

高速増殖炉サイクルシステム技術 について考える

(技術報告)

2004年3月

核燃料サイクル開発機構
東海事業所

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課
電話：029-282-1122（代表）
ファックス：029-282-7980
電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

© 核燃料サイクル開発機構
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2004

高速増殖炉サイクルシステム技術について考える (技術報告)

中江 延男

要旨

高速増殖炉および関連する核燃料サイクルに関する研究開発が我が国において実施されているということは、かなりの範囲で知られていると推測される。しかし、「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故後もその研究開発が着実に進められていることは十分に認識されていないように思う。また、高速増殖炉サイクルがシステムとしてその輪を閉じたという事実は、一部の高速炉の専門家にしか知られていないのではないかとと思われる。

そこで、我が国において高速増殖炉サイクルシステムの輪がどのようにして閉じられたか、また、その後の実用化を目指した研究開発がどのように実施されているかについて技術的な観点から紹介する。

本来、核分裂エネルギー利用システムの1つである高速増殖炉サイクルシステムは、ウラン資源の有効利用が可能であること、核分裂生成物やマイナーアクチニドを原子炉内で消滅させることが可能であるため環境への付加が低減されること、およびプルトニウムをサイクルの中で単独で取り扱わない方法が可能であるといった重要な付加価値を有している。このため、高速増殖炉サイクルシステムの経済性や安全性を高めることが可能であれば、本システムは核分裂エネルギー利用における理想のシステムと位置付けることができる。

そこで、高速増殖炉サイクルシステムを考える上で重要な上記情報を提供するとともにその実用化にあたって考慮すべき事項や研究開発の進め方について私見を述べる。

JNC TN8410 2003-020

March, 2004

Considering the Technology of Fast Breeder Reactor Cycle System
(Research Document)

Nobuo NAKAE

Abstract

It is speculated that many people know the fact that research and development on Fast Breeder Reactor and the related Nuclear Fuel Cycle is performed in Japan. However, it is not well understood the exact status of R&D on FBR cycle system after the sodium leak accident that occurred in Monju. A very few specialist of FBR seems to know that FBR cycle system was closed.

Thus, the way how the FBR cycle system was closed and the continuous R&D activities up to now are introduced in this report from the technical point of view.

The FBR cycle system is considered to be the fission energy utilization system having the capabilities such as high uranium utilization, the relief of the impact on environment due to annihilation of fission products and minor actinides in the FBR core, and the high resistance for proliferation. The FBR cycle system has many important advantages shown above. If the enhancement of FBR cycle characteristics in economical and safety aspect might be possible, the system considered to be the ideal system for fission energy utilization.

Therefore, the important information about R&D on FBR cycle system is introduced here together with the private concept on the items and the procedure of R&D related FBR cycle system demonstration.

目次

1 . はじめに	1
2 . FBR サイクルシステムの基本的成立性	3
2 . 1 「常陽」の開発経緯および実績の概要	4
2 . 2 CPF の開発経緯および実績の概要	4
2 . 3 PFDf 等の開発経緯および実績の概要	4
2 . 4 FBR サイクルの輪は如何にして閉じられたか	5
3 . FBR サイクルシステムの基本技術と実用化のための技術開発	7
3 . 1 高速炉	7
3 . 1 . 1 高速炉基本技術	7
3 . 1 . 2 高速炉実用化のための技術の開発	7
3 . 1 . 3 高速炉実用化のための革新的要素技術の開発	11
3 . 1 . 4 実用化にあたって考慮すべき事項	13
3 . 1 . 5 開発成果の活用	14
3 . 2 プルトニウム燃料加工	14
3 . 2 . 1 プルトニウム燃料加工基本技術	14
3 . 2 . 2 プルトニウム燃料加工実用化のための技術の開発	14
3 . 2 . 3 プルトニウム燃料加工実用化のための革新的要素技術の開発	15
3 . 2 . 4 実用化にあたって考慮すべき事項	17
3 . 2 . 5 開発成果の活用	17
3 . 3 高速炉燃料再処理	17
3 . 3 . 1 高速炉燃料再処理基本技術	17
3 . 3 . 2 高速炉燃料再処理実用化のための技術の開発	17
3 . 3 . 3 高速炉燃料再処理実用化のための革新的要素技術の開発	20
3 . 3 . 4 実用化にあたって考慮すべき事項	21
3 . 3 . 5 開発成果の反映	22
4 . 実用化に向けた研究開発の進め方	23
5 . おわりに	24
6 . 参考文献	26

