\$と低い。DBE（減圧事故）での判断基準（燃料・冷却管温度1,600以下）及び苛酷事象（UTOP, ULOF）での成立性判断目安（燃料2,400以下, 冷却管2,200以下）を満たす見通しを得ている。AWSでは、約27,000秒（7時間強）の間、制限目安温度である2,200以下に保たれ、アクシデント・マネジメントに期待し得る時間猶予を有した概念となっている。

5.4 ペレット状燃料：耐熱被覆ピン型概念

本概念はいわゆるピンバンドル燃料集合体である。実用化戦略調査研究フェーズでのヘリウムガス炉概念で検討した高融点金属被覆管²¹⁾に対し、本検討では核特性・高温強度に優れる金属間化合物(Si₃Zr₅)被覆管を用いる。炉心配置と主要な核特性を図17、表7右列に示す。燃料は中空状窒化物ペレットを用いる。燃料体積比38.5/24.3%の減少にもかかわらず、炉心取出平均燃焼度(137/141GWd/t), 増殖比(1.20/1.27)が大幅に向上した。減圧反応度は0.51/1.7\$と上昇しており、AWSでは事象発生後30秒以内での自己作動型炉停止機構(SASS)の作動、DBEでは工学的安全システムの作動を不可欠とする結果が得られた。

表7 ヘリウムガス冷却炉の炉心主要目の比較

項目	横方向流冷却型炉心	六角ブロック型炉心	耐熱被覆ピン型炉心
基本条件・炉心構成	出力(MWe/MWt) 1,124/2,400 運転サイクル長さ(ヶ月) 20 燃料交換バッチ数(炉心/径ブランケット) 8/8 炉心高さ(cm) 180 軸ブランケット厚さ(cm) [上部/下部] 35/35 炉心等価直径(cm) 564 遮へい体外接円径(cm) 約720	出力(MWe/MWt) 1,124/2,400 運転サイクル長さ(ヶ月) 20 燃料交換バッチ数(炉心/径ブランケット) 6/6 炉心高さ(cm) 90 軸ブランケット厚さ(cm) [上部/下部] 30/30 炉心等価直径(cm) 594 遮へい体外接円径(cm) 約740	出力(MWe/MWt) 1,124/2,400 運転サイクル長さ(ヶ月) 20 燃料交換バッチ数(炉心/径ブランケット) 6/6 炉心高さ(cm) 120 軸ブランケット厚さ(cm) [上部/下部] 40/40 炉心等価直径(cm) 504 遮へい体外接円径(cm) 約730
炉心燃料仕様	炉心材料(被覆材/構造材) 窒化チタン/炭化ケイ素 燃料形態 窒化物被覆粒子燃料 燃料保持形態 二重円筒管内充填層 燃料冷却形態 横方向流・直接冷却 集合体配列ピッチ(mm) 222.3	炉心材料(被覆材/構造材) 窒化チタン/炭化ケイ素 燃料形態 窒化物被覆粒子燃料 燃料保持形態 固相マトリクス内蔵 燃料冷却形態 縦方向流・間接冷却 集合体配列ピッチ(mm) 243.0	炉心材料(被覆材/構造材) Si ₃ Zr ₅ /Si ₃ Zr ₅ 燃料形態 窒化物燃料ペレット 燃料保持形態 被覆管密封 燃料冷却形態 縦方向流・間接冷却 集合体配列ピッチ(mm) 254.6
炉心主要核特性	Pu富化度(wt%) [内側/外側炉心] ^{*1} 17/21 ^{*5} 22/28 ^{*6} 取出平均燃焼度(GWd/t) [炉心/全体] ^{*2} 119/58 燃焼反応度(% k/kk') 0.80 最大高速中性子照射量(n/cm ²) ^{*3} 3.5 × 10 ²³ 増殖比 1.17 複合システム倍増時間(年) ^{*4} 73 炉心部ドップラ係数(Tdk/dT) [平衡末期] -10 × 10 ⁻³ 減圧反応度(\$) [平衡末期] 1.2 装荷時核分裂性Pu重量(t/GWe) 9.6	Pu富化度(wt%) [内側/外側炉心] 23/24 取出平均燃焼度(GWd/t) [炉心/全体] 120/55 燃焼反応度(% k/kk') 2.0 最大高速中性子照射量(n/cm ²) 2.7 × 10 ²³ 増殖比 1.14 複合システム倍増時間(年) 85 炉心部ドップラ係数(Tdk/dT) [平衡末期] -10 × 10 ⁻³ 減圧反応度(\$) [平衡末期] 0.29 装荷時核分裂性Pu重量(t/GWe) 7.8	Pu富化度(wt%) [内側/外側炉心] 17/23 取出平均燃焼度(GWd/t) [炉心/全体] 141/73 燃焼反応度(% k/kk') 1.2 最大高速中性子照射量(n/cm ²) 6.1 × 10 ²³ 増殖比 1.27 複合システム倍増時間(年) 31 炉心部ドップラ係数(Tdk/dT) [平衡末期] -1.7 × 10 ⁻³ 減圧反応度(\$) [平衡末期] 1.7 装荷時核分裂性Pu重量(t/GWe) 5.4

* 1 : Pu/HM, FP混入率2.0vol%, TRU組成比: ²³⁸Pu/²³⁹Pu/²⁴⁰Pu/²⁴¹Pu/²⁴²Pu/²³⁷Np/²⁴¹Am/²⁴³Am/²⁴⁴Cm/²⁴⁵Cm = 1.1/54.1/32.1/4.3/3.9/0.5/2.0/1.0/1.0/0.0

* 2 : ブランケット燃料を含む全体の平均燃焼度, * 3 : E > 0.1MeV

* 4 : 燃料炉外滞在期間5年, 燃料交換・定期検査期間45日, * 5 : 炉心中央部, * 6 : 炉心上下部

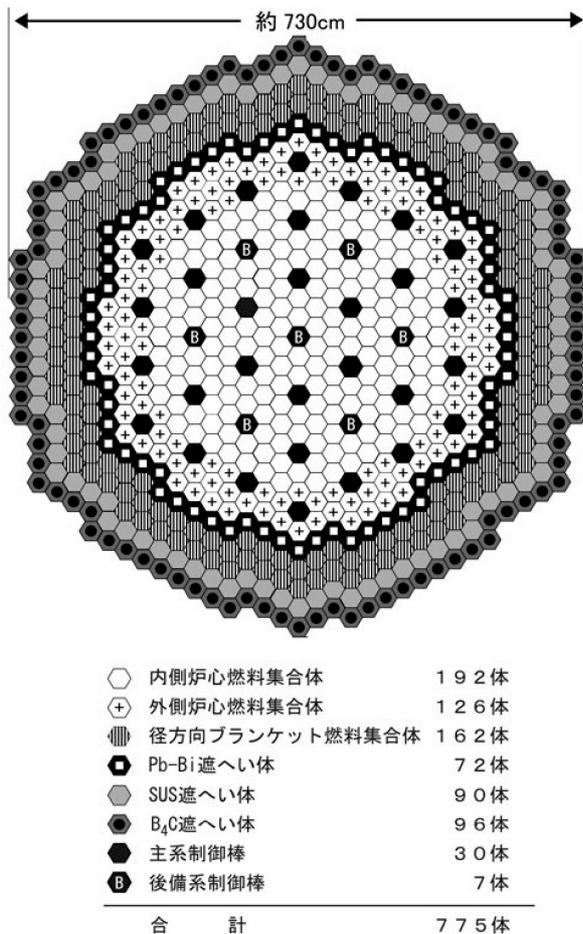


図17 ヘリウムガス冷却炉耐熱被覆ピン型炉心の炉心配置図

5.5 まとめ

窒化物燃料を用いた被覆粒子型及び耐熱被覆ピン型炉心の設計・安全評価を行い、増殖比、取出燃焼度等の核特性の大幅な向上を図ることにより、実用化戦略調査研究における炉心設計目標を達成する概念を設計した。安全上は、AWS時の炉心除熱性を確保する、もしくは十分な除熱猶予時間を有する被覆粒子型燃料概念炉心を構築した。今後も炉心形態適正化の可能性があり、炉心特性・安全特性の更なる向上を視野に、検討を継続する。

6. 水冷却炉

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、技術的実現性が高いとともに、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。しかし一方では、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云う点においては、自ずと限界を持った炉心概念である。この観点から、水冷却炉の有効性に対しては、単に達成が期待される炉心性能の観点からのみ評価するのではなく、商用炉としての技術的実現性や運転・保守性の高さを考慮することが必要である。

6.1 代表炉心概念の選択

水冷却炉心としては、1.0を超える高い転換比と負のポイド反応度係数の同時達成という主要設計目標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）型の数種類の概念³⁹⁾が原研等により構築されていたが、図18に示される扁平二重炉心構成の高転換比BWR型を代表炉心概念として選択した。その理由は、転換比が高く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な設計であること、50GWd/t程度の全炉心燃焼度も達成可能であること、ポイド反応度係数対策も炉心の扁平化のみ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良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が挙げられる。

6.2 代表炉心設計

代表炉心の設計にあたっては、できる限り燃焼度を高くすることとしたが、燃焼度は転換比とトレードオフの関係にあるため、²⁴¹Puの崩壊やサイクル工程ロス等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以上の核分裂性プルトニウム残存比を実現する範囲で設計することとした。燃料組成としては、各種炉心概念に対して共通に想定することとされた低除染湿式再処理によるものとし、炉心から排出される使用済み燃料中のMAは100%回収されて燃料にリサイクルされると仮定するとともに、FPの混入については別途与えられた除染係数に基づくものとした。

炉心の設計においては、軸方向高さの調整を図って、多重リサイクル平衡時の炉心概念の構築を行った。図18及び表8に、3次元炉心解析によってリサイクルを繰り返して平衡状態に達するまで評価した本炉心の多重リサイクル平衡時の炉心概略及び主要諸元と核特性をまとめた。また、その

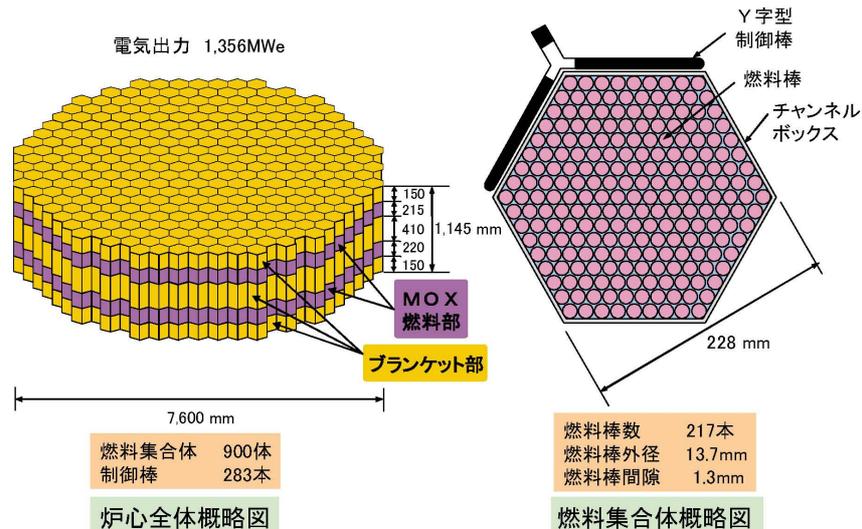


図18 水冷却炉の炉心及び燃料集合体の概略図

表8 水冷却炉の炉心主要目

項	目	設計値
基本条件・炉心構成	出力(MWe/MWt)	1,356/3,926
	連続運転期間(ヶ月)	18
	原子炉圧力(MPa)	7.2
	炉心高さ(cm)	84.5
	軸ブランケット厚さ(cm) (上部/内部/下部)	15/14/15
	炉心外接円直径(cm)	約760
	燃料集合体数	900
炉心燃料仕様	炉心燃料	MOX燃料
	燃料棒外径(mm)	13.7
	燃料棒間隔(mm)	1.3
	集合体当たり燃料棒本数	217
	チャンネルボックス対面距離(mm)	228
炉心主要特性	Pu富化度(wt%)(MOX部) ^{*1}	32
	取出平均燃焼度(GWd/t) (炉心 ^{*2} /全体 ^{*3})	54/45
	増殖比	1.05
	炉心流量(10 ⁴ t/h)	1.8
	炉心圧力損失(MPa)	0.043
	炉心部平均ポイド率(%)	69
	ポイド反応度係数 (10 ⁻⁴ k/k/%void)	-0.5
核分裂性Pu装荷量(t/GWe)	11.4	

* 1 : Pu/HM, MOX部MA含有率2.1wt%,
MOX部FP含有率0.04wt%

* 2 : MOX部+内部ブランケットの平均燃焼度

* 3 : MOX部+全ブランケットの平均燃焼度

ときの燃料のTRU組成は、 $^{237}\text{Np}/^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}/^{241}\text{Am}/^{242\text{m}}\text{Am}/^{243}\text{Am}/^{244}\text{Cm}/^{245}\text{Cm} = 0.5/2.6/48.4/34.5/4.3/4.0/3.6/0.2/1.0/0.7/0.2$ であり、プルトニウム中の核分裂性核種の割合は56.2%、TRU中の核分裂性プルトニウムの割合としては52.7%である。MAに関しては、 ^{237}Np が0.5%、Am及びCmが各々全体で4.8及び0.9%含まれており、MOX燃料中の含有率としては、全

体で2.1wt%であり、FPの含有率は0.04wt%である。主として、これらの混入したMAによるポイド反応度係数の悪化のため、上下ブランケットを短尺化するとともに、それによる転換比の低下を補償するため中間ブランケットを長くする設計調整を行った。

この結果、増殖比は1.05(核分裂性プルトニウム残存比で1.03)であり、負のポイド反応度係数を有する炉心を構築できた。炉心から取り出される燃料集合体の最高燃焼度は90GWd/tを超えるが、中間ブランケットを含めた炉心部の平均燃焼度は54GWd/tで、上下ブランケットを含めた全炉心燃焼度は45GWd/tである。連続運転期間は18ヶ月で、核分裂性プルトニウム装荷量は15.4tである。

炉心の全体構成は図18に示す様に、六角形の燃料集合体900体から構成され、炉心外接半径は3.8mである。また、燃料集合体の間には、燃料集合体3体にほぼ1体の割合でY字型の制御棒が配置されており、全部で283体である。制御棒は、制御材として濃縮炭化ホウ素(B₄C)を用いたもので、BWRと同様に下方から挿入される。本炉心では中性子スペクトルが硬くなるため、 ^{10}B による反応度制御効果が減少する。その対応策として、90%濃縮ホウ素を用いることとし、余剰反応度が最も大きいサイクル初期においても炉停止余裕は1.0% k以上を確保している。制御棒の上部には、制御棒を引き抜いた時に水を排除できるようフォロア部を設けている。

燃料集合体の炉心高さ方向の構成は、劣化ウランの内部ブランケット410mmの上下に、厚さがそれぞれ215mm及び220mmのMOX燃料部を設けた炉心部と、さらにその上下にそれぞれ150mmの劣化ウランのブランケットが付設された軸方向非均質となっており、炉心全体の高さは1,145mmである。燃料集合体の外周を構成するチャンネルボックスの外辺間距離は228mmで、肉厚は2mmである。制御棒翼の厚さは14.4mmで、制御棒翼とチャンネルボックスの間隙は1.6mm、制御棒のないところのチャンネルボックス間隙は0.8mmである。増殖性を達成するためには水対燃料実効体積比を大幅に低減する必要があり、約0.17となるよう設計した。燃料棒間隙は1.3mmとし、外径13.7mmの太径燃料棒217本を三角格子状に配列した燃料集合体構成である。燃料集合体内のプルトニウム富化度分布は5種類とし、燃焼中の局所出力ピーキングを1.05以下にできた。

図19に炉内燃料装荷パターンを示す。炉心全体として1/3対象性を有している。パッチ数は4.76で、炉心外縁部には、5サイクル目の燃料集合体を配置するとともに、新燃料は、その内側の2層に渡って配置した。2～4サイクル目の燃料集合体はその内側に適切に配置することにより、径方向の出力分布の平坦化を図った。その結果、炉心の燃料集合体出力分布は、1.2程度の径方向出力ピーキングで平坦化されている。なお、最外周部の集合体の出力は平均の1/2程度以下になること

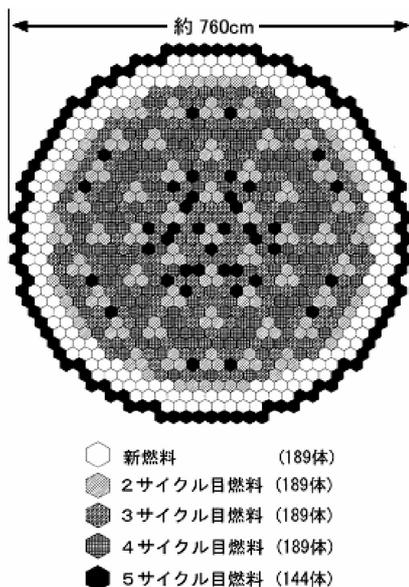


図19 水冷却炉の燃料装荷パターン

から、そこでの流量のみを1/2程度に絞る設計としている。また、炉心部軸方向の出力ピーキングは、最大1.7程度であり、中間ブランケットにおいても出力が比較的大きく、0.4程度の出力となっている。

炉心冷却水流量は改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）の約1/3であるため、冷却水は若干サブクールの状態で炉心入口に入り、炉心平均ボイド率は70%である。冷却水流量が小さいことから、炉心部の圧力損失は0.043MPaと評価され、自然循環冷却が可能である。

6.3 まとめ

低除染湿式再処理条件下での多重リサイクル平衡時における炉心の設計を実施し、負のボイド反応度係数を達成しつつ増殖比1.05、全炉心平均燃焼度45GWd/t、連続運転期間18ヶ月の性能を有する炉心概念を得た。

7. 小型高速炉

7.1 検討の経緯^{21),40),41)}

「長期燃料無交換」と「高い受動的安全性」の達成を主目標として、高速炉特有の特性を活かした小型高速炉の概念設計検討を行っている。フェーズ 1 の検討では、50MWe出力、30年間燃料無交換運転の窒化物燃料を装荷した鉛ビスマス冷却の自然循環炉、及びナトリウム冷却の金属燃料（U-Pu-Zr3元合金）を装荷した自然循環炉と強制循環炉を検討した。

フェーズ 2 では、ナトリウム冷却炉については「経済性の改善」を視野に入れ、出力を150MWeとした10～20年間燃料無交換の概念設計検討を行った。更に、多目的利用の観点から、金属燃料炉心による出口温度高温化の検討も行った。

鉛ビスマス冷却の自然循環炉については、フェーズ 1 では炉心燃料一体型炉心を検討したが、フェーズ 2 では、経済性向上の観点からナトリウム冷却炉と同様に燃料・制御棒集合体からなる炉心構成とした。検討の結果、鉛ビスマス冷却小型炉の炉心性能はナトリウム冷却小型炉とほぼ同等であることが分かったので、本報ではより詳細に検討した後者について紹介する。但し、鉛ビスマスは材料腐食や流速制限等の課題を有しており、その克服については今後の鉛ビスマス冷却中型炉の開発成果を適用する。

7.2 ナトリウム冷却小型炉の炉心設計

(1) 冷却・制御方式の比較検討

1) 目標

150MWe級出力, 10年間燃料無交換長期運転と高い受動的安全性の同時達成を目標とし, 冷却・制御方式(強制循環(FC)/自然循環(NC), 制御棒/反射体制御)の異なる3つの概念を検討して, これらの利害得失を比較する。

2) 炉心設計条件

炉心寿命10年, 燃焼反応度 $1\% \text{ k/kk'}$ 以下, 冷却材ボイド反応度 2% 以下(FC) 8% 以下(NC), 炉心部圧損 0.075MPa 以下(FC) 0.001MPa 以下(NC)を設計条件とする。炉心型式はフェーズで用いた出力分布が外側炉心から内側炉心へ移動する「高富化度差二領域金属燃料炉心²¹⁾」を検討する。なお, 早期許認可性確保の観点から金属燃料ピン径を 8.5mm 以下とする。

3) 検討結果

制御・冷却方式の異なる 反射体制御型・強制循環炉心, 制御棒制御型・強制循環炉心, 制御棒制御型・自然循環炉心を対象として検討し

た。表9に検討炉心の主要目を示す。3炉心(ブランケット領域なし)とも設計目標を満たし増殖比も1.0以上を達成しているが, 取出平均燃焼度は $40\sim 50\text{GWd/t}$ と低い。強制循環炉心では冷却材ボイド反応度低減を指向したため炉心は扁平化しており, 等価直径が 3.3m と大きい。自然循環炉心は炉心圧損を低減するために更に大きくなり原子炉容器廻りの物量が增大する。強制循環炉心では燃料ピン間ギャップは 0.64mm と小さく製造性に課題がある。制御棒制御炉心と反射体制御炉心を比較すると, 等価直径及び炉心特性は同程度であるが, 反射体制御炉心は可動性の反射体の構造成立性などに課題が多い。また, 反射体制御炉心は, 反射体のみでは反応度制御が困難なため制御棒も併用している。

安全性については, 反射体制御炉心と制御棒制御炉心で同等の受動的安全性を確保できる可能性があるが, 自然循環炉心はULOF事象を過酷事故に含まない特徴があり, 他のATWS時挙動は強制循環炉とほぼ同等の結果を得ている。

以上の検討の結果, 制御棒制御型・強制循環炉

表9 ナトリウム冷却小型炉の炉心主要目の比較

項目	反射体制御 強制循環炉心	制御棒制御 強制循環炉心	制御棒制御 自然循環炉心	制御棒制御 強制循環 高温化炉心	
基本条件	出力(MWe/MWt) 150/395 運転サイクル長さ(年) 10 燃料交換バッチ数 1 原子炉出口温度(°C) 510 炉心部圧損(MPa) 0.075	出力(MWe/MWt) 150/395 運転サイクル長さ(年) 10 燃料交換バッチ数 1 原子炉出口温度(°C) 510 炉心部圧損(MPa) 0.075	出力(MWe/MWt) 150/395 運転サイクル長さ(年) 10 燃料交換バッチ数 1 原子炉出口温度(°C) 510 炉心部圧損(MPa) 0.001	出力(MWe/MWt) 165/395 運転サイクル長さ(年) 20 燃料交換バッチ数 1 原子炉出口温度(°C) 550 炉心部圧損(MPa) 0.075	
炉心構成	炉心型式 回字型	炉心型式 2領域均質	炉心型式 2領域均質	炉心型式 単一Pu富化度 3領域均質	
炉心燃料仕様	炉心材料(被覆管/ラッパ管) 燃料ピン外径/被覆管肉厚(mm) 燃料ピン間ギャップ(mm) 燃料ピンピッチ対外径比(P/D) 集合体当たり燃料ピン本数(本) ラッパ管外対面間距離/肉厚(mm) 集合体配列ピッチ(mm)	炉心材料(被覆管/ラッパ管) 燃料ピン外径/被覆管肉厚(mm) 燃料ピン間ギャップ(mm) 燃料ピンピッチ対外径比(P/D) 集合体当たり燃料ピン本数(本) ラッパ管外対面間距離/肉厚(mm) 集合体配列ピッチ(mm)	炉心材料(被覆管/ラッパ管) 燃料ピン外径/被覆管肉厚(mm) 燃料ピン間ギャップ(mm) 燃料ピンピッチ対外径比(P/D) 集合体当たり燃料ピン本数(本) ラッパ管外対面間距離/肉厚(mm) 集合体配列ピッチ(mm)	炉心材料(被覆管/ラッパ管) 燃料ピン外径/被覆管肉厚(mm) 燃料ピン間ギャップ(mm) 燃料ピンピッチ対外径比(P/D) 集合体当たり燃料ピン本数(本) ラッパ管外対面間距離/肉厚(mm) 集合体配列ピッチ(mm)	
炉心主要核特性	Pu富化度(wt%)(内側/中間/外側) ^{*1} Zr含有率(wt%)(内側/中間/外側) 取出平均燃焼度(GWd/t) 燃焼反応度(% k/kk') 平均出力密度(W/cm ³) 最大高速中性子照射量(n/cm ²) ^{*2} 増殖比 ドップラ係数(Tdk/dT)(燃焼末期) ボイド反応度(%)(燃焼末期)	11/-/17 10/-/10 48 0.3 76 3.1×10^{23} 1.04 -3.9×10^{-3} 1.6	12/-/16 10/-/10 51 1.0 64 3.1×10^{23} 1.00 -3.8×10^{-3} 1.2	12/-/15 10/-/10 36 0.2 46 1.9×10^{23} 1.01 -3.9×10^{-3} 8.0	13/13/13(単一) 18/14/10 77 1.2 31 4.9×10^{23} 1.06 -3.7×10^{-3} 5.8

* 1 : Pu/HM, FP混入率2.0vol%,
TRU組成比: $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}/^{237}\text{Np}/^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am}/^{244}\text{Cm}/^{245}\text{Cm}$
= 1.1/54.1/32.1/4.3/3.9/0.5/2.0/1.0/1.0/0.0

* 2 : E > 0.1MeV

心が経済性の観点から有利で課題も少ないことから、最も有望な概念と判断した。

(2) 高温化炉心の検討

1) 目標

150MWe 級制御棒制御型・強制循環炉心を対象として、20年間燃料無交換長期運転と高い受動的安全性の同時達成と共に、多目的利用も視野に入れて出口温度高温化を指向する。

2) 炉心設計条件

(1)の強制循環炉心の検討条件に対して、燃料無交換期間を20年に延長し、経済性向上の観点から炉心を小径化するためATWS時にSASSに頼らないで事象静定する範囲内でポイド反応度条件を緩和する。更に、燃料ピン間ギャップは1mm以上とし、金属燃料のピン径は製造実績があり今後の照射試験で成立性が見通し得る範囲内で太径化(15mm以下)する。

出口温度高温化のため、「ジルコニウム含有率3領域単一プルトニウム富化度炉心」を検討する。この炉心概念は、高速炉の高い内部転換性能(燃焼による反応度劣化小)を活用し、単一プルトニウム富化度で径方向に燃料重量割合を変えて出力分布の空間的・時間的変化を小さくして、ナトリウムMOX燃料炉心並みの高温条件に適合する炉心概念である。当初はピン径を領域ごとの3種類としてナトリウム冷却中型炉金属燃料炉心でその実現の可能性を示した¹⁵⁾が、本検討ではピン径・プルトニウム富化度1種類で領域ごとに金属燃料(ウラン-プルトニウム-ジルコニウム三元系合金燃料)のジルコニウム含有率を変えることにより、同様の効果を狙ったものである。

3) 検討結果

炉心設計により得られた高温化炉心の炉心配置図を図20に、炉心主要目を表9に示す。本炉心はブランケット領域を設けておらず、炉心高さ/等価径は127cm/293cm、取出平均燃焼度は77GWh/t、燃焼反応度は1.2% k/kk、増殖比は1.06、冷却材ポイド反応度は5.8\$であり、20年間燃料無交換運転を達成している。また、燃焼反応度の不確かさ(0.2% k/kk')と燃料照射スエリングを考慮(米国アルゴンヌ国立研究所(ANL)の照射実績に基づき4及び7% L/Lを設定)した場合の反応度(燃焼による反応度変化)+(燃料スエリングによる軸方向伸びによる反応度変化)の燃焼度依存性を図21に示す。運転開始後10数年は反

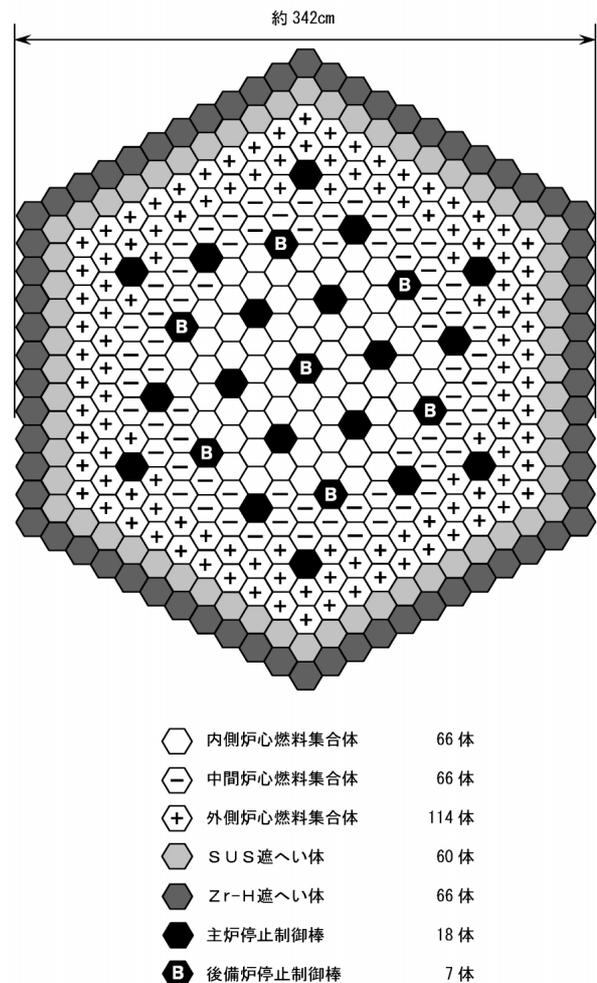


図20 ナトリウム冷却小型炉高温化炉心の炉心配置図

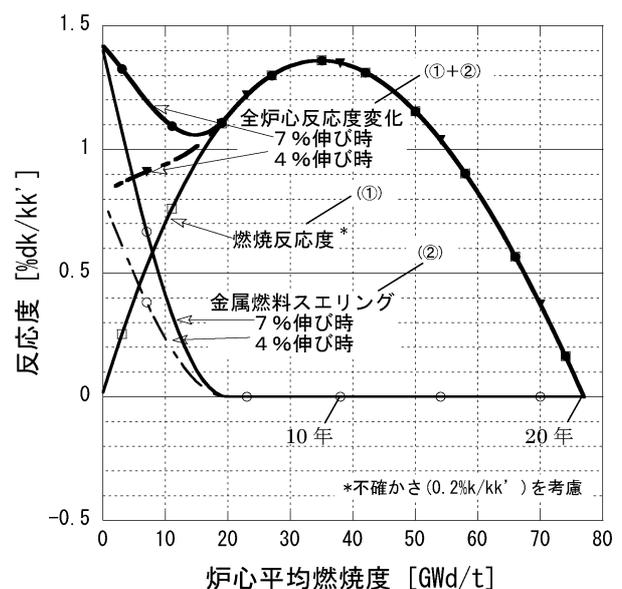


図21 ナトリウム冷却小型炉高温化炉心の反応度の燃焼度依存性

応度変化が非常に小さい(0.5% k/k') ことが分かる。

燃焼初期, 中期, 末期の径方向出力分布を図22に示すが, 燃焼期間中の出力分布の時間的変化が小さく, この特性により出口温度550の見通しを得ている。なお, 過渡解析より, ATWS時にSASSに頼らないで高温静定する見通しを得ている。

7.3 まとめ

長寿命で高い受動安全性を有する各種の150 MWe級ナトリウム冷却小型金属燃料炉心を検討し, 高温化炉心の可能性も示した。高温化炉心は熱効率が高く多目的利用への活用も期待できるが, 太径燃料ピンやジルコニウム密度3領域炉心の実証が必要である。現状では, 本報告の高温化炉心が最も有望な炉心概念と考えているが, 今後は魅力ある小型炉の要件を検討・整理し, アピールポイントの見直しを図った新たな小型炉の概念についても検討する計画である。

8. MA燃焼特性⁽²⁾

実用化戦略調査研究においては環境負荷低減及び資源有効利用の観点から, 高速炉炉心へのMA混入燃料受用を挙げている。本章では, 前述のナトリウム冷却MOX及び金属燃料炉心, 鉛ビスマス(Pb-Bi)冷却窒化物燃料炉心, ヘリウムガス冷却窒化物燃料炉心を対象として行った軽水炉(LWR)使用済燃料からの回収TRUの核特性への影響とMAの燃焼特性に関する検討結果を紹介する。

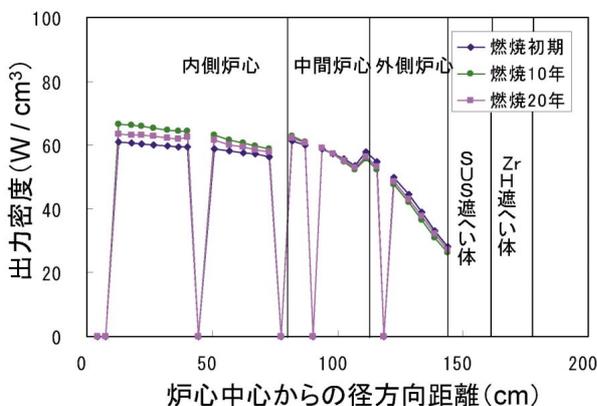


図22 ナトリウム冷却小型炉高温化炉心の径方向出力分布

8.1 検討条件

図23に本検討で用いたTRU組成を示す。組成は現行設計で標準としているMOX及び金属燃料のFBR多重リサイクルTRUと2種類(基準, 代表)のLWR使用済燃料からの回収TRUである。なお, 窒化物燃料については, MOX燃料のFBR多重リサイクルTRU組成を標準としている。ここで, LWR使用済燃料からの回収TRU組成はFBRの導入シナリオ解析結果をもとに以下のとおり設定した。

- ・基準: LWR燃料(45~49GWd/t)を4年冷却後の回収TRU
- ・代表: 改良型LWR燃料(60GWd/t)を4年冷却後に回収したTRUと40年間中間貯蔵したLWR燃料(45~49GWd/t)から回収したTRUを1:1で混合

図23において, TRUに含まれるMAの割合はMOX及び金属燃料のFBR多重リサイクルTRUが4.5及び1.1wt%であり, LWR使用済燃料からの回収TRUが10.4及び14.9wt%である。なお, LWR使用済燃料からの回収TRUはFBR多重リサイクルTRUに比較して²³⁹Puの割合が低く, ²⁴¹Puの割合が高いものとなっている。また, ²³⁷NpはFBR多重リサイクルTRUの11~16倍の割合となっている。

8.2 検討結果

(1) 核特性への影響

各炉心における燃料のMA混入率(MA重量/重金属重量)は, FBR多重リサイクルTRUを用いた場合が0.5~1.1wt%, LWR使用済燃料からの回収TRUを用いた場合が2.0~3.9wt%である。図24にMA混入率と増殖比の関係を示す。LWR使用済燃料からの回収TRUを用いた場合の増殖比への影響としては-0.04~+0.02である。ここで, LWR使用済燃料からの回収TRUを用いた場合に

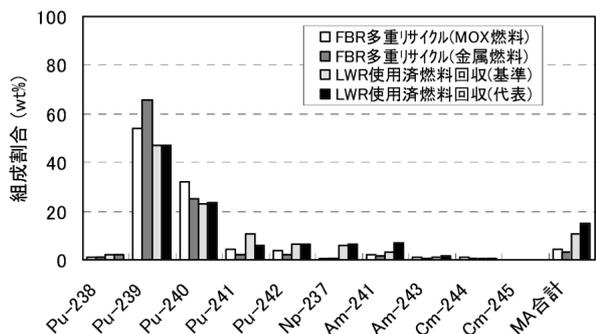


図23 各炉型のMA燃焼特性検討に用いたTRU組成

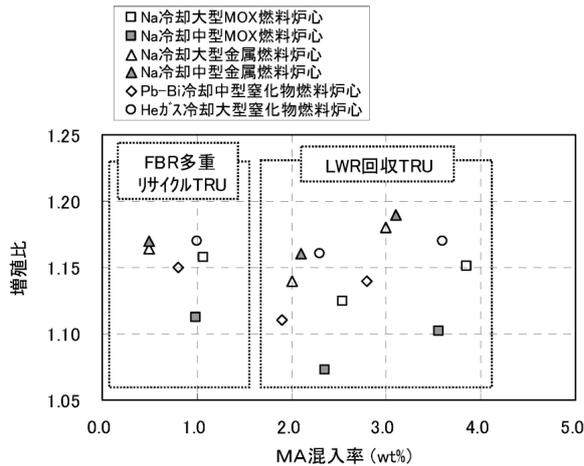


図24 各炉型のMA混入率と増殖比の関係

ついて炉心ごとのMA混入率と増殖比の関係に着目すると、MA混入率の増加に伴い増殖比は増加傾向を示す。このことは、MA混入率の増加に伴い捕獲反応断面積の大きな親物質である ^{237}Np が増加することが主な要因と考えられる。なお、LWR使用済燃料からの回収TRUを用いた場合の燃焼反応度への影響としては、 $-0.6 \sim +0.9\%$ k/k' である。図25にMA混入率とポイドまたは減圧反応度の関係を示す。ポイド及び減圧反応度はMA混入率の増加に伴い増加傾向を示しており、LWR使用済燃料からの回収TRUを用いた場合の影響としては、ポイド反応度が最大約10%の増加、減圧反応度が最大約1%の増加である。ここで、MA混入率の増加に伴うポイド及び減圧反応度の増加は、ポイド（減圧）時のMAによる低エネルギー側（keV領域）での捕獲反応の減少と高エネルギー側（MeV領域）での核分裂反応の増

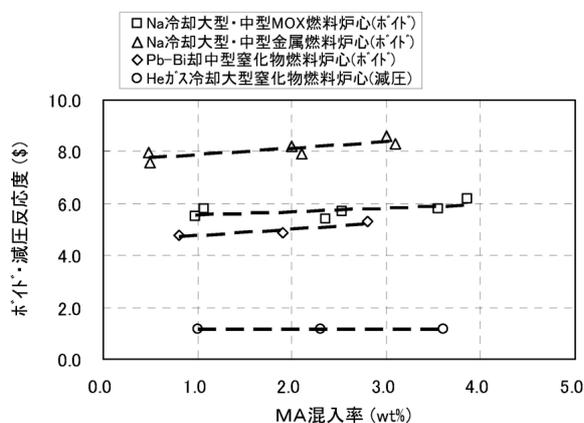


図25 各炉型のMA混入率とポイド・減圧反応度の関係

加が主な要因と考えられる。なおLWR使用済燃料からの回収TRUを用いた場合のドップラ係数への影響は、絶対値で最大約21%の減少である。

(2) MA 燃焼特性

図26に、MAの混入率と燃焼率の関係を示す。MA混入率と燃焼率の相関には炉型による差は顕著でなく、MA燃焼率は混入率3 wt %程度までは上昇、燃焼率0.25%/GWd/t程度で飽和となる。

8.3 まとめ

LWR使用済燃料からの回収TRUを使用する場合でも核特性への影響はさほど大きなものでなく、設計対応により受用可能な見通しである。

またMA燃焼特性は炉型の違いによる大きな差は認められず、MA混入率が3 wt %程度以上では燃焼率が0.25%/GWd/t程度である。

9. LLFP 核変換特性

実用化戦略調査研究では、 ^{129}I (ヨウ素) と ^{99}Tc (テクネチウム) を当面の設計研究の対象核種に選定し、元素分離の適用を想定して炉心核熱設計検討、核変換集合体の成立性検討を行っている⁽⁴³⁾⁻⁽⁴⁵⁾。本章では、LLFP核変換に関し、前述の炉型のうち、1) 大型MOX燃料コンパクト型ナトリウム冷却炉心、2) 中型MOX燃料高内部転換型ナトリウム冷却炉心、3) 大型金属燃料ナトリウム冷却炉心、4) 強制循環鉛ビスマス冷却炉心、5) 自然循環鉛ビスマス冷却炉心、及び、6) 横方向流ヘリウムガス冷却炉、の6炉型について、LLFP核変換用の炉心の設計検討を行い、核変換特性に関する評価を行う。

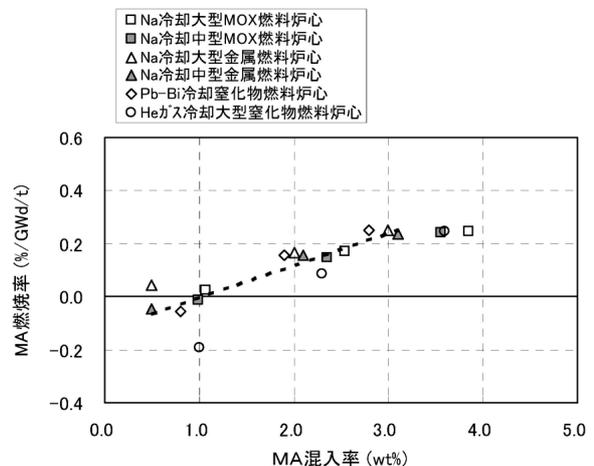


図26 各炉型のMAの混入率と燃焼率の関係

9.1 LLFP 装荷炉心の設計条件

本検討では、LLFPの装荷位置として、核特性への影響の小さい炉心周辺領域を想定した。変換の目標としては、対象元素であるヨウ素・テクネチウムの変換/生成比 (Support Factor:SF) について、それぞれ1.0以上とすることを必須条件とし、取出核変換率30%を目標とした。

LLFP ターゲットの化合物形態としては、現状の物性等知見に基づきヨウ化銅(CuI)、Tc(金属)を仮定した。集合体は、LLFP ピンと減速材である水素化ジルコニウム(Zr-H)ピンを混合収納し、CuI集合体・Tc集合体を独立に構成するものとした。Zr-H減速材は、高温条件で水素の解離が生じ、水素の被覆管透過・減損が問題となることが知られている⁴⁶⁾。本検討では、水素透過抑制方策を施し透過率を制限する条件とした。ガス炉については、冷却材出口温度が850 と高いため、ヨウ素化合物としてヨウ化イットリウム(YI₃)、減速材として水素化イットリウム(Y-H)、被覆管としてSiCを想定した。

表10にLLFP装荷炉心検討における現状の設計制限値を示す。熱的な健全性評価では、被覆管温度制限、LLFP ターゲット・減速材の融点、集合体間温度差制限、及び、水素減損制限を考慮した。また、CuIピンについては、ヨウ素の核変換後にキセノン(Xe)ガスが生成されるため、内圧制限を設けて機械的な健全性確保を図るものとした。

9.2 各炉型におけるLLFP変換特性

LLFP集合体の仕様に関し、Tc集合体はドライバ燃料集合体と同様とするが、CuI集合体につい

ては、ヨウ素化合物の熱伝導度は小さく溶融回避の観点から線出力を低く抑える必要があることから、ピン外径を5.5mmと細径化することとした。

各炉型のLLFP変換特性評価結果を表11に示すが、大型MOX燃料ナトリウム炉、ヘリウムガス炉、強制循環鉛ビスマス炉、中型MOX高内部転換型ナトリウム炉については、ヨウ素・テクネチウムともに10-20%程度の変換率となった。一方、大型金属燃料ナトリウム炉と自然循環鉛ビスマス炉については、両元素とも目標に近い30%程度の核変換率を達成している。LLFP集合体への必要流量は、いずれの炉型も全流量の3%以下と少なく、流量配分計画に影響ない程度であった。また、炉心核特性への影響については、LLFPの装荷位置が炉心周辺領域であるため軽微であった。以上、各炉型について、達成できる核変換率に差はあるものの、いずれも増殖比 > 1 を満たしつつ、自己生成成分のヨウ素・テクネチウムを核変換できる可能性を有することが分かった⁴⁶⁾。

9.3 LLFP変換特性差の考察

各炉型のLLFP核変換能力を比較することを目的に、変換特性を基本的な因子で整理することを試みた。変換特性を表す新たな指標として、「 Sr 」 r/P 」を設定した。ここで、各記号の意味を下記に示す。

Sr : 炉心側面積 [m²]

r : 径方向境界全中性子束 [n/cm²sec]

P : 炉心熱出力 [GWt]

表10 各炉型のLLFP装荷炉心の設計制限値

項目		ナトリウム冷却炉	Pb-Bi冷却炉	ヘリウムガス冷却炉	制御因子	
温度制限	LLFPターゲット材	Tc	2,170		融点	
		CuI	605		融点	
		YI ₃	-	-	997	融点
	減速材	ZrH _{1.65}	900	-	-	相安定性
		YH _{1.8}	-	-	1,000	相安定性
	被覆管材	ODS フェライト銅	700	650	-	内圧クリーブ破損
		SiC	-	-	2,500	SiC分解
		隣接集合体出口温度差制限	120	120	150	サーマルストライピング
水素減損制限		H/Zr = 1.53		H/Y = 1.67	相安定性	
LLFPピン内圧制限		11.8MPa (120atm)		5.9MPa (60atm)	集合体・炉心健全性	

表11 各炉型のLLFP変換特性

項目		大型MOX燃料Na炉		大型金属燃料Na炉		中型MOX燃料Na炉		Pb-Bi強制循環炉		Pb-Bi自然循環炉		Heガス炉	
熱出力	MWt	3 570		3 900		1 785		1 875		1 450		2 400	
原子炉出入口温度		550/395		506/352		550/395		520/352		465/285		850/460	
サイクル長/バッチ数	月/ -	18/4		18/3		26/4		18/5		18/6		20/8	
炉心取出燃焼度	GWd/t	148		98		150		114		121		120	
LLFP種類		I	Tc	I	Tc	I	Tc	I	Tc	I	Tc	I	Tc
LLFP集合体数	体	70	53	47	45	58	36	56	55	55	44	87	41
LLFP装荷量	kg/炉心	1093	5983	297	2251	389	2384	716	3502	246	1813	636	3282
	kg/GWt	306	1676	76	577	218	1335	382	1868	170	1250	265	1367
滞在期間	cycle	11	6	5	12	8	8	10	20	12	19	10	7
	year	16.5	9.0	7.5	18.0	17.3	17.3	15.0	30.0	18.0	28.5	16.4	11.5
取出変換率*1	%	14	21	27	42	22	27	11	28	29	37	17	23
サポートファクタ*2	-	1.00	1.00	1.00	1.00	1.01	1.00	1.00	1.02	1.00	1.00	1.00	1.00
必要流量	kg/sec/集合体	2.8	4.2	5.1	6.5	2.5	3.3	13.0	14.5	14.0	12.4	0.04	0.28
炉心流量比率	%	1.1	1.2	1.2	1.5	1.6	1.3	1.0	1.0	1.4	1.0	0.3	1.0
増殖比	-	1.03		1.05		1.03		1.16		1.16		1.03	

* 1 : LLFP集合体取出時における 対象とする各LLFP元素(ヨウ素・テクネチウム)の装荷時からの変換率

* 2 : 対象とする各LLFP元素(ヨウ素・テクネチウム)における変換/生成比

各炉の「 $S_r \phi_r / P$ 」と今回の核変換率評価結果を図27に示す。ナトリウム冷却炉について、大型金属燃料炉で変換特性が優れている原因は、金属燃料炉はMOX燃料炉に比べ炉心側面積 S_r は同等ながらも、境界中性子束 ϕ_r が2倍近く高いためと考えられる。また、大型・中型の比較では、「炉心側面積 / 熱出力」(S_r / P)の比が中型炉で2倍程度大きくなるため、結果的に中型炉が核特性に優

れる傾向を示している。ヘリウムガス炉は、図27で「 $S_r \phi_r / P$ 」指標は金属燃料ナトリウム炉並に大きいものの、変換率評価結果が小さい値となった。これは、ピン内圧の制限から Y_{13} のスタック長を短縮し、炉心側面積が低減したためと考えられる。

9.4 まとめ

実用化戦略調査研究の各炉型について、核特性上影響の少ない炉心周辺にLLFPを装荷することを想定し、LLFP変換用炉心の設計評価を行った。その結果、LLFP集合体や炉心燃料仕様を調整することで、いずれの炉型でも、増殖比 > 1 を維持しながら自己生成分のヨウ素・テクネチウムを核変換できる可能性があることが分かった。また、課題として、ナトリウム炉・鉛ビスマス炉では、Zr-Hピンに対する水素透過抑制対策が必須となること、ヘリウムガス炉では、高温に耐えるSiC被覆管や、融点の高いY-H減速材等、ガス炉特有の材料開発が必要となることが明らかとなった。

フェーズ後半については、LLFPを炉心領域に装荷する炉心を想定し、設計評価を行う予定である。これは、別途LLFPのシナリオ評価を行った結果、今回想定した炉心周辺にLLFPを装荷した炉心では、LLFPのインベントリが大きくなり過ぎ、LLFP炉心の立ち上げ時期に導入ペースが遅れる問題が指摘されたことによるものである。

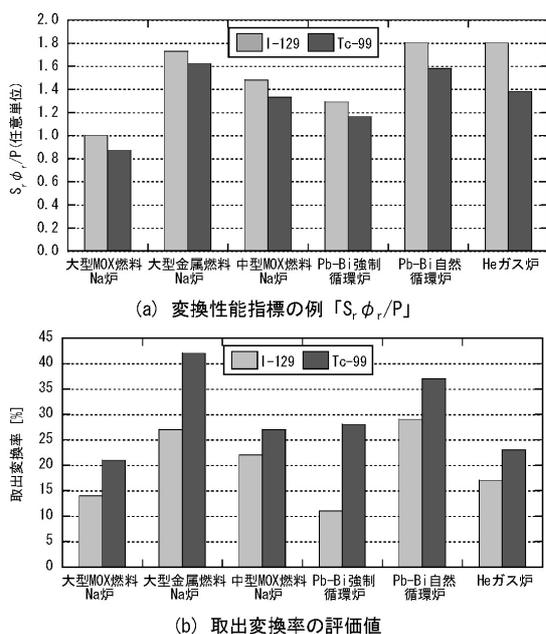


図27 各炉型の取出核変換率の比較

10. おわりに

実用化戦略調査研究における炉心燃料設計検討では、安全性を大前提として経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性に優れる概念を検討し、種々の冷却材選択肢について魅力ある炉心燃料概念を提示してきている。現在の設計研究における代表的な炉心概念について主な特徴をまとめて表12に示す。

ナトリウム冷却酸化物燃料炉心はブランケットを含めた平均燃焼度が100GWd/tと従来にない高燃焼度の設計となっており、これが大きな特長である。また、ナトリウム冷却金属燃料炉心では、以下の魅力を有する炉心概念を提案できた。すなわち、出口温度を酸化物燃料炉心と同じ550を達成できる設計となっている。運転サイクル長さが22ヶ月でも燃焼反応度は小さく、さらなる長期運転サイクルも可能である。現状の開発目標以上の高照射量に耐える炉心材料が開発が前提とはなるが、核熱設計上は高燃焼度を達成できる。

鉛ビスマス冷却炉では、高燃焼度が達成可能な窒化物燃料ピンが開発できることを仮定した上で核熱設計上は高燃焼度が達成できる炉心概念を提案した。実現に向けての主要な課題は、上述の高燃焼窒化物燃料ピンの開発の他に、被覆管と冷却材との共存性に関する技術開発である。

ヘリウムガス冷却炉では、革新的な燃料概念の開発を仮定したうえで、他概念にない出口温度850となる概念を設計した。本概念は、高出口温度・増殖性・高燃焼度・耐熱性/除熱性が両立する可能性を有する特長がある。

水冷却概念については、限定された設計条件で

はあるが、炉心材料など燃料の開発に関する重要課題の克服を仮定したうえで限定的な条件下で活用できる炉心概念となっている。

さらには、高速炉炉心のTRU（プルトニウム、MA）燃焼の柔軟性、LLFP核変換による環境負荷低減対応の可能性を示した。

今後は、残された設計課題について検討を深め、概念高度化を進めてさらなる魅力を追求するとともに、ODS被覆管開発など概念実現に必須の枢要技術に関するR&D（研究開発）を進める予定である。

参考文献

- 1) 篠田佳彦, 他: “総合評価技術検討書 - 実用化戦略調査研究(フェーズ) 成果報告 - ”, JNC TN 9400 2001-061, (2001)
- 2) 佐藤和二郎, 他: “FBRサイクルの実用化戦略調査研究(フェーズ) 成果(6) FBRサイクル統合に係る予備検討”, 日本原子力学会2001年春の年会, 総合報告, (2001)
- 3) 池上哲雄, 他: “炉心・燃料(燃料形態)の技術検討書 - 実用化戦略調査研究(フェーズ) 成果報告 - ”, JNC TY 9400 2001-011, (2001)
- 4) 山館 恵, 他: “ナトリウム冷却炉の炉心・燃料設計検討 - 酸化物燃料炉心 - ”, JNC TN 9400 2002-065, (2002)
- 5) T.Mizuno and M.Naganuma: “LMFBR Design and its Evolution :(1) Fuel Design of LMFBR”, GENES 4/ANP 2003, Kyoto, Paper 1175, (2003)
- 6) N.Uto et al.: “LMFBR Design and its Evolution :(2) Core Design of LMFBR”, GENES4/ANP 2003, Kyoto, Paper 1176, (2003)
- 7) 石田政義, 他: “高転換型ナトリウム冷却MOX燃料中型高速炉の炉心損傷事象(ULOF)起因過程の特徴 - 太径燃料ピン採用による低比出力密度炉心特性がULOF時の炉心挙動へ与える影響 - ”, JNC

表12 各冷却材選択肢の代表的な炉心概念

項 目	ナトリウム冷却炉		鉛ビスマス冷却炉	ヘリウム冷却炉	
	酸化物燃料 高内部転換型 平衡期炉心	金属燃料 高出口温度型 平衡期炉心	窒化物燃料 強制循環冷却型 平衡期炉心	被覆粒子窒化物燃料 横方向流冷却型 導入期炉心	
基本条件 炉心構成	出力(MWe/MWt) 原子炉出口温度() 運転サイクル長さ(ヶ月) 炉心等価直径(cm) 炉心材料	1,500/3,750 550 26 546 ODS鋼/PNC-FMS鋼*1	1,500/3,750 550 22 500 ODS鋼/PNC-FMS鋼*1	750/1,875 450 18 441 ODS鋼/PNC-FMS鋼*1	1,124/2,400 850 20 564 窒化チタン/炭素ケイ素*2
炉心主要核特性	取出平均燃焼度(GWd/t) (炉心/全体)*3 燃焼反応度(% k/kk') 最大高速中性子照射量(n/cm²)*4 増殖比 装荷時核分裂Pu重量(t/GWe)	145/110 2.4 5.3 × 10 ²³ 1.04 5.9	152/131 1.5 7.4 × 10 ²³ 1.04 4.8	159/143 0.70 6.6 × 10 ²³ 1.04 5.6	119/58 0.80 3.5 × 10 ²³ 1.17 9.6

* 1 : 燃料ピン被覆管/集合体ラッパ管, * 2 : 被覆粒子被覆材

* 3 : ブランケット燃料を含む全体の平均燃焼度, * 4 : E > 0.1MeV

- TN9400 2003-059, (2003)
- 8) 山館 恵, 他: “ナトリウム冷却炉の炉心・燃料設計検討 - 再臨界回避型酸化燃料炉心の検討 - (研究報告)”, JNC TN9400 2001-113, (2001)
 - 9) T.Mizuno and H.Niwa: “Advanced MOX Core Design Study of Sodium-Cooled Reactors in Current Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems in Japan”, Nucl. Technol., Vol.146, p.155-163, (2004)
 - 10) 永沼正行, 他: “ナトリウム冷却炉の炉心・燃料設計検討 (MOX燃料炉心) - 2003年度報告 - (研究報告)”, JNC TN 9400 2004-039, (2004)
 - 11) 太田宏一, 他: “共同研究報告書 金属燃料高速炉の炉心燃料設計に関する研究”, JNC TY9400 2001-015, (2001)
 - 12) V. V. Orlov, et al.: “Mono-nitride fuel and large-scale nuclear power industry”, Proc. of Tech. Con. Meet. Studies on Fuels with Low Fission Gas Release, Moscow, IAEA-TECDOC-970, (1996)
 - 13) V. V. Orlov, et al.: “Physical characteristics of lead cooled fast reactor”, Proc. of Top. Meet. Advances in Reactor Physics, Vol.1, Knoxville., (1994)
 - 14) T.Mizuno and M. Yamadate, “Advanced Metal Fuel Core Design Study of Sodium Cooled Reactors in Current Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems in Japan”, ICAPP'03, Cordoba, Spain, (2003)
 - 15) 山館 恵, 他: “原子炉出口温度高温化に適合するナトリウム冷却金属燃料炉心の検討”, サイクル機構技報, No.18, p.29-38, (2003)
 - 16) 杉野和輝, 他: “ナトリウム冷却炉の炉心・燃料設計検討 - 2003年度金属燃料炉心の検討 -”, JNC TN9400 2004-030, (2004)
 - 17) K.Sugino and T.Mizuno: “A New Concept of Sodium Cooled Metal Fuel Core for High Core Outlet Temperature”, ICAPP '04, Pittsburgh, (2004)
 - 18) S.Ukai, et al.: “Tube Manufacturing and Characterization of Oxide Dispersion Strengthened Ferritic Steels”, J. Nucl. Mater., 283-287, p.702, (2000)
 - 19) A.Uehira, et al.: “Tensile Properties of 11Cr-0.5Mo-2W, V, Nb Stainless Steel in LMFBR Environment”, J. Nucl. Sci. Technol., 37, 9, p.780, (2000)
 - 20) 三原隆嗣, 他: “FBRシステム技術検討書 - 平成12年度報告 -”, JNC TY9400 2001-012, (2001)
 - 21) 林 秀行, 他: “各種燃料形態・炉心に関する設計評価(2) - 重金属冷却炉心, ガス冷却炉心及び小型炉心の検討及び総合評価 -”, サイクル機構技報, No.12別冊, p.69-82, (2001)
 - 22) Y.Enuma, et al.: “HLMC Fast Reactor with Complete Natural Circulation”, ICON10, Arlington, ICON10-22223, (2002)
 - 23) 江沼康弘, 他: “重金属冷却炉の検討 - 平成13年度成果 - (研究報告書)”, JNC TN 9400 2003-073, (2003)
 - 24) T.Mizuno, et al.: “A Comparative Design Study of Pb-Bi Cooled Reactor Cores with Forced and Natural Convection Cooling”, ICON11, Tokyo, ICON11-36611, (2003)
 - 25) Y.Enuma, et al.: “Conceptual Design of a Medium Scale Lead-Bismuth Cooled Fast Reactor”, ICON11, Tokyo, ICON11-36598, (2003)
 - 26) 古川智弘, 他: “酸素濃度制御下停留鉛ピスマス中における国産鉄鋼材料の腐食特性(2)”, 日本原子力学会 2003年秋の大会, H40, (2003)
 - 27) 皆藤威二: “鉛冷却炉における炉心材料の腐食に関する調査・検討 (研究報告)”, JNC TN 9400 2000-039, (2000)
 - 28) Y.Kiso, et al.: “Feasibility Studies on Commercialized Fast Breeder Reactor System(2) Gas Cooled High Temperature FBR”, SMIRT16, North Carolina State Univ., Paper #1172, (2001)
 - 29) 木田正則, 他: “ガス冷却炉プラントの検討”, 日本原子力学会2001秋の大会, G41, (2001)
 - 30) M.Konomura, et al.: “A Promising Gas-Cooled Fast Reactor Concept and Its R & D Plan”, GLOBAL 2003, New Orleans, Paper #57, (2003)
 - 31) 永沼正行, 他: “ヘリウムガス冷却高速炉の炉心・燃料設計検討 (被覆粒子型燃料炉・ピン型燃料炉) - 2001年度報告 -”, JNC TN 9400 2002-074, (2002)
 - 32) 永沼正行, 他: “Heガス冷却被覆粒子型燃料高速炉の炉心・燃料設計検討”, 日本原子力学会2002秋の大会, M40, (2002)
 - 33) 永沼正行, 他: “ヘリウムガス冷却高速炉の炉心・燃料設計検討 (被覆粒子型燃料炉・ピン型燃料炉) - 2002年度報告 -”, JNC TN 9400 2003-074, (2003)
 - 34) 岡野 靖, 他: “ヘリウムガス冷却大型高速炉・被覆粒子窒化物燃料炉心の設計検討 (横方向流冷却型概念/縦方向流ブロック型概念炉心) - 2003年度報告 -”, JNC TN 9400 2004-027, (2004)
 - 35) 永沼正行, 水野朋保: “高速炉用被覆粒子型燃料の被覆層材特性に関する検討 (その1) (研究報告)”, JNC TN 9400 2002-032, (2002)
 - 36) 永沼正行, 水野朋保: “高速炉用被覆粒子型燃料の被覆層材特性に関する検討 (その2) - TiNの高温特性・厚膜化検討 - (研究報告)”, JNC TN 9400 2002-051, (2002)
 - 37) 永沼正行, 水野朋保: “高速炉用被覆粒子型燃料の概念検討()”, 日本原子力学会2002春の年会, N3, (2002)
 - 38) 永沼正行, 水野朋保: “高速炉用被覆粒子型燃料の概念検討()”, 日本原子力学会2003春の年会, O54, (2003)
 - 39) 将来型炉研究グループ, 他: “低減速スペクトル炉心の研究”, JAERI-Research, 2000-035, (2000)
 - 40) 近澤佳隆, 他: “ナトリウム冷却小型炉の検討”, 日本原子力学会 2002年秋の大会, M44, (2002)
 - 41) 三田敏男, 他: “高温プラント適合型のナトリウム冷却小型高速炉金属燃料炉心の検討”, 日本原子力学会 2004年春の年会, O52, (2004)
 - 42) 小川 隆, 他: “FBRにおけるMA燃焼特性の評価 (研究報告)”, JNC TN 9400 2004-029, (2004)

- 43) 高木直行, 他: “ 実用化戦略調査研究における高速炉を用いた LLFP 核変換技術の検討 (研究報告) ”, JNC TN9400 2002-067, (2002)
- 44) 高木直行, 他: “ Na 炉, Pb-Bi 炉, ガス炉における元素分離 LLFP の核変換特性 (研究報告) ”, JNC TN9400 2003-054, (2003)
- 45) N.Takaki and T.Mizuno : “ Design Study on Sodium-

Cooled Fast Reactor Core Loaded with LLFP Transmutation Sub-Assemblies ”; GENES4/ ANP2003, Kyoto, Paper 1169, (2003)

- 46) 高木直行, 他: “ Na 炉, Pb-Bi 炉, ガス炉における元素分離 LLFP の核変換特性 (その 2) (研究報告) ”, JNC TN9400 2004-028, (2004)

技術報告



高速増殖炉の要素技術開発（1） - 各冷却炉個別の技術開発 -

此村 守 上出 英樹* 藤井 正 早船 浩樹
木曾原直之 青砥 紀身* 古川 智弘*

大洗工学センター システム技術開発部
*大洗工学センター 要素技術開発部

Development of Advanced Technology for FBR (1)
- Development of Advanced Technology for Na and Pb-Bi Cooled FBR -

Mamoru KONOMURA Hideki KAMIDE* Tadashi FUJII Hiroki HAYAFUNE
Naoyuki KISOHARA Kazumi AOTO* Tomohiro FURUKAWA*

System Engineering and Technology Division, O-arai Engineering Center
* Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

実用化戦略調査研究フェーズIIでは、各種冷却材による高速増殖炉概念を構築しているが、それぞれの概念成立にとり最大の課題と考えられる点について、新たに要素技術開発研究を行っている。ナトリウム炉では、システムコンパクト化による高流速化に伴う課題として、1) 炉容器内のガス巻込み防止・流動適正化、2) 1次系大口径配管における流動・振動特性、また新型熱交換器の概念成立性に関する課題として、3) ポンプ組込中間熱交換器における振動伝達特性、4) 2重管蒸気発生器における伝熱管の健全性確認があり、縮尺試験装置等を用いて流動、振動、材料等の特性を把握している。鉛ビスマス炉では、鉛ビスマス環境中における構造材料の腐食特性が課題となっており、試験結果に基づき腐食評価式を提案した。

これらの成果から、プラントの性能に優劣が生ずるものの、いずれの冷却材も高速増殖炉の冷却材として使用することは可能であることを示している。

In phase 2 of Feasibility Studies on Commercialized Fast Breeder Reactor (FR) Cycle System, the development of advanced technologies for FR plants with various coolants have been performed to recognize on evaluating technological prospects of the feasibility. This report describes the result of advanced technologies thermo-hydraulics in reactor upper plenum, flow test in high velocity and large diameter piping, integrated pump-IHX, double wall tubes steam generator on sodium cooled FR and material corrosion on lead-bismuth cooled FR.

The result is as follows : Sodium cooled FR exhibits advantages for a performance evaluation of plant. FR with sodium and Pb-Bi coolants are feasible for plant system designs.

キーワード

高速増殖炉, 要素技術開発, ナトリウム冷却炉, 鉛ビスマス冷却炉, 原子炉内流動, 大口径配管流動, ポンプ組込中間熱交換器, 2重管蒸気発生器, 材料腐食

Fast Breeder Reactor, Advanced Technology, Sodium Cooled Reactor, Lead-Bismuth Cooled Reactor, Thermo-Hydraulics in Reactor Upper Plenum, Flow Test in High Velocity and Large Diameter Piping, Integrated Pump-IHX, Double Wall Tubes Steam Generator, Material Corrosion



此村 守

FBRシステムグループリーダー
原子炉プラントの設計研究及びグループ総括に従事
工学博士



上出 英樹

要素技術開発部新技術開発試験グループ所属
研究主幹
高速炉の熱流動現象についてナトリウムや水を用いた実験研究に従事



藤井 正

FBRシステムグループ所属
ナトリウム冷却FBRの設計研究及び配管試験に従事



早船 浩樹

FBRシステムグループ所属
ナトリウム冷却FBRの設計研究に従事



木曾原直之

FBRシステムグループ所属
ナトリウム冷却FBRの設計研究に従事



青砥 紀身

要素技術開発部新材料研究グループリーダー
高速炉構造用材料開発、高温材料の強度・挙動評価手法及び環境効果評価手法開発、損傷指標及び検知技術開発に従事
工学博士



古川 智弘

要素技術開発部新材料研究グループ所属
副主任研究員
液体金属環境中材料腐食研究に従事

1. はじめに

2001年度から5カ年の予定で実施している実用化戦略調査研究フェーズでは、各種冷却材による高速増殖炉概念を構築しているが、それぞれの概念成立にとり最大の課題と考えられる点について、新たに要素技術開発研究を行っている。これが、過去の膨大な知見に基づいて概念検討を進めたフェーズと大きく異なる点である。本稿は、フェーズの3年目が終了した時点での要素技術開発研究により新たに得た成果を報告するものである。

2. ナトリウム冷却炉

2.1 コンパクト化した原子炉容器内流動の適正化

ナトリウム冷却大型炉では、原子炉容器のコンパクト化により炉容器内の平均流速が従来の設計に比べて2倍程度大きくなっている。また、炉心上部機構（以下、UIS）の構造として切込みを有するコラム型（図1参照）を採用することにより、切込み部の流速は炉心出口と同程度の5 m/sに達すると考えられる。また、冷却系の2ループ化によりホットレグ配管の断面平均流速が9 m/sを越えるなど局所的な高流速化も見られる。設計上の対策として液面の下方に水平の板（ディッププレート、以下、D/P）を設置することで、速い流れが直接液面に達することを防止している。その有効性の確認を含めて原子炉容器液面でのガス巻き込み現象の抑制を始めとする原子炉容器内の流動を適正にすることがコンパクト化した原子炉容器の設計上急務となった。

原子炉容器上部プレナム内の流動現象を把握し、流動場の適正化を図る構造を見いだすことを目的にナトリウム冷却大型炉を対象として、1/10スケールフルモデル及び1/1.8スケール部分モデルを用いて上部プレナム水流動試験を実施した。^{1)~3)} 試験にあたっては設計部門、要素技術部門（実験、解析）及びメーカーの有識者を集めた熱流動試験ワーキンググループを組織し、小型モデルによる可視化⁴⁾と予測解析による流動適正化形状のサーベイ⁵⁾、液面近傍のモデル化の影響⁶⁾を含め、試験の手法・内容について総合的に検討をしつつ実施した。

試験装置を図1に示す。1/10スケールフルモデルでは炉容器上部プレナム内の構造を2001年度末の150万kWe級大型炉設計⁷⁾（以下、実機設計）を元に1/10スケールでモデル化し、電力実証炉

における検討結果⁸⁾から、ガス巻き込み現象の発生確認が行える実機設計と同一の炉心出口流速まで試験ができる仕様とした。部分モデルでは、液面部分の現象に着目してガスを巻き込む下降流の観点からホットレグ配管を中心に90度セクタの液面近傍（D/Pを含む上部領域）を、ガス巻き込み現象のスケール依存性を緩和するよう1/1.8スケールでモデル化した。比較的小型で容易に形状が変更できるフルモデルと境界条件をある程度自由に設定できるよう工夫した大型の部分モデルを組み合わせることで、設計が流動的な段階での効率的かつ合理的な開発ができる設備とした。流速場は、可視化による流況観察及び粒子画像流速計測法（PIV）、超音波流速分布モニタ（UVP）による定量的計測により把握した。

設計準拠体系での試験結果より、D/Pは液面の安定化に大きな効果を有し顕著なガス巻き込みは生じないものの、UIS切込み部を通る流れがD/Pの隙間を通して液面の高流速化など大きな影響を及ぼすこと、ホットレグに吸い込まれる速い流れに回転が加わることにより渦の中心の圧力が低下し、気泡を伴う水中渦（キャピテーションの一種）が顕在化することが分かった。後者については、キャピテーションが構造物の健全性に与える影響が懸念される。これら2点を抑制できる炉内構造物形状を形状パラメータ解析⁹⁾及び予備的な可視化試験の結果³⁾を元に1/10フルモデルを用いた試験によりサーベイした。試験条件は液面の形状が実機設計と同一となるよう炉心出口流速をFr数

$$(Fr = v/\sqrt{gL}) \quad \text{一致条件とした。}$$

その結果、UIS切込み部を通る流れについては、

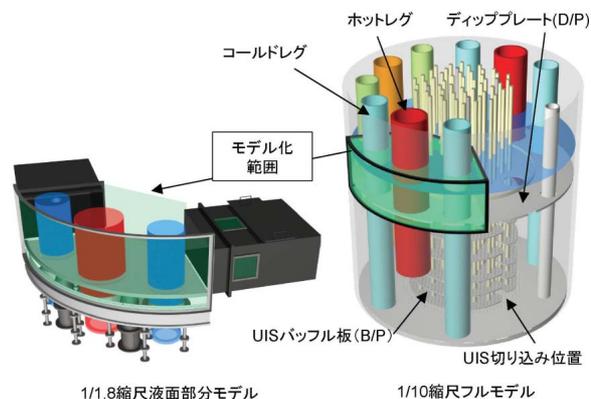


図1 炉容器上部プレナム内流動試験装置

図2に示すように燃料交換機挿入口を通して円筒形状の構造物：燃料交換機貫通孔プラグ（以下，FHMプラグ）を上部プレナム内に挿入することでD/Pの貫通孔を塞ぐと共に，切込みを通る流れを遮断する効果が期待できることが分かった。炉壁とD/Pの隙間部を通る流速の鉛直方向成分の分布を比較した結果を図3に示す。FHMプラグをUISの中段高さ（UISの4段目バッフルプレート高さ）まで挿入することでD/P隙間部を通過して液面に向かう流速を約1/2まで低減できることが分かる。

図4に示すように気泡を伴う水中渦は，ホットレグ開口端と炉壁の間に1本，左右のコールドレグ配管壁からホットレグに向かう各1本の計3本が観察され，中でも炉壁からの気泡を伴う水中渦の発生が顕著であった。これを抑制するため炉壁に沿って縦リブ（スプリッタ）を設けた。図5にスプリッタの有無によるホットレグ正面での流速場の違いを示す。スプリッタにより流れの回転が

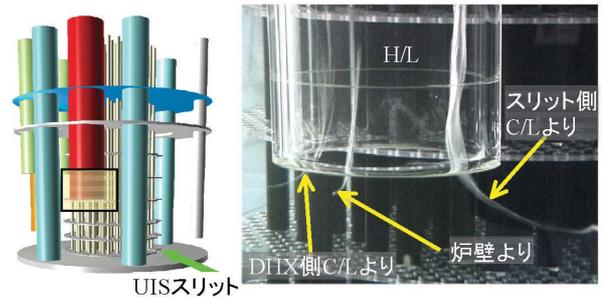


図4 気泡を伴う水中渦の発生状況

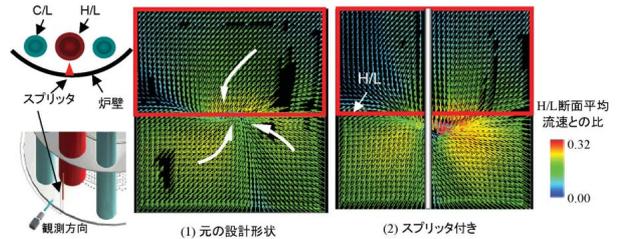


図5 炉壁とホットレグ配管との間の流速分布とスプリッタによる整流効果

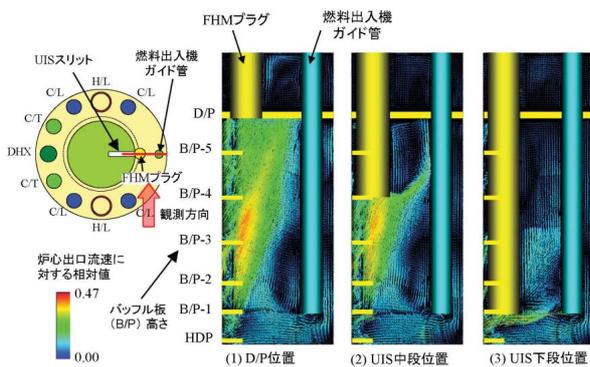


図2 UIS切り込みを通る鉛直断面内の流速分布と燃料交換機貫通孔プラグの効果

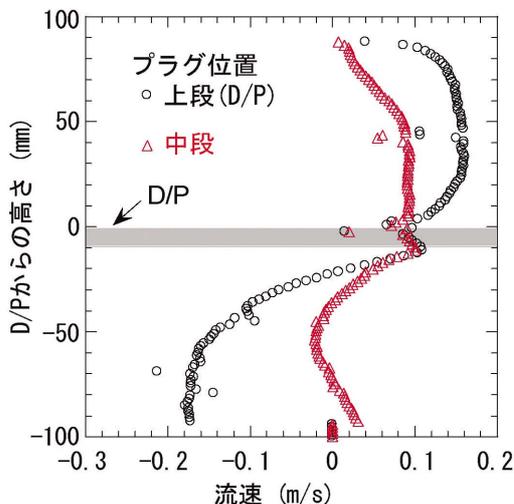


図3 D/Pと炉容器壁隙間部の鉛直方向流速分布

抑制されていることが分かる。実機設計と実験体系ではカバーガスの圧力条件が異なることから，流速と圧力との関係を示す無次元数としてキャピテーション係数 k を用いて気泡の発生を評価した。

$$k = \frac{P_o - P_s}{1/2 \rho v^2}$$

ここで P_o , P_s , v はそれぞれ流体中の代表圧力（静水圧），飽和蒸気圧，代表流速である。ここでは v としてホットレグ配管内の断面平均流速を用いた。実機条件と比較して気泡を伴う水中渦の初生キャピテーション係数を図6に示す。流れに回

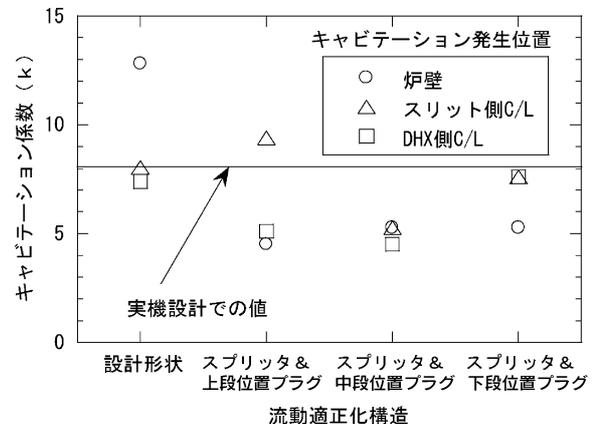


図6 気泡を伴う水中渦の初生キャピテーション係数と形状の効果

転を与える一因がUIS切込みを通る速い流れにあることから、切込みの流れに影響を与えるFHMプラグの下端高さをパラメータとしている。図より、スプリッタを設けることでより低いキャピテーション係数（値が低いほど低圧・高流速となり定性的にキャピテーションが発生しやすい条件を示す）まで気泡の発生が抑えられ、FHMプラグをUIS中段高さにおいたときに最もバランス良く気泡を伴う水中渦の発生を抑制できることが分かる。この形状を採用することで実機設計での流速・圧力条件に比べキャピテーション係数にして約3割低い値まで発生を抑制できる。すなわち、初生キャピテーション係数を低くできた。

以上の検討からFHMプラグをUIS中段高さまで挿入し、ホットレグ開口端に向かい合うように炉壁から縦リブ形状のスプリッタを取り付けることにより、課題がクリアできる見通しが得られた。また、このような渦中心でのキャピテーション発生に対するカバーガス圧力の影響について、基礎的な試験を行った。その結果、キャピテーション係数により圧力依存性の評価ができることが分かった。⁹⁾

この流動適正化を行った体系でD/P隙間部の流速、ホットレグを中心とする90度セクタの両端での速度分布をFr数一致条件で測定した。これから実機流速一致条件での境界条件を予測し、ガス巻き込みに対するモデルスケールの影響を評価するため1/1.8スケール部分モデルにて液面の状態を観察した。試験の結果、1/1.8スケール・実機流速一致条件においてガス巻き込みは発生しないことが分かった。また、D/Pを2段にすることにより、上下のD/P間の流路とD/P貫通構造の各隙間部に流速分布を緩和する流れが生じ、隙間部で上段のD/Pを下に抜ける下降流速の最大値が小さくなる効果が見られた。1段D/P体系との比較により、この下降流速の低下がガス巻き込みの抑制に大きな効果を持つことが分かった。¹⁰⁾

これまでの検討の結果、FHMプラグ並びにスプリッタを付加することにより、本設計での炉容器内ガス巻き込み及び気泡を伴う水中渦の発生を抑制し流動場を適正化できる見通しを得た。

2.2 大口径配管の流動励起振動試験

ナトリウム冷却炉では、建設コスト低減のため、1次系配管を上部流入方式として配管短縮

化を図ると共に、冷却系を2ループ構成としている。

冷却系ループ数の削減に対応して、配管は大口径化（ナトリウム大型炉1次系ホットレグ配管：外径1.27m）すると共に、管内流速が9 m/s台に増大する。このように、大口径配管で高流速化したことに伴い、従来設計で経験のない 1.4×10^7 の高レイノルズ数（ $Re = U \cdot D / \nu$ 、U：平均流速、D：管内径、 ν ：流体の動粘性係数）条件の流動場となる。このため、エルボでの乱れに起因する流動励起振動や、エロージョン/キャピテーションの発生が懸念される。そこで、縮小水試験装置を用いて配管内の流況、圧力変動特性、振動特性等を把握し、配管系の構造健全性評価に反映するための試験を実施している。

試験装置を図7(a)に示す。L字型のホットレグ配管を模擬した1/3縮尺のエルボ試験体を原子炉容器に相当する整流タンクに上部から差込む構成としている。試験パラメータはRe数であり、実流速9.2m/s、60℃温水条件で実機の約1/5のRe数（ 8×10^6 ）を達成できる。現在、常温水を用いた可視化試験を終了した段階にあり、試験結果の一例を以下に述べる。

まず、エルボ全圧力損失係数のレイノルズ数依存性を図7(b)に示す。配管の圧力損失は、乱れに与えられるエネルギーに相当することから、圧損係数を調べることでエルボでの乱れ強さの評価に有効となる。Re数 4×10^6 まで実施した本試験では、全圧損係数は1.3程度であり、乱れに与えられるエネルギーは小さいことが分かった。現状データの範囲では、全圧損係数のRe数依存性が小さいと考えられるが、今後60℃温水条件でのデータを取得し、実機Re数条件への外挿性を検討する。

次に、平均流速9.2m/sでの流況を図7(c)に示す。エルボに流入した流れは、エルボ腹側で剥離し、そこから約290mm下流で再付着した。また、流速を低下させた条件では、管内の流速分布や剥離域の位置、大きさ等は平均流速9.2m/sの場合と有意な差異がないことから、配管内の流況は流速（Re数）に依存しないと考える。

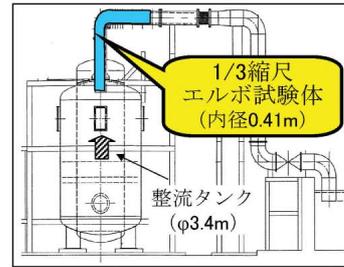
また、配管の励振源となる圧力変動特性については、剥離域境界付近で変動が大きくなる特徴が明確になってきている。今後、ステンレス製試験体での振動データ等も取得し、配管系の振動応答評価手法の高度化に反映する予定である。

背景

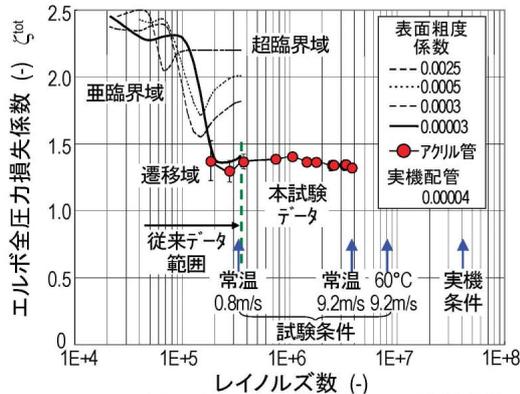
1次冷却ループ数の削減に伴い、大口径配管を採用
 → Na流速が従来設計より大幅に増加
 ホットレグ配管外径：1.27m（もんじゅの1.6倍）
 管内Na平均流速：9m/s台（もんじゅの2.7倍）

試験目的

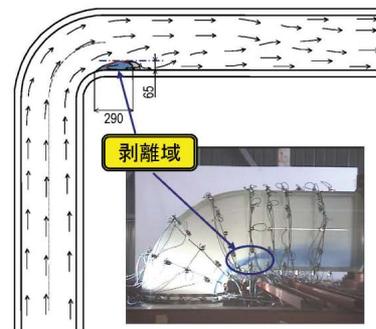
大口径・高流速配管の流動・振動特性を把握し、
 配管系の構造健全性評価に反映



(a)試験装置の構成



(b)エルボ全圧力損失係数のレイノルズ数依存性



(c)配管内部の流況 (9.2m/s条件)

図7 大口径配管の流動励起振動試験の概要

2.3 ポンプ組込 IHX の開発

ナトリウム冷却炉の1次主冷却系は原子炉容器、1次主循環ポンプ、中間熱交換器（Internal Heat eXchanger；IHX）により構成され、炉心で発生した熱を冷却材である液体金属ナトリウムを媒体として2次主冷却系統に伝える。実用化戦略調査研究におけるナトリウム冷却炉の候補概念では、建設コストの低減を狙いこれらの構成機器の中で1次主循環ポンプをIHXの中心部に組み込み、同一の容器に収容する概念を検討している（図8左図）。

IHXは、熱伝達の効率を高めるため薄肉の伝熱管を用いて管内に1次冷却材、管外に2次冷却材が流れ熱を伝える。伝熱管は肉厚が薄いため、他の構造物に比較して剛性が低いため、振動、撓動、摩耗が発生することがないように慎重に設計する必要がある。更に、本概念ではIHXが機械的な振動の発生源ともなりうる主循環ポンプと同一の容器に収容されているため、振動伝達特性を十分に把握し、ポンプで発生する振動に対してプラント寿命期間にわたりIHXの伝熱管の健全性を確保する設計手法を確立する必要がある。

ポンプ組込IHXの開発で重要な要件となる、振動伝達特性の把握及び機器設計手法の確立を目的として、模型実験を開始した。実験装置はナトリ

ウム冷却中型炉のポンプ組込IHXを1/4で模擬した構造で、水を作動流体としている（図8右図）。試験計画としては、以下の項目を実施する。

加振器による振動伝達特性試験及び解析

ポンプの代わりに電磁加振器を振動源として設置し、静止した流体の条件での振動伝達及び減衰の特性を把握する。

ポンプ加振による総合試験及び解析

ポンプによる機械的な振動が構造物と流れる流体を介して伝達する特性を把握し、実機条件に極めて近い条件での振動伝達特性データを取得し解析モデルを確立する。

実機解析モデル構築

及びの試験及び解析結果を元に、実機の振動伝達解析モデルを構築する。本解析モデルを用いて実機の設計を評価し、設計手法を確立する。

現在、の試験が終了し解析モデルを検討中である。今後、2005年度までにすべての試験と実機解析モデル構築を終了し、機器開発の見通しを得る予定である。

2.4 2重管蒸気発生器の開発

伝熱管破損によるナトリウム-水反応を排除し蒸気発生器の信頼性を向上するために、伝熱管を2重壁構造（2重伝熱管）にすることを検討して

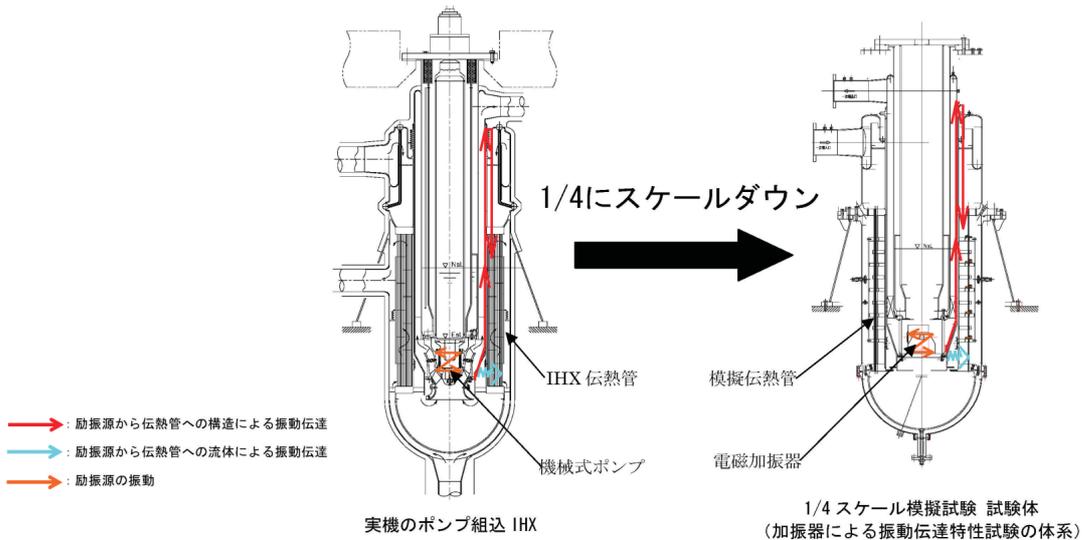


図8 ポンプ組込IHX及び試験体

いる。このためには、2重管が所定の伝熱性能を有すると共に、定期点検時の超音波検査(UTによるISI)により内外管の健全性を確認することが必要となる。

2重管には、内外管を機械的に圧着した密着型2重管と内外管をニッケル(Ni)により冶金的に接合したNi冶金結合型2重管の2つを候補として考えている。後者のNi冶金接合型2重管は、機械式密着2重管と比較して、内外管が冶金的に接合しているため、伝熱性能が確保されるとともに、超音波の内外管界面の通過性の観点から検査性能の向上が期待できる。しかし、内外管はNiによって接合しているため、き裂伝播阻止の観点から内管と外管は独立しており、単管とは異なることを確認する必要がある。

このNi冶金結合型2重管は米国アルゴンヌ国

立研究所(ANL)の高速増殖実験炉(EBR-)の蒸気発生器で採用されており、30年間のプラント運転実績がある。30年の運転期間においてナトリウム-水反応に至る伝熱管の破損事例はなく、また所定の伝熱性能が確保されている。更に、内管内側からの超音波検査においても外管外面の欠陥検出確認試験を実施している。

そこで、サイクル機構はANLとの共同研究において、EBR-の2重管蒸気発生器(過熱器)からNi冶金結合型2重伝熱管を摘出し、衝撃試験や電子顕微鏡によりNi冶金結合部のき裂進展阻止に係わる機械的特性や材料組成の変化を現在調査中である(図9)。

さらに今後は、Ni冶金結合型2重管の製作性の確認等を行い、実機への適用性について検討する予定である。

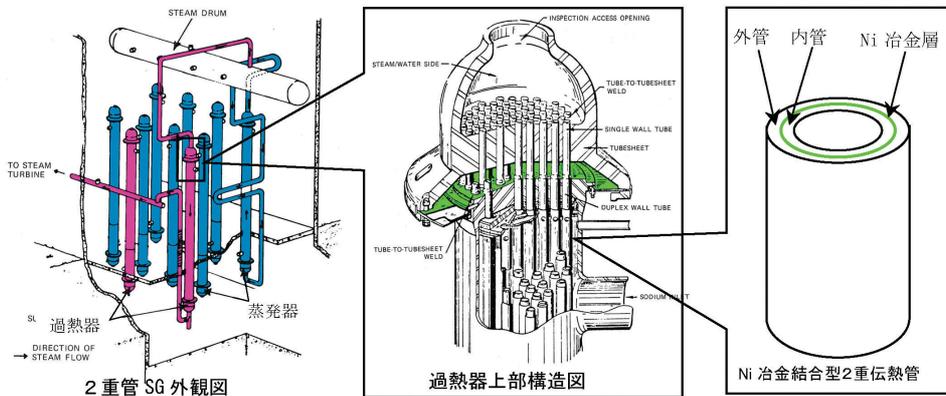


図9 米国ANL EBR- 2重管SGとニッケル冶金結合型2重伝熱管

3. 重金属冷却炉

3.1 材料腐食

重金属冷却炉において材料腐食問題が取り上げられる背景には、鉄鋼材料主要構成元素の鉛ビスマス共晶合金（以下、鉛ビスマス）への溶解度が大きいことがあげられる^{11),12)}。この鉄鋼材料構成元素の鉛ビスマス中への溶出を抑制する手法¹³⁾として、鉛ビスマス中の酸素濃度を適切に制御して鉄鋼材料表面に緻密かつ密着性の良好な酸化皮膜を形成させることが提案されている。

本研究では、重金属冷却炉の炉心及び構造用候補材料である、酸化物分散強化型マルテンサイト鋼（以下、ODS鋼）、高クロムマルテンサイト鋼（以下、12Cr鋼）及び高速炉構造用316（以下、316FR）の3鋼種について、酸素濃度を制御した停留及び流動鉛ビスマス中で最長10,000時間の腐食試験を実施し、金属組織学的にそれらの腐食特性について調査した。また、この結果に基づき、マルテンサイト鋼を対象とした腐食評価式について検討を行った。

(1) 鉛ビスマス中腐食特性

鉛ビスマス中材料腐食試験条件を表1に示す。試験は、停留鉛ビスマス中と流動鉛ビスマス中の2環境下で実施した。停留鉛ビスマス中腐食試験では、試験温度、試験時間のほかに、推奨鉛ビスマス中酸素濃度とされる 10^{-6} wt%下試験を中心に酸素濃度を試験パラメータとし、上記3鋼種の腐

食特性について調査した。流動鉛ビスマス中腐食試験では、温度と鉛ビスマス中酸素濃度を 550 , 10^{-6} wt%とし、 2 m/s の流速下で、ODS鋼と12Cr鋼の2鋼種について浸漬時間をパラメータにした試験を実施している。以下では、これまでに得られた停留鉛ビスマス中試験材の組織観察結果を基に、その腐食特性について報告する。

10^{-6} wt%の酸素濃度の 550 鉛ビスマス中に $2,000$ 時間浸漬したODS鋼の断面観察結果を図10に示す。鉛ビスマス浸漬部では、母相上の最外層に形成されるFe-O（マグネタイト）層が鉛ビスマス中に溶解するものの、母相はその内側に形成

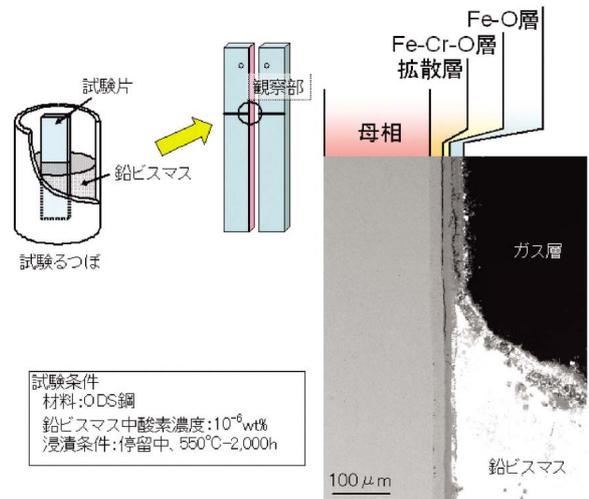


図10 550 -2,000時間浸漬後のODS鋼の観察結果

表1 鉛ビスマス中腐食試験条件

鉛ビスマス条件	材 料	温度/	鉛ビスマス中酸素濃度/wt%[上段], 浸漬時間/h[下段]			
			10^{-4}	10^{-6}	10^{-8}	
			800, 2,000, 5,000	800, 2,000, 5,000, 10,000	800, 2,000, 5,000	
停 留	316FR	500	-		-	
		550				
		600	-		-	
	12Cr鋼	500	-		-	
		550				
		600	-		-	
			650	(10^{-5} wt% ~ 4,000h)	(~ 4,000h)	(10^{-7} wt% ~ 2,000h)
	ODS鋼	500	-		-	
		550	-		-	
		600	-		-	
650						
流 動	12Cr鋼	500	-		-	
	ODS鋼	550	-		-	

されるFe-Cr-O（スピネル）層によって鉛ビスマスによる腐食から保護されていた。550 以下の 10^{-6} wt%の酸素濃度条件下では、同じマルテンサイト組織を有する12Cr鋼を含め、この酸化の形態は10,000時間の浸漬後でも同様であり、酸化皮膜形成による腐食抑制効果が確認された。

600 以上の同一酸素濃度条件下における酸化・腐食状況の一例を図11に示す。600 の鉛ビスマスに浸漬した12Cr鋼の場合、鉛ビスマス接触部には酸化層がほとんど観察されず、5,000時間以上の浸漬試料から液体金属腐食と称される、鋼中への鉛ビスマスの侵入が観察された。ODS鋼についても、その酸化挙動はほぼ同様であり、一部分で液体金属腐食が観察された。このように、550 以下で良好であった酸化皮膜形成が600 以上でほとんど認められず、耐食性の低下が懸念される挙動が観察された要因の一つとして、570 を境に鉄鋼材料の酸化形態が異なることが関連していると推定される。Fe-O二元系平衡状態図上で 10^{-6} wt%の鉛ビスマス中酸素濃度に相当する酸素分圧下における安定酸化物を考えてみる。この場合、570 未満ではマグネタイト(Fe_3O_4)であるのに対し、570 以上ではウスタイト(FeO)が安定となる¹⁴⁾。つまり、このウスタイトの形成により酸化層が安定な保護皮膜を維持できない要因となっていると推定された。

高酸素濃度条件である 10^{-4} wt%の酸素濃度条件下における腐食形態は、 10^{-6} wt%のそれと基本的に同じであった。ただし、高い酸素濃度環境下にあるため、表面酸化層の厚さが相対的に増大している。

低酸素濃度条件である $10^{-7} \sim 10^{-8}$ wt%の鉛ビスマス中酸素濃度条件下では、鉄鋼材料表面に鉄系の

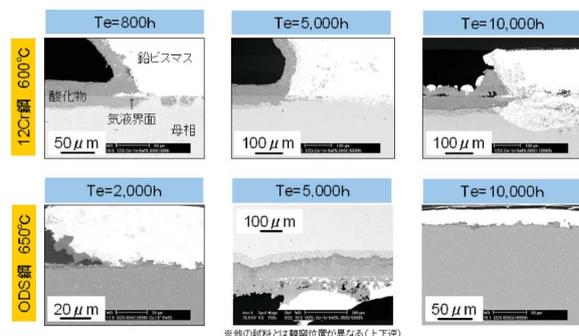


図11 高温鉛ビスマス中浸漬後のODS鋼、12Cr鋼の観察結果（酸素濃度 10^{-6} wt%）

安定酸化皮膜を形成できないことから、液体金属腐食を生じると推定される。現に、オーステナイト系ステンレス鋼である316FRの550 試験材からは、Niの溶出とこれに起因する液体金属腐食が観察されている（図12）。これに対し、マルテンサイト組織を有するODS鋼及び12Cr鋼では、表面にCrを主成分とする薄い酸化皮膜が形成され、液体金属腐食がほとんど観察されない良好な結果が得られた（図13）。この結果は、鋼中のCr酸化物の拡散を制御できる場合、その保護皮膜は酸化物と母材との間で安定に存在できる可能性を示していると考えられる。

以上の知見をまとめると、推奨酸素濃度（ 10^{-6} wt%）に鉛ビスマス中酸素濃度が制御された場合、マルテンサイト鋼は570 未満では酸化皮膜形成

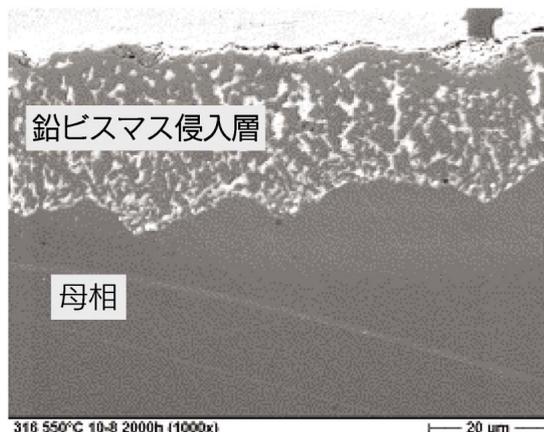


図12 550 -2,000時間浸漬後の316FRの観察結果（酸素濃度 10^{-6} wt%）

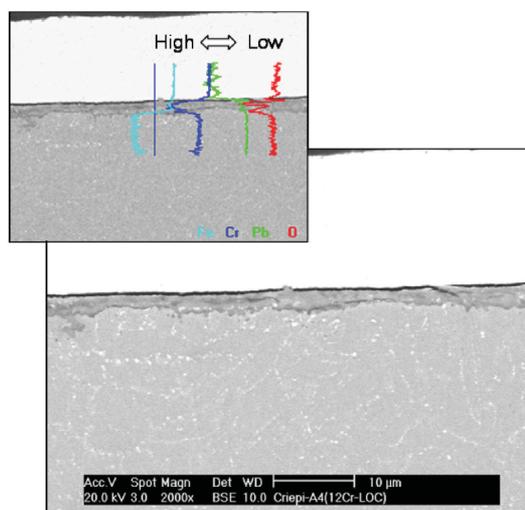


図13 650 -2,000時間浸漬後の12Cr鋼の観察結果（酸素濃度 5×10^{-7} wt%）

により腐食の進行は抑制されると結論できる。

(2) 腐食評価式の検討

高速炉の設計段階において、鉛ビスマス中における炉心・構造材料の腐食代を定める必要がある。ここでは、上述の試験結果をもとに、この腐食評価式についての検討を行った。なお、酸化と腐食（質量移行）が並行して進行すると想定される鉛ビスマス環境の場合、適切に両方を含む領域を設定することが必要となるが、ここでは以下の前提の元で評価することとした。

- (a) 酸素濃度は、 10^{-6} wt% 近傍に制御されるものとし、鋼材構成元素の質量移行効果は考慮しない。
- (b) 流動の影響がない場合、酸化皮膜は停留中腐食試験結果に基づく評価に従うものとする。
- (c) ここでいう酸化皮膜には、鋼表面に形成される Fe-O 層及び Fe-Cr-O 層からなる金属酸化物層の他、母相内部に進行する拡散層を含める。
- (d) 酸化皮膜の成長は、ここでは一様に成長するものとする。
- (e) 材料の高温強度への鉛ビスマス環境効果には、これまでに報告されている脆化については考慮しない。
- (f) 有効温度範囲は、上述の知見に基づき、570 未満とする。

表 1 に示す 10^{-6} wt% の酸素濃度に制御した 500 及び 550 停留鉛ビスマス中における 10,000 時間までの腐食試験材について、試験片軸方向複数箇所における酸化皮膜の厚さを測定し、放物線則に従った(1)式で酸化皮膜成長を記述した。また、材料に依存する係数 A は、物理学的な材料定数と考えられることから、2 温度レベルのデータから仮想的に(2)式のように温度外挿できるようにした。

$$x/\mu\text{m} = At^{1/2} \quad \dots (1)$$

$$A = A_0 \exp(-Q/RT) \quad \dots (2)$$

ここで、 A_0 ：定数、 Q ：見かけの活性化エネルギー、 R ：気体定数、 T ：絶対温度、 t ：時間 (h)

ODS 鋼に対して得られた解は、 $A_0 = 8.91 \times 10^4$ 、 $Q = 1.87 \times 10^4$ [cal] であり (図 14)、例えば 550 で 70,000 時間浸漬した場合、 $250 \mu\text{m}$ 程度と見積もられた。なお、この評価式には、Fe 酸化物の空孔化（外側への膨満）を考慮していないこと、及び母相内部へと進行する拡散層（強度支持部として有効である可能性）を含むことによる保守性を

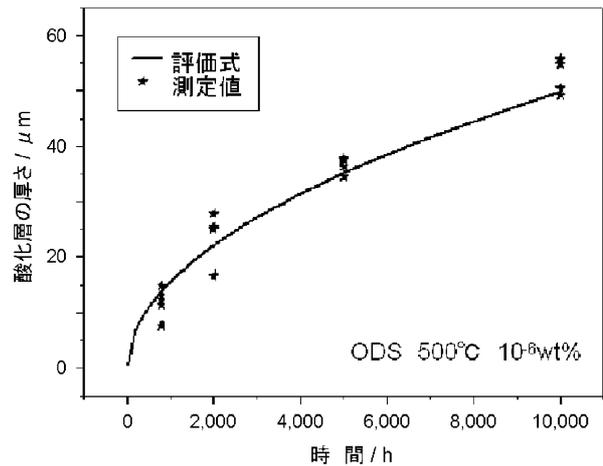


図 14 ODS 鋼 500 鉛ビスマス中浸漬試験結果

有している。ただし、現評価には実機評価に必要な流動効果を考慮していないことから、現在取得中の流動中材料腐食試験結果を基に、今後提案式の保守性について検討を進めていく予定である。

4. まとめ

要素技術開発研究の目的はそれぞれの冷却材ごとに異なる。ナトリウムでは、経済性の設計要求を満足するためのシステムのコンパクト化による高流速化に伴う課題解決の見通しが必要である。鉛ビスマスでは、冷却材の化学的特性である構造材料の腐食に関する課題解決の見通しが必要である。ヘリウムガス炉は高温化に伴う炉心材料の開発見通しが必要である。

本稿では、プラントに関係のあるナトリウムと鉛ビスマスの要素技術開発研究の成果を述べた。これらの成果はいずれも国際的にも各分野に有意義な知見を与えるものである。

この成果から、プラントの性能に優劣が生ずるものの、いずれの冷却材も高速増殖炉の冷却材として使用することは可能であることを示している。これらを使用した結果であるそれぞれの概念が設計要求条件を満足できるかどうかは、それぞれの冷却材が備えている物理的・化学的性質の短所を極力抑えかつ長所をできるだけ生かした設計ができるかどうかにかかっている。

5. おわりに

2001年度から 5 カ年の予定で開始したフェーズの 3 カ年終了時点での成果をまとめた。本稿で述べた我国独自の実験研究成果により、フェーズ

時点と異なり、フェーズでの概念は更に実現性を増したといえることができる。

参考文献

- 1) 木村暢之, 林 謙二, 他: “炉容器コンパクト化に関する流動特性試験(炉内流況の把握と流動適正化方策の考案)”, JNC TN 9400 2003-032 (2003)
- 2) N.Kimura, K.Hayashi, et al.: “Experimental study on flow optimization in upper plenum of reactor vessel for a compact sodium cooled fast reactor”, Proc. of the 10th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10) Seoul, Korea, Oct. 5-9 (2003)
- 3) 林 謙二, 木村暢之, 他: “Na大型炉における上部プレナム流動適正化に関する実験研究(1),(2),(3)”, 日本原子力学会2003年春の年会要旨集, J38, 39, 40 (2003)
- 4) 佐藤博之, 五十嵐実, 他: “原子炉構造コンパクト化のための炉内流動安定化方策の検討(炉内流動の可視化)”, JNC TN 9400 2002-020 (2002)
- 5) 村松壽晴, 村上 諭, 他: “ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器内熱流動の研究(X 炉上部プレナム内流動適正化に関する解析的検討)”, JNC TN 9400 2001-117 (2002)
- 6) 村松壽晴, 村上 諭, 他: “ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器内熱流動の研究(X 炉上部プレナム分離評価の妥当性に関する解析的検討)”, JNC TN 9400 2001-129 (2002)
- 7) 島川佳郎, 新部信昭, 他: “Na冷却大型炉設計研究”, JNC TY 9400 2002-007 (2002)
- 8) Y.Eguchi, N.Tanaka, et al.: “Gas entrainment in the IHX vessel of Top-Entry Loop-Type LMFBR”, Nucl. Eng. Design, Vol. 146, 373-381 (1994)
- 9) 佐藤博之, 上出英樹, 他: “配管入口部のキャビテーションを伴う水中渦に関する研究”, 日本原子力学会2004年春の年会要旨集, 岡山大学, M7(2004)
- 10) 大島宏之, 木村暢之, 他: “ナトリウム冷却高速炉のガス巻き込みに関する研究(1~4)”, 日本原子力学会2004年春の年会要旨集, 岡山大学, M 1 ~ 4 (2004)
- 11) J.R.Weeks, Nucl. Eng. Des., 15, 363-372 (1971)
- 12) B.F.Gromov, Y.I.Orlov, et al., Proc. Heavy Liquid Metal Coolants in Nucl. Technology (HLMC-98) Vol. 1, 87-100 (1998)
- 13) I.V.Gorymin, G.P.Karzov, et al., Proc. Heavy Liquid Metal Coolants in Nucl. Technology (HLMC-98) Vol. 1, 120-132 (1998)
- 14) D.R.Gaskell, Introduction to the Thermodynamics of Materials, Third Edition, ISBN 1-56032-432-5 (1995)

技術報告



高速増殖炉の要素技術開発(2)

- 炉共通技術の開発 -

森下 正樹 内田 昌人* 揃 政敏*¹ 佐藤 一憲
若井 隆純 笠原 直人 北村 誠司 中桐 俊男

大洗工学センター 要素技術開発部
*大洗工学センター システム技術開発部
*¹大洗工学センター 照射施設運転管理センター

Development of Advanced Technologies for FBR (2)
- Development of Key Technologies Common to Fast Reactor Systems -

Masaki MORISHITA Masato UCHIDA* Masatoshi SOROI*¹ Ikken SATO
Takasumi WAKAI Naoto KASAHARA Seiji KITAMURA Toshio NAKAGIRI

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center
* System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center
*¹ Irradiation Center, O-arai Engineering Center

実用化戦略調査研究におけるFBRプラントの設計研究では、種々の革新的概念が採用されている。このような設計を実現していくために、これらの新しい概念やプラント設計の成立性を支える各種の要素技術の着実な開発が必須である。本稿では各炉型に共通して適用する要素技術の研究開発の現状について述べる。安全性の分野では、自己作動型炉停止機構の常陽における機能確認試験及び炉心損傷事故時の影響緩和に関する研究の現状を紹介する。構造・材料の分野では、プラント機器の構造設計合理化を通じた建設費低減の鍵となるFBR用高クロム鋼の開発状況及び高温構造設計技術に関する研究の現状について述べる。また、耐震設計の大幅な合理化につながる技術として期待される3次元免震技術開発の現状を紹介する。さらに、プラントの多目的利用を目指した水素製造技術開発の現状についても述べる。

In the feasibility study on commercialized FR cycle systems, a number of innovative concepts are adopted in the plant designs. Research and development on the related new technologies are essential in supporting these innovative designs to be realized. Among these R&D efforts, those that are common to various plant designs are overviewed in this report. As reactor safety technologies, in-pile functional tests of a self actuated shutdown system in "Joyo" and researches for the mitigation of a core disruptive accident are described. Development of high-chromium ferritic steel for fast reactor application and researches on elevated temperature structural design methodologies, which are keys for the plant construction cost reduction through rationalized structural designs of components, are introduced. Development of three-dimensional seismic isolation technology is also described. In addition, hydrogen production technology development, in pursuant of multi-purpose utilization of fast reactors, is reviewed.

キーワード

実用化戦略調査研究, 要素技術開発, 自己作動型炉停止機構, 再臨界回避, 高クロムフェライト鋼, 構造基準, 3次元免震, 水素製造

Feasibility Study on Commercialized FR Cycle System, Key Technology Research and Development, SASS, Avoidance of Re-Criticality, High-Chromium Ferritic Steel, Structural Design Code, Three-Dimensional Seismic Isolation, Hydrogen Production



森下 正樹

要素技術開発部次長
高速炉の要素技術開発に従事
工学博士



内田 昌人

FBRシステムグループ所属
ナトリウム冷却高速炉の設計研究に従事



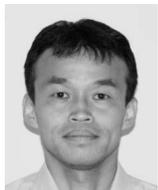
揃 政敏

照射管理課所属
副主任技術員
計装照射装置の開発、照射試験の業務に従事



佐藤 一憲

リスク評価研究グループリーダー
炉内試験の実施と評価を中心として高速炉安全性の研究に従事



若井 隆純

新材料研究グループ所属
副主任研究員
高速炉用高クロム鋼の開発に従事



笠原 直人

構造信頼性研究グループリーダー
高温構造設計法の開発に従事
工学博士



北村 誠司

構造信頼性研究グループ所属
副主任研究員
3次元免震技術の開発に従事



中桐 俊男

新材料研究グループ所属
副主任研究員
材料機能創生研究(水素製造, アルカリ金属熱発電)に従事

1. はじめに

実用化戦略調査研究においては、ナトリウム、鉛ビスマス、ヘリウムなどの各種の媒体を冷却材とする高速増殖炉の設計研究を行っているが、大きな開発目標として、安全性の確保・向上を大前提としたうえで、将来の軽水炉に比肩し得る経済性の達成を掲げている。この目標を達成するために、設計では各種の革新的技術を積極的に取り入れている。

革新的技術や先進的な概念を取り入れた設計を実現していくためには、それを支える各種の要素技術の着実な開発が必須である。これらの要素技術は、各炉型に特有の課題と、各種炉型に共通の課題に分類することができるが、本稿では以下に、安全性（自己作動型炉停止機構（SASS：Self Actuated Shutdown System）及び炉心損傷事故時の影響緩和）、構造・材料（FBR用高クロムフェライト鋼、構造設計技術）、及び3次元免震など、各炉型に共通して適用することができ、かつ安全性向上または設計合理化の観点から重要度の高い要素技術の研究開発の現状について述べる。また、プラントの多目的利用を目指した水素製造技術開発の現状についても述べる。

2. 安全性

高速増殖炉の実用化に向けては、炉心損傷の防止はもとより、仮に炉心損傷を仮定してもその影響が適切に抑制されることを、炉心設計・燃料設計の高度化に整合した形で示すことが重要である。このような安全性にかかわる重点課題として、SASSによる炉心損傷防止性能の更なる強化、及びEAGLE（Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate recriticalities）プログラムを中心とした炉心損傷事故時の影響緩和にかかわる研究を進めている。これらの研究は事故の「発生頻度」及び「影響の重大さ」によって構成される「リスク」を低減し、設計合理化によって安全性と経済性の両立を図るものである。

2.1 自己作動型炉停止機構の開発

実用化戦略調査研究では、次世代炉としてのより高い安全性の実現を開発目標とし、安全設計方針として、深層防護の各段階の安全機能を強化することとしている。このため、原子炉停止機能の向上方策として、従来の能動的な炉停止系に加え

て、外部の信号によらない受動的な炉停止あるいは反応度抑制機構の導入を図るための研究・開発に取り組んでいる。受動的な炉停止機構については、実証炉の設計研究段階から様々な概念の検討がなされてきた。我が国の耐震設計では、地震時の制御棒の挿入性を確保するために炉心全体の過大な変形の防止対策が講じられており、制御棒の挿入失敗は安全保護系の故障が支配的になる。このため、炉心冷却材の温度上昇に速やかに応答し、投入される負の反応度も大きく、かつ、炉内でのリセット性や試験検査性を有し、制御棒切離しの不確かさが少ないという特長を踏まえ、高温で磁性材としての機能を喪失する3元合金を用いて制御棒を自動的に切離すキュリー点電磁石方式の自己作動型炉停止機構（SASS）が最も有望な概念であるとの結論が得られている¹⁾²⁾。

SASSの開発は1985年に開始され、原電及びサイクル機構で、キュリー点電磁石の原理確認、SASS構成部材の熱時効及び腐食に対する耐久性の確認、SASS試験体を用いた高温ナトリウム中での長期にわたる保持安定性の確認及び熱過渡付与後の保持力特性、応答特性の確認等、広範な試験が行われてきた^{3)~6)}。この結果、照射影響の確認を除けば、安全要求を満足させるSASSの設計手法の妥当性が確認された。SASS開発の最終段階として、実機照射環境下でのSASSの信頼性を確認するため、高速実験炉「常陽」での炉内機能確認試験（炉内試験）を開始した。

「常陽」における炉内試験は、SASSの非誤落下性に着目した保持安定性の確認を行うことによりシステムとしての信頼性を確認するとともに、SASSの主要な構成要素について実機環境下における諸特性を把握しSASSを設計・製作するために必要な基礎データを取得することを目的とし、前者を「単体照射試験」、後者を「要素照射試験」として実施する。これらの試験において、高速中性子（ $E = 0.1\text{Mev}$ ）の照射量は、電磁石コイル部で $6 \times 10^{26}\text{n/m}^2$ （60年使用）、試料部の温度感知合金で $5 \times 10^{25}\text{n/m}^2$ （48ヶ月使用）の設計要求を満足するように計画されている。

本試験は、原電とサイクル機構の共同研究として1996年度から準備を進めてきたものである。以下に各試験の計画について示す。

1) 単体照射試験

SASSは、電磁石で制御棒を吊り下げておき、キ

キュリー点を超えて高温になると磁性材としての機能を喪失する性質を利用して、制御棒が落下するようにした炉停止装置で、図1及び図2に示したように電磁石により制御棒模擬体を接続しておき、温度感知合金の温度がキュリー点に達すると磁性を失い磁気回路が遮断されることによって保持力がなくなり制御棒模擬体が落下するしくみになっている。

「常陽」では、冷却材温度がキュリー点（約680）まで上昇することはないため、単体照射試験では、原子炉運転中に制御棒を模擬した試料部を電磁石により連続保持し誤落下しないことを確認する「保持安定性試験」、電磁石と試料部を強制的に切り離して保持力を測定する「保持力特性試験」、電磁石のコイル電流をOFFにして試料部を切り離した時の特性を測定する「デラッチ特性試験」、電磁石のコイル電流を徐々に下げて試料部が切り離される電流を測定する「ドロップアウト電流測定試験」、電磁石と試料部を切り離した状態から、電磁石を下降させて試料部と正常に結合できることを確認する「結合動作確認試験」、を実施する計画である。

単体照射試験は、2004年5月のMK-第1サイクルから照射を開始しており^{7),8)}、第2サイクルまでの約120日間照射が行われる。

2) 要素照射試験

要素照射試験は、単体照射試験では達成できない高温（600～650）の照射環境下での磁気特性や健全性に対する中性子照射の影響を把握する等

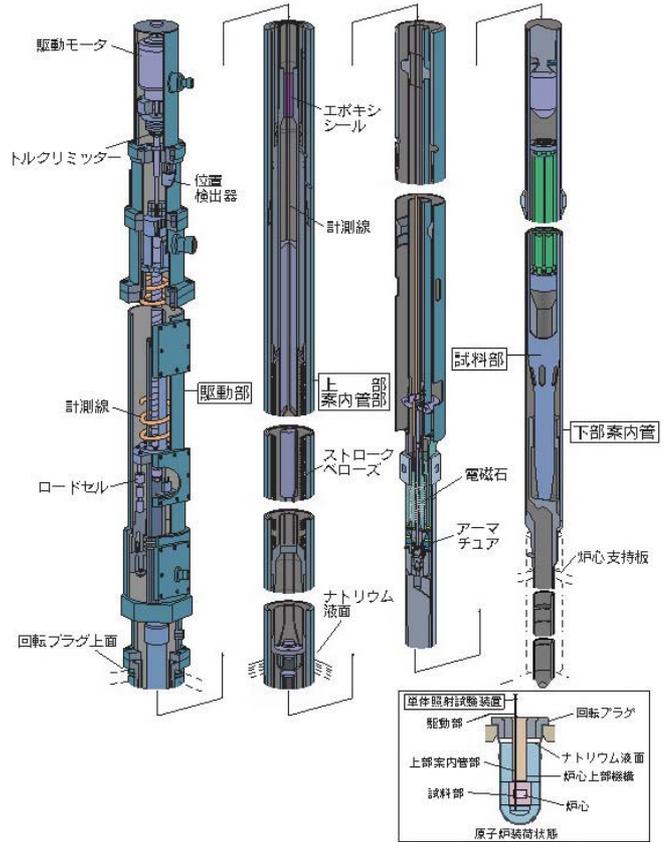


図2 SASS単体照射試験装置

の基礎データを得ることを目的としている。要素照射試験体は、図3に示すように炉心上部機構内に設置されており、照射試料を装填した試験容器部は電気ヒータにより照射温度を一定に調節するようにしている。要素照射試験としては、温度感知合金材や鉄心材の磁気特性の変化をB-Hリン

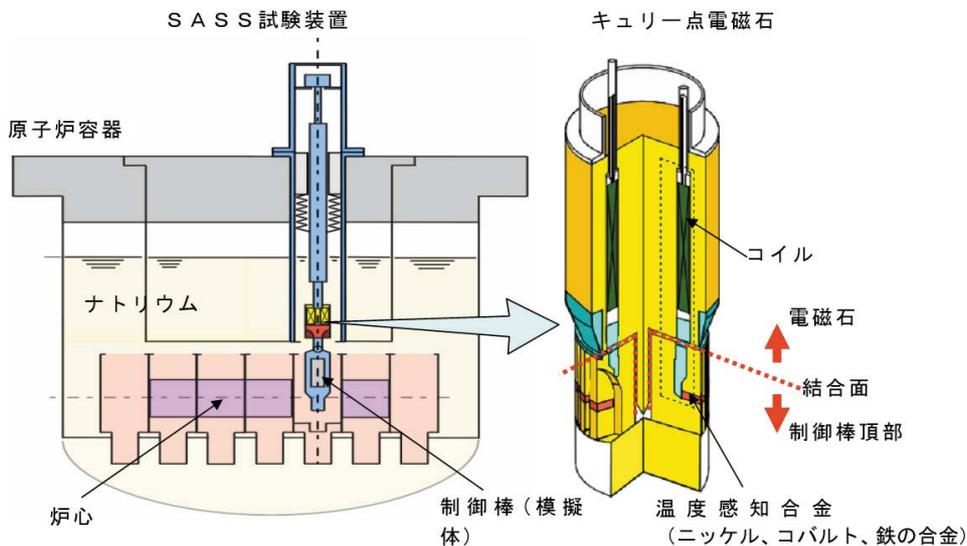


図1 SASS単体照射試験概略図

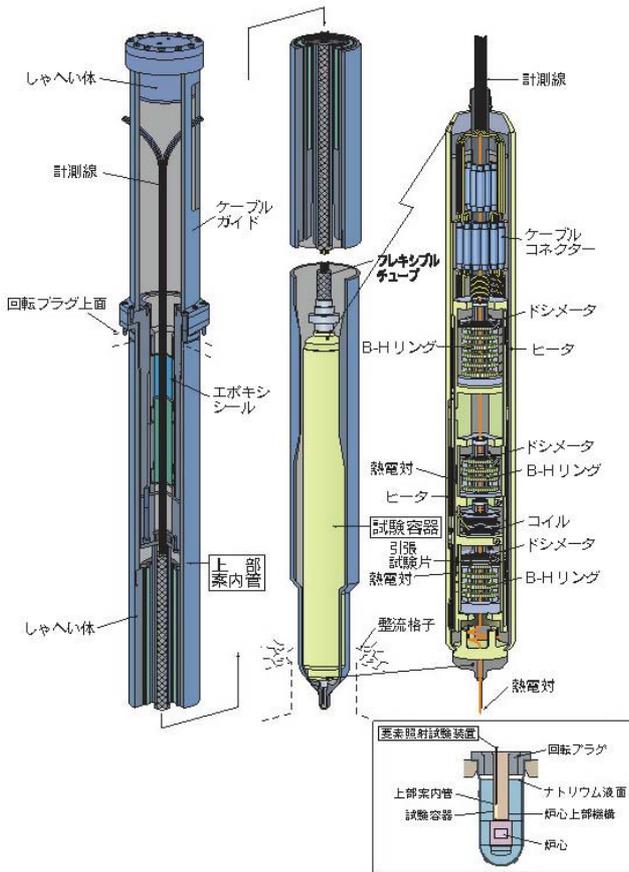


図3 SASS要素照射試験装置

グで測定する「磁気特性試験」、電磁石励磁用コイルの中性子照射下での健全性を確認するための「コイル照射試験」、温度感知合金材や鉄心材の健全性を確認するための「材料照射試験」等を行う計画である。照射試験は、2005年度のMK-第3サイクルから第6サイクルまでの4サイクルの間で実施する計画で準備を進めており、照射装置の製作を既に終えている。要素照射試験体は、照射終了後に原子炉から取り出され、照射後試験施設において磁気特性の測定や照射材料の強度試験、スエリング量評価等の照射後試験を行う計画である。

2.2 炉心損傷事故時の影響緩和に係る研究

高速増殖炉において炉心損傷を仮定した場合の影響評価については、ULOF (Unprotected Loss of Flow) 事象のようなスクラム不作動を仮定した、極めて起こりにくいが短時間のうちに炉心が損傷する事象を対象として、その熱的・機械的影響が適切に抑制されることを示すことに重点を置いて進めている。

炉心損傷の初期過程においては、冷却材の高温化や沸騰、被覆材の溶融移動、燃料の溶融移動などが生じて炉出力が変化するが、高温化した燃料の集合体内軸方向への分散などで炉出力は一旦低下する。その後、炉心からの燃料流出がなく、大量の燃料が炉心部に残留した状態でラッパー管など集合体間の仕切りが溶融して失われる状況を想定すると、燃料移動の自由度が増大するため、燃料が理想的に集中する状況での出力急上昇（再臨界）と炉心における高いエネルギー放出の可能性を考慮することが必要になる。

一方、一般に炉心には制御棒が挿入されるスペースのような、溶融炉心燃料が炉心外へと流出し易い経路が存在する。このような経路を通じた溶融炉心物質の炉心外への流出が、炉心損傷の比較的早い段階で生じると、大量の溶融燃料の自由度の高い運動は想定する必要がなくなり、有意なエネルギー放出の可能性そのものを排除することができる（再臨界回避）。

実用化戦略調査研究のプラント設計研究では、再臨界回避を設計要求の一つとして掲げ、燃料早期流出をより確実とするため燃料排出経路を積極的に確保することを指向した炉心概念の検討を進めている。そこで、ナトリウム冷却MOX燃料概念を基本として、炉心損傷の早い段階で炉心物質が炉心外に流出していく挙動を実験的に把握し、もって、再臨界回避が原理的に可能であることを示すための研究を行っている。

本研究では、カザフスタン共和国国立原子力研究センターとの共同研究として、同センターの実験用の特殊な原子炉 IGR (Impulse Graphite Reactor) を用い、同炉の中央に設置された試験孔内に炉心溶融を模擬した状態を作り出して調べる研究 (EAGLE プログラム⁸⁾) に取り組んでいる。この研究は表 1 に示す 3 段階の炉内試験から構成され、

表 1 炉内試験の概要

試験種別	規模	観察する現象
第1段階	燃料:36kg	燃料溶融時のガス圧 伝熱
第2段階	燃料: 2 kg Na量:350kg	流出経路壁の破損 (Na有/無)
最終段階	燃料:10kg	Naのない条件での燃料流出
	燃料:10kg Na量:15kg	Na有りの総合的模擬条件での燃料流出

これまでに第1段階の2試験を終了し、第2段階の中規模試験の準備を進めた。これらにより、最終段階の試験実施にかかわる技術的成立性見通しを得るとともに、その実施に向けた準備を進めた。図4に最終段階での炉内試験の概念を示す。

また、炉内試験に対する補完データを取得することを目的として、電気加熱で溶融燃料を生成する炉外試験も並行して進めており、ナトリウムを用いないドライ条件での流出経路壁破損挙動や破損後の燃料流出挙動にかかわる基本データを得た。図5はこのドライ条件試験での燃料流出挙動にかかわるデータの一例であり、短時間のうちに溶融燃料の流出が生じる結果となっている。この試験の結果は、ナトリウムの影響を除く部分の解析モデル検証に役立てられるとともに、解析評価を通じてナトリウムの存在する条件での予測にも活用されている。

また、大洗工学センターにおいては、このような流出挙動にかかわる物理メカニズム把握に重点を置き、模擬物質を用いて可視化した炉外での「可視化基礎試験」を実施している。この試験では

冷却材/燃料の模擬物質として、水/低融点合金(Wood's metal)を使用し、流出経路内の冷却材が燃料との混合によって急激に蒸発して流出経路がポイド化し、その後の燃料流出を容易にするとの結果が得られている。図6はこのようなポイド拡大挙動のデータの例である。

また、流出過程においては少量の液相冷却材が炉心燃料側へとエンタラップされる可能性が高く、エンタラップされた冷却材の蒸気圧が流出の駆動圧として効果的に作用するメカニズムが実験を通じて確認された。

一方、実機評価においては、CABRI試験⁹⁾(仏国カダラッシュ研究所)等多くの炉内試験データによって検証されたSAS4Aコードを用いて炉心損傷の初期過程を詳細に評価し、炉心燃料の流出に至るまでの応答を精度良く評価した。また、このような応答を境界条件として、SIMMER-コードを用いてその後の燃料流出挙動を予測した。このような現状のSIMMER-コードの流出挙動にかかわるモデルは今後のEAGLE計画の試験等で検証する必要があるが、現状予測では早期に炉心物質が流出して炉出力は大幅に低下し、崩壊熱レベルでの長時間の冷却・物質再配置過程へと移行するとの見通しを得ている。

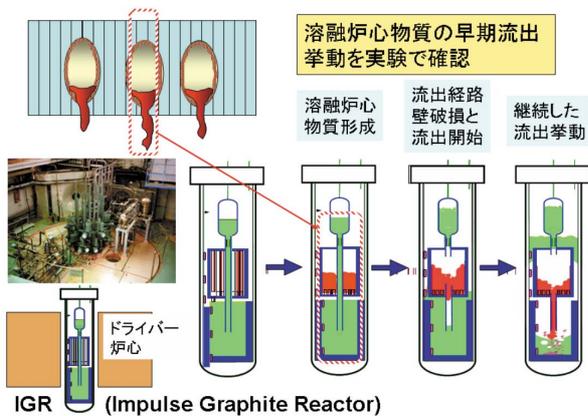


図4 最終段階のEAGLE炉内試験で予想される事象推移

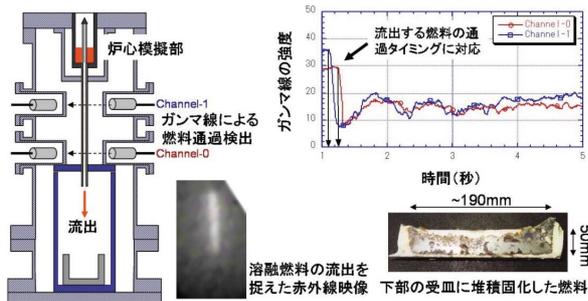


図5 EAGLEプロジェクト炉外ドライ試験の結果

3. 構造・材料

実用高速炉システムの開発においては、安全性と経済性に優れたプラント概念を実現するため、コンパクトで簡素な原子炉構造、大口径短縮配管及び中間熱交換器・ポンプ合体機器などの革新的な構造の導入が検討されている。そこで、高速炉

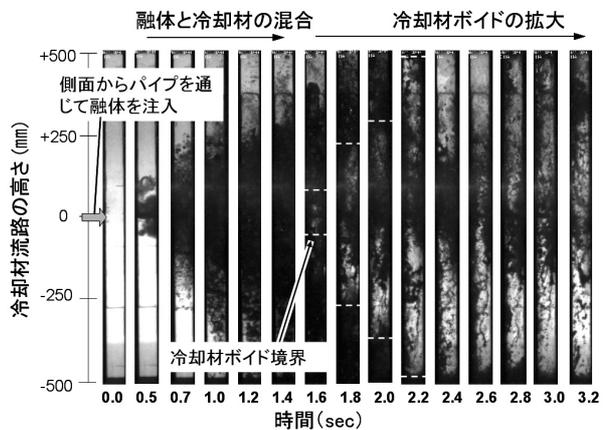


図6 可視化基礎試験における冷却材ポイド拡大挙動データの例

で支配的な熱応力に対する耐性に優れるFBR用高クロム鋼の開発と、上記の革新的な構造の特徴を考慮した構造健全性に係る解析・評価技術の開発を進めている。なお、本研究の多くは、日本原子力発電株式会社が経済産業省から受託し、サイクル機構との共同研究として実施している発電用新型炉技術確証試験の一環である。

3.1 FBR用高クロム鋼の開発

FBRプラント建設費の大幅な低減のため、12Cr鋼の適用による配管短縮や機器コンパクト化を検討している。12Cr鋼は火力発電用ボイラー等で実績のある材料であるが、FBRへの適用の観点からは、熱的特性と高温強度のバランスがよく熱応力に対する耐性に優れる反面、延性及び靱性がオーステナイト系ステンレス鋼に比べてやや劣る点が課題である。

高クロム鋼には高温強度改善のため、通常、モリブデン(Mo)やタングステン(W)が添加されている。製鋼経験から、600以上ではWが、それ以下ではMo添加が有効であるとされる¹⁰⁾。一方、これらの元素は固溶強化により高温強度を向上させるが、高温使用中に結晶粒界にLaves相を形成し、粗大化することで延性や靱性を低下させる恐れがあることも指摘されている¹¹⁾。

こうした背景や知見を踏まえ、FBR用12Cr鋼の適切な仕様を決めることを目的に、WとMoの組成を変えた3種類の12Cr鋼を溶製し、長時間時効を含む材料特性試験及び試験後の分析に基づき、強度・延性・靱性に及ぼす両者の組成の影響

を評価した。

(1) 供試材

検討に供した材料の化学成分及び熱処理条件を、表2及び表3にそれぞれ示す。これらは、ASMEに規格化されたP122(11Cr-0.4Mo-2W)及びこれよりW量を減じた2仕様(11Cr-1.2Mo-0.3W及び11Cr-1.5Mo)であるが、以後本文中ではW組成に合わせてW中添加材及びW無添加材と呼称する。なお、これまでの製鋼経験に基づきP122を含まない鋼種でもWとMoの組成は総量でMo当量(= $Md[\text{mass \%}] + 0.5W[\text{mass \%}]$) 1.5mass%レベルにしている⁹⁾。

(2) クリープ破断延性

クリープ破断延性は、FBR構造材料に特に求められるクリープ疲労強度と密接な関係があり、また、構造物が長時間経過後も脆性的に破壊しないことを担保するうえで重要な特性である。図7に

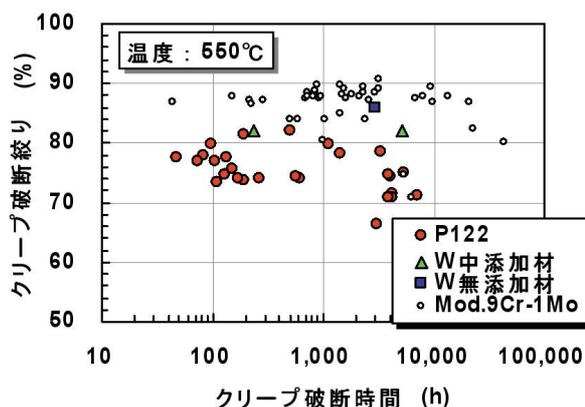


図7 クリープ破断延性の比較

表2 供試材の化学成分 (wt.%)

	C	Si	Mn	Ni	Cr	Mo	W	V	Nb	N	Cu
P122	0.11	0.27	0.64	0.33	10.5	0.34	1.76	0.19	0.05	0.07	1.0
W中添加材	0.12	<0.01	0.48	0.71	10.2	1.20	0.35	0.20	0.06	0.03	0.0
W無添加材	0.14	0.07	0.51	0.60	10.3	1.45	<0.01	0.17	0.05	0.04	-

表3 供試材の熱処理条件

	板厚 (mm)	焼ならし		焼 戻 し								
		温度 (°C)	時間 (h)									
P122	52	1,050	1AC	770	7AC	-	-	-	-	-	-	-
W中添加材	30	1,050	1AC	720	2AC	-	-	-	-	-	-	-
W無添加材	30	1,090	34OQ	550	37FC	665	47FC	700	30FC	740	4FC	

* OQ = Oil Quenching, FC = Furnace Cooling, AC = Air Cooling

3仕様に対する550 でのクリープ破断絞りを比較した。3仕様間にクリープ破断強度における有意差がないことは確認している^(12),13)。図中には比較のためMod.9Cr-1Mo鋼のデータも示した。同図より限定されたデータながら,W添加量と延性には相関が見られ,Wを多く含むP122の延性は,Mod.9Cr-1Mo鋼のそれよりもかなり小さいことがわかる。

(3) 長時間組織安定性

靱性は,漏えい先行型破損(Leak Before Break, LBB)成立性の観点からFBRでは重要な特性である。特に長寿命プラントでは,高温長時間経過後に靱性が適切に維持される必要がある。図8に熱時効前及び600 - 6,000時間熱時効後の衝撃試験の結果を示す。熱時効前には3仕様間にほとんど差は見られなかったが,熱時効後にはP122の衝撃特性だけが他2鋼種に比べて顕著に小さかった。図9に600 - 6,000時間熱時効後の走査型電子顕微鏡による反射電子像を示す。これらの写真で白く見えるのは,原子番号の大きい重い元素であり,ここではWあるいはMoとFeの金属間化合物,Laves相であると考えられる。Laves相は結晶粒界などに析出,粗大化すれば靱性を低下させる。W量を減じた2仕様に比べ,Wの多いP122において白い部分が際立って多く,Laves相の析出・粗大化が起きていることが推測される。W/Mo比による析出挙動におけるこのような差は,図10に示す抽出残渣分析結果からも分かる。すなわち,W量を減じた2仕様では熱時効後のLaves相の析出量は抑制されることがわかる。

(4) FBR配管用12Cr鋼仕様(暫定案)

以上のような試験や分析結果を踏まえ,FBR構

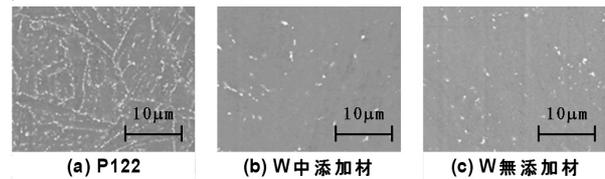


図9 熱時効後の微視組織の比較

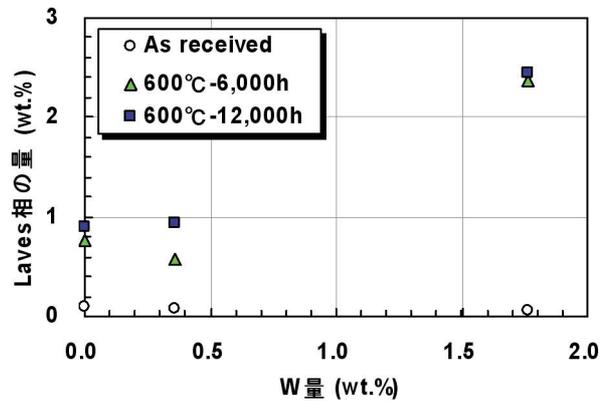


図10 W添加量とLaves相析出量の関係

造材料に求められる延性・靱性の確保の観点から,W組成に上限を与えることが望ましいと結論し,データは限られているが今回溶製したW中添加,無添加材の組成に基づき表4に示すFBR配管用12Cr鋼仕様(暫定案)を策定した^(12),13)。今後,データの拡充等を通じ,W組成の上限値の明確化を含め,組成の最適化を図っていく予定である。

3.2 構造健全性に係る解析・評価技術の開発

液体金属冷却型高速炉は材料にクリープ変形が生じる500 以上で運転されるため,高温構造設計が必要となり,また,繰返し熱荷重によるラチ

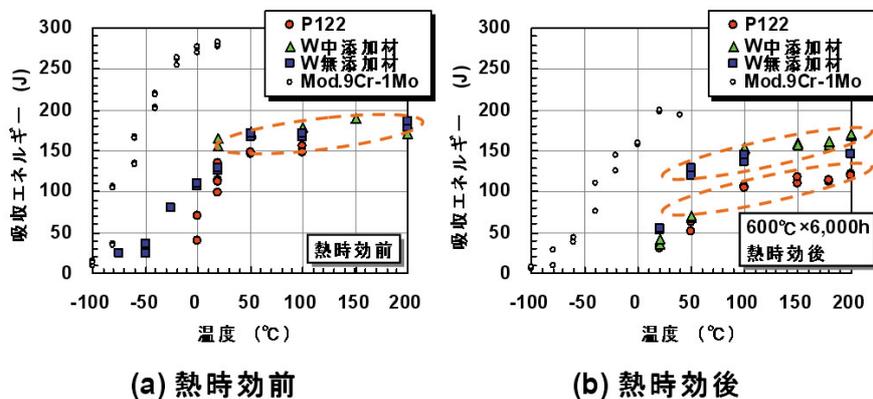


図8 熱時効前後の衝撃特性の比較

表4 FBR配管用12Cr鋼候補仕様(暫定案)

C	Si	Mn	Ni	Cr	Mo	W	V	Nb	N	Cu
0.10 - 0.16	0.1	0.7	0.8	10.0 - 11.0	1.0 - 1.6	0.40	0.10 - 0.22	0.08	0.03 - 0.06	0.10

ェット変形とクリープ疲労損傷による破損防止に特に留意する必要がある。主な荷重は熱荷重であり、プラント機器は薄肉になる。

こうした一般的な特徴のほか、実用高速炉では、設計の合理化を目的に革新的な構造の採用が検討されており¹⁴⁾、それに伴う新たな構造設計上の課題が生じている(図11)。例えば、原子炉構造では小型簡素化するため、もんじゅや実証炉で採用されていた容器壁の熱荷重を緩和するために採用されていた炉壁保護構造を削除し、容器の縮径・薄肉化を図った結果、熱過渡応力と吊り下げ荷重が増大している。また、系統ループ数を削減して1次系ポンプ組込み型中間熱交換器を採用したため、プラント全体の熱容量の減少と流速の増大を招き、熱荷重が厳しくなっている。その他にも、図11に示すような課題が生じている。

(1) 実用化高速炉構造設計基準(FDS)の開発

実用化高速炉のプラント機器の特徴を活かし、合理的な設計を可能とする「実用化高速炉構造設計基準(略称FDS=Fast Reactor Structural Design Standard)策定のための研究開発を実施している¹⁵⁾。FDSは日本原子力発電株式会社が実証炉の設計研究用に策定した設計基準(略称DDS)⁶⁾に対して、実用高速炉の機器の使用条件に応じ合理的健全性評価を行うための「高度化した破損クライテリア」、高温機器の非弾性変形を精度良く評価するための「非弾性設計解析に関する指針」、及び高温低圧条件での支配荷重を設定するための「熱荷重

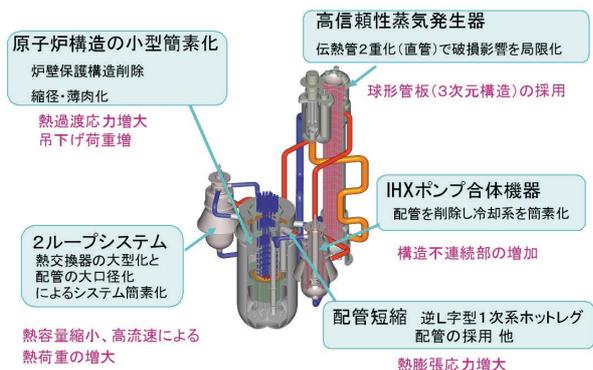


図11 実用高速炉の機器構造設計上の課題例

設定に関する指針」を追加したものである。図12にその体系案を、また以下に主要開発項目を示す。

(a) 破損クライテリアの高度化

原子炉下部構造等の通常運転温度が低い部位の低温(非クリープ)設計を可能とすべく、Negligible Creep Curveを用いた合理的な高温設計域判定法を開発した。また、原子炉構造液面近傍部等の荷重の厳しい部位で一定の累積変形を許容するために、変形の影響を考慮した強度評価法開発を目的とした試験研究を継続中である。

(b) 非弾性設計解析に関する指針の策定

荷重条件の厳しい部位では運転中に弾塑性クリープ変形が生じる。設計時にこれを精度良く予測するため、従来の弾性解析に基づく簡易非弾性解析法より合理的であり、かつ実際の挙動より保守的な予測を可能とする、非弾性設計解析に関する指針案を提案している。指針の妥当性を検証するため、図13に示す原子炉構造モデルによる累積非弾性ひずみ計測試験を実施中である。

(c) 熱荷重設定に関する指針の策定

プラント全体の熱容量の減少等で厳しくなった系統熱過渡荷重を合理的に評価するため、熱流動解析と構造解析を統合した荷重設定法を開発した。また、比較的近年に実機で破損事例がある高サイクル熱疲労(サーマルストライピングと称される)に関して、温度ゆらぎの周波数に応じた熱応力の減衰を考慮した合理的な評価法を開発し、

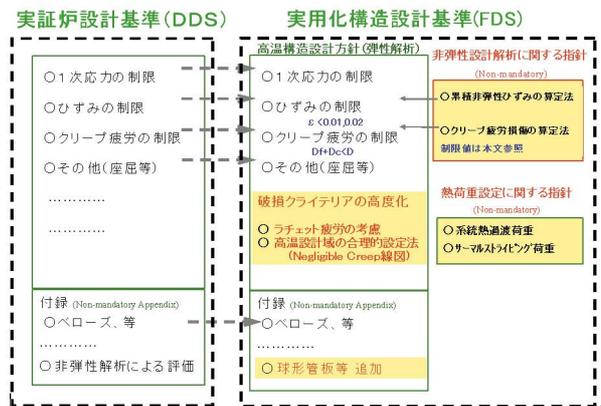


図12 実用化高速炉構造設計基準(FDS)の体系案

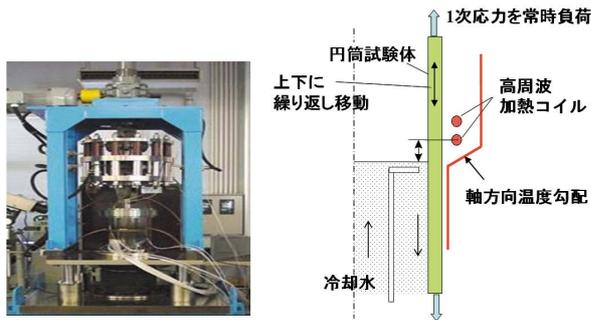


図13 非弾性設計解析法検証のための原子炉構造ひずみ計測試験

指針化を進めている。図14は、大洗工学センターで実施中のサーマルストライピング評価法検証のためのナトリウム温度周波数制御(0.05Hz-0.5 Hz)熱疲労試験体と試験結果の例である。

(2) システム化規格の開発

システム化規格とは、規格基準に含まれる幾つかの技術項目の間で余裕を相互交換可能にすることにより、余裕の重複を避け、過剰な余裕を適正な水準に合理的に設定することを目標とする、柔軟な規格基準体系構想である¹⁷⁾。この構想を具体化するために、2つのアプローチを行ってきた。

第1のアプローチとして、システム化規格の基本的な概念である余裕の交換が可能であることを具体的に示すために、第一線の設計者を対象とす

るアンケートを実施した。アンケートは、4つの目標品質レベル(最高級~コスト最優先)に対して熱疲労を受ける配管のエンドキャップを試設計するものとした。具体的には、形状、材料、製作、検査、保守のそれぞれについて、目標品質レベルを満足するような選択肢(例えば供用期間中検査の手法であれば、超音波探傷検査、目視検査、連続漏えい監視等)を選定してもらう形式とした。この結果、品質レベルが高い場合には高級な(品質保証程度の高い)選択肢が選定され、品質レベルが低い場合にはより一般的な選択肢が選定される傾向が明らかになるとともに、同一の目標品質レベルに対しても、さまざまな選択肢の組み合わせが可能であることが示された。これにより、余裕を適正な水準に保つことを前提に裕度交換により柔軟な設計選択肢の組み合わせを許容するシステム化規格概念の有効性を具体的に示すことができた。

第2のアプローチとして、品質レベルの指標として破損確率を採用して裕度交換の可能性を示すことを試みた。さまざまな選択肢の組み合わせに対して、熱疲労によるき裂の発生と進展による破損確率を評価した。溶接部の初期欠陥寸法、疲労き裂発生寿命、疲労き裂進展速度等、主な変数を確率変数とした。この結果求められた破損確率は、目標品質レベルとよく対応することが示された。これにより、本例題のように破損モードとその評価法が比較的明確である場合には、破損確率を品質レベルの指標として用いることにより、システム化規格の基本的な概念である裕度交換の評価を定量的に行うことができる可能性があることを示すことができた。

(3) LBB 評価手法等の開発

実用高速炉では、設計において熱膨張及び熱過渡が主な荷重条件であり、熱膨張率の小さい12Cr系フェライト鋼が候補材として挙げられている。またFBRの高温低圧運転条件とループ数削減の要求から薄肉大口径配管が必要とされており、このような特徴を考慮し従来のLBB評価法(LBB: Leak Before Break, 漏えい先行型破損。配管などにき裂が生じて破損する場合、必ず小規模の漏れが先に生じるので大規模な破損の前にプラントを停止するなどの処置を講ずることが出来る、という概念)を高度化する必要性が生じた。このため従来のLBB評価手法を12Cr系フェライト鋼の薄肉大

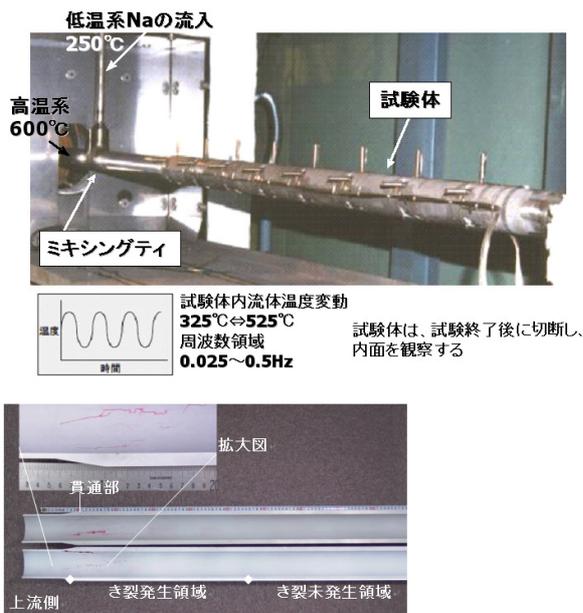


図14 熱荷重設定法検証のためのナトリウム温度周波数制御熱疲労試験

口径配管に適用するために次の項目を提案した。

- 1) 低圧条件下の合理的な漏えい量評価のため、貫通き裂内の流れに対する既存の表面抵抗補正係数を見直した。
- 2) 不安定破壊評価に2パラメータ法を適用することを提案した。
- 3) エルボ構造の限界き裂評価に座屈評価を導入することを提案した。

このように高度化されたLBB評価手法に基づき、薄肉大口径配管における12Cr系フェライト鋼のLBB成立性を示した¹⁸⁾。

4.3 次元免震技術の開発

実用化高速増殖炉においては、3次元免震システムにより機器への3次元の地震荷重を抜本的に緩和する方策が有望である。3次元免震により、設計標準化と一層の物量削減を通じた経済性向上に加えて、炉心構成要素の浮き上がり防止や反応度投入の抑制等に対する設計成立性の飛躍的拡大と安全性の向上が期待できる。そこで、以下の基本方針の下に、3次元免震技術の開発を進めてきた¹⁹⁾。

3次元免震装置開発用の地震条件については、Case Study S2波(図15)を暫定した(図15において、横軸:周期, 縦軸:速度スペクトル, 右上り傾斜:加速度スペクトル, 右下り傾斜:変位スペクトルを示す)。水平方向の地震動は、免震装置にとって厳しい長周期側では大きなスペクトル速度2 m/s(減衰5%)を有し、短周

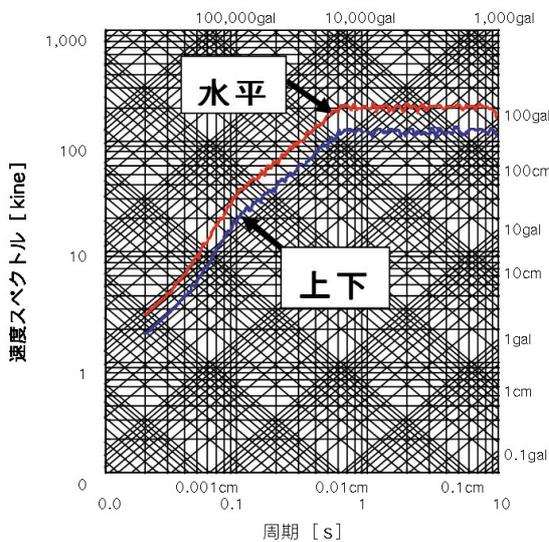


図15 Case Study S2 波

期側のスペクトルは近年の国内プラントの設計用地震動を包絡して設定されている。上下方向地震動の大きさは、既往の知見を参考に速度スペクトルで上下/水平比率=0.6と設定した。

免震方式は、建屋全体水平免震+機器上下免震方式と建屋全体3次元免震方式を並行して進める。機器上下免震方式の上下免震装置は皿ばねとする。建屋全体3次元免震方式の免震装置は、プラント及び建設メーカーから公募・選定し、有望な装置の開発を進める。

上下免震周期は、免震効果の大きい長周期(2秒程度)を指向する。実用化戦略調査研究における有望な高速増殖炉概念について、上下方向地震動に対するプラント機器成立性の観点から適合性を評価し、免震装置への性能要求条件を設定した。検討例として、ナトリウム冷却中型炉における性能要求条件を表5に示す。

以下、建屋全体水平免震+機器上下免震方式と建屋全体3次元免震方式それぞれの免震装置の開発状況についてまとめた。

なお、本研究の多くは、日本原子力発電株式会社が経済産業省から受託し、サイクル機構との共同研究として実施している発電用新型炉技術確認試験の一環である。

表5 適切な3次元免震特性の領域

建屋水平+機器上下免震				
周波数 (Hz)	減衰比(%)			
	2	10	20	40
20				
3.0				
1.5				
1.0				
0.67				
0.5				
建屋全体3次元免震				
周波数 (Hz)	減衰比(%)			
	2	10	20	40
20				
3.0				
1.5				
1.0				
0.67				
0.5				

* 網掛けは性能要求条件を満たす

4.1 機器上下免震の開発²⁰⁾

建屋水平免震に加えて、機器を上下方向に免震することで3次元免震を実現する構造案について検討した。原子炉容器と一次系機器に限定して上下方向の免震装置を設置することで合理的な3次元免震が実現できる。機器上下免震方式のプラント構造は、原子炉容器と一次系機器を共通の床（コモンデッキ）で支持し、この床下と基礎構造の間に上下方向の免震装置を設置する構造とする（図16）。免震装置としては皿ばねを用い、大きな支持荷重を得るために皿ばねを並列に重ねるとともに、大きなストロークを吸収するために直列に重ねた構成とする。

機器上下免震構造の場合、免震装置への要求性能は、免震振動数が1 Hz程度であり、かつ減衰定数は20~40%である（表5参照）。この条件を満たす免震装置を試設計した。ここでは、免震装置の大きさは現存する設備で製作可能な皿ばねの最大直径1 m、板厚27mmを制約条件とし、装置の可動ストロークは±150mm（S2地震時の応答変位振幅にマージンを考慮）に設定した。設計した免震装置は、皿ばねを70枚（5並列×14直列）で構成する。支持荷重は275tonで、供用時の皿ばね集合体の高さは2.3mとなる。免震装置は、皿ばねの他に、皿ばねの直列間の横ずれを防止するための中間座金及び減衰装置で構成する（図17）。減衰装置は、履歴型の復元力特性を有する鋼棒ダンパーであり、応力が一様に分布するように偏断面形状とする。これまでに、直径1 mの皿ばねを試作し、力学特性試験を実施した（図18）。その結果、実際にこの大きさの皿ばねが製作できることを確認するとともに、既往の設計式が適用できることを確認した。また、実物大サイズのダンパーを試作し、必要な減衰力がえられること、及び地震の

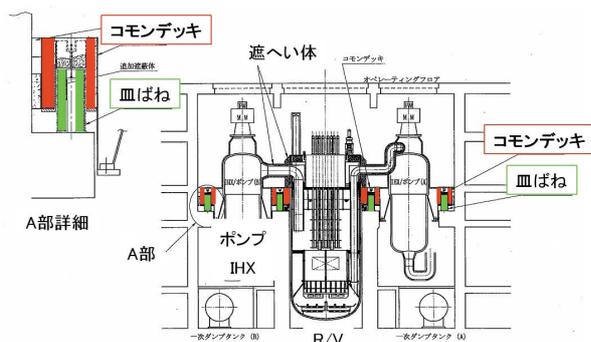


図16 機器上下免震構造の概略図

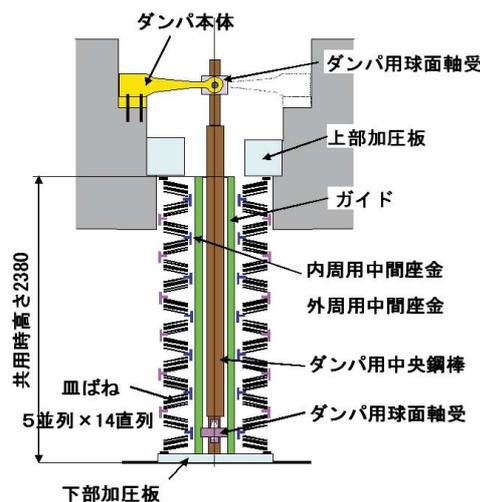


図17 上下免震装置の概略図



図18 実大皿ばねの力学特性試験の様子

繰り返し荷重に対する耐力が十分であることを確認した。

機器上下免震を適用した場合のプラント配置計画について検討した。設計した免震要素を、ナトリウム冷却中型炉に適用した場合の配置計画例を図19に示す。コモンデッキの厚さは必要剛性を確保するため2 m程度とした。免震要素20基を、重量配分、剛性配分を考慮して、主に原子炉容器の周りとコモンデッキの周辺部に配置した。免震の効果を確認するため、地震応答解析を実施した。コモンデッキ上部の応答変位は許容値100mm以下であり、主要機器の固有振動数10Hz近傍における応答スペクトルは許容値1 G以下となっていることから、皿ばねを用いた免震要素による免震効果が確認できる（図20）。

今後、機器上下免震構造の縮小モデルの振動試験を行い、技術の検証を行うとともに、設計方針（案）をまとめていく。

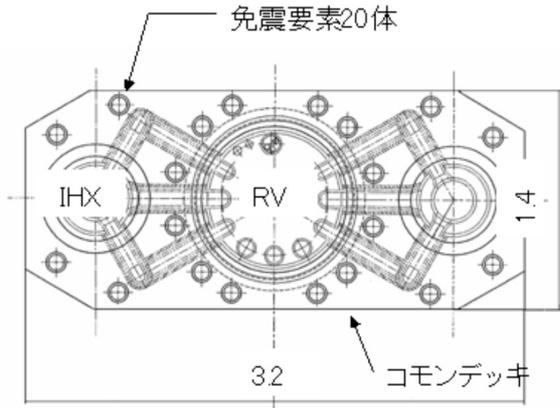


図19 プラント配置の例(平面図)

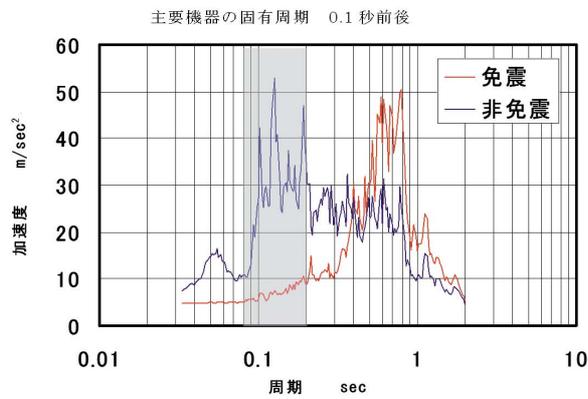


図20 免震の効果(応答スペクトル)

4.2 建屋全体3次元免震の開発

建屋全体3次元免震は原子炉建屋全体を基礎版部分で水平に加え上下に免震する。免震装置への要求性能は、建屋重量が2,700MN(ナトリウム中型炉を想定)、上下方向の免震振動数が0.5Hzで、

減衰定数は20%程度である(表5参照)。

原子炉建屋のような重量のある構造物に上下動を含む免震機能を付加する技術は前例がなく、開発は免震要素の概念創出から開始した。複数の候補概念について成立性確認試験を行い絞り込んだ結果、「ローリングシール型空気ばねを用いた3次元免震装置」を選定した²¹⁾。さらに、建屋免震ではロッキングの発生が想定されることから、それを抑制するための「油圧機構を用いた3次元免震システム」を合わせた組合せシステムの開発を進めることとした(図21)²²⁾。

「ローリングシール型空気ばね」は通常の空気ばねと異なり、作動部をゴム膜の折り返しでシール(ローリングシール)するため上下動を大きくとることができる。空気ばねの補助タンク(内筒)底には空気室と通じるオリフィスを設け、これにより上下動に抵抗が生じるようにする。このオリフィスと別置きのオイルダンパーで上下動を減衰させる。重量、空気ばね耐圧の条件から現段階では空気ばね直径は約3m、支持荷重は1基あたり9.8MN、空気圧力1.6MPa、ばね定数9.4MN/m、減衰定数20%としている。

「油圧機構を用いた3次元免震システム」は、建屋を支持している「荷重支持シリンダ」の油圧を「ロッキング抑制シリンダ」を介して「アキュムレータユニット」に伝える構造とする。ロッキングを抑制するため多数の「ロッキング抑制シリンダ」のロッドを連結する。これにより建屋両端部の相反する上下動を相殺する。建屋の角部などシリンダどうしが直角になっている場合は油圧を介

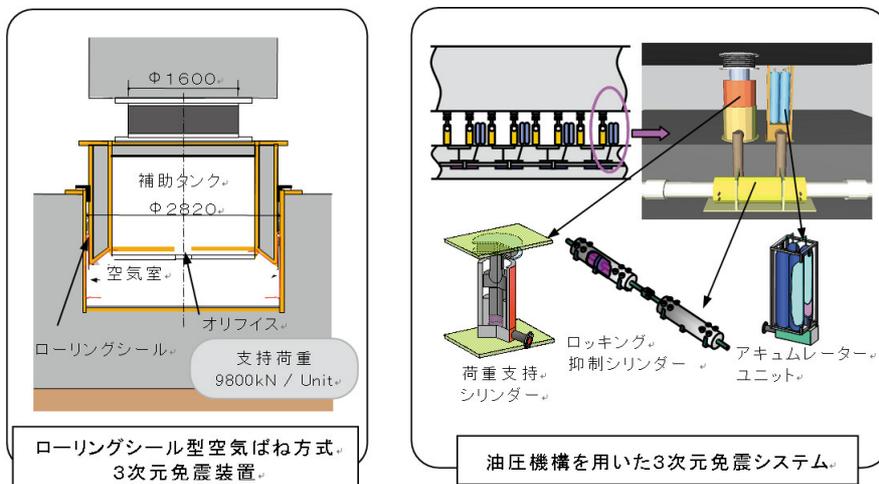


図21 建屋3次元免震システム

してロッドの軸力を伝達する。建屋全体の上下動は「アキュムレータユニット」の空気圧により対応し、空気圧配管の絞りにより振動を減衰させる。現計画では、「荷重支持シリンダ」1基の支持荷重は9.8MN（シリンダ有効面積0.41m²）、油圧は25MPa、ばね定数10MN/m、減衰定数25%としている。

これまでに建屋全体については基礎版の剛性解析、建屋下の免震装置の配置検討（図22）を行い、機器要素については縮尺モデルによる単体試験を行って、空気ばね復元力特性、油圧系機器のロッキング特性・長期信頼性などを確認した。

2004年度は1/7縮尺モデルを使って「空気ばね」、「油圧ロッキング抑制機構」の要素試験を引き続き行い、さらにこれらを各4セットずつ組み合わせた免震装置システムの振動台試験を行う。また、振動台試験とは別に、コスト低減、メンテナンス性改善、プラント適用性拡大を狙って、「空気ばね」の小型高压化（直径約3m 約2m、圧力3.5MPa）を開発しており、外筒30cmの空気ばね試験体による耐力試験を行ってゴム膜の強度を確認する。

本研究の成果は「設計方針書（案）」としてまとめ、将来、建屋3次元免震「技術指針」作成に向けての準備資料とする。

5. 多目的利用に向けた水素製造技術

電力供給のみならず、多様な分野において将来原子力の利用の大幅な拡大を図っていくために

は、その前提となる“資源”、“環境”の持続性確保の観点からFBRサイクルを機軸とするシステムの利用展開が有望である。その一環として、熱化学法と電気分解法を組合せた、水からの水素製造が可能な新たな水素製造技術の開発を進めている。

5.1 ハイブリッド熱化学法の基本プロセスと特徴

FBRへの適用を目的に熱化学法と電気分解法を組合せた新たな水素製造技術の開発を進めている。手法の特徴からハイブリッド熱化学法（以下、ハイブリッド法）と呼称する提案技術では、原子炉から得られる熱を適切に利用することで、消費電気エネルギーを水の直接電気分解より大幅に低減可能である。

一般的に、熱化学法とは複数の化学反応を組み合わせ、熱的に水を水素と酸素に分解する方法であり、その特長は、

- 1) 原料が地球上にほぼ無尽蔵に存在する水である
- 2) 製造過程でCO₂を排出しない、
- 3) 40%を超える熱利用効率が期待できる

ということにある。これまで、国内外で高温ガス炉を熱源とする検討は多数行われているが、700以上の温度が必要であるため、FBRへの適用検討は希少である。

ハイブリッド法は、基本的に硫酸使用プロセスの一つであり、以下の反応過程²³⁾を改良した技術である。

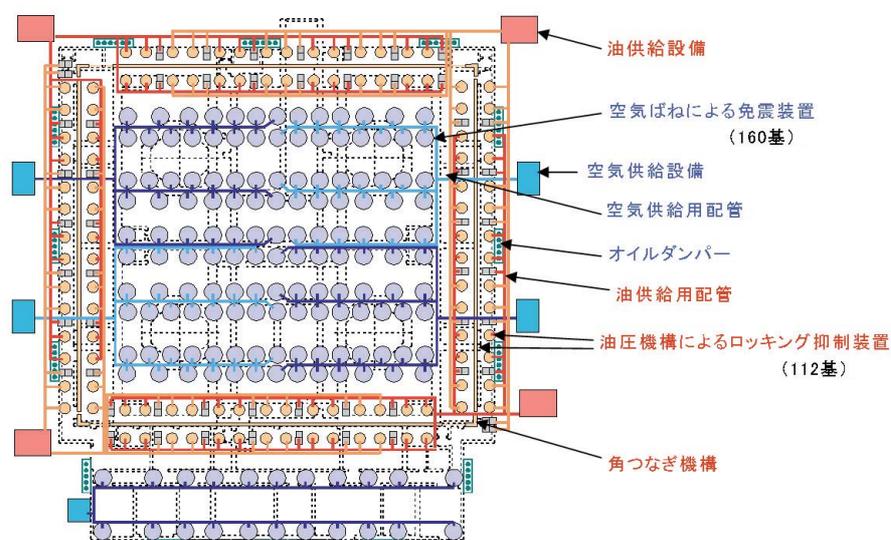
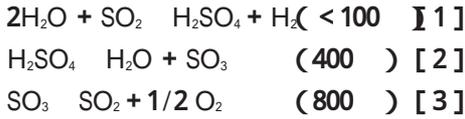
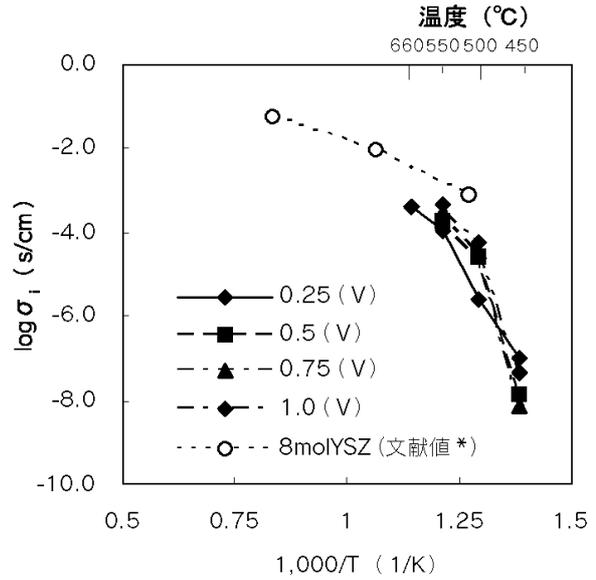


図22 建屋3次元免震システム配置（ナトリウム中型炉）



このプロセス中で最も高温を必要とするのは800で行われるSO₃分解([3式])であるが、ここに酸素を選択的に透過する固体電解質を導入することで約500というFBRに適用可能なプロセスとした。この過程には電気エネルギーが必要となるが、理論的には約0.2V以下の低い電圧でよく、水素を発生させる電気分解([1]式)過程に投入する電圧(0.5V程度)を合わせても、プロセス全体で、通常の水の電気分解電圧(約2V)の1/2以下に留まる見通しである。また、図23に示すように非常に簡素な構成となる特長を有し、かつ低温化により他の熱化学法の主要な課題であるプラント構成材料の腐食問題も軽減される。



(* : Ceramics Japan, 36 No.7, p.483, 2001.)

図24 イオン伝導度評価

5.2 要素技術開発の現状

ハイブリッド法プロセスのうち、提案技術の中心であるSO₃分解部([3式])について、市販の固体電解質(イットリア安定化ジルコニア)を用いた原理確認試験を行い、500以上では電解質を流れる電流値に整合する酸素透過があることを確認した。なお、得られた酸素イオン伝導度はこの固体電解質について異なる雰囲気ながらこれまでに報告されている値にほぼ一致した²³⁾(図24参照)。

現在、実用化技術としての見通しや課題の整理を目的とした100時間程度の長時間連続水素発生実験の準備を進めており、この実験によって低電気エネルギー消費での水素製造原理を実証すると

ともに、材料劣化等に起因する性能低下についても確認する予定である。

6. まとめ

実用化戦略調査研究において設計研究が進められている各種のプラントに共通の要素技術の研究開発の現状について概観した。これらの技術開発は、プラント設計の実現性をより高めていく上で必須であり、今後も着実に進めていく。

参考文献

- 1) Satoh, K., Kotake, S., et. al. : "A Study of Enhanced Safety Systems for LMFBRs", ANP'92, (1992)
- 2) Hoshi, T., Hrada, K., et. al. : "Selection Study of Self Actuated Shutdown System for a Large Scale FBR", ICON-3 (1995)
- 3) 吉田匡志, 前田幸基: "特集「常陽」20周年 VII. 「常陽」の高度化と利用計画", 動燃技報 No. 104, p. 89-90 (1997)
- 4) 内田昌人, 小竹庄司, 他: "自己作動型炉停止機構(SASS)に関する研究(1)全体計画", 日本原子力学会「2004年秋の大会」, 予稿集C22
- 5) 原田 清, 澤畑雄一, 他: "自己作動型炉停止機構(SASS)に関する研究(2)材料試験", 日本原子力学会「2004年秋の大会」, 予稿集C23
- 6) 加藤潤悟, 碓本岩男, 他: "自己作動型炉停止機構(SASS)に関する研究(3)要素試験・システム試験", 日本原子力学会「2004年秋の大会」, 予稿集C24
- 7) 高松 操, 関根 隆, 他: "「常陽」における自己作動型炉停止機構(SASS)の炉内実証試験(1)試験計画", 日本原子力学会「2004年秋の大会」, 予稿集C25

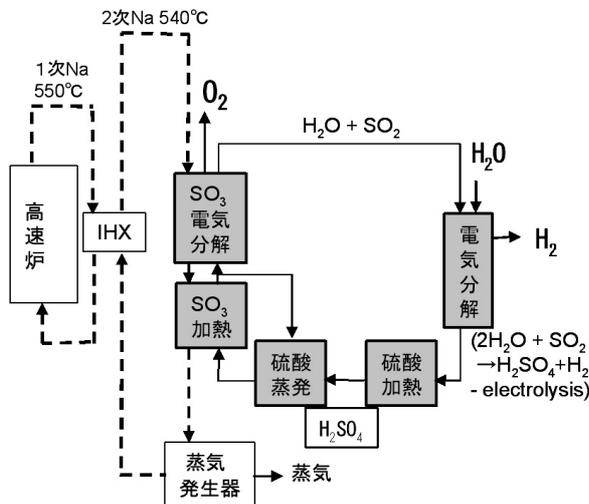


図23 ハイブリッド法のプロセスフロー

- 8) 飛田茂治, 長井秋則, 他: “「常陽」における自己作動型炉停止機構 (SASS) の炉内実証試験(2) 試験装置据付と特性試験”, 日本原子力学会「2004年秋の大会」, 予稿集C26
- 9) 小西, 他: “高速炉の炉心安全性向上のためのEAGLEプロジェクト(8): 炉内中規模試験の準備と実施”, 日本原子力学会「2004年春の年会」M37
- 10) 佐藤一憲: “高速炉の安全性にかかわるCABRI炉内試験の狙いと主要な成果”, サイクル機構技報, No.23, (2004).
- 11) 例えば劉興陽, 藤田利夫: “10Cr耐熱鋼のクリープ破断強度および常温靱性に及ぼすMoとWの影響”, 鉄と鋼, 第74巻, pp.513 (1988).
- 12) 例えば朝倉健太郎, 河淵 靖, 他: “高Crフェライト系耐熱鋼の加熱脆化因子”, 鉄と鋼, 第75巻, pp.1209 (1988).
- 13) Ando, M., Takahashi, T., et al.: “Development of High Chromium Steel FBR Grade”, 第8回超鉄鋼ワークショップ, (2004).
- 14) Wakai, T., Aoto, K., et al.: “The Present Status of Development of High Chromium Steel for FBR”, 30th MPA-Seminar, (2004).
- 15) Ichimiya, M., Mizuno, T., and Konomura, M.: “A Promising Sodium-Cooled Fast Reactor Concept and Its R & D Plan”, Global 2003, New Orleans, p435, (2003)
- 16) 笠原直人, 安藤昌教, 他: “実用化高速炉構造設計基準のための研究開発”, サイクル機構技報, 20号, pp59-73 (2003)
- 17) Kawasaki, N. et. al.: “Recent Design Improvements of Elevated Temperature Structural Design Guide for DFBR in Japan”, SMiRT 15, Div.F, F 04/4 (1999)
- 18) Asayama, T., Morishita, M., et. al.: “Development of the System Based Code for Fast Breeder Reactors and Light Water Reactors - Basic scheme -”, ICONE 10, (2002)
- 19) Y. S. Yoo: “LBB Assessment on Ferrite Piping Structure of Large-scale LMFR”, ASME-PVP Vol.437, pp89-96 (2002)
- 20) Morishita, M., Fushimi, M., et. al.: “Development of Three Dimensional Seismic Isolation Systems for Next Generation Reactor Application”, 8th World Seminar on Seismic Isolation, Energy Dissipation and Active Vibration Control of Structures, Yerevan, Armenia, October 6-10, (2003)
- 21) Kitamura, S., Morishta, M., et. al.: “Study on Vertical Component Seismic Isolation System with Coned Disk Spring”, ASME/JSME PVP-vol.486. 1, (2004)
- 22) Hagiwara, T., Suhara, J. et. al., “Three-Dimensional Seismic Isolation Device with Rolling Seal Type Air Spring”, ASME/JSME PVP-vol.486. 1, (2004)
- 23) Shimada, T. and Moro, S.: “Study on Three-Dimensional Seismic Isolation System for Next-Generation Nuclear Power Plant: Hydraulic Three-Dimensional Base Isolation System”, ASME/JSME PVP-vol. 486. 1, (2004)
- 24) IAEA, Hydrogen as an Energy Carrier and Its Production by Nuclear Power, IAEA-TECDOC-1085 (1999)
- 25) Nakagiri, T., Hoshiya, T., et. al.: “A New Thermochemical and Electrolytic Hybrid Hydrogen Production Process for FBR”, Proc. of GENES4/ANP2003 (2003)

技術報告



高速増殖炉の要素技術開発(3)

- FBR 経済性向上のための検査技術及びMA 燃焼技術の検討 -

尾上 彰 西 裕士 山田 文昭 照山 英彦
石橋 淳一 影山 武* 金城 秀人

敦賀本部 国際技術センター
*株式会社NESI

Elemental Technology Development of the FBR (3)
- Study of Inspection Technique and MA Incineration Technique for the Improvement of FBR Economy -

Akira ONOUE Hiroshi NISHI Fumiaki YAMADA Hidehiko TERUYAMA
Junichi ISHIBASHI Takeshi KAGEYAMA* Hidehito KINJO

International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office
* NESI Inc.

FBR実用炉においては、将来の軽水炉に匹敵する経済性を達成することを目指している。定期検査期間を短縮して保守費用を低減するために、ナトリウム中目視検査技術及び高温用蒸気発生器伝熱管体積検査技術を検討し、実用化の見通しと技術的課題を明らかにした。また、将来の「もんじゅ」を世界有数の高速中性子場あるいは核燃料サイクル費用低減実証の場として利用するため、現行炉心（燃焼度80GWd/t、5ヵ月サイクル）から第1期高度化炉心（燃焼度100GWd/t、6ヵ月サイクル）へ、炉心特性の影響を抑えつつ目標燃焼度を達成可能な移行計画（燃料交換計画）を策定した。更に、高度化炉心へ少数体（3～6体）のマイナーアクチニド（MA）照射試験集合体を装荷した場合の炉心特性を評価した結果、炉心特性への影響は軽微であり有意なMA核変換率が得られることを確認した。

Commercialized FBRs aim to achieve the economic competitiveness of future LWRs. In order to reduce the maintenance cost by shortening periodic inspection period, under-sodium visual inspection technique and volumetric inspection technique for steam generator tubes at high temperature have been examined. As a result, the technical perspectives have been obtained and technical issues for practical use were clarified. A transition refueling plan (the fuel loading plan) was decided in respect of the goal burn-up, while the effect of the core characteristics was held from the current core (80GWd/t, 5EFPM/cycle) to the initial stage upgrading core (100GWd/t, 6EFPM/cycle) of "Monju" as one of the world's fastest neutron irradiation test beds and for demonstration of reducing fuel cycle cost. As a result of evaluating the core characteristics in loading MA irradiation test assembly of loading cases in few assembly scales with up to six test rigs to the upgrading core, it was confirmed that the slight and significant MA incineration rate was obtained as the effect on the core characteristics.