図目次

図 1	閉じられた FBR サイクルの輪	3
図 2	超微細群炉定数による C/E 値の改善効果	8
図 3	炉心損傷時の初期段階におけるボイド反応度、 燃料分散の速さ、および発生エネルギーの関係	9
図 4 (a)	初期スパイク圧	10
図 4 (b)	準定常圧	10
図 5	各国高速炉における MOX 燃料の到達燃焼度推移	13
図 6	現行プロセスと簡素化プロセス (ショートプロセス)	16
図 7	CPF での溶解試験データと実験式 (PEACH) による計算結果との比較	19
図 8	先進湿式再処理の流れ図	21

1. はじめに

原子力利用を考える場合、核燃料であるウランを使い捨てるか再利用するかの2つの異なる考え方がある。これを「ワンスルー」と「リサイクル」という。ワンスルーとは、採鉱した天然ウランを濃縮し、この濃縮ウランを原子炉（軽水炉）で燃焼させることによりエネルギーを取り出し、燃え残りはそのまま使用済燃料として廃棄処分するものである。この場合のウラン利用効率は0.5パーセント程度である。一方、リサイクルとは、使用済燃料に残存する有効な核物質を抽出し、これを再び核燃料として原子炉（高速増殖炉）で燃焼させることによりエネルギーを取り出すものである。この場合のウラン利用効率は60パーセント程度となり、ワンスルーに比べ100倍以上となる。なお、ウラン利用効率が100パーセントとならないのは、リサイクル時のロス率が関係している。このようにリサイクルでは、ウラン利用効率が格段に高まることから、長期に亘るエネルギーセキュリティが確保される。このため、リサイクルを基本とする高速増殖炉（FBR：Fast Breeder Reactor）サイクルシステムを対象とした技術開発が進められてきている。ここでは、軽水炉でのプルトニウムリサイクル（「プルサーマル」という。）については、議論の対象から外した。

FBR サイクルシステムは、原子炉、燃料加工、再処理、および放射性廃棄物処理・処分から構成される。原子炉は、プルトニウムと共に装荷される天然ウラン、テイルウラン（劣化ウラン）または回収ウラン（濃縮ウラン）をプルトニウムに変換すると同時に核分裂によりエネルギーを発生する、さらには、高レベル放射性廃棄物（HLW：High Level Waste）処分上厄介となるマイナーアクチノイド（MA：Minor Actinide）や核分裂生成物（FP：Fission Product）を核変換する役割を担っている。燃料加工は、再処理により抽出されるプルトニウムや回収ウランと濃縮の残材であるテイルウランを原料として原子炉での使用に好都合な燃料体に成型加工する役割を担っている。再処理は、原子炉から取り出された使用済燃料を処理し、プルトニウム及びウランをMAやFPと分離・抽出する役割を担っている。また、高レベル放射性廃棄物に含まれるMAや一部のFPを分離・抽出する役割も担っている。さらには、MAをプルトニウムと共に抽出する場合もある。放射性廃棄物処理は、再処理工程から排出される高レベル放射性廃液をガラスと混合し固化体にする役割を担っている。このガラス固化体は深地層において処分されることとなっている。

FBR サイクルシステムが基本的に成立するか否かを確認するには、プルトニウムを高速炉、燃料加工、再処理からなるFBRサイクルの中で廻し、問題なくプルトニウムリサイクルが達成されることを示す必要がある。そして、FBR サイクルシステムを実用化していくためには、高速炉、燃料加工、再処理、放射性廃棄物処理・処分と多岐に亘る分野での実用化のための技術開発を進め、実用化を判断できるだけの量のプルトニウムをFBRサイクルの中で廻し、プルトニウムリサイクルにおける安全性及び経済性等を確認する必要がある。

る。核燃料サイクル開発機構は、前身の動力炉・核燃料開発事業団の時代(1980年代)に、高速実験炉「常陽」(原子炉)、プルトニウム燃料第1開発室(PFDF: Plutonium Fuel Developing Facility、プルトニウム燃料加工)、高レベル放射性物質研究施設(CPF: Chemical Processing Facility、再処理)において、FBRサイクルの輪を、小規模ではあるが、1980年代の技術によって閉じた。その後は、FBRサイクルシステムの安全性および経済性等の達成を目指した実用化のための研究開発が進められている。ここでは、FBRサイクルの輪が如何にして閉じられたか、また、その後の実用化のための技術開発がどのように進められているかについて紹介する。さらには、実用化に向けた研究開発の進め方について私見を述べる。

2. FBR サイクルシステムの基本的成立性

FBR サイクルの輪は、図1に示す流れにそって閉じられた。図1を説明する前に、その舞台となった「常陽」、CPF、PFDF について、開発経緯および実績の概要を最初に紹介する。