キーワード

高速増殖炉、もんじゅ、保守費、目視検査、体積検査、蒸気発生器伝熱管、高度化炉心、照射試験、核燃料費、マイナーアクチニド

FBR, Monju, Maintenance Cost, Visual Inspection, Volumetric Inspection, Steam Generator Tube, Upgraded Core, Irradiation Test, Fuel Cost, MA



尾上 彰

プラント利用技術グループリーダー
運転・保守コスト低減に関する技術開発に従事
原子炉主任技術者



西 裕士

炉心技術開発グループリーダー
「もんじゅ」、FBRの炉心特性解析・遮蔽設計解析及びその高度化研究に従事



山田 文昭

システム技術開発グループ兼プラント利用技術グループ所属
「もんじゅ」のプラント動特性解析、その設計技術評価及び実用炉ISI技術開発に従事



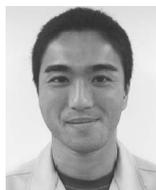
照山 英彦

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心解析、遮蔽解析業務に従事



石橋 淳一

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心解析及びその高度化研究に従事



影山 武

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心解析及びその高度化研究に従事
第一種放射線取扱主任者



金城 秀人

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心設計、熱流体力設計及びその高度化研究に従事

1. はじめに

高速増殖炉(FBR)の実用炉においては、経済性目標である将来の軽水炉に比肩できる発電コストを達成するために、建設費だけでなく、運転・保守費や核燃料サイクル費の低減を図っていく必要がある。

運転・保守コストを低減するためには、系統機器内に冷却材が存在したままの状態を検査する技術を確認・実証して定期検査期間を短縮することが有効である。この観点から、蒸気発生器(SG)伝熱管体積検査技術の耐高温化及びナトリウム中目視検査技術の実用化に向けた高度化の検討を行った。

また、世界有数の高速中性子場あるいは核燃料サイクル費低減を実証する場として、「もんじゅ」を利用するため、現行炉心(燃焼度80GWd/t, 5ヵ月運転)から第1期高度化炉心(燃焼度100GWd/t, 6ヵ月運転)への具体的移行計画を検討した。更に、この移行開始と同時に、マイナーアクチニド(MA)以外に一部のFP核種を含む低除染燃料を模擬・実証すべく、MA照射試験を少数体規模で開始できるような照射試験概念の具体化を図った。ただし、今回はFPを含まないMAのみを添加した試験体を想定した。また、その主要炉心特性について評価し、技術的成立性及びその実現上の課題等について検討した。

以下では、(1)高温用蒸気発生器伝熱管体積検査技術の開発、(2)ナトリウム中目視検査技術の開発、(3)「もんじゅ」高度化炉心におけるMA照射試験概念の検討について研究結果を詳述する。

2. 高温用蒸気発生器伝熱管体積検査技術の開発

「もんじゅ」のSG伝熱管検査工程は、冷却材ドレン、降温、検査準備、検査、後始末、昇温、及び冷却材充填の手順となり、1基あたり約51日の期間を要すると想定されている。定期検査期間が短縮されてくると、本検査が定期検査工程上のクリティカルパスになる可能性があり、工程の短縮が望まれている。そこで、検査プローブを耐高温化し、SG内に200℃の冷却材が存在したままの状態を検査する装置の技術開発を行うものである。本章では、高温用センサを試作して欠陥検出性試験、耐熱性試験を実施し、性能評価と今後の開発課題を検討した。

2.1 試験方法

(1) 高温用センサ

本研究で用いた高温用センサは、以下の設計要求条件¹⁾を満足するものであり、内面欠陥検出用としてポピン型ECTセンサ(ECTセンサ)、外面欠陥検出用としてリモートフィールド-ECTセンサ(RF-ECTセンサ)を試作した。

伝熱管内径 : 25.2mm以下
板厚 : 3.3mm
伝熱管材質 : 12Cr鋼
伝熱管長さ : 120m
伝熱管形状 : ヘリカルコイル形状
最小曲げ半径 : R160
検査温度 : 200

(2) 欠陥検出用試験片

室温及び高温時の欠陥検出性試験に使用するため、1mの直管の外表面及び内表面に幅10mm、深さ20%の全周減肉の人工欠陥を製作した。今回の試験は常温と高温での差異を確認するために、確実に検出できる欠陥寸法として20%全周減肉欠陥を用いて欠陥検出試験を実施した。欠陥検出用試験片の材質は、実用炉と従来のもんじゅSGとの差を確認できるように12Cr鋼と2・1/4Cr-1Mo鋼の2種類とした。

(3) 欠陥検出性試験

高温試験装置内に欠陥検出用試験片及び各センサ(ECTセンサ、RF-ECTセンサ)を入れておき、室温及び200℃において各センサを手作業で走査させ、欠陥検出信号をデジタルオシロスコープに記録し、欠陥検出信号(S)と無欠陥部の検出信号(N)との比を取り、検出性をS/N比で比較した。

(4) 耐熱性試験

欠陥検出性試験後、高温試験装置に欠陥検出用試験片(12Cr鋼)と高温用センサ(ECTセンサ、RF-ECTセンサ)を挿入し、200℃の状態を100時間以上継続する。その間、欠陥検出用試験片に対するS/N比を測定し、時間による検出性の変化を確認した。200℃の温度条件で各センサの要求寿命である100時間を連続保持させた後においても信号が得られ、また試験後に損傷のないことを目視で確認することにより、各センサが耐熱性を有していることを確認した。

2.2 高温用センサの試験結果と性能評価

(1) 欠陥検出性

ECTセンサとRF-ECTセンサに対する欠陥検出

性試験の結果を図1, 図2に示す。その試験結果から試作した高温センサの性能について次のことが明らかになった。

- (a) 内面全周減肉欠陥に対するECTセンサの検出性は, S/N比 = 10程度であり, 2・1/4Cr-1Mo鋼及び12Cr鋼共に同等の検出性であった。温度については, 高温(200℃)で若干検出性が低下しているが, ほぼ同等の検出性と考えられる。
- (b) 外面全周減肉欠陥に対するRF-ECTセンサの検出性は, S/N比 = 8程度であり, 2・1/4Cr-1Mo鋼及び12Cr鋼共にほぼ同じ検出性であった。温度については, 高温(200℃)で若干検出性が増

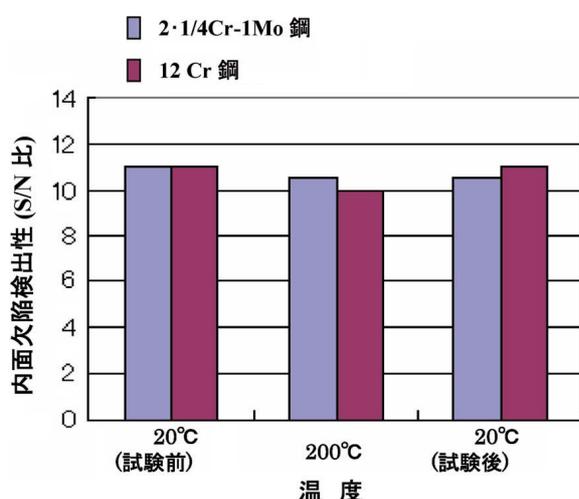


図1 ポピン型ECTセンサの欠陥検出性試験結果

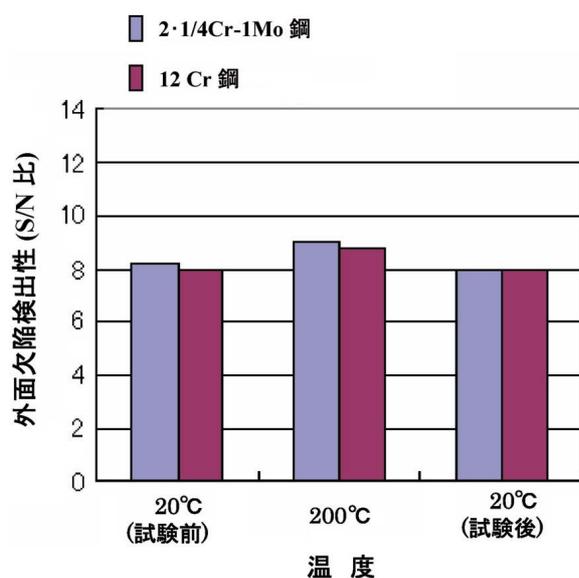


図2 リモートフィールドECTセンサの欠陥検出性試験結果

加しているが, ほぼ同じ検出性と考えられる。

(2) 耐熱性

ECTセンサとRF-ECTセンサの耐熱試験の結果を図3に示す。その試験結果から試作した高温センサの性能について次のことが明らかになった。

- (a) ECTセンサの耐熱性確認のため, 200℃で120時間連続保持しておき, この期間の内面全周減肉欠陥に対する検出性を試験した結果は, S/N比 = 10程度であった。この期間中はS/N比の変化もほとんど無く, 常温に戻した後のS/N比にも変化がなかった。更に, 試作センサの外観に損傷及び割れ等の変形はなかった。
- (b) RF-ECTセンサの耐熱性確認のため, 200℃で160時間連続保持しておき, この期間の外面全周減肉欠陥に対する検出性を試験した結果は, S/N比 = 7.5程度であった。この期間中はS/N比の変化もほとんどなく, 常温に戻した後のS/N比にも変化がなかった。更に, 試作センサの外観に損傷及び割れ等の変形はなかった。

以上の結果より, 試作したECTセンサ及びRF-ECTセンサの欠陥検出性は, 試験片の材質が異なってもS/N比 = 8以上あるため, 常温~200℃において十分な検出性があると判断できる。また, 試作したECTセンサ及びRF-ECTセンサは, 両方とも十分な耐熱性を有すると判断できる。

2.3 開発課題

従来のSG管板は平面であり, SG伝熱管体積検査は室温の状態を実施している。これに対して, 実用炉の管板は球形であり, 200℃の高温状態で伝熱管体積検査を実施することを想定している。SG伝熱管検査に対する課題とセンサの高温化に対する課題は以下のとおりである。

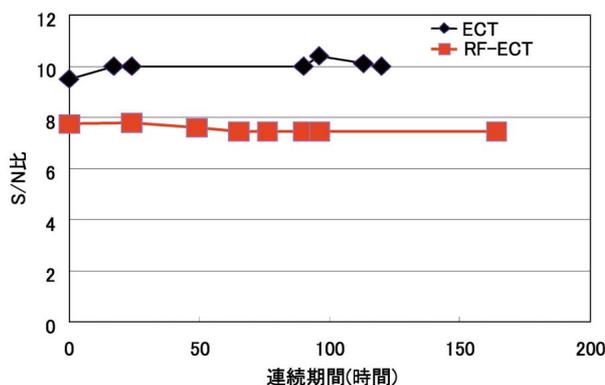


図3 耐熱性試験結果

1) SG 伝熱管検査に対する課題

機械的な課題

- ・ SG 球形管板における管穴の位置決めの方法
- ・ プローブ圧送用のシールを行うための機構
- ・ 高温状態で SG 水室の蓋を開ける方法
- ・ 不活性ガス中で検査装置を遠隔セッティングする方法

検出性能の課題

- ・ 伝熱管外面にナトリウムが存在する状態での検出性の確認
- ・ 割れ状欠陥の検出に対する超音波探傷 (UT) 採用の検討

2) 高温化に対する課題

- ・ センサとして組み上げた状態での耐熱性
- ・ 熱過渡がかかった際の健全性

今後は、まず伝熱管外面に Na が存在する環境下における高温用センサの検出性能及び耐久性を確認する必要がある。次に、球形管板に対して位置決め装置の開発及び高温状態の水室に設けられた蓋を開け、伝熱管内部に発錆しないようにガスシールをした状態での検査機のセッティングなど周辺装置の開発を行う予定である。

3. ナトリウム中目視検査技術の開発

液体金属を冷却材に用いた原子炉容器内構造物を目視検査する技術については、現在までに圧電素子方式により、解像度 1.5 ~ 2 mm の目視検査を行うことができる検査装置²⁾が開発・実証されている。また、当時の ASME Section XI VTM-1 (表面欠陥や表面状態を把握できる程度の精度を要求したもの) の精度要求 (基準 0.6m の距離で 0.8mm の解像度) を達成できるマトリックス送受信センサの設計仕様³⁾が示されている。この送受信センサは、10MHz の発信周波数で、2.5mm 間隔に配置した圧電素子を 2,304 個 (48 個 × 48 個) 用いており、物量が膨大で、製作性と製作コストの点においてまだ改善の余地がある。そのため、送受信センサの製作性を向上すると共に、多量の信号伝送による信号ケーブルの太径化に対するケーブル自体の可とう性確保の観点から、圧電素子の個数を削減しつつ、目標解像度 0.8mm を確保可能な送受信センサを開発しようとするものである。送受信センサ部分について技術の成立性、実用化段階での性能の見通しを明らかにするために、センサ

と対象物との角度、素子製作上のずれ、原子炉内の温度揺らぎ、素子の S/N 比等実機環境において解像度に影響を与える要因を考慮した解析を行った。また、ASME の基準は 2001 年に改訂され、精度要求が更に厳しくなっているため、英語小文字の画像化解析を行い、画像として認識可能な解像度についての検討を行った。

3.1 解析条件

(1) 音響伝播解析条件

マトリックスセンサの圧電素子に媒質加振力として与える周波数を 7.5MHz, 10MHz とする。また、音響伝播解析の条件を以下に示す。

媒 質 : ナトリウム中

音 速 : 2,472m/sec (at 200 °C)

画像化領域 : 100mm × 100mm

(2) 画像化ターゲットモデル

解像度を確認するために、ターゲットはギャップ及びターゲット幅を 1.2mm, 1.0mm, 0.8mm, 0.6mm, 0.4mm とした多重の正方形を基本構造としている。また、連想防止と解像度把握を考慮して、2.7mm, 5.4mm, 8.1mm の高さの英語小文字 "ajm" をターゲットとして選定した。

3.2 解析結果と評価

(1) センサとターゲットとの距離による影響

周波数が 7.5MHz で、センサとターゲット間の距離が 0.2m, 0.6m, 1.8m の時の画像化結果を図 4 に示す。距離が 0.6m になるとターゲットが少しぼやけてくるが 0.8mm の分解能は保っている。超音波の送信周波数とセンサの大きさが一定の場合には、センサとターゲットの間の距離が近い程、開口合成の原理から見込み角が大きくなり、分解能が良くなる傾向にある。ただ、近づき過ぎてもセンサの指向性とセンサの素子密度により分解能の改善には限界がある。すなわち、見込み角が大きくなってもセンサの指向性は音波の伝播方向を限定するため、その見込み角を有効に利用できなくなる。また、センサ素子間に隙間があり、その隙間には受信情報がないため、センサ間隔に起因した模様を生じる。

今回の結果では、0.2m までは距離が近づく程分解能が良くなる一方、画像化の悪化はなく素子密度の不足は生じていない。

(2) センサとターゲットとの間の角度による影響

周波数：7.5MHz

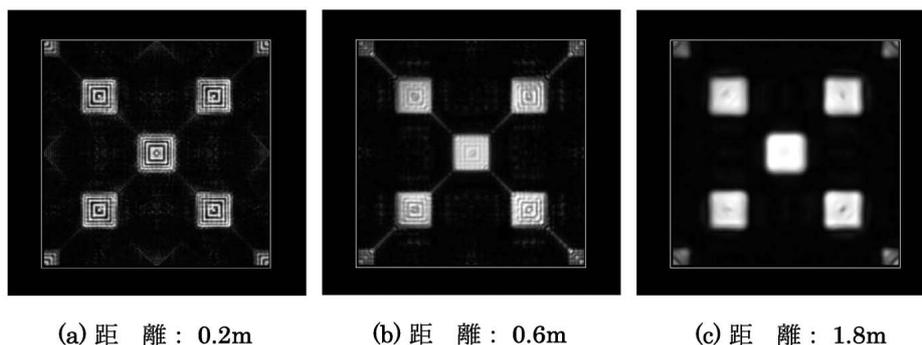


図4 距離の影響評価

Na中の超音波の指向角が5度であることから、0.4m離れた距離でセンサ面とターゲットの面に角度が5度の時と、更に角度がついた状態として30度を想定して解析した。その結果から、30度傾いた反射体の場合には、反射波は2桁低下しているが、信号処理により画像化が可能であることが分かった。しかし、計算時間とメモリ容量の制限からターゲットとの角度を把握後、画像化することが望ましい。

(3) センサのノイズによる影響

センサの製作実績からS/Nが最も悪い素子としてS/N = 6 dBを想定し、その最大反射信号波形から6 dB減衰したランダム信号を発生させて、画像への影響を評価した結果を図5(a)に示す。この結果から、反射信号における最大振幅の6 dB程度のノイズレベルならば、開口合成による空間平均で、ノイズを除去可能であることが分かった。

(4) 素子ずれによる影響

素子のずれが生じる原因として、200 のNa中

において、センサのパウダリを構成する前面板の熱膨張による膨らみ、パウダリに対してセンサ内面側の不活性ガス雰囲気部のガス圧力及びセンサ構造の強度等の要因が考えられる。そこで、超音波の往復を考慮して半波長 $164\mu\text{m}$ を最大値として各素子の受信信号にランダムに与え、その画像化性能への影響を評価した結果を図5(b)に示す。素子の位置がずれていると、反射信号を用いて開口合成により画像を作成する時にセンサ表面の凹凸が誤差として影響する。しかし、解析結果から素子ずれは、平板による補正の効果により解像度に大きく影響しないことが分かった。

(5) 温度揺らぎによる影響

「もんじゅ」においては、全出力運転状態で原子炉出入口温度差が約150 と考えると、炉停止後10日の崩壊熱0.1%の状態では、最大温度差は約0.15 となる。ポンプ駆動では定格流量の5%流れるため、約20倍の約3 となる。そこで、保守側にみて4 の温度がそのまま温度揺らぎになるものと

周波数：7.5 MHz 距離：0.6 m

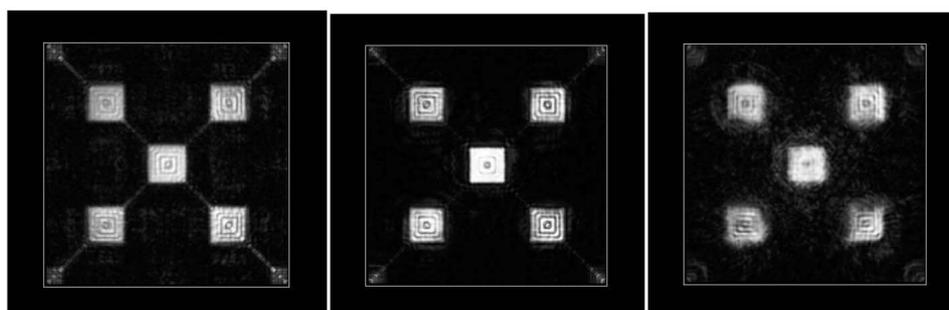


図5 解像度を与える影響評価

して、解析を行った結果を図5(c)に示す。この結果から、4の温度揺らぎは画像化結果に大きく影響を与えている。そのため、実機では温度揺らぎが4より小さい条件で使用する必要がある。ただ、燃料集合体出口部等の直接的に崩壊熱による温度揺らぎが存在する箇所以外では、ナトリウムの熱伝導度が良いため、この画像化結果よりは良くなるものと考えられる。

(6) 文字の識別

文字の大きさが2.7mm、5.4mm、8.1mm時の画像化結果を図6に示す。これらの結果から、5.4mm、8.1mm文字は読み取れるが、2.7mmの文字に対しては現状のシステムでは難しい。2.7mm以下の文字を読み取れるようにシステムを改良しようとする、センサの開発から必要となる。

3.3 開発課題

実用化段階の目視検査装置は、ASME Section XI VTM-1の精度要求を満足しているだけでなく、実時間で画像を見ることができることが望ましい。Na中目視検査装置の実用化までの開発課題を大きく区分すると、高解像度化のための超音波センサ集積化・素子の小型化、信号処理の高速化、耐熱・耐放射線化、可とう性に優れた信号伝送、アクセス性の高いNa中目視検査駆動部である。その内、枢要課題であるについては、圧電素子を配列する上で、素子の小型化につれて製作が困難になるため、達成のハードルも高い。については、リアルタイムで検査するためにはデータ処理を数桁高速化する必要がある。については、耐熱性試験や照射試験を行う必要がある。については、炉心支持構造スカート

部へ到達するためのアクセスルートを確認しなければならない。

今後は、まず超音波センサの小型化を検討して試作し、Na中で目視検査性能を確認する予定である。

4 「もんじゅ」高度化炉心におけるMA照射試験概念の検討

「もんじゅ」炉心を用いた実用化燃料実証試験研究の一環として、現行炉心から第1期高度化炉心への具体的移行計画（燃料交換計画）の検討と、その移行過程を含む高度化炉心内に、マイナーアクチニド（MA）含有燃料を少数体規模で照射する試験概念の検討を実施した。この検討結果については既にサイクル機構技報No.20⁴⁾で報告済みであるので、ここではその要点について述べる。

4.1 高度化炉心概念・仕様

4.1.1 基本仕様⁵⁾⁶⁾

(1) プラント基本仕様

第1期高度化炉心は、被覆管に新材料を導入することを前提として、現状技術ベースで着実に早期移行することを主眼とした。そのため、燃料集合体内部の燃料要素仕様の変更のみで性能向上を図ることを基本としている。これにより、原子炉熱出力、原子炉出入口温度等の基本プラント条件や原子炉構造、主冷却系設備等の設備改造、あるいは炉心径、集合体長さといった炉心サイズの拡張など、プラント基本仕様の変更は不要とすることを前提としている。

(2) 高度化炉心の構成・基本仕様

第1期高度化炉心の構成は、現行炉心と同じ均質2領域炉心とし、制御棒、中性子遮蔽体等炉心

周波数：10MHz 距離：0.4m x, y：24.3mm z：1.59mm



(a)文字の大きさ：2.7mm

(b)文字の大きさ：5.4mm

(c)文字の大きさ：8.1mm

図6 英小文字の画像化結果

構成要素配置・本数も現行炉心仕様どおりとしている。なお、径ブランケット燃料集合体を削除すると炉心部の出力分担が大きくなり、出力分布特性の点ではより厳しい条件となる。本検討では保守側の想定として径ブランケット燃料集合体を削除し、中性子遮蔽体に置換して評価を行った。高度化炉心仕様を表1に示す。

(3) 炉心仕様

1) ドライバ燃料仕様

第1期高度化炉心のドライバ燃料仕様としては、第1期から第2期高度化炉心への連続性を考慮して、現行の「169本ピン, 中実ペレット燃料」から「127本ピン, 太径中空ペレット燃料」へと変更した。「127本ピン, 太径中空ペレット燃料」の燃料仕様は以下のとおりである。

- ・ピン径7.65mm
- ・ペレット径(外径/内径)6.47mm/2.0mm
- ・実効燃料体積比31.0%
- ・炉心高さ103cm
- ・上部軸ブランケット高さを26cm
- ・下部軸ブランケット高さを29cm

なお、高密度化に伴う高熱伝導の中空ペレットの採用により、最高線出力密度の暫定目標(許容値)は、470W/cmとできる。これは、燃料最高温度の制限値である116%過出力時で2,650以下に納まるよう設定したものである。また、太径中空ペレット燃料の製造準備のタイミングとの関係で、従来の細径中実ペレット燃料のままとする場

合でも、ペレット密度の向上により、ほぼ同等の核的性能を達成することができる。

2) 燃料組成

(a) プルトニウム(Pu)同位体組成比⁷⁾

炉心燃料のPu同位体組成比としては、軽水炉燃料を再処理し回収したPuの組成とし、以下のとおり想定した。

$${}^{238}\text{Pu}/{}^{239}\text{Pu}/{}^{240}\text{Pu}/{}^{241}\text{Pu}/{}^{242}\text{Pu}/{}^{241}\text{Am} \\ = 3.0/52.0/27.0/9.5/7.0/1.5(\text{wt}\%)$$

(b) 全Pu富化度上限値

全Pu富化度(Pu^{Total})については、融点降下や再処理時の溶解性等を考慮し、制限値を32wt%以下とした。

3) 燃料被覆管材質⁸⁾⁹⁾

第1期高度化炉心では、現在開発中の改良オーステナイト鋼(PNC1520鋼; 15Cr-20Ni鋼[Ti添加]のこと)を採用することとした。これにより、熱流設計条件である被覆管最高温度は700まで許容し得るものとした。

4) 反応度制御系

将来の高度化炉心移行時には、現在基本概念検討中であるナトリウムボンド型の制御棒で20ヵ月炉内滞在可能な「もんじゅ」長寿命化制御棒が導入される計画である。この長寿命化制御棒が高度化炉心に導入されることを前提とした。なお、同制御棒では、B₄C吸収材ペレットスタック長を80cmから93cmへ延長し、¹⁰B濃縮度も39%から41%へ向上させることとしているが、本検討では、

表1 第1期高度化炉心仕様及びMA照射試験集合体仕様

	現行炉心 (80GWd/t)	第1期高度化炉心 (100GWd/t)	MA照射試験 集合体
燃料ピン形	169本ピン中実	127本ピン中実	
被覆管外径/肉厚[mm](材質)	6.5/0.47 (PNC316)	7.65/0.51 (PNC1520)	
ペレット外径/内径[mm], 密度[%TD]	5.4/- .85	6.47/2.0 .95	
スミヤ密度/実効燃料体積比[%]	80.1/28.4	81.8/31.0	
炉心高さ/上部軸ブランケット/下部軸ブランケット[cm]	93/30/35	103/26/29	
Pu ^{iss} 富化度(内側/外側)[wt%] (Pu ^{Total} 富化度(内側/外側)[wt%])	約16/約21 (約22/約30)	14.6/18.8 (23.7/30.6)	
Pu同位体組成比[%] (²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu/ ²⁴¹ Am)	0/58/24/14/4/0	3/52/27/9.5/7/1.5	
制御棒(調整棒)吸収体部長さ[cm], B-10濃縮度[%]	80.39	93.39	-
MA添加割合[wt%]	-	-	5
MA組成比[%](Np/Am/Cm)	-	-	58/39.3/2.7
運転サイクル期間[日]×サイクル数	148×5	191×5(内側) 191×6(外側)	191×5

初期の想定として B_4C 吸収材ペレットスタック長を93cm, ^{10}B 濃縮度を39%での制御棒反応度収支を評価した。

4.1.2 MA照射試験集合体仕様

本検討では、第1期高度化炉心への移行と同時にMA照射試験の開始を想定している。そのための、MA照射試験用集合体は、基本的に通常のドライバ燃料と同一の寸法・形状仕様とし、燃料ペレットに5wt%のMAを混入するものとした。

MAの核種ごとの同位体組成比としては、軽水炉燃料を再処理し回収したMA組成を想定した。

4.2 高度化炉心移行計画の検討

4.2.1 移行炉心（燃料交換様式）概念

本検討の移行炉心では、プラント稼働率向上を目指して、運転サイクル期間を約6カ月の191日に延長した。また、取出平均燃焼度約100GWd/tを達成するため、燃料交換バッチ数（炉内滞在サイクル数）も内側炉心燃料は5バッチ、外側炉心燃料は6バッチの多重（可変）バッチ燃料交換パターンとした。

高度化炉心への移行計画（燃料交換計画）のイメージを図7に示す。高度化炉心への移行が始まる時点を第1サイクルとして、内側炉心燃料については、第1サイクルで全体の2/5を交換し、次サイクル以降では1/5ずつ交換するものとした。また、外側炉心燃料は第1サイクルで全体の2/6

を交換し、次サイクル以降では1/6ずつ交換するものとした。

これは、従来どおりの燃料交換様式を前提とすると、高度化炉心への移行開始前から装荷されていた現行炉心燃料の集合体最大燃焼度が、運転サイクル期間の延長により、制限値である約94GWd/tを超えるおそれがあるためである。

4.2.2 MA照射試験概念

MA照射試験用集合体の炉心への装荷本数については、炉心特性への影響を最小限度に抑える観点から、3～6体という小数体の装荷を想定した。炉内装荷位置については、MA核変換率の点で中性子束が高い方が有利であるので、基本的に炉心中心近傍に装荷するものとした。ただし、燃料交換パターンに応じて装荷位置を微調整した。

MA照射試験用集合体の装荷パターンとしては、炉心移行開始と同時に、数体のMA照射試験用集合体を逐次装荷するケースと平衡炉心に達してから数体のMA照射試験用集合体を一括装荷するケースについて実施した。

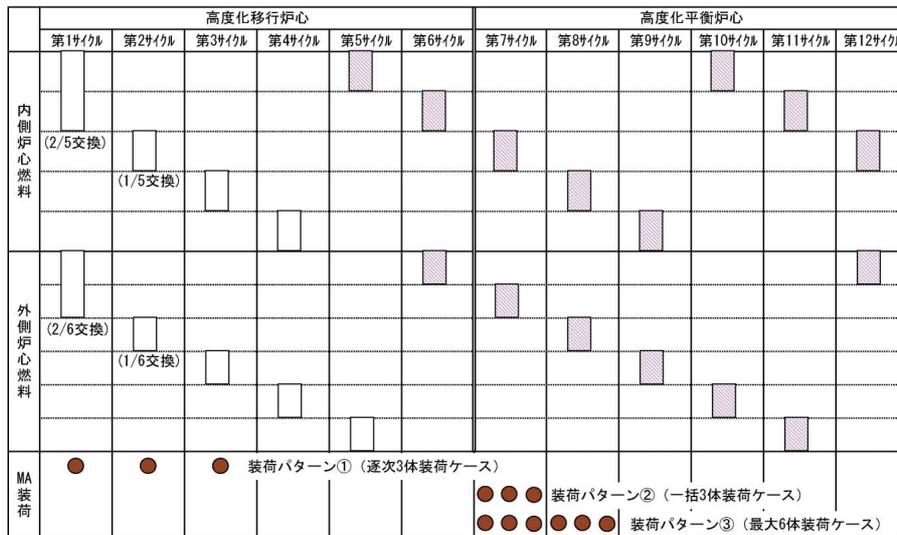
すなわち、MA照射試験用集合体装荷パターンとしては、以下の3ケースを想定した。

炉心移行開始と同時に逐次1体ずつ計3体装荷

高度化炉心が平衡に達してから一括3体装荷

平衡に達してから3体ずつ2回で計6体装荷

なお、MA照射試験用集合体は、いずれの装荷



(注) □ 現行炉心(8万MWd/t)燃料を交換 □ 第1期高度化炉心(10万MWd/t)燃料を交換 ● MA照射試験集合体

図7 高度化炉心への移行計画(燃料交換計画)イメージ

パターンでも5サイクル照射後に取り出すものとした。MA照射試験集合体の装荷時期を図7に、装荷位置を図8に示す。

4.3 高度化炉心移行概念の特性評価

4.3.1 炉心特性評価方法

取出平均燃焼度が80GWd/tである現行「もんじゅ」炉心から、取出平均燃焼度が100GWd/tの第1期高度化炉心への移行概念としては、以下4ケースを設定し炉心特性を評価する。

1) 基準ケース (基準移行炉心ケース)

現行炉心から高度化炉心への移行のみで、MA照射試験用集合体を装荷しない、炉心移行の基準となるケース。

2) 移行ケース (逐次3体装荷ケース)

上記基準ケースをベースに、高度化炉心移行第1サイクルから、各サイクル1体ずつMA照射試験用集合体を装荷して行き、最大3体まで装荷するケース。

3) 移行ケース (一括3体装荷ケース)

上記基準ケースをベースに、高度化炉心が平衡に達する第7サイクルで、一括してMA照射試験用集合体3体を装荷するケース。

4) 移行ケース (最大6体装荷ケース)

同じく、高度化炉心平衡第7サイクルで3体、第8サイクルで3体の計6体のMA照射試験用集合体を装荷するケース。

これらの比較により、MA照射試験用集合体装

荷の影響を評価する。

上記の各ケースについて、移行炉心及び平衡炉心各運転サイクルにおける実効増倍率(過剰反応度)、出力分布・燃焼特性、制御棒反応度価値、ドップラ係数及び冷却材ボイド反応度等を評価する。これらの主要炉心特性は、3次元拡散燃焼計算コードと反応度解析用の拡散摂動コードにより、エネルギー縮約18群で評価した。また、炉定数としては、JENDL-3.2に基づくJFS-3-J3.2Rを使用した。

4.3.2 炉心特性評価結果

前節で想定した各ケースについて、移行炉心及び平衡炉心各運転サイクルにおける実効増倍率(余剰反応度)、出力分布・燃焼特性、制御棒反応度価値、ドップラ係数及び冷却材ボイド反応度等を評価した。結果をまとめて表2に示す。

特性の要点を以下(1)から(5)に要約する。

(1) MA燃焼特性

以上のMA照射試験用集合体を装荷したケースにおいては(移行ケース から)、装荷位置によって若干の差異はあるものの、いずれも取出し時に25%以上のMA核変換率が得られることが確認できた。なお、MA核変換率は、炉内に装荷した時点でのMA(Np, Am, Cm)の全重量と5サイクル(5×191日=955EFPD)燃焼後のMAの全重量の差の割合[(装荷時MA重量-燃焼後MA重量)/(装荷時MA重量)]である。

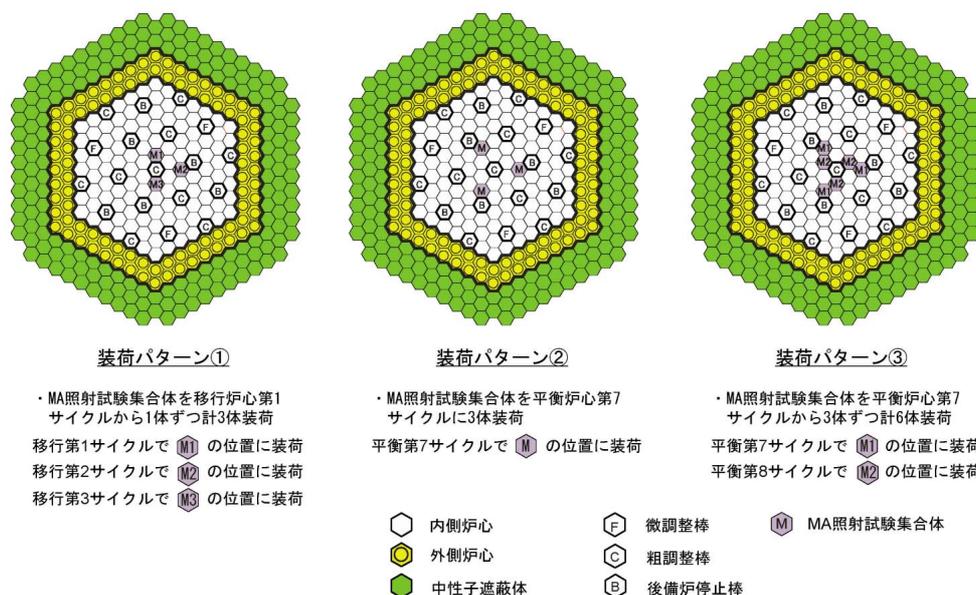


図8 MA照射試験体の装荷パターン

表2 高度化炉心におけるMA照射試験概念の炉心特性解析結果

	現行炉心	第1期高度化炉心					
		基準ケース (移行炉心)	基準ケース (平衡炉心)	移行ケース (移行炉心) ・MA装荷様式・	移行ケース (平衡炉心) ・MA装荷様式・	移行ケース (平衡炉心) ・MA装荷様式・	移行ケース (平衡炉心) ・MA装荷様式・
取出し平均燃焼度 ($\times 10^4$ MWd/t)	8		9.7		9.7	9.7	9.7
照射日数 (d)	148 \times 5	191 \times 5 (内側) 191 \times 5 (外側)					
燃焼欠損反応度 (% k/k')	2.6	3.5	2.8	3.4	2.8	2.8	2.8
集合体最大出力 (MW) (内側/外側)	4.73/4.14	4.90/4.30	4.89/4.34	5.02/4.30	5.00/4.35	4.88/4.34	4.92/4.34
集合体最高線出力密度 (W/cm ²) (内側/外側)	360/350	459/442	454/447	471/450	465/447	453/445	456/445
累積高速中性子照射量 ($\times 10^{23}$ n/cm ² -s)	2.3	2.60	2.60	2.61	2.61	2.60	2.60
ドップラ係数 ($\times 10^{-3}$ Tdk/dt)	-5.7	-5.8	-5.7	-5.8		-5.6	-5.5
ポイド反応度 ^{*1} ($\times 10^{-4}$ k/k')	1.5	1.8	2.0	1.8		2.0	2.0
制御棒価値 (最小値) ^{*2} ($\times 10^{-2}$ k/k')	7.0	7.3	7.2	7.3		7.2	7.1
MA消滅率 (%) (5Cy燃焼後)				26 ~ 27		27	25 ~ 27

*1 1炉心燃料集合体最大ポイド反応度 *2 主炉停止系1ロッドスタック時(最小値)
 (注) MA装荷様式 : 移行第1サイクルから1体ずつ3体装荷, MA装荷様式 : 平衡第7サイクルで3体一括装荷,
 MA装荷様式 : 平衡第7サイクルで3体, 平衡第8サイクルで3体の計6体装荷であり, いずれも5サイクル燃焼後取出し

すなわち,このような照射試験を実施すれば,元々5 wt%程度含有されていたMAは,照射後には3.7wt%程度に減少するものと予測された。これは,照射後試験(PIE:Post Irradiation Examination)により核種及び同位体組成比を分析すれば,炉内照射データとして有意な組成変化が測定できる可能性を示唆するものと考えられる。

また,この場合の炉心特性への影響も,以下に述べるように軽微なものであり,本概念の技術的成立性について見通しを得ることができた。

(2) 実効増倍率(過剰反応度)

1) Pu 富化度と過剰反応度

各炉心移行ケースの内側炉心及び外側炉心の核分裂性Pu富化度 Pu^{fiss} は,それぞれ14.6/18.8(内側/外側)[wt%]とした。これは,現行炉心のPuインベントリをベースに,既述のように燃焼度や燃料体積比,炉心高さの違いを考慮して推定したものである。このPu富化度設定により,各運転サイクル末期において所要の過剰反応度($k_{eff} > 1.003$)が確保できることを核計算(出力・燃焼解析)により確認している。この時の内側炉心及び外側炉心の全Pu富化度 Pu^{Total} は,それぞれ23.7/

30.8(内側/外側)[wt%]となり,当初の富化度制限値32wt%以下を満足できることが確認できた。

2) 燃焼欠損反応度

各運転サイクルの燃焼欠損反応度は,燃焼期間の延長に伴い,現行炉心の燃焼欠損反応度2.6% k/k'から若干増大する。特にMA照射試験用集合体を装荷しない基準ケースでは,移行炉心の第1サイクルにおいて,最大約3.5% k/k'と対比で約35%程度の増加となる。第1期高度化炉心では,運転サイクル期間148日を191日へ約30%延長しており,この増分は燃焼期間の延長にほぼ対応している。

以上の結果,このままでは反応度収支が成立しない可能性がある。本検討では,制御棒のB,C吸収材ペレットスタック長を現行炉心の80cmから93cmに延長しているため,制御棒価値は若干増加する傾向となる。したがって,後述の制御棒価値の解析結果と併せて判断することとする。

(3) 出力分布・燃焼特性

1) 集合体最大出力

出力分布特性のうち,内側及び外側炉心燃料の集合体最大出力は,MA照射試験用集合体を装荷

しない基準ケースで最大4 90MW/4 30MW（内側/外側）となった。これは現行炉心の最大出力：4.73MW/4.14MW（内側/外側）に比べ約4%弱の増加に相当する。すなわち、被覆管最高温度換算で約11の上昇となる。現行炉心の被覆管最高温度は675であるから、今回検討における被覆管最高温度許容値700以下は満足される。

なお、MA照射試験用集合体を装荷したケースでは、移行ケースの影響が最大となり、集合体最大出力が5.02MW/4.34MW（内側/外側）まで増大する結果となった。ただし、これは基準ケースに比べ、2%以内の増加にすぎない。すなわち、被覆管最高温度換算で5程度の上昇にとどまる。したがって、その影響は許容範囲内と判断される。

2) 最高線出力密度

内側及び外側炉心燃料の最高線出力密度は、基準ケースで459W/cm/447W/cm（内側/外側）であり、暫定目標として想定した470W/cm以下を達成できた。

また、MA照射試験用集合体を装荷した場合の内側及び外側炉心燃料の最高線出力密度は移行ケースが最大となり、それぞれ471W/cm/450W/cm（内側/外側）と、基準ケースの3%増以内に納まった。すなわち、暫定目標の470W/cm以下をおおむね満足できる結果が得られた。

3) 取出平均燃焼度と累積高速中性子照射量

以上いずれのケースにおいても、第1期高度化炉心における平衡炉心での取出平均燃焼度は約97GWd/tとなり、目標の100GWd/tを達成できる見通しを得た。

また、この時の累積高速中性子照射量は増大する傾向となるが、最大でも $2.6 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ に納まる。これは、現行炉心の累積高速中性子照射量 $2.3 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ （ノミナル計算値）に比べ相対比で15%程度の増加であり、取出平均燃焼度の向上分にほぼ比例している。

(4) 制御棒価値と反応度収支

主炉停止系の制御棒価値（1ロッドスタック時）は、移行炉心より平衡炉心の方が小さく、7.2% k/kk'程度（最小値）となった。これは、MA照射試験用集合体装荷の有無には、ほぼ依存しない。すなわち、現行炉心の制御棒価値7.0% k/kk'（最小値）に比べると、0.2% k/kk'と若干ではあるが、吸収体延長により制御棒価値は増加する。

所要反応度のうちの燃焼補償反応度は、前述のように燃焼欠損反応度が2.6%から3.5% k/kk'へ0.9% k/kk'増加するので、その分だけ増加させる必要がある。これは制御棒価値の増加分0.2% k/kk'だけでは吸収しきれない。

したがって、制御棒のB,C吸収材ペレットスタック長の延長だけでなく、制御棒吸収材ペレット中の¹⁰B濃縮度を増加させることが必要と考える。ただし、増強すべき反応度価値は、相対比でせいぜい現行の10%増程度であるから、十分対応可能な範囲と判断される。

(5) 各種反応度特性

1) ドブブラ係数

MA照射試験用集合体を装荷しない基準ケースのドブブラ係数は $-5.7 \sim -5.8 \times 10^3 \text{Tdk/dT}$ と、現行炉心の $-5.7 \times 10^3 \text{Tdk/dT}$ に比べ、相対比で約2%の微増にとどまった。

さらにMA照射試験用集合体を装荷したケースでの同係数は、 $-5.5 \times 10^3 \text{Tdk/dT}$ と相対比で最大約4%低下する。MA装荷の影響は小さいが、これはMA照射試験用集合体の装荷本数が最大でも6体と少ないためであろう。

いずれにせよ、元々のドブブラ係数に対する設計余裕（30%）に比べれば、これら変動幅は小さいので、炉のプラント動特性や安全特性への影響も軽微と推定される。

2) 冷却材ポイド反応度

「もんじゅ」炉心では、設置許可申請書⁵⁾でも述べられているように、冷却材の沸騰を防止する設計となっており、冷却材がポイド化することはない。しかし、ここでは炉心特性把握の一環として、あえてポイド化を仮想して非現実的な条件での反応度変化、すなわち1炉心燃料集合体最大ポイド反応度を評価した。

MA照射試験用集合体を装荷しない基準ケースでの冷却材ポイド反応度は $1.8 \sim 2.0 \times 10^4 \% \text{k/kk}'$ と、現行炉心の $1.5 \times 10^4 \% \text{k/kk}'$ に比べ、約20%～30%増加している。これは、炉心高さの増大による漏えい効果の減少と燃焼度の向上に伴うスペクトル硬化によるものと理解される。

なお、MA照射試験用集合体を装荷したケースでも、同反応度は最大 $2.0 \times 10^4 \% \text{k/kk}'$ であり、MA照射試験用集合体を装荷しない場合からほとんど変化はなかった。MA装荷による冷却材ポイド反応度の影響は小さいが、これはMA照射試験用集

合体の装荷本数が最大でも6体と少ないためと考えられる。

いずれにせよ、冷却材ポイド反応度は、仮想的炉心崩壊事故時のエネルギー放出量と密接な関係にある。したがって、この点の影響などについて、更に詳細確認しておくことが必要と考える。

4.4 まとめと今後の展開

以上の炉心特性評価結果を基に、本検討において検討した第1期高度化炉心への移行計画とMA照射試験計画の妥当性につき、以下のようにまとめる。

- (1) 本検討では、より近未来の想定として現行炉心から第1期高度化炉心への具体的移行計画(燃料交換計画)を検討し、炉心特性を評価した。その結果、出力分布特性などは目標として設定した制限値以下となり、技術的成立性を見通しを得た。
- (2) この移行開始と同時にMA照射試験概念の具体化を図り、その炉心特性を評価した結果、25%以上のMA核変換率が得られ、かつ、MA装荷による炉心特性への影響も軽微であることを確認できた。
- (3) 以上の移行計画やMA照射試験概念のベースとなる第1期高度化炉心の特性については、制御棒反応度収支やポイド反応度等に検討の余地がある。
- (4) 炉心移行やMA照射試験の実現に向けては、今後以下のような展開を図る必要がある。
 - 1) MA照射試験体製造・輸送・搬入方法の検討
 - 2) 具体的な照射試験実現に向け、国内外の情勢を考慮しつつ、国際協力をも含めた計画の検討及び推進
 - 3) 被覆管、中空ペレット燃料照射データの蓄積整備及び太径高密度中空燃料製造の準備
 - 4) 仮想的炉心崩壊事故だけでなく、被ばく評価まで含めた安全解析一式の見直し

5. おわりに

FBR実用炉のSG伝熱管体積検査工程を短縮するため、高温用センサを試作して欠陥検出性と耐熱性を評価した。その結果、ECTセンサ及びRF-ECTセンサ共に全周減肉欠陥に対して十分な検出性と耐熱性があることを確認した。今後は、伝熱管外面にNaが存在する環境下における高温用セ

ンサの検出性能及び耐久性を確認し、次に周辺装置の開発を行う予定である。

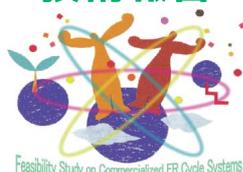
定期検査期間中における保守性を改善するために、不透明なNa中で目視検査する超音波センサについて、実機環境条件を考慮して解像度低下要因を評価した。その結果、実用化までのハードルは高いものの、温度揺らぎを除けば解像度への影響は小さいことを確認した。今後は、目標設計仕様の超音波センサ要素を試作し、高温試験を行い、音響伝播解析の検証と実用化段階での性能の見通しを明らかにする予定である。

経済性向上を図るための「もんじゅ」次期高度化炉心への移行計画の検討については、技術的な成立性を損なうことなく移行できることを確認した。また、炉心移行開始と同時に、3~6体程度のMA照射試験用集合体を装荷した場合、炉心特性への影響は軽微であること及びMA核変換率については25%以上の有意な組成変化を期待できることが分かった。今後は、高度化炉心移行、MA照射試験の実現に向けて、国際協力も視野に入れた幅広く柔軟な検討を進めていく予定である。

参考文献

- 1) 尾上, 山田: FBR実用炉に向けた検査技術の開発(平成13年度研究報告)(2002.6)
- 2) H.Karasawa et al.: "Development of Under-sodium Three-dimensional Visual Inspection Technique Using Matrix-arrayed Ultrasonic Transducer", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.37, No.9 p.769-779 (September 2000)
- 3) 日本原子力発電: 高速増殖実証炉 設計研究の成果について(2000.3)
- 4) 照山英彦, 西 裕士, 他: "「もんじゅ」高度化炉心におけるMA照射試験概念の検討", サイクル機構技報No.20(2003)
- 5) 動力炉・核燃料開発事業団: "高速増殖原型炉「もんじゅ」-原子炉設置許可申請書 本文及び添付書類(八)", p.8-3-1~(1980)
- 6) F.Nakashima, Y.Kaise et al.: "Core Performance and Characteristics of the Prototype Fast Breeder Reactor MONJU", FR'91, Kyoto, Vol.-II, P8.2-1~9(1991)
- 7) 林 秀行, 山館 恵, 他: "各種燃料形態・炉心に関する設計評価(1) - ナトリウム冷却炉心の検討 -", サイクル機構技報 No.12別冊(2001)
- 8) I.Shibahara: "Development of in-core materials for fast breeder reactors", Radiation Effects & Defects in Solids, Vol.144, p.233-235(1998)
- 9) 堀雅夫監修: "基礎高速炉工学" 日刊工業新聞社(1993).

技術報告



再処理システムに関するプラント設計評価

佐藤 浩司 天本 一平 井上 明 駒 義和
米澤 重晃 高田 岳 藤井 敬治 中林 弘樹

大洗工学センター システム技術開発部

Design Study and Evaluation of Advanced Reprocessing Systems for FR Fuel Cycle

Koji SATO Ippei AMAMOTO Akira INOUE Yoshikazu KOMA
Shigeaki YONEZAWA Takeshi TAKATA Keiji FUJII Hiroki NAKABAYASHI

System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center

再処理システムについて、経済性向上、環境負荷低減及び資源有効利用等を図ったプラント概念を構築した。

- ① 晶析併用の簡素化溶媒抽出法に抽出クロマトグラフィー法を用いたMA回収プロセスを付加した先進湿式法は、酸化燃料再処理においてプロセスの技術的成立性が高く、比較的早期の実用化が期待される。一方、溶解、清澄及び抽出工程を直接抽出で代替した超臨界直接抽出法は、経済性向上の可能性はあるが、基礎データの充足が必要である。
- ② 酸化電解法は、回収物を直接、振動充填燃料製造に供するプロセスにより経済性向上の可能性はあるが、MA回収技術等の成立性に関する不確定要素が残っている。
- ③ 金属燃料を対象とした金属電解法は、使用済燃料によるTRU回収技術等の実証が必要であるが、比較的小規模までの経済性が期待できる。
- ④ 窒化物燃料に対しては、各システムとも前処理及び窒素(¹⁵N)の回収等において技術開発を要する。

The plant concept concerning the reprocessing system has been constructed from the viewpoints of economical improvement, decrease in environmental burden, better resource utilization, etc.

- ① *A advanced aqueous reprocessing consisting of a simplified solvent extraction process with the addition of uranium crystallization step and MA recovery process using the extraction chromatography for oxide fuels has a high technical feasibility for the process and the possibility of practical use is expected at an early stage. As for super-critical direct extraction reprocessing, there are still insufficient basic data although further economical improvement is expected.*
- ② *Oxide electrowinning reprocessing has the possibility of economical improvement if simplification of the process can be achieved. However this system has several uncertain factors which affect the technical feasibility of the MA recovery process, etc.*
- ③ *Concerning metal electrorefining reprocessing for metal fuels, high economical efficiency is generally expected of small-scale facilities, although actual proof of the TRU recovery process using spent fuel is required.*
- ④ *For nitride fuels, each system requires the developments of head-end process and the nitrogen isotope (¹⁵N) recovery technique.*

キーワード

先進湿式再処理, 超臨界直接抽出法再処理, 乾式再処理, 酸化電解法再処理, 金属電解法再処理, 再処理プラント, 設計要求, 中間評価, 酸化燃料, 金属燃料, 窒化物燃料, 高速炉

Aqueous Reprocessing, Super-Criticality Direct Extraction Reprocessing, Non-Aqueous Reprocessing, Oxide Electrowinning Reprocessing, Metal Electrorefining Reprocessing, Reprocessing Plant, Design Requirement, Interim Report, Oxide Fuel, Metal Fuel, Nitride Fuel, Fast Reactor



佐藤 浩司

再処理システムグループリーダー
再処理システムの設計研究の取りまとめに従事
第1種放射線取扱主任者



天本 一平

再処理システムグループ所属
研究主幹
乾式再処理システムの設計研究に従事



井上 明

再処理システムグループ所属
研究主幹
乾式再処理システムの設計研究に従事



駒 義和

再処理システムグループ所属
副主任研究員
湿式再処理システムの設計研究に従事
工学博士, 第1種放射線取扱主任者



米澤 重晃

再処理システムグループ所属
副主任研究員
乾式再処理システムの設計研究に従事



高田 岳

再処理システムグループ所属
副主任研究員
湿式再処理システムの設計研究に従事



藤井 敬治*

再処理システムグループ所属
研究員
乾式再処理システムの設計研究に従事
第1種放射線取扱主任者



中林 弘樹

再処理システムグループ所属
研究員
乾式再処理システムの設計研究に従事

*現在：日本原子力発電株式会社

* Presently, THE JAPAN ATOMIC POWER COMPANY

1. はじめに

高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ 中間評価(2001年度~2003年度)では、フェーズ¹⁾において抽出された先進湿式法及び酸化物電解法、金属電解法等乾式法の各再処理技術を主対象に、革新技術等を導入して経済性向上を図るとともに、各技術の特長を活用し環境負荷低減、資源の有効利用、核拡散抵抗性向上等を図った低除染TRUリサイクルによるプラント概念を構築した。これらの再処理システムに対して、炉及び燃料製造技術との整合性をも配慮して、設計要求に対する評価とその適合性を確認し、経済性及び技術的成立性を見通しを明らかにすると共に、実用化に当たって克服すべき技術的課題を明確化した²⁾³⁾。また、上記以外の再処理技術については、国内外の最新の知見に基づき、プロセスの成立性等を評価した。

2. 設計条件・仕様と設計要求・判断基準

再処理システムの概念設計検討に際しての設計条件、基本仕様は以下に示すとおりである。

対象炉心・燃料：

- ・150万kWe級FBR，2領域均質炉心
- ・炉心取出平均燃焼度 15万MWd/t
- ・炉心取り出し後4年冷却

対象燃料形態：酸化物，金属，窒化物

プラント稼働率：200d/y

基準プラント処理容量：

- ・先進湿式法(NEXT法) : 200tHM/y
- ・超臨界直接抽出法，酸化物電解法，金属電解法(金属燃料以外) : 50tHM/y
- ・金属燃料対象金属電解法 : 38tHM/y (発電量として酸化物燃料50tHM/yに等価)

再処理・燃料製造一体化プラント

使用済燃料・新燃料貯蔵設備容量：各1年分

基本的な分離性能条件として、使用済燃料からのU/TRU回収率は99%以上かつ、新燃料としてのサイクル製品へのFP混入率を1.2wt%以下に抑えることとした。

設計検討においては、まず燃料仕様として資源重視型炉心(増殖比:約1.2)の場合での概念設計検討を実施し、上記設計条件を満たすプラント概念について、表1に示す分離性能、安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性、運転・保守補修性及び技術的成立性に係る

表1 再処理技術の判断基準

要求項目	判断基準
分離性能	サイクル製品へのFP混入率：1.2wt%以下
安全性	技術的に想定される異常事象を抽出。 決定論的安全性評価 (既存施設と同等の定量的基準) ・平常時の線量目標：50μSv/y以下 ・周辺公衆の被ばく線量：5mSv/event以下 確率論的安全性評価 ・「施設内での大規模放出事象」発生時における周辺公衆の死亡リスクの目標値：10°死/人/年以下 ・放射性核種閉じ込め機能の喪失確率を十分低く(1/100以下)維持する。
経済性	燃料サイクル費(建設費 操業費) 設計検討で明らかになった物量評価から積算。 燃料サイクル費 (再処理+燃料製造 廃止措置費含む) : 0.8円/kWh以下 上記内、再処理分の費用 : 0.5円/kWh以下(目安) 輸送、廃棄物処分等にかかる経費は上記費用とは別途に+0.3円/kWh
環境負荷低減性	通常運転時の環境放出放射線量/廃棄体発生量： 「単位発電量当たりの放出量あるいは発生量がLWR再処理施設及びMOX燃料製造施設の承認申請書・許可申請書記載値に対して同等以下」 廃止措置 接近性・除染性・搬入性の観点から定性的に判断。 目標値(目指すべき数値) 通常運転時の廃棄体発生量： 上記値に対してさらに1/10以下 U/TRUの廃棄物への移行率： 0.1~0.01% 分離回収FP I/Tc： 1~0.1% Cs/Sr：1%
資源有効利用性	U/TRU回収率：各99%以上
核拡散抵抗性	技術レベルの判断： 既存施設の設計を参考として定性的に判断。 既存技術・システムの応用が困難 もしくは非合理的な場合 代替となる技術、手法及び考え方とそれらの課題を明確化。それらの妥当性に関しては個別に判断。
運転・保守補修性	年間稼働日数200日以上を確保でき、所定の処理能力を満足 以下の項目の妥当性について定性的に判断： ・自動制御/搬送システム、遠隔監視システム ・保守に必要な設備及び機器の具備 ・保守作業を想定した動線と機器配置 ・セル内機器のモジュール化及びユニット化
技術的成立性	中間評価においては有望な実用化候補概念の見通しをつけることが主目的。 潜在的な技術的可能性を考慮。 「2015年技術体系確立」達成の難易度を目安。

各設計要求と判断基準への適合性評価を行った。さらに、この結果をもとに経済性重視型炉心(増殖比:1.0をわずかに上回る)とした場合について、経済性評価を行った。

3. 設計検討・評価の流れ

フェーズ で得られたプラント概念をさらに合

理化・詳細化するために、以下の手順に従って検討・評価作業を実施した。

フェーズI課題を踏まえたプロセスフローの再構築及び機器の合理化検討

安全設計，計量管理設計及び運転・保守補修性設計等に対する基本的考え方の検討

主要機器・設備の仕様及び基数の検討

セル内機器配置の検討

付帯設備，消耗品，運転人員及び廃棄物物量等の検討

建屋，施設配置設計検討

経済性等の設計要求に対するシステム評価

4. 湿式再処理の施設概念構築

湿式再処理法として先進湿式法(NEXT法: New extraction system for TRU recovery)並びに超臨界直接抽出法(Super-DIREX法: Supercritical Fluid Direct Extraction)を検討した⁴⁾⁵⁾。

先進湿式法は，軽水炉燃料処理において商用化されているPUREX法を基礎とした簡素化溶媒抽出工程，硝酸ウランの晶析工程，MA(Minor Actinide)回収工程等から構成される。超臨界直接抽出法は，超臨界二酸化炭素を媒体として用いる抽出技術である。

4.1 NEXT法(酸化物燃料対応)

(1) プロセスの構築

NEXT法のプロセスフローを図1に示す。

NEXT法では使用済燃料の溶解液から晶析法によりUを回収する。残る水溶液は遠心抽出器を用いる溶媒抽出によりU，Pu及びNpを一括回収し，Puの分配や精製工程がないのが特徴である。また，溶媒抽出後の抽出残液からMAを回収する。

フェーズIにおいては，回収率向上及びプラントの円滑な運転の観点から検討を深めることとした。回収率向上の観点から，清澄工程で発生するスラッジの再溶解工程を追加した。また，プラントの円滑な運転の観点からは，MA回収工程における配管閉塞等の不具合を防止するため，抽出工程の抽出残液の清澄工程を追加し，さらに各工程から排出される仕様に適合しない溶液を適切な工程に戻すため，リワーク設備の貯槽を追加した。

MA回収工程については，フェーズIIで候補技術としたSETFICS法(Solvent extraction for trivalent-f-elements intra-group separation in CMPO com-

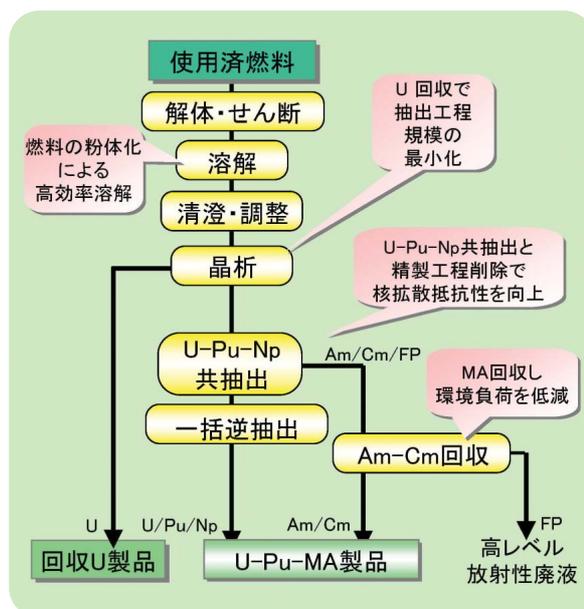


図1 NEXT法のプロセスフロー

plexant system)に関して，溶媒使用量の最小化と薬品のソルトフリー化を導入し，廃棄物を大幅に低減する見通しを得た。さらに，アミン抽出法，抽出クロマトグラフィーとともに，経済性，環境負荷低減性等の観点から比較検討を実施し，抽出クロマトグラフィーが表2に示すように，他の二法に比べて廃棄物発生量が少なく，建設費が安価であると判断した。これをNEXT法に組み込み，処理能力200tHM/yのプラントの概念設計検討を実施した。

(2) 機器概念の検討

上記設計変更項目を反映した機器配置の例を図2に示す。抽出クロマトグラフィーの適用によるMA回収設備の合理化や，適切な機器配置によるセル階高の減少により，主工程のセル容積はフェーズIIの設計に比べ約3割削減された。

表2 廃棄物発生量及び建設費の比較

方法	廃棄物, t/年			建設費(相対値)	
	水溶液*1	有機溶媒*1	固体*2	設備*3	建屋*4
SETFICS法	約3,300	約85	約1	1.0	1.0
抽出クロマトグラフィー	約2,600	約9	約0.3	0.43	0.60
アミン抽出法	約2,600	約18	約1	0.43	0.60

*1 廃液処理工程に払い出す総量，再利用や減容は考慮していない

*2 交換する主要な機器の質量

*3 主要な機器に係わる費用

*4 主要機器を配置するセルの容積に基づく

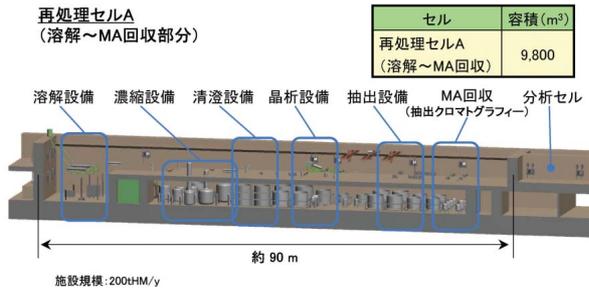


図2 NEXT法再処理プラントのセル内機器配置

(3) プラント概念の検討

主要プロセスに関する機器は、被ばくを考慮し遮へいセル内に配置した。セルは主要プロセスの機能ごとに前処理セル，再処理セルA（主工程機器），再処理セルB（廃液処理設備）の3セルで構成した。セル内の機器配置は操作性，臨界防止等を考慮した。

また，ユーティリティ量，分析点数，計装点数等を評価し，これを基に付帯設備概念を構築し，プラント概念を構築した。

施設は再処理・燃料製造一体化施設を前提として検討し，3つの建屋（再処理・燃料製造建屋，使用済燃料貯蔵建屋，新燃料貯蔵建屋）で構成した。

以上の検討結果から，再処理・燃料製造建屋は，地下2階・地上3階建て，幅143m×奥行146m×高さ36mとなった。再処理・燃料製造一体化施設のプラントイメージを図3に示す。

4.2 NEXT法（窒化物燃料対応）

4.1で検討したプラントをベースに，窒化物燃料への対応を検討した。前処理工程に酸化物への

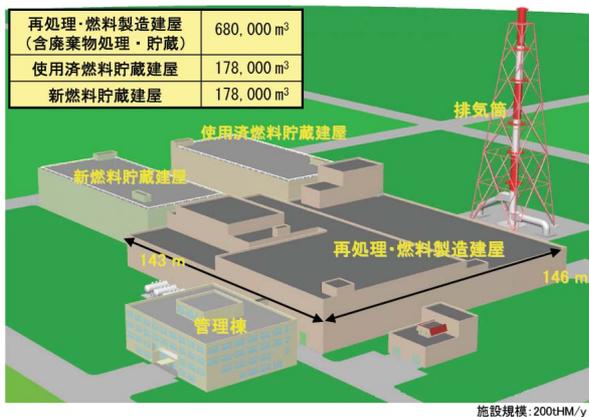


図3 NEXT法再処理・燃料製造一体化施設の全景イメージ

転換工程を，特に窒化物被覆粒子燃料を処理する場合にはフッ化による脱被覆工程を追加した。また，前処理工程への各設備追加に伴うオフガス処理系統の変更，気相吸着法（PSA法：Pressure Swing Adsorption）による窒素（¹⁵N）の回収及び窒化物燃料粉体による火災防止の観点から前処理セル内をAr雰囲気にする等，周辺設備も見直した。

4.3 超臨界直接抽出法（酸化物燃料対応）

(1) プロセスの構築

超臨界直接抽出法は，圧力約12～20MPa，温度40～60の超臨界圧状態の二酸化炭素流体の存在下で，粉体化した使用済燃料から直接U，Pu及びNpを回収する方法である。図4に超臨界直接抽出法の原理を示す。MAは別の抽出剤（TRPOやCyanex）を用いることにより燃料粉の残渣から直接回収することを検討した。

図5に超臨界直接抽出法のプロセスフローを示す。超臨界直接抽出法は，NEXTプロセスにおける溶解，清澄及び抽出工程を直接抽出工程で代替できるため，プロセスの簡素化による経済性の向上が期待できる。フェーズにおいては，フェーズにおいて課題とされた，小規模での経済性向上を検討するために，処理能力50tHM/yのプラントの概念設計検討を実施した。

(2) 機器概念及びプラント概念の検討

プロセスフローに基づく物質収支の検討結果より，主要な機器を検討し，配置設計を行った。主要な機器には直接抽出塔，逆抽出塔やハル洗浄塔等があり，これらには高圧の流体を包蔵し，燃料粉体を取り扱う機能が必要である。建屋規模は，地下2階・地上3階で，幅110m×奥行113m×高

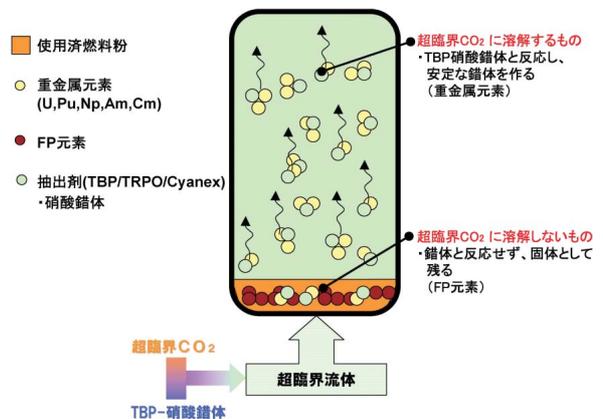


図4 超臨界直接抽出法の原理

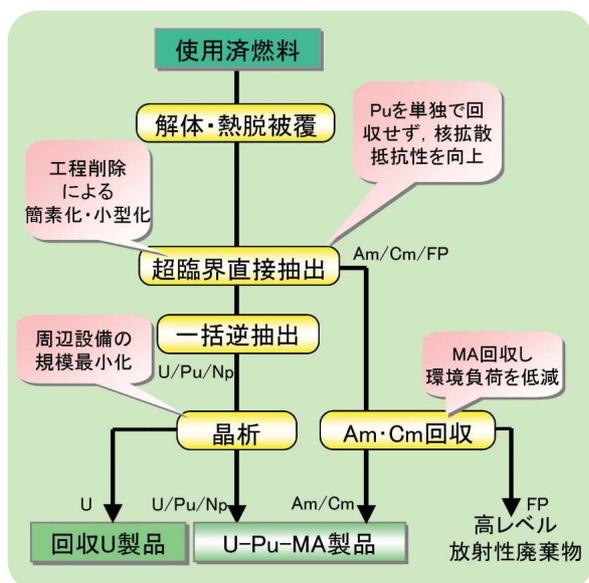


図5 超臨界直接抽出法のプロセスフロー

さ36mとなった。このプラントについて、同一処理能力のNEXTプロセスを用いたプラントと機器数及びセル容積・建屋容積を比較した結果を図6に示す。図6から、超臨界直接抽出法とNEXT法では、機器数はほぼ同じであるが、セル容積については超臨界直接抽出法が小さくなっていることがわかる。これは主工程の簡素化・小型化により、機器の設置に要する空間が低減されたことによるものである。

5. 乾式再処理の施設概念構築

5.1 酸化物電解法（酸化物燃料対応）

ロシア原子炉科学研究所 (RIAR) で開発された熔融塩電解法をベースとした酸化物電解法においては、フェーズ に引き続いてプロセス合理化を取り込んだ概念設計検討を実施した⁶⁾。

(1) プロセスの構築

フェーズ で検討対象とした主要プロセスフローを図7に示す。フェーズ から以下に示す変更を加え、経済性向上を目指した合理的なプロセスを構築した。

a) るつば材料の変更

従来のパイログラファイト製のるつば（寿命約3ヶ月）では、交換作業により操業性の悪化が懸念されていた。今回、るつばの長寿命化を目指して緻密化ジルコン ($ZrSiO_4$) 製のるつばを採用した。これにより、交換作業を年1回とし、操業性の向上を図った。

各プラントにおける主要機器数

機器	超臨界直接抽出法	NEXT法
せん断機	1	1
酸化加熱炉	1	-
溶解槽	-	1
清澄機	-	1
晶析装置	1	1
遠心抽出器*	-	17
抽出塔	13	-
蒸発缶類	5	8
貯槽類	150	144

*：4段または8段の抽出器ブロックの数

各プラントにおけるセル容積・建屋容積

	超臨界直接抽出法	NEXT法
セル容積	25	90
主建屋容積	220	400**

単位： $\times 10^3 m^3$

*：MA回収工程の建屋容積を含む。

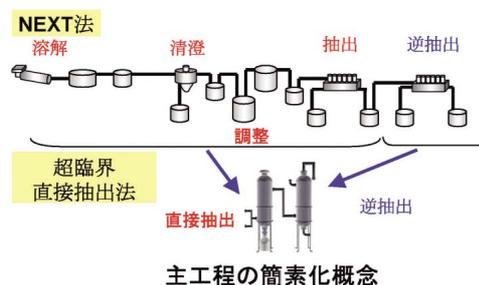


図6 機器数とセル容積の比較 (50tHM/y)

b) 貴金属コーティング陰極の採用

従来の貴金属除去工程では、貴金属に UO_2 が共析していたため、 UO_2 の共析を回避できる貴金属コーティング陰極を採用し、貴金属- UO_2 分離工程を削除した。

c) 塩除去方式の変更

従来の水洗方式では、臨界管理上本工程を別セルに配置する必要があったので、水を使用しない蒸留法を採用した。これにより、電解工程と塩除去工程の同一セルへの配置を可能とし、セル床面積、メンテナンス機器等の合理化を図った。

(2) 機器概念の検討

構築したプロセスに対して、異常事象の摘出と

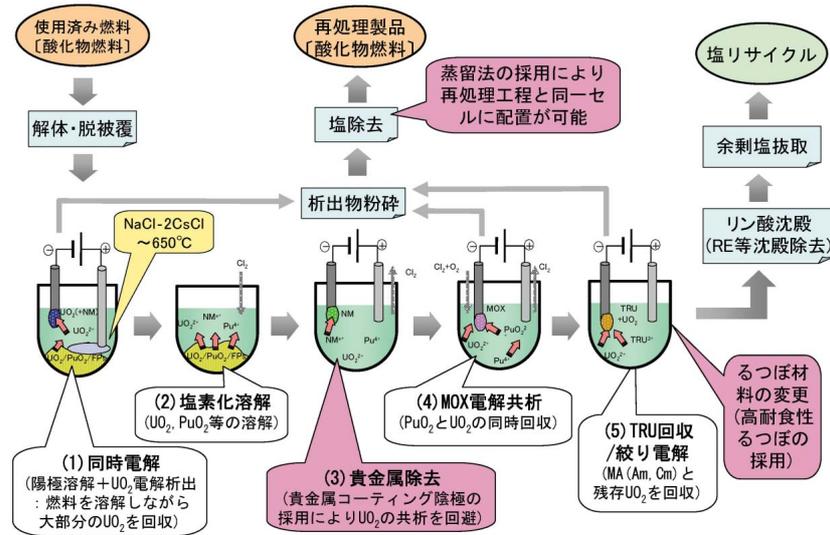


図7 酸化物電解法のプロセスフロー

その対応策等の安全性、及び乾式法に特徴的なマテリアルハンドリングシステム等の操作性を検討した。そして、これらを反映した機器概念を検討した。

機器概念の検討例として電解装置の概念図を図8に示す。電解装置は前処理した粉体燃料を受入れ、 UO_2 、MOX、MA等の析出物を得るための装置である。従来のパイログラファイト製のつぼは導電性であり陽極を兼ねていたが、今回の緻密化ジルコン製のつぼは非導電性であるため、新たに

別途陽極を配置した構造とした。また、陰極・陽極等の治具を共通プラグに接続して、このプラグ単位で物質移送を行うこととし、ハンドリングの簡素化を図った。

(3) プラント概念の検討

セルは主要プロセスの機能ごとに前処理セル、ハル洗浄セル、電解/塩除去セルの3セルで構成し、各セルは物質の移送を考慮し隣接配置とした。セル内の機器配置は操作性、臨界防止等を考慮した。

また、ユーティリティ量、分析点数、計装点数等を評価し、これをもとに付帯設備概念を構築し、プラント概念を構築した。

施設は再処理・燃料製造一体化施設を前提とし、4つの建屋（再処理・燃料製造建屋、燃料貯蔵建屋、廃棄物処理建屋、廃棄物貯蔵建屋）で構成した。

以上の結果から、再処理・燃料製造建屋は地下1階、地上3階建て、幅58m×奥行104m×高さ32mとなった。

5.2 金属電解法（金属燃料対応）

米国アルゴン国立研究所（ANL）で開発されてきた溶融塩電解法をベースとし、大規模の燃料再処理が可能となるよう、ボンドNa除去工程を追加した金属電解法について、フェーズの検討により明らかになった課題を解決すべく、フェーズでは機器の高性能化等により更なる合理化を目指すと同時に、設計の詳細化を図った⁷⁾。

(1) プロセスの構築

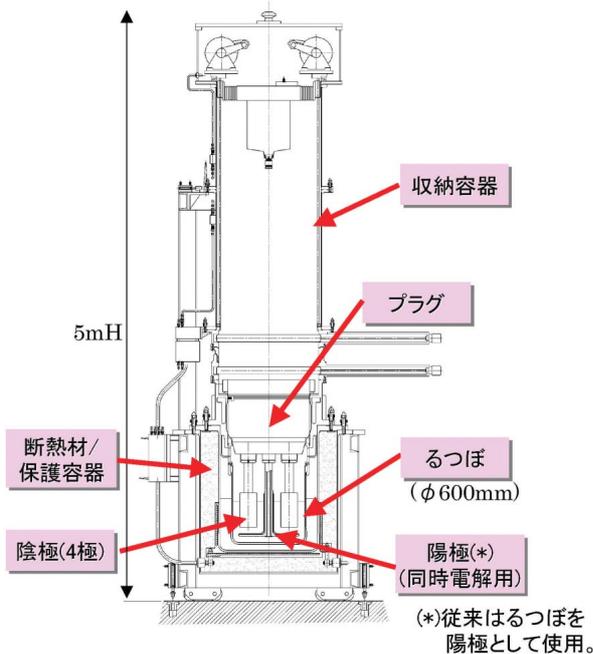


図8 電解装置の概念図

金属電解法のプロセスフローを図9に示す。主要な工程についてはフェーズから変更を加えていないが、後述のように電解精製槽の運転方法を見直し、UとU-TRUの同時回収を可能とした。

(2) 機器概念の検討

1) 電解精製槽の大型化と運転方法の改善

電解精製槽は使用済燃料からU, TRU (Pu, MA) を回収する装置であり、図10に機器概念の検討例を示す。電解精製槽は大型化(2.7m × 1.2m × 3 mH)して、電極数を3電極対から4電極対に増やし、1基当たりの処理能力を向上させた。また、槽形状を円筒から箱形に変更した。処理能力向上により電解精製槽の基数が9基から5基に削減され、箱型構造としたことで専用の電極装填装置の電解精製槽への寄りつきが容易になり、電極搬送の作業性が向上した。一方、大型化に伴って取り扱う核燃料物質が増大し、従来の臨界管理手法では対応できなくなるという問題が発生した。そのため、電解プロセスにおける化学的特徴に基づき新たに「化学形態管理」という方法論を提案し、想定される様々な異常事象に対する評価・解析を行い、その有効性を確認した⁸⁾。運転方法では固体陰極でのUの回収と液体Cd陰極でのU-TRUの回収を同時に行うように変更した。

2) 連続式陰極処理装置の採用

陰極処理装置は電解回収されたUやTRUに付着している塩やCd等を蒸留して除去する装置であ

る。陰極処理装置は、フェーズの回分式処理から連続式処理とし、さらに縦長であったものを横長(6.3m × 2.6m × 2.6mH)に設計した。回分式では1回の処理ごとに昇温と降温に長時間を要していたが、連続式としたことで複数回をまとめて処理できるようになり、1回当たりの処理時間が短縮されて処理能力が向上し、基数が固体陰極処理装置3基、液体Cd陰極処理装置5基からそれぞれ1基に削減できた。また機器の高さを下げたことで、本機器を設置している電解分離セルの階高を低くできた。

3) 廃棄物処理

廃棄物量低減のため、電解前の燃料中Naボンドの除去、U-TRU還元抽出器とゼオライトカラムの組合せによる電解精製槽塩のU-TRU回収/FP除去の処理、塩浴中Li/K比相当の還元剤使用、陰極処理装置等のるつぼのコーティング材(保護用)との反応等により生成するUO₂ドロスの塩化処理による電解精製槽への回収、アルゴンセル内不純物(酸素、水分、窒素)のPSA法による浄化等の改良を図った。また、高レベル廃棄物処理としての人工鉱物固化体製造法についてフェーズのHIP(Hot Isostatic Pressing)固化方式(高圧, 850 , 固化処理時間約4 hr)から、シンプルな装置で常圧にて運転できるPC(Pressureless Consolidation)固化方式(常圧, 915 , 固化処理時間約16hr)に変更した。

(3) プラント概念の検討

フェーズでは、工程間の搬送について、効率的な運転が可能になるように専用搬送機器を設計すると共に、工程機器のセル内配置を最適化した。機器配置の例を図11に示す。また、電解精製槽等機器の保守等のために、複数の保守セルを設けた。

さらにユーティリティ量、分析点数、計装点数等を評価し、これを基に付帯設備概念を構築した。以上の検討結果を踏まえプラント概念を構築した。

施設は、再処理設備・燃料製造設備・廃棄物処理・貯蔵設備、ユーティリティ設備等を一体化した主建屋、使用済燃料・新燃料貯蔵建屋の3つの建屋で構成した。主建屋は、地下1階・地上4階建て、幅53m × 奥行104m × 高さ37mとなった。再処理・燃料製造一体化施設のプラントイメージを図12に示す。

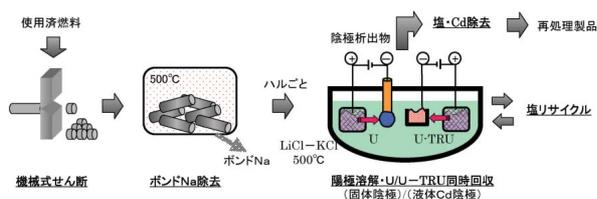


図9 金属電解法のプロセスフロー

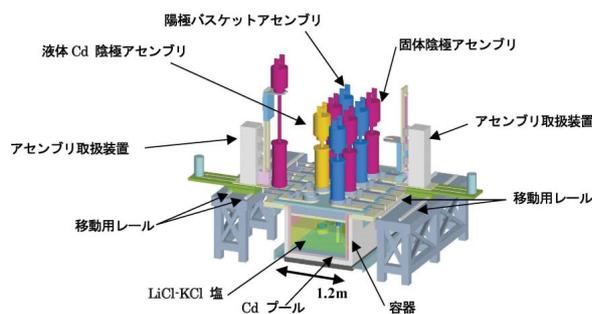


図10 電解精製槽の概念図

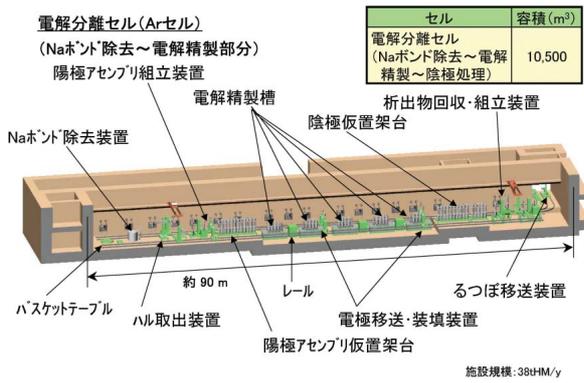


図11 金属電解法のセル内機器配置

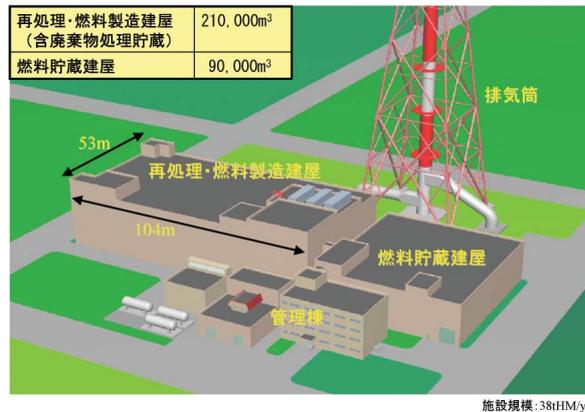


図12 金属電解法再処理・燃料製造一体化施設の全景イメージ

5.3 金属電解法（酸化燃料対応）

金属燃料の再処理方法として研究開発が進められてきた金属電解法を、酸化燃料に適用するためにはプロセスの一部を変更する必要がある。酸化燃料を処理する場合の主な相違点は、電解精製を経由せずに径方向ブランケット燃料を燃料に加工するバイパス処理の適用、酸化燃料を金属に還元するための還元工程の付加、重金属を酸化するための酸化転換工程の付加にある。これらのうち、径方向ブランケット燃料のバイパス処理と酸化転換工程については、フェーズ から変更がない。

以下に還元工程について述べる。フェーズ では酸化燃料に塩素を添加することで塩中に溶解していたが、塩素使用による耐腐食性を考慮して容器材料としてグラファイトを用いる必要があり、装置の大型化が困難であった。フェーズ では、酸化燃料を電解の前に金属Liを用いて金属に還元することで、金属燃料対応のシステムと同

じ大型電解精製槽を用いることができるように変更した。還元工程の主な機器は、酸化燃料を還元するLi還元槽、還元された金属と塩を分離するためのLiCl濾過槽、及び還元用にLiを再生するためのLi電解槽である。これらの装置を付加し、金属燃料対応の電解精製セルの配置をベースにセル配置設計を行った。

酸化燃料を取り扱うために還元工程と酸化転換工程を付加したことなどにより、再処理設備の主要セル容積は金属燃料対応のシステムに対して約1.6倍に拡大した。

5.4 金属電解法（窒化物燃料対応）

金属電解法を用いて窒化物燃料を再処理する場合、電解精製後のU、TRU金属の窒化転換と、高価な窒素(^{15}N)の回収技術が重要となる。窒化転換は、Uの場合はCd中にUを溶解して窒素ガスを吹き込むことで窒化する方法を、Puの場合はCd中にPuを溶解して窒素ガスを吹き込みながら蒸留する方法を選定し、また ^{15}N ガス回収はゼオライトを用いたPSA法を選定した。なお、 ^{15}N ガス循環方法を検討し、よりコストの安い ^{15}N 部分循環処理法（電解精製時発生する窒素のみPSA法で処理する）を考案した。電解精製、溶融塩のTRU還元抽出、塩処理等、その他のプロセスは金属燃料対応のシステムと同様としているが、ボンドNaを除去する必要がないことや電解精製の電流効率が高い特徴がある。建屋の大きさは、金属燃料金属電解法と比べ、 ^{15}N 回収設備が追加となるが、ボンドNa除去設備がないために、金属燃料金属電解法プラントとほぼ同程度となった。

6. 技術評価と開発課題

酸化燃料あるいは金属燃料を対象とした各再処理システムに関し、概念設計検討に基づく各設計要求に対する技術評価の結果を、設計要求内容と合わせ表3に示す。また、主要な開発課題を表4に示す。各システムともフェーズ における設計要求をおおむね満足した。経済性については、資源重視型炉心の場合で50tHM/y以下の小型施設では金属燃料対応の金属電解法のみがおおむね設計要求を満足する結果にとどまっており、引き続きコスト低減に向けた検討を続ける必要がある。

窒化物燃料対応の再処理システムについては、基本的にNEXT法や金属電解法が適用可能であ

り、各々酸化燃料、金属燃料対応のシステムとほぼ同等の性能を有するものと考えられる。なお、窒化物燃料特有の¹⁵N回収リサイクル、窒化転換等の技術開発が必要であり、被覆粒子燃料の場合は、集合体の解体、脱被覆等の前処理技術の開発が更に必要となる。

7. その他の再処理システム

7.1 フッ化物揮発法

フッ化物揮発法は、使用済燃料中のPuやUなどの酸化物をフッ化物に転換し、各フッ化物の蒸気圧等の相違によって分離・精製を行う再処理方法である。フッ化反応装置としては、比較的低温（700K程度）で、緩慢に行う流動床型反応炉と高

表3 技術評価のまとめ

MOX-酸化燃料対応、M-金属燃料対応

評価項目	主な設計要求事項	NEXT法 (MOX: 200tHM/y)	超臨界直接抽出法 (MOX: 50tHM/y)	酸化物電解法 (MOX: 50tHM/y)	金属電解法 (M: 38tHM/y MOX: 50tHM/y)
分離性能	サイクル製品へのFP混入率: 1.2wt%以下	・U/TRU製品: 0.06wt% ・U製品: 0.05wt%	・U/TRU製品: 0.5wt% ・U製品: 0.5wt%	・MOX共析物中: 0.6wt% ・U析出物中: 0.4wt%	・U/TRU製品: 0.8wt% 以下(*) ・U製品: ~0.0wt%
安全性	先行LWR再処理施設と同等以上	・先行のLWR再処理施設の安全設計手法を踏襲。 ・臨界設計は形状管理。	・超臨界圧力機器等の取扱を考慮したシステム構築。 ・臨界設計は形状管理。	・臨界設計は質量管理。 ・高温融体、塩素ガス等の取扱いを考慮したシステム構築。	・臨界設計は基本的に質量管理。電解精製槽では質量管理と化学形態管理の組合せ。 ・高温融体、金属HM等の取扱いを考慮したシステム構築。
		・先行のLWR再処理施設と同等以上の安全性を確保できる見通し。			
経済性	サイクル費 (再処理費+燃料製造費): 0.8円/kWh以下	・ペレット法との合算で 0.48(0.26+0.22)円/kWh。	・ペレット法との合算で 1.0(0.60+0.46)円/kWh。	・振動充填法との合算で 0.89(0.55+0.34)円/kWh。	・M-射出成型法との合算で 0.75(0.47+0.28)円/kWh。 ・MOX-振動充填法との合算で 0.99(0.61+0.38)円/kWh。
環境負荷低減性	環境放出放射能、廃棄物発生量等に関し、先行サイクル施設と同等以下 〔環境放出放射能の線量目標: 50μSv/y/サイト〕	・6.6μSv/y/サイト ・ホウケイ酸ガラス固化体: 36m ³ /y ・先行サイクル施設と同等以下。	・1.7μSv/y/サイト ・ホウケイ酸ガラス固化体: 9m ³ /y ・先行サイクル施設と同等以下。	・1.7μSv/y/サイト ・リン酸ガラス固化体: 6.7m ³ /y ・先行サイクル施設と同等以下。	・0.6μSv/y/サイト (M及びMOX) ・人工鉱物固化体: M-18.6m ³ /y MOX-16.4m ³ /y ・人工鉱物固化体は先行サイクル施設を上回る可能性有〔処分体中の比放射能が低いので、一概に処分への負荷が大きくなるかは今後の精査が必要〕。
資源有効利用性	U/TRU回収率: 各99%以上	・各99%以上回収可能。 ・不溶解残渣からのU/TRUの回収工程付加で更なる向上可能。	・各99%以上回収可能。	・各99%以上回収可能。 (絞り電解でのMA回収成立が前提)	・各99%以上回収可能。
核拡散抵抗性	核物質の目的外転用の困難化及び保障措置の考慮	・全ての工程においてPuはUとの混合物として存在し、Puの単離なし。			・既存サイクル施設的设计例を参考にKMP、MBAを設定。 ・主たる計量管理手法は秤量とサンプリング。
		・先行のLWR再処理施設等を参考とした計量管理システム構築。 ・NRTAに対応			
運転・保守補修性	年間稼働日数200日以上及び保守補修性の考慮	・所定の処理能力を満足するシステムを構築。		・マテリアルハンドリングによるバッチ処理を基本とした遠隔自動化システムとして、所定の処理能力を満足するシステムを構築。	・必要なアクセスルート及び保守補修スペースを確保。
技術的成立性	設計根拠の明確化 信頼性の向上	・基本は実績のあるPUREX法を参考として構成。 ・各プロセスとも原理確認済。 ・晶析装置等の機器開発が必要。 ・比較的早期に技術体系確立の見通し。	・原理的な成立性の実証途上(直接抽出、MA回収等)で、基礎データの充足が必要。 ・主要機器の開発が必要。	・原理的な成立性の実証途上(MOX共析、MA回収等)で、基礎データの充足が必要。	・一般的に実用化の障壁となるようなプロセス上の問題無し。 ・国内及び米国ANL/FCFにて原理確認の基礎データ取得済。 ・MOX特有のプロセス(Li還元等)に関しても原理確認済。
		・移行率等安全評価上のデータの拡充が必要。 ・遠隔操作、高温融体取扱を考慮した主要機器の開発が必要。			

(*)再処理製品であるU/TRU合金(Pu富化度70%)中のFP混入率は約2wt%であるが、燃料製造時のU添加による成分調整により低減。
NRTA: Near Real Time Material Accountancy(ニア・リアルタイム計量管理) KMP: Key Measuring Point(主要測定点)
MBA: Material Balance Area(物質収支区域)

表4 主要な開発課題

MOX-酸化物燃料対応, M-金属燃料対応

項 目	NEXT法 (MOX: 200tHM/y)	超臨界直接抽出法 (MOX: 50tHM/y)	酸化物電解法 (MOX: 50tHM/y)	金属電解法 (M: 38tHM/y, MOX: 50tHM/y)	
プロセス 関連	前 処 理 工 程	・使用済燃料解体技術の開発 ・脱被覆時の核物質回収技術(粉体化・回収率)及びハル分離・洗浄技術の開発		・Naボンド除去性能の確認(M)	
		・溶解工程での溶解操作条件の最適化及び処理高速化の検討			
	再 処 理 (電 解) 工 程	・晶析工程における操作条件の最適化	・直接抽出塔における分離特性等の性能評価	・MOX共析他におけるプロセス制御の最適化及び電流効率の向上 ・塩素ガス取扱技術の開発 ・電解プロセスシミュレーション技術の開発	・Li還元性能の確認(MOX) ・大型電解槽の性能評価 ・連続式陰極処理技術の開発 ・電解プロセスシミュレーション技術の開発
		・遠心抽出器を用いた抽出システムにおける分離挙動の確認 ・Npの高回収率を得る操作条件の最適化			
	M A 回 収 工 程	・抽出クロマトグラフィーにおける抽出剤の選定及びフローシートの確定	・MA回収塔における抽出剤の選定及び分離特性の把握	・MA回収技術の成立性確認	
	廃液処理工程/廃塩処理工程	・処理工程の最小化 ・二極化処理の実証		・リン酸沈殿特性の把握 ・沈澱物回収技術の開発	
廃棄物処理工程	・処理工程の最小化 ・稼働率の向上等の改良		・リン酸ガラス固化の処分適応性評価	・人工鉱物固化の処分適用性評価	
システム 関連	安 全 設 計	・実用化に向けた臨界設計 耐震設計 火災・爆発防止対策 閉じ込め対策等の具体化 ・安全設計方針・判断基準類の整備			
	計 量 管 理	・(入/出量)計量管理時のサンプリング代表性等の評価 ・適時計量管理技術確立のためのNRTAシステム等の具体化			
	機 器 開 発	・実用レベル機器開発	・直接抽出塔の機器開発(高圧機器としての対応を含む) ・実用レベル機器開発	・高耐食性電解槽つばの開発 ・実用レベル機器開発	・大型電解槽の開発 ・実用レベル機器開発
	マテリアルハンドリング技術	・粉体(燃料粉・U結晶)の移送技術検討		・自動運転/遠隔保守技術(ロボット技術)の開発 ・熔融塩の移送技術開発	
	分 析 技 術	・低DF製品中の重金属元素分析の精度向上		・熔融塩等分析技術の高度化(迅速化)	
	計 装 技 術	・液位計 温度計等の主要計装制御系の開発			
	そ の 他	・廃止措置の評価 ・機器交換頻度の検討 ・保障措置体系の検討		・廃止措置の評価 ・機器交換頻度の検討 ・保障措置体系の検討 ・プラントシミュレーション技術の開発	

濃度のフッ素ガスを用いて高温(1,600K付近)で行うフレームタワー型反応炉(以下、フレーム炉)があり、フレーム炉の場合、装置の健全性は、通常、炉壁を冷却することにより担保されている。フェーズにおける検討の結果、フッ化物揮発法については、他の候補技術よりも経済性の面では優れているものの、Puのフッ化によって生成されるPuF₆(気体)が、反応装置や配管等の閉塞原因となるPuF₄(固体)に分解し易いという問題点があるため国内外の動向を見極めた上で、フェーズにおいて再評価することになっていた。

このような経緯を踏まえ、フェーズにおける

調査研究の一環として、フッ化物揮発法を用いた再処理プロセスの成立性を確認するために、今回、PuF₆の特性(生成条件やPuF₄への分解挙動)に係る机上検討を行ったところ、高温(1,000K以上で1,600K付近が好ましい)で高濃度の過剰フッ素ガスと反応させることにより、PuF₆を容易に生成でき、かつ分解抑制にも効果があることがわかった⁹⁾。この結果は国内の研究者が、ロシアの研究所で小型のフレーム炉を用いて実施したPuフッ化試験結果の傾向とも一致しており¹⁰⁾、今後の設計に反映できるものと考えられる。

8. サイクルシステムの比較評価

8.1 廃棄物発生量の比較

フェーズ の設計研究における放射性廃棄物の分類を表5に示す。

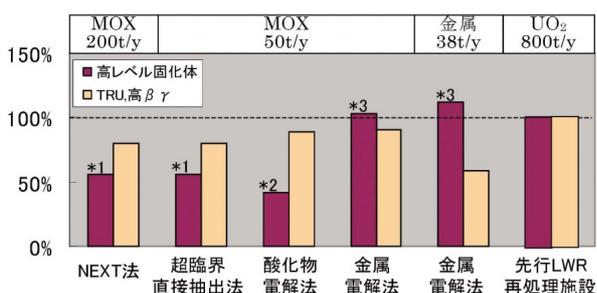
(1) プロセス廃棄物発生量

NEXT法、超臨界直接抽出法、酸化物電解法、金属電解法におけるプロセス廃棄物のうち、高レベル廃棄物、TRU廃棄物、高 廃棄物の年間発生量を単位発電量当たりの発生量で比較したものを図13に示す。

高レベル廃棄物に関わる設計要求に対する適合性については、NEXT法、超臨界直接抽出法（固化体仕様が先行LWR再処理施設と同様）では、MAリサイクルの効果により（固化体へのFP充填量の制限で発生量が決定）発生量が大幅に低減している。

表5 内包する放射能による廃棄物分類

分 類		処分方式
高 レ ベ ル 廃 棄 物		地層処分
超 含 ウ ラ ン 射 性 核 種 を 含 む	TRU廃棄物	地層処分
	高 廃棄物	余裕深度処分
	低レベル廃棄物、 極低レベル廃棄物	浅地中処分
クリアランスレベル以下の廃棄物		-



単位発電量当りの発生量比較＝
年間発生量 / (年間処理量 × 平均燃焼度 × 発電効率)

- *1: ホウケイ酸ガラス固化体
- *2: リン酸ガラス固化体, 金属廃棄物
- *3: 人工鉱物固化体 (ソーダライト結合ガラス)

・ TRU, 高βγ廃棄物には燃料集合体構造部材を含む。
(500kg/200Lドラム缶で評価)

・ 先行LWR施設の高レベル固化体発生量は、六ヶ所再処理施設事業指定申請書添付書類七に拠った。
また、TRU, 高βγ廃棄物の発生量は、総合資源エネルギー調査会 電気事業分科会 コスト等検討小委員会 (2003.12) 資料を基に想定した。

図13 単位発電量当りのプロセス廃棄物発生量比較

乾式法についても MAリサイクルの効果は同様であるが、金属電解法の場合、固化体当たりのFP充填量の差により、設計要求と同等ないしは若干上回る発生量となっている。(固化体の発熱量が低いため、一概に処分への負荷が大きくなるかは今後の精査が必要)

TRU廃棄物、高 廃棄物については、先行LWR再処理施設と比べ、低減できる見通しを得た。

なお、環境放出放射能に関しては、放射性廃棄物の除去、回収システムを適切に構成することにより設計要求を満足する見通しである。

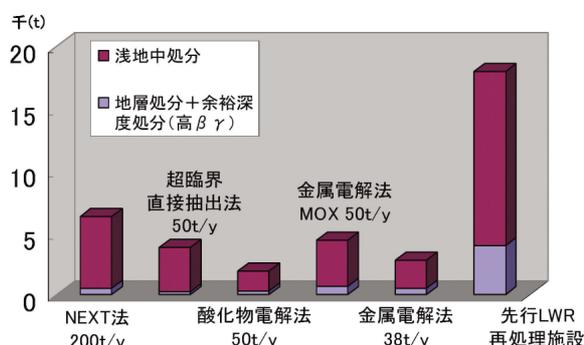
(2) 廃止措置時の廃棄物発生量

フェーズ で実施したシステム設計、施設設計の結果を基に廃止措置時の解体一次廃棄物量を評価した。クリアランスレベル以下、及び非放射性的の廃棄物（建屋コンクリート等）を除いた発生量を先行LWR再処理施設での発生量と共に図14に示す。

廃棄物量の総量は施設規模の大小と同傾向を示す。一方、地層処分及び余裕深度処分相当の廃棄物は放射性物質を直接取り扱うセルの規模の影響を受けている。なお、処分区分ごとの現状の廃棄物量評価は粗いものにとどまっており、設計の詳細化を反映した精度向上や物量積算に影響を与える核種濃度の評価が課題である。

8.2 燃料サイクル費の比較

再処理システムと燃料製造システムを組み合わせたサイクルシステムの評価によって明らかになった各候補概念の経済性を図15に示す。ここでは、燃料サイクル費としての比較なので、金属燃



先行LWR施設の物量は、総合資源エネルギー調査会 電気事業分科会 コスト等検討小委員会(2003.12)資料を基に想定。
図の物量は前処理、分離、精製、分析、廃棄物処理の各建屋の合計。

図14 廃止措置時の解体一次廃棄物量 (t)

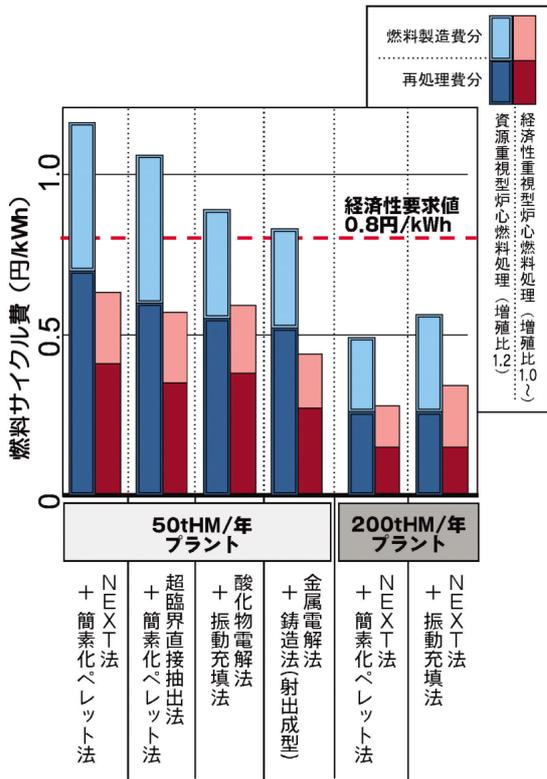


図15 経済性比較

料についても50tHM/y換算で評価した。図15で示されるように、発電単価に占める燃料サイクル費（再処理費 + 燃料製造費：円/kWh）は処理対象のFBR炉心設計（増殖比）とプラントの処理規模に強く依存する。

設計要求の0.8円/kWhに対して、平均燃焼度が高い経済性重視型炉心のFBR燃料処理ならば50tHM/y及び200tHM/yのどちらの処理規模においても、すべてのサイクルシステムで設計要求を満足できる見通しを得た。一方、資源重視型炉心のFBR燃料処理では、発電に寄与しない径方向プランケットの処理量が多くなるため発電単価当たりの経済性が悪化し、処理規模50tHM/yにおいては金属燃料対応の金属電解法のみがおおむね設計要求を満足する見通しを得るにとどまった。

一方、プラントの処理規模に対する経済性（再処理単価（万円/kgHM）ベース）の向上について評価した結果が図16である。各方法とも、スケールアップにより経済性の向上が期待できるが、湿式法ではその効果が顕著であることが明らかとなった。また、再処理単価の中で機器交換費の占める割合が比較的大きいことを踏まえ、図16にはNEX T法を例に機器交換頻度の低減等が可能な場

合（現行：設備費の約3%/y 0.3%/yとした場合）を示す。機器交換頻度の低減については、先行LWR再処理施設の知見等を踏まえ、今後精査が必要である。

9. 再処理システム技術見通し

以上を踏まえ、主な候補概念の技術見通しと今後の進め方についてまとめる。

[NEXT法]

NEX T法の基本技術は既に豊富な実績を持つPUREX法を基盤としているため、プロセスの技術的成立性は高い。晶析工程を中心とした前処理工程の最適化、MA分離に用いる抽出クロマトグラフィーに関する技術開発等の課題はあるものの、比較的早期に実用化が可能と期待される。経済性に関しては、処理規模の拡大に伴うスケールアップ効果が非常に顕著で、数百tHM/yクラスの大規模処理においては高い経済性を有するシステムである。

今後は、最新の実験データを反映した運転操作条件の見直しと、主工程の最適化を中心に検討を深めるとともに、軽水炉から高速炉への移行期における適用性の検討を進める。

[超臨界直接抽出法]

先進湿式法を上回る高い経済性を実現しうるポテンシャルを持つが、まだ初期のプロセス開発段階にあり、確実な見通しを得るためには基礎データ等のより一層の充実が必要である。

今後は、基礎研究の進展に伴い得られるデータを適時設計に反映していくと共に、機器設計等を具体化していくことで、期待されている経済性向上等の可能性を明らかにしていく。

[酸化物電解法]

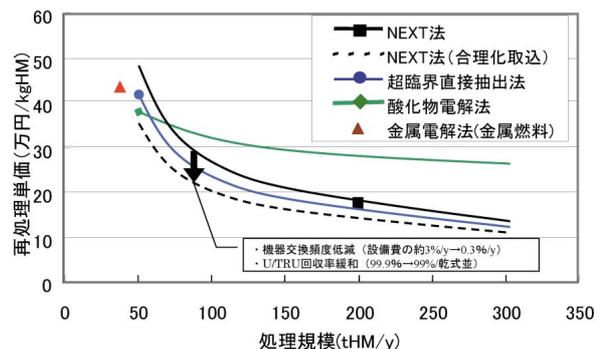


図16 経済性と処理規模について

基本プロセスが簡素であるという特徴から経済性の高いシステムの構築が可能である反面，MA回収技術等のいくつかのプロセスについて技術的成立性に関する不確定要素が残っている。したがって，成立性を明確に判断するためのプロセス基礎データの取得が必要である。

今後はこれらの技術的課題の克服に向けた基礎研究の進展に合わせて一部プロセスの再検討を行い，技術的成立性に関する見通しを明らかなものとする。

[金属電解法]

金属燃料を対象とする金属電解法は，小規模プラントに対しては最も高い経済性見通しを得ており，かつ，プロセスの基本的な技術的成立性も確認されている。今後，プラント成立性の観点から，金属電解法特有の環境下における工学規模機器の具体化を進める。また，計量管理技術や安全設計手法の確立に向けた検討が必要であり，かつ，実際の使用済燃料を用いたプロセス実証の実施等，継続的な開発進展が望まれる。

一方で，酸化物燃料を対象とした金属電解法は工程の複雑化によって経済性向上等のメリットが低下することが明らかになった。なお，酸化物燃料処理技術自体は，軽水炉からの移行期に必要なため，金属還元技術の研究については継続が必要である。

[フッ化物揮発法]

フェーズ で指摘された技術的懸念についての確認が進み，技術的な克服に向けた進捗が見られた。

10. おわりに

フェーズ で抽出された再処理技術（先進湿式法，金属電解法，酸化物電解法等）及び燃料製造技術（簡素化ペレット法，顆粒燃料振動充填法，被覆粒子法，射出成型法等）の各技術の特長を活用して，両者を組み合わせた燃料サイクルシステムについて，一体型プラントの概念設計検討を行

った。さらに，各設計要求に対する適合性の中間評価を行い，おおむね設計要求を満足する結果を得た。（燃料製造システムについては別章にて詳述する。）

今後は，2005年度のフェーズ 最終取りまとめに向けて，各再処理システムと燃料製造システムの候補概念の設計研究と要素技術開発を継続し，実用化候補概念のより一層の明確化を図ると共に，実用化に至るまでの研究開発計画を立案する予定である。

参考文献

- 1) 田中 博，河村文雄，他：“再処理システム技術検討書 - 実用化戦略調査研究（フェーズ ）成果報告 - ”，JNC TY 9400 2001-014（2001）。
- 2) 佐藤浩司，西村友宏，他：“再処理システム技術検討書 - 実用化戦略調査研究（フェーズ ）平成13年度成果報告 - ”，JNC TY 9400 2002-019（2002）。
- 3) 佐藤浩司，滑川卓志，他：“高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズ 中間報告 - 燃料サイクルシステム技術検討書 - ”，JNC TN 9400 2004-036（2004）。
- 4) Y.Koma, T.Takata et al.: “Design Study on Minor Actinides Recovery for the Next reprocessing, ”Global 03(2003)
- 5) T.Takata, Y.Koma, et al.: “Conceptual Design Study on Advanced Aqueous Reprocessing System for Fast Reactor Fuel Cycle, ”J. of the Atomic Energy Society of Japan, Vol. 4, No. 3 ICONE-11特集号（2004）
- 6) K.Fujii, A.Inoue et al.: “Conceptual Design on Oxide Electrowinning Method for FR Fuel Cycle, ” Global 03（2003）
- 7) K.Sato, T.Fujioka, et al.: “Conceptual Design on an Integrated Metallic Fuel Recycle System, ” Global 03（2003）
- 8) 中林弘樹，藤岡綱昭，他：“金属燃料リサイクルシステムの臨界安全設計検討（ ）”，JNC TY 9400 2003-082（2003）。
- 9) 天本一平，井上 明，他：日本原子力学会2004年春の年会予稿集B 35，p645（2004）。
- 10) 河村文雄，天野 治，他：日本原子力学会2003年秋の大会予稿集I 2，p487（2003）。

技術報告

FBR 燃料製造システムに関する
プラント設計評価

滑川 卓志 田中 健哉* 川口 浩一
小池 和宏 紫牟田拓志 鈴木 嘉浩

大洗工学センター システム技術開発部
*照射施設運転管理センター 燃料材料試験部

Design Study and Evaluation of Fuel Fabrication Systems for FR Fuel Cycle

Takashi NAMEKAWA Kenya TANAKA Koichi Kawaguchi
Kazuhiro Koike Hiroshi Shimuta Yoshihiro Suzuki

System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center
* Fuels and Materials Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center

高速増殖炉燃料製造システムについて、革新技術等を導入して経済性向上を図ると共に、環境負荷低減、資源有効利用、核拡散抵抗性等を図ったプラント概念を構築し、システム評価を実施した。主な結果は以下の通りである。

- ① 従来の酸化物ペレット製造法の工程合理化を図った簡素化ペレット法燃料製造システムは、従来法の豊富な実績があり、基本プロセスの技術的成立性が高く、比較的早期に実用化が可能と期待される。
- ② ゲル化法により製造した小球の酸化物燃料を振動充填するスフェアバック燃料製造システムは、溶液及び顆粒で燃料を取り扱うため微粉の飛散が少ない等の利点があるが、多量の工程廃液を処理するための設備コストが増大する。
- ③ 熔融金属燃料を射出成型して燃料を製造する方法は、合金スラグの製造実証が必要であるが、小規模施設での経済性が期待できる。

The plant concept for each FBR fuel fabrication system has been constructed and evaluated, which achieves economical improvement, decrease in the environmental burden, better resource utilization, and proliferation resistance by the various innovative techniques employed. The results are as follows:

- ① *For oxide fuels, the simplified pelletizing method has a high technical feasibility, and it is possible to apply this method to practical process at early stage, because this method is based on wealth results of a conventional method.*
- ② *For oxide fuels, the sphere packing fuel fabrication system by gelation and vibro-compaction processes has the advantage of lesser dispersion of the fine powder due to the use of solution and granule in the process. However this system shoulders additional cost for the liquid waste treatment process to dispose a large bulk of process liquid waste.*
- ③ *For the metal fuel, the casting system is generally expected to have high economical efficiency even for small-scale facilities, although verification for fabrication of the TRU alloy slug is required.*

キーワード

FBR リサイクル, 低除染燃料, 燃料製造, システム設計, システム評価, ペレット法, 振動充填法, 射出成型法, 設計要求, 中間評価, 酸化物燃料, 金属燃料, 窒化物燃料, 高速炉

FBR Recycle, Low DF Fuel, Fuel Fabrication, System Design, System Evaluation, Pelletizing Process, Vibropacking Process, Casting Process, Design Requirement, Interim Report, Oxide Fuel, Metal Fuel, Nitride Fuel, Fast Reactor



滑川 卓志

燃料製造システム
グループリーダ
燃料製造のシステム
設計の取りまとめに
従事
第一種放射線取扱
主任者



田中 健哉*

燃料材料試験部照
射燃料試験室長
遠隔燃料製造の技
術開発の取りまと
めに従事
核燃料取扱主任者



川口 浩一

燃料製造システム
グループ所属
研究員
燃料製造のシステ
ム設計に従事
第一種放射線取扱
主任者



小池 和宏

燃料製造システム
グループ所属
燃料製造のシステ
ム設計に従事



紫牟田拓志

燃料製造システム
グループ所属
燃料製造のシステ
ム設計に従事



鈴木 嘉浩

燃料製造システム
グループ所属
燃料製造のシステ
ム設計に従事

*現在, 照射センター 燃料材料試験部

* Fuels and Materials Division, O-arai Engineering Center

1. はじめに

将来のFBRサイクルシステムの開発において、安全性を前提とした経済性向上、環境負荷低減等の多様な要求項目が挙げられている。特に、燃料サイクル（燃料製造及び再処理）システムとしては再処理コストの大幅低減が期待できる低除染燃料サイクル、さらに高レベル廃棄物へのTRU核種の移行を極力抑えたTRU燃料サイクルを実現する必要がある。このため、燃料製造システムでは多成分/高不純物含有の燃料製造プロセスの開発が重要となる。また、放射線強度が高く、かつ高発熱率の原料を取扱うこととなり、ホットセル構造による遮蔽及び放射性物質の包蔵性を確保した遠隔製造システムの確立が求められている。フェーズ Ⅰではサイクルシステムの経済性に関する潜在能力を検討し、多様なサイクルシステムに対応する主要燃料製造プロセスとして簡素化ペレット法、振動充填法（スフェアパック及びバイパック）及び鋳造法を候補として選定した。

フェーズ Ⅱでは、低除染TRU燃料製造システム各候補について、各設計要求に配慮した量産機器設備、付帯設備及び配置に関する概念設計を行い、マテリアルハンドリング、遠隔保守等を考慮し、ホットセル内での安定した製造可能性を検討した。また、プロセスの条件設定と要素技術開発状況の関係を明確にし、基本プロセスの成立性を検討した。さらに、主工程設備、付帯設備等の設計結果に基づく製造コスト評価及び廃棄物発生量の評価を行った。

本報告では、フェーズ Ⅱ 中間とりまとめにおける各燃料製造システムの概念設計及びシステム評価結果を報告する。

2. 検討対象システム

燃料種類と再処理方法及び燃料製造方法の関係を図1に示す。

Na冷却炉に適合する酸化物燃料及び金属燃料、重金属冷却炉に適合する金属燃料及び窒化物燃料、並びにガス冷却炉に適合する窒化物燃料の各組み合わせに対するサイクルシステムが検討対象となる。

酸化物燃料製造システムについては、先進湿式再処理からの原料溶液を出発物質とする、簡素化ペレット製造プロセス及びゲル化・球状粒子振動充填燃料（以下、「スフェアパック」という。）製

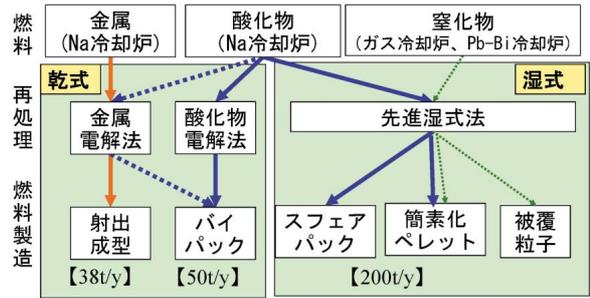


図1 FBR燃料サイクル技術の主要候補概念

造プロセスを基本とする酸化物燃料製造システムの概念設計を行った。また、酸化物電解再処理からの酸化物顆粒または金属電解再処理プロセスからのウラン及びプルトニウム・ウラン合金を出発物質とする振動充填燃料（バイパック）製造システムの概念設計を行った。

金属燃料製造システムについては、金属電解再処理からの合金原料を受け入れ、鋳造法のうちの射出成型法により合金スラグを製造する金属燃料製造システムの概念設計を行った。

窒化物燃料製造システムについては、ガス冷却炉に適合する被覆粒子燃料として、スフェアパック製造プロセスの酸化物粒子製造プロセスを参考に経済性等の概略評価を行った。また、重金属冷却炉に適合するピン燃料のペレット製造プロセスに対しては、酸化物燃料のペレット製造プロセスを参考に経済性等の概略評価を行った。

3. 設計要求

FBRサイクル実用化戦略調査研究における各種燃料製造施設の概念設計における主要な設計要求を以下に示す。

安全性：臨界安全、火災爆発防止

経済性：FBRサイクルの発電コストを将来の軽水炉サイクルと同等とするため目標サイクルコスト（燃料製造及び再処理）を0.8円/kWhに設定。このうち燃料製造システム分を0.3円/kWhを目安とする。

環境負荷低減性/資源有効利用性：TRU核種の廃棄物への移行量及び固体廃棄物の発生量の低減、試薬等の回収、U・Puの回収率の目標を99%以上。

核拡散抵抗性：製造工程中に純粋なPuが単独で存在しないこと、施設内のホールドアップ対策。

技術的成立性（運転・保守補修性を含む）：基本プロセス条件の開発目標の設定，ホットセル内で所定の生産能力を発揮できる主要機器/マテリアルハンドリング機器概念，さらにこれらの遠隔保守補修概念の構築。

4. システム設計・評価の手法

4.1 システム検討条件

(1) 再処理との取り合い，設計範囲

再処理施設との取り合いの境界条件：再処理製品（原料）のPu富化度調整以降，新燃料の払い出しまでを燃料製造施設とする。原料貯蔵施設等のバッファを設ける場合は対象とする。

設計範囲：再処理製品貯蔵施設，製造された新燃料保管施設，放射性廃棄物処理・保管施設（TRU廃棄物，低レベル等）を含める。

(2) リファレンスプラントの燃料製造能力，運転条件等

湿式再処理の製品を用いて低除染MA-MOX燃料集合体を生産するプラント，すなわち簡素化ペレット燃料及びスフェアバック燃料の製造システムの生産規模を200tHM/年とする。乾式再処理の製品を用いて低除染（MA-MOX及びMA-金属）燃料集合体を生産するプラント，すなわちパイバック燃料及び金属燃料の製造システムの生産規模は，平均燃焼度の違いを考慮し同じ出力を得るのに必要な施設として比較するため，それぞれ50tHM/年及び38tHM/年とする。

運転条件として年間200日のフル操業（24時間連続運転）とし，この運転条件で所定の生産量を達成できる機器設備能力を設計する。この運転条件は定期検査等の計画停止期間を除く年間運転可能日数250日に対し，設備不良等の復旧期間50日を想定してフル操業期間200日とする。（施設稼働率80%）

(3) 受け入れ原料の仕様（再処理製品）

再処理の負荷低減及び高レベル廃棄物の毒性低減を目的とし，原料中の不純物仕様及びMA含有量を設定した。

MAの混入率：5 wt%/HM以下

MAの混入率は，FBRサイクルの平衡値である約1.2wt%の他に，LWRからのMAをFBR燃料に添加し消費することを想定し，最大5wt%と設定した。

FPの混入率：1.2wt%/HM以下

対象とする再処理法の中で，一番除染率の悪い希土類に対して除染係数（DF）を5と設定し，FBRの平衡サイクルでの燃料中のFP混入率が1.2wt%程度の値とした。なお，不純物量について別途実施した炉心設計において，炉心性能への影響が小さいと評価している。

(4) 燃料製品の仕様

燃料の種類：酸化物，金属，窒化物

燃料の形態：酸化物については振動充填，ペレット燃料。金属については射出成型燃料。窒化物については被覆粒子燃料，ペレット燃料。

ペレット燃料（酸化物及び窒化物燃料）

- ・炉心の基本仕様（表1）
- ・燃料集合体及び燃料要素の基本仕様（表2）
- ・スミア密度：82%程度，公差 $\pm 2 \sim \pm 5\%$ 以内
- ・Pu富化度：（別途設定），公差 $\pm 3 \sim \pm 5\%$ 以内
- ・FP混入率：1.2wt%/HM以下

振動充填燃料（酸化物）

表1 炉心の基本仕様

項目	酸化物燃料炉心	金属燃料炉心
電気出力	1,500MWe	1,500MWe
熱出力	3,570MWth	3,900MWth
炉心概念	2領域均質炉心	2領域均質炉心
運転サイクル長さ	17ヶ月	18ヶ月
炉心取出平均燃焼度（目標値）	15万MWd/t	15万MWd/t
増殖比（目標値）	1.2	1.2
集合体数		
内側炉心燃料	316体	276体
外側炉心燃料	266体	138体
径方向ブランケット燃料	198体	78体
主炉停止系	40体	30体
後備炉停止系	15体	7体
集合体配列ピッチ	179.7mm	197.7mm
炉心高さ	80cm	85cm
炉心等価直径	480cm	440cm
燃料交換バッチ数（炉心/径方向ブランケット）	4/4	4/4
サイクルあたりの燃料交換体数（内側炉心/外側炉心/径方向ブランケット）	約79/66/50	約69/35/20
TRU組成	*1に示す通り	*2に示す通り
U組成（U-234/U-235/U-236/U-238）	-/0.3/-/99.7wt%	0.06/0.01/0.03/99.9wt%

*1：Pu-238/Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242/Np-237/Am-241/Am-243/Cm-244

= 1.1/54.1/32.1/4.3/3.9/0.5/2.0/1.0/1.0wt%

*2：Pu組成：Pu-238/Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242

= 1/68/26/2.5/2.5wt%

MA組成：Np-237/Am-241/Am-242/Am-243/Cm-243/Cm-244/Cm-245

= 13/52.5/1.5/18/0.2/12/2.8wt%

表2 燃料集合体及び燃料要素の基本仕様(酸化燃料)

項目	炉心燃料集合体	径ブランケット燃料集合体
集合体		
燃料要素本数	271本	127本
燃料要素配列ピッチ	10.03mm	14.56mm
全長	4,370mm	4,370mm
ラッパ管 材質	PNC-FMS	PNC-FMS
内対面幅	167.9mm	167.9mm
外対面幅	176.7mm	176.7mm
肉厚	4.4mm	4.4mm
スパーサ 形式	ワイヤ	ワイヤ
材質	PNC-FMS	PNC-FMS
ワイヤ径	1.48mm	1.50mm
ワイヤ巻付ピッチ	200mm	200mm
構造材 概略物量/概略長さ ハンドリングヘッド	15kg/220mm	15kg/220mm
上部遮蔽体	70kg/710mm	70kg/710mm
ラッパ管	81kg/3,665mm	81kg/3,665mm
被覆管,ワイヤ 端柱	97kg/2,905mm	34kg/2,905mm
下部遮蔽体, エントランスノズル	40kg/535mm	40kg/535mm
合計	303kg/4,370mm	240kg/4,370mm
燃料要素		
全長	2,905mm	2,905mm
スタック長	1,500mm	1,500mm
炉心燃料	800mm	1,500mm
軸方向ブランケット 燃料(上/下)*	350mm/350mm	-
ガスプレナム位置と長さ	下部,1,020mm	下部1,020mm
ボンド材	He	He
形式	一体密封型	一体密封型
炉心燃料部 形式	中空ペレット	中実ペレット
材質	U,TRU混合酸化物	U酸化物
スミア密度	82%TD	90%TD
軸方向ブランケット部 形式	中実ペレット	-
材質	U酸化物	-
スミア密度	90%TD	-
被覆管 材質	ODS	ODS
外径	8.5mm	13.0mm
内径	7.5mm	11.9mm
肉厚	0.5mm	0.55mm

* 中央部の37ピンは削除。(0mm)

- ・炉心の基本仕様(表1)
- ・燃料集合体及び燃料要素の基本仕様(表2)
- ・スミア密度:80%程度,公差 $\pm 5\%$ 以内
- ・Pu富化度:(別途設定),公差 $\pm 5\%$ 以内
- ・FP混入率:1.2wt%/HM程度以下

射出成型(金属)

- ・炉心の基本仕様(表1)
- ・燃料集合体及び燃料要素の基本仕様(表3)
- ・スミア密度:75~80%程度,公差 $\pm 5\%$ 以内
- ・燃料スラグ直径公差: $\pm 3\%$ 以内
- ・Pu富化度:(別途設定),公差 $\pm 5\%$ 以内
- ・FP混入率:1.2wt%/HM以下

(5) 製品貯蔵施設,放射性廃棄物処理施設等

年間生産量相当の貯蔵容量を持つ新燃料保管施設を設置する。また,年間発生量相当の放射性廃棄物(低レベル,TRU廃棄物等)を処理及び保管できる放射性廃棄物処理・保管施設を設置する。

4.2 経済性評価方法¹⁾

以下の共通した考え方・手法を用いて燃料製造プラントの経済性を評価した。

燃料製造単価は,資本費と操業費と部材費で構成され,その内訳を表4に示す。燃料製造単価は,これらの費用を計算し,その合計として算出する。

(1) 資本費:資本費を構成する減価償却費,事業報酬,固定資産税,閉鎖費は,いずれも建設費から所定の条件を用いて算出した。

施設建設費は,燃料製造と再処理の一体化プラントとし,燃料製造固有の設備である燃料製造主工程設備・新燃料一時貯蔵払出設備,燃料製造と再処理の共通設備である廃棄物処理・一時貯蔵設備,分析設備・ユーティリティ設備,保守設備,計装制御設備,建屋・電気設備・換気設備(躯体,受変電・非常用発電,建屋換気・排気筒,放射線管理・核物質防護等)を算定範囲とした。

燃料製造主工程設備は,経済性評価上の区分としては,湿式再処理製品としてPu富化度調整済み硝酸溶液,酸化物電解再処理製品としてMOX及び UO_2 顆粒,金属電解再処理製品としてPu-U-Zr合金インゴット等を原料として受け入れる工程から開始するものとした。

燃料製造/再処理の共通設備は諸量比で按分して,燃料製造施設の建設費の概略評価を行っ

表3 燃料集合体及び燃料要素の基本仕様（金属燃料）

項目	炉心燃料集合体	ブランケット集合体
1. 燃料集合体		
燃料要素本数	331本	127本
燃料要素配列ピッチ	9.95mm	16.02mm
全長	4,600mm	4,600mm
ラッパ管		
材質	PNC-FMS	PNC-FMS
内対面幅	183.7mm	183.7mm
外対面幅	191.7mm	191.7mm
肉厚	4.0mm	4.0mm
スパーサ		
型式	ワイヤ	ワイヤ
材質	PNC-FMS	PNC-FMS
ワイヤ径	1.39mm	1.21mm
ワイヤ巻付ピッチ	約250mm	約250mm
構造材概略物量/長さ		
ハンドリングヘッド	15kg/220mm	15kg/220mm
上部遮蔽体	41.5kg/250mm	41.5kg/250mm
ラッパ管	55.4kg/2,730mm	55.4kg/2,730mm
被覆管,ワイヤ 端柱	104.9kg/2,670mm	72.6kg/2,670mm
下部遮蔽体, エントランスノズル	167.7kg/1,380mm	167.7kg/1,380mm
合計	384.5kg/4,600mm	352.2kg/4,600mm
2. 燃料要素		
全長	2,670mm	2,670mm
スタック長	1,150mm	1,150mm
炉心燃料	850mm	1,150mm
軸方向ブランケット燃料(上/下)	150/150mm	-
ガスプレナム位置と長さ	上部,1,450mm	上部,1,450mm
ボンド材と重量	Na.13.3g	Na.27.9g
型式	一体密封型	一体密封型
炉心燃料部		
型式	中実スラグ	中実スラグ
材質	U-TRU-10wt%Zr合金	U-10wt%Zr合金
スミア密度	75%TD	85%TD
軸方向ブランケット部		
型式	中実スラグ	-
	U-10wtZr合金	-
	75%TD	-
被覆管		
材質	PNC-ODS	PNC-ODS
外径	8.5mm	14.8mm
内径	7.5mm	13.8mm
肉厚	0.5mm	0.5mm

表4 燃料製造単価構成

燃料製造単価	資本費	減価償却費
		事業報酬
固定資産税		
閉鎖費		
操業費	人件費	
	修繕費	
	消耗品等諸費	
	業務分担費	
	事業税	
部材費	集合体部材費	

た。なお、用地取得費、敷地造成費、R & D費、不確実性は建設費の評価から除外した。

(2) 操業費：操業費は、人件費、修繕費、消耗品等諸費、業務分担費、事業税から構成される。このうち業務分担費及び事業税は、人件費、修繕費、消耗品等諸費から所定の条件を用いて算出した。以下に人件費、修繕費、消耗品等諸費の算出方法について述べる。

i) 人員及び人件費：燃料製造設備に関係する人員を、高除染ペレット製造プラント運転に伴う人員配置を参考にして、5班3交替制を前提として算定した。主工程は運転自動化を考慮すると工程の監視、品質検査業務等が主体となり、また主工程以外の人員配置もほぼ同じと考えると、人員合計は各システム間でほぼ同一となった。このため、各システムで同一の人員に設定するものとし、50tHM/年プラントで150人、200tHM/年プラントで300人とし、人件費単価900万円/人・年とした。

ii) 修繕費：修繕費は、実績等から機器交換比率を設定し機器交換費を見積もった。定期検査費は定検に必要な資機材等の経費のみとし、業務分担費については別途考慮されているため不要とした。機器交換比率は、各システムの燃料ミート加工と充填工程についてはその稼働環境、機械的駆動の複雑さ等を考慮して5年で30%とし、燃料ピン検査工程以降とその他の周辺設備については5年で10%とした。

iii) 消耗品等諸費：消耗品等諸費は定期交換部品費、補充ウラン費、ユーティリティ費等を含むものであるが、定期交換部品費、ユーティリティ費はプロセスの違いとしてシステムごとに算定し、これに保障措置費、工場管理費（工場で

のOA機器等)は実績を参考として考慮した。

(3) 部材費：燃料部材費は、部材単価として燃料製造単価に加算される。その値は現状の実態に基づき部材仕様の合理化及び大量生産により部材費低減を図り、5万円/kgHMを目標とした。

4.3 環境負荷評価方法

燃料製造システムの環境負荷低減性の指標として、廃棄物発生量及び核種の環境への移行率を評価する。燃料製造システムでは、燃料の取り扱い形態に応じて、燃料を非密封で扱うピン加工までの工程からの廃棄物を低レベル廃棄物(地層処分並)、密封で扱う燃料ピン検査工程以降からの廃棄物をクリアランス廃棄物とする。なお、ブランケット燃料を非密封で取り扱うセルからの廃棄物は、除染によって低レベル廃棄物(余裕深度並)にできるものとする。各区分毎の廃棄物発生量は、主工程のマテリアルフロー及び機器の交換頻度に基づいて見積もった。

5. 設計及び評価結果

5.1 簡素化ペレット法

5.1.1 システムの特徴

簡素化ペレット燃料製造システムは、溶液段階でPu富化度を調整しマイクロ波脱硝で得られた脱硝粉をそのまま成型するショートプロセスを採用することで、煩雑な粉末混合工程を削減したシステムである。溶液段階での富化度調整により製品ペレットの高い均一性が期待できる。また、粉体取扱い工程が大幅に削減されるため、燃料微粉末の飛散が抑制され、セル内ホールドアップの低減が期待できる。

5.1.2 プロセス

プロセス条件は要素技術開発の成果を基に設定した。プロセスフローを図2に示す。

出発物質は富化度調整済み溶液であり、これをマイクロ波脱硝、粗砕、焙焼、還元を順次行い原料粉末に転換した後、エアータップ充填法により成型機ダイスへ高密度に一定量充填し、グリーンペレットに成型する。成型用潤滑剤はあらかじめダイス表面に噴霧するダイ潤滑成型法²⁾を採用することで、原料粉と潤滑剤の混合工程、グリーンペレット内の潤滑剤を除去する予備焼結工程を削減するとともに、MAによる原料粉の発熱で潤滑



図2 簡素化ペレット法におけるプロセスフロー

剤が蒸発する課題を解決している。グリーンペレットは、焼結工程及び熱処理工程によりO/M調整された高密度の焼結体とし、外周研削、各種検査を経て製品ペレットとする。これを高燃焼度対応として開発中のODS鋼製被覆管に充填し、抵抗溶接法により端栓を溶接した後、各種検査を経て製品燃料棒とする。端栓溶接部の欠陥検査には従来のX線検査方法では分解能が低く欠陥識別が難しいことから、超音波探傷法を採用している³⁾。製品燃料棒は集合体に組上げた後、各種検査を経て製品集合体とする。

5.1.3 機器設計

(1) 脱硝・焙焼・還元設備

原料受入工程から受入れたMA含有低除染U/Pu硝酸溶液(または低除染U硝酸溶液)をMA含有低除染MOX粉末(または低除染UO₂粉末)に転換し、成型工程へ払出す設備である。脱硝容器を取り付けた昇降可能なターンテーブルの上方に脱硝、焙焼、還元、払出の各モジュールを配置し、コンパクトな設備としている。燃料はターンテーブルの回転とともに脱硝容器に内包した状態でモ

ジュール間を移動する。容器の移し替えを行わないことにより、燃料微粉の飛散要因を最小に抑え、廃棄物への移行を抑制している。

脱硝、粉碎、焙焼、還元、払出、ターンテーブル昇降・旋回部等の遠隔保守対象機器はモジュール構造とし、パワーマニピュレータ（PM）及びインセルクレーン（ICC）により遠隔着脱可能な構造とした。なお、これ以降の設備についても、遠隔保守対象機器はモジュール構造とし、PM及びICCで遠隔着脱可能な構造としている。

脱硝・焙焼・還元設備の仕様を表5に示す。

(2) 成型設備

脱硝・焙焼・還元設備から還元粉末（MA含有低除染MOXまたは低除染 UO_2 ）を受入れ、グリーンペレットに成型した後、焼結皿に整列・移載して自走搬送台車（以下、AGVと略す）へ払出す設備である。

脱硝・焙焼・還元設備の脱硝容器下部から排出された還元粉末は、成型プレス上方に設置された粉末受入ホッパに一時貯留し、重量を確定した後、成型ホッパへ重力流にて移送する。成型ホッパからは定量供給機により成型プレスへ送られ、エアータップ充填機によりダイスへ定量充填後、炉心燃料用としては中空ペレットに、また軸方向

及び径方向ブランケット燃料用としては中実ペレットに打錠・成型される。成型ペレットはコンベアによりペレット整列機へ送られ、ペレット積込み装置により焼結皿上に整列・移載される。ペレットが満載となった焼結皿はポートに移載され、移載枚数が所定枚数に達したならポートごと焼結皿の秤量が行なわれ、AGVへ払出される。この後、AGVにより焼結皿は焼結設備へ搬送される。

成型プレスの成型部は局所カバーで覆い、集塵装置により飛散微粉末を吸引・回収するシステムを設けることで、ホールドアップを抑制している。

ペレット加工工程の設備仕様を表6に示す。

(3) 燃料要素組立設備

ペレット貯蔵庫またはスタック調整設備からAGVを介してスタック調整済みペレットが積載された波型トレイを受入れ、被覆管にペレット及びプレナムスプリングを充填し、端栓溶接/外径研削/除染/汚染検査を経て燃料要素に組み上げた後、完成した燃料要素を燃料要素トレイに積載する設備である。設備の概略構造を図3に示す。燃料要素24本単位で充填することで量産に対応している。ペレットは1列ずつ同一平面上で扱うこと、燃料要素については1本ずつ同一平面上で扱うことから、平板形状管理により臨界安全を担保する。なお、燃料要素の移動に傾斜あるいはピックアップを採用しており、厳密には同一平面上での扱いではないため、今後、臨界計算による評価が必要になることも考えられる。

燃料要素組立工程の仕様を表7に示す。

表5 脱硝・焙焼・還元設備の仕様

寸法	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝容器 IC、OC：ID220×H720mm BL：ID250×H750mm 装置外寸 4.6×4.3×H4.6m 	
運転条件	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝工程 マイクロ波脱硝 40kW, 1hr 焙焼工程 電気炉 800, 1hr 還元工程 電気炉 800, 1hr N₂ - 5% H₂ 雰囲気 	
設備能力 (kgHM/hr)	IC	4.3
	OC	4.3
	BL	8.5
要求処理量 (kgMH/hr)	IC	9.1
	OC	7.7
	BL	29.6
設備台数	IC	3
	OC	2
	BL	4

IC：内側炉心燃料 OC：外側炉心燃料
BL：ブランケット燃料

5.1.4 配置設計

燃料製造施設は、再処理施設との一体化プラントとし、主工程設備と周辺設備を配置する主建屋、使用済燃料貯蔵建屋、新燃料集合体貯蔵建屋及び管理棟の4建屋構成とした。主建屋から新燃料貯蔵建屋への新燃料の払い出しは、主建屋の集合体一時保管庫から燃料貯蔵建屋の貯蔵ピットへ、地下1階の移送ルートを通じて台車により行うものとした。設備合理化のため、周辺設備については主工程設備に付随する保守・補修設備を除き、基本的に燃料製造/再処理共用設備として検討を行うものとした。

配置検討の結果、主建屋は地下2階、地上3階建てとし、燃料製造用主工程設備は2階から地下1階に、周辺設備であるユーティリティ設備、電

表6 ペレット加工工程の設備仕様

設備名称	仕 様	設 備 能 力			
		燃料種類	設備能力 (kgHM/d・基)	要求処理量 (kgHM/d)	設備台数
成型設備	レシプロ型成型機 ・潤滑：ダイ潤滑式 ・充填：エアータップ方式 ・L4.6×D1.6×H4m	IC	400	218	2(＊)
		OC	400	184	1
		AB	510	382	1
		RB	1,750	328	1
焼結設備	連続プレッシャー型 ICOC臨界制限高さ43mm ・装荷サイクル：30分 ・L9.5×D1.5×H1.9m	IC	200	218	2
		OC	200	184	1
		AB	510	382	1
		RB	650	328	1
ペレット 研削設備	センターレス・グラインダ ・研削速度：120個/分 ・L3.5×D1.7×H1.9m	IC	530	218	2(＊)
		OC	530	184	1
		AB	690	382	1
		RB	2,300	328	1
ペレット 検査設備	密度抜取/外観全数検査式 ・検査速度：120個/分 ・L4.5×D2.3×H2.2m ・L4.5×D2.3×H2.2m	IC	530	218	2(＊)
		OC	530	184	1
		AB	690	382	1
		RB	2,300	328	1

＊：物流合理性の観点から2基設置とした。

IC：内側炉心燃料，OC：外側炉心燃料

AB：軸方向ブランケット燃料，RB：径方向ブランケット燃料

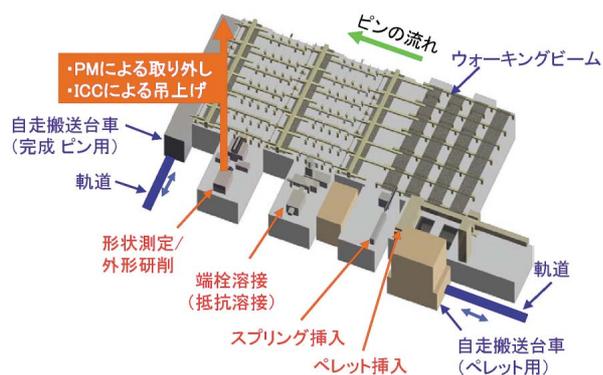


図3 燃料要素組立設備 鳥瞰図

気盤室、建屋換気空調設備は地上2階以上に、また中央制御室と出入管理室は3階に配置した。燃料製造施設のセル容積は、主工程セル約3.0万m³、付属セル(保守セル、分析セル)約0.9万m³、合計は約3.9万m³となった。建屋寸法は約143m×146m×高さ36mである。

新燃料貯蔵建屋は地下2階、地上3階建て、建屋寸法は約48.5m×109m×高さ34mである。

再処理関連部分を含む建屋容積は、主建屋が約68.0万m³、使用済燃料貯蔵建屋と新燃料貯蔵建屋(いずれもピット貯蔵方式)がそれぞれ約18.7万m³なので、合計約105.4万m³である。

表7 燃料要素加工工程の設備仕様

設備名称	仕 様	設 備 能 力			
		燃料種類	設備能力 (本/d・基)	要求処理量 (本/d)	設備台数
スタック 調整設備	スタック長測定・調整方式 ・24本同時充填対応 ・L3.3×D2.2×H2.2m	IC	1,700	709	1
		OC	1,700	597	1
		RB	1,700	208	1
燃料要素 組立設備	24本同時押込み方式 ・端栓溶接：加圧抵抗式 ・L9.3×D4.5×H2.3m	IC	750	709	1
		OC	750	597	1
		RB	750	208	1
燃料要素 検査設備	・貫通欠陥検査：Heリーク ・端栓溶接部検査：超音波 ・燃料識別検査：X線 ・L20.4×D3.9×H2.2m	IC	750	709	1
		OC	750	597	1
		RB	750	208	1
ワイヤ巻 付・総合 検査設備	・ワイヤ：自動巻付け方式 ・検査：ゲージ・秤量・ITV方式 ・L6.9×D7.7×H2.2m	IC	750	709	1
		OC	750	597	1
		RB	750	208	1

IC：内側炉心燃料 OC：外側炉心燃料 RB：径方向ブランケット燃料

5.2 スフェアバック法

5.2.1 システムの特徴

スフェアバック燃料製造システムは、先進湿式再処理からの富化度調整済み溶液を原料にゲル化法によって大小2種類の球状燃料粒子を製造する粒子製造工程と、この粒子を被覆管に振動充填しそれを集合体に組み立てるピン加工・集合体組立工程から成る。燃料を溶液及び顆粒の形態で取り扱うため燃料微粉の発生・飛散がきわめて少なく、セル内ホールドアップの低減が期待できるシステムである。

5.2.2 プロセス設計

プロセスフローを図4に示す。富化度調整済み溶液に増粘剤及び安定剤を添加して粘度を調整し、振動ノズルを用いてアンモニア水中に滴下して球状のゲルを生成する。溶液粘度、流量、ノズル径、振動数はウランを用いた要素技術開発の成果に基づいて設定した^{4,5)}。得られたゲル球から副生成物であり燃料粒子の割れやポアの原因となる硝酸アンモニウムを除去するため水及びアルコールで洗浄し、その後減圧乾燥する。乾燥ゲル球に空気を供給しながら焙焼し、添加剤を除去するとともに酸化物に転換する。次いで5%水素雰囲気中で還元・焼結し高密度の燃料粒子を得る。被覆管への燃料粒子の充填には浸透充填法を用いる。浸透充填法とは、大粒子を先に充填し、次に大粒子の隙間を通して小粒子を振動充填する方法



図4 スフェアバック法におけるプロセスフロー

である。上下軸ブランケット燃料と炉心燃料の間にはスペーサを挿入して被覆管内での燃料粒子の移動・混合を防止する。燃料充填後、上部端栓を溶接し、軸方向密度分布測定等のピン検査を行い、集合体に組み立てる。

5.2.3 機器設計

(1) 粒子製造工程

粒子製造工程は、溶液調製槽、供給槽、滴下熟成槽、洗浄槽、乾燥装置、焙焼炉、還元炉及び焼結炉で構成される。

溶液調整から乾燥までは、滴下溶液の安定性、臨界管理上の寸法制限、及び滴下速度等のプロセス条件を考慮してバッチサイズを設定し、機器容量を決定した。滴下溶液の調製から滴下完了までを3時間とし、1日8バッチとした。焙焼炉、還元炉、焼結炉は連続炉とし、臨界管理上の寸法制限と昇・降温速度、保持時間といったプロセス条件に基づいて機器寸法及び能力を設定した。滴下熟成槽は、滴下溶液をアンモニア水中に振動滴下し球状のゲル球とするための設備である。溶液を滴下するための振動滴下装置とアンモニア水中でゲル化反応を進行させる反応槽とからなり、振動滴下装置は振動機と滴下ノズルで構成される。臨界安全担保のため、炉心燃料用は円環槽とした。ブランケット燃料用は臨界安全上の制約がないので円筒槽とした。滴下ノズルからの液滴の落下距離を一定とするため、オーバーフローによってアンモニア水液位を一定とした。洗浄槽はゲル球をアンモニア水とともに受入れ、初めに水で、次いでアルコールで洗浄し、ゲル球内の硝酸アンモニウムを除去する設備である。乾燥装置は減圧乾燥によってアルコールを除去し乾燥ゲル球を得る装置である。焙焼炉及び還元炉はロータリキルン型を採用した。焼結炉は焼結皿方式を採用した。また、ジャミング（焼結皿の列が乱れることによる詰まり）が発生すると燃料粒子が散乱し回収困難であるため、焼結皿の搬送方式にジャミングの起こりにくいウォーキングビーム方式を採用した。還元炉及び焼結炉では、出口における燃料粒子の温度を80℃以下とすることで燃料の酸化を防止している。

機器仕様の例として、内側炉心燃料大粒子製造ライン機器について表8に示す。

表 8 粒子製造工程機器仕様

機器名称	仕 様	機 器 能 力		
		機器能力	要求処理量	機器台数
溶液調製槽	Cd吸収材付円環槽 1,100×H950mm ±68mm	20kgHM/バッチ 8バッチ/d	20kgHM/バッチ 8バッチ/d (160kgHM/d)	1
滴下・熟成槽	Cd吸収材付円環槽 650×H800mm ±68mm	7kgHM/バッチ 8バッチ/d		3
洗 浄 槽	Cd吸収材付円筒槽 251×H2,380mm	7kgHM/バッチ 4バッチ/d		6
乾 燥 装 置	Cd吸収材付円筒槽 153×L4,500mm 0.04MPa, 60	4kgHM/バッチ 8バッチ/d		6
焙 焼 炉	121×L4,000mm 空気, 400, 2h	53kgHM/d	160kgHM/d	3
還 元 炉	121×L4,000mm N ₂ - 5% H ₂ , 600, 2h	160kgHM/d		1
焼 結 炉	L12,000×W1,600×H2,000mm N ₂ - 5% H ₂ , 1,700, 3h	160kgHM/d		1

(2) 振動充填・集合体組立工程

振動充填・スペーサ挿入では、ピンの取扱いを簡略化するため、ピン100本を装荷したマガジン単位で取り扱う。設備は、被覆管に装荷する燃料粒子を供給する顆粒供給部、燃料を装荷した被覆管をマガジンごと加振する振動充填装置、被覆管にスペーサを挿入するスペーサ挿入装置、スペーサ挿入のためマガジン上部の取り付け・取り外しを行うハンドリング装置で構成される。マガジンへのピンの装荷本数は、ダブルバッチを考慮して100本とした。搬送機器の移動速度を考慮し、1マガジン分のピンの処理時間を6時間と見積もった。

主要機器仕様を表9に示す。

(3) 試薬回収設備

燃料製造工程からは、硝酸アンモニウムやアルコールを含む廃液が発生する。これらを再処理施設に送液し硝酸系廃液とともに蒸発濃縮処理するためには、硝酸アンモニウム及びアルコールを除去する必要がある。また、アンモニア及びアルコールは使用量が多いことから、廃棄物発生量及びプラントのインベントリを小さくするために、回収して再利用する。

主工程からの廃液は一旦形状管理した廃液受け槽に受け、核物質が未臨界濃度であることを確認して回収設備に送る。廃液受け槽は試薬回収設備が故障した場合でも修理の間主工程設備が運転できるように、1日分の容量を持たせる。

試薬回収フローを図5に示す。アンモニア系廃

液は少量の硝酸アンモニウムを含んでいる。蒸留によってアンモニア水を回収し、電解透析によって硝酸アンモニウムをアンモニア水及び硝酸に分解・回収する。アルコール系廃液は蒸留によってアルコールを粗分離した後、膜蒸留法によって精製・回収する。回収したアンモニア水、硝酸、アルコール、精製水は主工程で再利用する。

5.2.4 配置設計

(1) セル内機器配置の検討

a) 機器配置の基本方針

主工程セル内機器の配置にあたっては、マテリアルハンドリング及び保守補修を考慮する。

マテリアルハンドリングの方針を以下に示す。

- ・機器間の湿潤ゲル球の搬送はラジアルスクリーンプンプによる機械搬送とする。
- ・燃料要素加工工程では、被覆管を装着したマガジンを台車で搬送するため、直線的な機器配置とする。

また、保守補修の方針は以下に示す通りである。

- ・軽微な故障はマスタ・スレーブ・マニプレータ(MSM)を用いて補修する。
- ・重度の故障はPM, ICCを用い、モジュールの交換により速やかな復旧を図る。故障品は補修セルに搬送して修理する。

b) 配置設計の概要

- i) 主工程設備(粒子製造ライン及び振動充填ライン)、廃棄物処理,ユーティリティ等の各設備

表9 ピン加工工程機器仕様

機器名称	仕様	機器能力			
		燃料種類	機器能力	要求処理量 (本/d)	機器台数
燃料受入れ 装置	D1,600×W11,500×H4,250mm	IC	100本/バッチ 1.5h/バッチ (1,600本/d)	745	1
		OC		627	1
		BL		1,372	2
		RB		1,185	1
ピン加工装置	D3,000×W13,000×H6,700mm	IC	100本/バッチ 6h/バッチ (400本/d)	745	2
		OC		627	2
		RB		1,185	3
端栓溶接装置	D3,500×W3,500×H5,600mm	IC	100本/バッチ 6h/バッチ (400本/d)	745	2
		OC		627	2
		RB		1,185	4
密度検査装置	D1,250×W7,200×H1,400mm	IC	25本/バッチ 2h/バッチ (300本/d)	745	3
		OC		627	3
		RB		1,185	5
除染装置	D1,000×W7,400×H1,000mm	IC	25本/バッチ 0.7h/バッチ (800本/d)	745	1
		OC		627	1
		RB		1,185	2
Heリーク 試験装置	D800×W7,400×H1,500mm	IC	25本/バッチ 2h/バッチ (300本/d)	745	3
		OC		627	2
		RB		1,185	4

IC：内側炉心燃料，OC：外側炉心燃料，BL：ブランケット燃料，RB：径方向ブランケット燃料

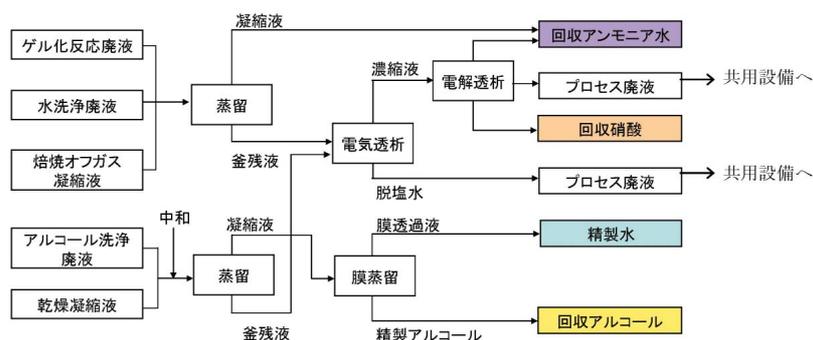


図5 試薬回収プロセスフロー

- を収容する燃料製造建屋，新燃料貯蔵建屋，廃棄物貯蔵建屋及び管理棟を配する建屋構成とする。
- ii) 燃料製造建屋，新燃料貯蔵建屋及び廃棄物貯蔵建屋間は地上1階に連絡通路を設け，作業員及び物品類と台車による燃料集合体及び固体廃棄物収納容器の移動作業の向上を図る。
- iii) 燃料製造設備の主建屋及び新燃料貯蔵建屋，廃棄物貯蔵建屋内機器配置の概要は，以下のとおりとなった。なお，建屋寸法及び建屋容積は外壁間寸法を基準とし，セル容積はセル壁厚の内寸法を基準とする。主建屋内には，燃料製造設備に含まれるすべての装置・機器と，廃棄物

処理設備，ユーティリティ設備，中央制御室を設置する。

- ・粒子製造建屋のセル容積は主工程セル約6.5万 m^3 ，付属セル（保守セル，分析セル）約9.6万 m^3 ，廃液処理セル約4.1万 m^3 で，セル容積合計は約20.2万 m^3 となった。建屋規模は地下1階，地上3階の3階建てで，約165m×148m×高さ44.5mである。
- ・振動充填・集合体組立建屋のセル容積は主工程セル約6万 m^3 ，付属セル（保守セル，分析セル）約1.5万 m^3 で，セル容積合計は約7.5万 m^3 となった。建屋規模は地下1階，地上2階建てで，約198m×81m×高さ26mである。

- ・新燃料貯蔵建屋は、地下1階、地上2階建てで、約68m×110m×高さ25mである。建屋容積は、粒子製造建屋85.9万m³、燃料要素組立・集合体組立建屋41.7万m³、新燃料貯蔵建屋18.7万m³を合せて146.3万m³である。

5.3 乾式振動充填法（パイパック法）

5.3.1 酸化物電解法との組合せシステム

本燃料製造システムは、乾式再処理法の酸化物電解法再処理に対応するものであり、高除染MOXでは既にロシア原子炉科学研究所（RIAR）での実績がある。本法の特徴は、再処理で得られる酸化物顆粒燃料を振動充填により被覆管内に充填する点にある。プロセスが比較的簡易で経済的なメリットが期待できるシステムである。

再処理側から供給される製品は、UO₂顆粒、MOX顆粒（Pu富化度33%程度）及びMA顆粒（Pu富化度4%、MA30%程度）である。FBR平衡リサイクルにおける燃料製造ではPuが増殖してUが減少するのでUO₂を外部から補充する必要があるが、内側炉心軸ブランケット、外側炉心軸ブランケットは同時電解UO₂析出物のみから新燃料を製造し、最も大量にUO₂を消費する径ブランケットに対し同時電解UO₂析出物に加え新たなUO₂を購入補充することとした。また、金属ウラン顆粒であるウランゲッタは、燃料のO/Mを下げ、燃焼に伴って発生する余剰酸素による被覆管内面腐食を防止する効果等があり、RIARの実績から燃焼度の高い内側炉心燃料、外側炉心燃料中に7wt%添加することとした。

(1) プロセス概要

プロセスフローを図6に示す。

a) 顆粒製造工程

燃料ピンへの充填密度向上のため再処理顆粒を5種類の顆粒サイズに分級し、粒度分布調整を行う。分級の数については3～6種類が考えられており、今後最適化の必要があるが現状では5種類とした。混合工程では、粒度分布調整を行ったUO₂顆粒、MOX顆粒及びMA顆粒、補充UO₂顆粒及びウランゲッタを混合し、Pu富化度を調整する。RIARでは粒径の異なる顆粒を事前混合なしで被覆管内に充填し振動工程で均一化する方法を採用しているが、国内のUO₂顆粒及び模擬UO₂顆粒を用いた振動充填実験から、充填前の混合を追加することで振動充填時にさらに良好な混合状態

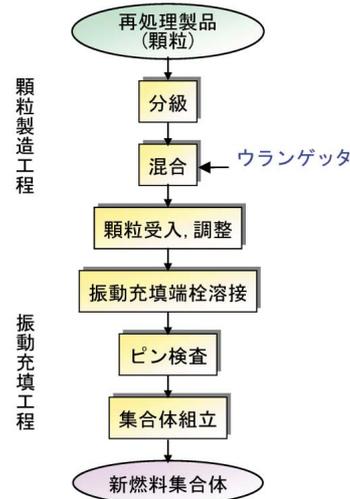


図6 酸化物電解対応振動充填法プロセスフロー

を作りやすいとの知見を得ている。

b) 振動充填工程

混合した顆粒を下部端栓付の被覆管に装荷し、上部端栓を溶接して燃料ピンを製造する。充填密度に関しては、上述の振動充填実験により混合比の充填密度への影響及び顆粒スタック上部の密度低下の改善を図り、80%以上（スタック全長平均）が達成可能と考えている。完成した燃料ピンはピン検査、集合体組立工程を経て新燃料集合体に組み立てる。燃料ピン検査について、充填密度軸方向分布は線透過法による測定とした。一方、Pu軸方向分布検査はアクティブ線法による遅発線測定法を採用することとした。

(2) 設備設計

振動充填端栓溶接装置は、顆粒燃料の装填、加振、スペーサ挿入及び端栓溶接の機能を集約することで、全体としてコンパクトな配置となるように設計した。装置は機能ごとに分割したモジュールで構成され、分解・交換・組立てが容易にできる構造とした。

本燃料製造システムの機器仕様を表10に示す。

(3) 配置設計

燃料製造工程関連機器は燃料ピン製造セル及び集合体組立セルに設けた炉心とブランケットの各専用のラインに集中配置した。その際、燃料ピンは端栓溶接によって密封される（リーク率ゼロ）という考えに基づき、表面除染設備までを燃料ピン製造セルに配置し、Heリーク試験設備以降の工程を集合体組立セルに配置した。また、セル内にはパuffa（燃料ストック/仮置き場）、メンテ

表10 酸化物電解対応振動充填燃料製造機器仕様

機器名称	仕様	設計能力	要求能力		台数
分級装置	W1.8×D2.7×H3.8	448kgHM/日	UO ₂	263kgHM/日	1
			MOX/MA	146kgHM/日	1
混合装置	W1.5×D1.5×H3.0	610kgHM/日	IC	84kgHM/日	1
			OC	73kgHM/日	1
振動充填装置	W2.8×D2.8×H6.0	184ピン/日	炉心	336ピン/日	2
		172ピン/日	ブランケット	54ピン/日	1
Heリーク試験装置	W2.0×D2.0×H7.5	547ピン/日			1
ピン検査装置1	W1.1×D2.1×H4.2	160ピン/日		390ピン/日	3
ピン検査装置2	W2.0×D2.3×H5.8	144ピン/日			3
ピン検査装置3	W2.0×D2.3×H5.8	102ピン/日	炉心のみ	336ピン/日	4
ラッピングワイヤ巻付装置	W2.0×D2.0×H5.0	228ピン/日		390ピン/日	2
集合体組立装置	W2.1×D2.4×H6.0	2集合体/日		2集合体/日	1
集合体検査装置	W1.0×D1.3×H6.0	8集合体/日			1

ランスエリアを設け、セル内において容器等の位置きをする場合は臨界管理上、容器設置間隔を容器中心間で500mm以上確保することとした。

再処理と一体化した酸化物電解法再処理・振動充填法燃料製造施設のリサイクル建屋は地下1階/地上3階(とし、1階に集中配置された再処理・燃料製造セル内で再処理・製造を行うものとした。燃料製造設備の主工程セル容積は、1.6万m³となった。再処理部分を含む建屋寸法は約104m×58m×32mである。

5.3.2 金属電解法との組合せシステム

本燃料製造システムは、金属電解法で得られる合金を再処理施設で酸化転換したUO₂粉末及びMOX粉末を原料に燃料顆粒を製造し、被覆管に振動充填するシステムである。なお、原料の不足分は劣化UO₂を必要量受け入れ、プロセスの中で余ったPu(性状は(U,Pu)₂O₇粉末)は余剰Puとする。製造する燃料は内側炉心燃料用、外側炉心燃料用及びブランケット燃料(径方向及び軸方向)用の3種類の顆粒燃料で、振動充填工程は酸化物電解法との組合せシステムと共通技術である。

(1) プロセス概要

a) 顆粒製造工程

炉心燃料用顆粒燃料の製造では、MOX粉末に使用済径方向ブランケット燃料の熱脱被覆で得たUO₂粉末を混合して所定の富化度に調整した粉末を、転動造粒法により造粒し振動充填に適切な粒径に分級後焼結する。富化度調整工程では、原料

粉末のPu富化度が約70%に対し、製造する顆粒燃料のPu富化度仕様が約20~25%と差が大きいことから、富化度調整を2段階に分けて行う。転動造粒工程で酸化物粉末に添加するバインダ(結合剤)はプラチール系樹脂等とした。分級工程では、焼結顆粒を所定粒径範囲の顆粒に分級する。製造する代表粒子径は後工程での焼きしまりを考慮し、暫定的に1,000±250μm(40%)、400±100μm(20%)、200±50μm(10%)とし、残り30%はリワークとした。焼結工程では造粒顆粒を焼結し、高密度の顆粒とする。焼結は3工程からなり、予備焼結でバインダを除去し、続いて本焼結、最後に還元処理を行い、高密度のMOX顆粒を得る。

ブランケット燃料用顆粒燃料の製造では、上述のUO₂燃料に外部調達した劣化UO₂粉末を補充することで必要製造量を補う。

リワークは酸化転換工程、富化度調整工程及び分級工程の各工程で行う。いずれも、サンプリングにより処理状態を確認し、規格から外れたものを原料として再度利用するものである。

(2) 設備設計

本燃料製造システムの機器仕様を表11に示す。転動造粒装置では収缶機にて取分けた所定量の粉末を転動造粒機に入れ、バインダ調整槽から供給されるバインダを添加しながら、粒子径を成長(造粒)させる。低除染MA含有燃料粉末の場合、発熱、高温化によりバインダ溶剤の揮発が懸念されるが、燃料粉体の取扱量制限等の機内の温度上昇防止、高温まで耐えられる溶剤の採用等の対策を

表11 金属電解対応振動充填燃料製造機器仕様

機 器	仕 様	設計能力	要 求 能 力		台数
富化度調整設備	L0.8×W0.8×H2.5	80kgHM/日	IC	56kgHM/日	1×2段
			OC	47kgHM/日	1×2段
転動造粒設備	L0.9×W0.9×H2.3	230kgHM/日	IC	72kgHM/日	1
			OC	61kgHM/日	1
			RB + AB	224kgHM/日	1
分級設備	L1.6×W1.5×H2.5	230kgHM/日	IC	72kgHM/日	1×2段
			OC	61kgHM/日	1×2段
			RB + AB	224kgHM/日	1×2段
焼結設備	L14.5×W5.0×H2.4	168kgHM/日	IC	51kgHM/日	1
			OC	43kgHM/日	1
			RB + AB	157kgHM/日	1
脱バインダ加熱炉	L6.3×W1.8×H2.5	73kgHM/日	IC	22kgHM/日	1
			OC	19kgHM/日	1
			RB + AB	67kgHM/日	1
微粉碎器	L4.0×W1.4×H4.0	73kgHM/日	IC	22kgHM/日	1
			OC	19kgHM/日	1
			RB + AB	67kgHM/日	1

取ることとした。

(3) 配置設計

酸化転換から分級までの顆粒製造工程は、内側炉心用顆粒燃料及び外側炉心用顆粒燃料を製造する炉心燃料製造セルと、ブランケット用顆粒燃料を製造するブランケット燃料製造セルの2つのセルに分けた。

振動充填以降の工程については酸化物電解法対応の振動充填燃料製造設備と同様の配置とした。

再処理と一体化した金属電解法再処理・振動充填法燃料製造施設のリサイクル建屋は地下1階(一部地下2階)、地上4階建てとし燃料製造設備の主工程セル容積は、1.6万m³、となった。再処理部分を含む建屋寸法は約95m×96m×39mである。

5.4 射出成型法

5.4.1 システムの特徴

射出成型法は金属電解法再処理で得られる金属燃料に最適な燃料製造システムであり、海外での試験製造の実績がある⁶⁾。射出成型法はプロセスの特徴として形状管理が困難で質量管理を行わずを得ない工程が複数存在するため小規模バッチ処理が基準となるが、プロセスに化学変化を伴わないため工程が単純で制御が簡易であり、主工程設備機器数が少なく済む特長がある。

5.4.2 プロセス設計

プロセスフローを図7に示す。

射出成型法では、再処理システム側からU-Pu-MA合金及びU-Zr合金を受け入れ、これをスラグと呼ばれる棒状燃料に鋳造する。受入合金は、射

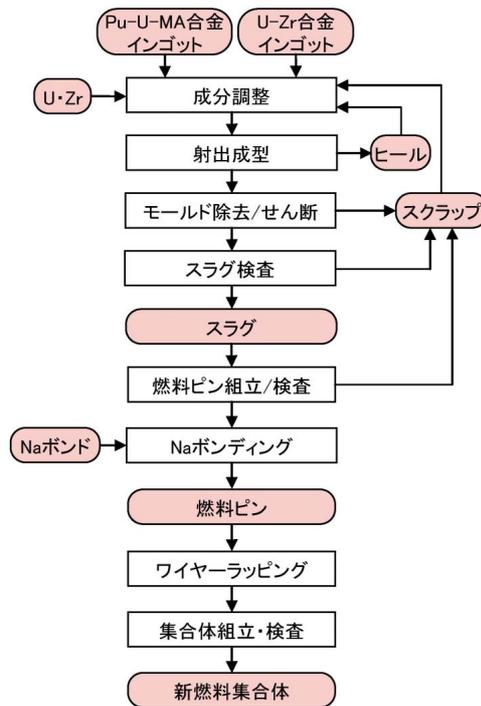


図7 射出成型法プロセスフロー

出成型装置の黒鉛るつばへ装荷するときに、所定のPu富化度とZr濃度10wt %となるように重量を調整され、溶融後、圧力差でパイプ状の石英ガラスの鑄型に射出成型される。

射出成型時の臨界安全管理は質量管理によって行い、二重秤量及びインターロック機能付きのマテリアルハンドリング機器により二重誤装荷の恐れを排除した設計とした。また、射出成型時に液状合金に接したモールド外表面に合金が付着し、廃棄物となることから、付着物の剥離回収プロセスを追加した。

使用済みの石英鑄型については独立した廃棄物とせず、再処理で発生する放射性廃棄物を閉じ込める人工岩石（人工鉱物固化体）の原料として再利用する方法を採用した。黒鉛るつばは一定回数使用するたびに廃棄物となるが、焼却処理により廃棄物量を低減することとした。

射出成型で得られたスラグの被覆管充てん以降の工程は、ほかの燃料製造システムとおおむね同様であるが、金属燃料の低融点対策として、スラグと被覆管のギャップを溶融Naで埋めるNaボンディング工程とこれに対する検査工程を追加した。

5.4.3 配置設計

金属燃料の場合、酸化物や窒化物燃料と異なり粉末や顆粒の取扱工程が少なく除染等が簡易であると考えられることから、燃料製造ラインを共有し1ラインとした。

機器数の設定に当たっては、海外の燃料製造設備における歩留り実績⁶⁾を参考とした。主要機器

仕様を表12に示す。

射出成型法の場合、燃料製造に係わるプラント建屋の構成は、地下1階、地上4階建ての再処理・燃料製造共通建屋と使用済燃料・新燃料貯蔵建屋であり、再処理関連部分を含む建屋容積の合計は、38tHM/年規模プラントで32.5万m³である。

5.5 被覆粒子法

5.5.1 システムの特徴

窒化物被覆粒子燃料製造システムは、先進湿式再処理からの富化度調整済み溶液を原料にゲル化法によって酸化物球状燃料粒子を製造、窒化した後、その表面にTiNを被覆する⁷⁾被覆粒子製造工程と、この粒子をSiCの円筒構造体（コンパートメント）に充填し、それを集合体に組み立てる集合体組立工程から成る。TiNがFPの閉じ込めを行う⁷⁾ため、他の燃料製造システムのように、燃料要素の組立工程が存在しない。

5.5.2 プロセス設計

プロセスフローを図8に示す。原料溶液に炭素粉末を添加した後、スフェアパック法と同等のプロセス（溶液の粘度調整～還元）を経て、低密度酸化物粒子を得る。この粒子を窒素・水素混合ガス雰囲気下1500℃で炭素熱還元して窒化物粒子に転換した後、水素ガス雰囲気下1700℃で焼結して高密度粒子とする。次に、その表面に化学気相蒸着法により低密度TiN（バッファ層）及び高密度TiN（強度層）の二層被覆を行う。空気中の水分・酸素と窒化物燃料の化学反応を防止するため、炭素熱還

表12 射出成型法燃料製造機器仕様

機器名称	仕様	機器能力		
		機器能力	要求処理量	機器台数
燃料成分調整装置	D1,000×W1,000×H1,000mm	12バッチ/d	10.3バッチ/d	1
射出成型装置	D2,300×W1,900×H2,500mm	3バッチ/d		4
モールド除去装置	D1,500×W1,800×H1,300mm	960本/d(注)	970本/d	1
スラグ検査装置	D1,400×W1,400×H1,330mm	720本/d	1,251本/d	2
燃料要素組立装置	D5,900×W1,500×H1,000mm	301本/d	301本/d	1
Naボンディング装置	D3,000×W1,000×H3,500mm	303本/d		1
燃料要素総合検査装置	D3,000×W1,000×H3,500mm	720本/d		1
集合体組立装置	D8,000×W2,000×H2,000mm	2本/d	1本/d	1
集合体検査装置	D2,500×W2,500×H5,500mm	2本/d		1

(注)運用により定格能力オーバー分を吸収するものとし、台数は増やさない。

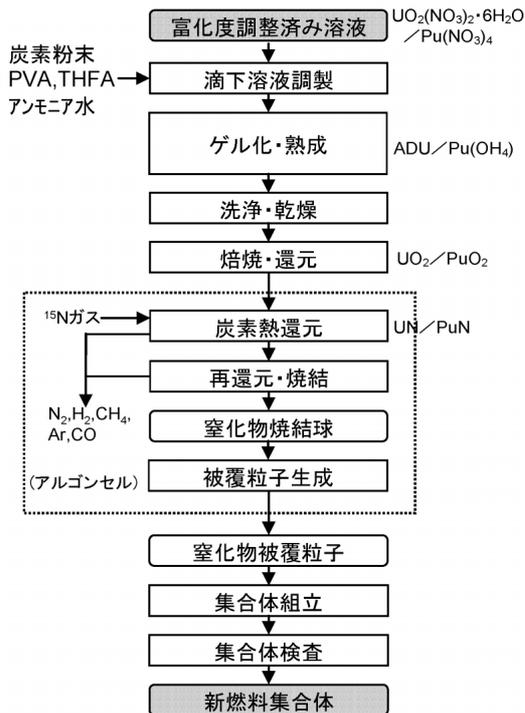


図8 被覆法プロセスフロー

元～被覆は、Arガスセル内で行うものとする。また、炭素熱還元用の窒素ガスには、窒素15を使用するものとする。これは、炉内で窒素14が(n, p)反応により炭素14になるのを防止するためである。

円筒構造体への被覆粒子の充填には、振動充填等の特殊な方法は取らず、粒子を流し込むだけとする。次いで、円筒構造体をラッパ管等の部材とともに集合体に組立てる。

5.5.3 機器設計

被覆粒子製造工程は、スフェアパック法の諸設備に、炭素熱還元炉、再還元炉及び被覆装置が追加された構成をしている。

炭素熱還元炉はトレイ方式、再還元炉（水素ガス雰囲気下で余剰炭素をメタン化して除去するための炉）はロータリーキルン式、被覆装置は流動床式のいずれもバッチ炉とし、臨界管理上の寸法制限と昇・降温速度、保持時間といったプロセス条件に基づいて機器寸法及び能力を設定した。

内側炉心燃料製造ラインの機器仕様を表13に示す。

5.5.4 配置設計

被覆粒子燃料製造設備は、Pu富化度ごとに製造ラインを分け、内側/外側炉心燃料、炉中央

部/上下端部の組み合わせで燃料粒子4ライン及びブランケット粒子2ラインの計6ライン（被覆設備のみブランケット粒子1ラインの計5ライン）とした。また、集合体組立設備は、内側/外側炉心燃料、径方向ブランケット各1ラインの計3ラインとした。

プラント建屋の構成は、地下1階、地上3階建ての燃料製造建屋、廃棄物貯蔵建屋、管理棟からなり、主建屋内に新燃料貯蔵施設を含むものとしている。主建屋容積は、200tHM/年規模プラントで61.0万m³である。

5.6 システム評価結果

(1) 技術的成立性

各製造システムの基本的なプロセス技術の成立性に係る課題及び量産設備設計並びに安定操業に係る課題を表14及び表15に整理した。

(2) 経済性

各燃料製造システムの燃料製造単価（万円/kgHM）及び発電単価のうちの燃料製造部分（円/kWh）を表16に示す。

簡素化ペレットではコスト目標を達成できる見通しを得た。他のシステムでは目標目安値には到達していないが、機器数の削減、機器配置のコンパクト化を図ることによってコスト低減の可能性はある。

なお、経済性に関しては、サイクルコストとしてFBRサイクル全体での経済性評価が重要である。

(3) 廃棄物発生量

通常運転時における各システムからの低レベル廃棄物（地層処分並）及び低レベル廃棄物（余裕深度処分並）の発生量を表17に示す。

湿式再処理対応の燃料製造システムでは、簡素化ペレットに比べてスフェアパックの方が低レベル廃棄物（地層処分並）の発生割合が高いが、これは、炉心燃料及びブランケット燃料製造ラインを構成する設備機器数の差異によるものである。両システムの比較では、低レベル廃棄物（地層処分並）と低レベル廃棄物（余裕深度処分並）の割合は異なるものの、全廃棄物量はほぼ同等となった。

ただし、スフェアパックは、システムの特徴として核物質のダスト発生を最小限に抑えることが可能であり、粉末取り扱い工程を含む簡素化ペレットに比べて、機器への燃料微粉付着量を大幅に

表13 被覆粒子燃料製造機器仕様

機器名称	仕様	運転方式	燃料種類	機器能力	要求処理量	機器台数
溶液調整槽	Cd吸収材付円環槽 1,000×H1,000mm t85mm	バッチ式 3時間/バッチ 8バッチ/日	IC-C	250L	170L/バッチ	1
			IC-UD	250L	80L/バッチ	1
			OC-C	250L	120L/バッチ	1
			OC-UD	250L	55L/バッチ	1
	円筒槽, 1,100×H950mm		BL	420L	815L/バッチ	2
滴下・熟成槽	Cd吸収材付円環槽 600×H600mm t85mm	バッチ式 3時間/バッチ 8バッチ/日	IC-C	90L	170L/バッチ	2
			IC-UD	90L	80L/バッチ	1
			OC-C	90L	120L/バッチ	2
			OC-UD	90L	55L/バッチ	1
	円環槽, 600×H600mm		BL	160L	815L/バッチ	6
洗浄槽	Cd吸収材付円筒容器 260×L2,400mm	バッチ式 6時間/バッチ 4バッチ/日	IC-C	100L	170L/バッチ	4
			IC-UD	100L	80L/バッチ	2
			OC-C	100L	120L/バッチ	4
			OC-UD	100L	55L/バッチ	2
	円筒容器, 260×L2,400mm		BL	100L	815L/バッチ	12
乾燥装置	Cd吸収材付円筒容器 145×L3,200mm	バッチ式 3時間/バッチ 8バッチ/日	IC-C	75kg	314kg/バッチ	6
			IC-UD	75kg	146kg/バッチ	2
			OC-C	75kg	239kg/バッチ	4
			OC-UD	75kg	111kg/バッチ	2
	円筒容器, 260×L4,000mm		BL	315kg	1,550kg/バッチ	6
焙焼炉	ロータリーキルン 115×L4,500mm	連続式 (3時間)	IC-C	65kg	109kg(3時間)	2
			IC-UD	65kg	51kg(3時間)	1
			OC-C	65kg	82kg(3時間)	2
			OC-UD	65kg	38kg(3時間)	1
			BL	65kg	510kg(3時間)	8
還元炉	ロータリーキルン 215×L4,500mm	連続式 (3時間)	IC-C	90kg	34kg(3時間)	1
			IC-UD	90kg	16kg(3時間)	1
			OC-C	90kg	27kg(3時間)	1
			OC-UD	90kg	13kg(3時間)	1
			BL	85kg	130kg(3時間)	2
炭素熱還元炉	トレイ式,トレイ:t20mm	バッチ式 24時間/バッチ 1バッチ/日	IC-C	180kg	246kg/バッチ	2
	トレイ式,トレイ:t30mm		IC-UD	180kg	114kg/バッチ	1
			OC-C	180kg	191kg/バッチ	2
			OC-UD	180kg	89kg/バッチ	1
			BL	245kg	990kg/バッチ	5
再還元炉	ロータリーキルン 105×L2,000mm	連続式 (3時間)	IC-C	70kg	26kg(3時間)	1
			IC-UD	70kg	12kg(3時間)	1
			OC-C	70kg	20kg(3時間)	1
			OC-UD	70kg	10kg(3時間)	1
			BL	70kg	110kg(3時間)	2
焼結炉	トレイ式,トレイ:t20mm	連続式 (12時間)	IC-C	280kg	103kg(12時間)	1
			IC-UD	280kg	47kg(12時間)	1
			OC-C	280kg	82kg(12時間)	1
			OC-UD	280kg	38kg(12時間)	1
			BL	270kg	430kg(12時間)	2
被覆装置	流動床式 200×H2,000mm	バッチ式 8時間/バッチ 3バッチ/日	IC-C	10kg	68kg/バッチ	7
			IC-UD	10kg	32kg/バッチ	4
			OC-C	10kg	55kg/バッチ	6
			OC-UD	10kg	25kg/バッチ	3
			BL	10kg	287kg/バッチ	28

注 運転方式:()内の数字は炉内滞在時間を示す

燃料種類: IC - C...内側炉心燃料の中央部, IC - UD...内側炉心燃料の上下端部

OC - C...外側炉心燃料の中央部, OC - UD...外側炉心燃料の上下端部

BL...軸及び径方向ブランケット燃料

機器能力, 要求処理量: バッチ当りあるいは炉内滞在時間当たりの能力・量

機器台数: 運用上の仕様により, 洗浄装置は滴下・熟成槽の2倍, 乾燥装置は偶数の台数を配置する

表14 湿式再処理対応燃料製造システムの技術的成立性

評価項目	簡素化ペレット		スフェアパック	
	酸化物	酸化物	酸化物	窒化物(被覆粒子燃料)
技術的成立性	<p>・基本プロセス成立性(要素技術開発状況, 開発課題)</p> <p>開発状況 簡素化プロセスによるペレット製造技術の開発 ・溶液でのPu富化度調整で目標精度$\pm 2.5\%$を達成 ・転動造粒法で粉末流動性指数目標値60以上を達成 ・ダイ潤滑成型ペレットの外観・密度・強度は現行法と同等以上であることを確認 ・上記を現行法で焼結し得たペレットの外観・Pu均一性・微細構造は現行法と同等・密度は目標値95%TD以上を達成 MA含有低除染MOXペレット製造技術の開発 ・Pu30%の2% Np/2% Am/2% 模擬FP含有MOXペレットの焼結試験で焼結時の温度や酸素分圧抑制により所定ペレット製造の見通し得る ・焼結後の熱処理条件制御により燃料仕様O/M=1.95のペレットを得る ・セル内遠隔手動製造で3%及び5% Am含有MOXペレットの試作に成功</p> <p>開発課題 ・造粒条件最適化・造粒法に代わるエアータップ充填法の適用性確認と方式選定・焼結プロセス条件最適化・照射試験でリサイクル成立性確認 ・簡素化プロセスによるMA含有低除染MOXペレット製造の確認</p>	<p>開発状況 ・小粒径$\sim 70\mu\text{m}$・大粒径$\sim 900\mu\text{m}$の高除染UO_2顆粒製造に成功 ・低除染MA含有MOX粒子の焼結性については、ペレットでの結果から類推 ・HfO_2等を用いた振動充填試験で充填率84%を達成(スタック長30cm) ・軸方向・径方向・周方向に密度分布の偏りがなし($\pm 2\%$未満)ことをX線CTで確認 ・端栓溶接・超音波探傷技術開発 ・照射済み燃料に対するX線CT撮像の例があり、密度分布測定に適用の可能性がある ・高除染のMOX(Pu30%・外部ゲル化・BNFL)及び5% Np含有MOX(Pu30% + Np5%・内部ゲル化・PSI)の振動充填燃料製造の海外実績がある</p> <p>開発課題 ・低除染燃料でのゲル化条件の確認 ・低除染MOX顆粒の焼結条件の確認</p>	<p>開発状況 ゲル化顆粒製造技術の開発 ・炭素粉末を均一に分散させたゲル球を製造 ・目標直径$1,700\mu\text{m}$に対し、約$900\mu\text{m}$の高除染のMOX外部ゲル化及びNp含有MOX内部ゲル化を製造 被覆技術の開発 ・TiN平板上に22回の繰り返し蒸着を行い、TiN/TiCN/TiCの3層コーティングによる$100\mu\text{m}$の厚膜を形成(2ヶ月間)</p> <p>開発課題 ゲル化顆粒製造技術 ・低除染燃料での直径$1,700\mu\text{m}$のゲル球製造 ・上記ゲル球の炭素熱還元の実証 被覆技術 ・実用速度でのTiN被覆 ・Tinの低密度/高密度2層被覆</p>	
量産設備設計/安定操業/遠隔保守/検討状況	<p>量産対応 ・ロット大規模化による品質管理の簡素化 ・形状管理の適用による工程管理の簡素化 ・脱硝転換設備: 臨界制限を考慮した大型脱硝容器採用による生産性向上 ・成型設備: パンチ数増加による成型能力向上(14本) ・燃料要素組立設備: 24本同時挿入方式採用による生産性向上 安定操業(遠隔保守対応) ・機器をモジュール化し、モジュール交換による短時間での復旧を想定(主要機器の脱硝転換設備については、モジュール構造の具体化を図る) ・簡易シミュレータでシステム稼働率を評価、年間運転日数250日のうち実稼働日数200日で年間200t-HMの生産量が確保できる可能性</p> <p>課題 ・大型脱硝容器での脱硝性把握・成型設備での成型能力・品質確認、MA含有低除染燃料の製造歩留まり確認・遠隔保守に対応したモジュールの取付け・取外し機構・実規模モックアップによる遠隔・補修性確認</p>	<p>量産対応 ・単体ノズルの最適流量に基づき、所定能力を得るために複数ノズルからの溶液滴下とした ・振動充填工程での複数ピン(100本)同時振動 ・マテハンを考慮した機器能力・機器台数を設定した ・故障要因・故障頻度を考慮した保守補修頻度の推定 遠隔保守対応 ・機器をモジュール化し、モジュール交換による短時間での復旧を想定 ・搬送装置の移動速度を考慮した保守補修時間の推定 ・年間操業日数250日における稼働日数200日/年間製造量200tHM確保の可能性</p> <p>課題 ・運転手順等の合理化による機器能力向上及び台数削減 ・遠隔保守に対応したモジュール構造・取付け・取外し機構の具体化</p>	<p>量産対応 ゲル化顆粒製造 ・処理時間及び形状制限を考慮して得られた機器能力を基に台数を設定 被覆 ・SiC被覆と同等の処理時間で、TiNの2層被覆が可能であるとの仮定の下に形状制限を考慮した機器能力を想定し、台数を設定 遠隔保守対応 ・機器をモジュール化し、モジュール交換による短時間での復旧を想定している ・被覆装置・真球度判別装置は必要数の20%増しの台数を設置し、故障時に即時に予備機に代替することにより、生産性を維持・冗長性を有するため、経済性・環境負荷低減性に難あり)</p> <p>課題 ゲル化顆粒製造 ・運転手順等の合理化による機器能力向上及び台数削減 被覆 ・プロセス技術開発結果に即した機器の設計 共通 ・遠隔保守に対応したモジュールの取付け・取外し機構</p>	

表15 乾式再処理対応燃料製造システムの技術的成立性

評価項目	バイバック(酸化物燃料)		射出成型(金属燃料)
	酸化物電解対応	金属電解対応	
技術的成立性	<p>・基本プロセス成立性(要素技術開発状況, 開発課題)</p> <p>開発状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・100μm程度の球形金属Uゲッタの試作に成功 ・UO₂・PuO₂顆粒による燃料ピン製造実績(RIAR) ・MOX共析法によるピン製造実績(解体核における研究) ・UO₂顆粒による充填試験(東芝) ・燃料ピン軸方向密度分布分析開発試験(JNC東海) <p>開発課題</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低除染MA燃料棒の軸方向密度及びPu軸方向分布の充填特性把握 ・Pu富化度管理の精度の把握 	<p>開発状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・模擬物質による有機溶剤を用いた転動造粒実験で処理時間, 有機溶剤量の確認 <p>開発課題</p> <ul style="list-style-type: none"> ・再処理製品を所定のPu富化度燃料顆粒にする技術 ・転動造粒における顆粒特性評価とPuスポットが生じないことの確認 ・振動充填におけるスミア密度確保に対する実規模での確認 ・焼結級で所定の焼結密度が得られるか今後確認が必要 	<p>開発状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・合金の溶解性・冷却時の均一性の確認 ・U-Pu-10Zr-25MA合金及びU-Pu-Zr-10(未満)RE合金が, アーク法により均一に溶解することを確認 ・アーク法により溶解後急冷したU-Pu-Zr-2MA-2RE合金組織の均一(REは分散)性を確認 ・U-Pu-Zr合金による試験規模射出成型の海外実績(600本) ・U-Zr合金による実規模射出成型の国内実績(500本) ・U-20Pu-10Zr-2.1Am-1.3Np合金の射出成型を実施 <p>開発課題</p> <ul style="list-style-type: none"> ・射出成型法によるU-Pu-Zr-MA-RE合金スラグ製造実証 ・製造されたスラグの均一(分散)性確認
・量産設備設計/安定操業/遠隔保守/検討状況	<p>量産対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・処理時間 臨界管理, マテリアルハンドリングを考慮した機器台数設定 <p>遠隔保守対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・機器をモジュール化し, モジュール交換による短時間での復旧を想定している ・保守が必要な機器はBSM又はP.Mのアクセス性を考慮した配置とした <p>課題</p> <ul style="list-style-type: none"> ・マテハン取り合い・秤量等に要する作業時間の検討 機器の故障頻度を考慮したプラント稼働率の検討 	<p>量産対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・処理時間 臨界管理, マテリアルハンドリングを考慮した機器台数設定 <p>遠隔保守対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・機器をモジュール化し, モジュール交換による短時間での復旧を想定している ・保守が必要な機器はBSM又はP.Mのアクセス性を考慮した配置とした <p>課題</p> <ul style="list-style-type: none"> ・マテハン取り合い・秤量等に要する作業時間の検討 機器の故障頻度を考慮したプラント稼働率の検討 	<p>量産対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・射出成型装置, モールド除去装置及びスラグ検査装置について 機器の同左機構を検討 <p>遠隔保守対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・機器をモジュール化し, モジュール交換による短時間での復旧を想定している <p>課題</p> <ul style="list-style-type: none"> ・搬送ラインと主工程設備との間で核燃料物資の搬入出を行うマテハン・秤量機器の設計検討 ・マテハン取り合い・秤量に要する作業時間の検討 機器の故障頻度を考慮した稼働率の検討 ・上記結果を反映した実効機器能力に基づく機器台数の設定 建設費の増額に繋がる) ・遠隔保守に対応した, モジュールの取付け・取外し機構の検討

表16 各システムの経済性

燃料製造システム	年間製造量 (tHM/y)	燃料製造単価 (万円/kgHM)	発電単価の燃料製造分	
簡素化ペレット	200	15	0.23	
スフェアパック		21	0.30	
窒化物被覆粒子		22	0.31	
バイバック	50	酸化物電解法対応	23	0.34
		金属電解対応	26	0.38
射出成型	38	23	0.31	

表17 廃棄物発生量

システム	生産規模 (tHM/年)	廃棄物発生量(t/年)			
		低レベル廃棄物		クリアランス レベル以下の 廃棄物	
		地層処分並	余裕深度処分並		
簡素化ペレット法	200	8.9	5.8	3.8	
スフェアバック法	200	10.6	3.9	2.2	
パイバック	酸化物電解法対応	50	11.3	-	14.9
	金属電解法対応	50	17.6	6.4	14.9
射出成型法	38	6.4	-	3.2	
被覆粒子法	200	8.5	7.0	0.4	

低減できる可能性がある。このことを考慮した場合、低レベル廃棄物（地層処分並）の発生量に関しスフェアバックシステムが有利となる可能性がある。

一方、50tHM/年製造プラントにおける酸化物電解法のパイバックシステム及び38tHM/年製造プラントにおける射出成型システムは、低レベル廃棄物（地層処分並）のみ発生する。これは、200tHM/yの大規模製造プラントは設備配置上炉心燃料とブランケット燃料のセルラインを分離しているのに対し、小規模プラントにおいては建屋のコスト合理化を図るため炉心燃料とブランケット燃料を同一セルで製造することとしたことによる。

6. フェーズの今後の進め方

フェーズの中間評価では低除染TRU燃料製造システムの基本プロセスの成立性について現段階の要素技術開発進捗状況に基づく検討を実施した。また、施設全体（周辺設備等含む）の概念設計より経済性目標が達成可能なシステム構成を提示し、将来のサイクルシステムのニーズに適合する可能性を示した。さらに、高速炉サイクルを導入する段階では小規模のサイクルシステムにおいても経済性が成立することが求められる可能性があり、今回の中間評価では湿式再処理に対応する簡素化ペレットシステム200tHM/年規模プラントの設備構成を基準として、機器基数/配置の概略検討を行い50tHM/年の生産規模の簡素化ペレット燃料製造システムの製造コストを検討した。その結果、製造ライン統合等による機器数削減が製造コスト低減に有効であることを確認した。ま

た、乾式サイクルシステムでは50tHM/年の生産規模で経済性が成立する可能性を示しているが、燃料製造システムでは目標コストを達成するための設備合理化検討が必要であることが分かった。

フェーズの後期においては、経済性向上に主眼を置いた小規模燃料製造システムの設計を要素技術開発の成果に基づき実施し、50tHM/年の生産規模での設計精度の向上を図るとともに技術的成立性等の検討を深める。このシステム設計によりサイクルシステムのスクリーニングに必要な、経済性等の評価データの信頼性を高める。また、概念設計を通じて将来の先進燃料製造機器構造に対する知見を蓄積し、次の開発フェーズである工学試験に向けての機器設計情報を整理する。

参考文献

- 1) 篠田佳彦, 大滝明, 他, 「総合評価技術検討書 - 実用化調査戦略研究(フェーズ)報告書 - 」, JNC TN 9400 2001-061 (2001).
- 2) 牧野崇義, 武内健太郎, 他, 「ショートプロセスによるペレット製造方法の基礎的検討」, サイクル機構技報 No. 20 (2003).
- 3) 上村勝一郎, 関 正之, 「燃料ピン端栓接合」, 原子力工業第42巻 第9号 (1996).
- 4) 西村一久, 庄司修一, 他, 「振動滴下装置を用いたウラン粒子燃料製造に係る外部ゲル化試験」, JNC TN 8430 2001-005 (2001).
- 5) 尾上毅, 藤原修二, 他, 「小径粒子滴下ウラン試験」, JNC TJ 8400 2001-040 (2001).
- 6) C.E.Stevenson: "The EBR- Fuel Cycle Story", American Nuclear Society, p. 123 ~ 151 (1987)
- 7) 木曾芳広, 三枝利家, 他, 「被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却高速増殖炉の検討」, JNC TN 9400 2001-073 (2001).