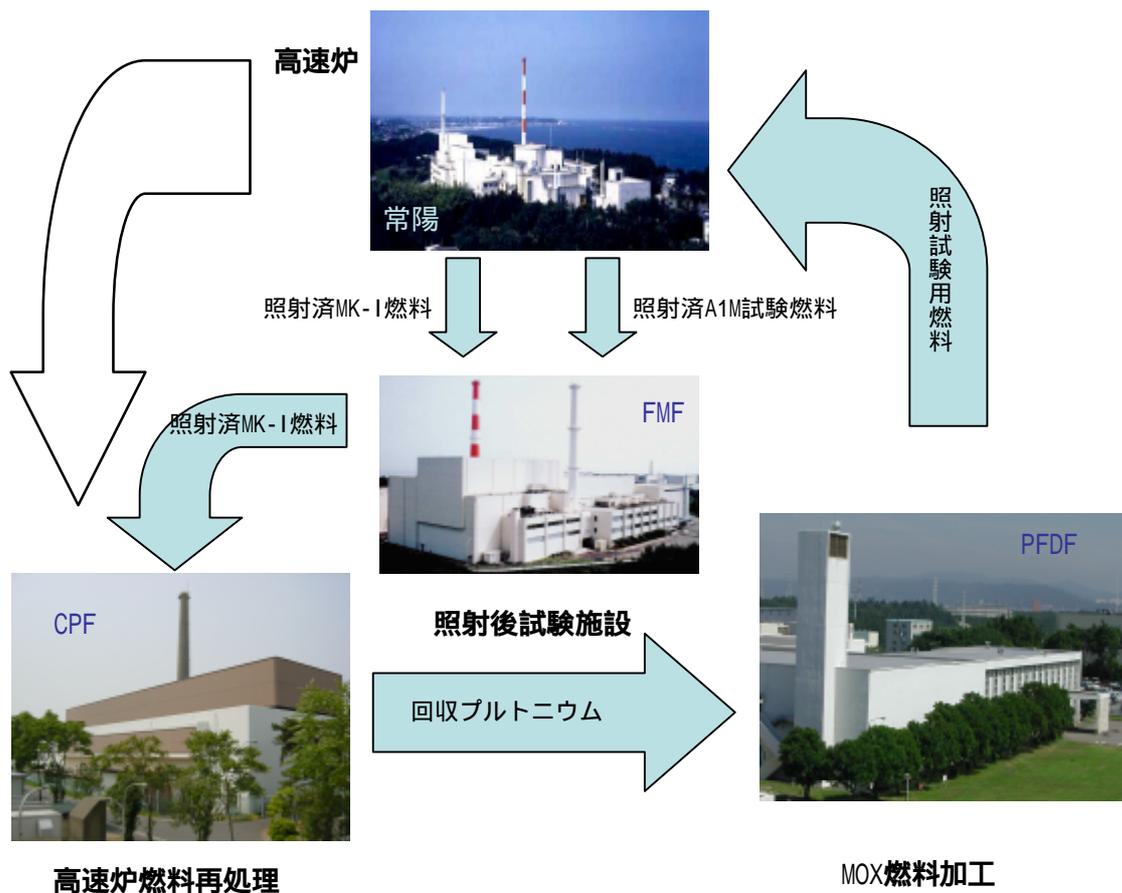


図1 閉じられた FBR サイクルの輪

2.1 「常陽」の開発経緯および実績の概要

「常陽」は、1977年4月に初臨界を達成した。この時の炉心構成は、炉心周囲をブランケット燃料(ウラン燃料)で取り囲んだ増殖炉心(MK-I炉心)であった。炉心熱出力を50MW、75MWと徐々に増加させ、最終的には定格値である100MWを達成した。MK-I炉心で15サイクル運転した後、ブランケット燃料を反射体に置き換え、炉心熱出力100MWの照射用炉心(MK-II炉心)へと移行した。MK-II炉心が初臨界を達成したのは1982年11月であった。MK-II炉心で35サイクル運転した後、照射能力の向上した炉心熱出力が140MWの高性能照射用炉心(MK-III炉心)へと移行した。MK-III炉心は、2003年7月に初臨界を達成し、2004年5月から第1サイクルの運転を予定している。なお、MK-I炉心での初臨界以降2003年12月31日までに、積算運転時間は、約63,000時間、および積算熱出力は、約5,200GWhに達している。