技術報告



再処理システムに関する要素技術開発 - 先進湿式再処理技術 -

小山 智造 青瀬 晋一 小泉 務

東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部

Component Technologies Development of Reprocessing System
- Advanced Aqueous Reprocessing Process Technologies Development -

Tomozo KOYAMA Shinichi AOSE Tsutomu KOIZUMI

Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works

1999年に開始した「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」において、これまで実施してきた高速増殖炉燃料再処理技術開発成果を基に、先進湿式再処理システムとしてのプロセスと機器の実用化候補概念の検討を行っている。

本報告では、先進湿式再処理プロセスの有望候補概念として、高効率溶解技術、晶析技術、簡素化PUREXプロセス技術、マイナーアクチニド（MA）分離技術について、高速実験炉「常陽」の照射済燃料等を用いた試験を実施してきており、その技術的成立性の見通しを得つつあることを報告する。また、PUREX法の代替技術の一つである直接抽出法についても、照射済燃料等を用いた試験の実施について報告する。

機器開発としては、解体・せん断一体化装置開発、遠心抽出器開発及びその高度化のための技術開発を進めており、それら装置の工学規模試験結果について報告する。

In "the feasibility study on commercialized fast reactor cycle systems" that was launched in 1999, the commercialized candidate concept of the process and the equipment as the advanced wet reprocessing system are being examined.

For dissolution, crystallization, simplified PUREX process and MA recovery process, small-scale hot tests were conducted with irradiated fuel pins of the experimental Fast Reactor "JOYO" and so on, and it reports that the prospect of the technical feasibility is being obtained as a promising candidate concept of the advanced wet reprocessing process. Moreover, it reports on the implementation of tests using irradiated fuel for the direct extraction method which is one of the substituting technologies of the PUREX method.

As the developing equipment of the wet reprocessing technology, technology development for the integration of disassembly and shearing, centrifugal extractor development, and their upgrade are being advanced, and it reports on the engineering scale test result of those devices.

キーワード

高効率溶解、晶析、簡素化PUREX、直接抽出法、SETFICS法、MA回収、解体・せん断一体化装置、遠心抽出器

High Efficiency Dissolution, Crystallization, Simplified PUREX, Direct Extraction, SETFICS Process, MA Recovery Process, Integration of Disassembly and Shearing, Centrifugal Contactor



小山 智造

先進再処理技術開発グループリーダー
先進再処理のプロセス要素技術開発業務に従事



青瀬 晋一

機器開発グループリーダー
先進再処理の機器開発業務に従事



小泉 務

先進再処理技術開発グループサブリーダー
先進再処理のプロセス要素技術開発業務に従事

1. はじめに

高速増殖炉（FBR）燃料再処理技術開発は、軽水炉燃料再処理にて実用化されているPUREX法が、高燃焼度でプルトニウム富化度が高いFBR燃料に適用可能か否かを評価することから始まった。1980年に竣工した高レベル放射性物質研究施設（CPF:Chemical Processing Facility）を試験フィールドに、高速実験炉「常陽」の照射済燃料を用いて、実験室規模ながら溶解から溶媒抽出までの一連のホット試験を実施し、FBR燃料再処理に対して、PUREX法が適用可能であることが明らかになった。

その後、経済性向上、環境負荷低減及び核拡散抵抗性の改善を目指し、単サイクル抽出、マイナーアクチニド（MA）分離回収、ウラン（U）/プルトニウム（Pu）/ネプツニウム（Np）共回収等の先進湿式再処理プロセスの技術開発にその目標をシフトさせてきた。1996年からはこれら新しい試験を実施するために、CPFのホットセルを中心とした改造工事が行われた¹⁾。

1999年に開始された、「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」（以下、実用化戦略調査研究という）において、再処理システムの有望候補概念の一つとして、先進湿式再処理プロセスに高濃度溶解液を供給するための高効率溶解技術、晶析技術等の要素技術が加えられた。特に、晶析技

術、単サイクル抽出とU/Pu/Np共回収を合わせた簡素化溶媒抽出技術、MA分離回収技術の一連のプロセスをNEXTプロセス（New Extraction System for TRU Recovery Process）と呼ぶこととしている。また、先進湿式再処理プロセスの代替法として直接抽出技術の開発も開始した（図1）。

2001年に実用化戦略調査研究フェーズが開始されたが、CPFは改造工事のために停止していたため、先進湿式再処理プロセス要素技術開発はA棟、B棟等のコールド試験、ウラン試験、プルトニウム/RI試験や国内外施設で基礎研究・調査を進めてきた。

改造工事終了後の2002年12月からは、小型遠心抽出器等の各種試験装置を利用して高速実験炉「常陽」の照射済燃料等を用いた先進湿式再処理プロセスに関するホット試験を開始した。

一方、高速増殖炉照射済燃料は、ラッパ管が付属しているためにせん断工程の前にラッパ管を取り外す解体工程が必要となり、そのための軽水炉再処理にはない解体機が必要となる。また高速炉照射済燃料は軽水炉燃料に比べて含まれるPu量、FP量が多いため比放射エネルギーが多くなる。そのため溶媒抽出工程での溶媒の放射線劣化を低減すべく溶媒と溶解液との接触時間が短い遠心抽出器の採用が考えられている。

これらの再処理機器について実用化戦略調査研

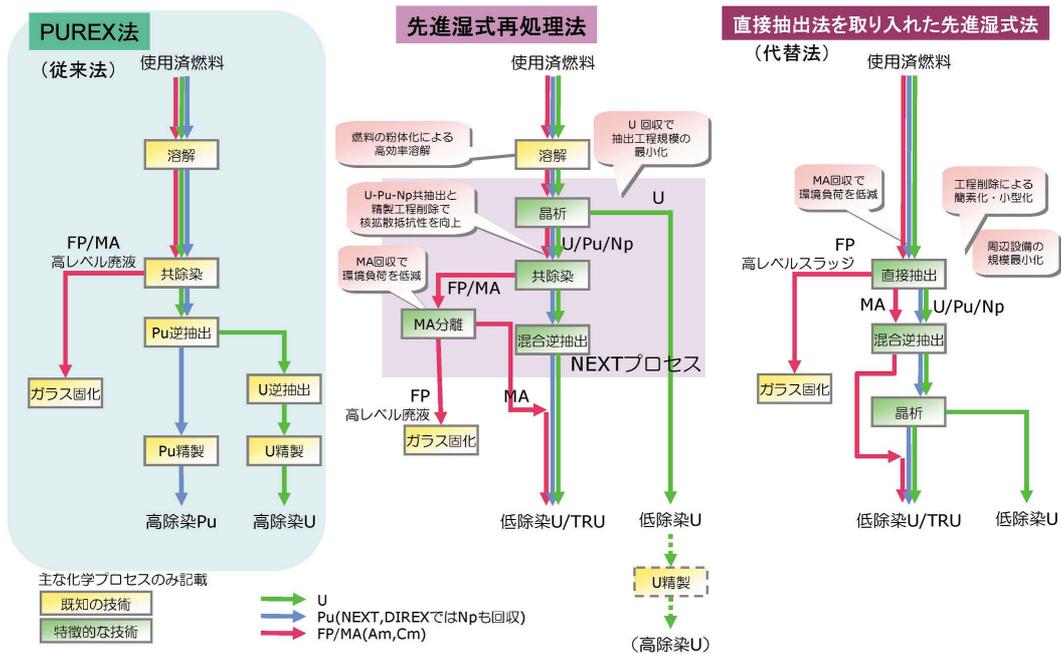


図1 先進湿式再処理プロセスのフロー（従来法，代替法との比較）

究フェーズ 終了以降のホット工学実証に向けて
コールド試験，ウラン試験等を通して開発を進め
ている。

2. 先進湿式再処理プロセス開発

2.1 高効率溶解試験

先進湿式再処理プロセスでは，燃料溶解液に大量に含まれるウランを回収し，後段の溶媒抽出工程以降で取り扱う核物質量を少なくするために，晶析技術の導入が検討されている。しかしながら，晶析技術の導入にあたっては，晶析工程に供給させる溶解液は500gHM/Lを超える高濃度の溶解液が必要となる。Fragmentation モデル²⁾をベースとした溶解速度評価式を用いた解析及び過去の実照射済燃料を用いた試験の結果³⁾から，従来のせん断片溶解では，晶析工程にかなう高濃度の溶解液を得ることは実質的に困難であることが分かった。一方，上記評価式での解析から，実用的な溶解時間で高濃度の溶解液を得るためには，燃料粉化による溶解の高効率化が必要であるとの結果が得られた。

高濃度溶解挙動を確認するため「高速実験炉 常陽」MK- 照射済炉心燃料粉末を用いてバッチ溶解試験を行った。最終U，Pu濃度については晶析工程供給液と同等の高濃度溶解液（約560gHM/L）となる条件，及び溶解挙動の比較のため半分の最終U，Pu濃度となる溶解条件とした。高濃度溶解の手順としては，溶解槽へあらかじめ10mol/Lの硝酸205mLを液張りし，粒径106 μ m以下に粉砕した照射済燃料ピン約1.5本分（約115g）の燃料粉末を装荷した。その後，約6時間かけて100まで昇温した。溶解中は，溶解液のサンプル採取及びオフガス中のKr測定を行い，溶解挙動に係るデータを採取した。

図2は，せん断片及び燃料粉末で溶解した際のKr放出率の積算と温度の関係を示したグラフである。これによると，せん断片では溶解時間500分でも完全に溶解できなかったのに対し，燃料粉末の溶解では温度をゆっくり上昇させたにもかかわらず300分程度で溶解は終了した。この結果は，これまでの解析で予想されたとおり，燃料を粉化することにより実用的な時間で高濃度溶解液を得ることが出来ることを示すものである。また，燃料粉末の溶解では，初期溶解温度を比較的低くすることによりKrの急激な放出が認められず，急激

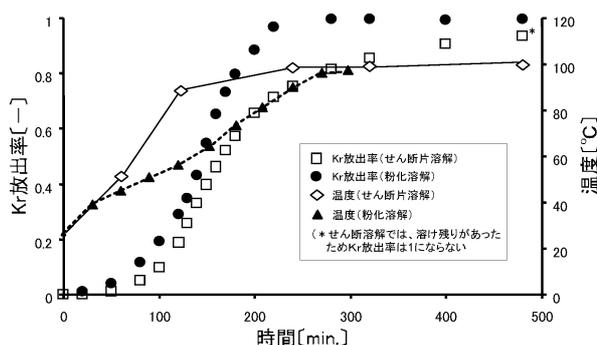


図2 Kr放出率に基づく溶解度曲線

に溶解が進行していないことがわかる。したがって，溶解温度を適切に管理することにより溶解速度を制御でき，短時間での急激な溶解オフガスの発生を抑制できる可能性があることが分かった。

2.2 晶析試験

Uの晶析は，U溶解度の温度依存性を利用した沈殿分離法であり，新たな化学試薬の添加を必要としない分離プロセスである。あらかじめ晶析法により一部のUを分離すると，後段の溶媒抽出工程で処理すべき物質量を減少させることができる。晶析法によりUは硝酸ウラニル水和物 (UNH) の結晶として回収されることから，化学的挙動の類似性から，Uと同伴する可能性がある6価のアクチニド (PuO_2^{2+} や NpO_2^{2+}) の挙動を知ることは重要である。

これまでのU，Puを用いた試験において，6価のPuは単独では析出しないう濃度領域でも，6価のUと共存した場合に赤橙色の結晶となって共析出すること，また，4価のPuは，6価のUと共存した場合でも，従来からの予想通りPuは析出せずにUのみが析出するとの結果を得ていた⁴⁾。しかし，晶析工程で受け入れる高濃度溶解液中ではPuの原子価は4価と6価が共存していると考えられるため，この共存系におけるPuの晶析挙動を確認する必要がある。このため，U，Pu溶液を用いたグローブボックスでの晶析試験を実施した。さらに，照射済燃料溶解液を用いたセルでの晶析試験を実施した。

(1) 回収MOX粉末等を用いた晶析試験

グローブボックスでの晶析試験は，CPFにおいて照射済燃料から回収したMOX粉末，及び UO_2 粉末を用いて，500gU/L程度，50gPu/L程度の硝酸溶液を調整し，原料液とした。

4 価のPuの割合をパラメータとした試験条件を表1に示す。各原料液のPu原子価は吸光光度法により確認した。原料液をおよそ45 から所定の温度まで1時間程度で冷却し、析出した結晶を180gU/L硝酸ウラニル溶液で洗浄し、母液（結晶と共存している溶液のこと）、洗浄液、結晶についてU、Pu、酸の濃度測定を行った。

結晶及び洗浄液の分析結果から、Puの原子価が全量6価の系、及び4価と6価のPuが共存する系においてもPuはUと共析出することを確認した。また、Uの晶析率は、原料液中の全ウラン量に対して晶析したウラン量であり、晶析したウラン量は原料液中の全ウラン量から母液中の全ウラン量を除いたものであることから式のように表される。また、晶析UはUNHの結晶として回収されることから、晶析Uに關与しない原料液中の遊離酸量と母液中の遊離酸量が等しく式が成り立つ。よって、式と式から、U晶析率は式より算出できる。

$$CY = \frac{V_F \times C_F - V_M \times C_M}{V_F \times C_F} \dots$$

$$V_F \times A_F = V_M \times A_M \dots$$

$$CY = 1 - \frac{C_M}{C_F} \times \frac{A_F}{A_M} \dots$$

ここで、CY：U晶析率，C_M：母液のU濃度 [g/L]，C_F：原料液のU濃度 [g/L]，A_M：母液の酸濃度 [mol/L]，A_F：原料液の酸濃度 [mol/L]，V_M：母液の体積 [L]，V_F：原料液の体積 [L] である。

表2にはU晶析率、並びに洗浄後結晶のPuの除去率(DF)を示す。いずれもU晶析率は7割程度である。またA-2runとA-3runの結果から、6価の

表1 Pu () のパラメータ試験条件

	原 料 液				最終到達温度
	U濃度	Pu濃度	Pu() 割合	酸濃度	
A-1 run	540g/L	51g/L	100%	2.7mol/L	11
A-2 run	610g/L	47g/L	0%	5.6mol/L	16
A-3 run	550g/L	40g/L	50%程度	5.6mol/L	16

表2 Pu () のパラメータ試験結果

	U晶析率	洗浄後結晶Uに対するPuの除去率(DF)(*)
A-1 run	65%	29
A-2 run	69%	1.5
A-3 run	70%	4.9

(*) DFは以下の式による

$$DF = \frac{\text{原料液中のPu濃度/原料液中のU濃度}}{\text{結晶中のPu濃度/結晶中のU濃度}}$$

Puが存在するとPuのDFが著しく低下する。これはPu(VI)がUと共晶析するためと考えられ、PuのDFを上げるためにはPuの原子価を4価に調整することが必要であることがわかった。

(2) 照射済燃料を用いた晶析試験

照射済燃料を用いた晶析試験は、高速実験炉「常陽」で燃料集合体平均燃焼度63,700MWd/tのMK-照射済炉心燃料(Pu富化度約30%)を用い、急冷条件(B-1run)及び緩冷条件(B-2run)の2通りの冷却速度にて行った。原料液を調整するため、溶解液(約280gHM/L)を約600gHM/Lに濃縮し、Pu原子価を4価に調整するために、濃縮後にNO_xガスの吹込みを実施した。NO_xの吹込み量は、Puのモル比でおよそ6倍の物質質量とした。吹込み後、B-1runでおよそ3日、B-2runでおよそ5日経過したのち試験を実施した。その後、40以上の溶解液を、急冷条件のB-1runではおよそ200分で13.6に、緩冷条件のB-2runでは500分で10.6に冷却した。晶析開始点はB-1run、B-2runともに冷却開始から60分程度後であった。結晶洗浄液には、実際のプラントでの使用が想定される硝酸を用いた。本試験では想定温度でのウラン溶解度が最も低くなる8M硝酸を使用した⁵⁾。「常陽」照射済燃料溶解液から分離したUNH結晶(B-1run)を写真1に、B-1run及びB-2runのUNH結晶サンプルの粒径分布を図3に、また、結晶中のUに対するPuの除去率(DF)を表3に示す。

図3では、B-1runで得られた結晶粒径はB-2runの粒径より小さいことから、結晶の総表面積が大きいことを示すものである。もし、Pu移行率が表面付着母液の影響に依存するのであれば、結晶の総表面積の大きいB-1runの方が母液付着量は多くなりDFが低くなる。しかし、表3よりB-1runの

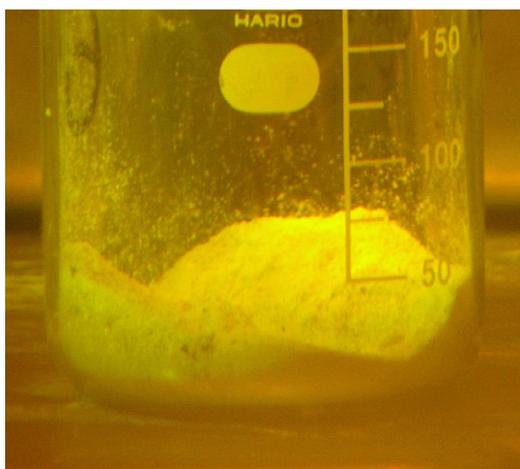


写真1 「常陽」照射済燃料溶解液から分離した UNH 結晶 (B-1 run)

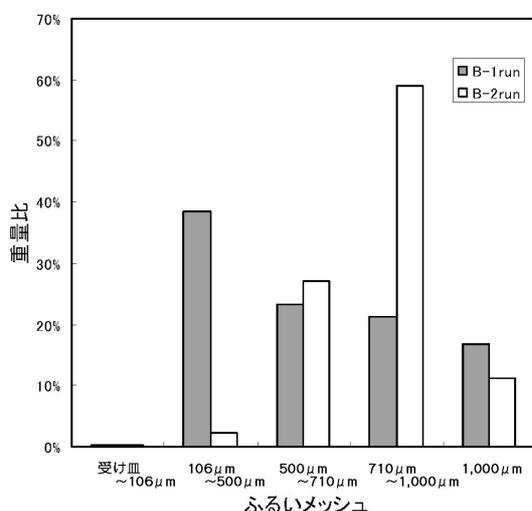


図3 UNH 結晶の粒径分布

表3 結晶中Uに対するPuの除去率 (DF)

	洗浄前/後	除去率 (DF)
B-1 run	洗浄前	5.6
	洗浄後	24.5
B-2 run	洗浄前	4.6
	洗浄後	18.5

方がDFはわずかながら大きいという逆の結果であったことから、DFへの影響は結晶内部へ取り込まれるPu量に起因するものと考えられる。ただし、結晶中に取り込まれるPu量については、単に結晶生成時の物理的な巻き込まれによるものか、化学的な作用が働いているかは、今回の試験結果では言及できない。

また、本試験の分析結果によると母液Pu濃度

が500g/Lになっていることから、同じ条件で飽和濃度が200g/L強のUと比較してPu (IV) のほうがずっと高い溶解度を期待できることも分かった。

上記(1)(2)の結果から、U晶析においてPuが6価で存在する場合、Puが結晶へ移行しDFが低下することがわかった。また、Puを全量4価とした場合は、ある程度の分離性能は期待できることがわかった。

2.3 簡素化溶媒抽出試験

従来のPUREXプロセスによる再処理では、溶媒抽出法により使用済燃料溶解液に含まれるUやPuと、核分裂生成物 (FP) を分離するものである。すなわち、溶媒に抽出されたU及びPuは、還元剤の利用によりUとPuに分配され、分配されたUとPuは、各々精製工程で精製され、各々の製品として回収していた。さらに、Pu製品については、MOXとして燃料製造することから、Pu製品にU製品を混合しMOXとして適切な比となるようにしていた。

PUREXプロセスに供する溶解液中のU/Pu比が、事前にMOX燃料製造にとって適切な比とすることができれば、UとPuを溶媒に抽出した後、一括で溶媒から逆抽出することにより、適切な比のU/Pu混合製品のみが得られる。この方法はPuを単独で扱わないため、核拡散抵抗性に優れている。加えて、一括で回収できることから、UとPuの分配工程を削除することができる。

実用化戦略調査研究においては、上記のメリットを取り入れ、U、Pu、Npを分離せずに共回収することによる分配工程の削除、及び、低除染許容とプロセス最適化により精製工程を削除した、共抽出 - 逆抽出工程のみのU/Pu/Np共回収単サイクル抽出プロセスである簡素化溶媒抽出プロセスを提案している。

過去に実施した簡素化溶媒抽出のプロセス試験では、UとともにNpとPuの高い抽出率を得られた。しかし、逆抽出についてはウランのリークが見られた。そこでウランリーク対策を行った試験を実施した。

試験では、向流抽出装置としてCPF型ミニ遠心抽出器 (16段/台) を2台用いた。また、供給液は高速実験炉「常陽」MK-の照射済燃料 (Pu富化度約28%、平均燃焼度約63,700MWd/t) 3ピンの溶解液を用いた。図4に示す簡素化溶媒抽出フ

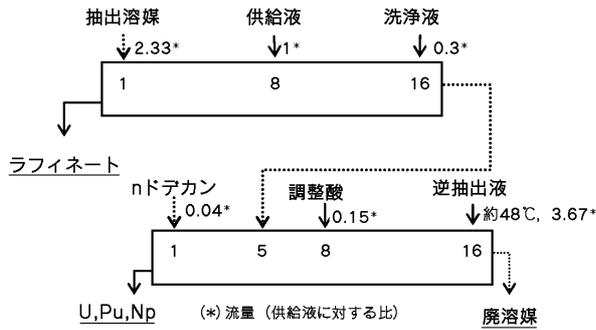


図4 簡素化溶媒抽出フローシートの例

ローシートは、逆抽出液流量の増加（装荷溶媒に対する比で約25%増）、逆抽出液加温（約25約48）、調整酸供給方法変更（酸濃度10M3M、流量3倍）の3点が主な改良点である。

特に、逆抽出液加温の改良については、本来逆抽出段全段の加温が理想であるが、試験装置の制約から逆抽出供給液を加温しフィードした。その効果を調べるため、試験中に逆抽出バンク11段目の温度を測定し、その結果及びコールド試験の結果から、運転中の温度プロファイルを推定した。さらに、同プロファイルを用い抽出計算コードMIXSET-Xにて濃度プロファイルを計算した。濃度プロファイルの計算結果、及び試験で得られた硝酸濃度及びU濃度の分析値を合わせて図5に示す。

試験の結果、硝酸濃度及びU濃度は逆抽出段付近のみではあるが計算結果と良く一致していた。また、廃溶媒中へのウランリークは認められな

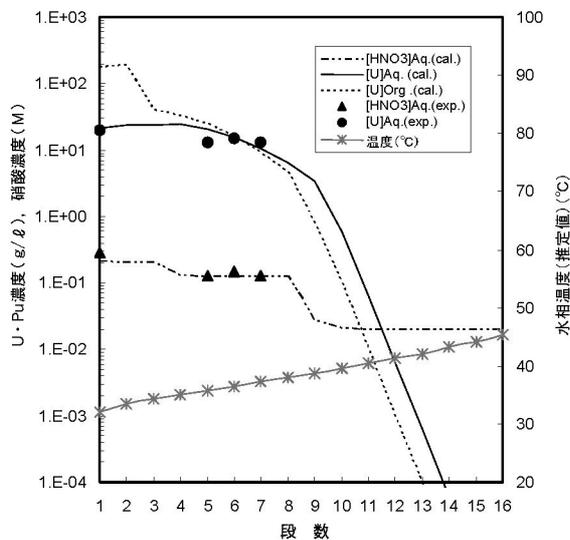


図5 逆抽出バンク内のUの濃度分布

った（廃溶媒中のU及びPu濃度は、今回使用した吸光分析の検出下限値（U：0.03g/L、Pu：0.2g/L）未満であった）ことから、ウランリーク対策が有効であることを確認できた。また、ラフィネート中のU及びPu濃度についても検出下限値（U：0.03g/L、Pu：0.2g/L）未満であった。なお、Pu濃度については分析（検出下限値：0.01mg/L）を実施中である。

2.4 MA分離回収試験

(1) SETFICS法

AmとCmの同位体には長半減期のアルファ線放出核種が存在する。これらの元素は、PUREX法による再処理では抽出されずに高レベル廃液へと移行することから、回収するためには別の分離化学手法が必要となる。OCD[ib]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、以下CMPOと呼ぶ）は、米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）で開発された二座配位型の有機リン抽出剤であり、高酸性の水溶液からAmやCmを含むアクチニド元素を回収する性能に優れている。CMPOを主たる抽出剤として用いる溶媒抽出法はTRUEX法（Trans-uranium extraction）と呼ばれる⁶⁾。

CPFではTRUEX法の応用と改良に関する試験研究を行ってきた。TRUEX法では製品溶液に希土類元素が混入するが、これはAmとCmを原子炉で燃焼する際に好ましくなく、可能な限り希土類元素と相互分離した上で回収することが望まれる。この観点からTRUEX法を改良したSETFICS法（Solvent Extraction for Trivalent f-elements Intra-group Separation in CMPO-complexant System）についての試験研究を行った。

CMPOは本質的にこれらの元素群を相互分離する機能に乏しいので、別の試薬の併用が必要となる。キレート剤の一種であるジエチレントリアミン五酢酸（DTPA）は水溶性の化合物で、希土類元素に比べてAmやCmと優先的に錯体を形成する。この性質を利用し、抽出後に選択的にAmとCmを逆抽出するSETFICSフローシートを作成した（図6）。試験はTUREX法の場合と同様の方法により、小型遠心抽出器を使用して行っており、現在データ解析中である。

(2) 抽出クロマトグラフィー分離法

抽出クロマトグラフィー分離技術は、均一の孔

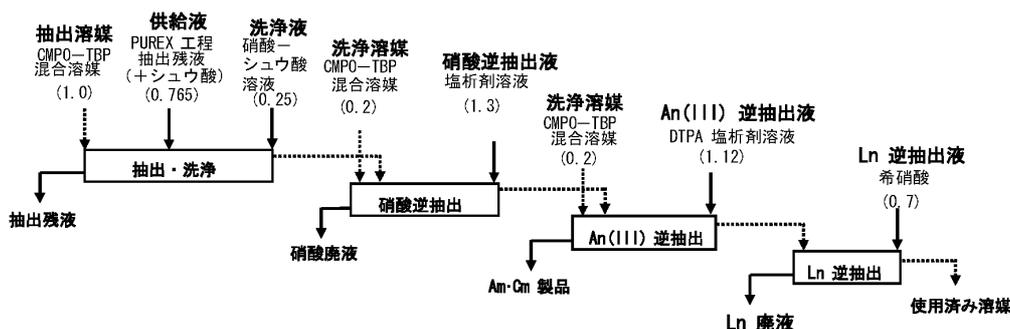


図6 SETFICSフローシートの例

径を有する多孔質のシリカ粒子を支持体とし、表面に抽出剤であるCMPOを保持し吸着材(これをCMPO/SiO₂-Pと呼ぶ)として用いるものであり、これまでコールドでの基礎試験を実施してきた。分離の原理は一般に同じ抽出剤を用いる溶媒抽出法と同様であるが、経済性の観点から比較的希薄な溶液からの分離回収への適用が効果的である。また、SETFICS法ではAmやCmと希土類元素を相互分離するために、分離機能を提供するDTPAを塩析剤である硝酸塩の溶液に加えて用いているが、抽出クロマトグラフィーでは成分を溶出しながら分離を行うので必ずしも塩析剤を添加する必要がなく、二次廃棄物を低減する上で利点となる。

抽出剤であるCMPOの分子は有機高分子を被覆したシリカ粒子(SiO₂-Pという)の表面に静電的に保持されていると考えられ、水溶液との接触において、水溶液中の溶解度に依存して吸着材から溶出する現象が認められる。抽出剤の溶出は金属イオンの捕捉機能の低下を招くので、これを可能な限り抑制する必要がある。これまでにカラム分離におけるCMPOの溶出挙動等を調べた結果、あらかじめ溶離液に抽出剤を飽和する方法や、溶出液からの抽出剤の回収にはSiO₂-Pや有機高分子マトリックスの利用が好適であることを明らかにした。これらの知見から、抽出剤の使用量や製品への移行量を最小化したプロセスが構築できるとの見通しを得た。

吸着材の耐久性としては、支持体であるシリカ粒子は熱や放射線への耐性が高いが、抽出剤や有機高分子被覆については考慮が必要であり、これまでに熱、硝酸等⁷⁾による吸着材の劣化の様子を調べた。その結果、CMPO/SiO₂-Pは、約40においてCMPOの相転移によると考えられる吸熱が

認められたが、以後は約200まで安定に使用することができることが分かった。また、CMPOは約290以上で有機高分子被覆がそれぞれ分解し始めるが、硝酸の影響による熱分解挙動の変化は観察されない。このような挙動から、使用済吸着材の処理方法に関して、適当な有機溶剤を用い使用済吸着材から抽出剤を回収し、熱分解により有機被覆を分解して安定なシリカを得る方法が考えられる。

以上のように、抽出クロマトグラフィーについては実用性の可能性についての知見が得られている。また、シリカ支持体は、種々の抽出剤の保持に利用できるものであり、Sr抽出剤、Cs抽出剤、TODGAをシリカ粒子に保持した吸着材を合成しそれらの性能を調べる試験を進めるとともに、今後は照射燃料に由来する溶液を用いた試験に展開していく予定である。

2.5 直接抽出試験

直接抽出法とは、硝酸とTBPが錯体を形成している状態の溶媒(TBP硝酸錯体という)と、固体の照射済燃料を直接接触させることにより、UとPuを選択的に回収するプロセスである⁸⁾。直接抽出法は、先進湿式再処理プロセスにおける溶解と共除染工程の一体化ができ、プロセスが簡略化できるとともに、溶解用硝酸や抽出工程から発生する廃液量が低減され、高レベル廃液濃縮工程の削減が期待できる。そのため、先進湿式再処理プロセスの有望な代替技術の一つと位置付けられる。

2000年より直接抽出法の基礎的試験を開始し、U₃O₈粉体と模擬FP酸化物(SrO, ZrO₂, MoO₃, RuO₂, Pd, CeO₂, Nd₂O₃)の混合物からUが選択的に抽出できること、Gd₂O₃ペレットを用いた抽出速度等の知見を得た⁹⁾。その後、CPFにて使用

済燃料中のU及びPuの直接抽出の可能性及び核分裂生成物との分離性能を確認するため、高速実験炉「常陽」の照射済燃料を機械的に粉体化し、常圧下において40-80 のTBP硝酸錯体で直接抽出試験を行った。

直接抽出試験に用いた使用済燃料は、機械的に粉碎し粒径106 μ m以下とした。あらかじめ硝酸を接触させて調製した100mLから200mLのTBP硝酸錯体と燃料粉末を接触させ、スターラによる攪拌をしつつ、溶解液の温度を約40から80 に調整した。一定時間ごとに溶解液のサンプリングを行い、U及びPuは吸光光度法、核分裂生成物は線スペクトル分析法により定量分析を行った。6時間の溶解試験後、溶液内の未溶解燃料と不溶解残渣（以下、溶解残渣という）の重量を測定した。

直接抽出試験条件及び試験終了後の溶解残渣の重量を表4に示す。TBP硝酸錯体に対する燃料割合の高いNo.4以外の溶解残渣量は1g以下であり、燃料粉末の99.4%以上が溶解した。TBP硝酸錯体中のウラン及びプルトニウム濃度は最大360g/L、47g/Lであった。

図7はプルトニウム溶解率を示すグラフである。図中のNo.1～3は温度のみを変化させた試験結果であり、プルトニウムの溶解率は時間とともに高くなり、いずれの温度においても120分以降はほぼ一定となった。また、溶解初期の溶解率は溶解液温度条件の高い試験ほど高くなっており、プルトニウム溶解率の温度依存性が示された。一方、TBP硝酸錯体に対する照射燃料重量の割合が高いNo.4では、180分以降溶解率が低下する傾向が見られた。これは、TBP硝酸錯体中の硝酸の減少により、一度溶解したプルトニウム及びウランが硝酸塩として晶析したと考えられる。また、試験温度は一定であるがプルトニウム富化度と燃焼度の異なるNo.3(Pu富化度18%、32GWd/tHM)とNo.5(Pu富化度30%、64GWd/

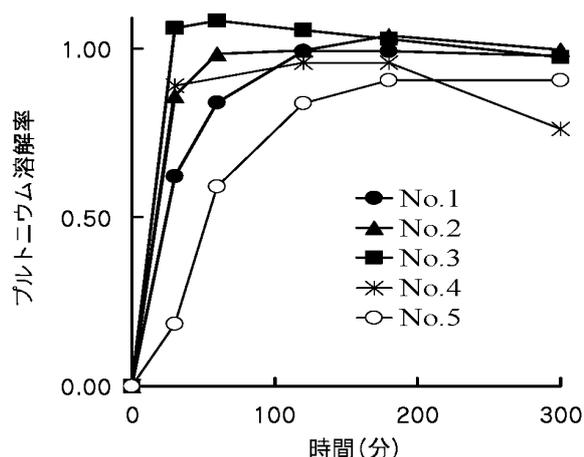


図7 直接抽出試験におけるプルトニウム溶解率

tHM)では、プルトニウム溶解率はNo.5が一樣に低い。これは、これまでの経験から燃焼度の影響よりもプルトニウム富化度の影響が現れたものと考えられる。

一方、直接抽出法のうち、TBP硝酸錯体の希釈剤として、飽和炭化水素(n-dodecane)の代わりに超臨界二酸化炭素(sf-CO₂: super fluid CO₂ 臨界点:7.3MPa, 31℃)を用いる方法を超臨界直接抽出法(Super-DIREX法: SUPER critical fluid Direct Extraction)と呼んでおり、U、Puの回収後にプロセス液を減圧することにより、二酸化炭素は気体として除去され、U、Puの硝酸TBP錯体と分離される。そのため、更なる廃液量の低減が期待できる。CPFのグローブボックスにおいては、Pu(未照射MOX燃料)を用いた超臨界直接抽出試験を開始したところであり、超臨界直接抽出技術成立性についてのデータ収集と解析を実施している。

なお、本報告の内容は、(財)エネルギー総合工学研究所が実施している「革新的実用原子力技術開発提案公募事業」の一環として実施した成果の一部である。

表4 直接抽出試験条件及び溶解残渣重量

No.	Pu富化度 (%)	燃 焼 度 (GWd/tHM)	燃料(g) TBP硝酸錯体(mL)	温 度 (°C)	溶解残渣 (g)
1	18	32	16g/200mL	40	0.52
2				60	0.33
3				80	0.56
4	30	64	40g/100mL	60	14.6
5				80	0.99

3．先進湿式再処理機器開発

実用化戦略調査研究における目標の一つである経済性向上を達成するために、プロセスの合理化とともに、使用される機器の合理化による小型化・高効率化が求められている。

3.1 解体せん断一体化装置開発

従来、高速炉使用済燃料集合体の解体技術として、CO₂レーザーによる方法が検討されていたが、遠隔操作による光軸調整及び装置の大型化等の課題があった。一方、近年のYAGレーザー技術の発展により高出力化が可能になってきたことから、YAGレーザーの燃料集合体解体技術への適用性について検討している。図8に、YAGレーザーを適用した一体型解体・せん断機装置概念を示す。

レーザーを用いた使用済燃料集合体の解体においては、燃料ピンのハンドリングを阻害する要因として、スリットカット（ラッパ管切断）時における過剰切断による燃料ピンの損傷、発生ドロスによる燃料ピンの溶着、クロープカット（燃料ピン束切断）時におけるスペーサワイヤー終端部切断に伴うワイヤーの離散等の問題が挙げられていた。

これらの問題点を解決するために、YAGレーザーによる切断試験を実施し、各種切断パラメータ（アシストガス条件（種類、流量）、加工光学系条件（焦点距離）、入熱条件（出力、速度））の最適化を検討した。本試験の結果、燃料ピン損傷及びドロス溶着の最小化、スペーサワイヤーの離散回避に向けた適正条件が得られた。

次に、解体装置にYAGレーザーを適用するに当たり、放射線環境下でのレーザー伝送系（光ファイ

バー）の特性を把握する必要があることから、線照射環境下でのレーザー出力の違いによるフォトブリーチング効果*の把握及び放射線量の違いによる高出力YAGレーザー伝送系の伝送効率と昇温特性を把握するための試験を実施した¹⁰⁾。

本試験の結果、YAGレーザーの入射出力が同じ場合、線照射線量が高いほど伝送効率が低下すること、レーザー入射出力が高出力になるほどフォトブリーチング効果による損失回復が起こり伝送効率の低下が抑制されることを確認した。なお、光ファイバー表面温度については、照射線量の増加及びレーザー入射出力の増加に伴い表面温度が上昇することを確認した。

一方、もんじゅ燃料集合体の解体方式にレーザー解体法が選定された頃から20年が経過しており、当時、機械式解体法が候補技術から除外された理由であった切断刃物等の摩耗についても材料の改善が進んでいる。このことは、使用済燃料集合体解体への機械式解体法の適用性、並びに、それに伴う信頼性・コスト等の点で有利なシステム構築への可能性を期待させるものである。

そこで、金属等の切断に、近年、発達している切断刃物を用いて、もんじゅ燃料集合体ラッパ管を模擬した部材の切断予備試験を実施し、機械式解体法の適用性を確認した。得られたデータから改良切断刃物の耐久性向上が確認され、実機への機械的切断方法の適用性は運用条件・利用方法を適切に設定することで、可能性が高まるものと考えられた。

3.2 遠心抽出器システム開発

先進湿式再処理技術では、抽出工程に小型で高性能を有する遠心抽出器の適用が検討されている。遠心抽出器はロータの回転により水溶液と有機溶媒を激しく混合するとともに、遠心力によって相分離性を高めた抽出装置であり、小型化、稼働率向上、放射線による溶媒劣化低減等の観点から技術的利点を有する。抽出工程に対する遠心抽出器の適用にあたって、抽出、分配、逆抽出、洗浄の各工程はそれぞれ複数段の遠心抽出器から構成されるため、システムとして工学的に性能を実証することが重要である。これまでに、遠心抽出器システム試験装置（ACT:Advanced Centrifugal

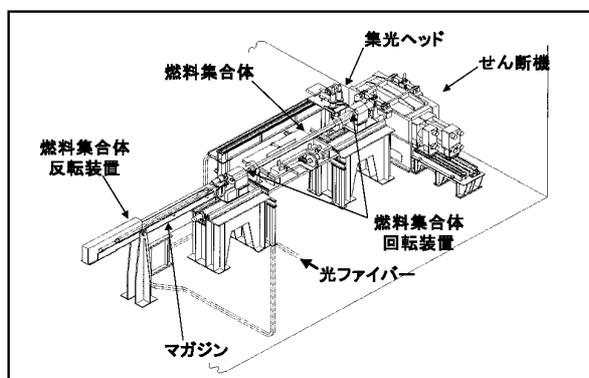


図8 一体型解体・せん断機概念図

* 放射線等により劣化した光ファイバーに高強度光を照射することで損傷部が回復する現象。

Contactor Test System, 処理能力10kg-HM/h) を利用したウラン工学試験では, 抽出試験や1段停止時を想定したマルオペレーション試験を実施しており^{11)・12)}, その結果, 遠心抽出器が有する高い処理性能を実証するとともに, 異常時を想定した評価を進めてきた。2003年度はそれらの結果を踏まえて, 逆抽出性能を中心にウラン工学実証試験を行った。ACT (逆抽出工程) の外観を写真2に示す。

逆抽出工程は12段の遠心抽出器から構成されており, システム試験条件は, ストリップ液 (希硝酸) の供給温度及び水相流量に対する有機相流量の比 (以下, O/A) をパラメータとした。試験条件を表5に示す。

試験中は液の流動状況に関して, 全体を通じて抽出器各段で液位は安定しており, オーバーフローの発生は認められなかった。また, 採取したサンプリング溶液の状態からエントレイメント (異相混入) の発生も認められなかった。ウラン濃度プロファイルは, 有機相, 水相ともに10分程度でほぼ定常状態に達しており, 平衡状態に達する

時間が短い。このように工程の立上げや停止に要する期間が短い点が遠心抽出器の利点の一つであり, 実際の処理時間をより多く確保することが可能となる。図9に試験開始30分後における有機相中ウラン濃度のプロファイルを各試験条件について示す。この結果, 逆抽出性能に与えるストリップ液供給温度の効果 (条件1及び2の比較) 及びO/Aの効果 (条件2及び3の比較) が大きいことが実験的に分かった。また, いずれの条件においても逆抽出性能の目標値とした0.01g/L以下が7~9段目で得られており, 本条件において, 逆抽出工程で排出される溶媒側へのウランのリークはないと工学的に判断できる。

図10に試験開始60分後におけるストリップ段の温度プロファイルを示す。供給温度が35である条件1では, 遠心抽出器12段で両端 (1段目及び12段目) における溶液の温度差が約7, 供給温度が60である条件2, 3では, 温度差がそれぞ



写真2 遠心抽出器システム試験装置 (逆抽出工程)

表5 逆抽出試験におけるストリップ液供給温度及びO/Aの条件

	ストリップ液供給温度	ストリップ液流量	O/A
条件1	35	178 4L/h	0.8
条件2	60	175 6L/h	0.8
条件3	60	144 0L/h	1

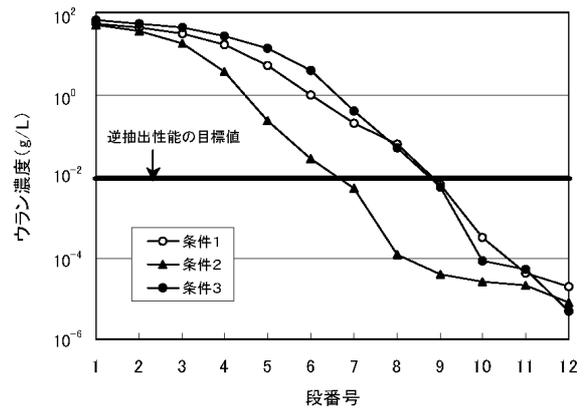


図9 試験開始30分後における有機相中のウラン濃度プロファイル

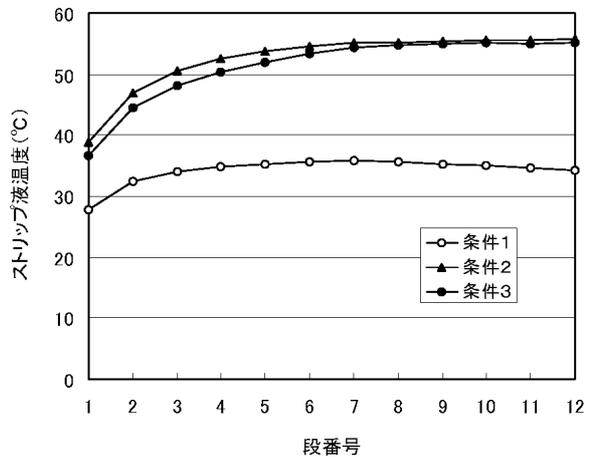


図10 試験開始60分後における温度プロファイル

れ約17, 19であった。溶液温度は逆抽出性能に大きく影響するため、得られた温度プロファイルは、実際の再処理環境における逆抽出性能を検討する上で、工学的に有用なデータとなる。

3.3 高度化遠心抽出器開発

高度化遠心抽出器の開発として、駆動部の耐久性を飛躍的に向上させるために、磁気軸受を採用した遠心抽出器の開発を進めている¹³⁾。従来のグリス封入型の転がり軸受では、グリス自身が放射線によって劣化し、潤滑不良によって軸受が損耗を受けることで、機械的寿命に影響することが懸念された。グリスを使用しない軸と非接触の磁気軸受では、これらによる影響を考慮する必要はなく、飛躍的な耐久性向上が達成できる。磁気軸受型遠心抽出器の外観と構造を図11に示す。

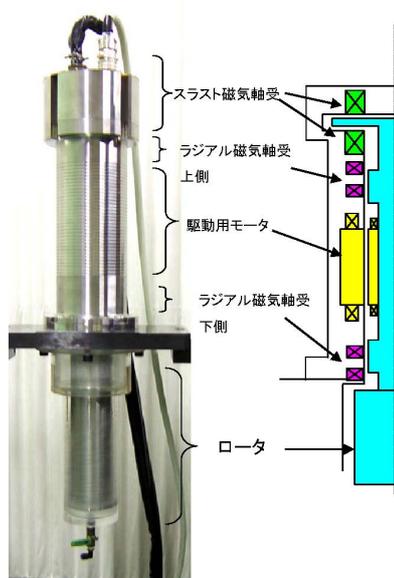


図11 磁気軸受型遠心抽出器外観及び構造概略

これまでに、磁気軸受型遠心抽出器の設計を実施し、その結果をもとに試作機を製作した。2003年度はこの試作機を用いて、液の流動性や分配性について基礎的な評価を行うとともに、2004年度以降に耐久性や制御性を総合的に評価する試験を実施するために、さらに3基の抽出器を製作した。

流動試験では水相流量や有機相流量、さらにそれらの比(O/A)をパラメータとして、エントレイメントの発生状況について調査した。使用した試験装置の構成を図12に示す。表6の流動試験結果から分かるように、いずれの試験条件でもエントレイメントの発生は認められず、運転中の液位も安定していた。今後は試験装置の整備を行った上で、耐久試験を実施し、軸受改良に基づく効果を検証する予定である。

4. まとめ

実用化戦略調査研究における実用化候補概念の一つである先進湿式再処理技術開発についてプロセス開発と機器開発を実施している。

従来のPUREX法に対し、経済性、核拡散抵抗

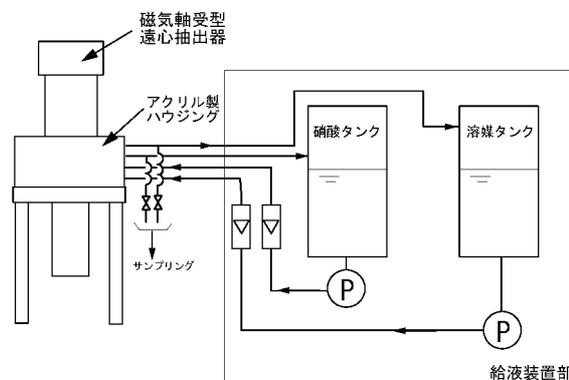


図12 流動試験装置の構成

表6 流動試験結果

水相流量 (L/min)	有機相流量 (L/min)	トータル流量 (L/min)	O/A	測定結果(%)	
				水相エントレイメント	有機相エントレイメント
1	1	2	1	0	0
2	2	4	1	0	
3	3	6	1	0	
3.5	3.5	7	1	0	
4	4	8	1	0	
2	4	6	2	0	0
3.6	2.4	6	0.67	0	
4	2	6	0.5	0	0

性、環境負荷低減性等の向上を図るために、高効率溶解技術、晶析技術、簡素化溶媒抽出技術、MA分離回収技術等のプロセス開発について、技術的課題を解決するために高速実験炉「常陽」の照射済燃料を用いたホット試験等を実施してきており、その技術的成立性を見通しを得つつある。また、直接抽出技術については、照射済燃料を用いた常圧下でのホット試験に加え、未照射MOX燃料を用いた超臨界直接抽出試験も開始しており、技術的成立性を見通しを得るためのデータ収集を行っている。

一方、湿式再処理用の機器に対し、解体せん断一体化装置、遠心抽出器システムの開発及びその高度化のための工学規模での技術開発を進めており、将来の工学規模ホット試験のためのデータ収集を行っている。

5. 今後の予定

2005年度の実用化戦略調査研究フェーズの最終取りまとめに向けて、候補概念の明確化の根拠となるデータを着実に得ていくとともに、それ以降に計画される工学規模ホット試験に向けての準備を着実に進めていく。

参考文献

- 1) 小山智造, 他: “高レベル放射性物質研究(CPF)における先進的高速炉燃料再処理技術開発に関する試験研究課題とフィールド整備”, サイクル機構技報, No. 17, (2002)
- 2) T.D.Hodgson, “A Model for Fuel Dissolution via Fragmentation”, RECOD '87, 591, (1987)
- 3) 佐野雄一, 他: “CPFにおける照射済高速炉燃料溶解試験データの評価”, JNC TN 8400 2000-014, (2000)
- 4) K.YANO, et al. “Plutonium Behavior under the Condition of Uranium Crystallization from Dissolver Solution”, Proceeding of ATALANTE 2004, (2004)
- 5) R.G.Hart, et al. “Crystallization temperature of uranyl nitrate-nitric acid solutions”, Progr. Nucl. Energy Series, Vol. 2, pp 544, (1958)
- 6) 小沢正基, 他: “二座配位型抽出剤による再処理高レベル廃液中のアクチノイド元素の湿式分離研究” 動燃技報No. 82, (1992)
- 7) 韋悦周, 他: “シリカ担持型CMPO 吸着材の基礎特性に関する試験研究”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 1, pp. 432-438, (2002)
- 8) 榎田洋一, 他: “超臨界流体を利用する金属酸化物の溶解抽出法の研究”, JNC技術資料JNC TY 8400 2002-004, (2002)
- 9) 小雲信哉, 他: “超臨界流体を用いた再処理技術(直接抽出法)の開発-(4)JPB硝酸錯体によるウラン溶解試験”, 日本原子力学会「2000年秋の大会」148, (2000)
- 10) 山田誠也, 他: “FBR燃料再処理解体・せん断工程の合理化検討(3)-高出力YAGレーザー用光ファイバーの照射試験-”, 日本原子力学会2004年春の年会予稿集, B3, pp 613, (2004)
- 11) 荻野英樹, 他: “遠心抽出器システム試験(1)-装置概要と抽出試験結果”, 日本原子力学会2002年春の年会予稿集, L 19, pp 622, (2002)
- 12) 荻野英樹, 他: “遠心抽出器システム試験(2)-1段階停止時における運転評価”, 日本原子力学会2003年春の年会予稿集, N 20, pp 795, (2003)
- 13) 鷲谷忠博, 他: “磁気軸受型遠心抽出器の開発”, 日本原子力学会2003年秋の大会予稿集, N 20, pp 795, (2003)

技術報告



乾式再処理技術開発における 要素技術開発の現状

明珍 宗孝 青瀬 晋一

東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部

Current Status of Development of Dry Reprocessing Technology

Munetaka MYOCHIN Shinichi AOSE

Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works

「FBR実用化戦略調査研究」における乾式再処理要素技術開発の状況について報告する。乾式再処理プロセスとして金属電解法と酸化物電解法の2つを検討している。金属電解法については財団法人電力中央研究所と共同で高レベル放射性物質研究施設（CPF）にプルトニウムを使用することのできる試験設備を整備し、ウラン試験による性能確認を終了させた。酸化物電解法については主としてロシア原子炉科学研究所（RIAR）での委託試験（電力共通研究）によりMOX共析工程の成立性を検討するための基礎データ取得を中心に各種試験を行い、電解工程に及ぼす不純物元素の影響について評価している。また、周辺技術開発として溶融塩中元素分析技術開発、塩廃棄物処理技術開発及び保障措置技術開発を実施している。機器開発としてはせん断・脱被覆装置開発、形状管理式コールドクルーシブル高周波誘導溶解（CCIM）電解槽開発、塩蒸留装置開発等に係わる試験を実施している。これらの項目について2005年度の取りまとめに向けて候補概念の明確化の根拠となるデータ取得を図っていく予定である。

The dry reprocessing technologies under development in the feasibility and strategic study of the FBR cycle system are described. Metal electrorefining and oxide electrowinning processes are developed under collaboration of domestic and foreign research organizations. The R&D on metal electrorefining has been principally designated to CRIEPI in Japan and is at the stage of Uranium experiment in the Chemical Processing Facility (CPF). The examination of MOX codeposition, which affects the implementation of oxide electrowinning reprocessing, has been executed by JAPC. The related technologies such as analysis of elements in salt, salt waste treatment methods and safeguards system for dry reprocessing are also being developed. The R&Ds on components for dry reprocessing are focused on decladding equipment, CCIM electrolyzer and salt distillation equipment.

キーワード

乾式再処理, 金属電解法, 酸化物電解法, 塩廃棄物処理, 分析, 保証措置, 脱被覆, CCIM電解槽, 塩蒸留, 材料

Dry Reprocessing, Metal Electrorefining, Oxide Electrowinning, Salt Waste Treatment, Analysis, Safeguards System, Decladding, Cold Crucible Induction Melting Electrolyzer, Salt Distillation, Material



明珍 宗孝

乾式プロセスグループリーダー
FBR実用化戦略調査研究における乾式プロセス要素技術開発業務に従事



青瀬 晋一

機器開発グループリーダー
FBR実用化戦略調査研究における機器開発業務に従事

1. はじめに

「FBR 実用化戦略調査研究」において、再処理システムの有望候補技術の一つとして、従来の湿式再処理技術とは全く異なる概念の乾式再処理技術があげられている。乾式再処理法として、金属電解法と酸化物電解法の2つのプロセスを対象として検討を進めている。

また、乾式再処理法に使用される機器については、高温の溶融塩等による厳しい腐食環境に対する耐食性が要求されることから、湿式再処理とは異なる観点からの機器の開発が必要である。

2. 金属電解法プロセス開発

金属電解法乾式再処理技術は、金属の精錬技術を応用したもので、工程が単純で高い経済性が期待されると共に、核拡散抵抗性、環境負荷低減の観点から優れた可能性を有している。現在考えられている酸化物燃料及び金属燃料を対象にした乾式再処理プロセスを図1に示す。

金属燃料の場合は、使用済燃料せん断片からボンドナトリウム(Na)を除去した後、電解精製工程へ移送する。酸化物燃料の場合は、脱被覆工程においてせん断ピンから被覆管を除去した後、Li還元工程において塩化リチウム(LiCl)溶融塩中で金属リチウム(Li)により、金属へ還元する。こうして得られたアクチニド元素を含む金属は、電解精製工程において、塩化リチウム-塩化カリウム(LiCl-KCl)溶融塩中で溶解し、固体陰極あるいは液体カドミウム(Cd)陰極でアクチニド元

素を核分裂生成物から分離して回収する。回収したアクチニド元素には、溶融塩や液体カドミウムといった溶媒が付着しているため、陰極処理工程において付着物を高温で蒸留分離する。陰極処理で得られたアクチニド金属はそのまま金属燃料のための再処理製品となる。酸化物燃料とする場合は、酸化処理を行い再処理製品とする。一方、電解精製工程等の使用済み溶融塩には多くの核分裂生成物が含まれるため、定期的に塩リサイクル処理(パイロコンタクタによる超ウラン元素回収及びゼオライトカラムによる核分裂生成物除去)を行い、溶融塩を再生する。

金属電解法は、これまでに金属電解法乾式再処理技術の開発実績を有する財団法人電力中央研究所と共同で高レベル放射性物質研究施設(CPF)にプルトニウムを使用することのできる金属電解法乾式再処理試験設備を整備し、図1の下線で示す、Li還元工程、電解精製工程、陰極処理工程及び酸化工程の主要な工程について研究を行っている。これまでに、設備の試運転を兼ねたコールド試験を終了し、酸化ウラン及び金属ウランを使用したウラン試験を実施している。

2.1 試験設備

乾式試験設備として図2のようなグローブボックス3基をCPF内に新設した。このうちの1基は、Ar循環精製装置による換気設備を使用して高純度Ar雰囲気(O₂, H₂O < 10ppm)とし、金属電解法の一連のプロセス試験を実施するため、還

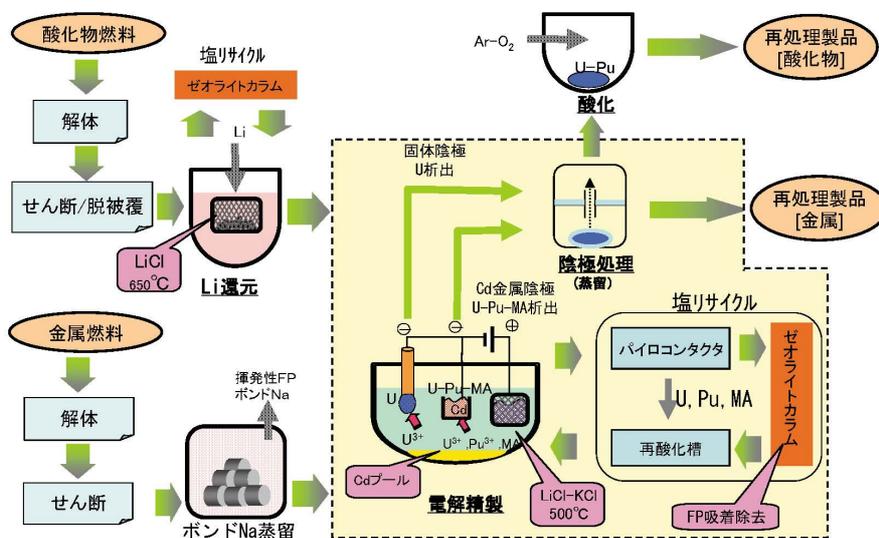


図1 金属電解法乾式再処理プロセス

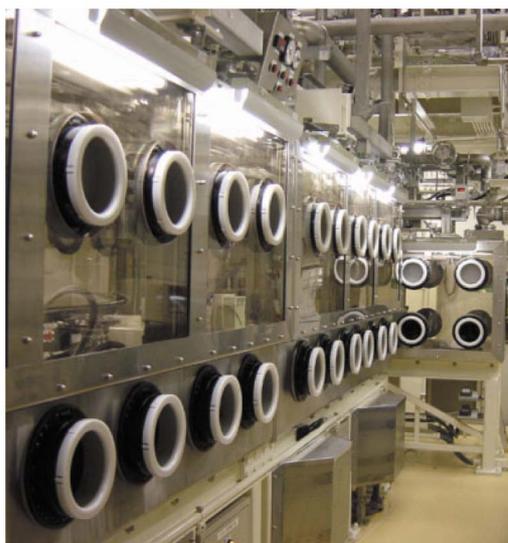


図2 乾式試験用グローブボックス設備

元試験装置，熔融塩電解装置，蒸留試験装置及び酸化処理装置の他，示差熱分析装置，ガスクロマトグラフ等の分析装置を設置した。加熱炉は，還元/酸化試験用として抵抗加熱炉2基（最高使用温度800℃），蒸留試験用に誘導加熱炉1基（最高使用温度1,600℃）が設置されている。

2.2 ウラン試験

試験設備の設置後，コールドの模擬物質（チタン）を用いて基礎的試験条件を確認した後，ウラン試験を実施した。

ウラン試験では，プルトニウムを添加する前に，ウラン単独系での基礎データを取得することを目的として，酸化ウランの還元から回収した金属ウランの酸化処理までの一連の試験を実施している。試験の概要と結果を以下に示す。

(1) 還元試験

UO₂ペレットを使用して，還元速度及び還元率を測定するための還元試験を実施した。試験では，タンゲステン（W）製のるつぼに粒径1mm以下に粉碎した10gのUO₂粉末をLiClと共に装荷し650℃でLiを漸次あるいは一括添加する。試験中，定期的にサンプルを採取し，LiCl中のLi₂O濃度を測定し還元反応の進行と還元率を同定した。試験結果を図3に示す。塩の攪拌を行った場合，UO₂粉末は反応当量のLiを添加後約13時間でほぼ完全に金属に還元されたことが塩中Li₂O濃度分析により確認された。塩の攪拌を行わない場合は，倍以上の時間を要することが明らかとなった。

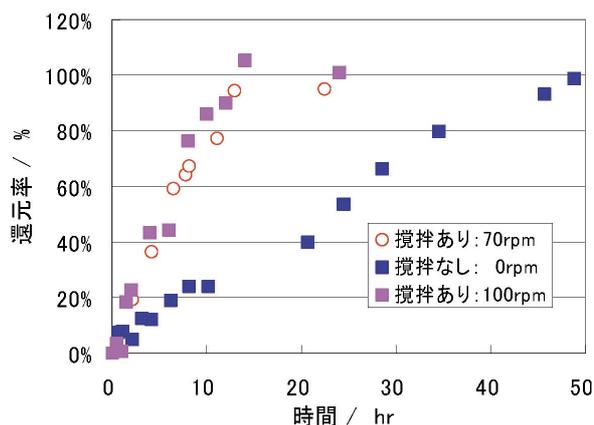


図3 還元率の時間変化

(2) 電解精製

還元ウランを使用した電解精製において，陽極に装荷したウランの溶解量を測定し，溶解率を同定するための試験を実施した。試験は，Li還元試験で得られた還元ウランを陽極として約500mAのLiCl-KCl-3wt%UCl₃中で直径12~15mmの鉄陰極に定電流を流すことで電解精製を行った。金属ウランの回収量及び電流効率は，蒸留による陰極処理後の金属ウラン量から評価した。試験の結果，図4に示すようにデンドライト状のウランが回収された。還元ウランはるつぼに装荷した状態で陽極としているため陽極分極が大きかったが，陽極近傍の塩を攪拌することにより改善されることが認められた。還元物を陽極とした電解精製において，陽極溶解率は99%以上を達成できることが確認された。



図4 電解析出物（金属ウラン）

(3) 陰極処理試験

電解精製試験で得られた固体陰極析出物中の金属ウラン量を同定するため、析出物に付着する塩化物を蒸発分離する蒸留試験を実施した。試験では、固体陰極析出物を機械的に掻き取り、タンゲステン製のつばに装荷して、1400℃まで加熱した。試験中の温度プロファイルを図5に示す。

事前に行ったLiCl-KCl-3wt%UCl₃のみの蒸留試験では、920℃の時点で蒸発物を輸送するノズル部の温度上昇が観察され、この点から塩化物の蒸発輸送が開始されたと考えられる。電解析出物を用いた試験でも950℃程度で付着塩が蒸発を始めたと考えられる。試験の結果、析出物に付着する塩化物は析出物重量の約50%であった。装荷した析出物の約97%を塩化物あるいは金属として回収した。

(4) 酸化試験

陰極処理工程で得られた金属製品を酸化処理し、酸化物燃料の原料とするための酸化試験の一環として、電解析出物のデンドライト状ウランの酸化試験を実施した。試験は、示差熱分析装置(TG-DTA)内でAr-20%O₂ガス気流下で実施した。TG-DTA測定結果を図6に示す。図より約257℃においてDTA曲線に発熱ピークが観察されると共にTG曲線に重量増加が見られることから、この温度で酸化反応が始まったことが推察される。また、354℃には塩化物の溶融による吸熱ピーク(LiCl-KCl-3wt%UCl₃の融点:352℃)が観察された。さらに温度が上がり、661℃付近よりTG曲線

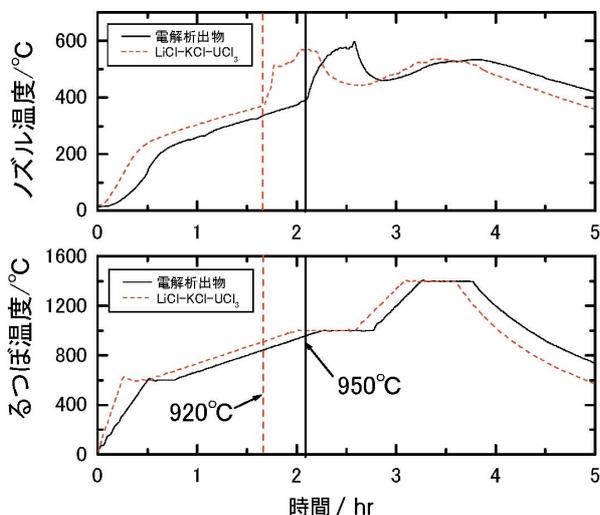


図5 陰極処理試験中の温度変化

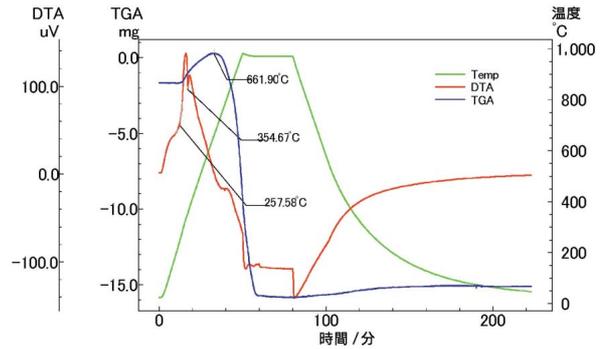


図6 TG-DTA測定結果

は重量減少を示しており、塩化物の蒸発が顕著に現れているものと推察される。

2.3 まとめ

これまでに、試運転及びコールド試験を経て、還元～蒸留、酸化までの金属電解法乾式再処理の一連のウラン試験を実施した。その結果、Li還元工程に投入したウラン量の95%を金属製品として回収できることを確認した。当面、ウラン試験を継続し、物質収支データの充実を図る予定である。

ウラン試験終了後は、MOX及びPuO₂を使用したプルトニウム試験を実施し、ウラン試験と同様の物質収支データを取得すると共に模擬核分裂生成物を添加して、金属電解法乾式再処理での除染係数データ等を取得することとしている。

3. 酸化物電解法プロセス開発

乾式再処理法の一つである酸化物電解法に関する技術的成立性を確認するため、プロセスの基礎試験を実施している。酸化物電解法とは、溶融塩に溶解した使用済燃料からウラン及びプルトニウムを電解操作により酸化物として電極上に回収する手法である。図7に酸化物電解法の基本工程を示す。工程の中心となるPuの回収手段としては、核不拡散の観点からUと共に混合酸化物として陰極上に析出させるMOX共析法の適用を目指して開発を進めている。

試験としては、U及び模擬FPを用いた試験を応用試験棟溶融塩電解試験装置(図8)にて、溶融塩中でのPuの基礎物性及び電気化学的データ取得をロシア原子炉科学研究所(RIAR)への委託試験にて、U, Pu, 模擬FPを用いたMOX共析試験をRIARへの委託試験(電力共通研究)にてそれぞれ実施した。以下に各試験の概要を述べる。

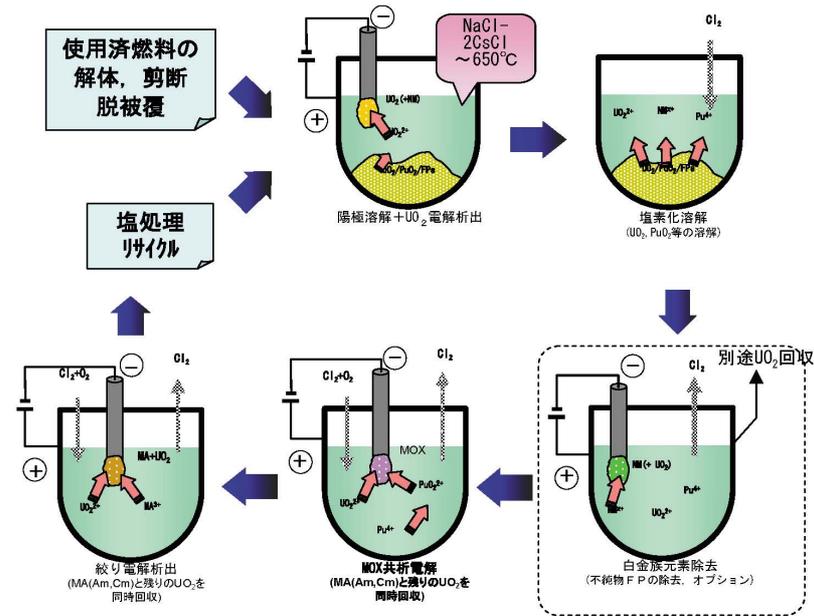


図7 酸化物電解法基本工程 (MA (Am, Cm) と残りのUO₂を同時回収)



図8 溶融塩電解試験設備

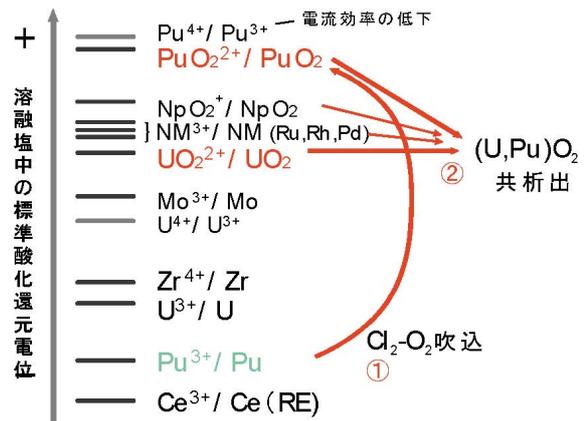


図9 MOX共析の原理 (MA (Am, Cm) と残りのUO₂を同時回収)

3.1 ウラン試験

MOX共析工程においては、溶融塩に酸素、塩素ガスを吹き込み、プルトニウムをPuO₂²⁺とし、UO₂の析出電位よりも若干卑な電位にて定電位電解を行い、UO₂とPuO₂の共析物を得ることができる(図9)。

過去のMOX共析試験においては、希土類元素の析出物顆粒中への混入が見られるが、UO₂電解(酸素ガス吹き込みがない条件)では析出物への移行は見られていない。また、UO₂電解では希土類元素(Ce)が共存する系での電流効率の低下が見られるが、MOX共析工程では、Ceが共存しても高い電流効率を得られている¹⁾ことから、酸素ガスの吹き込みによるCe塩化物の酸塩化物への転換が考えられる。

システム設計においては、希土類金属イオンの

析出電位がMOXの析出電位から離れていることからその混入量を低く評価しているが、Ceが酸塩化物として挙動している可能性があることから、不純物として含まれる希土類元素が酸素ガス共存下において電解に与える影響を検討するために不純物としてCeを用いたU試験を実施した。

(1) 試験概要と結果

使用した塩はNaCl-2CsClであり、初期のU及びCe濃度はそれぞれ5 wt%、2.0 wt%に調製した。電解は溶融塩温度620℃、電流密度は初期陰極表面にて約0.06 A/cm²の定電流にて実施した。

電解は、ガスの吹き込み条件をパラメータとして以下に示す3ランを連続して実施した。ガスの

吹き込み総量は0.15L/分、電解時間は各2時間である。

$\text{Cl}_2 : \text{O}_2 : \text{Ar} = 10 : 1 : 4$

$\text{Cl}_2 : \text{O}_2 : \text{Ar} = 5 : 2 : 8$

$\text{Cl}_2 : \text{O}_2 : \text{Ar} = 2.5 : 2.5 : 10$

得られた析出物は、洗浄及び秤量後、混入しているCe量の分析を行った。

電解の結果を表1に示す。電流効率は、洗浄後の析出物の重量から算出したものである。

Ceの析出電位は UO_2 に比して卑であるため、電解により析出することは考えにくい。従って、Uとの置換や酸塩化物としての析出等、別のメカニズムによるものと想定されることから、今後は塩中での希土類元素の挙動解析が必要とされる。

(2) 析出物の形状

電解により得られた析出物は粉碎、洗浄後、振動充填燃料の原料として使用されることから、析出物顆粒の形状を把握することが必要である。不純物を含まない系における電解では、図10に示すような形状の UO_2 が得られた。析出物の粉碎を行っていないため、約0.2mm程度以下の比較的小さい結晶が集積した顆粒状となっている。 UO_2 の電解では通常1mm程度の粒径の顆粒が得られるが、電解時間が短かったことにより結晶が十分成長しなかった可能性がある。

3.2 Pu基礎データ取得

MOX共析工程では、酸化還元電位の異なるUとPuを電解操作で回収するため、Puを効率的に回収するためには溶融塩中でのプルトニウム

表1 電解試験結果

析出物重量	電流効率	Ce混入量
2.4g	24%	3.2wt%
7.0g	70%	3.2wt%
2.5g	25%	3.3wt%

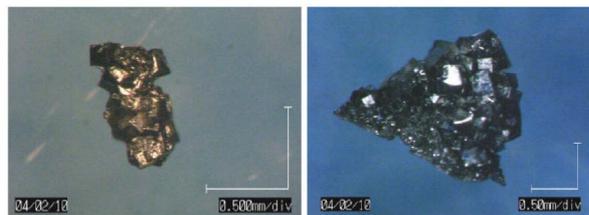


図10 UO_2 析出物の拡大写真

イオンの価数変化及び安定性に関する情報が必要不可欠であるが、酸化物電解法で用いている NaCs-2CsCl 塩中でのこれらに関する測定はこれまで実施されていなかった。このため、同塩中での電気化学測定を行い、Puの酸化還元電位を正確に測定した。試験では、プルトニウムの酸化還元電位が、酸素イオンの有無により、どのように変化するかを確認するため各種パラメータを変化させて実施した。

試験パラメータは、塩中Pu濃度、試験温度、塩中酸素ポテンシャルとした。このうち、塩中Pu濃度は、測定に適したPu濃度を検討するために、低い濃度から徐々に濃度を高めていったものである。図11に試験に用いた電気化学測定セルを示す。るつぼ及び陽極にはカーボンを用いた。陰極にはタングステンまたはカーボンを用いた。参照電極は、塩素ガス電極を用いた。

図12に測定結果の一例を示す。

電気化学測定の結果、 NaCl-2CsCl 塩中でのPu

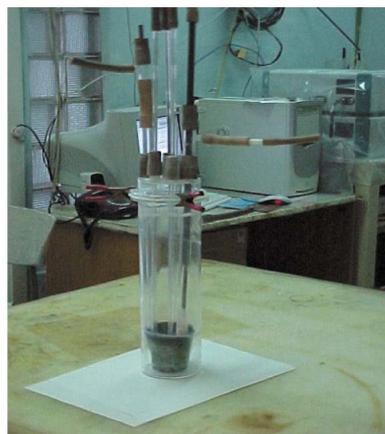


図11 電気化学測定セル外観

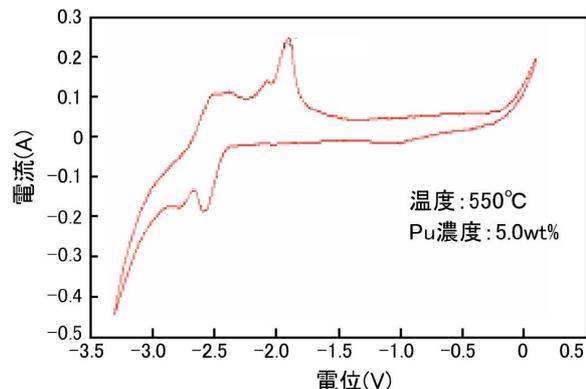


図12 Puの電気化学測定結果(一例)

(・ 価)の酸化還元電位を取得することができた。また、酸素分圧を上昇させた系では、電気化学測定で観察されたPuの酸化ピークが減少する傾向が観察され、酸素ポテンシャルを上げることで溶融塩中のPuイオンが沈殿していくことが推測された。

3.3 MOX電解共析試験

MOX共析工程のプロセス制御試験として、使用済燃料からPu富化度30%程度のMOX顆粒を得るための試験を、電力共通研究としてロシア原子炉科学研究所(RIAR)にて実施している。これまでの試験により、使用済燃料中のFP元素(Nd, Ce, Sm, Pr, La)及び腐食生成物(CP:Fe, Cr)による、MOX共析への影響評価を行い、高Pu富化度の回収物を得ようとする場合に、同時にPuO₂を主成分とする沈殿が発生することが判明している。²⁾

沈殿を抑制する電解条件について、吹き込むガス中の塩素ガス分圧を高くすることで、沈殿を抑制し、PuO₂沈殿が生成せず、かつ析出物中のPu富化度が30%以上となる電解条件を把握した。回収したMOX析出物の外観を図13に示す。

また、上記の試験結果を踏まえて、使用済燃料の再処理を模擬した一通りのプロセス試験を実施した。試験ではU, Pu, Amと共に、模擬FP(Nd, Ce, La, Ba, Mo, Zr, Pd, Ru, Rh)及び模擬CP(Fe, Cr)を導入し、図7に示した基本工程に準じた操作を行った。試験におけるU, Pu, Amのマスバランスは95%以上となり、おおむね良好であった。また、回収されたMOX析出物のPu富化度は30%近い結果が得られた。³⁾



図13 MOX析出物外観

3.4 まとめと今後の展開

酸化物電解法の中心となるMOX共析工程の成立性を検討するための基礎となる各種試験を実施した。試験により、溶融塩中におけるPuや不純物元素の挙動を検討するための基礎データが得られつつあり、プロセスとして実現させるための電解制御条件の検討を実施中である。引き続き基礎データを取得しつつ、RIARでのMOX共析試験を通して、プロセス制御条件の確立を図っていく予定である。

4. 周辺技術開発

4.1 溶融塩中核種分析技術開発

乾式再処理では、高温の溶融塩中でU, Pu等の核物質を取扱うことから、塩中の核種を分析することが必要となる。この溶融塩中に含まれる核物質の量を迅速かつ正確に分析することは、乾式再処理の工程を安定、安全に運転するためにも必要となる。このため、光学的な手法を用いた分析技術の開発を実施している。各分析手法の特性を試験検討により把握した上で、適用性を評価していく。

(1) 蛍光光度法によるウラン測定試験

1) 試験装置概要

市販の蛍光光度計を測定に用いて特製の光学セルホルダーをセル室内に設置して行った。この光学セルホルダーは、加熱ヒーター及び制御用の熱電対を備え、測定試料の温度を5 から上限800程度まで制御することが可能である。測定試料については、幅10mm、厚さ1mmの石英ガラス製光学セルの中に溶融状態(650)で充填し、常温にて冷却固化したものをを用いた。

測定試料は励起光の出射口に対し45°に設置され、励起光により生じた蛍光発光は出射口から90°の角度にある受光部で検知される。セル室内の光学系の配置を図14に示す。

2) 結果

蛍光強度とウラン濃度の関係

ブランク補正を行い試料表面で物理的に反射した励起光の影響を除外したUO₂Cl₂の蛍光スペクトルを図15に示す。

上記の結果からUO₂Cl₂より生じる蛍光スペクトルは530nm付近に大きなピークが見られた。この530nmにおける蛍光強度と試料中のUO₂Cl₂濃度の関係については、UO₂Cl₂濃度が約0.1mol%以下の場合に正の相関を持つことが分かった。また、UO₂Cl₂

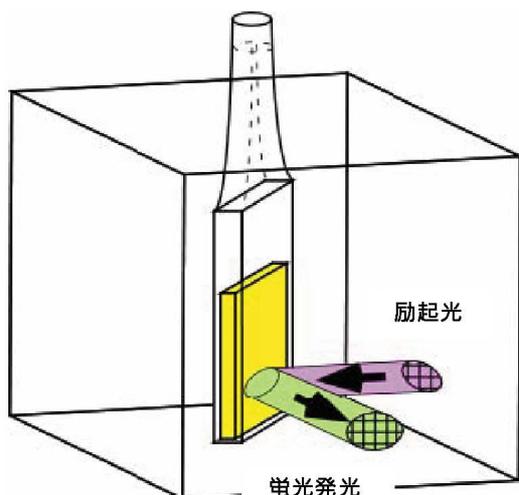
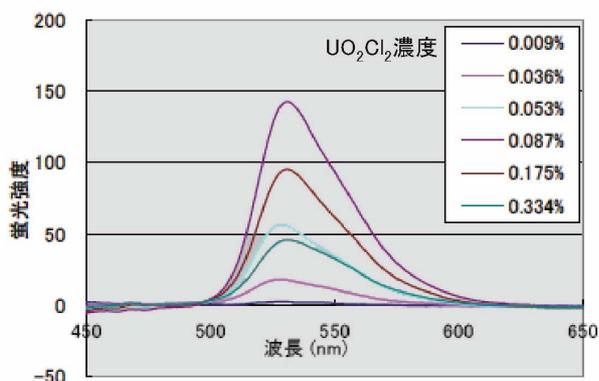


図14 セル室内の光学配置

図15 UO₂Cl₂蛍光スペクトル(励起光; 361nm)

濃度が0.1mol%を超える場合には、U濃度の増加に伴い蛍光強度が減衰する濃度消光の効果が見られた。

蛍光強度と試料温度の関係

図16に蛍光強度と試料温度との関係を示す。更に得られたデータについて、 $Y = a \cdot \exp(b \cdot X)$ の指数関数を用いた曲線回帰分析を行ったところ、極めて高い当てはまり精度($R^2 = 0.968$)を得た。このため、蛍光強度の温度依存性については、おおむねアレニウスの法則に従うことが分かった。

(2) コールド試験による各種元素の吸光度測定

1) 試験装置概要

電気化学試験室内のグローブボックス内に溶融塩吸光度測定装置(光学系及び光学定盤)及び分光用小型電気炉を設置し、電気炉内に内径25mmの石英管付吸光セル(セル部:石英製,セルパス:10mm)を挿入し、吸光スペクトルを測定した。測定試料は吸光セルに装荷され、 650 ± 10

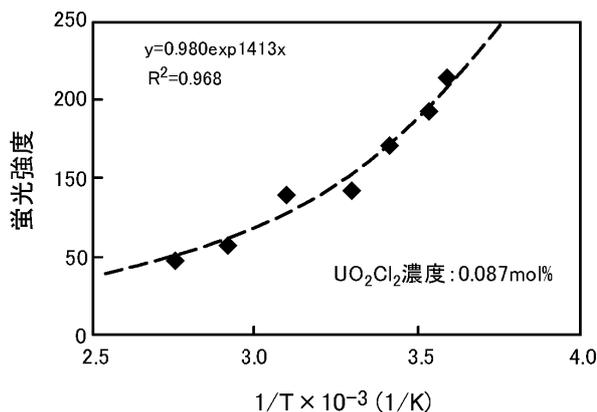


図16 蛍光強度(530nm)と試料温度(T)との関係(励起光:361nm)

に加熱溶融される。吸光セル内面に付着した気泡を除去するためArガスの供給又は、ガラス管による攪拌を行った後に、測定を実施した。図17に試験装置概要を示す。

2) 試験結果

希土類の測定結果としてNd³⁺、貴金属の測定結果としてPd²⁺の測定結果を一例として示す。

Nd³⁺の吸光スペクトル

NaCl-2CsCl溶融塩中のNd³⁺の吸光スペクトル結果よりNd³⁺は353, 360, 517.5, 533.5, 589, 751.5, 810nmに極大波長を取り、589nmに急峻なピークを取ることが確認された。図18に589nmにおけるNd³⁺濃度と吸光度の関係を示す。この結果より、Nd³⁺濃度と吸光度の間に良好な正の相関関係があることが確認された。

Pd²⁺の吸光スペクトル

NaCl-2CsCl溶融塩中のPd²⁺の吸光スペクトル結果より505.5nmを極大波長とし、450~700nmの間になだらかなピークを有することが確認された。図19に505.5nmにおけるPd²⁺濃度と吸光度の

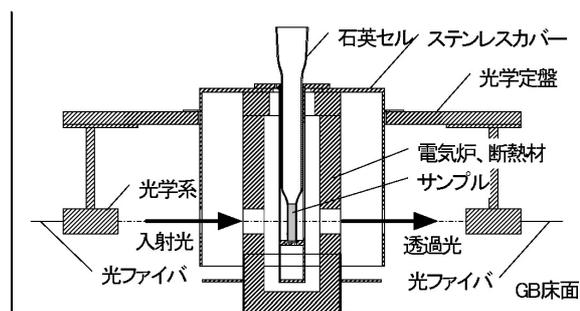


図17 試験装置概要

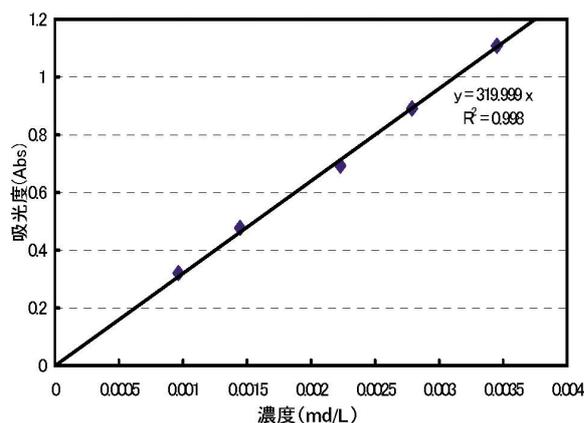


図18 589nmにおけるNd³⁺濃度と吸光度の関係

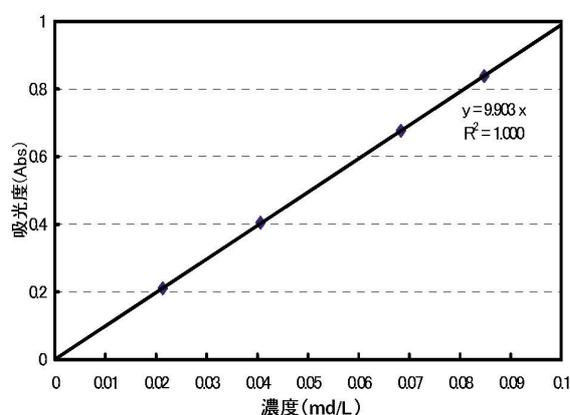


図19 505.5nmにおけるPd²⁺濃度と吸光度の関係

関係を示す。この結果より、Pd²⁺濃度と吸光度の間に良好な正の相関関係があることが確認された。

(3) 金属Pu溶解試験

U, Pu等の分析技術においては、従来の湿式再処理での分析法が十分な実績を有している。そのため、乾式独自の分析法が十分に確立するまでは、乾式再処理試験試料の分析は湿式法での分析となる可能性がある。そのため、乾式再処理試験より発生する固体試料を溶解し、湿式法に適用できるようにする必要がある。そこで、Pu系固体試料のマイクロ波を利用した溶解技術開発を行っている。マイクロ波溶解法は、1試料を溶解試薬とともに密封容器に入れてマイクロ波を照射することによって、高温・高圧状態で溶解を促進させる方法である。図20に装置概略図を示す。また、溶解曲線を図21に示す。硝酸のみでは溶解速度が遅いものの、従来法と同様の硝酸・微フッ酸で溶解を行うと、従来法と比較して格段に溶解の進展が早く、マイクロ波溶解法が十分有効であることが分かった。

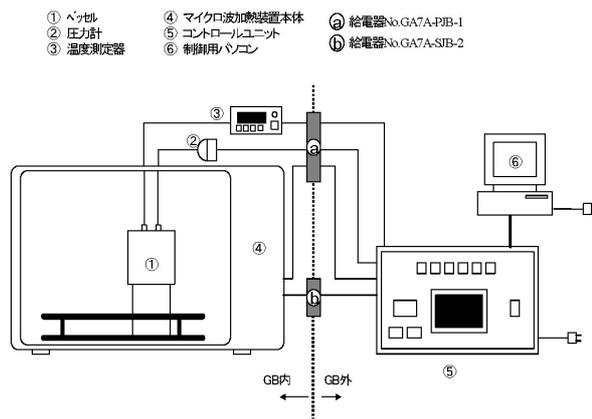


図20 装置概略図

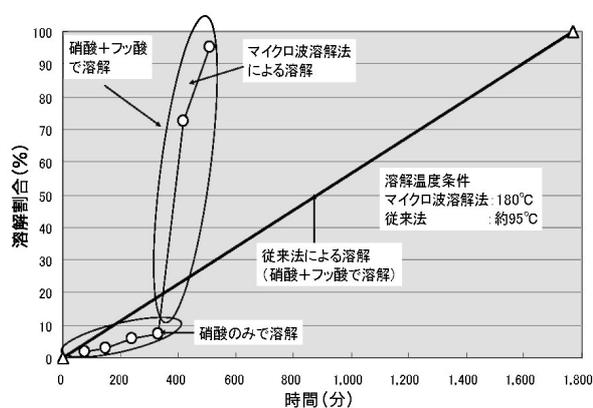
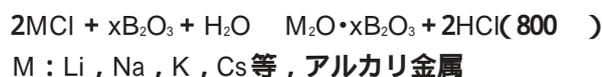


図21 溶解曲線

4.2 廃棄物処理技術開発

乾式再処理より排出される放射性FPを含む塩化物の廃棄物に既存のホウ酸ガラス固化を適用するには、塩化物のガラスへの溶解性が低いことから、これを酸化物へ転換処理する必要がある。このため、この転換処理に関連する技術開発を行った。

塩化物の酸化物への転換処理については、既存の手法としてホウ酸(H₃BO₃)を用いたものがあるが、CsClを酸化物とする際に過剰なホウ酸が必要となり、処理後に発生する廃棄物量が大きくなっていく。そこで熱力学計算コードによる事前検討をもとに(図22)、以下の反応により同様の反応を効率良く生じさせることができる酸化ホウ素(B₂O₃)及び水蒸気(H₂O)を用いた手法を試みた。



このような手法を用いて、乾式再処理にて実際

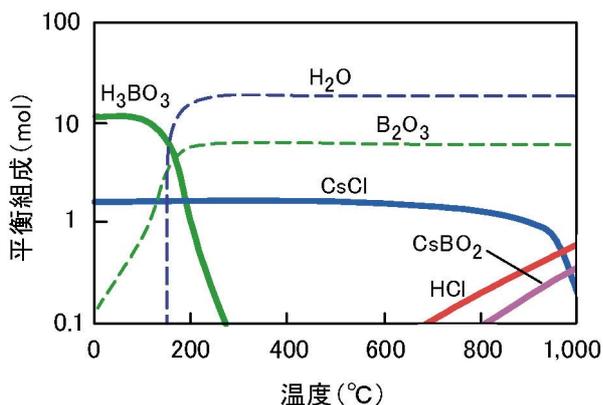


図22 熱力学計算コードによる計算結果

に使用する[Na, Cs]Clを用いた転換試験を実施した(図23)。試験の結果, 既存手法に対して発生する廃棄物量を約2割軽減できることを確認した。

4.3 保障措置技術開発

東海再処理工場及び六ヶ所再処理工場の湿式再処理法の施設に対しては実際に保証措置が適用されている。一方, 乾式法により再処理工程を構築した場合の保障措置の適用については, 今後の検討課題のひとつである。

このため米国ロスアラモス国立研究所(以下, LANL)との共同研究により, 乾式再処理施設のための保障措置技術(計量管理手法)の検討を行っている。酸化物燃料を対象にした場合は, 軽水炉再処理に比較して高いPuスループト, 低除染燃料による測定精度の低下及び工程内滞留量が大きいこと等が課題としてあげられた。このため, 塩中に滞留する核物質の量, Pu取扱量が多いことから, 従来型の計量管理手法では頻繁なク



図23 処理後の生成物

リーンアウト操作が必要となり, 運転への影響が大きいことが分かった。

そこで, 乾式再処理施設の計量管理手法としてARBI(Adjusted Running Book Inventory)統計量を用いて転用のないことを保障する概念を適用することを提案している。本概念は, 電解槽については槽内の核物質量の測定を実施し, 受け入れ量と払い出し量の測定値から計算した値と電解槽内に滞留する核物質量の差が電解槽内を除く工程内滞留量としてほぼ一定の値を示していれば, 核物質の転用は発生していないことを表すというものである。

LANLからは, ARBI統計量を計量管理に適用する場合の課題を検討した結果, 電解槽を除く工程内滞留量はほぼ一定値に飽和すること等の前提条件が必要なこと, 工程内滞留量の変化についての工学的な検討が必要であること及び電解槽内の核物質量を正確に測定する必要があること等の課題があげられている。

5. 機器開発

5.1 セン断・脱被覆装置開発

酸化物電解法では溶融塩中に溶解させた使用済燃料中から電気化学的に UO_2 , PuO_2 を還元析出させて回収する。この際, 処理能力の観点から使用済燃料を溶融塩中へ容易に溶解させるためには, あらかじめ使用済燃料を粉体化しておくことが要求される。また, 効率的に UO_2 , PuO_2 を還元析出させるためには, 金属製構造材はできるだけ溶融塩中に溶解させないことも要求される。これらの要求機能を満足するため, 本装置は解体工程において使用済燃料集合体から取り出した燃料ピン全体(燃料と構造材)を粉碎する機能, 並びに構造材である金属製の被覆管及びワイヤーと燃料を分離する機能を有するものとしている。本装置の特長は, 粉碎処理により使用済燃料を溶融塩に溶解し易い粉体状に加工できること, 粉碎処理時の機械的応力により構造材が帯磁する性質を利用することで, 磁性を帯びない使用済燃料と磁性を帯びた構成材とを磁力により分離が可能なことである。

これまでに, 基礎データ取得用として二軸せん断破砕法による粉碎試験装置, 並びに分級及びドラム型磁選法による磁気分離装置を製作し, 模擬燃料ピンを用いた工学規模コールド試験により粉碎及び分離に関する基本性能を確認してきた⁴⁾。

機械式破砕機については, せん断刃等の磨耗及

び破損による寿命を評価するため、回転刃、スクリーンの減肉量と燃料ピン処理量の関係を把握する試験を実施した。その結果、回転刃については減肉許容量を0.1mmとした場合、約30万本の破碎処理が可能であることが確認された。なお「FBR 実用化戦略調査研究」の設計における50tHM/y プラントでの年間処理本数は約78,000本であることから、装置寿命は約4年となる。また、スクリーンについては減肉許容量を3mmとした場合、約48,900本の破碎処理が可能であり、耐久性の向上が今後の課題である。

一方、磁気分離機については、これまでの検討結果から課題とされる燃料と構造材との分離効率を向上させるため、繰り返し磁気分離を行う多段分離法による分離性能確認試験を実施した。その結果、磁性体側（磁性を帯びた構造材側）の磁気分離を2回繰り返すことにより、燃料分離効率は約86%から約96%へと8%程度向上することを確認した。「FBR 実用化戦略調査研究」で要求される燃料分離効率99.9%は磁気分離操作を多段化する等の改良で可能となるが、装置が大型化し、工程も複雑となることから、下記に示すハル溶融分離工程を含めることで要求性能の達成を図る。

また、各要素機（機械式破碎、分級搬送、磁気分離）をシステム化した際の基本性能及び課題を確認するための機械式脱被覆システム試験装置を、第2応用試験棟3階試験室に設置した。装置の外観を図24に示す。

なお、機械式粉碎の際、被覆管の金属破碎粉（以降、ハル）に燃料粉が同伴することにより燃料回収率が低下するという課題への対策として、磁気分離後のハルを誘導加熱炉に投入し溶融することで、電磁アルキメデス力により金属成分を内側に、燃料を外側に集めて分離するハル溶融分離装置も併せて開発している。

これまでにセル内溶融炉として有利と考えられるCCLM（Cold Crucible Levitation Melting）技術による分離試験等を実施した。CCLM方式の概念を図25に示す。

溶融分離試験の結果、溶融金属を炉底から出湯することにより、模擬核燃料と金属の分離が可能であり、出湯後の金属中への模擬核燃料の移行率は最大0.25%であることを確認した。また、溶融炉内には投入量の約90%の模擬核燃料が金属とともに残留することが確認された。

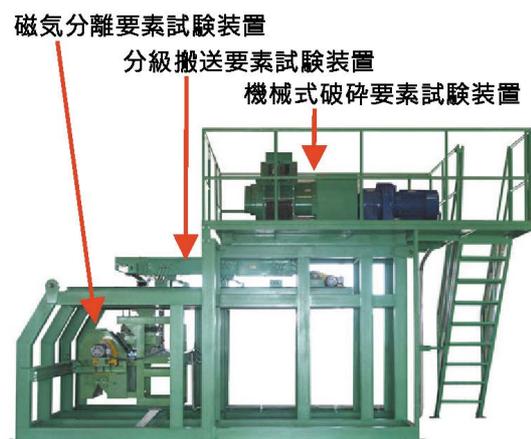


図24 機械式脱被覆システム試験装置

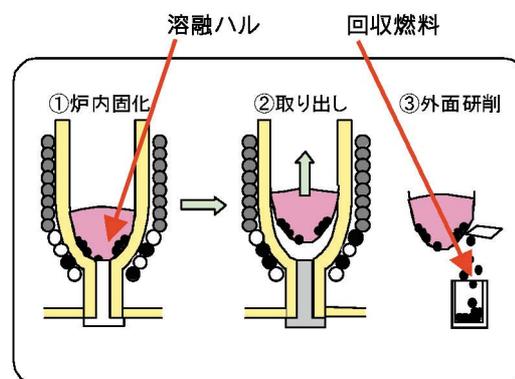


図25 CCLM方式によるハル溶融分離の概念

5.2 形状管理式CCIM型溶融塩電解槽開発

「FBR 実用化戦略調査研究」における溶融塩電解槽の設計では、質量管理による臨界管理方式を想定しているため電解槽の多系列化が不可避となる他、頻繁な計量管理に伴う溶融塩のサンプリングや分析作業によるプラント全体の処理能力の低下が懸念されている。また、酸化物電解法では高温の溶融塩環境下においてプロセスガスとして塩素や酸素を使用するため、電解槽内は過酷な腐食条件となる。このため、現行装置では耐食性の観点から緻密化ジルコンを採用しているが、セラミック系材料であることから大型化する場合の製作性、耐震性、機械的強度の課題を抱えている。

そこで、処理能力の向上、廃棄物発生量の低減等の観点から、るつぼを冷却することにより温度を低減するとともに、内面に形成される塩凝固層（スカル層）によって腐食性物質を遮断するコールドクルーシブル（CCIM：Cold Crucible Induction Melting）技術の適用により腐食環境を緩和する

とともに、臨界管理を形状管理方式とすることにより核物質の計量時間の大幅な合理化を図った先進的溶融塩電解槽として形状管理式CCIM型溶融塩電解槽の開発を進めている。本装置の特長としては、CCIM技術による固体塩の溶融時間の大幅な短縮化、るつば表面がスカル相に覆われることによるるつば材料と腐食物質（溶融イオン、塩素ガス、酸素ガス）との接触の抑制、るつば材料温度の低下による腐食速度の低下、るつば材料として金属材料が使用可能なため、装置の大型化の容易性、金属材料の使用によるるつばの耐震性、機械的強度の向上、形状管理式臨界管理方法による電解槽数の削減、核物質の計量時間の合理化などが期待できることである⁵⁾。

これまでにCCIM技術の電解槽への適用性の確認、並びに基礎データ取得用として工学規模の円環型誘導加熱式電解槽（図26）を第2応用試験棟3階試験室に設置するとともに、メーカーが所有する半球型CCIM装置を用いて黒鉛製補助加熱体による固体塩の加熱溶融の可能性を確認した。また、商業規模電解槽においては遠隔操作性も考慮した大型の電極が必要となることから、電極設計支援計算コード開発にも着手している⁶⁾。

工学規模の円環型誘導加熱式電解槽を用いたコールド電解試験により、商業規模電解槽を想定した場合の電極の大型化に伴う電流密度分布による電解析出物の偏析性を緩和する方法として考案した2種類の電極対（上下配置電極/交互配置電極）と2種類の電解方法（主電解/補助電解）を組み合わせた電解システムの有効性を確認した⁷⁾。

さらに、同装置を用いた誘導加熱試験を実施し、得られた温度分布データから諸パラメータを

調整した計算コードを用いた数値解析により、商業規模の溶融塩電解槽の加熱性能を評価した。その結果、るつば底部に設置した円環型黒鉛製補助加熱体の局部加熱という課題はあるものの、高周波電源周波数3kHz、入力電力2MWという加熱条件により、約1tの固体塩を40分程度で650程度にまで加熱溶融可能であることを確認した⁸⁾。

また、電極設計支援計算コードの解析精度向上を図るため、小規模ウラン電解試験を実施し UO_2 の偏析性について実験的に確認するとともに（図27）、偏析結果を基に計算コードに使用する分極データを整備した。さらに、本計算コードを用いて商業規模電解槽における電流密度分布を評価し、電解析出状況を推定・評価した。

5.3 塩蒸留装置開発

酸化物電解法では電解工程で回収した陰極析出物を燃料製造工程へ供給するため、陰極析出物に同伴する塩を除去する陰極処理装置が必要となる。塩除去の方法としてはプロセス設計の合理化の観点から蒸留方式が有望とされている。しかしながら、酸化物電解法の溶融塩（ $NaCl-2CsCl$ ）に関する工学的な蒸発特性データはない。そこで蒸発速度に関する基礎データを取得するため塩蒸発試験を実施している。

塩の蒸発挙動を推定するため、拡散係数式（Chapman-Enskogの式⁹⁾）と気体拡散理論を合わせた理論式を検討し、圧力、温度、蒸留時間及び蒸発面積をパラメータとし、小型装置（図28）を用いた基礎試験により、基礎データの取得を行った。各パラメータ試験の結果、塩単独系における蒸発速度は理論式から予想された傾向を示し、



図26 円環型誘導加熱式電解槽

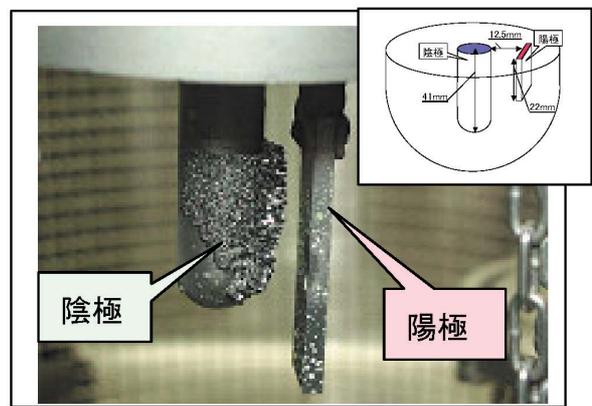


図27 UO_2 電析状況（陽極側に偏析）

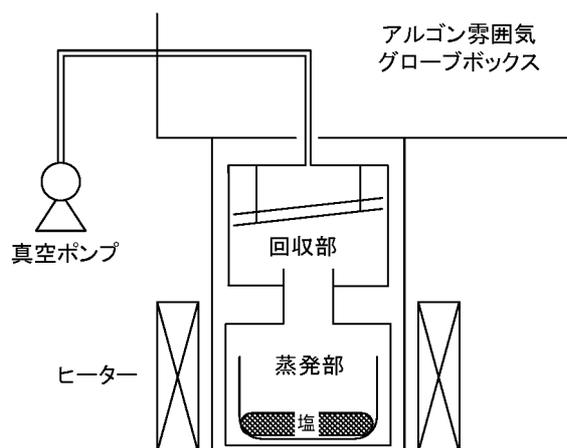


図28 塩蒸留試験装置の概略図

圧力に反比例し、絶対温度の平方根、蒸気圧、蒸留時間及び蒸発面積に比例した。また、模擬析出物 (HfO_2) を混合させた条件での蒸発速度は塩単独系の条件の約 $1/5$ 程度に低下した。これは、析出物の混合により塩の蒸発面積が制限されたこと、並びに模擬析出物の存在により塩の蒸発が阻害されたためと考えられる¹⁰⁾。

商用規模装置を設計（構造、寸法、運転条件）していく上で、析出物混合による塩蒸発速度への影響評価は重要であることから、今後、これらに関する基礎データを取得していく予定である。

6. 乾式機器用材料開発

酸化物電解法では650 の熔融塩中で塩素や酸素を使用しながら使用済燃料の処理を行うため、厳しい腐食環境が形成される。このため、熔融塩電解槽に適用するつぼ材料の腐食低減が重要な開発課題であり、これまでにコールドクルーシブル技術の適用とセラミック材によるつぼ材料の高耐食化を中心に技術開発を進めてきた。

これまでに、各種金属材料を対象に、材料温度をパラメータとした腐食試験を実施し、耐食性上有望な金属材料としてハステロイ材を選定した¹¹⁾。この結果をもとに、さらに熔融塩中に腐食性模擬FP塩を共存させた環境で、試験片の冷却によって塩凝固層を形成し、ハステロイ材の腐食試験を行った。腐食試験装置の概要と試験前の供試材外観を図29に示す。

試験の結果、塩凝固層内には模擬FP塩の浸透が認められ試験片と接触した環境であったが（図30参照）、腐食速度は 0.1mm/y 以下であり、優れ

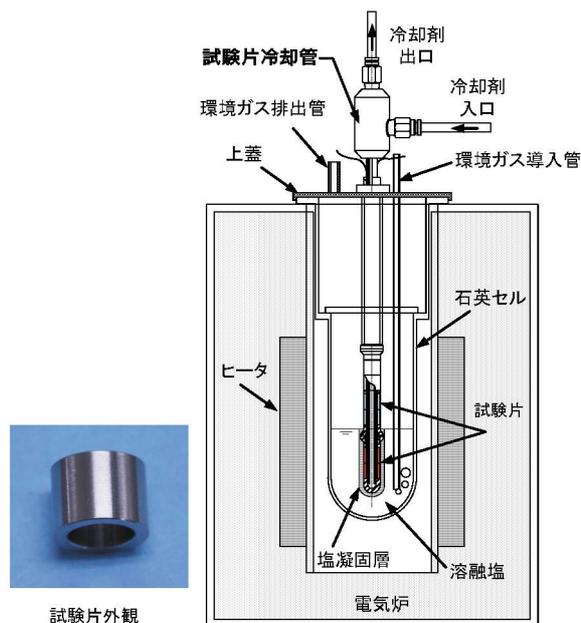


図29 CCIM環境模擬腐食試験装置の概要



図30 試験後における試験片及び塩凝固層の観察結果（塩凝固層形成前FP添加）

た耐食性を示した。また、水洗後の試験片は試験前同様の光沢を維持しており、外観上の変化は認められなかった。このことから、塩凝固層によって保護された材料は、腐食性物質が熔融塩中に共存しても、凝固塩中で固体化するために、腐食にほとんど影響しないものと推定された。

一方、セラミック材によるつぼ材料の高耐食化については、これまでに酸化物電解法の腐食環境で良好な耐食性が期待されるセラミック材を熱力学計算及び腐食試験結果から選定し、耐食性を有効に利用する方法としてコーティング膜の適用を検討してきた。また、膜の施工方法として、溶射膜を基本として封孔処理にゾル・ゲル膜を利用

した複合膜の検討を進めており、黒鉛へのセラミックコーティングについては技術的見通しが得られている。密着性及び耐食性の観点から、金属材料にコーティングする膜の改良を行い、塩素・酸素雰囲気における環境暴露及び溶融塩中浸漬試験によって効果の検証を行った。その結果、ハステロイ材に対して、溶射膜に安定化ジルコニア ($ZrO_2-8\%Y_2O_3$)、ゾル・ゲル膜にジルコン ($ZrSiO_4$) を適用した複合膜について評価した結果、溶融塩中での密着性は良好であったものの、気相中では膜の剥離が認められ、課題を残した。暴露試験後における各試験片の外観観察結果を図31に示す。今後は、気相中における密着性を改善するために、溶射膜及びゾル・ゲル膜の配合や膜の性状について再検討を行い、改良を行う予定である。

7. まとめと今後の予定

「FBR 実用化戦略調査研究」における実用化候補概念の一つである乾式再処理技術開発について、プロセス開発と機器開発を実施している。

プロセス開発については、金属電解法及び酸化物電解法について検討を実施している。

金属電解法については、還元～蒸留までの金属電解法乾式再処理の一連のウラン試験を実施した。その結果、Li還元工程に投入したウラン量の95%を金属製品として回収できることを確認した。ウラン試験終了後は、MOX及びPuO₂を使用したプルトリウム試験を実施し、金属電解法乾式再処理での除染係数データ等を取得していく予定である。

酸化物電解法については、MOX共析工程の成立性を検討するための基礎となる各種試験を実施した。試験により、溶融塩中におけるPuや不純

物元素の挙動を検討するための基礎データを取得しつつ電解制御条件の検討を実施中である。引き続き基礎データを取得しつつ、RIARでのMOX共析試験を通して、プロセス制御条件の確立を図っていく予定である。

一方、乾式再処理用の機器に関しては、せん断・脱被覆システム装置、形状管理式CCIM型溶融塩電解槽、塩蒸留装置の開発、またそれに必要な材料開発を進めており、乾式再処理設備としての成立性を評価するためのデータ収集を実施している。

2005年度のフェーズの最終取りまとめに向けて、候補概念の明確化の根拠となるデータを着実に得ていく予定である。

参考文献

- 1) 小藤博英 他, “酸化物電解法電解工程の開発(2)” 日本原子力学会2003秋の大会予稿集, 17, pp492 (2003)
- 2) 福嶋峰夫 他, “酸化物電解法電解工程の開発(3)” 日本原子力学会2003秋の大会予稿集, 18, pp493 (2003)
- 3) 佐藤史紀 他, “酸化物電解法電解工程の開発(5)” 日本原子力学会2004秋の大会予稿集 (予定)
- 4) 山田誠也 他 “高速炉燃料再処理用機械式脱被覆法の開発(5)-磁気分離法による燃料分離要素試験-” 日本原子力学会2003年秋の大会予稿集, 112, pp497 (2003)
- 5) T.washiya, K.Koizumi et al. “Development of Geometrical Type Electrolyzer for Oxide Electrowinning Process.” Global 2003, New Orleans (2003)
- 6) 岡村信生 他 “先進的溶融塩電解槽の開発(8) - 電極設計支援コードの整備” 日本原子力学会2003年秋の大会予稿集, 115, pp500 (2003)
- 7) 小泉健治 他 “先進的溶融塩電解槽の開発(7) - 電極構造の検討 - ” 日本原子力学会2003年秋の大会予稿集, 114, pp499 (2003)
- 8) 小泉健治 他 “先進的溶融塩電解槽の開発(10) - 円環型電解槽における誘導加熱性能の評価 - ” 日本原子力学会2004年秋の大会予稿集 (2004)
- 9) R.Byron Bird, Warren E. Stewart and Edwin N. Lightfoot “TRANSPORT PHENOMENA” John Wiley & Sons, pp510 (1976)
- 10) 小野崎智 他 “酸化物電解法における陰極処理装置の開発” 日本原子力学会2004年春の年会予稿集, B50, pp660 (2004)
- 11) 竹内正行 他 “先進的溶融塩電解槽の開発(4) - コールドクルーシブル技術による腐食低減効果” 日本原子力学会2003年春の年会予稿集, N35, pp810(2003)



図31 塩素・酸素雰囲気における暴露試験後の外観観察結果

技術報告



燃料製造システムの要素技術開発(1)

- ペレット法燃料製造技術 -

加藤 良幸 栗田 勉 高橋 芳晴 *牧野 崇義
*沖田 高敏 *皆川 進 *青野 茂典

東海事業所 再処理センター 処理部
*東海事業所 プルトニウム燃料センター 製造加工部

Development of Element Technology for Fuel Fabrication System (1) - Fuel Fabrication Technology in the Pellet Method -

Yoshiyuki KATO Tutomu KURITA Yoshiharu TAKAHASHI *Takayoshi MAKINO
*Takatoshi OKITA *Susumu MINAKAWA *Shigenori AONO

Reprocessing Operation Division, Reprocessing Center, Tokai Works
*Plutonium Fuel Fabrication Division, Plutonium Fuel Center, Tokai Works

実用化戦略調査研究における燃料製造開発として、MOX燃料製造コストを大幅に低減し得るショートプロセスを開発している。ショートプロセスは、転換施設でのプルトニウム富化度調整とMOX施設での直接成型を基本としており、現行のMOX燃料ペレット製造工程を大幅に簡素化することができる。これにより、①Pu富化度調整技術開発により粉末混合工程、②粉末流動性の改良により造粒工程、③ダイ潤滑型成型機の開発により添加剤混合工程・予備焼結・脱ガス工程、④粉末気流搬送技術開発により粉末搬送工程の削減が可能となる。

MOX粉末を用いた粉末調製及びペレット製造試験を行った結果、ショートプロセスによるペレット製造の見通しを得た。また、MOX用ダイ潤滑型成型機の整備に必要な基礎データを取得した。2004年度から、ODS鋼照射試験用燃料を現行法との比較試験としてショートプロセスで製造する予定である。

A simplified MOX fuel fabrication process called the Short Process has been developed to drastically reduce fuel fabrication cost as fuel fabrication process of Feasibility Studies. Short Process, with a technical concept of accurately adjusting plutonium content in nitrate solution containing plutonium and uranium and directly pelletizing flowable MOX powder without additives, allows conventional fuel fabrication process to be simplified. To realize the innovative process, four elemental technologies have been developed for (1) Pu/U ratio adjusting in nitrate solution, (2) improvement of MOX powder flowability, (3) pressing machine with a die-wall lubrication system, and (4) pneumatic powder transportation system.

Through a small-scale pellet fabrication test for the Short Process, its technical feasibility was confirmed with high quality MOX pellets. From 2004, MOX fuel pellets for the irradiation test with ODS steel cladding will be fabricated in the Short Process for comparison with the conventional process.

キーワード

ショートプロセス, マイクロ波加熱脱硝法, Pu富化度調整, ダイ潤滑法, 添加剤無添加, 気流搬送, 直接成型, 高温焙焼法, 転動造粒法

Short Process, Microwave Heating Denitration Method, Plutonium Content Control, Die Lubrication, Direct-Pelletize, No-Additive, Pneumatic Transportation, Calcination and Reduction at High Temperature Method, Tumbling Granulation Method



加藤 良幸

転換技術課技術チーム所属
副主任技術員
Pu-U混合転換技術開発にかかわる業務に従事
第1種放射線取扱主任者, 核燃料取扱主任者



栗田 勉

転換技術課技術チームリーダー
副主任研究員
Pu-U混合転換技術開発にかかわる業務に従事



高橋 芳晴

転換技術課長
Pu-U混合転換技術開発にかかわる業務に従事



牧野 崇義

技術開発室簡素化プロセスチーム所属
研究員
MOX燃料製造技術開発にかかわる業務に従事
第1種放射線取扱主任者



沖田 高敏

技術開発室簡素化プロセスチームリーダー
副主任技術員
MOX燃料製造技術開発にかかわる業務に従事
第1種放射線取扱主任者



皆川 進

技術開発室機器開発チームリーダー
副主任技術員
MOX燃料製造技術開発にかかわる業務に従事



青野 茂典

技術開発室長
MOX燃料製造技術開発にかかわる業務に従事
核燃料取扱主任者

1. はじめに

実用化戦略調査研究で目指す燃料サイクルを実現するためには、燃料製造コストを大幅に低減するとともに遠隔操作を必要とするTRU(超ウラン元素)リサイクル燃料の製造に対応できる燃料製造技術の開発が必要である。

従来のMOX燃料製造では、プルトニウムの取り扱いに起因してウラン燃料製造では必要とされない技術や設備が、特に粉末を取り扱う工程に求められ、これらが大幅な製造コストアップの要因となっていた。従来の機械混合による製造プロセスを基にした技術改良では、MOX燃料製造コストの削減に限界があるため、燃料製造プロセスそのものを見直し、プルトニウムとウランの混合比を燃料仕様に調整した溶液をJNC独自の技術であるマイクロ波加熱脱硝により直接混合転換する技術を基にしたショートプロセスと呼ばれる新たなペレット製造プロセスの開発を進めている¹⁾²⁾³⁾。

ショートプロセスの概念を現行プロセスと比較して図1に示す。現行の混合転換工程では、プルトニウムとウランが等量となるように硝酸プルトニウムと硝酸ウラニルの溶液を混合しているが、ショートプロセスでは、この混合段階でプルトニウム濃度を調整し、その後のマイクロ波加熱脱硝、焙焼還元工程により得られるMOX粉末をそのまま成型、焼結してMOXペレットを得る。この結果、粉末混合工程を含む多くのプロセスが不

要となり、抜本的な燃料製造コストの低減が可能となる。また、TRUリサイクル燃料製造の実現には、遠隔操作による粉末取り扱いが大きな課題となっているが、粉末取り扱い工程がほとんどないショートプロセスは、課題の大部分を解決することができる。

ショートプロセスを実現するため必要となる主な要素技術は、溶液でのPu富化度調整技術、粉末流動性の改良及びダイ潤滑型成型技術である。また、MOX加工プラントの搬送設備の合理化には粉末気流搬送技術が有効である。本稿では、これら4つの要素技術開発について、これまでの開発成果を報告する。

2. Pu富化度調整技術開発

現行の燃料製造では、プルトニウムとウランが等量となるように混合された硝酸溶液をマイクロ波直接加熱脱硝法で混合転換したMOX粉末(以下、1:1 MOX粉末)とUO₂粉末を秤量混合しPu富化度を調整している。このため原料となる1:1 MOX粉末には、高いPu富化度調整精度は要求されていないので、当然、送液装置であるエアリフトも送液精度を求める設計はされていない。一方、ショートプロセスでは、Pu富化度調整を混合転換前の溶液段階で実施するため、硝酸プルトニウム溶液及び硝酸ウラニル溶液の定量混合技術を開発し、燃料仕様上要求される精度でプルトニウ

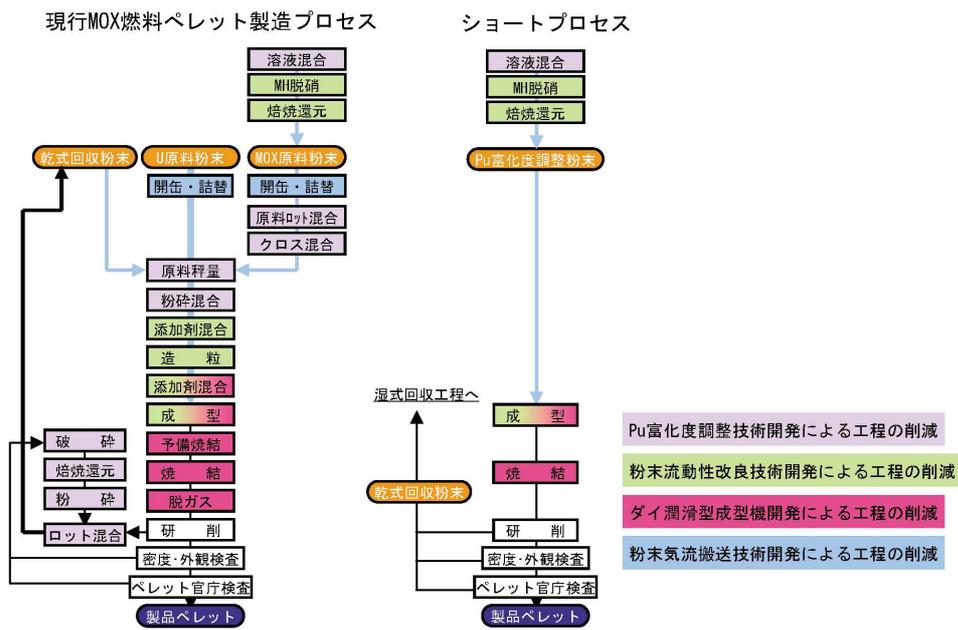


図1 MOX燃料製造フローの比較

ム及びウランの硝酸溶液を調製する必要がある。

溶液混合によるPu富化度調整精度を評価するため、実際の送液設備を模擬したモックアップ装置（図2）により送液精度調査試験を実施した。試験の結果、現行設備でのPu富化度調整精度は、送液精度と分析誤差や液量測定誤差を含めて評価すると、目標にわずかに届かない $30\text{wt}\% \pm 2.6\%$ であった。このため、図2の点線枠内のように設備の一部改造（定量供給槽の追加）を行うことで送液量を微調整できる手法を検討した。この結果、施設の通常運転範囲のPu/U濃度溶液を用いた場合（ここでは、Pu濃度を約 200g/L としてU濃度を変化させて検討）には図3に示すように、目標とするPu富化度調整精度（想定Pu富化度： $30\text{wt}\% \pm 2.5\%$ ）を十分に満足するPu富化度調整精度（ $30\text{wt}\% \pm 1.8\%$ 程度）が得られることが分かった⁴⁾。

また、混合硝酸溶液のPu濃度を現行の50%から標準的な燃料のPu富化度である30%程度に低下しても、現行のマイクロ波加熱直接脱硝粉末と同様の条件で転換可能であることを確認するため、Pu富化度を30%に調整した硝酸プルトニウム・硝酸ウラニル混合溶液を用いたマイクロ波加熱直接脱硝試験をピーカスケールで実施した。その結果、Pu富化度調整溶液は、従来の1：1混合

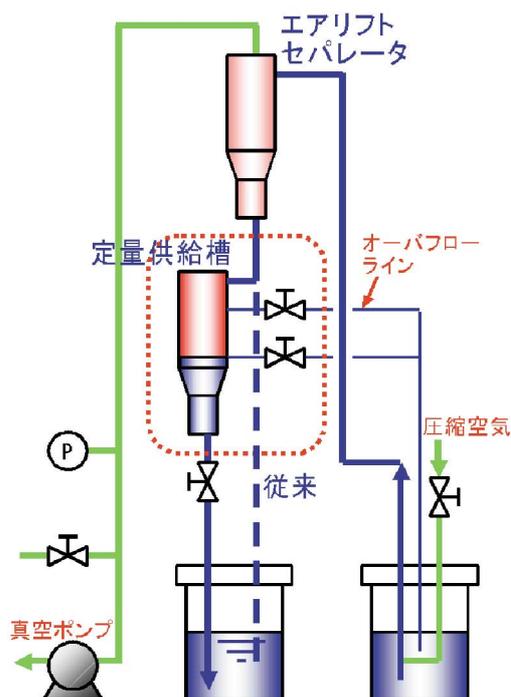


図2 Pu富化度調整試験装置

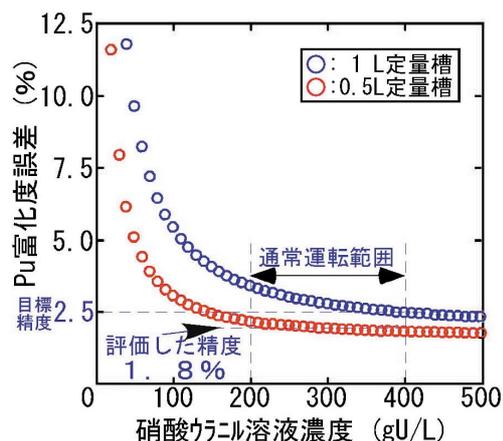


図3 Pu富化度調整精度

溶液と同様の処理時間で脱硝処理ができ、得られた粉末も熱分析やX線分析の結果から1：1 MOX脱硝粉末と同様の熱特性であり、MOX粉末中でのプルトニウム偏析等の異常のないことを確認した⁵⁾。

以上の結果から、溶液段階でPu富化度調整を行うことに関連する技術は、現行設備の一部を改良する程度の変更で成立することを確認できた。

3. 粉末流動性の改良及び直接成型焼結

ペレット成型工程においては、所定量のMOX粉末を成型金型に充てんし、軸方向荷重で圧縮することにより成型体を得る。現行の1：1 MOX粉末は、粉末が細かいため粉末の流動性が悪く、サイズが小さく比較的充てんしにくいFBR燃料ペレット成型用の金型へ所定量を安定して充てんするためにタブレット造粒を行っている。しかし、ショートプロセスでは、マイクロ波直接脱硝法で混合転換された粉末（以下、MH粉末）を直接ペレット化するため、そのまま金型に充てんできるようにMH粉末の流動性を改良するとともに、MH粉末を実際に成型、焼結し、ペレットの焼結特性や品質が現在の燃料仕様を満足できることを確認する必要がある。

MH粉末の流動性を改良する手法として、従来の焙焼還元条件よりも高い温度で処理し、仮焼して粒成長を起こさせることにより流動性を改良する手法（高温焙焼・還元法）と、造粒処理による顆粒調製技術により流動性を改良する手法（造粒法）について試験を実施し、得られた粉末の流動性に対する金型への充てん性を確認した。

流動性改良技術開発に当っては、粉末特性値を用いて粉末の充てんし易さを評価する必要があることから、粉末の流動性評価手法の確立にも取り組んだ。

さらに、流動性を改良した粉末を用いて、ショットプロセスを模擬した成型及び焼結を行い、粉末の成型性、焼結性、Pu均一性などを評価し、ショットプロセスへの適合性を確認した。

3.1 流動性評価手法の確立

核燃料粉末の流動性を表す指標としてはCarrにより提案された流動性指数が良く知られている⁶⁾。MH粉末の流動性改良に当っては、特に直接成型を行うために金型への粉末の充てんし易さが重要であるが、Carrの流動性指数と充てんし易さの関係が明らかになっていないこと、Carrの流動性指数を得るには、専用のパウダーテストを用いる必要があり、グローブボックス内での取り扱いが要求されるMOX粉末の場合には簡単に測定できないこと等の問題がある。

このため、真密度と粒径をパラメータとして表1に示すような様々な粉末を用いて Carrの流動性指数と充てんし易さの関係を把握するとともに、簡便に測定可能な粉末物性値を用いて流動性を評価する手法の開発を試みた。また、粉末の物性因子と流動性の関係を調査、整理するために、各種の粉末物性測定を行った。なお、物性測定はMOX模擬粉末についてもを行い、評価指標策定のための補間データとした⁷⁾。

(1) 現行MOX粉末の流動性の調査

粉末の流動性は、パウダーテストによりCarrの流動性指数を求め、充てん性は、模擬金型（8mm，h:20mm）への充てん量測定により調査した。この結果、現行プロセス粉末のCarrの流動性指数は20～50であり、流動性の程度は『あまり良

表1 模擬粉末の物性

粉末名	真密度 (g/cm ³)	平均粒径 (μm)	比表面積 (m ² /g)
三酸化タングステン(WO ₃)	7.2	0.7, 8.0	4.3, 7.8
二酸化タングステン(WO ₂)	12.1	22	2.4
二酸化セリウム(CeO ₂)	7.3	3	2.6
バリウムフェライト(Ba-Fe ₁₂ O ₁₉)	5.3	8	2.9
酸化亜鉛(ZnO)	5.5	0.7	3.9
アルミナ(Al ₂ O ₃)	4.0	2~78	0.1~4.4

くない~不良』と定義されることが分かった。さらに、粉末の粒径、真密度、比表面積の違いが、流動性に影響を与えられられるため、これらの物性が異なる模擬粉末の流動性を測定した結果、流動性指数は16～89であり、流動性に多大な影響を与えることを確認した。また、Carrの流動性指数が60以上であれば模擬金型へスムーズに充てんできることが分かった⁸⁾(図4)。

(2) 簡便な評価手法の確立

流動性と関係し、簡便に測定できる粉末物性値として粉末のカサ密度とタップ密度に着目し、両者の比から算出される圧縮度とCarrの流動性指数との間の相関を調べた^{9),10)}。その結果、図5に示すように原料粉末と造粒粉末の2つのグループに分かれるが圧縮度とCarrの流動性指数には強い相

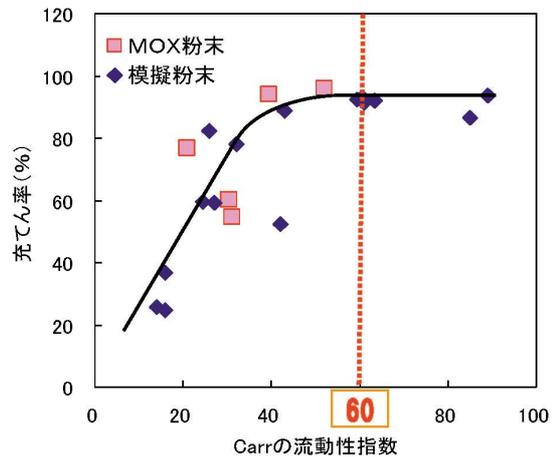


図4 充填率と流動性指数との関係

$$\text{圧縮度} = \frac{\text{タップ密度} - \text{かさ密度}}{\text{タップ密度}} \times 100 (\%)$$

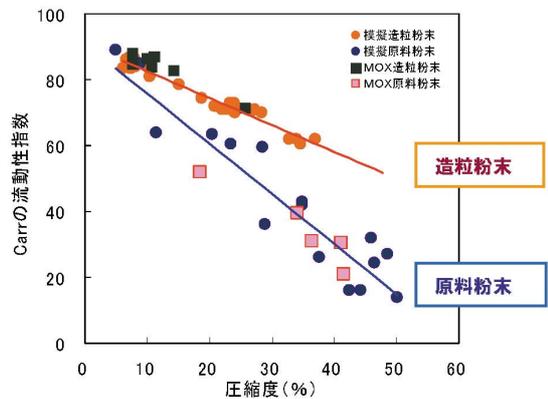


図5 圧縮度による流動性評価(造粒粉末)

関があり、MOX粉末についても圧縮度による流動性評価が可能である。また、充てん性についても圧縮度との相関が認められ、圧縮度により簡便に充てん性を評価できることが確認できた¹¹⁾(図6)。

(3) 流動性評価指標の策定・検討

各種粉末物性と流動性との関係について比較し、評価指標としての検討を行った。この結果、Carrの流動性指数と凝集性(付着応力)や平均粒径・真密度を組み合わせた値とに相関があることが分かった。ただし、平均粒径が細かくなりすぎると、粉末が凝集し、見かけ上の粒径が大きくなるので流動性指数が大きくなることも分かった(図7)。この結果は、流動性の良くない現行MOX粉末の流動性を改良するには、粒径の増加、表面状態の改質(付着応力の低下)が有効であること

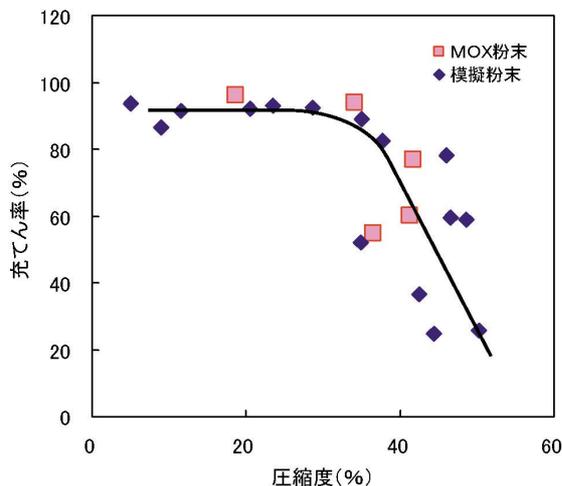


図6 圧縮度による充てん性評価

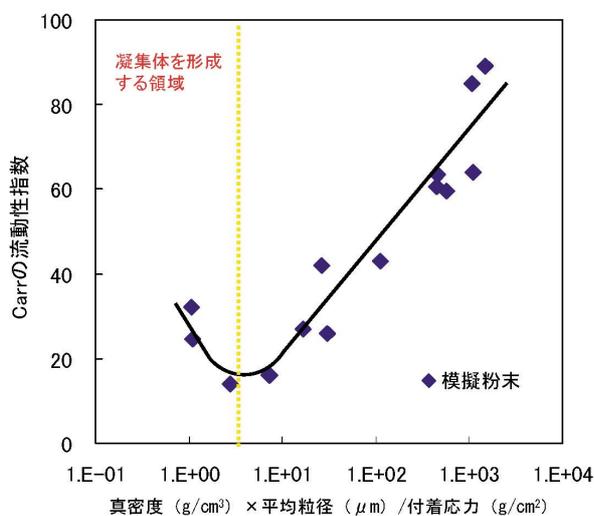


図7 流動性指数と粉末物性との関係

を示唆している¹²⁾。

今回の試験で圧縮度による簡便な充てん性の評価手法が見出されたが、圧縮度による評価の適用範囲には限界があり、今後継続して、粉末特性値と流動性、充てん性の関係について検討し、評価手法の一般化、高精度化を図る。

3.2 粉末流動性改良試験

(1) 高温焙焼・還元法

高温焙焼・還元試験については、ピーカスケール試験で得られたPu富化度30%に調整した脱硝粉末を用いて従来の処理温度(750)よりも高い温度(~1,150)で焙焼・還元処理することで粒成長させ、流動性を改良できることを確認した(図8)。しかし、流動性の目標値であるCarrの流動性指数60に達していないことが分かった¹³⁾。

(2) 造粒法

造粒処理による粉末流動性改良試験を実施している。試験は、比較的大粒径で高密度な顆粒が得られる湿式造粒法の転動造粒法と、比較的小粒径で低密度な顆粒が得られる乾式造粒法の流動層造粒法について、MOX粉末への適用性を検討するため、粉末の密度・粒径・粒子形状などの特性についてMOX粉末を包含する種々の模擬粉末を用いて行った(表2に三酸化タングステン(WO₃)での試験例を示す)。

流動層造粒法では、模擬粉末の流動性・充てん性が向上することを確認した。流動層造粒の特徴として、原料粉末の粉末物性のうち、粒径と真密度が造粒特性に影響を与え、原料粉末の粒径が10

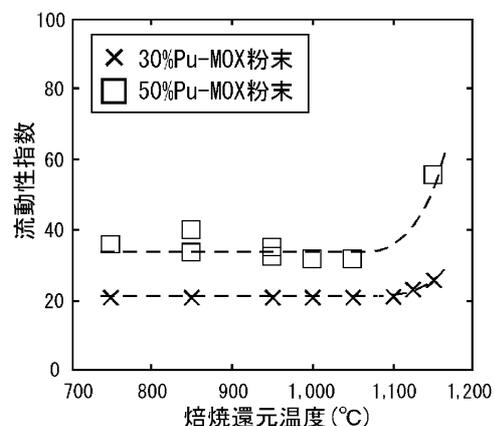
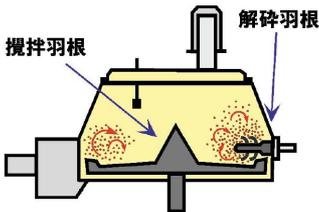
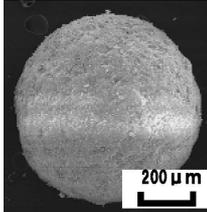
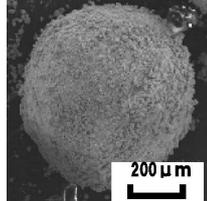


図8 高温焙焼・還元粉末の流動性評価結果

表2 模擬粉末を用いた造粒試験結果

装置	顆粒	顆粒特性	試験結果(1例)		
			原料粉末 (WO ₃)	造粒後	
 転動造粒法	 200 μm	粒径:大粒径 密度:高密度 強度:強い 流動性:良い	流動性指数	27	86
			充てん率	59	99
 流動層造粒法	 200 μm	粒径:小粒径 密度:低密度 強度:弱い 流動性:良い	流動性指数	27	70
			充てん率	59	99

μm以下であれば、造粒できることを見出した。MOX粉末への適用性については、MOX粉末の真密度は約11g/cm³と高いが、粒径が数μmと小さいため流動層造粒法で造粒できる見通しを得た¹⁴⁾。なお、流動層造粒法のMOX粉末を用いた試験については、現在実施中である。

転動造粒法でも、模擬粉末の流動性・充てん率が向上することを確認した。転動造粒の特徴として、原料粉末の粉末物性に影響されずに造粒処理ができることがわかった。

これらを受けてPu富化度30%に調整した粉末を使用した転動造粒法による造粒試験を実施した。この結果、平均粒径700μm~1,000μmの造粒

粉末が得られ、転動造粒条件(含水率、回転数等)を調整することでさらに小粒径の造粒粉末を調整できるようになってきており(写真1)、流動性指数は目標値である60を超え、70~80程度まで向上し、模擬金型(8mm×20mm)への充てん率も100%近くに向上できた¹¹⁾(表3)。

これにより、転動造粒法によるMOX粉末の流動性を改良できる見通しが得られた。今後は、従来から行っているタブレット造粒法による造粒による流動性改良効果との比較を含めて評価する。

3.3 ペレット直接成型・焼結試験

3.2節の粉末流動性改良試験で得られたPu富化

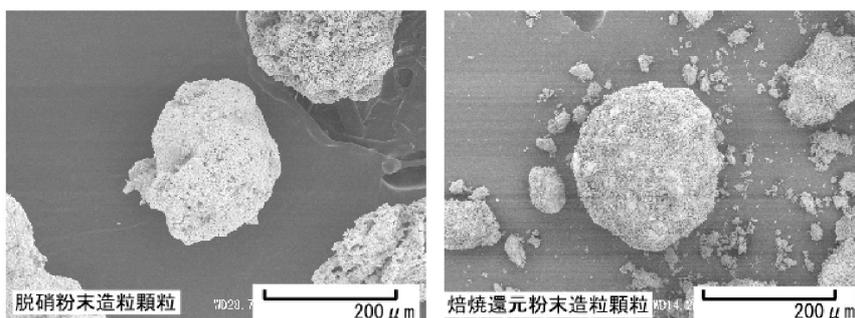


写真1 Pu富化度調整転動造粒粉末のSEM観察結果

表3 Pu富化度調整造粒粉末の造粒試験結果

原料粉末	Carrの流動性指数		充填率(%)		成型密度(%T.D.)	焼結密度(%T.D.)
	造粒前	造粒後	造粒前	造粒後		
脱硝粉末	52	85	96	99	実施中	実施中
焙焼還元粉末	21	72	77	100	49	95

度30%に調整されたMOX粉末を用いたペレット成型・焼結試験を実施した。

ダイ潤滑成型を模擬するため、潤滑剤をダイ壁面及びパンチに塗布し、焼結は、ペレットに含まれる添加剤がダイ潤滑で塗布した極少量の潤滑剤のみであることから、添加剤除去のための予備焼結、脱ガスを行わず、本焼結のみを行った。

高温で焙焼・還元した粉末を用いた試験の結果、1,000 未満で処理した粉末の焼結密度は95%T.D.(理論密度)の目標値を満足し、1,000 以上で処理した粉末には、焼結密度が約91%T.D.まで低下するものもあり、目標値の95%T.D.に達しないものもあることが分かった¹⁵⁾。

転動造粒法により調製されたMOX造粒粉末を用いた試験の結果、焼結密度は目標値の95%T.D.を満たすことができた。

また、図9に750 で焙焼還元し、造粒処理を行っていない粉末を原料としたペレットのEPMA(電子線マイクロアナライザ)分析の結果を示す。得られたペレットにはPuスポットの偏析は無く、設定したPu富化度に調整できており、Pu均一性が良好であることを確認した。

なお本試験は、手作業でダイ潤滑機構を模擬して行ったため、比較的粒径の大きな潤滑剤も塗布されてしまい、得られた焼結ペレットには潤滑剤によるへこみが見られるが、有意な欠け、割れ、焼き膨れ、マイクロクラック等は見られず、健全なペレットが製造できることが確認された(写真2)。

以上の結果から、転動造粒法により調製されたMOX粉末は、目標とする粉末流動性及び焼結性を満足する見通しが得られた。



写真2 MOXペレット外観写真

4. ダイ潤滑型成型機の開発

ペレット成型工程において、金型に充てんされた粉末を圧縮成型する際、粉末と成型金型壁面との摩擦が大きいと粉末に伝わる圧縮荷重が不均一となり、成型体の欠け、割れ、密度不均一、機械的強度低下の原因となる。このため、現行プロセスにおいては、成型工程の前に潤滑剤を添加、混合しているが、粉末への添加剤混合操作を排除したショートプロセスでは、ペレット成型時にダイ(金型)壁面に微量の潤滑剤を塗布することにより、MOX原料粉末を直接成型するダイ潤滑成型技術が必要となる。

これにより、潤滑剤を粉末に添加混合する工程を削除できる他、成型体に含まれる潤滑剤の量を大幅に削減できるため、添加剤を分解除去する予備焼結工程及び焼結ペレット中に残留した分解ガスを除去する脱ガス工程の2工程も削減可能となる。

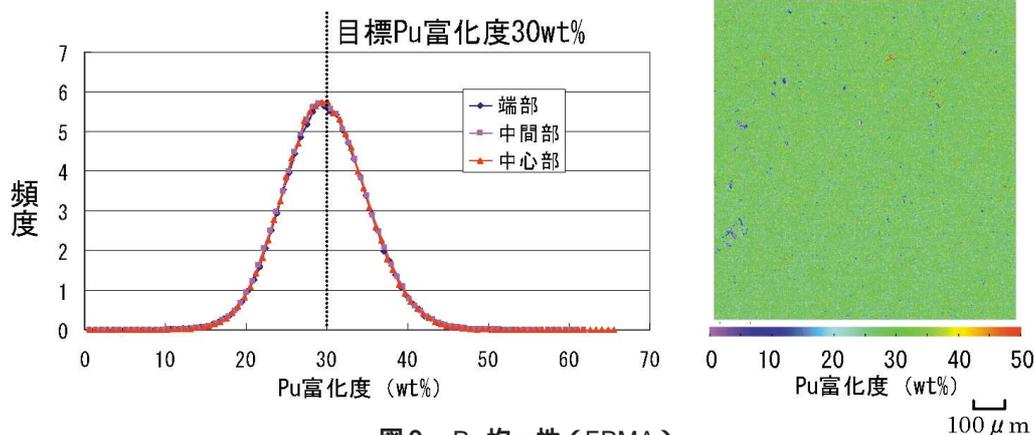


図9 Pu均一性 (EPMA)

また、現行成型機の金型交換作業は、細かな調整作業が要求され、TRUリサイクル燃料製造において遠隔作業で交換しようとする際の大きな障害となる。このため、細かな調整作業を必要とせず簡単に金型交換ができる機構の開発も実施した。

4.1 ペレット成型方式及びダイ潤滑方式の選定

ダイ潤滑機構付き成型機の開発を行うに当たって、国内外の使用実績の調査、予備試験を行い、ペレット成型方式、ダイ潤滑方式及び潤滑剤の選定を行った。

(1) MOX用成型方式の選定

ペレット成型方式は大別してロータリー方式とレシプロ方式があり、ウラン燃料製造においては量産性に優れるロータリー方式が、MOX燃料では、粉末特性に応じたきめ細かな成型条件の調整が可能なレシプロ式が、主として採用されている。

一般産業も含めた成型機の使用実績に関する調査の結果、ロータリープレスは上パンチ（上杵）、ダイス（臼）、下パンチ（下杵）を取り付ける回転盤に孔開け加工を行なう際、回転盤の厚さが厚く、上下2方向から切削加工を行なうため軸芯にズレが生じる。また、十数セットの金型を回転盤の孔に挿入するだけで短時間に金型交換できるよ

うにしている。これらのことから、ダイスと下パンチには径方向で約30 μ mのクリアランスが必要であり、充てん時に粉末飛散が懸念される。一方レシプロプレスは、ダイスと下パンチのクリアランスを1 μ mまで小さくでき、粉末飛散を防止できることがわかった。また、TRUリサイクル燃料製造において重要となる研削屑の低減には、焼結体の外径を燃料仕様に収めるために成型ペレット内部の密度分布を均一にして焼結時の外径の熱収縮歪を少なくする必要がある。このような多様な制御には上パンチと下パンチの加圧バランスを任意に制御できるレシプロ式が適している。

以上から、レシプロプレスを選定した。

(2) ダイ潤滑方法及び潤滑剤の選定

ダイ潤滑法にはオイル、グリスなどをダイ壁面に塗布する湿式法と、ステアリン酸亜鉛などの粉末潤滑剤をダイ壁面に噴霧塗布する乾式法がある。MOX粉末のダイ潤滑成型に適する潤滑方法と潤滑剤を選定するため、一般産業界で用いられている液状及び粉状の潤滑剤をダイ壁面に塗布して、UO₂粉末及びMOX粉末成型時に粉末とダイ壁面に生じる摩擦係数から潤滑性を評価した。

図10に示す試験の結果、乾式法の方が湿式法に比べ摩擦係数が低い傾向（滑り易い）を示し、良い潤滑性能を示した。潤滑剤としては、現在、粉

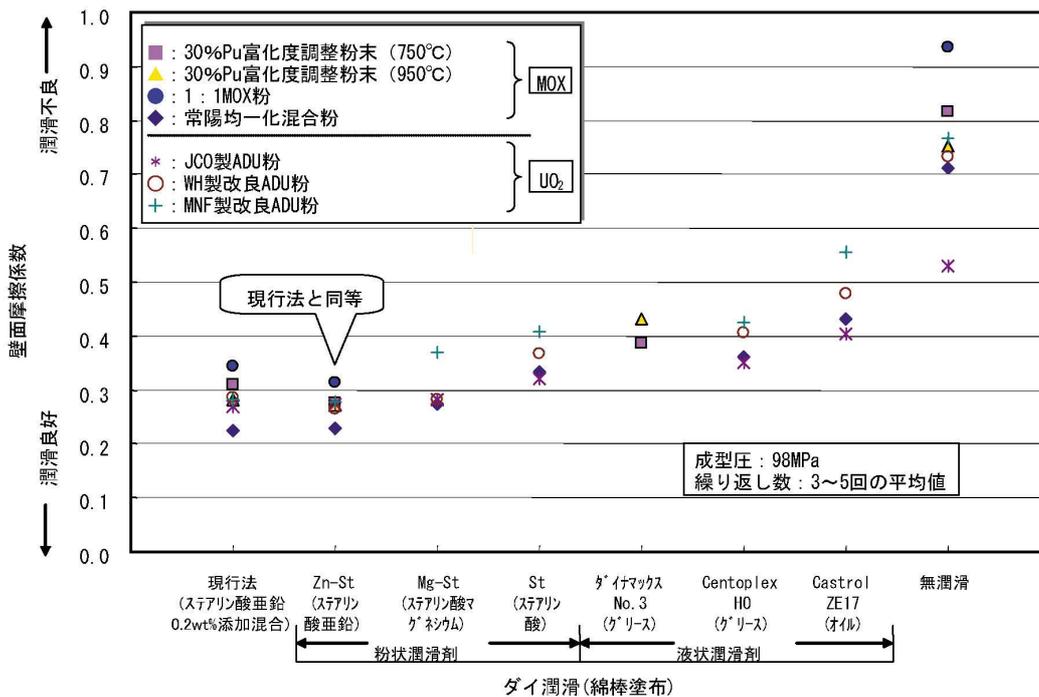


図10 摩擦係数測定結果

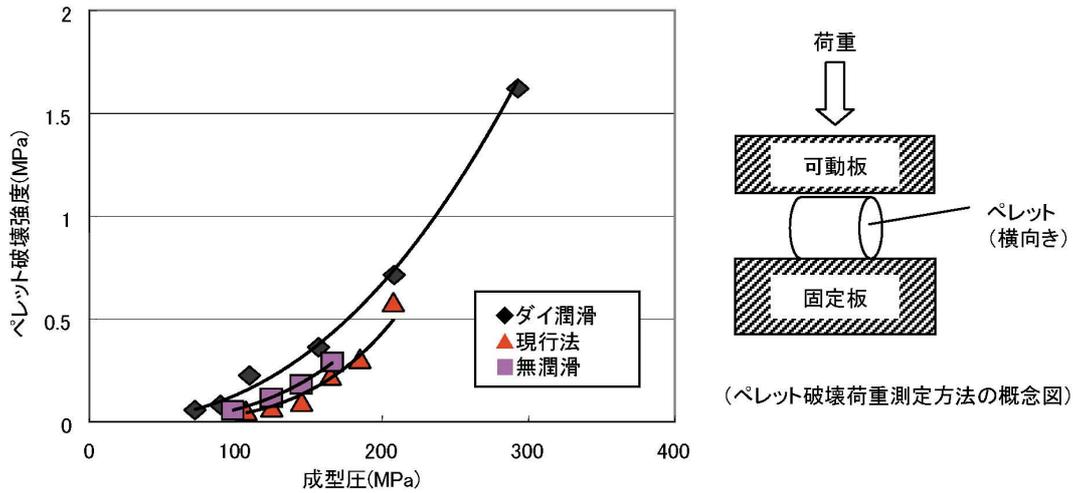


図13 成型圧力とペレット破壊強度

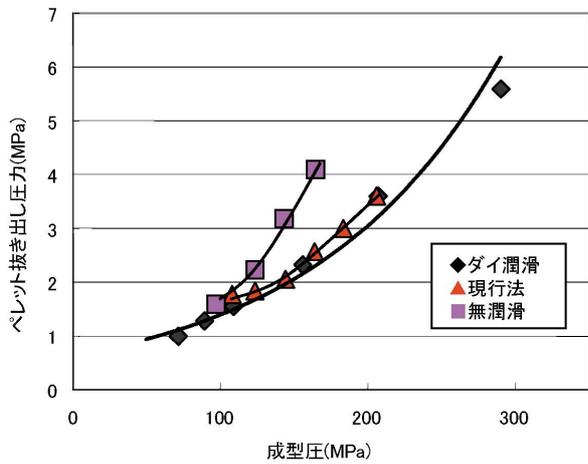


図14 成型時の潤滑性能

に組み込み、ダイを一括で挟み込むことで固定できる。

これらの開発の結果、セル作業では困難と思われる細かい調整作業を行わずに金型交換ができる。なお、6連配列の金型の交換は現在、グローブボックス作業で約8.5時間費やしているが、ダイセット機構の開発により約30分に短縮することができる。

5. 気流搬送技術の開発

粉末搬送容器の保管スペースや搬送スペースを削減し、燃料製造プラントのコンパクト化を図る

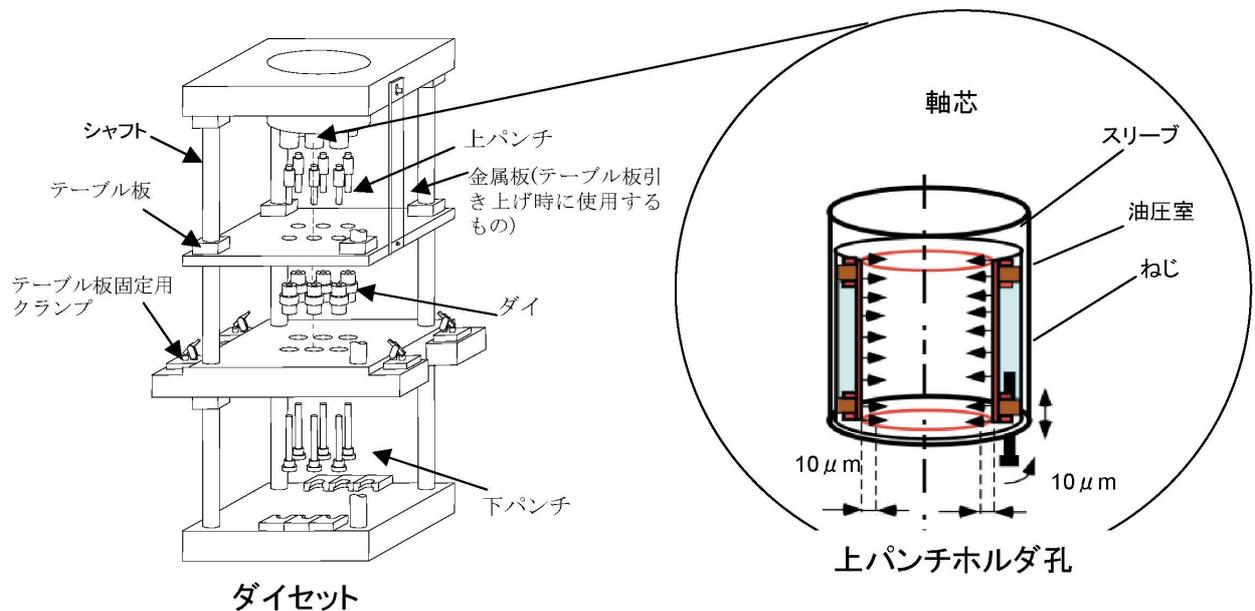


図15 金型交換が簡単にできる機構

ことと、搬送設備を介して燃料製造設備間を移動していたものを直接搬送することにより搬送設備を合理化する粉末気流搬送技術について、模擬粉末を用いた試験を行い、MOX粉末の気流搬送の技術的成立性を確認した。

5.1 気流搬送方法の選定と新方式の考案

MOX粉末を気流搬送するための要件は、粉末滞留がないこと、セル内の負圧維持（圧力変動）のため、少ない空気量で搬送すること、搬送能力が高いこと、粉末が形状変化し、流動性を低下させることのないこと、搬送配管を摩耗させないことである。そこで、既存技術である吸引方式、MOCO方式（旧西独、MOCO社方式）、PFC（Plug Flow Conveyor）方式のカタログ、文献¹⁶⁾から、上記5つの要件に適合できるかを調査・予測した（表4）。その結果、吸引方式は高速搬送であるため、粉末と搬送配管壁との衝突力が強く、粉末の形状変化、搬送配管の摩耗及び摩耗キズ内部への粉末滞留の恐れがあること、また、低濃度搬送のため、搬送能力が低いことが懸念された。また、MOCO方式も高速搬送であるため、粉末の形状変化、搬送配管の摩耗及び粉末滞留の恐れがあること、また、加圧による高濃度搬送であるため空気量を多く必要とし、圧力変動が懸念された。PFC方式は低速搬送で、かつ、加圧による高濃度搬送であるため、圧力変動のみが懸念された。しかし、PFC方式は圧力変動対策のみを行えば良いことから、この方式をベースに新たな気流

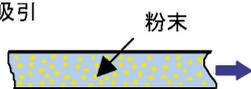
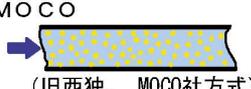
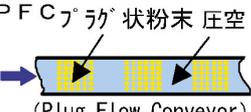
搬送方法を開発することとした。PFC方式は、プラグ状粉末（約500gの粉末をひとつのかたまり状としたもの）と圧縮空気の供給を交互に切り替えて搬送配管全長に及ぶ数十個のプラグ状粉末を低速搬送するため、供給元では高压空気が必要となる。このため、供給元で高压空気を必要としないようにプラグ状粉末を1個ずつ間欠に搬送するShot（Shot Flow Conveyor）方式を考案し、試験機を設計・製作した（図16）。なお、先の調査・予測結果を試験により確認できるようにするために、この試験機を電気制御による粉末供給バルブの切り替えにより既存技術のMOCO方式、PFC方式にも対応できるようにした。また、吸引方式は真空ブロワへ接続することにより対応できるようにした。

5.2 比較試験

MOX粉末を模擬したモリブデン造粒粉末（粒径サイズの中央値（D50）：124 μ m）を用い、粉末滞留、圧力変動、搬送能力及び搬送後粉末の流動性について試験を行った。なお、試験は搬送配管内径 28mm、搬送配管全長約12m、コーナ数4箇所の条件で実施した。

試験の結果、粉末滞留については、Shot方式が最も良好で、搬送空気流量300～600NL/minで粉末滞留率をほぼ0%とする粉末搬送ができた。一方、MOCO、PFC方式では粉末滞留率を0%とすることはできず、搬送空気流量が250NL/min以下になると搬送配管内が搬送粉末により閉塞し

表4 既存技術の気流搬送方法の調査・検討

搬送方法と搬送イメージ	方 法	調 査 ・ 検 討 項 目				
		粉末滞留	圧力変動	搬送能力	流動性低下	搬送管摩耗
吸引 	<ul style="list-style-type: none"> 吸引ブロアで吸引搬送 低濃度高速搬送（風速20～30m/s） 	×		×	×	×
MOCO  （旧西独、MOCO社方式）	<ul style="list-style-type: none"> 圧空を用いて搬送 高濃度高速搬送（風速5～15m/s） 	×	×		×	×
PFC  （Plug Flow Conveyor）	<ul style="list-style-type: none"> 粉末と圧空の供給を交互に切り替えて搬送 高濃度低速搬送（風速1～5m/s） 		×			

(新開発Shot方式)

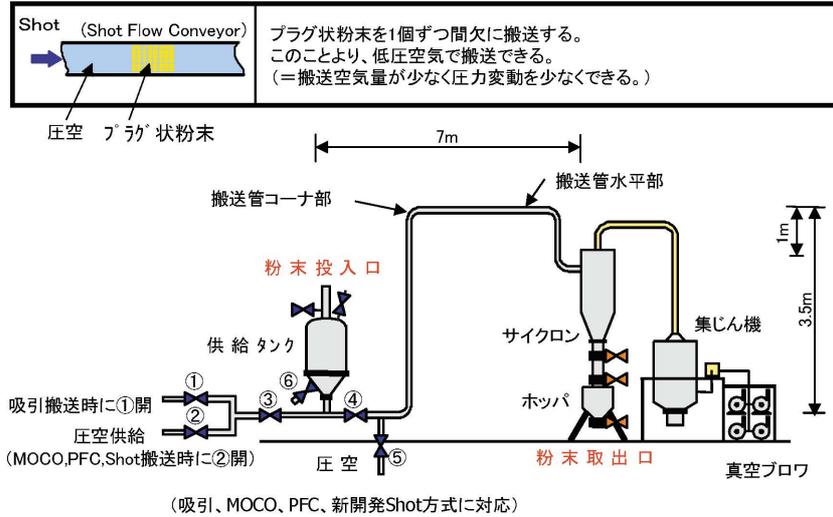


図16 Shot方式の開発と気流搬送試験機概念図

た。なお、Shot方式では100NL/minでも搬送配管の閉塞はみられなかった。

圧力変動については、少ない搬送空気流量で搬送できるShot方式が最も良好であった。なお、吸引方式は吸引と排気の搬送空気量が等しいため、圧力変動はない(図17)。

搬送能力については、Shot、PFC、MOCO方式では搬送空気流量300NL/minで、吸引方式では搬送空気流量1,000NL/minで試験した結果、Shot方式は約5kg/min、PFC、MOCO方式はともに約12kg/min、吸引方式は約2kg/minであり、搬送能力ではPFC、MOCO方式が良好であった。

搬送後粉末の流動性については、搬送空気量が少ないほど搬送後の粉末の流動性は良好であった(図18)。従って、低い搬送空気量でも閉塞がみ

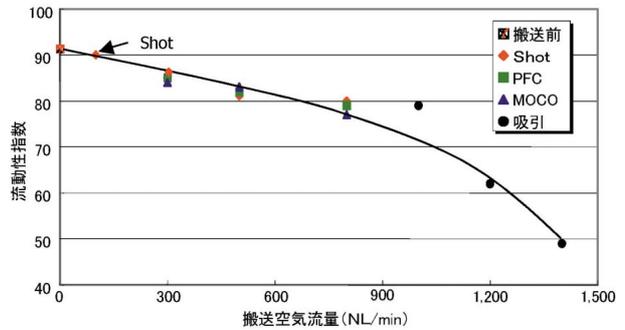


図18 既存搬送方式とShot方式搬送試験結果(流動性の低下)

られないShot方式が流動性を最も低下させず搬送することができた。

以上の試験結果から、既存技術の搬送方式に比べ、開発したShot方式は、粉末滞留が少ない、圧力変動を少なく、流動性を低下させず搬送できることを確認した。なお、搬送能力については、臨界管理上、1回の取扱量を40kgMOXと想定すると、10分程度で搬送でき、設備の運転時間の律速となるほどの時間ではなく、許容できる範囲と判断した。

5.3 摩耗試験

Shot法を搬送方式として絞り込み、気密維持の安全性に繋がる搬送配管摩耗試験と、搬送配管摩耗による粉末滞留量の関係を調べる試験を行った。MOX粉末に対し比重が約1.5倍のタングステンカーバイト造粒粉末(粒径中央値(D50): 350

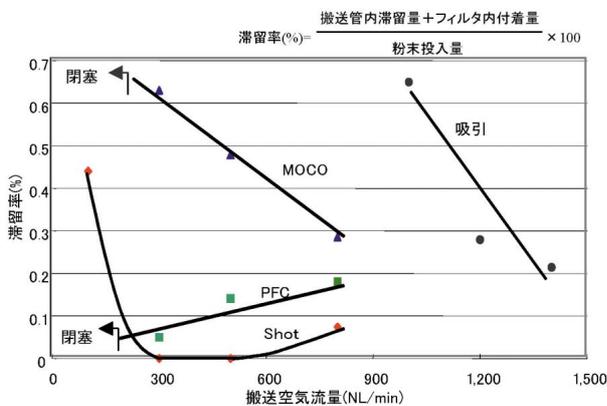


図17 既存搬送方式とShot方式の粉末搬送試験結果(粉末滞留)

μm)を模擬粉末として使用した。搬送配管の摩耗量は最小読み取り値0.01mmの超音波厚み測定器で定めた測定ポイントの配管肉厚を測定した。また、粉末滞留量は搬送した重量に対して回収した重量の差から算出した。試験は1プラグ約500gの搬送を繰り返し行い、延べ搬送量約4 tonまでデータを取得した(図19)。

その結果、粉末滞留は約100kgの搬送量まではみられないが、搬送配管にキズ状の摩耗が増加するにつれ、キズ内部に微小粉末が入り込んで急激に粉末滞留量が増え、その後、滞留量400gの付近で増減を繰り返した。また、搬送配管の摩耗率(減少した肉厚/試験開始前の肉厚)試験では水平部で搬送前肉厚の約4%、コーナ部で約8%の摩耗がみられ、搬送配管が搬送前肉厚の1/2に摩耗する搬送量は、水平管が68ton、コーナ管が60tonと推定され、MOX粉でもほぼ同じ結果になるものと予想される。これより、年間50ton規模のMOX燃料製造施設であれば、搬送配管の肉厚が1/2で交換するものとする、搬送配管の水平部、コーナ部のいずれも約1年ごとの交換となる。なお、搬送配管交換時には搬送配管に滞留した核物質が飛散するため、気密を有する包蔵物に搬送配管を収納する必要がある。以上より、開発したShot法は、搬送配管が簡単に交換できるグローブボック

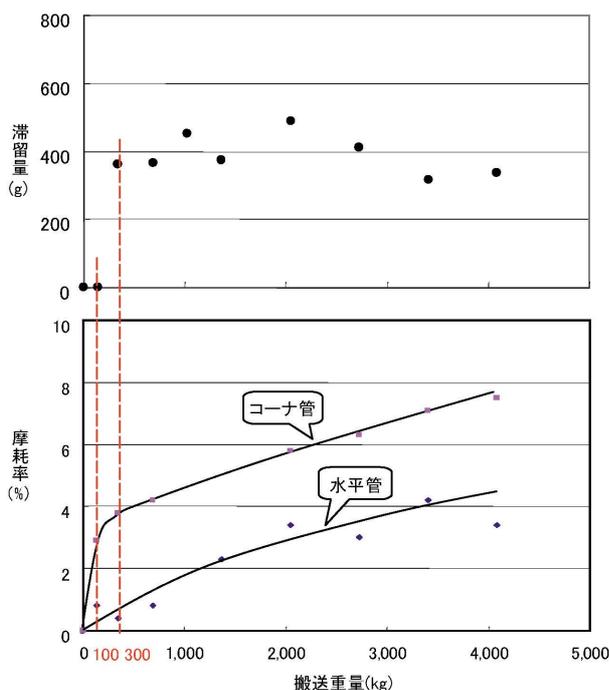


図19 Shot方式による繰り返し搬送試験結果

ス内の搬送には適用できるが、グローブボックス間、セル間では困難であると判断した。

6. まとめ

ショートプロセス、低コストプラントを実現するための4つの要素技術について、これまでの開発の総括と今後の課題を以下に示す。

6.1 Pu富化度調整技術開発

現行設備の一部改良により、燃料仕様を満足するために必要な精度でPu富化度の調整が可能であることが確認できた。また、MH粉末の混合転換特性が、従来、混合転換を実施している1:1混合転換粉末と同等の脱硝特性や脱硝後粉末の特性を持つことが確認できた。

6.2 粉末流動性の改良

「高温度焙焼・還元法」では、MH粉末の流動性の測定及びペレット焼結密度の測定結果から、95%T.D.以上の焼結密度を達成するために必要な粉末特性となるようにMH粉末を調製することが困難であることが分かった。

一方、「造粒法」では、粉末の流動性が良好であること及びペレット品質(Pu均一性、結晶粒径)が良好であることが確認できた。現在、製品粉末として粒径の最適化及びそのための造粒条件を把握するための試験を継続実施している。今後、従来の造粒法で調製した粉末の粉末流動性を測定し比較評価していく。

この造粒プロセスを転換プロセス設備(脱硝及び焙焼・還元)に新たに付加することは、製造コスト増加要因となるので、転換機能と造粒機能を融合させた新たな機器開発に今後取り組む必要がある。

6.3 ダイ潤滑型成型機の開発

MOX粉末を成型する場合の各種潤滑剤の潤滑性能を評価した結果、既存プロセスにおいて使用しているステアリン酸亜鉛粉末を直接、金型に噴霧塗布する方法が最も潤滑性能が良く、MOX粉末に潤滑剤を添加混合後成型する現行法と同等の潤滑性能を得られることが確認できた。また、模擬粉末を用いた性能確認試験により、成型体の強度は従来法を上回ることで、潤滑剤含有量の大幅低減により、予備焼結、脱ガス工程の削除が可能で

あることの見通しが得られた。

また、遠隔保守に向け、成型機の金型交換作業を簡単に行うための機構を開発し、設計通り機能することを確認した。

今後、ダイ潤滑型成型機でMOX粉末を用いた実試験を実施する必要がある。

6.4 気流搬送技術開発

粉末搬送方法、搬送配管内粉末滞留率及び搬送配管の摩耗などの基礎的なデータを取得し、粉末搬送方法として新たに考案したShot法が最適であることが分かった。しかし、搬送経路が長くなると造粒粉末からの微粉が搬送配管内の表面に滞留すること、搬送配管の摩耗が当初想定したよりも大きいことなどがわかり、適用範囲はセル内、グローブボックス内の搬送に限定される。

したがって、粉末輸送は、現行と同じく容器搬送を基本とすることになるが、再処理と燃料製造を一体化したショートプロセスプラントであれば、粉末搬送工程は限られており、現行MOXプラントでも採用されている重力落下方式の採用により、コスト低減が可能と考えられる。

7. おわりに

これまでの試験結果から、ショートプロセスによるペレット製造の個々の要素技術について、技術的成立性を見通しを得ることができ、大幅な燃料製造コスト低減の見通しが得られた。2004年度から、ODS鋼照射試験の一環として、流動性の改良されたPu富化度調整済MH粉末の製造を実施し、その後、中空ペレット製造、燃料要素加工を行い常陽で照射する計画である。

さらに、ショートプロセスのプラントスケールへの反映を目的に、処理能力を設定してPu富化度調整設備の設計検討を行う。また、粉末流動性の改良については、ペレット成型ダイスへの高充填率確保による焼結ペレット品質の安定性向上を目指し、小径造粒粉末の製造法開発や流動性向上技術開発などを行う。

ダイ潤滑型成型機の開発については、今後、小規模MOX用ダイ潤滑型成型機(3 kg/ロット)を整備し、その後、高速増殖実験炉「常陽」で照射試験用ペレットを製造する計画としている。

今後は、上述のように工学規模の試験設備を開発、整備した上で、MH粉末の混合転換からペレット製造まで一連の試験を行い、ショートプロセスによる製造技術の確立を目指す。

参考文献

- 1) 栗田 勉, 加藤良幸, 他: “原子炉用核燃料製造プロセスの簡素化”, 第39回粉体に関する討論会, (2001)
- 2) 栗田 勉, 田中 泉, 他: “MOX燃料製造簡素化プロセス(ショートプロセス)の基礎試験 - 概要と試験状況 -”, 日本原子力学会, 2001秋の大会, K30, (2001)
- 3) 久芳明慈, 坂田文夫, 他: “MOX燃料製造簡素化プロセス(ショートプロセス)の開発”, 日本原子力学会, 1998秋の大会, I41, (1998)
- 4) 高澤 寛, 川辺晃寛, 他: “MOX燃料製造簡素化プロセス(ショートプロセス)の基礎試験 - Pu富化度調整技術開発試験 -”, 日本原子力学会, 2001秋の大会, K31, (2001)
- 5) 栗田 勉, 加藤良幸, 他: “MOX燃料製造簡素化プロセス(ショートプロセス)の基礎試験 - Pu富化度調整試験 -”, 日本原子力学会, 2003春の大会, B6, (2003)
- 6) R.L.Carr: Chem. Eng., 72, Jan. 18, P. 163 (1965)
- 7) 栗田 勉, 高澤 寛, 他: “原子炉用核燃料粉末の流動性改良”, 第39回粉体に関する討論会, (2001)
- 8) 栗田 勉, 大沼秀行, 他: “MOX燃料製造簡素化プロセス(ショートプロセス)の基礎試験 - 粉末流動性評価試験() -”, 日本原子力学会, 2002春の大会, N53, (2002)
- 9) 坂下 攝: “粉体プロセスの自動化の問題点”, 化学工学, 第32巻, 第11号, (1968)
- 10) 柳田博昭 / 監修, “微粒子工学大系”, (2002)
- 11) 栗田 勉, 加藤良幸, 他: “原子炉用核燃料粉末の流動性改良(第2報)”, 第41回粉体に関する討論会, (2003)
- 12) 栗田 勉, 大沼秀行, 他: “MOX燃料製造簡素化プロセス(ショートプロセス)の基礎試験 - 粉末流動性評価試験() -”, 日本原子力学会, 2003春の大会, B8, (2003)
- 13) 加藤良幸, 澤 秀志, 他: “MOX燃料製造簡素化プロセス(ショートプロセス)の基礎試験 - MOX粉末の高温焙焼還元試験() -”, 日本原子力学会, 2003春の大会, B7, (2003)
- 14) 大沼秀行, 栗田 勉, 他: “核燃料粉末の流動性改良(造粒試験)”, 第40回セラミックス基礎科学討論会, (2002)
- 15) 牧野崇義, 遠藤秀男, 他: “ショートプロセスによるペレット製造方法の基礎的検討”, サイクル機構技報, No 20, P17, (2003)
- 16) 坂下 攝: “粉体トラブル工学(第2刷)”, 工業調査会, (1990)

技術報告



燃料製造システムの要素技術開発(2) - 振動充填燃料製造技術開発の現状 -

木原 義之

東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部

Current Status of Vibro-Packed Fuel Fabrication Process Development

Yoshiyuki KIHARA

Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works

FBR実用化戦略調査研究においては、FBRの長所である不純物元素の高い許容量を最大限に生かす意味から、高いエネルギーの放射線を放出する希土類元素やマイナーアクチニド(MA)元素を含む低除染MA燃料を将来の実用化燃料概念としている。このため、従来のグローブボックスではなく、セルにおいて燃料を遠隔製造する必要があり、これに適した振動充填燃料(スフェアパック燃料及びバイパック燃料)の製造技術を、実用化の候補概念の一つとして開発を進めている。

本報告では、1)外部ゲル化法による粒子燃料製造において、希土類元素の影響を確認するため、模擬物質としてサマリウム(Sm)を添加したウラン試験結果、2)スフェアパック燃料の充填挙動予測を目的として数種の模擬物質を用いた振動充填試験結果、及び3)バイパック燃料についてゲッター(金属ウラン)粒子を添加した場合の充填挙動評価結果について報告する。

In the feasibility study of FBR cycle system, the concept of future commercialized fuel is "low-decontaminated MA (minor actinide) fuel," which contains high radioactive rare earth elements and MAs. This fuel will optimize a positive feature of the fast reactor, which allows high impurities for the fuel. Therefore, this fuel should be fabricated not in a conventional glove-box but in a cell with remote handling. A vibro-packed fuel, like sphere-pac fuel or vipac fuel, is well-suited, and the development of fabrication procedure is in progress as a candidate for the commercialized fuel fabrication process.