2.2 CPFの開発経緯および実績の概要

CPFは、1982年9月にホット試験を開始した。その後、1996年に施設を改造するまでの14年間に合計21ランのホット試験を実施した。これらのホット試験では、基本的にはPUREX(ピューレックス)法が採用され、「常陽」MK-I及びMK-IIの照射済燃料の他、英国のDFR(Dounreay Fast Reactor)や仏国のPhenix炉において照射された燃料が使用された。これらの照射済燃料の中での最大燃焼度は、99,800MWd/tであった。施設の改造は、2002年に終了し、その後、3ランのホット試験が現在までに実施されている。施設改造後の試験では、従来型のピューレックス法に改良を加えた先進湿式法(経済性向上等を目指した簡素化湿式法)が採用されている。なお、CPFでのホット試験により回収されたプルトニウムは、約1キログラムに達している。

2.3 PFDF等の開発経緯および実績の概要

PFDFでは、1967年1月にプルトニウム260グラムが米国NUMEC社から、はじめて施設に搬入され、プルトニウムを用いた試験が開始された。それ以降、主に「常陽」照射試験燃料の製造及びプルトニウム燃料の物性測定などの研究開発が実施されている。プルトニウム燃料施設として、PFDFに続き、プルトニウム燃料第2開発室(PFFF:Plutonium Fuel Fabrication Facility)が、PFDFでの経験を活かして設計・建設され、1972年1月から操業を開始した。PFFFは、主に、「常陽」運転用燃料(ドライバー燃料)および新型転換炉「ふげん」のドライバー燃料の製造が目的であった。「常陽」ドライバー燃料の製造は1988年10月まで、また、「ふげん」のドライバー燃料の製造は2001年11月まで実施された。さらに、PFDFおよびPFFFでの経験を活かして、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」のドライバー燃料の製造を目的に、1988年4月にプルトニウム燃料第3開発室(PFPF:Plutonium Fuel Production Facility)が完成した。PFPFでは、「もんじゅ」及び「常陽」用のドライバー燃料が製造されている。現在までに、PFDFでは、試作、照射試験用など各種燃料約

2 トン MOX、(その内、「常陽」照射試験燃料は、約 0.1 トン MOX) が製造された。また、PFFF では、「常陽」ドライバー燃料約 5 トン MOX が製造された。さらに、PFFF では、「常陽」ドライバー燃料約 2 トン MOX、及び「もんじゅ」ドライバー燃料約 10 トン MOX が製造されている。このように、FBR 用 MOX 燃料の製造実績は約 17 トン MOX に達している。この他に、「ふげん」ドライバー燃料約 139 トン MOX が製造された。

2.4 FBR サイクルの輪は如何にして閉じられたか

さて、図 1 に再び戻ることとする。FBR サイクルの輪は、図 1 に示すとおり、「常陽」MK-I 炉心で第 1 サイクルから第 14 サイクルまで (1978 年 5 月～1981 年 8 月) 照射された炉心燃料 5 本 (平均燃焼度: 31.7Gwd/t) 及び第 15 サイクル (1981 年 11 月～1981 年 12 月) で照射された炉心燃料 5 本 (平均燃焼度 4.4Gwd/t) が、照射後試験施設において照射後試験された後、1982 年 5 月及び 1982 年 4 月にそれぞれ照射後試験施設から CPF に輸送されることから始まった。これらの使用済燃料は、CPF 第 1 ラン (1982 年 9 月～1983 年 5 月) 及び第 2 ラン (1983 年 6 月～1983 年 9 月) において、高速炉燃料再処理試験に供された。第 1 ランでは燃焼度 4.4Gwd/t の照射済燃料 2 本が、また、第 2 ランでは燃焼度 31.7Gwd/t の照射済燃料 2 本が、それぞれ再処理試験に供された。この再処理試験により回収されたプルトニウムは、第 1 ランで 29 グラム、第 2 ランで 27 グラムであった。そして、CPF で回収されたこれら 56 グラムのプルトニウムは、1983 年 9 月に PFDF に輸送された。このプルトニウムを原料として、「常陽」照射試験用燃料 1 体 (PFA010) が、PFDF において、1984 年 1 月から 4 月にかけて製造された。(但し、PFA010 試験燃料体を構成する全ての燃料ピンが CPF で回収されたプルトニウムを原料としている訳ではない。) PFA010 試験燃料体は、1984 年 5 月に「常陽」に輸送された。この試験燃料体は、「常陽」MK-II 炉心の第 2 列において、第 5 サイクルから第 8 サイクルまで (1984 年 9 月～1986 年 1 月) 照射された。この試験燃料体の仕様は、燃料ピン径 6.5mm、ペレット径 5.5mm、ペレット密度 85 パーセント (理論密度に対する比率)、プルトニウム富化度 30 パーセント、金属対酸素比 (O/M 比) 1.96 と「もんじゅ」炉心燃料仕様に対応するものであった。照射条件は、最大線出力密度が約 480W/cm (約 360W/cm)、被ふく管最高温度 (肉厚中心) 約 650 (約 675)、到達燃焼度約 41Gwd/t (約 130Gwd/t) であった。但し、括弧内の数値は「もんじゅ」の設計値である。「常陽」MK-II 炉心から取り出された PFA010 試験燃料体は、「常陽」炉内貯蔵ラックに 1986 年 2 月から 3 月にかけて約 50 日間冷却保管された後、1986 年 4 月に照射後試験施設に搬入され、照射後試験が行われた。照射後試験では、リサイクル燃料 (CPF で回収されたプルトニウムを使用した燃料) とレファレンス燃料 (軽水炉使用済燃料を再処理して得られたプルトニウムを使用した燃料) での照射挙動が対比されたが、両者に大きな違いがなく、リサイクル燃料の照射健全性が確認された。なお、本照射試験では、約 480W/cm という高線出力で照射されたが、燃料の中心溶融は起きておらず、「もんじゅ」燃料の高い熱的余裕度が確認された。