Results of the three topics are reported: 1) results of uranium dioxide particle fabrication with external gelation process containing samarium (Sm) as a representative element of rare earth impurities. 2) results of vibro-packing experiments using several simulated materials for the prediction of filling behavior during sphere-pac fuel fabrication and 3) results of evaluation on filling behavior of vipac fuel particles with getter (uranium metal) particles.

キーワード

振動充填燃料, スフェアパック燃料, バイパック燃料, MOX燃料, 燃料製造, 外部ゲル化法, 粒子燃料, 振動充填

Vibro-Packed Fuel, Sphere-Pac Fuel, Vipac Fuel, MOX Fuel, Fuel Fabrication, External Gelation Process, Sphere Fuel, Vibro-Filling



木原 義之

プルトニウム燃料
開発グループリー
ダ
振動充填燃料開
発, MA燃料開発,
溶接技術開発, ロ
シア解体核協力等
の業務に従事

1. はじめに

現在, FBRサイクルが本来有する長所を最大限に活用した実用化システム像を抽出し, 併せて, 将来社会の多様なニーズに柔軟に対応できるように開発戦略を提示することを目的とした実用化戦

略調査研究を実施している¹⁾。高速炉の特長を最大限に利用することにより、使用済燃料の再処理工程においては必ずしも従来のような高い除染係数を必要とせず、多少不純物を含んだプルトニウムを燃料として利用することができる。したがって、「FBR 実用化戦略調査研究」においては、マイナーアクチノイド (MA) 低除染燃料を将来の実用化燃料仕様としている。この燃料は、ネプツニウム (Np)、アメリシウム (Am) 等の長半減期の核種や高い放射線を放出する希土類元素を含むため、従来のグローブボックスでの取り扱いではなく、セルでの遠隔製造に適した振動充填燃料製造プロセスを実用化の候補概念の一つとして開発している。

振動充填燃料製造プロセスとして、湿式法再処理で回収される製品硝酸溶液を原料とした粒子燃料製造試験とその振動充填試験、及び乾式法再処理により電解析出して回収された粒形が非均一な顆粒の振動充填試験を進めている。

粒子燃料製造試験については、2002年度に応用試験棟に整備した振動充填燃料製造試験装置を用いて、2003年度から外部ゲル化法と凍結真空乾燥法による粒子燃料製造試験を実施している。外部ゲル化法については希土類元素としてサマリウム (Sm) を添加した粒子製造試験を実施し、Sm の影響がないことを確認した。凍結真空乾燥法については、廃液処理が非常に容易という利点があり、高密度の UO_2 粒子が得られるかどうかを主眼として試験を実施している。

一方、振動充填試験については、湿式再処理に対応した振動充填技術であるスフェアパック燃料と乾式再処理に対応したバイバック燃料について、充填密度が高く、燃料ピン軸方向密度が均一となる最適充填条件を検討するための試験を実施している。両方の充填技術について模擬物質を用いた長尺ピンへの充填試験や、バイバック燃料を対象としてゲッターを添加した場合の充填挙動評価等を実施している。

また、スイスのポールシェラー国立研究所 (PSI) 及びオランダの NRG との共同研究として、内部ゲル化・振動充填法で製造したスフェアパック燃料²⁾³⁾を主として、ペレット燃料及びペレット燃料を破碎して振動充填したバイバック燃料⁴⁾の照射初期の熱的挙動、特に熔融限界線出力を評価するための照射試験を実施しており、2004年1月

から照射試験を開始し、照射試験の終了した燃料については照射後試験を実施している⁵⁾。これらの照射試験の結果、照射初期の熱的挙動を評価するとともに、得られた照射試験結果や、未焼結あるいは微焼結粒子充填体の熱伝導度に関する炉外評価試験結果を振動充填燃料設計コードに組み込み、その信頼性向上を進めている。

本報告では、各種試験のうち、希土類元素の代表として Sm を添加した外部ゲル化法による粒子製造ウラン試験、スフェアパック燃料の充填挙動予測を目的とした、模擬物質を用いた長尺ピンへの振動充填試験、及びバイバック燃料についてゲッターを添加した場合の充填挙動評価の結果について報告する。

2. 粒子燃料製造試験(模擬FP添加小径粒子製造試験)

外部ゲル化法による粒子燃料製造は、製造工程において微粉末の発生量が少ない、遠隔製造が可能であるという長所に加えて、製造した粒子が高密度で、粒度分布が狭く、真球度が良いなどの振動充填燃料に適した性質を有することから、低除染振動充填燃料に用いる粒子燃料製造手法の有力候補のひとつである。

これまでに、委託試験 (ウラン試験) において大径粒子及び小径粒子の製造条件の把握を行うとともに模擬原料液を用いた耐放射線性を確認し、低除染振動充填燃料への適用性について検討を行った。

実用化戦略調査研究フェーズにおける燃料製造法の絞込みのためには、上記の試験結果に加えて FP 元素のゲル化に与える影響の確認が必要となる。

そこで、本試験では模擬 FP 元素を添加することで、模擬 FP 元素が外部ゲル化法による粒子製造条件に与える影響を確認するために試験を実施した。

2.1 模擬FP元素の選定及び添加量の検討

FBR 実用化戦略調査研究において検討されている FBR 平衡炉心燃料組成⁶⁾において、含有量が 0.01% 以上となっている FP 元素は Sm、イットリウム (Y)、ガドリニウム (Gd)、ユーロピウム (Eu) の 4 種類である。希土類元素の化学的な性質は一般的に似ていることから、代表元素として

含有率の最も高いSmを選定した。また、添加量については、過剰に加えて添加の影響の傾向を把握することとし、分析機器の検出能力を考慮して約7 wt%とした。

(1) 試験方法

振動充填燃料では、2または3成分の異なる粒径の粒子を充填に用いる。各成分の重量割合は大径粒子が多いが、個数では小径粒子が圧倒的に多く、小径粒子の量産技術の確立が重要なキーとなる。

小径粒子の製造条件は委託試験⁷⁾と本試験の直前にウランを用いて行った小径粒子製造試験で得られた試験条件を基に設定した。外部ゲル化法の粒子製造フローを図1に示すとともに、各工程の主な条件を下記に示す。また試験条件を表1に示す。

(2) 分析評価

(a) 粒子形状

乾燥粒子、焙焼・還元粒子、焼結粒子の直径、真球度測定を行った。

(b) U/Sm比分析

ICP発光分光分析装置で、滴下原料液、乾燥ゲル粒子、焙焼・還元粒子のSm/U+Sm比を求めた。

(3) 試験結果

原料液調製

滴下原料液は、溶液の均一化のためにスターラで1時間溶液の攪拌を行った後に、不溶解残渣を取り除くために、吸引ろ過で2回ろ過を行った(ろ紙の保留粒子: 1 μm)。ろ過後の滴下原料液の粘度測定を行った結果23.8cP(21.6)であり、

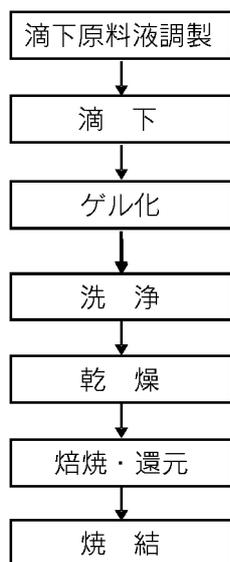


図1 外部ゲル化法の製造フロー

表1 試験条件

滴下原料液	PVA 重合度		2,500
	PVA 濃度	wt%	0.65
	THFA 割合	vol%	40
	ろ過回数		2(ろ紙の保留粒子: 1 μm)
滴下条件	粘度	cP	23.8(21.6)
	ノズル径	μm	130
	送液圧力	Pa	5 × 10 ⁴
	振動数	Hz	1,900
ゲル化条件	発振機出力	dBV	0
	加速速度	G	1
洗浄	アンモニア濃度	wt%	25
	熟成時間	h	18
乾燥	洗浄時間	h	28
	洗浄廃液	pH	9
焙焼・還元	エタノールの使用の有無		有
	乾燥方法		自然乾燥
焼結	昇温プログラム		炉内雰囲気: 空気 0 150 (300 /h), 150 × 2 h, 150 350 (300 /h), 350 × 2 h 炉内雰囲気をAr - H ₂ に切り替え 350 600 (300 /h), 600 × 2 h
	昇温プログラム		炉内雰囲気: Ar - 5% H ₂ 0 1600 (300 /h), 1600 × 2 h, 1600 600 (400 /h)

ろ過及び室温の上昇に伴う液温の上昇で、ろ過前の粘度35.2cP(17.9)より粘度が低下した。

滴下

液滴の分割状況は肉眼で見える限りでは均一に分割されていた。滴下の状態を図2に示す。

ゲル化

振動機で分割した液滴は、25wt%のアンモニア水中に滴下した。熟成時間は約18時間である。熟成後の湿潤ゲル粒子の写真を図3に示す。変形している湿潤ゲル粒子は、粘度の低下によってアンモニア水への着水時の衝撃により変形したものと考えられる。

洗浄

純水を用いて表2に示す条件で洗浄を行った。

乾燥

エタノール洗浄後の湿潤ゲル粒子を約2時間浸漬した後にエタノールを除いてSUS製パットの上で自然乾燥させた(図4)。乾燥ゲル粒子をデジタ

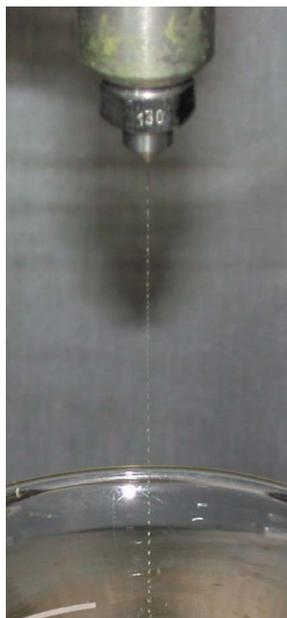


図2 ゲル化のための溶液滴下

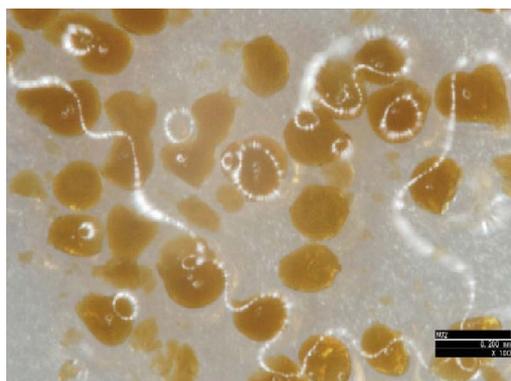


図3 湿潤ウランゲル粒子

表2 洗浄条件

	洗浄時間	洗浄後廃液pH
1回目	50分	11
2回目	20分	11
3回目	110分	9 ~ 10
4回目	70分	9 ~ 10
5回目	110分	9
6回目	15分	9
7回目	19時間10分	9
8回目	2時間30分	9

顕微鏡で撮影し、粒径測定を行った。乾燥ゲル粒子の粒度分布を図5に示す。平均粒径は184 μm 、標準偏差35 μm 、真球度は1.28であった。

焙焼・還元

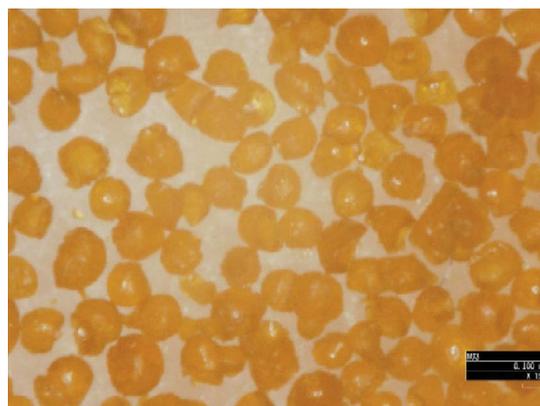


図4 乾燥ウランゲル粒子

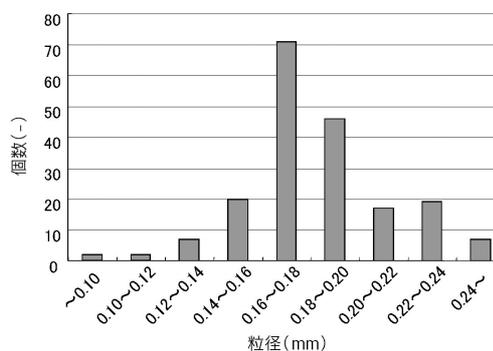


図5 乾燥ゲル粒子の粒度分布

ゲル粒子の焙焼・還元後の粒子重量は18.0%減少していた。これは二ウラン酸アンモニウム (ADU)、テトラヒドロフルフリルアルコール (THFA)、ポリビニルアルコール (PVA) 等の分解による減少である。焙焼・還元粒子の顕微鏡写真を図6に、粒度分布を図7に示す。平均粒径は152 μm 、標準偏差28 μm 、真球度は1.31であった。焙焼・還元粒子の平均径は、乾燥粒子と比較して約17%収縮していた。

焼結

焼結後の粒子重量は1.3%の重量減であった。焼結粒子の顕微鏡写真を図8に、粒度分布を図9に示す。平均粒径は161 μm 、標準偏差36 μm 、真球度は1.24であった。

焙焼・還元粒子と比較して焼結粒子の平均径は約24%収縮していた。

試験結果のまとめ

洗浄ゲル粒子、乾燥ゲル粒子、焙焼・還元粒子、焼結粒子について直径、真球度を測定した結果を表3に示す。

また、滴下原料液、乾燥ゲル粒子、焙焼・還元

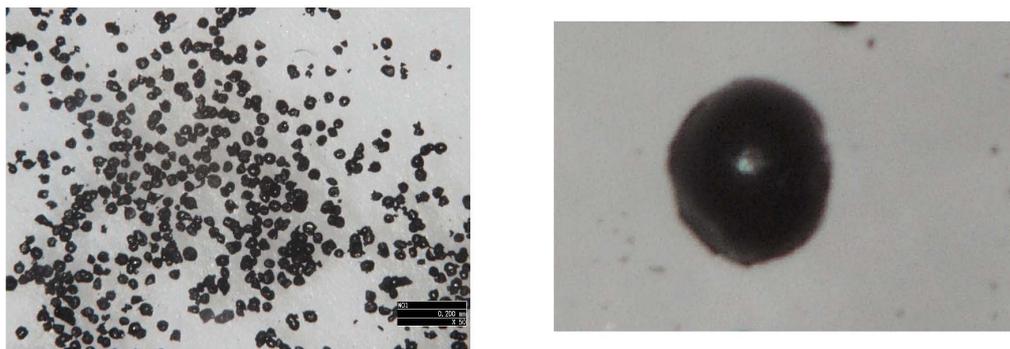


図6 焙焼・還元粒子

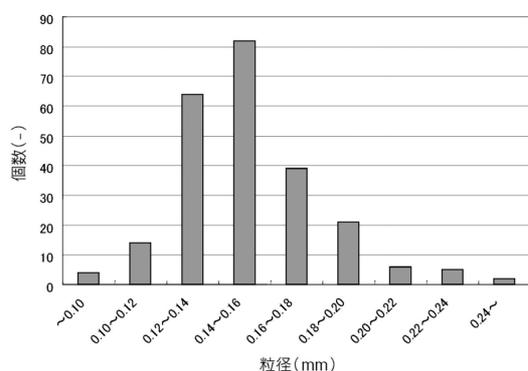


図7 焙焼・還元粒子の粒度分布

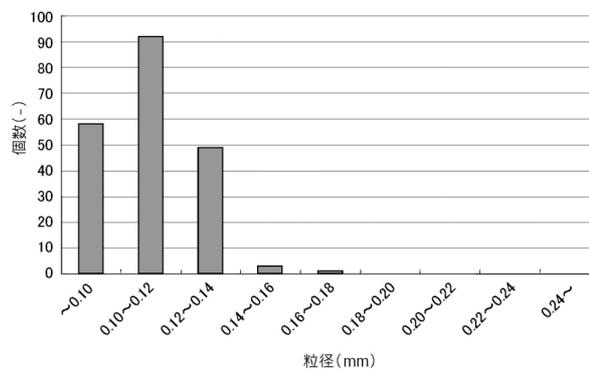


図9 焼結粒子の粒度分布

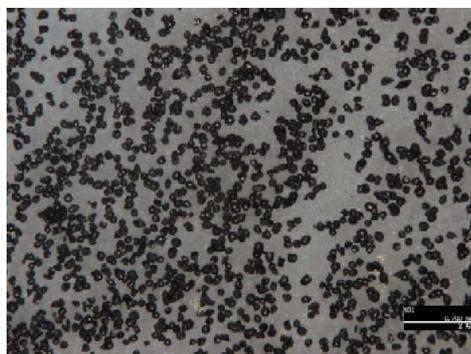
図8 焼結UO₂粒子

表3 粒径と真球度の比較

	乾燥ゲル粒子	焙焼・還元粒子	焼結粒子
測定粒子数 (個)	191	237	203
平均粒径 (標準偏差) (μm)	184 (35)	152 (28)	109 (14)
平均真球度 (標準偏差)	1.28 (0.22)	1.31 (0.24)	1.26 (0.15)

粒子中のUとSmの濃度比をICP発光分光分析装置で測定した結果を表4に示す。

2.2 考察

本試験で製造したUO₂粒子の特性は、平均粒径109μm、標準偏差14μm、真球度1.26である。ゲル化法でシングルノズルを用いて100μm前後の粒子を製造した場合、標準偏差は約3μm、真球度は約1.1であることからすると、本試験で製造した粒子はやや分布が広く粒子形状も変形しているといえる。

この原因については、滴下直前の滴下原料液の粘度が目標の約40cPに対して23.8cP(21.6%)と

表4 Sm/U+Sm比

	滴下原料液	乾燥ゲル粒子	焙焼・還元粒子
Sm/U + Sm(wt%)	7.41	7.47	7.38

低かったために、アンモニア水面と衝突した際の衝撃で変形したものと考えられる。

粘度の低下の原因はろ過によるPVA濃度の低下、液温の上昇である。また、PVA濃度が低下したためゲル粒子形状を保つ保持力が弱まったことも変形の原因と思われる。

上記のように滴下原料液の粘度及びPVA濃度の低下が変形の主要原因と考えられること、また、乾燥から焼結までの工程では、粒子の割れ欠け等の異常は観察されなかったことから、7%程度のSm添加では粒子製造が困難になるような影響は与えないものと思われる。

また、粒子製造工程でのSm/U+Sm比を分析した結果を表4に示す。滴下原料液、乾燥ゲル粒子、焙焼・還元粒子中のSm/U+Sm比がほとんど変化無ことから、外部ゲル化による粒子燃料製造工程においてFP元素がゲル化廃液等へ漏出する等の影響はないことを確認した。

現在、「FBR実用化戦略調査研究」において実用化燃料として検討されているMA低除染燃料は、FPの添加量は総量でも約4%であるため、これらのFP元素が外部ゲル化法による粒子製造条件に大きな影響を与えることはないと考えられる。

3. スフェアパック燃料充填試験

スフェアパック燃料製造時の粒子投入法としては浸透法、事前混合法、同時充填法等の方法が知られている。なかでも浸透法は、大粒子と小粒子の被覆管への投入を別々に行えるため、粒子装荷時における偏析の発生が無く、充填後の軸方向密度分布の均一性に優れた方法と考えられている。

本試験では、実用化戦略調査研究のスフェアパック燃料製造プラントのシステム評価研究に資するため、長尺ピン（ピン長は最大2m、スタック長は最大1.5m）を用いた浸透法による充填試験を実施し、長尺ピンにおける充填時間（小粒子の浸透時間）に関する知見を得ることを目的として試験を実施した。

3.1 試験方法

試験条件の一覧を表5に示す。充填試験は東海事業所乾式プロセス・材料試験棟にあるコールドの振動充填試験設備を使用して実施した。模擬粒子としては、MOX粒子（密度約11g/cc）と比較的密度に近いHfO₂粒子（密度約8.9g/cc）を用いて、スタック長に対する充填時間の変化を調査した。また、粒子の密度の違いによる充填時間の変化を見るため、HfO₂と密度の異なるガラス（粒子密度2.5g/cc）、TiO₂（粒子密度4.2g/cc）、CeO₂（粒子密度7.0g/cc）の各球状粒子を使用して充填試験を実施し、300mmの大粒子充填体中に小粒子が浸透するのに要する時間を求めた。

なお、粒子は試験に使用する前に分級し、大粒子に関しては850~710μm、小粒子に関しては90~75μmの粒径範囲に調節した。充填の進行状況を目視観察するため、模擬被覆管としてアクリル管（内径5あるいは7mm、長さ500mm、1,000mm、1,800mm）を使用した。

大粒子投入時の装荷速度は、予備試験の結果から、高さ300mmの大粒子充填体を形成するのに対して約4分20秒程度を目安とした。被覆管中に計画した長さの大粒子充填体を形成した後、加振を一旦停止し、人手にて、小粒子を装荷する。小粒子の被覆管への投入速度はコントロールしていない。その後、定常振動による加振（加速度2~10G、周波数150Hz又は200Hz）を再開し、小粒子を大粒子充填体中に浸透させる。加振中はスタック上端部における偏析を防止するために、荷重棒（重さ約370g）を被覆管の上端から挿入し、大粒子充填体の上にある小粒子層に荷重をかけた。小粒子は被覆管の底から積みあがるようにして、充填が完了した状態の層を充填体の下部から形成し、最後に大粒子充填体の上端部に到達する。小粒子が浸透を開始してから、充填が完了した層が大粒子充填体の上端に到達するまでの時間を充填時間（充填が完了したことを確認するため、加振時間は充填時間より長くなっている）として記録する。また、最終的な2成分充填体のスタック長より、模擬燃料ピンの全スタック平均充填率を求めた。

なお、全スタック平均充填率は以下の式で定義した。

$$P = \frac{W}{\pi r^2 l \rho} \times 100$$

表5 スフェアバック燃料充填試験条件

[充填条件]

		充填条件 1	充填条件 2	充填条件 3	充填条件 4	充填条件 5	充填条件 6	充填条件 7	充填条件 8
粒子総重量		84.51g	84.50g	195.11g	193.60g	304.21g	415.60g	23.90g	23.50g
被覆管	材質 長さ/内径 (mm)	アクリル管 500/7	アクリル管 500/7	アクリル管 1,000/7	アクリル管 1,000/7	アクリル管 1,800/7	アクリル管 1,800/7	アクリル管 500/7	アクリル管 500/7
粒子投入方法		加振連続投入 (投入後も加振)							
投入時加振条件	周波数帯 (Hz)	200	200	200	200	200	200	200	200
	掃引速度 (Hz/s)	-	-	-	-	-	-	-	-
	加速度 (G)	5	5	5	5	5	5	5	5
	加振時間 (min)	4.25	4.22	13.02	19.88	19.83	38.33	4.17	6.00
投入後加振条件	周波数 (Hz)	200	150	150	200	200	200	200	200
	掃引速度 (Hz/s)	-	-	-	-	-	-	-	-
	加速度 (G)	10	2	2	5	5	5	5	5
	充填時間 (min)	1.42	2.18	4.28	3.75	5.33	8.95	5.50	5.28
	加振時間 (min)	2.68	4.25	5.43	12.35	10.10	9.57	5.50	5.28

[粒径範囲ごとの成分割合]

	成 分 割 合 [%]							
	充填条件 1	充填条件 2	充填条件 3	充填条件 4	充填条件 5	充填条件 6	充填条件 7	充填条件 8
材質 (燃料粒子相当)	HfO ₂	ガラスビーズ	ガラスビーズ					
850 - 710 (μm)	75.4	75.4	76.2	76.8	76.8	76.7	74.9	74.9
90 - 75 (μm)	24.6	24.6	23.8	23.2	23.2	23.3	25.1	25.1

[充填条件]

		充填条件 9	充填条件 10	充填条件 11	充填条件 12	充填条件 13	充填条件 14
粒子総重量		16.00g	16.06g	16.00g	16.00g	16.03g	25.11g
被覆管	材質 長さ/内径 (mm)	アクリル管 500/5	アクリル管 500/5	アクリル管 500/5	アクリル管 500/5	アクリル管 500/5	アクリル管 500/5
粒子投入方法		加振連続投入 (投入後も加振)	加振連続投入 (投入後も加振)	加振連続投入 (投入後も加振)	一括投入 (投入後のみ加振)	一括投入 (投入後のみ加振)	加振連続投入 (投入後も加振)
投入時加振条件	周波数帯 (Hz)	200	200	200	-	-	200
	掃引速度 (Hz/s)	-	-	-	-	-	-
	加速度 (G)	5	5	5	-	-	5
	加振時間 (min)	2.03	5.50	5.72	-	-	4.90
投入後加振条件	周波数 (Hz)	200	200	200	200	300 - 3,000	200
	掃引速度 (Hz/s)	-	-	-	-	100	-
	加速度 (G)	5	5	5	5	30	5
	充填時間 (min)	1.66	1.43	2.20	1.37	1.60	2.50
	加振時間 (min)	5.62	3.17	3.38	5.07	3.72	5.00

[粒径範囲ごとの成分割合]

	成 分 割 合 [%]					
	充填条件 9	充填条件 10	充填条件 11	充填条件 12	充填条件 13	充填条件 14
材質 (燃料粒子相当)	TiO ₂	CeO ₂				
850 - 710 (μm)	78.1	77.9	78.1	78.1	78.0	78.1
106 - 90 (μm)	21.9	22.1	21.9	21.9	22.0	21.9

ここで、P：全スタック平均充填率 (%)

W：被覆管に装荷した粒子の重量 (g)

r：被覆管内径 (cm)

ρ：粒子密度 (g/cm³)

l：スタック長 (cm)

3.2 試験結果及び考察

充填時間のスタック長依存性を図10に示す。ま

た、全スタック平均充填率を表6に示す。これらのデータを整理して得られた全スタック平均充填率のスタック長依存性を図11に示す。図12に充填時間の粒子密度依存性を示す。

表6からわかるように、TiO₂粒子及びCeO₂粒子による全スタック平均充填率はHfO₂粒子及びガラス粒子による全スタック平均充填率と比較すると低くなっているが、これは理論密度比で表わ

した粒子密度がHfO₂粒子及びガラス粒子の方が高いためである。

図10を見ると、HfO₂粒子（粒子密度8.9g/cc）に関しては、充填時間はスタック長に比例して増加する傾向があることが理解できる。一方、図11からは、全スタック平均充填率はスタック長に依存せずほぼ一定であることがわかる。

上記の結果から、浸透法によるスフェアバック充填試験においては、全スタック平均充填率に関しては、短尺ピンのデータをそのまま長尺ピンに対しても適用できることがわかる。また、充填

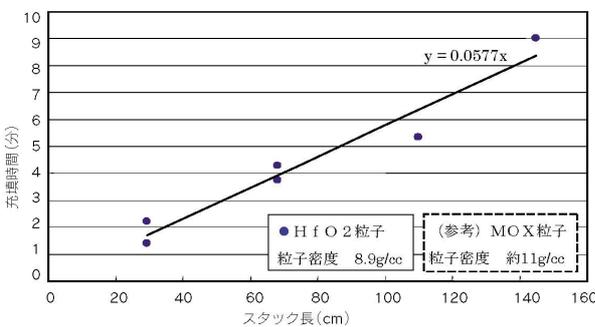


図10 充填時間のスタック長依存性

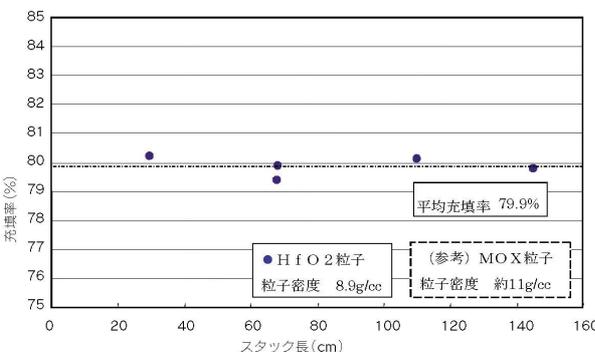


図11 全スタック平均充填率のスタック長依存性

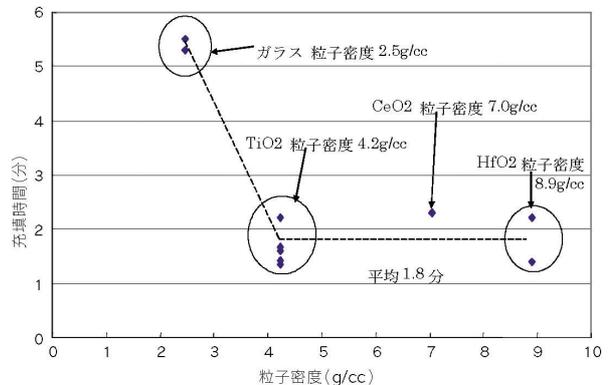
時間に関しては、実燃料ピンスケールでの充填試験ができない場合には、それ以下のスタック長での試験データから、充填時間とスタック長の関係を表現する一次式を最小二乗法等で求め、その直線を外挿することにより推定可能なことがわかる。

図12から、粒子密度4.2g/cc以上の密度を有する粒子に関しては、充填時間がほぼ一定になる傾向があることがわかる。この傾向は、MOX粒子の密度（約11g/cc）でも、大きく変わることはないものと考えられ、図10のデータはMOX粒子の充填挙動に近く、その充填時間予測に適用できるものと推定できる。

今後は、粒子の粒径、表面状態や真球度等の他の因子の影響を調べる。また、浸透法については模擬粒子としてHfO₂を用いた長尺ピン充填試験を継続し、充填時間に関するデータの精度を向上させるとともに、同時充填法による充填時間短縮の可能性等についても調査する。

4. バイバック燃料充填試験

被覆管内面の腐食を防ぐため、高速炉用MOX



※充填方法：スフェアバック浸透法 充填体のスタック長：約30cm

図12 充填時間の粒子密度依存性

表6 スフェアバック燃料充填試験結果

		充填条件 1	充填条件 2	充填条件 3	充填条件 4	充填条件 5	充填条件 6	充填条件 7	充填条件 8
試験結果	大粒子のみスタック長(mm)	293	293	681	680	1,058	1,445.5	304.5	299
	加振前スタック長(mm)	375.5	375.5	882	879.5	1,379	1,880	405	398
	加振後スタック長(mm)	294	294	681	680	1,060	1,445.5	304.5	301.5
	全スタック平均充填率(%)	80.2	80.2	79.9	79.4	80.1	79.8	80.5	79.9
		充填条件 9	充填条件 10	充填条件 11	充填条件 12	充填条件 13	充填条件 14		
試験結果	大粒子のみスタック長(mm)	290	288	288	302	305	297		
	加振前スタック長(mm)	380	380	381	393	401	383		
	加振後スタック長(mm)	288	285	288	288	291	296		
	全スタック平均充填率(%)	68.4	70	69.2	69.1	68.6	63.9		

バイバック燃料には金属ウランを主成分とする微細球形粒子（以下、ゲッター）を添加することが考えられている。充填技術開発の観点からは、MOX粒子と粒径、形状及び比重の異なるゲッターを添加した上で均質に充填する技術を確立することが重要である。そこで、ゲッター含有バイバック燃料の充填構造を明らかにすることを目的に、短尺アクリル管とUO₂粒子、金属ウラン粒子を用いて、ゲッターの添加を想定した振動充填燃料ピンを作成し、軸方向の充填率分布の測定等を実施した。

また、同様の条件で模擬粒子による充填試験を実施し、相互の試験結果の相関性を調べることで、模擬粒子を用いた試験の模擬性の検討を行った。両者の相関性を明らかにすることで、応用試験棟等では実施が困難な長尺ピンを用いた場合のゲッター含有バイバック燃料の充填挙動を、模擬粒子を用いた試験から予測することが可能となる。

4.1 試験方法

粒子投入法をパラメータとして実施した試験の条件を表7にまとめて示す。模擬粒子を用いた試験では、燃料粒子の模擬物質としてはZrO₂、ゲッターの模擬物質としてはHfO₂を使用した。試験条件は、UO₂粒子及び金属ウラン粒子を用いた試験（以下、「UO₂粒子による試験」という）と模擬粒子による試験で基本的には同一であるが、UO₂粒子では1成分としている425～106μmの粒径範囲を、ZrO₂粒子では425～250μmと250～106μmの2成分に分けている。ただし、成分割合についてはUO₂粒子の425～250μmの成分割合とZrO₂粒子の425～250μmと250～106μmの2成分の合計割合は等しくしているので、試験結果に大きな影響は与えないものと考えられる。

アクリル管の内径については、模擬粒子による試験では5mmのものを使用しているが、これは充填試験後、内部構造を分析するために実施するマイクロフォーカスX線CT装置では、内径7mm

表7 バイバック燃料充填試験条件

[充填条件]

		充填条件 1	充填条件 2	充填条件 3	充填条件 4	充填条件 5
粒子総重量		105.5g	105.5g	104.8g	31.05g	31.10g
ゲッター添加量		10wt%	10wt%	10wt%	10wt%	10wt%
被覆管	材質 長さ/内径 (mm)	アクリル管 500/7	アクリル管 500/7	アクリル管 500/7	アクリル管 500/5	アクリル管 500/5
粒子投入方法		一括投入 (投入後のみ加振)	加振連続投入 (投入後も加振)	6分割投入 (投入後のみ加振)	一括投入 (投入後のみ加振)	加振連続投入 (投入後も加振)
投入時加振条件	周波数帯 (Hz)	-	200 - 400	-	-	200 - 400
	掃引速度 (Hz/s)	-	100	-	-	100
	加速度 (G)	-	10	-	-	10
	加振時間 (min)	-	2	-	-	1
投入後加振条件	周波数 (Hz)	500 - 1,000	500 - 1,000	500 - 1,000	500 - 1,000	500 - 1,000
	掃引速度 (Hz/s)	100	100	100	100	100
	加速度 (G)	25	25	25	25	25
	加振時間 (min)	10	8	10	11	10

[粒径範囲ごとの成分割合]

粒 径	成 分 割 合 [%]	
	充填条件 1, 2, 3 UO ₂ (燃料粒子相当)	充填条件 4, 5 ZrO ₂ (燃料粒子相当)
850 - 600 (μm)	45.0	45.0
600 - 425 (μm)	8.2	8.2
425 - 250 (μm)	8.2	4.1
250 - 106 (μm)		4.1
106 - 45 (μm)	16.4	16.4
45 - (μm)	12.2	12.2
	U(ゲッター相当)	HfO ₂ (ゲッター相当)
106 - 45 (μm)	10.0	10.0

の場合、X線の透過量が不十分で分析ができないことによる。なお、充填条件1～3については日本核燃料開発株式会社（NFD）、充填条件4～5については東海事業所乾式プロセス・材料試験棟で試験を実施した。

4.2 試験結果

試験結果を表8にまとめて示す。

スタック長から求めた全スタック平均充填率を比較すると、UO₂粒子による試験では79.3%（充填条件1）、79.8%（充填条件2）、79.0%（充填条件3）、模擬粒子による試験では79.2%（充填条件4）、79.9%（充填条件5）となり、ほぼ同程度の値となった。

なお、2種類の粒子（燃料粒子相当とゲッター相当）が存在する場合の全スタック平均充填率は、以下の式で定義した。

$$P = \frac{W}{\pi r^2 l \bar{\rho}} \times 100$$

ここで、P：全スタック平均充填率（%）

W：被覆管に装荷した粒子の重量（g）

r：被覆管内径（cm）

$\bar{\rho}$ ：平均粒子密度（g/cm³）

l：スタック長（cm）

燃料ピンの一部分に着目した場合に用いる、充填率を以下の式で定義した。

$$p = \frac{\omega}{V \bar{\rho}} \times 100$$

ここで、p：充填率（%）

ω：注目した領域に充填された粒子の重量（g）

V：注目した領域の体積（cm³）

$\bar{\rho}$ ：平均粒子密度（g/cm³）

平均粒子密度は以下の式で求めた。

$$\bar{\rho} = \left[\frac{\chi}{\rho_g} + \frac{1-\chi}{\rho_f} \right]^{-1}$$

ここで、 $\bar{\rho}$ ：平均粒子密度（g/cm³）

χ：ゲッターの重量含有率

ρ_g ：ゲッター相当の粒子密度（g/cm³）

ρ_f ：燃料粒子相当の粒子密度（g/cm³）

また、一括投入法と加振連続投入法の違いによる全スタック平均充填率の違いもほとんどみられなかった。スタック長が50cmを超える場合、一括投入法ではスタック下部の充填率が低くなり、全スタック平均充填率も低下する場合がある。しかし、今回の燃料ピンはスタック長が約30cmと短尺であったため、一括投入法の場合でもスタック下部でも稠密化に十分な流動が起こり、加振連続投入法と全スタック平均充填率の違いが生じなかったものと考えられる。

模擬粒子による試験で、燃料ピンの軸方向3箇所の点について、財団法人ファインセラミックスセンターで行ったマイクロフォーカスX線CT像による構造解析により、各々の充填率を算出し、その平均値が全スタック平均充填率と等しくなるよう補正した。その結果を図13に示す。また、充填率を算出した3箇所の横断面像、縦断面像、立体構築像の例を図14-1、14-2に示す。

図13からわかるようにUO₂粒子による試験では、どの条件でもスタック上部になると充填率が低下する傾向が見られる一方、模擬粒子による試験ではスタック上部で充填率が低下する傾向は見られない。

スタック上部の充填率低下の原因としては、粒子投入時の粒度偏析（粒径差による偏析）及び加振時の粒度偏析の2つが主要な原因と考えられる。また、模擬粒子による試験では、図14-1、14-2からわかるように、大粒子と大粒子間の濃淡の

表8 バイバック燃料充填試験条件

		充填条件 1	充填条件 2	充填条件 3	充填条件 4	充填条件 5
試験結果	スタック長 (mm)	296	293	296	310	318
	全スタック平均充填率 (%)	79.3	79.8	79.0	79.2	79.9

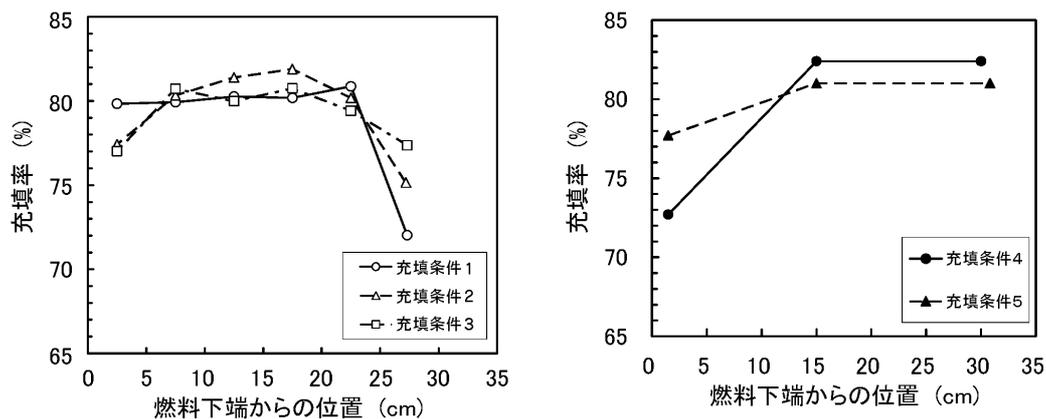
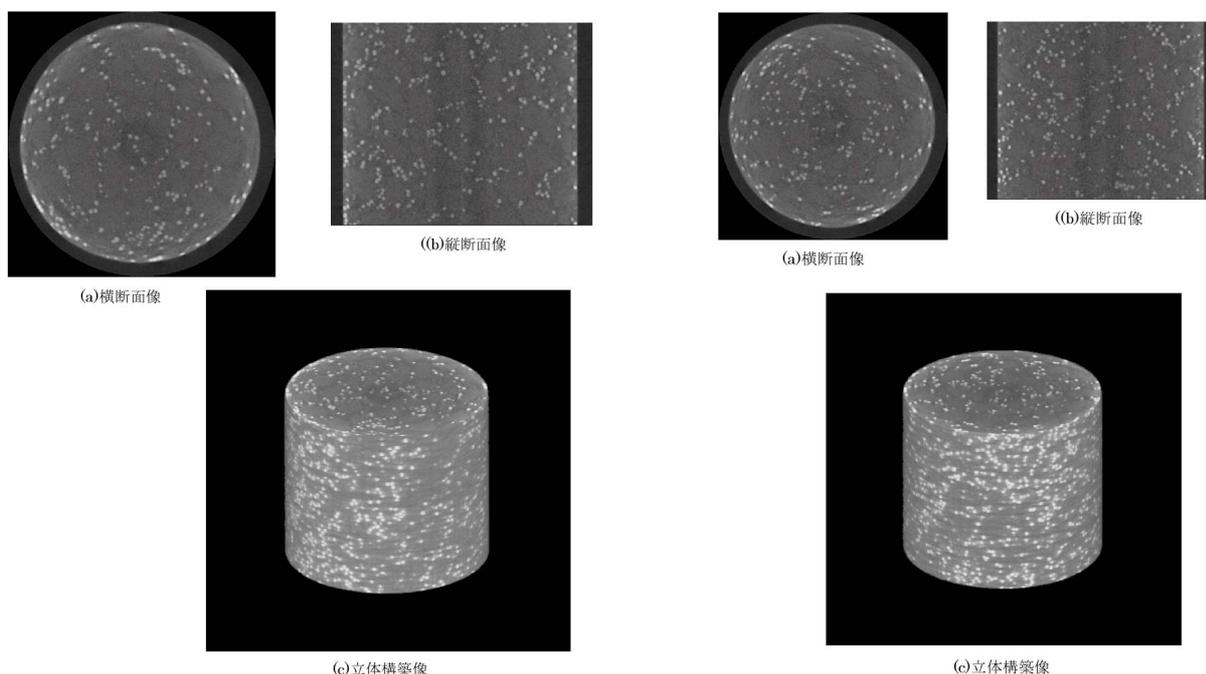


図13 充填率の軸方向分布

図14-1 ZrO_2+HfO_2 粒子 (充填条件4) のCT像 (スタック上端から1 cm)図14-2 ZrO_2+HfO_2 粒子 (充填条件5) のCT像 (スタック上端から1 cm)

差がほとんどないことから、スタック上部での大きな粒度偏析は確認できず、このことは充填率が低下する傾向が見られないことと一致している。

UO_2 粒子による試験の場合、どのケースもスタック上部では充填率は低下する傾向を示しているが、充填条件3では他の2条件に比較して低下の程度が小さく、全体的にも均質性が高い。これは、充填条件3では粒子を6分割して投入することで、粒子投入時の粒度偏析がある程度抑制されているためと考えられる。この投入時の粒子の不均質性だけが、スタック上部の充填率低下の原因ではないものの、均質な充填を行うための重要なパラメータであることは明らかである。

UO_2 粒子による試験では、軸方向の充填率に加え、金属ウランの含有率を求めた。その結果を図15に示す。この図からわかるように、金属ウランの含有率はスタック上部で上昇している。これは、試料容器中での偏析（粒子投入中に密度の大きい金属ウランが試料容器中の底部にたまる）、試料容器からアクリル管に粒子を投入する時の偏析等により、投入終了時に粒子中の金属ウランの割合が高くなっているためと考えられるが、今後、この原因を解明する必要がある。このため、金属ウランの含有率の均質性の観点からも、投入時の均質性が重要なパラメータであることには変わりない。ただし、充填条件3でもスタック上部の金属

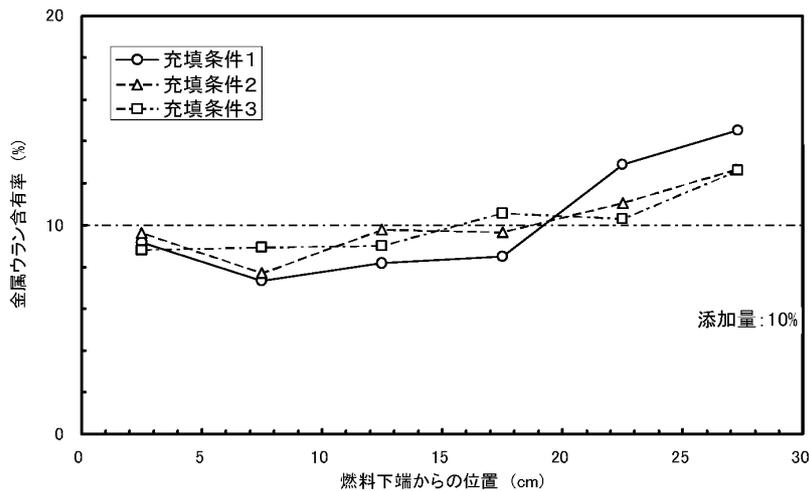


図15 金属ウラン含有率の軸方向分布

ウラン含有率は上昇していることから、加振時の形状・粒径等の影響による金属ウランの偏析等の他の要因が影響を与えていることが考えられ、今後の詳細な検討が必要である。

5. まとめと今後の予定

「FBR 実用化戦略調査研究」における燃料製造システムの実用化候補概念の一つである振動充填燃料の製造技術開発の現状として、湿式法再処理で回収される製品硝酸溶液を原料としたゲル化法による粒子燃料製造試験とその振動充填試験、及び乾式法再処理により電解析出して回収された粒形が非均一な顆粒の振動充填試験について報告した。

ゲル化法による粒子燃料製造試験では、模擬FP元素としてSmを添加したウラン試験を実施し、Smは粒子製造工程に影響を及ぼさないことを確認した。今後は、大小二つの大きさの粒子燃料の量産性を評価する試験を実施する予定である。

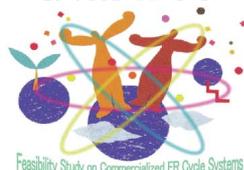
一方、スフェアパック燃料充填試験では、模擬物質を用いた長尺ピンへの充填試験を実施し、充填率は軸方向で均一であること、充填時間についてはピンの長さに比例することを確認した。一方、バイパック燃料充填試験としては、酸化物粒子とは形状、密度が異なるGetterを添加した短尺ピンへの充填試験を実施し、バイパック燃料の充填挙動を概ね把握した。

今後、大小二つの大きさの粒子燃料の量産性を評価する試験やスフェアパック燃料及びバイパック燃料の最適充填条件等、2005年度のフェーズの最終取りまとめに向けて、候補概念の明確化の根拠となるデータを蓄積していくとともに、今後の照射試験に向けての準備を着実に進めていく。

参考文献

- 1) 佐賀山豊, 津久井豊, “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズ 中間報告書”, JNC TN1400 2004-004 (2004)
- 2) M.A.Pouchon, F.Ingold, et al., “Fabrication and Characterization of MOX Microspheres for the FUJI Project”, GLOBAL 2003, 16-20 November 2003, p.653-657 (2003)
- 3) Ch.Hellwig, P.Heimgartner, et al., “Sphere-pac Filling for Irradiation Tests of the FUJI Project”, GLOBAL 2003, 16-20 November 2003, p.1348-1353 (2003)
- 4) Y.Shigetome, S.Kono, et al., “Vipac Fuel Fabrication for Irradiation Tests of the FUJI Project” GLOBAL 2003, 16-20 November 2003, p.1343-1347 (2003)
- 5) Ch.Hellwig, K.Bakker, et al., “FUJI-a comparative irradiation test with pellet, sphere-pac, and vipac fuel”, ATALANTE 2004 21-25 June 2004 O14-04 (2004)
- 6) 梅村昭男, 菊池俊明 他, “ゲル化顆粒燃料製造ライン構成の調査”, JNC TJ9400 2003-002 (2003)
- 7) 尾上毅, 藤原修二 他, “小径粒子滴下ウラン試験”, JNC TJ8400 2001-040 (2001)

技術報告



高速増殖炉サイクルシステムの多面的評価

中井 良大 藤井 澄夫 高熊 克行 加藤 篤志
小野 清* 大滝 明* 塩谷 洋樹*

本社 経営企画部 FBRサイクル開発推進部
*大洗工学センター システム技術開発部

Multidimensional Evaluation on FR Cycle Systems

Ryodai NAKAI Sumio FUJII Katsuyuki TAKAKUMA Atsushi KATOH
Kiyoshi ONO* Akira OHTAKI* Hiroki SHIOTANI*

FBR Cycle System Development Office, Executive Office for the Policy Planning and Administration, Head Office
*System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center

高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究フェーズ中間取りまとめにおいて実施したFBRサイクルシステムの多面的評価について報告する。この評価は、実用化候補概念の明確化を行うための一つの手法として、より客観的かつより定量的な評価手法の構築を目指して検討を進めているもので、ここでは安全性、経済性、環境負荷、資源、核拡散の5つの視点からFBRサイクルを多面的に評価するための手法の概要を述べるとともに、有望な原子炉、炉心燃料、再処理、燃料製造の各概念を組み合わせたFBRサイクルを対象に実施した試評価の結果について説明する。次いで、FBRサイクルシステムを導入する場合の長期的な物質収支解析に基づくウラン資源と放射性廃棄物の視点からのサイクルシステム間の得失、さらには他電源との比較や投資対効果の視点からFBRサイクルシステムそのものの導入効果の検討についても述べる。

This report explains some results of the multidimensional evaluation on various fast reactor cycle system concepts from an interim report of the 2nd phase of "Feasibility Study on Commercialized FR Cycle System."

This method is designed to give more objective and more quantitative evaluations to clarify commercialized system candidate concepts. Here we brief the current evaluation method from the five viewpoints of safety, economy, environment, resource and non-proliferation, with some trial evaluation results for some cycles consist of promising technologies in reactor, core&fuel, reprocessing and fuel manufacture. Moreover, we describe FR cycle deployment scenarios which describe advantages and disadvantages of the cycles from the viewpoints of uranium resource and radioactive waste based on long-term nuclear material mass flow analyses and advantages of the deployment of FR cycle itself from the viewpoints of the comparison with alternative power supplies as well as cost and benefit.

キーワード

高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究、多面的評価、導入シナリオ、導入効果、候補概念、安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性

Feasibility Study on Commercialized FR Cycle System, Multidimensional Evaluation, FR Cycle Deployment Scenario, Deployment Advantage, Candidate Concept, Safety, Economy, Reduction of Environmental Burden, Effective Utilization of Uranium Resources, Proliferation Resistance



中井 良大

FBRサイクルシステム統合グループリーダ
FBRサイクルシステムの総合評価に従事



藤井 澄夫

FBRサイクルシステム統合グループ所属
サブリーダ
FBRサイクルシステムの総合評価業務、社会的受容性業務に従事



高熊 克行

FBRサイクルシステム統合グループ所属
研究主幹
FBRサイクルシステムの総合評価に従事



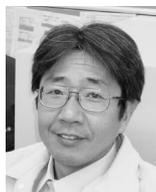
加藤 篤志

FBRサイクルシステム統合グループ所属
研究員
FBRサイクルシステムの総合評価に従事



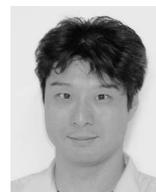
小野 清

FBRサイクル解析グループリーダ
FBRサイクルシステム技術の解析・総合評価に従事、核燃料取扱主任者、第一種放射線取扱主任者



大滝 明

FBRサイクル解析グループ所属
副主任研究員
FBRサイクル導入シナリオ検討及び諸量評価に従事



塩谷 洋樹

FBRサイクル解析グループ所属
副主任研究員
FBRサイクル技術の解析・評価に従事、核燃料取扱主任者、第一種放射線取扱主任者

1. はじめに

フェーズの最終取りまとめにおいて予定されている実用化候補概念の明確化にあたって、FBRシステム及び燃料サイクルシステムの技術総括の結果に加えて、種々の視点から評価を行い、各候補概念の特徴の明確化をはかる手法の一つである多面的評価の活用を目指した検討を実施している。

多面的評価については、より客観的な評価が可能となるような手法の構築を目指し、整備を進めており、ここでは現状における評価手法(案)の概要を以下に述べるとともに、具体的な評価イメージを提示するため、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、核拡散抵抗性)に対する候補概念の適合度の試評価結果についても記載する。

なお、本評価手法については概念の明確化における活用方法を含め、今後も手法の更なる検討を進めるとともに、定量評価の際に用いている評価基準(開発目標に対する適合度を求める尺度)の設定等については、今後の研究開発の動向、社会動向等も考慮しながら、具体的な検討を進めていく予定である。今後の予定も含めた有望なFBRサイクルシステム概念の検討フローを図1に示す。

2. FBRサイクルシステム候補概念の組み合わせ 原子炉、炉心燃料、再処理、燃料製造のそれぞれの分野での技術検討成果に基づき、これらの技

術を組み合わせ、多面的評価で対象とするFBRサイクルシステム候補概念を選定した。

まず、FBRシステムの違いによる影響を評価する観点から、それぞれの炉の特長を引き出すうえで有望な炉心燃料及び燃料サイクルシステム技術を組み合わせFBRサイクルシステム候補概念を構築した。ナトリウム冷却炉に対する炉心燃料としては、これまでの開発実績が多いMOX燃料と高性能が期待できる金属燃料を選定し、MOX燃料に対する再処理技術としては先進湿式法(含む超臨界抽出法)、酸化物電解法を、燃料製造技術としては簡素化ペレット法、振動充填法を組み合わせた。金属燃料に対しては再処理技術としての金属電解法と燃料製造技術としての射出成型法とを組み合わせた。鉛ビスマス冷却炉については、より高い性能を引き出せる強制循環方式を対象とし、燃料としては窒化物燃料とMOX燃料を取り上げ、それぞれに対して先進湿式法、簡素化ペレット法を組み合わせた。ヘリウムガス冷却炉については、炉心性能と安全性で高いレベルを達成し、原子炉出口温度高温化への対応の潜在的能力を有する窒化物被覆粒子燃料を選定し、それに対応して脱被覆+先進湿式、被覆粒子燃料製造を組み合わせた。水冷炉については、冷却材との共存性からMOX燃料を選定し、これに対応して先進湿式法、簡素化ペレット法を組み合わせた。

炉心については、より効率的にPuを増殖させ

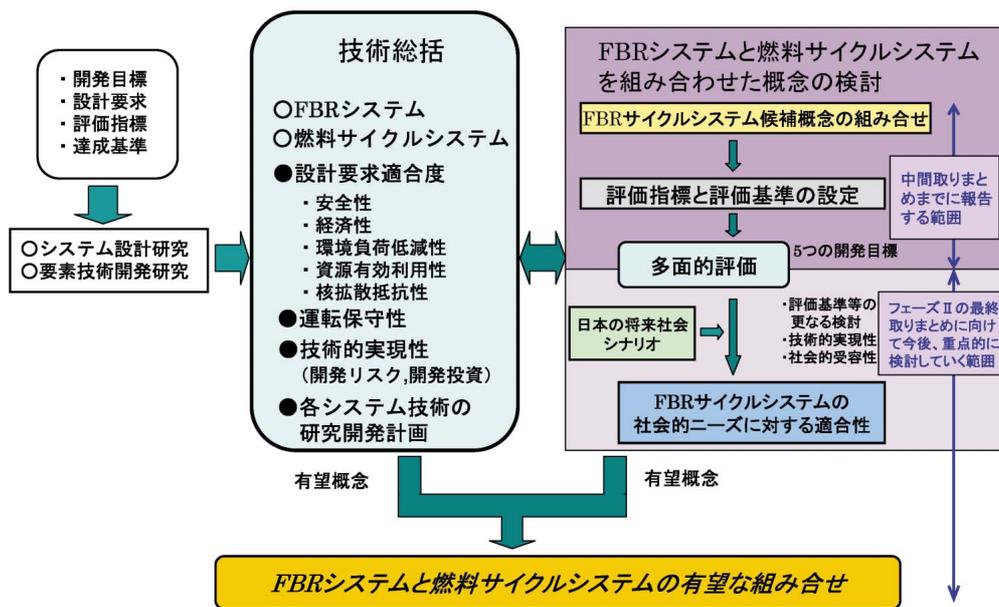


図1 有望なFBRサイクルシステム概念の検討フロー

る資源重視型炉心と炉心全体の平均燃焼度を向上させ、燃料サイクルコストの低減をねらった経済性重視型炉心とを検討し、双方を評価対象とした。

また、中性子経済に優れているというFBRの特長を生かしたLLFP（長寿命核分裂生成物）分離・核変換サイクルについても評価を行った。

以上により選定した22ケースのFBRサイクルシステム候補概念を表1にまとめる。燃料サイクル施設の処理規模は、プラントとしての特性を横並びに評価する観点から、大規模施設としては200トン/年、小規模施設としては50トン/年に統一した。

なお、原子炉の出力規模はサイト当たり3 GWe規模を目標として検討を進めたが、各炉概念の設計上の制約から、結果として出力規模に差が生じている。従って、そのスケール効果を踏まえて結

果を解釈する必要がある。また、水冷却炉やLLFP核変換ナトリウム冷却炉の一部の評価については現在、検討中であるため、その結果については続報にて報告する。

3. 多面的評価

3.1 評価手法

FBRサイクルシステム候補概念の多面的評価にあたっては、経済性や環境負荷低減性などの5つの多面的な評価の視点に対する適合度（効用値）をできるだけ定量的に評価することとした。これに適用する評価手法としては、関連する物理量や項目を階層構造（一次～三次程度）に属性展開し、最下層の評価指標の効用値を求め、これらからその評価の視点に対する適合度（効用値）を求

表1 評価対象となるFBRサイクルシステム候補概念（22ケース）

ケース	炉	燃料	再処理			燃料製造	炉心*	サイクル設定の趣旨	
			湿/乾	処理規模	方式				
1	Na大型炉ツイン (1,500MWe)	MOX	湿式	大規模 (200t/y)	先進湿式	簡素化ペレット	資源	MOX燃料の最も有望な湿式概念	
2							経済		
3							LLFP		FP核変換の代表的な有望概念
4					振動充填	資源	燃料製造法の違いを評価		
5						経済			
6						資源			燃料サイクルシステム施設規模の違いを評価
7			経済						
8			資源	小規模施設の経済性向上に有望な再処理概念					
9			経済						
10			乾式		小規模 (50t/y)	酸化物電解	振動充填	資源	MOX燃料の最も有望な乾式概念
11				経済					
12				金属				乾式	
13			経済						
14	Na中型炉シングル (750MWe)	MOX	湿式	小規模 (50t/y)	超臨界	簡素化ペレット	資源	初期投資の少ない概念	
15	Na中型炉モジュール(4基) (750MWe)						経済		
16	Pb-Bi中型炉(4基) 強制循環 (710MWe)	窒化物	湿式	大規模 (200t/y)	先進湿式	簡素化ペレット	資源	Pb-Bi炉サイクルの有望概念	
17		MOX	湿式	大規模 (200t/y)	先進湿式	簡素化ペレット	経済		
18							資源		燃料の違いを評価
19	経済								
20	He大型炉ツイン (1,124MWe)	窒化物 被覆粒子	湿式	大規模 (200t/y)	脱被覆+ 先進湿式	被覆法	資源	He炉サイクルの有望概念	
21							経済		
22	水炉 (1,356MWe)	MOX	湿式	大規模 (200t/y)	先進湿式	簡素化ペレット		水炉サイクルの有望概念	

* 炉心 { 資源：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。増殖比1.1~1.2。(資源重視型炉心)
 経済：ピン太径化により燃料体積比を向上させ、平均燃焼度向上により燃料サイクルコストの低減を図った概念。
 径ブランケット燃料無増殖比1.0を僅かに上回る程度。(経済性重視型炉心)
 LLFP：径ブランケット域にターゲット集合体としてLLFPを装荷し、核変換することを目指した概念。

める多属性効用分析法 (MUF: Multi-attribute Utility Function method) をベースとする多面的評価手法を開発した¹⁾²⁾。

多面的評価手法では、図2に示すように、属性展開した最下層の指標に対し、効用分析による定量化手法や定性的な分析により効用値を算出し、同じレベルの関連する評価指標に対して総和が1となる影響度(重み)を工学的な判断により設定する。このようにして求めた効用値と各指標の重みとの積を階層構造に従い、順次上位の階層に向かって積算していくことにより、その評価の視点に対する適合度(効用値)を算出する。

ここで、定量評価が可能な指標は、図2に示す効用関数を用いて規格化し、0~1までの効用値で表す。すなわち努力目標(=効用値が1.0のときの属性値)、達成目標(=効用値が0.5のときの属性値)及び許容値(=効用値が0.0, すなわちFBRサイクルシステムの導入意義がなくなる属性値)の3点で定義される指数関数(効用関数)を用いて効用値を算出する。一方、定量評価が困難な指標については、専門家判断による評価を行いこれに基づき0~1で数値化した効用値を求めた。

なお、安全性と核拡散抵抗性のうちの制度的核拡散抵抗性については、それぞれで適合すべき基準を設定し、これらに対し合否判定を行って、すべての基準に対して合格の場合に多面的評価を行う対象とするといった、あらかじめクリアする必要がある前提条件を課した。

3.2 評価結果

(1) 安全性

(i) 評価指標

安全性については、FBRシステム設計及び燃料サイクルシステム設計のそれぞれにおいて決定論的検討を主体とし、確率的検討を補完的に採用した評価を進めている。ここでの評価も主として決定論的方策について、深層防護を基本思想としてそれぞれのシステムの特徴を踏まえた安全上の指針や基準に則り、十分なレベルの安全対策が施されていることを確認する。

図3に安全性に関する評価構造を示す。

FBRシステムと燃料サイクルシステムでは内包する核分裂性物質の量とその再配置の可能性が大きく異なることから安全性確保方策が基本的に異なり、1次指標として「FBRシステム安全性」及び「燃料サイクルシステム安全性」を設定する。「FBRシステム安全性」としては、「設計基準事象に対する安全性」として、「安全設計方針」と「安全評価」をとりあげ、深層防護の考え方を基本として安全設計の考え方に基づいた設備設計がなされていること及び代表的な起因事象に対する安全評価により設備設計の妥当性を確認する。また、「設計基準を超える事象に対する安全性」として、受動的炉停止能力や全交流電源喪失時の炉心冷却確保方策などにより炉心損傷発生頻度を 10^{-6} /炉年未満に抑えられる見通しを確認する「炉心損傷防止」、炉心損傷時の「影響緩和」として「機械的エネルギー発生防止」及び「安定冷却と閉じ込め」

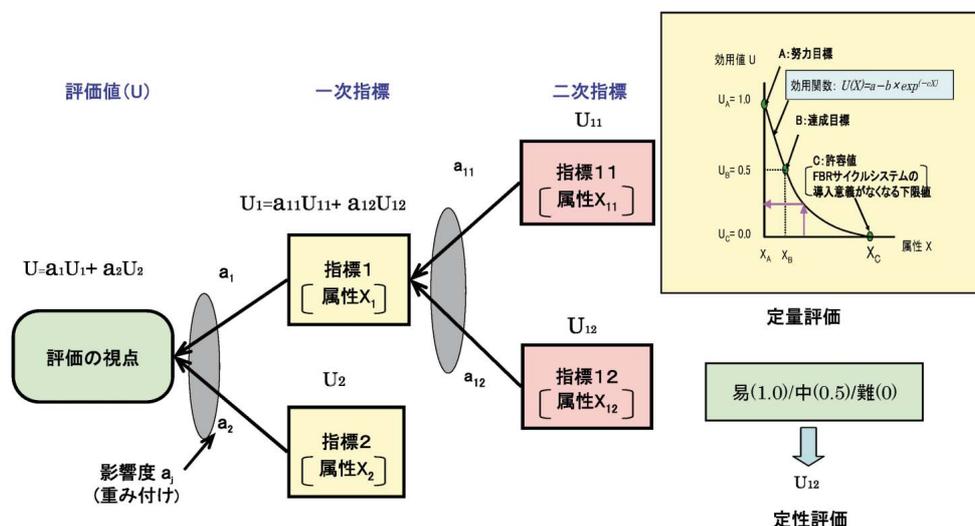


図2 評価の視点に対する適合度(効用値)算出の構造

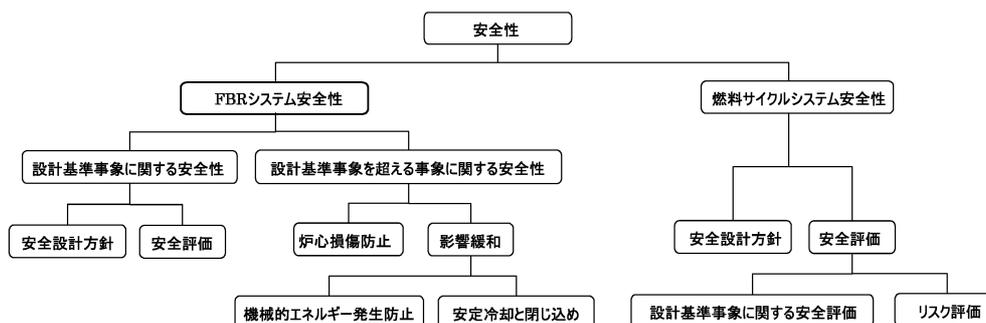


図3 安全性の評価構造

を評価する。

「燃料サイクルシステム安全性」では、「安全設計方針」として、深層防護の考え方を基本として安全設計の考え方に基づいた設備設計がなされていることを確認する。また「安全評価」として「設計基準事象に関する安全評価」により設計基準事象に対する安全設計の妥当性を確認するとともに、「リスク評価」として施設内での放射性物質の大規模放出事象の発生頻度を 10^6 /プラント年未満に抑制できる見通しを確認する。

(ii) 評価結果

評価対象となるFBRサイクルシステムを構成する技術概念ごとに、安全性の評価指標に沿って評価した。

(a) FBRシステム技術の評価結果³⁾

現行軽水炉やもんじゅで適用された基準、指針類を参考に安全設計方針を定め、主要安全設備の概念を具体化している。その根幹は深層防護の考え方であり、「異常の発生防止」「異常の拡大防止」「事故影響の緩和」の段階ごとに適切な手だてを講じていることを確認した。

各FBRシステムの概念に応じて、安全評価の対象とする事象を抽出し、評価した結果、いずれも判断基準を満足することを確認している。

炉心損傷を防止する機能としては、受動的炉停止能力として自己作動型炉停止機構(SASS)あるいは現行炉で高い信頼性実績に基づく多様性のある原子炉停止系を備えている。全交流電源喪失時の炉心冷却については、自然循環による除熱が可能な崩壊熱除去系により崩壊熱除去が可能な見通しを得ている。これらも踏まえて、各FBRシステム概念について炉心損傷頻度の概略評価を行い、 10^6 /炉年未満を達成できる見通しが得られている。

各FBRシステムの特徴に応じた炉心損傷の影響

緩和策として、炉心損傷時に再臨界の可能性が想定される場合には、溶融燃料を炉心外へ排出する機構による再臨界回避方策あるいは未臨界性を確保できるコアキャッチャー概念を採用することなどにより、有意な機械的エネルギーの発生を防止している。また、融体の安定冷却については、可能な限り原子炉容器内で達成し、格納施設への熱・機械的負荷を大幅に低減して閉じ込め能力を確保することとしている。

(b) 燃料サイクルシステム技術の評価結果⁴⁾

現行の「再処理施設安全審査指針」あるいは「MOX燃料加工施設安全審査指針」に準拠して設計することを基本方針として、システムの特徴に応じた臨界安全、放射線遮へい、放射性物質の閉じ込め、発熱対策、火災・爆発等安全確保対策がとられている。

安全評価では、各施設において技術的に発生が想定される代表的な異常事象に対して周辺公衆の線量当量を評価し、判断基準(5 mSv/事象)を満足できる見通しであることを確認している。さらに、放射性物質を大量に包含する工程で発生し得る異常事象を起因として、機器の多重故障及びヒューマンエラーを重ね合わせた設計基準を超える事象を対象にリスク評価を行い、施設内の放射性物質の大規模放出の発生頻度を適切に抑制できる見通しを確認している。

多面的評価対象のFBRサイクルシステム候補概念はこれらの技術概念を組み合わせて構成されることから、FBRサイクル全体としても安全性評価において適合すべき基準を満足しうると判断する。

(2) 経済性

(i) 評価指標

FBRサイクルシステムの経済性は発電原価で評価する。発電原価は資本費、運転維持費及び燃料

費により構成され、年あたりの経費を算出した後、FBRシステムの運転開始年に現在価値換算した合計を、同じく運転開始年に現在価値換算した発電量の合計で除して、発電量あたりの単価（耐用年平均発電原価）として求める。なお原子力発電の経済性について、2004年1月に、バックエンド費用を詳細に考慮した結果として5.3円/kWhが報告⁵⁾されている。多面的評価においても各施設における操業時の廃棄物処理、輸送、貯蔵、処分の各費用並びに廃止措置時の解体費用、廃棄物処理、輸送、処分の各費用を燃料費（廃止措置時の解体費用のうちサイクル施設については燃料費に、炉施設については資本費に計上）として考慮して発電原価を算出した。

経済性の効用値は、発電原価に対する効用関数を表2の評価基準により定義し、算出した。

(ii) 評価結果

図4に炉型や燃料形態の組み合わせの異なるFBRサイクルシステムの経済性効用値の試算例を示す。図中で効用値が大きいほど目標への適合度は高い。冷却材としてナトリウム、鉛ビスマス、ヘリウムをとりあげ、燃料サイクルシステム側はいずれも湿式の大規模燃料サイクルとした。ここではFBRサイクルシステムが潜在的に到達可能な経済性を比較することを目的として、経済性重視型

表2 経済性 評価基準

努力目標 (効用値1)	2.5円/kWh	ここ10年の米国における天然ガス火力発電における発電原価予測値の最安値(2.3¢/kWh)を現在の為替レートで換算した値(国際的な競争力を確保)
達成目標 (効用値0.5)	4.0円/kWh	将来の軽水炉サイクルの発電原価予測4円/kWhに比肩する経済性の確保
許容値 (効用値0)	5.3円/kWh	現在の軽水炉サイクルの発電原価(5.3円/kWh)以上の経済性の確保

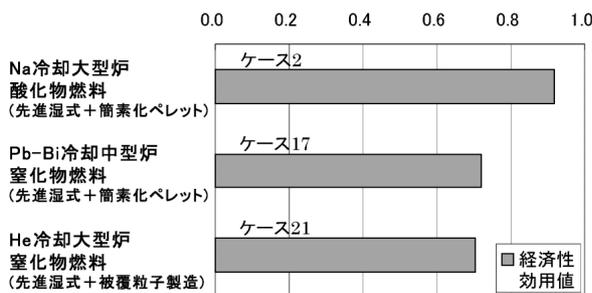


図4 炉型及び燃料形態別の経済性(効用値試算例)

炉心を対象とした候補間比較を行った。

どの概念も目標である4.0円/kWh(効用値=0.5)をほぼ達成できる見通しである。以下に中間評価で構築した各FBRサイクルシステムの特徴を示す。

ナトリウム冷却炉(ケース2)では、2ループ化、合体機器の採用、炉容器コンパクト化、配管短縮化などによる物量の削減が図られ、建設単価の基準値(目安値)である20万円/kWeを達成できる見込みである。

鉛ビスマス冷却炉は、冷却材の比重が大きいことによる構造設計・耐震設計上の制約から構造物が厚肉化すること、冷却材温度がナトリウム冷却炉やヘリウムガス冷却炉より低い(構造材の腐食対策)ことによる蒸気発生器伝熱面積の増加などにより、物量が増加する傾向がある。加えて、耐震設計の制約から、出力規模が中型となり、スケール効果が活かせないことによる物量の増加もある。燃料サイクルシステム側では窒化物燃料は窒素-15の濃縮・回収設備を追加する必要があり、酸化物燃料の湿式燃料サイクルシステムに比較し、燃料サイクル単価は増加する傾向にあるが、窒化物燃料は重金属密度が高く、酸化物燃料に比べ燃焼度向上に対して高い潜在的能力を有し、燃料費の低減が見込める。

ヘリウムガス冷却炉は、直接発電や高熱効率という建設費低減のメリットがあるものの、冷却材の除熱特性により炉心が大型化すること、冷却材の圧力が高いことによる原子炉構造物量の増加(厚肉構造)、減圧事故対策のために1次系であるタービン発電機も収納する大型の鋼製格納容器が必要になることなどにより、物量が多くなる傾向がある。また、窒化物燃料被覆粒子であるために、窒素-15の濃縮・回収設備の追加や、再処理における被覆粒子燃料に特有の脱被覆工程の追加などのコスト増加要因がある。また、燃焼度もナトリウム冷却炉、鉛ビスマス冷却炉の炉心に比べ若干低い。

図5にナトリウム冷却炉と組み合わせる燃料サイクルシステム技術の違いに着目した場合の経済性効用値の試算例を示す。

燃料サイクル施設の処理規模はいずれも50t/yの小規模施設であるが、どのシステムも経済性の目標を達成できる見込みであり、小規模施設間での燃料サイクル費に顕著な差は認められなかった。

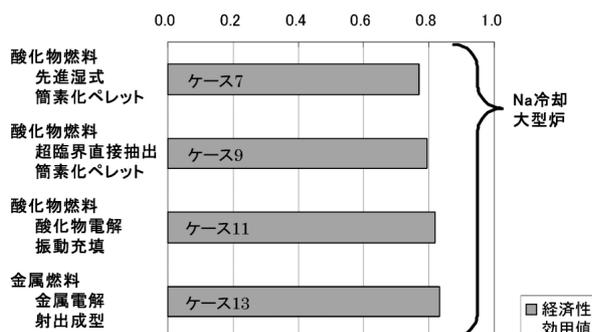


図5 燃料サイクルシステムの技術別(小規模施設)の経済性(Na冷却炉と組み合わせた場合の効用値試算例)

先進湿式法(ケース7)は相対的に効用値が小さくなっているが、図4のケース2(大規模)との比較からわかるように、本再処理方法は大規模施設の経済性は大幅に向上する傾向がある。

超臨界直接抽出法(ケース9)は先進湿式法に比較し、抽出工程の削減が図れることから、小規模・先進湿式法再処理の経済性向上に有望な概念であり、再処理施設の建設費及び運転維持費の減少にその効果が表れている。

酸化物電解法(ケース11)は高レベル廃棄物の処理において、処分体へのFP含有率を湿式再処理に比べ高くできる処理方法を想定しているため、高レベル廃棄物発生量が少なく、輸送・処分費用が低いために燃料費が減少する傾向となっている。

金属電解法(ケース13)を組み合わせる金属燃料サイクルは燃焼度を高くできるため、加工及び再処理費が減少する傾向がある。しかし、金属電解法において高レベル廃棄物はFP含有率が低い人工鉱物固化体としての処理を想定しており、発生量が多く、輸送・処分費用が増加する傾向がある。

なお、各概念における高レベル廃棄物の処分形態及び発熱が、輸送、貯蔵及び最終処分場に与え

る影響を考慮して費用を計上する必要があるが、本評価では高レベル廃棄物の輸送・処分費用は発生体積に比例するとして計上している。酸化物電解法、金属電解法については処分形態等を考慮し、今後、これらの経済性をより精度よく求めていく必要がある。

(3) 環境負荷低減性

(i) 評価指標

環境負荷低減性の評価構造及び評価指標の重みを図6に示す。1次指標として、埋設処分される放射性固体廃棄物と施設の操業に伴い環境に希釈放出される気体及び液体の放射性物質に着目する。

放射性固体廃棄物についての2次指標としては、廃棄物処分場に与える負荷の観点から発生総量(体積)及び処分場占有面積に換算した発生量(面積)を、また処分場からの長期的影響の観点から潜在的放射性毒性及び地下水移行シナリオに基づく高レベル廃棄物処分場からの被ばく影響を評価する。これらは、発電電力量あたりに換算し評価する。

環境に希釈放出される気体及び液体放射性物質については、被ばく影響を2次指標とし、サイトの発電電力量あたりの被ばく影響を評価する。

上記、各2次指標に対する評価基準を表3に示す。現行技術による高除染体系のFBRサイクルシステムの性能を比較基準とし、各指標の特性を踏まえ、工学的判断の下に各目標を設定した。

(ii) 評価結果

発生量(体積)は浅地中処分廃棄物が支配因子である。炉のコンパクト化、燃焼度の向上による燃料サイクル施設規模の縮小により、廃止措置時の浅地中処分廃棄物発生量の抑制が図られている。

発生量(処分場面積換算)は高レベル廃棄物が支配因子である。実用化戦略調査研究では発熱核種であるMAをリサイクルすることによる高レベ

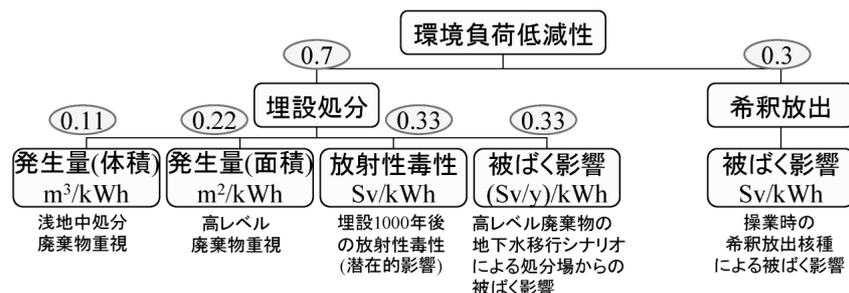


図6 環境負荷低減性評価構造及び重み

表3 環境負荷低減性 評価基準

・発生量(体積)	努力目標 基準システム の1/10	100年程度の長期にわたり処分場への負荷が許容可能な程度
	達成目標 基準システム の1/2	【低レベル廃棄物】 プラント建屋の合理化,プロセスの合理化により達成しうるレベル 【高レベル廃棄物】 MAのリサイクルにより達成しうるレベル
	許容値:基準システム の値	現行のFBRサイクル技術体系の環境負荷
・1000年後の放射性毒性	努力目標 基準システム の1/100	数100年から1000年程度で天然ウラン並みに低減
	達成目標 基準システム の1/10	燃料サイクルのロス率1%に対応する毒性低減
	許容値:基準システム の値	現行のFBRサイクル技術体系の環境負荷
・高レベル廃棄物による処分場からの被ばく影響	努力目標 基準システム の1/100	ALARAの観点から,より高いレベルの低減割合(2桁程度)
	達成目標 基準システム の1/10	評価上有意な低減割合(1桁程度)
	許容値:基準システム の値	現行のFBRサイクル技術体系の環境負荷
・操業時周辺被ばく影響	努力目標 指針値の1/100	ALARAの観点から,より高いレベルの低減割合(2桁程度)
	達成目標 指針値の1/10	評価上有意な低減割合(1桁程度)
	許容値 指針値(300万kWeを仮定)	安全指針における被ばく線量目標値50 μ Sv/年

現行技術による高除染体系のFBRサイクルシステムを想定
努力目標 = 効用値1 達成目標 = 効用値0.5 許容値 = 効用値0

ル廃棄物への移行及び環境への影響を抑制することを目指している。また,それぞれの再処理方法に適した処分形態を採用した処分体を提示している。

1000年後のガラス固化体及び地層処分TRU廃棄物の放射性毒性は,MAの廃棄物への移行が支配因子であるが,低除染TRUサイクルにより,対象核種の廃棄物への移行抑制を図っている。

環境負荷低減性における候補概念間の差は,主に燃料サイクルシステムの技術の違いによるものである。図7にナトリウム冷却炉について,再処理及び燃料製造概念の違いによる環境負荷低減性の違いについての試算例を示す。燃料サイクル施

設の処理規模はいずれのケースも50t/yの小規模施設である。

評価結果は,超臨界直接抽出法や酸化物電解法においてMAの廃棄物への移行率が先進湿式再処理に比べ,高くなる傾向にあり,このため,放射性毒性の指標ではこれらの効用値が低くなる傾向にある。また,金属電解法では高レベル廃棄物としてFP混入率の低い人工鉍物固化体を想定しているため,発生量(処分場面積換算)の効用値が低くなる傾向にあるが,今後,処分形態と処分場概念の整合を図った評価とする必要がある。

今回の試算では候補間に顕著な差は見られな

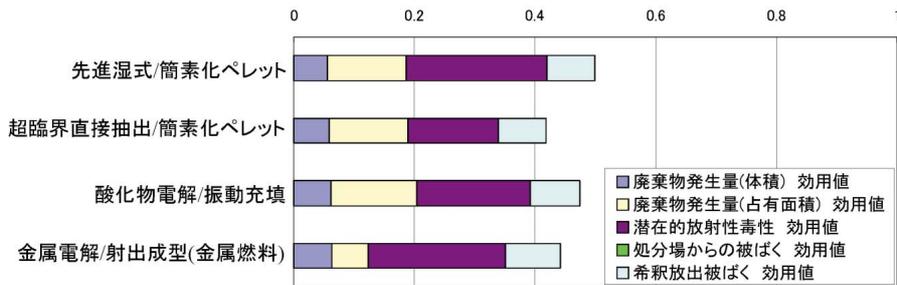


図7 燃料サイクルシステムの技術別(小規模施設)の環境負荷低減性(Na冷却炉と組み合わせた場合の効用値試算例)

いが、今後、設計データ、評価構造、評価基準等の更なる見直しを行い、環境負荷低減性評価の検討を進めることとしている。

(4) 資源有効利用性

(i) 評価指標

資源有効利用性の評価構造を図8に示す。

「資源節約性」として着目する天然ウラン累積需要量は、原子力発電設備容量、FBRサイクルシステム導入時期などを想定し、プルトニウムバランスを考慮して、軽水炉からFBRに置き換えていく間に我が国において必要となる天然ウランの累積量である。「持続利用可能性」は、天然ウランの潜在能力の何%程度をエネルギーとして利用するかを示す指標である。効用値は表4の評価基準で定義した効用関数より算出した。

(ii) 評価結果

図9に炉型及び燃料形態に着目した資源有効利用性評価の試算例を示す。図は資源節約性における評価基準を厳しくした場合(ケースA)の評価結果である。

ウラン資源のリサイクル利用により天然ウラン利用率(持続利用可能性)は高く、サイクル全体



図8 資源有効利用性 評価構造及び重み

でのロス率が1%以下であるため、いずれのケースも0.95を超える高い適合度となっている。候補間の資源節約性に関する適合度を比較すると、ナトリウム冷却炉の金属燃料炉心は増殖性能に優れ、初装荷プルトニウムインベントリが少なく、相対的に適合度が高い。次いでナトリウム冷却炉の酸化燃料炉心及び鉛ビスマス冷却炉の窒化物燃料炉心は同程度の適合度となっている。また、ヘリウム冷却炉の窒化物燃料炉心は初装荷プルトニウムインベントリが大きく、適合度は低くなる傾向にある。

また、資源節約性における評価基準を厳しくした場合(ケースA)の方が評価基準を穏やかにし

表4 資源有効利用性 評価基準

【持続利用可能性】		【資源節約性】	
努力目標 100%	人口120億人 エネルギー 消費量: 3倍/人 1,000年利用	ケースA 努力目標 20万t 達成目標 80万t 許容値 160万トン	既知ウラン資源量 (400万tU)の5% 究極ウラン資源量 (1,600万tU)の5% 究極ウラン資源量 の10%
達成目標 30%	人口100億人 エネルギー 消費量: 2倍/人 500年利用	ケースB 努力目標 40万t 達成目標 160万t 許容値 320万トン	天然ウラン資源量 および将来の世界 における日本の原子 力発電電力量の割 合から想定される 日本のウラン利用 割合の不確実性を 考慮し、各基準 値をケースAの2 倍に設定
許容値 7%	人口80億人 エネルギー 消費量: 現状 300年利用		

電力化率25% 原子力発電比率40%

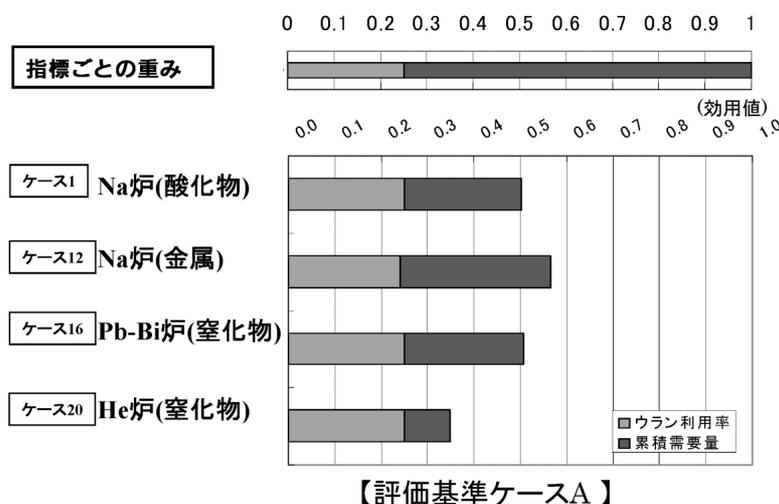


図9 炉型及び燃料形態別の資源有効利用性比較
(FBRサイクルシステム一律2050年導入とした場合の試算例)

た場合（ケースB）よりも候補間の相対的な差が大きくなり、適合度も変わることから、今後、評価基準の設定方法を慎重に検討していく予定である。

(5) 核拡散抵抗性

(i) 評価指標

核拡散抵抗性はTOPS⁶⁾⁷⁾、Generation-IV⁸⁾などの国際的な議論の場においても、次世代の原子炉や燃料サイクルの実用化に対する評価視点として重要とされている。実用化戦略調査研究では、再処理工場やMOX燃料製造での経験をいかし、高いレベルの核拡散抵抗性の実現を目指して、不純物を多く含有し、放射能や発熱量が多く容易に接近できない、Puを単離しない低除染TRU燃料を基本とするFBRサイクルシステム概念を提案している。

核拡散抵抗性としては、制度的な核拡散抵抗性と技術的な核拡散抵抗性に着目した。制度的な抵抗性については、国際社会の中で核物質を利用していくための必要条件と位置づけられることから核不拡散を制度上、担保する基準に適合しているか否かの合否判定により評価を行う。技術的抵抗性については、核爆破装置1個の製造を行うことを想定し、難接近性、難取扱性、難単離性、核兵器非魅力性を2次指標として取り上げ、それぞれをさらに下位の指標に展開した。図10に評価構造と重みを表5に各指標の評価基準を示す。

制度的抵抗性と技術的抵抗性の重みは等分に配分し、技術的抵抗性の下位指標の重みについては難単離性が核拡散抵抗性を増すために効果的な方策であることから、他の指標の2倍の重みとし、他の指標へは等分に配分した。

(ii) 評価結果

核拡散抵抗性の効用値の試算結果を図11に示す。

(a) 炉型の観点からの候補概念間比較

先進湿式法再処理と組み合わせた場合で、炉型の違いによる差異を比較すると、技術的核拡散抵抗性の視点全体に対する効用値は0.22~0.3で核拡散抵抗性全体では0.72~0.8の間に分布しており、ほとんど差異がない。これはいずれのFBRサイクルシステムも低除染TRU燃料を採用していることから難接近性などに高い適合度を示していることによる。

(b) 燃料サイクルシステムの観点からの候補概念間比較

ナトリウム冷却炉の場合で燃料サイクルシステムの違いによる差異を比較すると、金属電解法再処理/射出成型法燃料製造の効用値が若干低くなっている。これは核物質原料の形状の違いによる取り扱い性と核爆破装置を製造するのに必要となる原料の量を評価する難取扱性において、金属電解法再処理では比較的Pu富化度の高い金属合金を取り扱うことから、評価が相対的に低くなったためである。今後、燃料サイクルシステムのプロセスにおける低除染燃料の難接近性、難取扱性等については更に検討を加えて行く予定である。

(6) 多面的評価結果のまとめ

基準適合性確認型評価である安全性を除く、4つの開発目標についての多面的評価の試算例を図12に示す。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4つの開発目標に対する適合度についての試算例であるが現時点での暫定的な結果では以下の傾向が見られる。

経済性については50t/yの小規模施設で比較した場合は、乾式法（酸化電解法、金属電解法）と超臨界型先進湿式法の目標適合度が相対的に高くなる傾向がある。また、燃料サイクル施設の規

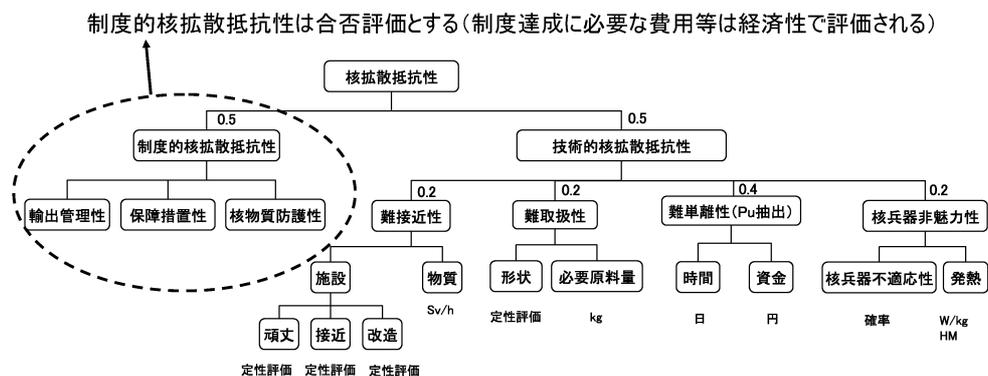


図10 核拡散抵抗性 評価構造及び重み

表5 核拡散抵抗性 評価基準

項目と重み		基準	基準の意味
頑丈性(0.025)	定性評価	難(1.0),中(0.5),易(0)	
接近性(0.025)	定性評価	難(1.0),中(0.5),易(0)	
改造性(0.025)	定性評価	難(1.0),中(0.5),易(0)	
物質接近性(0.025)	努力目標	100 Sv/h	基準値100倍(ほぼ近接作業不可能)
	達成目標	1 Sv/h	核物質防護の基準値
	許容値	0 Sv/h	接近への困難なし
形状(0.05)	定性評価	難(1.0),中(0.5),易(0)	持ち運び困難かどうか
必要原料量(0.05)	努力目標	100t	一連の大規模なオペレーション必要
	達成目標	1 t	チームでかつ車両等必要
	許容値	10kg	個人運搬可能
Pu抽出時間(0.10)	努力目標	1年	U化合物並に必要
	達成目標	1ヶ月	Pu化合物並に必要
	許容値	1週間	週のオーダー
Pu抽出資金(0.10)	努力目標	1,000億円	国が必要
	達成目標	10億円	組織が必要
	許容値	1,000万円	個人で可能
核兵器不適応性(0.07)	努力目標	0%	成功見込みなし
	達成目標	50%	性能発揮するか不透明
	許容値	100%	完全に成功
発熱量(0.03)	努力目標	1,000W/kg HM	核兵器組み立て困難
	達成目標	100W/kg HM	核兵器組み立てが困難になる程度
	許容値	10W/kg HM	核兵器級並

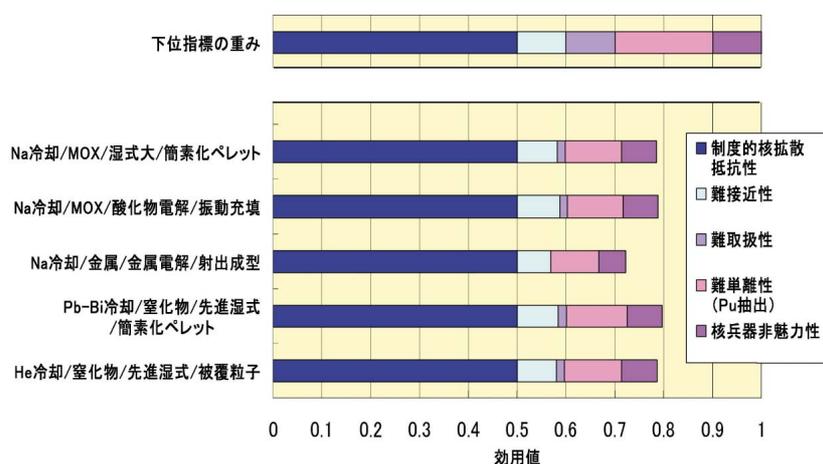


図11 核拡散抵抗性の適合度比較 (試算例)

模の違いを先進湿式法を用いて比較したところ、大規模施設の経済性は大幅に向上する傾向がある。

環境負荷低減性については再処理での製品回収率が優れている先進湿式法再処理が相対的に目標適合度が高くなっているが、超臨界型先進湿式法は廃棄物へのアクチニドの移行率がやや大きく乾式法(酸化物電解法, 金属電解法)よりも目標適

合度は低い傾向にある。

資源有効利用性では金属電解法再処理+射出成型法燃料製造が増殖性能に優れた金属燃料に採用されることから相対的に高い評価となっている。

核拡散抵抗性についてはあまり差異がないが、金属電解法再処理+射出成型法燃料製造が比較的プルトニウム富化度の高い金属合金を取り扱うこ

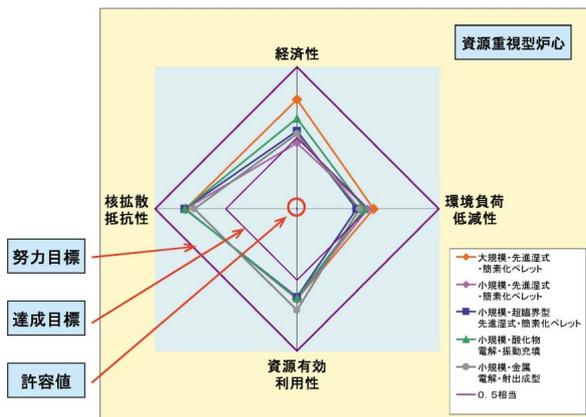


図12 ナトリウム冷却炉と組み合わせた場合の再処理・燃料製造方法毎の4つの開発目標に対する適合度の試算例（FBRサイクルシステムの導入を2030年と仮定，資源有効利用性の資源節約性の評価基準をケースAとした場合）

となどのため，相対的にやや低い評価となっている。今後，低除染燃料の接近性や取り扱い性等について更に検討を加えて行く予定である。

FBRシステムと燃料サイクルシステムの技術総括と現時点までに得られている多面的評価の結果から，炉型ごとに代表的な組み合わせ概念を整理すると以下のとおりとなる。

「ナトリウム冷却炉 + 酸化物燃料 + 先進湿式法再処理 + ペレット法（または振動充填法）燃料製造」サイクル概念：経済性と環境負荷低減性の目標に対する適合度が高い概念であるが，過度な投資リスクを負うことなく導入できるようにするには経済性やナトリウムに固有の技術課題（ナトリウム漏えい等）等のプラント信頼性の実証が重要な課題である。燃料サイクルシステムの経済性に関しては，大規模施設では目標に適合する可能性はあるものの，小規模施設での高い経済性を目指すため，超臨界直接抽出技術の採用等のプロセス簡素化の課題がある。

「ナトリウム冷却炉 + 金属燃料 + 金属電解法再処理 + 射出成型法燃料製造」サイクル概念：倍増時間の点で優れ，資源有効利用性の目標に対する適合度が高い概念であるが，燃料サイクルシステムの実用化を見通すには，実用機器設計に必要な工学規模の試験データ取得，使用済み燃料を用いたTRU回収，廃棄物処理試験等の実施が課題である。

「鉛ビスマス冷却炉 + 窒化物燃料（金属燃料） + 先進湿式再処理（または金属電解法再処理） + ペレット法燃料製造」サイクル概念：ナトリウム冷却

炉に次いで高い潜在的な能力を持つ概念であるが，概念の成立性を左右する鉛ビスマスに対する防食技術，耐腐食材料の開発，窒化物燃料を採用する場合は十分に安価な窒素 - 15の濃縮・回収技術の開発等の課題がある。

「ヘリウムガス冷却炉 + 窒化物被覆燃料 + 脱被覆先進湿式再処理 + 被覆法燃料製造」サイクル概念：経済性の開発目標は満たした上で，炉心出口温度850 という特徴を活かし，水素製造等の多目的利用の可能性を有する概念であるが，概念の成立性を左右する高温構造材や被覆粒子窒化物燃料の開発，十分に安価な窒素 - 15濃縮・回収技術の開発等の課題がある。

「水冷却炉 + 酸化物燃料 + 先進湿式再処理 + ペレット法燃料製造」サイクル概念：軽水炉のプラント技術の設計・運転経験が活用でき，将来軽水炉と同等の経済性となる可能性のある概念であるが，燃料被覆管の開発や炉心損傷対策等の課題がある。

4. FBRサイクルシステムの導入シナリオと効果

4.1 FBRサイクルシステム導入シナリオ

現在のエネルギー消費量を考えると，化石燃料及びウランなどの資源は将来枯渇することが予測される。エネルギー需要の伸び，資源開発の進展などの様々な要因を考慮すると，枯渇の発現時期に不確定幅はあるが，現在の世界的な人口の増加やエネルギー使用量の増加を考えると，遠くない将来に発現する可能性が高いと考えられる。化石燃料が枯渇した場合，エネルギーを安定に供給できなくなり，枯渇に伴いエネルギー発生あたりのコストも増加することが予想される。また，たとえ枯渇の心配がなくなったとしても，化石燃料を利用し続けた場合，二酸化炭素が継続的に発生し，地球温暖化を招く可能性があり，二酸化炭素の排出制限や環境税などが導入される可能性がある。その場合もまたエネルギー発生あたりのコストの増加やエネルギー安定供給の危機を招く可能性がある。

FBRサイクルシステムは原子力発電の一般的特性として，二酸化炭素の排出が少なく，かつ高速中性子の利用によるTRU燃料の転換・増殖，燃料のリサイクルによる資源の有効利用の特性を有する。将来社会の不確実性を考慮し，発現する可能性があるリスクに備えてFBRサイクルシステムの

開発，導入を図ることには意義がある。

実用化戦略調査研究ではエネルギーシステムに求められるニーズを考慮し開発目標を設定した。経済性，資源有効利用性及び環境負荷低減性で掲げた目標は，低コストエネルギーが志向され，エネルギー長期利用及び自給率の向上が必要であり，できる限り放射性廃棄物の放射能及び潜在的毒性を低減することが求められる社会に合致したものである。また，FBRは軽水炉に比べ高温を利用できるため熱源としての多目的利用も可能である。

FBRサイクルシステム導入の想定条件を以下に示す。

国内のエネルギー需要予測として原子力発電設備容量67GWeと想定

軽水炉の寿命を60年と想定し，軽水炉のリプレースとして導入

FBRサイクルシステム導入まではプルサーマルによるプルトニウム消費を想定

六ヶ所再処理工場（40年寿命）でのMA分離は想定しない

六ヶ所再処理工場の次の軽水炉再処理工場（40年寿命）ではMAを分離しFBRシステムで消費する

FBRサイクルシステム導入年はFBRサイクル候補概念ごとの研究開発ロードマップに基づき

設定する

導入初期は増殖比1.1~1.2程度の炉心（資源重視型炉心）を導入する

増殖性が必要とされない時代には増殖比1.0程度の炉心（経済性重視型炉心）を導入する

図13にFBRサイクルシステム候補概念ごとの移行状況を示す。

2030年に導入した場合のナトリウム冷却炉では，炉心燃料が酸化物及び金属燃料でもウラン資源の枯渇が懸念されている2070~2080年時点で60~80%程度の移行が完了しており，2100年過ぎにはほぼFBRサイクルシステムへの移行が完了している。

鉛ビスマス冷却炉は増殖比が高く，初装荷プルトニウムインベントリが少ないので，2130年代にはほぼ移行を完了するものの，2050年から導入するため，2070~2080年付近では30%程度までの導入にとどまる。同じく2050年に導入した場合のヘリウムガス冷却炉では，増殖比が高いものの，初装荷プルトニウムインベントリが多いため移行が遅れ，2070~2080年付近では20%程度までの導入にとどまる。

図14に各ケースの天然ウラン累積需要量及び使用済み燃料蓄積量評価結果を示す。2030年に導入を想定したナトリウム冷却炉では，炉心燃料が酸化物燃料，金属燃料ともにウランの累積需要量は

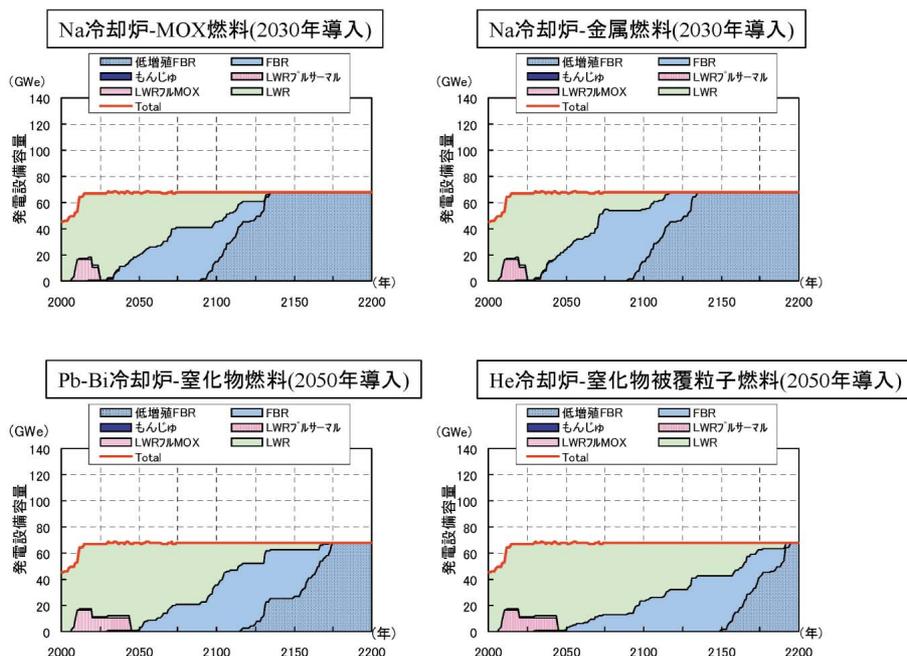


図13 FBRサイクルシステム候補概念ごとの移行状況

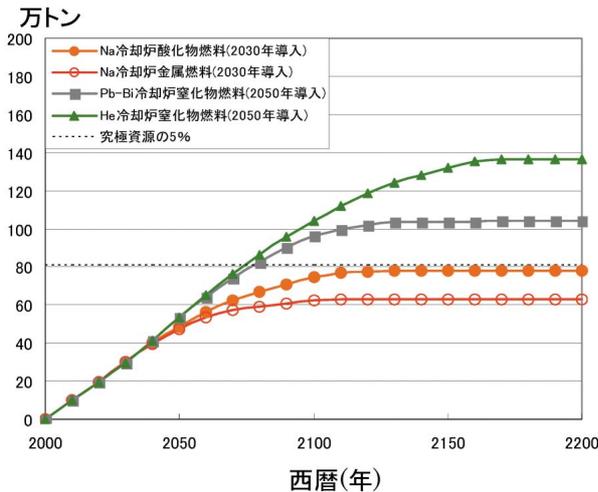


図14 天然ウラン累積需要量

究極資源量の5%である80万t以下に抑えられる。2030年に導入できるナトリウム冷却炉は、2050年に導入するほかの冷却材の炉に比べ20万tから70万tのウランを節約でき、早期に導入できるFBRサイクルシステムは資源節約性の観点からメリットを有する。

図15に各ケースの使用済み燃料蓄積量評価結果を示す。鉛ビスマス冷却炉やヘリウムガス冷却炉では導入年を2050年としていることから、40年寿命の使用済み燃料貯蔵施設換算で数万トン規模以上の施設が余分に必要となる。

4.2 導入効果

(1) 他電源との比較

火力(LNG, 石炭), 軽水炉(ワンスルー,

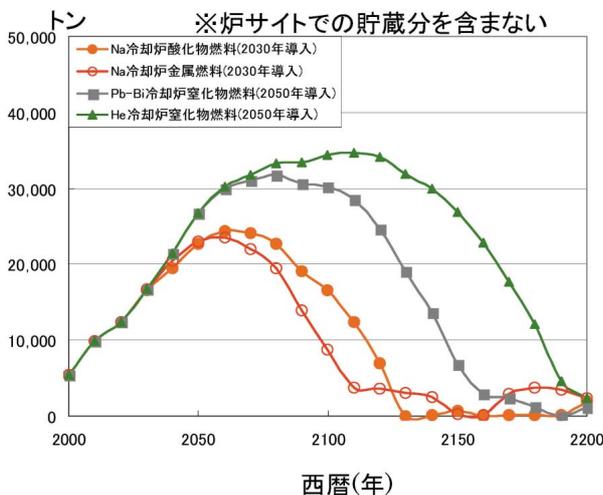


図15 使用済燃料蓄積量

ブルサーマル)等の他電源とFBRとの経済性, 資源供給性, 環境影響低減性等7つの視点からの特性比較を行い, FBRサイクルシステムが持つ特徴の明確化を行い, FBRサイクルシステム導入のメリット, デメリットを明らかにすることを目的とした評価を現在実施中であり⁹⁾, 多面的評価と同様な多属性効用分析法(MUF)ベースとした評価手法を用いることを検討している。

(2) 投資対効果

FBRサイクルシステムの研究開発に対する投資の妥当性を判断するため, 投資とそれによって得られる効果を比較評価した¹⁰⁾。投資対効果比(利益指数)として約20倍との評価結果が得られた。また, 主なパラメータの不確かさを考慮したパラメータ感度解析でも7~8倍から60倍程度の利益指数が得られていることもあわせて考えると, FBRサイクルシステムの研究開発への投資により, 少なくとも数倍以上の効果が得られることから, 投資は妥当と判断できる。

5. おわりに

多面的評価については検討途上の試評価ではあるものの, 現時点までの設計研究と要素技術開発の成果に基づき開発目標に対する適合度を評価し, FBRサイクルシステム候補概念についての特徴を暫定的ではあるがおおむね把握した。

今後, フェーズの最終取りまとめに向けて, 概念明確化における多面的評価の活用方法を含め, 感度解析等により主要因子が適合度に与える影響も参考に, 多面的評価手法の最適化に向けた検討を進めるとともに, 技術総括と組み合わせることにより, 有望なFBRシステムと燃料サイクルシステムを明確化するための手法整備を目指した検討を進めていく予定である。

参考文献

- 1) 篠田, 大滝, 小藤, 他, “総合評価技術検討書 - 実用化戦略調査研究(フェーズ)成果報告 -”, JNC TN 9400 2001-061 (2001)
- 2) Shinoda, “Development of characteristic evaluation method on FR cycle system”, ICAPP, Florida, USA, June 9-13, 2002
- 3) 此村, 小川, 岡野, 山口, 他 “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ 中間報告 - 原子炉プラントシステム技術検討書 - ” JNC TN 9400 2004-035 (2004)
- 4) 佐藤, 天本, 井上, 北島, 他 “高速増殖炉サイクル

- の実用化戦略調査研究フェーズ 中間報告 - 燃料サイクルシステム技術検討書 - ” JNC TN9400 2004-036 (2004)
- 5) “バックエンド事業全般にわたるコスト構造, 原子力発電全体の収益等の分析・評価～コスト等小委員会から電気事業分科会への報告～”, 経済産業省, 総合エネルギー調査会, 電気事業分科会, コスト等小委員会 (2004.1.23)
- 6) J. Taylor and R. Schock, “ Technological Opportunities to Increase the Proliferation Resistance of Global Civilian Nuclear Power Systems (TOPS)”, the Nuclear Energy Research Advisory Committee (NERAC) January 2001
- 7) 塩谷, 堀, 武田, “核燃料サイクルの核拡散抵抗性の評価手法”, サイクル機構技報, No.12 p.75～89 (2001)
- 8) <http://gen-iv.ne.doe.gov/>
- 9) 塩谷, 大滝, 小野, 平尾, 加藤, 他 “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ 中間報告 - 総合評価技術検討書 - ” サイクル機構公開報告書, 発行予定
- 10) 塩谷, 安松, 篠田, 小野 “FBRサイクル研究開発に関する投資対効果評価手法の開発”, サイクル機構技報, No.16, p.93～104 (2002)

A

An (Actinoid, アクチノイド)

アクチノイド元素の略号。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元素Ac, Th, Pa, U, Np, Pu, Am, Cm, Bk, Cf, Es, Fm, Md, No, Lrの総称。詳細は「MA」を参照

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)傘下の研究所。イリノイとアイダホに二つの研究所がある。基礎科学研究, 科学研究施設の開発・運営, エネルギー資源開発及び環境管理の四つの分野で研究開発を行っている。従業員約4,500人。

ATWS (Anticipated Transient Without Scram)

異常な過渡変化時のスクラム不作動事象。流量喪失型のULOF (Unprotected Loss of Flow: 流量低下時スクラム失敗事象), 出力上昇型のUTOP (Unprotected Transient Over-Power: 過渡過出力時スクラム失敗事象), 通常時炉心入口温度上昇型のULOHS (Unprotected Loss of Heat Sink: 過渡時除熱源喪失時スクラム失敗事象)がこれに含まれる。

B

BOR-60

ロシアの国立原子炉科学研究所 (RIAR) の高速増殖実験炉(電気出力12Mwe, 熱出力55 MW)。1969年12月の運転開始以来, 発電, 燃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。

BREST-300, BREST-1200

ロシアが研究している鉛冷却高速炉。BREST-300(300MWe)とBREST-1200(1200MWe)の研究

が行われている。沸点が高く, 化学的に不活性な鉛を冷却材として使用し, 密度が大きく熱伝導性の良い窒化物燃料を組み合わせることにより, 軽水炉と競合できる経済性, 分かりやすい安全性, 高い核拡散抵抗性, 放射性廃棄物発生量が少ない, という特長を兼ね備えたプラント概念であるとして提案されている。一方, 冷却材としては, 鉛の融点は高いため, 高温での保守・補修技術が必要なこと, 防食に対する制御が難しいなどの欠点を有する。

C

CABRI

仏CEAカダラッシュ研究所にある安全研究用炉。反応度挿入型の燃料破損挙動及び破損後挙動を観測するための試験計画(CABRI-試験)が, フランス, ドイツ, 日本等の国際協力で実施されてきた。現在, より高い燃焼度条件及び改良燃料に対応するデータの蓄積等を目的としたCABRI-試験が進められている。

CCIM (Cold Cruisable Induction Melting)

誘導加熱でるつぼの内容物を溶融させるとともに, 壁面を冷却することにより析出物で壁面を覆い, 塩によるるつぼ材料の腐食を抑制して長寿命化を図る技術。

CDA (Core Disruptive Accident, 炉心崩壊事故)

一般にFBRでは, プラントの安全性を評価するための事故を想定しても, 炉心での冷却材沸騰や燃料破損は生じることなく, また格納施設の健全性を損なうことはない。しかし, FBRでは軽水炉に比べて高いプルトニウム富化度(あるいはウラン濃縮度)の燃料で炉心を構成しているという特徴を考慮して, その発生頻度が工学的に無視できるほど十分小さくとも, 仮想的に炉心損傷状態を仮定して, その影響が炉容器及び格納施設内で適切に緩和されることを確認している。この仮想的な安全評価事象が炉心崩

壊事故である。FBRの開発当初から安全設計・評価が行われ、FBRの安全研究の重要課題の一つとなってきた。仮想的炉心崩壊事故(HCDA:Hypothetical Core Disruptive Accident)とも呼ばれる。

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ッド〕

SETFICS法によるTRU抽出工程に用いられる溶媒。

D

DDI (Duct-Duct Interaction, 燃料集合体ダクト間相互作用)

燃料集合体ダクトが照射変形等を起こすことによる、燃料集合体ダクト間の機械的相互作用のこと。

DF (Decontamination Factor, 除染係数)

汚染の原因となっている放射性物質が、除染処理によって除去される程度を示す指標である。通常、除染処理前の放射能濃度を処理後の放射能濃度で割った値で表す。再処理工程において精製したウランあるいはプルトニウム製品の除染係数は、〔使用済燃料の放射能濃度〕/〔再処理後の製品中の放射能濃度〕の比(ここで、放射能濃度は特定核種の濃度とする場合もある)で求められ、除染係数が高いほど、核分裂生成物などの不純物が除去されたことを意味する。

DRACS (Direct Reactor Auxiliary Cooling System, 直接炉心冷却系)

崩壊熱除去系の方式の一つで、原子炉容器内に冷却コイルを設け、原子炉容器内の冷却材を介して炉心を直接冷却する方式。冷却コイルに伝えられた熱は、原子炉容器の外に設けられた空気冷却器から大気中に放熱される。

E

EAGLE

カザフスタン共和国・国立原子力センターの試験用原子炉 IGR を用いて、2004年度まで JNC-NNC 契約として実施する高速炉の安全性試験計画。試験の目的は、大型高速炉の固有安全性の確認であり、仮想的な炉心損傷時においても、溶融した燃料が炉心から速やかに排出されることにより、厳しい事故への拡大が回避できることを実験及びその評価によって確認する。(「IGR」, 「NNC」参照)

EPMA (Electron Probe Micro-Analyzer)

EPMA(電子線マイクロアナライザ)は電子線を試料に照射し、ミクロン領域の元素分析や二次電子像観察が可能な装置。直径10 μ m (= 0.01mm)以下に絞った電子線を試料表面にあて、そこから出てくる特性X線をX線分光器で測定し、その波長と強度から元素の種類、分布状態、濃度、含有量等を分析することで、金属、無機、有機材料の分析、生体、生物組織の分析に広く利用できる。

EVST(Ex-Vessel Storage Tank 炉外燃料貯蔵槽)

炉外燃料貯蔵槽は、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、回転ラック等から構成される設備である。また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。

F

FBR (Fast Breeder Reactor, 高速増殖炉)

使用した燃料よりも更に多くの燃料を生み出す(増殖)原子炉で、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原子炉。燃料としてはプルトニウムとウランの混合体(MOX燃料)を用いる。プルトニウムへの転換率を高めるため、炉心からもれて出る中性子をウラン238に吸収させるブランケット(外套部)を設けている。

軽水炉では天然ウランの1%程度を有効に利用できるに過ぎないが、核燃料サイクルの中でFBRを有効に用いることにより、この利用できる割合は90%以上〔TRU回収率99%以上、燃焼度15万 MWd/t(=約9 atomic%)程度(炉心燃料取出平均)の場合〕に高まりウラン資源を十分に利用することができる。

FBR サイクル

FBRとその関連する核燃料サイクルのことをいう。FBRサイクルにおいては、原子炉の中でできたプルトニウムは一度原子炉の外に取り出され、不要の核分裂生成物などを分離した後、新しい燃料に加工される。燃料として天然ウランとプルトニウムの混合酸化物燃料を用いるのでウラン濃縮過程を必要としない。しかも、ウラン濃縮過程から発生する劣化ウランを天然ウランに代えて用いることができる。FBRでの燃焼によって生成されたプルトニウムを回収して利用することが前提とされるので、リサイクル型である。

FCI (Fuel-Coolant Interaction, 燃料 - 冷却材熱的相互作用)

燃料 - 冷却材相互作用ともいう。燃料が溶融、破損し冷却材と直接接触すると、溶融燃料の熱量が冷却材に急激に伝わることによって溶融燃料・冷却材の熱的な相互作用が発生する。このとき発生する急激な蒸気圧力は周辺の構造物等への機械的負荷となり、同時に発生する蒸気泡は炉心反応度、出力に影響を与える可能性がある。

FP (Fission Product, 核分裂生成物)

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

G

Generation- (Gen-)

2000年1月に米国DOEが主催した第4世代原子力発電システム国際ワークショップを契機として、21世紀前半(2030年まで)の実用化を目指す次世代原子力技術開発計画を国際的枠組みで推進するGEN-プロジェクトが開始された。仏国、アルゼンチン、ブラジル、カナダ、日本、韓国、スイス、南アフリカ、英国、米国及び欧州原子力共同体(ユーラトム)が参加している(2004年1月現在)。これまでに、第4世代炉の候補概念の選定(6概念)と技術開発計画(ロードマップ)を策定してきた。現在、国際共同研究を具体的に進めるための枠組み(実施体制や協定等)並びに国際共同研究内容について協議・検討が進められている。

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燃料の単位重量当りに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。

H

HLW (高レベル放射性廃棄物)

一般には放射性廃液をその放射能に応じて分類する際に、低レベル廃液とか中レベル廃液、高レベル廃液などと呼ぶ。ここで用いているHLWは再処理分野における用語であり、再処

理工程で回収から漏れた少量のU, Pu, Np, 大部分のAmとCm, 全ての核分裂生成物を含む高レベル放射性廃液やそれをガラス固化したものを指す。

I

IGR (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。IGRは、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10kgの燃料を溶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、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10kg程度の試験燃料を短時間に溶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。(「EAGLE」, 「NNC」参照)

IHX (Intermediate Heat Exchanger, 中間熱交換器)

ナトリウムや溶融塩などで原子炉炉心を冷却する原子炉では、熱交換器の伝熱管に欠陥が生じる場合などの事故対策のために、二段階熱交換方式が採用される場合がある。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、ナトリウムで原子炉炉心を冷却する高速増殖原型炉「もんじゅ」では、原子炉炉心で加熱された一次側ナトリウムの熱エネルギーを、初段の熱交換器である中間熱交換器で二次側ナトリウムに伝え、そのナトリウムと三次側の水とを二段目の熱交換器である蒸気発生器で熱交換させることで、発電用蒸気を得る

二段階熱交換方式が採られている。したがって、万一蒸気発生器に欠陥が生じナトリウムと水との反応が起っても炉心にまで影響を及ぼすことのないようになっている。

IRACS (Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System, 2次系分岐型補助冷却系)

高速増殖炉発電プラントの安全性を確保するために、プラント異常時に確実に原子炉を停止し、炉停止後の崩壊熱を確実に除去する崩壊熱除去系のうちの一つの方式である。二次系から分岐した系統に設けた冷却器により、1次冷却系を介して炉心を冷却する方式。

L

LBB (Leak Before Break, 漏洩先行型破損) 概念

LBB概念とは、内部流体を含む構造物中に欠陥が存在し、それが運転期間中に進展して貫通に至ったとしても、材料の靱性が十分に高いか、または作用応力が低ければ、漏洩を検知することにより破断することなしに適切な対応処置を講じることができ、すなわち全断面瞬時破断(いわゆるギロチン破断)は起らないとする概念である。高速増殖炉を含めて原子炉プラントでは原子炉冷却材に水やナトリウム等を用いて、原子炉は高温で運転される。したがって起動、停止、異常時には熱過渡変化による応力が原子炉冷却系統にかかるので、原子炉容器や配管の損傷に対しては厳しい監視が行われている。しかしながら、液体金属冷却の高速増殖炉では運転圧力が低いので、配管初期破損でクラックが発生して冷却材が漏洩しても急激な破断に発展することはない。したがってLBB概念に基づき、クラックの発生する可能性の高い溶接部を重点に直接または遠隔操作で表面観察あるいは超音波探傷を行い、健全性を常時確認し、冷却材の漏洩検出器で微小な漏洩の段階でリークを発見できれば、即座に原子炉を停止でき大事に至らず、安全性が確保できることとなる。

Li 還元 (リチウム還元) 技術

Li 還元技術は、金属燃料乾式再処理技術を使用済酸化物燃料へ適用する際に、酸化物を金属に転換するために適用される技術であり、溶融塩化リチウム(LiCl)を浴塩(溶媒)として、金属リチウム(Li)によりアクチニド元素の酸化物を金属へと転換する方法である。

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的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年),パラジウム-107(半減期650万年),セシウム-135(半減期230万年),ジルコニウム-93(半減期153万年),テクネチウム-99(半減期21万1千年),スズ-126(半減期10万年),セレン-79(半減期6万5千年)等がある。LLFPの多くは燃料再処理工程で、高レベル放射性廃棄物の放射線と崩壊熱の発生の主要な原因となる。

M

MA (Minor Actinide, マイナーアクチニド)

周期律表において原子番号89のアクチニウムから103のローレンシウムに至る15の元素を総称してアクチノイド元素といい、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なかには、原子番号94のプルトニウムとともに微量の他のアクチニドが含まれている。一般に長寿命の放射能を持ち、壊変を行うが、重い元素では自発核分裂も行。アクチニドの用途としては原子力分野が多く、核的性質が利用されるので、

元素としての特性よりは、個々の同位体の性質が重要視される。使用済燃料中でウラン, プルトニウムに比べ存在量の少ないアメリカシウム(Am), キュリウム(Cm)及びネプツニウム(Np)をマイナーアクチニドと称する。

MOX 共析

酸化物電解法において、経済性や核拡散抵抗性の向上ため、プルトニウムとウランと一緒に、酸化物として電極に回収する工程。(「酸化物電解法」参照)

MOX 燃料 (混合酸化物燃料)

ウラン酸化物とプルトニウム酸化物を混合して作った燃料である。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、独等で2,000体を超える使用実績がある。

N

Na ボンディング

熱伝導率は良いが融点の低い金属燃料を高い線出力で用いるため、燃料ミート(スラグ)と被覆管の隙間にナトリウム(Na)を詰めておくことを言う。また、このNaをボンドNaと言う。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。

NERI (Nuclear Energy Research Initiative, 原子力研究イニシアチブ)

米国エネルギー省(DOE: Department of Energy)が、将来原子力エネルギー利用上の障害を克服するとともに、米国内の大学、研究所及び産業界の原子力科学技術を再活性化することを目指して、1999年に開始したプログラムであり、原子力開発が停滞していた米国の新たな取り組みとして注目を集めている。この取り組みでは、研究機関、大学、企業などから研究テ-

マを募集し、以下の目的に沿うものを選定し、予算の割り当てが行われる。1) 将来の原子力エネルギー拡大のための廃棄物処理、核不拡散問題などの解決、2) 海外市場を含めた原子力市場での競争力を維持するための原子力の革新的技術開発、3) 原子力技術革新のための科学、工学の基盤の整備と維持、4) 性能、効率、信頼性、経済性改善、原子力の応用。

NEXT (New EXtraction System for TRU Recovery)

先進湿式法の略称。(「先進湿式法」参照)

NNC (National Nuclear Corporation, 英国原子力会社)

英国における原子力産業の国際競争力の強化をねらいとして、1973年3月に設立された。設立当初は原子力発電所の設計・建設、プロジェクト管理を担当してきたが、現在は、内外に原子力業務を提供するメーカーである。

NNC (National Nuclear Center, 国立原子力センター)

カザフスタン共和国の国立原子力センター(NNC)は、政府直轄の国立研究所であり、これまでに原子力や宇宙開発に関する実験に係わる研究を行っている。これらの研究を通じて、試験炉を用いた実験研究や高温材料及び試験技術を蓄積している。なお、カザフスタン共和国は独立後に、非核宣言を行い、IAEAや核不拡散条約にも加盟して、原子力については平和利用に限定した研究、開発、利用を行うとともに、所有する試験施設と技術をもとに海外との共同研究を行っている。(「EAGLE」,「IGR」参照)

(n, p) 反応

中性子(n: neutron)を吸収して陽子(p: proton)を放出する核反応。結果として、質量数は変わらず、原子番号が1だけ減少する。例とし

ては、「N-14が中性子を吸収してC-14に変化する核反応」などが挙げられる。

O

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)

フェライト系ステンレス鋼は、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系ステンレス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。当方は、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原子1個に対して酸素原子2個をもつ化合物と考えられるが、正確には酸素(Oxygen)原子数と重金属(Metal)原子数の比(「O/M」という)は2からわずかにずれる。このわずかな差が原子炉中の燃料のふるまいにいろいろ影響するので、O/M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。

P

Pb-Bi (鉛ビスマス)

鉛(Pb)とビスマス(Bi)の合金。鉛単体の融点(約330)に比べ、融点が約120と低く、FBRの冷却材として扱いやすい。このため、冷却材を液体状態に保つための予熱系(電気ヒータ等)については、ナトリウム冷却炉(ナトリウムの融点、約100)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放射性的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。

PCR (Pre-stressed Concrete Reactor Vessel, プレストレストコンクリート製原子炉容器)

コンクリートにライナの内張りをした原子炉容器で、コンクリートの中に鋼製のより線でききた緊張材が桶のたがのように容器を締め付けている。大型化が容易とされている。

PNC-FMS 鋼

PNC-FMS 鋼は、高速増殖炉実用化段階の燃料集合体ラッパ管部材として開発が進められている高強度フェライト/マルテンサイト鋼であり、オーステナイト鋼に比べて耐スウェリング性が格段に優れている。

PRACS (Primary Reactor Auxiliary Cooling System, 1次系共用型炉心冷却系)

高速増殖炉発電プラントの安全性を確保するために、原子炉異常時に確実に原子炉を停止し、炉停止後の崩壊熱を確実に除去する崩壊熱除去系のうちの一つの方式である。1次冷却系中間熱交換器(IHX)に組み込んだ補助熱交換器(冷却コイル)により、一次系を介して炉心を冷却する方式である。

PSI (Paul Scherrer Institute)

スイスの国立研究所。素粒子物理学、生命科学、固体物理、材料科学、原子力及び非原子力のエネルギー研究、エネルギー関連のエコロジー等の研究開発を行っている。

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。有機溶媒はリン酸トリブチルをドデカンで希釈したものをを用いる。使用済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、核分裂生成物を水相に残す。次にこの有機相を硝酸ヒドロキシルアミンなどの還元剤を含む水相と接触することにより、プルトニウムだけを水相に逆抽出させ、ウランとプルトニウムを分離する。

Pu 富化度

MOX燃料中のプルトニウム濃度【Pu/(Pu + U): wt%】のこと。

R

RE (Rare Earth Elements, 希土類元素) 「希土類元素」参照

RIAR (Research Institute of Atomic Reactors, 原子炉科学研究所)

ロシア、デミトロフグラードにある国立研究所。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、ホットセル等の施設があり、原子炉材料科学、原子炉安全性、同位元素、核燃料サイクル等の分野で研究開発を行っている。従業員約5,000人。

S

SAS (Safety Analysis System)

ANLで開発されたCDA(炉心崩壊事故)起因過程解析コード。冷却材沸騰から燃料破損、破損燃料の分散挙動に係わる熱流・核計算を行う。最新のバージョンはSAS-4Aであり、JNC、独FZK、仏IPSNにより改良・整備が継続されている。(「CDA」参照)

SASS (Self Actuated Shut Down System, 自己作動型炉停止機構)

制御棒は、制御棒駆動機構と電磁石で接続されているが、この接続部分に高温になると磁性を失う熱感知合金を用いることにより、電磁石に電流が流れている状態でも、炉内の温度上昇により自動的に制御棒が切り離される方式の炉

停止機構を構成できる。受動的安全装置である。
 (「受動的安全性」参照)

SCFBR(Supercritical Pressure Light Water Fast Breeder Reactor, 超臨界圧軽水冷却高速炉)

SCFBRは、超臨界圧水を冷却材とし、現在の火力ボイラの主流である貫流型直接サイクルを用いることにより、熱効率を高めた高速増殖炉概念である。(「超臨界圧水」参照)

SETFICS(Solvent Extraction for Trivalent-f-elements Intra-groupseparation in CMPO-complexant System)

使用済燃料の硝酸溶解液からウランやプルトニウム等を回収した後の高酸性廃液からアメリシウム(Am)やキュリウム(Cm)を回収するために、核燃料サイクル開発機構が開発した溶媒抽出法ベースのMA回収システム。廃液からAm, Cmを回収しFPを取除くプロセス(一部のランタニド元素はAm, Cmに随伴)と、その中間製品から前プロセスで使われる硝酸塩等の試薬を取除くプロセスで構成され、最終製品は一部のランタニド元素を含むAm, Cmである。後者のプロセスの抽出溶媒には、CMPO/TBP混合溶媒を用いる。(「CMPO」,「TBP」参照)

SG (Steam Generator, 蒸気発生器)

タービンを駆動するための蒸気を発生させるための熱交換器。軽水炉のPWRでは、原子炉1次冷却材と水蒸気側で熱交換させているが、ナトリウム冷却FBRでは、放射化されていない2次冷却材ナトリウムと、水蒸気側で熱交換させている。

SGACS (Steam Generator Auxiliary Cooling System, 水・蒸気系による崩壊熱除去系)

FBRの崩壊熱除去系の一種。SGの胴容器外壁を大気との自然対流で冷却する方式。静的な崩壊熱除去系である。

SIMMER (Sn,Implicit, Multifield, Muticomponent, Eulerian Recriticality)

米国ロスアラモス国立研究所で開発されたCDA遷移過程(起因過程に続く、炉心内での溶解領域が拡大し、再臨界に至る可能性のある過程)の多成分・多相の熱流動、核計算を行う2次元汎用計算コード。最新のバージョンはJNCが開発したSIMMER- である。

T

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の溶媒抽出過程等で利用されている。

TRU (Transuranium, 超ウラン元素)

原子番号がウラン(原子番号92)より大きい元素。いずれも人工の放射性元素で、現在112番元素までが知られている。このうち原子番号103のローレンシウムまでの元素はアクチノイドに含まれる。すなわち、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), パークリウム(Bk, 97), カリホルニウム(Cf, 98), アインスタイニウム(Es, 99), フェルミウム(Fm, 100), メンデレビウム(Md, 101), ノーベリウム(No, 102), ローレンシウム(Lr, 103)である。

TRUEX (Trans Uranium Extraction) 法

中性の二座配位型有機リン化合物のCMPOとTBP (Tri-n-Buthyl Phosphate)との混合溶媒を用いるTRU分離のための新しい溶媒抽出法。1980年代にANLで開発され、1990年代に入り旧動燃で高レベル廃液のTRU分離法としての研究を開始した。米国、日本以外でもイタリア、インド、ロシア等で研究が実施されている。MA核種に対する抽出能が強力で被抽出液中の硝酸を希釈する必要がなく、また共通の抽出剤

(TBP)を使用するので、既往PUREX法との取り合いが極めて良い。また既往の抽出技術(抽出器、移送、計測制御等)も使えるなど、多くの利点を有する。

U

UIS (Upper Internal Structure, 炉心上部機構)

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

ULOF (Unprotected Loss of Flow, 流量喪失時スクラム失敗事象)

外部電源喪失等により1次冷却系ポンプの停止などの過渡事象が発生した際に、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。一般には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。高速炉では、一般に独立2系統の原子炉停止系が装備されるため、このような事象の発生する確率は 10^{-6} /炉・年以下であり、技術的には発生するとは考えられない事象である。ULOFは、短時間に大規模な炉心損傷に至る事象であり、従来から、その事象推移の不確かさを考慮して幅広い事象シナリオが検討され、高速炉の炉心崩壊事象の代表的な事象とされてきている。

UTOP (Unprotected Transient Over Power, 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。

Y

YAGレーザー

YAGはイットリウムアルミニウムガーネット(yttrium aluminum garnet)の略称であり、酸化イットリウムと酸化アルミニウムの複酸化物である。これに添加物としてNd⁺³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。

あ

アクチノイド 「An」参照

アミン抽出法

現行の核燃料再処理では溶媒抽出法が採用されており、抽出剤として分離性能や耐放射線性などの面からTBPが選ばれている。高速炉サイクルでは、分離性能(除染性能)について不純物の許容値が大きいことから、TBPと比較して分離性能は多少落ちるが、水・油の使用量を少なくできる可能性のあるTOA(トリオクチルアミン)、DOA(ジオクチルアミン)を代替抽出剤として用いる溶媒抽出法がアミン抽出法である。

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。)

1次系共用型炉心冷却系 「PRACS」参照

遠心抽出器

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

塩廃棄物

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。

塩浴塩素化法

酸化物燃料を金属電解法で処理するために酸化物を金属に還元する方法の一つ。溶融塩中に塩素ガスを直接吹き込むことにより、金属状態を経由することなく酸化物燃料を直接イオン化する方法。米国ANLが開発したLi還元法と比較して塩廃棄物が少なくなるという特徴があるが、塩素ガスの取り扱いが課題となる。（「金属電解法」参照）

オフガス系

使用済燃料のせん断・溶解工程において、放出される揮発性核種を除去する気体放射性廃棄物処理系統。

か

ガードベッセル

液体金属冷却高速炉の場合、一次系が低圧系であり万一の漏洩時にも減圧沸騰の恐れがないため、炉容器や一次主冷却系の損傷があっても、液体金属冷却材が漏洩して炉心燃料が露出することを防止すればよい。そのために原子炉容器、一次主冷却系循環ポンプ容器、中間熱交換器等の一次系機器、配管の外側に保護容器を

設け2重構造としている。この保護容器をガードベッセルという。内側炉容器と外側ガードベッセルの間の容積は液体金属冷却材がリークした時でも炉心燃料頂部が露出せず、自然循環除熱が出来るように頂部と出口配管までの冷却剤の容積を考慮して設計される。

階層分析法（AHP：Analytic Hierarchy Process）

意思決定法の1つで、アメリカ・ピッツバーグ大学のサーティ教授によって開発されたもので、ある事柄についての意思決定を、問題・評価基準・代替案という「階層構造」として捉え、各階層ごとに一対比較を行った上で、代替案のどれが好ましいかを定める手法である。人の主観判断を取り扱う問題に適している。

外部ゲル化法

硝酸ウラニル及び硝酸プルトニウム混液をアンモニアガス雰囲気下でアンモニア水中に滴下し、液滴表面からゲル化反応を生じさせて酸化物顆粒燃料を製造する方法。増粘剤（PVA）及びその分解保護剤のアルコール（THFA）を添加する必要がある。サイクル機構などで開発中。硝酸アンモニウムなどの廃棄物の発生が難点である。（「ゲル化」参照）

核物質防護

核物質防護とは、核物質の盗取など不法な移転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しているため、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、きわめて大きくなってきている。

核分裂生成物 「FP」参照

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。

確率論的安全評価（PSA：Probabilistic Safety Assessment）

確率論的安全評価とは、原子力施設等で発生し得るあらゆる事象を対象としてその発生頻度と発生時の影響を定量評価し、その積としての「リスク（危険度）」がどれ程小さいかで安全性の度合いを表現する手法である。PSAは、決定論的安全評価を補完する有用な情報を提供できるため、世界各国で広範に利用されている。また、この評価手法については、核燃料サイクル施設の安全評価への適用も試行されている。

還元抽出法

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

乾式再処理法

塩化リチウム（LiCl）や塩化カリウム（KCl）の溶融塩やカドミウム（Cd）、ピスマス（Bi）、鉛（Pb）等の液体金属を溶媒とした再処理法の一つ。（「酸化物電解法」、「金属電解法」、「フッ化物揮発法」参照）

簡素化ペレット法

酸化物燃料製造法として、旧動燃より開発している簡素化燃料製造法。転換工程でのプルトニウムの富化度調整、高流動性のMOX粉への転換を行うほか、ペレット工程では原料秤量、均一化混合及び造粒等を削除する。製品スペックアウトは乾式回収せず、転換工程で湿式回収を図る。これらの合理化により、従来工程に比べ大幅な工程数の削減が図られる。

簡素化溶媒抽出法

PUREX法のようにPuを単独で分離せず、単サイクルでU/Pu/Npを共回収し、回収品の精製を行わない湿式再処理法。簡素化溶媒抽出法は、抽出条件の最適化を除けば、従来の知見を流用できる部分がかかなり多い。（「先進湿式法」参照）

感度解析

計算機を用いた数値解析やシミュレーションなどにおいて、入力値や設定値の変動が評価結果に及ぼす度合いを評価すること。どの値が結果に対する影響度が高いかなどを把握する。

希土類元素

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。

共晶

共融混合物ともいう。2成分以上を含む液体

から、同時に晶出する2種以上の結晶の混合物。例えば、二つの金属材料が接触している場合、その接触面では金属の融点より低い温度（共晶温度）で共晶合金を生成し、金属間の接合、浸食が生じる。特に、金属燃料の場合には、被覆管との接触面でこの現象が問題になる。

共晶反応

一つの液相から同時に二つの固相を生じる反応。また、その反対に二つの固相が反応して液相を形成すること。金属燃料では、燃料合金中のUと被覆管中の鉄が共晶反応を起こし、それぞれの融点より低い温度で液相を生じる可能性があるため問題とされる。

共除染

一般的には、異なる元素を同時に他の元素から分離すること。現行の再処理工程では、溶解した使用済燃料中のウランとプルトニウムを分離することなく、TBPによる抽出により溶媒中に行こうさせ、同時に他の核分裂生成物から分離する。

均質炉心

FBRの炉心型式としては、均質炉心と非均質炉心とがある。均質炉心では炉心燃料がMOXのみで単純に構成され、通常炉心の周囲にウラン酸化物で作られたブランケット燃料が置かれる。炉心領域にブランケット燃料を混在させた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。（「径方向非均質炉心」、「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)等を添加して合金とした原子炉用の燃料。なお、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。

形状管理

燃料サイクル施設における臨界管理の方法の一つ。核燃料物質を収容する容器の形状を工夫することにより、臨界になることを防ぐ方法。

径方向非均質炉心

FBRの炉心型式としては、均質炉心と非均質炉心とがある。均質炉心では炉心燃料の周囲にブランケット燃料が置かれる。炉心領域内にブランケット燃料を混在させたものが非均質炉心である。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という。これに対し、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、ポイド反応度の低減、増殖率の向上の点で効果があるとされている。（「均質炉心」、「ブランケット」参照）

ゲル化

コロイド粒子または高分子溶質が相互作用のために、独立した運動性を失って集合した構造をもち、固化した状態をゲルという。

減圧事故

原子炉において、原子炉冷却材圧力が減少する事故。軽水炉において安全評価上厳しいとされる。安全評価の対象となる事象としては、加圧水型炉の加圧器逃し弁の誤全開による一次系圧力の異常な減圧等がある。高温ガス炉では、

一次冷却材の減圧事故が最も厳しい炉心昇温事故と想定されている。

コアキャッチャー

原子炉の炉心損傷事故時に、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、溶融燃料及び構造材等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。溶融物質を固定化し、崩壊熱を除去して除熱源へ輸送する機能が要求される。高速炉用にはさらに臨界防止体系とする必要がある。

効用関数

定量評価が可能な評価指標に対して許容値(=0)、達成目標(=0.5)及び努力目標(=1.0)の3点で定義される指数関数 $U(X)$ のことである。この関数を用いて、属性値に対応する価値観を0~1.0で数値化した効用値として求めることができる。

効用値

評価すべき特質(属性)に対する相対的満足度のこと。通常、最大満足度を1.0、最低満足度を0とし、0から1.0の範囲の値でその効用値を示す。

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等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という。従来の軽

水炉燃料再処理では $10^6 \sim 10^8$ 程度の除染係数が要求されており、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。(「DF」参照)

高レベル放射性廃棄物 「HLW」参照

混合酸化物燃料 「MOX燃料」参照

さ

サーマルストライピング

高温流体と低温流体が交互に流入する場所における温度ゆらぎ現象をサーマルストライピングという。配管合流部や原子炉炉心上部のような高温と低温の流体が混合する部分では、サーマルストライピングにより生じた熱応力の繰返しによる高サイクル疲労により、構造物が破損することがある。

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等、燃料として再び利用できるものと、ウラン等の分裂で生成し燃料として利用できない核分裂生成物が存在する。使用済燃料を化学的プロセスにより、再び燃料として利用できるウラン、プルトニウム等をそれ以外の物質(高レベル放射性廃棄物)から分離する作業のこと。

再臨界回避

FBRの安全評価で考えられてきた仮想的な炉心損傷時には、炉心冷却材の大規模な沸騰によって反応度が増加して即発臨界を超過した場合、あるいは溶融した炉心燃料が大規模に集中して再臨界を超過した場合、溶融燃料の急激な温度上昇によって、核分裂性ガスや冷却材蒸気の膨張、燃料被覆管やラッパ等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

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

配列結合を含むとみなされる化合物（広義には化学種）を錯体という。現行再処理で利用されている TBP を抽出剤とした溶媒抽出法では、使用済燃料を溶かした硝酸水溶液から、硝酸イオンにより中和されたウラン、プルトニウムを TBP との錯体として溶媒中に抽出する。一方、超臨界直接抽出法では、あらかじめ TBP と硝酸の錯体を準備しておくことにより、使用済燃料の硝酸水溶液への溶解を行うことなく、ウラン、プルトニウムを TBP との錯体として使用済燃料から直接分離する方法である。

酸化物電解法

使用済の酸化物燃料を溶融塩（ LiCl-CsCl 等）中で塩素ガスを吹き込みながら溶解（塩素化溶解）し、酸化・還元電位の差を利用して、アクチニドを酸化物（ウラン酸化物、プルトニウム酸化物）として共析出する乾式再処理法。基本プロセスはロシア RIAR が開発した。

3次元免震

3次元免震は、建屋及び機器を水平方向（2次元）だけでは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（ $(\text{Pu}, \text{U})\text{O}_2$ ）で構成されているが、この MOX 燃料の酸素比率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。

ジオクチルアミン

溶媒抽出法での 4 価イオンの分離に用いられる有機溶媒の一種。分子式は $(\text{C}_8\text{H}_{17})_2\text{NH}$ 。

軸ブランケット削除型燃料集合体（ABLE [Axial Blanket Elimination] 型）

炉心損傷事故時の再臨界事象を回避するための方策の一つ。あらかじめ燃料集合体の中央部約 37 ピン程度下部軸ブランケットのペレット、あるいは上部軸ブランケットのペレットも併せて削除しておく構造。これによって当該部分の熱容量を低減しておき、溶融燃料が被覆材のみを溶融させることによって燃料の炉心部からの流出を早期化することを狙う。内部ダクト付き燃料集合体に比べて燃料の流出には時間を要するものの、炉心部分の燃料割合は従来型集合体と変わらないために炉心性能への影響は小さくできる概念として提案された。

自己作動型炉停止機構 「SASS」参照

地震 PSA

原子力プラントの安全性を評価する手法の一つに PSA（確率論的安全性評価：Probabilistic Safety Assessment）がある。例えば、シビアアクシデント（炉心損傷等の過酷事故）を対象として、機器の故障など事故の発端となる事象の発生頻度とその影響を定量的に評価することにより、原子炉施設の安全性を総合的に評価する場合に PSA 手法が用いられている。PSA のうち地震に対する安全性評価を目的としたものが地

震PSAである。すなわち、地震PSAとは、原子炉施設に影響を及ぼす可能性が考えられるあらゆる地震を考慮して、原子炉施設の機器等の損傷の組み合わせによりシビアアクシデント発生に至るシナリオを、確率論的に定量評価する安全性評価手法である。

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。

実用化構造設計基準(FDS:FBR Design Standard)

原子炉施設で使用される構造物には、他産業の一般構造物と比較して、きわめて高い安全性が要求されることから、その構造設計については規格・基準類が規定されている。これらの規格・基準類の内、わが国で最も多く用いられているのは昭和55年に策定された「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（通産省告示第501号）」である。しかしながら、告示第501号は発電用軽水炉を念頭に制定された内容であるため、FBRの使用条件（軽水炉より高温で低圧）に対しては、必ずしも十分に対応していない。このため高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設に際しては、FBRの使用条件を踏まえた「高速原型炉第1種機器の高温構造設計指針」（BDS）が昭和59年に科学技術庁原子力安全局により策定された。BDSに対して、実用高速炉構造設計基準（FDS）は、実用時代の高速炉構造設計用の新しい規格・基準として位置付けられる。FDSには、21世紀の高速炉に求められる高い信頼性と経済性を可能にすべく、BDS策定以降に開発された新しい技術（従来よりも合理的な構造設計手法や高温強度に優れる材料等）が取り込まれる予定であり、現在これらの技術開発が進められている。

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。FBRでは燃料物質中のウラン・プルトニウム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/cm³)である。

受動的安全性

一般に原子炉システムは、事故等に備えて事象を安全に終息させる機能を備えている。この機能を働かせる際に、非常用ディーゼル発電機等の駆動源が必要なポンプ、ファン等の動的機器や制御系を用いる場合と、重力、放熱等の自然の物理現象を活用する場合がある。後者のように外部からの動力や駆動信号などを必要とせず、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的安全性という。

蒸気発生器（Steam Generator） 「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のは冷却法を用いる。溶解液からのウラン（硝酸ウラニル）の晶析は後者によるが、旧西ドイツ・カールスルーエ原子力研究所でのウラン精製への適用例を除き、世界的にも実施例がない。今後、ウラニル晶析条件の把握を始め、プルトニウム及び核分裂生成物との分離性の確認が晶析法の成立性の判断に必要となる。

ショートプロセス法 「簡素化ペレット法」参照

除染係数 「DF」参照

人工鉱物固化体

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することを利用して、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等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。

振動充てん燃料

粉体燃料(球状、非球状)を振動させている被覆管の中に流し込み、高密度に充てんすることにより、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。粉体燃料の製造には、硝酸プルトニウム及び硝酸ウラニルの混液を出発液として、試薬中に液滴を滴下してゲル化反応により造粒し、洗浄及び乾燥工程を経て仮焼・還元後、焼結する湿式法、電析あるいは沈殿により製造したウラン酸化物(UO_2)、プルトニウム酸化物(PuO_2)を粉碎、分級する乾式法の二法がある。

水蒸気改質法

天然ガス等の化石燃料を水蒸気とともに加熱することにより水素を製造する手法。代表としてメタンガスによる水蒸気改質法があり、800程度の温度で触媒により反応が進む。水素分離膜を使用して触媒部の水素分圧を低下することにより500程度でも水素製造を行うことができる。ただし、化石燃料を原料ガスとす

るため二酸化炭素を排出する。

スウェリング(Swelling)

原子炉内で使用されている核燃料は、燃焼度の増大とともに、核燃料物質が消失し同時に核分裂生成物が増加する。この結果、燃料中で原子空孔が集まってポイドを形成するため全体として体積が増加する(ポイドスウェリング)。これとは別に気体状の核分裂生成物も発生するので、これによる体積増加がある(パルススウェリング)。これらによる燃料の膨張を全体としてスウェリングという

スフェアパック燃料

MOX等の小さな球状の粒子燃料を被覆管に充てんした燃料ピンをスフェアパック燃料という。この際、充てん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 $10\mu m \sim 1,000\mu m$)の径の粒子を組み合わせ充てんする。スフェアパック燃料製造ではペレット燃料製造工程に必要な微粉末取り扱い、ペレット成型等の工程が不要であり、工程の簡素化の可能性があり燃料製造コスト低減が期待できる。また遠隔製造に優れた燃料製造工程とできる可能性があり、MA、FPを同伴した燃料製造への適用が期待できる。

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料材が装填されている状態/振動充てん燃料-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・振動充てん燃料で統一的に使える燃料仕様とし

て、被覆管内の領域で均質化（スミアあるいはスミア）した密度を用いる。

スラゲ

金属等の小さな塊のこと。

製品移行率

使用済燃料を再処理した場合に使用済燃料中に含まれる核物質に対する再処理製品中の核物質の比率。燃料製造では、再処理製品中に含まれる核物質に対する燃料製品中の核物質の比率。再処理と燃料製造を通してでは、使用済燃料中に含まれる核物質に対する燃料製品中に含まれる核物質の比率となる。

セルライナ

ホットセルの気密等を維持するため、セルの内壁に施す鋼板の内張りのこと。

先進湿式法（NEXT）

軽水炉燃料の再処理法として実績のあるPUREX法をベースに、これを大幅に見直した「簡素化溶媒抽出法」（抽出溶媒にTBPを用いるが、プルトニウムをウラン及びネプツニウムと分離せず、低除染で共回収する）と「晶析法」を組み合せ、更にTRU回収機能を付加した先進的な湿式再処理方法。

増殖比（Breeding Ratio）

原子炉の運転に伴いウラン235やプルトニウム239などの核分裂性物質が核分裂等で減少する割合に対してウラン238、プルトニウム240などから新たに中性子を吸収して核分裂性物質（プルトニウム239、プルトニウム241など）を生成する割合の比率をいう。特にその比が1.0を超える場合を増殖比、1.0以下の場合を転換比と呼ぶ。

ゾルゲル法

水溶液から直接に酸化物固体を得る製造法の総称。核燃料製造では、アクチノイド硝酸溶液の液滴にアンモニアを作用させることにより、酸化物として固化させる。アンモニアを液滴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、FBR用振動充てんMOX燃料の試作に应用されている。

ソルトフリー技術

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、工程操作に伴う塩を完全に排除することが可能となる。この結果、放射性廃液の高濃縮・高減容が可能となることから、処分の合理化が図られる。

た

ダイ潤滑方式

成型の際の粉末と型の中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う方法がとられる。ダイ潤滑方式とは、鑄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製鑄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。

多属性効用分析法 (MUF: Multi-Attribute Utility Function Method)

評価上で影響する属性に対する効用値を定め、各属性の影響度を考慮して加算することで全体の効用値を算出し、その優劣を決定する手法。質の異なる諸要因やトレードオフの関係にある諸要因同士の総合評価が可能となる。ここで効用値は評価すべき特質(属性)に対する相対的満足度のことで、最大満足度を1.0、最低満足度を0とし、0から1.0の範囲の値をとる。

脱被覆

再処理の前処理として燃料被覆管を燃料から除去すること。

タンク型 (Tank Type)

FBRの炉型は原子炉冷却材等の循環系から見てループ型とタンク型に大別される。タンク型FBRは、一次系循環ポンプや中間熱交換器を原子炉容器内に収容するので機器配置のコンパクト化を図りやすいが、大きな原子炉容器を必要とするため、その耐震性を確保することが難しいと言われている。

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1,500℃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。

窒化物燃料

ウランの場合はUN、プルトニウムの場合はPuNである窒素化合物の燃料。熱伝導性が金属燃料並に良好であり、融点が高い特徴を有する。

窒素15(N-15)

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、環境に悪影響を及ぼすおそれがある。このため、窒化物燃料を使う場合には、天然の窒素に0.37%程度存在するN-15を99%程度に濃縮して使用する必要がある。

中間熱交換器 「IHX」参照

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」参照

長寿命FP 「LLFP」参照

長半減期FP 「LLFP」参照

超臨界圧水

軽水(通常の水)は、圧力22.1MPa、温度374℃以上になると、液体と気体との明確な区別がなくなり、温度の上昇に伴って連続的に密度が変化し、沸騰現象を起こさない。このような状態の水を超臨界圧水と称し、このような状態となる最小の圧力を臨界圧力と呼ぶ。

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と錯体を形成するため、有機相にPuが移動するが、直接抽出法は初めから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といったもの。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、抽出済みのもが固体（スラッジ）なので、廃液濃縮設備等、不要となる設備もある。

直接炉心冷却系 「DRACS」参照

低除染

再処理の目的は使用済燃料中のFPを除去し、所定の純度の核物質（ウラン、プルトニウム）を回収することである。再処理前後の核物質中のFPの割合の比を除染係数といい、従来の軽水炉燃料再処理では $10^6 \sim 10^8$ が要求される。これに対し、FBRでは中性子経済が良いため、軽水炉ほどの除染は必要とされない。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。（「DF」参照）

低除染燃料

FPの除染係数の低い再処理製品を原料として製造される燃料である。FBRの燃料は軽水炉に比べて不純物の許容量を高くとることができるため、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。

電解共析

高温冶金技術に基づく乾式再処理法において目的物質を析出させるとき、電解質の酸化還元電位と電極電位の関係から複数の物質を同時に析出する場合がある。酸化物電解法再処理で

は、この原理を利用してウランとプルトニウムを同時に陰極上に析出させ、核拡散抵抗性に優れた再処理システムの構築を目指している。

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、プルトニウム等が精製され、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。

転動造粒法

粉末を原料として顆粒状の粒子を作る造粒法の一つ。容器の回転あるいは振動運動により粉末原料を転がし、水分により付着凝集させて凝集体を生成する。さらに単一粒子をその表面に付着させて成長させるか、あるいは小さい凝集体をいくつか会合させて大きい凝集体にするか、いずれかの過程を経て球形に近い粒形を持つ粒子を造粒する方法。

トップエントリ方式

ループ型の一つである。実証炉の設計で採用された。ループ型の配管系を短縮し、原子炉建物の縮小によるコストダウンを図るため、原子炉容器、中間熱交換器、一次主冷却系ポンプをそれぞれ逆U字型の配管で連結する方式。

ドップラ反応度

核燃料のドップラ効果を量的に表すもので、燃料の温度が単位温度上昇したときの反応度変化を表す。原子炉内の燃料温度が上昇すると、燃料中のウラン238の中性子吸収が増加し、反応度を減少させ、出力を下げる働き（ドップラ

効果)をするので、炉心及び安全設計上、重要な現象である。

ドロス処理工程

金属電解法において、不純物等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。

な

内部ゲル化法

硝酸ウラニル及び硝酸プルトニウム混液に、アンモニアドナーの6メチル4アミン $[(CH_2)_6N_4]$ 及び錯化剤の尿素 (H_2NCONH_2) を添加し調整液とする。その調整液を114 ~ 120 で加温したシリコンオイル中に滴下し、液滴内部よりゲル化反応を生じさせ酸化物顆粒燃料を製造する方法。廃棄物のシリコンオイルの処理が課題。スイスPSIで開発中。

内部ダクト付き燃料集合体〔FAIDUS (Fuel Assembly with Inner Duct Structure) 型〕

炉心損傷事故時の再臨界事象を回避するための方策の一つ。あらかじめ燃料集合体の内部に溶融燃料排出用ダクトを設けた燃料集合体の構造。集合体中央部の37ピン程度を六角のダクトで置換し、下部を高圧または低圧プレナムへ接続して溶融燃料の流出経路とする。全ての燃料集合体に内部ダクトを設けた場合には炉心性能の低下をもたらすものの、炉心損傷の拡大開始以前に燃料流出によって再臨界の可能性を回避することを比較的容易に示すことができる概念として提案された。

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」の「核分裂するために

消費された核分裂性物質」に対する割合をいう。

ナトリウムボンディング 「Naボンディング」参照

鉛ビスマス 「Pb-Bi」参照

鉛リン酸ガラス

主に $(PbO)_x(P_2O_5)_y$ を骨格とするガラス。

2次系分岐型補助冷却系 「IRACS」参照

燃料集合体ダクト間相互作用 「DDI」参照

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。(「スミア密度」参照)

燃料 - 被覆材機械的相互作用 「FCMI」参照

燃料ピン健全性評価(CDF評価)

CDF(Cumulated Damage Fractionクリープ損傷和)は、材料がクリープ破断に至るまでの寿命を1とした場合に現在までどれだけの寿命を消費したかを示す数値。燃料ピンのCDF評価とは、燃料ピンに負荷される内圧等の想定荷重条件に対応するCDFを算定・評価すること。

燃料 - 冷却材熱的相互作用 「FCI」参照

は

ばい焼(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。

バイバック燃料

振動充てん燃料。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てんする方法であり、実用上適切な高密度を得るために通常は充てん中や充てん後に被覆管に振動を加える。狭義には真球状の粒子を充てんするスフェアバック燃料と区別して不定形の顆粒を用いるものを称し、広義には両者を総称してバイバック燃料と呼ぶ。顆粒の直径は数十ミクロンから1 mm程度であり、一般に核燃料に用いられるペレット型燃料（被覆管中に円柱状の「ペレット」を充てんするタイプの燃料）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。

ハステロイ

米国ヘインズ社の登録商標で、ニッケルベースの合金で、耐酸性にすぐれた合金である。

破損限界試験

パルス型試験炉等の中央にある試験孔に試験燃料を設置し、短時間に大きな出力パルスを与えて、燃料を溶融させる試験をいう。IGRは、60本程度の燃料ピンまたは10kg程度の試験燃料を短時間に溶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。（「IGR」参照）

白金属元素

ルテニウム、ロジウム、パラジウム、オスミウム、イリジウム及び白金の6元素の総称。代表的な貴金属で、酸・アルカリに侵されにくく、また、融点が高く、比重が大きい。

ハル

溶解槽で溶け残る燃料の被覆片。

バンドル圧損

燃料棒を束ねて一体化したものを燃料バンド

ル（燃料クラスタ）と称する。冷却材がこの燃料バンドル部分で損失する圧力をバンドル圧損（圧力損失）と称する。

反応度挿入（制御棒誤引き抜き等）

例えば、原子炉運転中に誤って制御棒を引き抜くことにより、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。

反応度挿入型スクラム失敗事象 「UTOP」参照

非均質炉心 「径方向非均質炉心」、「均質炉心」、「ブランケット」参照

被覆管型燃料

ジルコニウムやステンレス等の材料でできた円筒形の管（被覆管）に燃料（ペレット燃料、振動充てんによる粉体燃料）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スプレナムが、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てんする。（「ボンド材」参照）

被覆粒子燃料（BISO型、TRISO型）

被覆粒子燃料は、燃料核と呼ばれる直径数百 μm ～1 mm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、被覆層数によりBISO型、TRISO型がある。酸化物燃料の場合には、燃料核を内側から低、高2つの密度の熱分解炭素（PyC）、高密度炭素（PyC）、炭化ケイ素（SiC）等で被覆する。窒化物燃料の被覆については、TiN等について検討中であ

る。(「TRISO型被覆粒子燃料」,「PyC」参照)

評価指標

評価の視点での優劣を指し示す値。本報告書では、「経済性」、「資源有効利用性」、「環境負荷低減性」、「核拡散抵抗性」、「安全性」及び「技術的実現性」の6つの視点に対して、FBRサイクルシステムが開発目標に対してどの程度達成されたかを判定するための指標として、一次指標から三次指標まで階層化し、設計要求との関連を明示することを心掛けた。

腐食生成物CP (Corrosion Products)

原子炉プラントを構成している機器、装置、配管などの構成材料の腐食によって生成された物質である。特に原子炉冷却材が循環する系統中に生じるFe, Co, Mnなどの酸化物が問題となる。これらは、主として冷却材中に溶存酸素がある場合に発生しやすい。放射化したものを放射性腐食生成物という。また、再処理プラントなどでは、溶解や分離のための機器の内面において、硝酸により構造部材の構成元素が腐食・溶出したものがあり、これらも腐食生成物の一つとしている。

フッ化物揮発法

使用済燃料をフッ化物に変換し、その蒸気圧などの物性、あるいは吸着性など化学的性質の差を利用して分離する再処理方式である。フッ化反応は高温下のアルミナ流動床等で行われるが、工学的には高放射性粉流体の取り扱い、遠隔保守の技術、プロセス化学的にはプルトニウム、MAの挙動等が新たな課題である。ロシア、米国ANL、原研(日本原子力研究所)等で開発実績がある。

不溶解残渣

再処理の溶解工程において溶媒に溶解せずに固体のまま残る一部の成分。モリブデン、テク

ニウム、ルテニウム、ロジウム、パラジウム等の元素の一部が、単体または合金状等の不溶解固体粒子として溶解液中に分散して存在する。

ブランケット

核分裂性物質に転換する目的で、炉心内もしくはその周囲に配置される親物質をいう。プルトニウムを利用するFBRでは、親物質であるウラン238をブランケット材とし、燃料ピンの上下端部に配置(軸方向ブランケット)する場合や、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」、「径方向非均質炉心」参照)

プレストレストコンクリート原子炉容器
「PCRV」参照

フレットニング

高速流体が起こす機械的な振動によって金属材料が磨耗する。この振動による磨耗をフレットニング磨耗という。

分散強化型フェライト鋼 「ODS鋼」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。FBRではMOX粉末を成型し焼結してセラミックス質にした円柱状の燃料ペレットをいう。ペレットを積み重ねて燃料被覆管に挿入し燃料棒(ピン)とする。

ポイド反応度

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、冷却材の沸騰によるポイド(気泡)の発生あるいは気泡通過等が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FBRでは、冷却材の沸点が炉心内では900以上となり、安全評価で想定される事故事象に対しては冷却材が沸騰することはないように設計される。仮想的な炉心損傷を仮定した場合には、冷却材沸騰（ポイド化）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、炉心崩壊事故に関する研究から示されており、再臨界を回避するためには正のポイド反応度の大きさを制限する必要がある。本報告書においては、ダクト-ダクト間、内部ダクト内のナトリウム（冷却材）を残し、炉心部の燃料棒部分（軸方向非均質炉心の場合には、内部ブランケット高さ部分も含む）のナトリウム（冷却材）を100%除去したときの全投入反応度を指す。（「CDA」、「再臨界回避」参照）

崩壊熱除去

原子炉では核分裂連鎖反応の結果、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が発生する。即ち原子炉の炉心は、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一定時間冷却系の一部を用いて、この崩壊熱を除去する必要がある、この目的のための冷却系を崩壊熱除去系（余熱除去系）と呼んでいる。

ホウケイ酸ガラス

ホウ酸(B_2O_3)とケイ酸(SiO_2)を主成分として含むガラス。ホウケイ酸ガラスの化学構造は、主にケイ酸とホウ酸が網目構造を形成するので結晶質の構造とは違い、イオン半径が異なる多種類の放射性物質は網目の中に入り、均質で安定な一体化した物質になる。放射性物質はガラ

スと混ざるのでなく、色ガラスと同様、ガラス成分の一つとしてガラスそのものになる。したがって、割れても放射性物質は、ガラスと一体になっていて移行しにくい。高レベル放射性廃液のガラス固化には、主にこのガラスが用いられる。

ホールドアップ

脱硝粉のような微粉を用いたペレット製造においては、取り扱い中に核物質が飛散し工程内に滞留することがある。これをホールドアップといい、保障措置における計量管理の観点から「ホールドアップ問題」として指摘された経緯がある。

放射能インベントリ

放射能の内蔵量のこと。

放射能毒性

毒科学的観点から見た放射線の生体に対する有害作用。

保障措置

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

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等の一区画をいう。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。

ボンド材

燃料と被覆管の隙間の熱伝達性能を高めるために充てんする材料をボンド材という。熱伝導率と、燃料及び被覆管材料との共存性とを考慮し、酸化物燃料ではヘリウムガス、金属燃料や窒化物燃料ではナトリウムが用いられる場合が

多い。「Naボンディング」参照)

ま

マイクロ波脱硝装置

物質中に含まれるNO_x成分を除去するための操作を脱硝という。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・脱硝するための装置。

マイナーアクチニド 「MA」参照

マニピュレータ (manipulator)

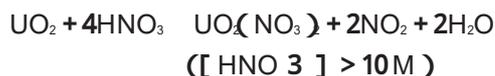
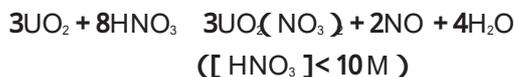
離れた場所からの操作によって人間の手と同様の動作をさせる操作機械の形式の一つ。人間が操作するマスタ腕をセル外に配置し、それに追従して仕事をするスレーブ腕をセル内に配置することで遠隔操作を行う。一般的には、マスタ腕とスレーブ腕をワイヤロープ、金属テープまたはリンクなどで結合し動作を伝達する機械式マスタ・スレーブ・マニピュレータのことを指す。

水・蒸気系による崩壊熱除去系 「SGACS」参照

無ヒューム溶解

酸素を吹き込みながら溶解することで、NO_xガスの発生を抑制する方法。例えばUO₂の溶解反応では下記の通りNO_xの発生が抑えられる。

通常の溶解:



無ヒューム溶解:



モンテカルロ法

確率的な現象を利用して各種の数値計算を行

い、問題の解や法則性などを得る方法。コンピュータによるシミュレーション手法として用いられる。乱数を用いることから、賭け事の街として有名なモナコの都市モンテカルロの名がつけられた。

や

溶媒抽出法

完全には混ざり合わない二種類の液体間で、一方の液体中の特定の成分を他方の液体中に移動させるプロセスのこと。液-液抽出ともいう。核燃料再処理法において現在主流となっているPUREX法では溶媒抽出法が用いられている。PUREX法では、燃料を溶解した硝酸水溶液から、ドデカン等で希釈したTBP(リン酸トリブチル:抽出剤)中にウラン、プルトニウムを抽出する。高レベル廃液の群分離工程にもこの溶媒抽出法の応用が研究されており高レベル廃液からのマイナーアクチノイドの分離回収、またマイナーアクチノイドと希土類元素との分離のために、様々な溶媒抽出系が試されている。

ら

ランタニド

周期律表において原子番号57のランタンから71のルテチウムまでの15の元素を総称してランタニド元素という。アクチニド元素及びランタニド元素は最外殻電子構造が近似しており、溶液化学的にも両者の性質にほとんど差異がないので相互分離は非常に難しい。高レベル廃液の核種分離プロセスでは、TRU抽出の際に共抽出されるランタニド元素の分離が最重要課題の一つである。

流量喪失型スクラム失敗事象 「ULOF」参照

理論密度

燃料物質の結晶の格子定数から計算される理論的な密度。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)

FBRの炉型は原子炉冷却材等の循環系から見てループ型とタンク型に大別される。ループ型FBRは、原子炉容器内に炉心、反射体等のみを收容し、一次系循環ポンプや中間熱交換器を原子炉容器内に入れずそれらを配管で結合する構造である。ループ型は機器の独立性が高く、保守・補修時の接近性に優れているが、冷却系配管を収納する空間が必要であり物量が大きくなる傾向がある。(「トップエントリ方式」参照)

劣化ウラン

U-235の同位体存在比が天然のものよりも少ないウラン。天然ウランの同位体組成は、ウラン235が0.7%程度であるが、軽水炉の燃料とし

て使用するためには、ウラン235の割合をおよそ3～4%に高めた濃縮ウランを必要とする。この濃縮ウランを製造すると、ウラン235の割合が0.2%程度のウランが残り、このウランを劣化ウランという。

炉心圧損

冷却材が、炉心入口と出口の間で炉心構造物との流動摩擦等により失う圧力のこと。圧損とは、圧力損失の略称である。(「バンドル圧損」参照)

炉心上部機構 「UIS」参照

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。

炉心崩壊事故 「CDA」参照

サイクル機構技報 No. 24 別冊特集号 結言



大洗工学センター システム技術開発部長
山下 英俊

高速炉サイクル実用化戦略調査研究フェーズ は2001年度より5ヵ年計画で開始され、当初の計画どおりに2003年度までの成果と今後の見通しを踏まえて中間報告書をとりとまとめ、この度サイクル機構技報の特集号を発行するに至りました。

このフェーズ では、フェーズ で抽出された有望候補概念を出発点として、革新技術を積極的に取り入れつつ、それぞれの魅力を最大限に引き出すことを念頭においてシステムの設計研究を深め、かつこれら候補概念の技術的成立性を左右する要素技術開発、試験研究を進めてまいりました。この特集号は、フェーズ 中間段階ではありますが、実用化開発目標に対する達成状況、技術的な見通し、開発課題、さらには各候補概念が持っているポテンシャルを集約したものです。

これら中間とりまとめの結果については、機構の研究開発課題評価委員会や文部科学省の第三者評価に提示し、フェーズ 中間とりまとめ及び今後の進め方について、厳正なチェックアンドレビューを受け、計画どおり進めることとの評価をいただきました。

一方、海外の状況を見ますと、第4世代原子力システムの候補概念が選ばれ、国際共同開発プログラムが構築されつつあります。選ばれた6概念のうち3概念はナトリウム冷却、重金属冷却、ガス冷却の高速炉であり、実用化戦略調査研究で対象としている候補概念と合致しており、第4世代原子力システム開発の国際的な取り組みの中でも、実用化戦略調査研究の成果や開発計画が各国から注目されているところです。各国は、限られたリソースとインフラから、国際共同によってより良い原子力システムをいかに早く、安く実現するかを模索している状況にあります。

我が国の実用化戦略調査研究は、高速炉サイクル実用化に至る「ダーウィンの海」の海図を世界のトップランナーとして描くものとの認識のもと、今後とも関係者一同、熱意と使命感を持ちつつ果敢に挑戦し、積極的に成果を発信していく所存です。

最後にサイクル機構内外の関係者の皆様方から貴重なご助言、ご支援をいただいたことに心から感謝するとともに、高速炉サイクル実用化に向けて引続きご指導を賜りますようお願い申し上げます。結言といたします。

核燃料サイクル開発機構

Japan Nuclear Cycle Development Institute

本社	〒319-1184	茨城県那珂郡東海村村松4-4-9	TEL (029) 282-1122
敦賀本部	〒914-8585	福井県敦賀市木崎6-5-20	TEL (0770) 23-3021
新型転換炉ふげん発電所	〒914-8510	福井県敦賀市明神町3	TEL (0770) 26-1221
高速増殖炉もんじゅ建設所	〒919-1279	福井県敦賀市白木2-1	TEL (0770) 39-1031
東海事業所	〒319-1194	茨城県那珂郡東海村村松4-3-3	TEL (029) 282-1111
大洗工学センター	〒311-1393	茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	TEL (029) 267-4141
人形峠環境技術センター	〒708-0698	岡山県苫田郡上斎原村1550	TEL (0868) 44-2211
東濃地科学センター	〒509-5102	岐阜県土岐市泉町定林寺959-31	TEL (0572) 53-0211
幌延深地層研究センター	〒098-3207	北海道天塩郡幌延町宮園町1-8	TEL (01632) 5-2022
東京事務所	〒100-8577	東京都千代田区内幸町2-1-8 新生銀行本店ビル11階	TEL (03) 5157-1911
東京インフォメ-ションルーム	〒100-0006	東京都千代田区有楽町1-1-2 日比谷三井ビル1階	TEL (03) 3593-9497
福井事務所	〒910-0005	福井県福井市大手3-4-1 福井放送会館5階	TEL (0776) 25-3040
六ヶ所事務所	〒039-3212	青森県上北郡六ヶ所村尾駁字沖付	TEL (0175) 71-2716
札幌事務所	〒060-0005	北海道札幌市中央区北五条西6丁目 北海道通信ビル5階	TEL (011) 200-1681
水戸連絡事務所	〒310-0852	茨城県水戸市笠原町978-25 茨城県開発公社ビル4階	TEL (029) 301-1020

海外事務所
WASHINGTON

JNC Washington Office
1825 K Street, N.W., Suite 508 Washington D.C. 20006
U.S.A.

TEL 202-338-3770
FAX 202-338-3771

PARIS

JNC Paris Office
4-8, Rue Sainte-Anne, 75001 PARIS
France

TEL 1-4260-3101
FAX 1-4260-2413

サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.24 別冊 2004.11

特集 高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究フェーズ 中間取りまとめ

2004年11月30日発行

© 2004 核燃料サイクル開発機構

編集発行 核燃料サイクル開発機構 技術展開部 技術協力課
〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4-4-9
TEL: 029(282)1122(代) FAX: 029(282)7980
E-Mail: gihoh@jnc.go.jp URL: http://www.jnc.go.jp/

製 作 いばらき印刷株式会社
〒319-1112 茨城県那珂郡東海村村松字平原3115-3
TEL: 029(282)0370 FAX: 029(282)0524
E-Mail: info@i-printing.co.jp URL: http://www.i-printing.co.jp/

© 2004 Japan Nuclear Cycle Development Institute
Published by Technical Cooperation Section, Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-4-9 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

サイクル
機構

核燃料サイクル開発機構
Japan Nuclear Cycle Development Institute