このように使用済燃料が、核燃料サイクル施設（CPF 及び PFDF）に搬入され、再処理、燃料加工を経て、再び原子炉（「常陽」）に再装荷されるまでに要した期間（炉外サイクル時間）は、1982年5月から1984年9月までの約2年4ヶ月であった。また、原子炉での再利用までを含めたFBRサイクルを1回廻すのに要した時間は、照射後の冷却期間を含めても、1982年5月から1986年3月までの約4年であった。そして、このサイクルを廻ったプルトニウムは約56グラムであった。このようにして、FBRサイクルシステムの基本的成立性が示された。

3. FBR サイクルシステムの基本技術と実用化のための技術開発

1980 年代中葉までに開発され、FBR サイクルの輪を閉じる際のベースとなった技術を、ここでは、「基本技術」、また、それ以降に開発された技術を、「実用化のための技術」と呼ぶこととした。

3.1 高速炉

3.1.1 高速炉基本技術

1980 年代に FBR サイクルの輪を閉じた際に供された原子炉は、「常陽」であった。当時の「常陽」は、熱出力 100MW のナトリウム冷却、ループ型の高速実験炉であり、燃料として MOX 燃料を用いていた。したがって、ここで定義される高速炉基本技術は、冷却材としてナトリウム、燃料として MOX 燃料を使用するループ型の高速炉の設計・建設・運転・保守等に係る 1980 年代中葉までに開発された技術のことである。

3.1.2 高速炉実用化のための技術の開発

「常陽」は、発電設備を有しない熱出力 100MW (2003 年 7 月からは、140MW) の実験炉である。FBR の実用化に向けて、その後、熱出力 714MW、電気出力 280MW の原型炉「もんじゅ」が、設計・建設・試運転された。さらに、原型炉「もんじゅ」に続く熱出力 1500MW、電気出力 600MW の FBR 実証炉の設計が進められた。また、FBR 実証炉の設計の過程においては、熱出力 2500MW、電気出力 1000MW の FBR 実用炉までも視野に入れた設計が進められた。これら一連の実用化のための FBR 開発は、1980 年代中葉までに「常陽」を対象として開発された基本技術が基礎となっている。しかし、この基本技術では、特に、大型炉心の炉心設計や安全評価、および高速炉発電といった技術範囲を十分にはカバーできない。そこで、これらの技術に関する研究開発が、「もんじゅ」や FBR 実証炉の設計の過程で進められ、多くの成果が、「もんじゅ」及び FBR 実証炉の設計に反映されている。一例を以下に紹介する。

図 2 は、炉心設計技術の高度化研究に関連するものであり、開発を完了した超微細群炉定数の有効性を示すものである。同図は、1978 年から 1988 年にかけて米国 ANL の ZPPR 実験装置を用いて実施された MOX 燃料を主体とした大型高速炉炉心を対象とした臨界実験 (JUPITER 臨界実験) 結果と各種炉定数を使用した炉心設計コードによる解析結果を、C/E 値 (計算値と実験値との比) として比較したものである。解析対象としては、ZPPR-9 均質炉心のドップラ反応度が用いられた。同図が示すように、従来の炉定数である JFS に比べ、超微細群炉定数を使用することにより、解析精度は、約 5%も改善された。[1]

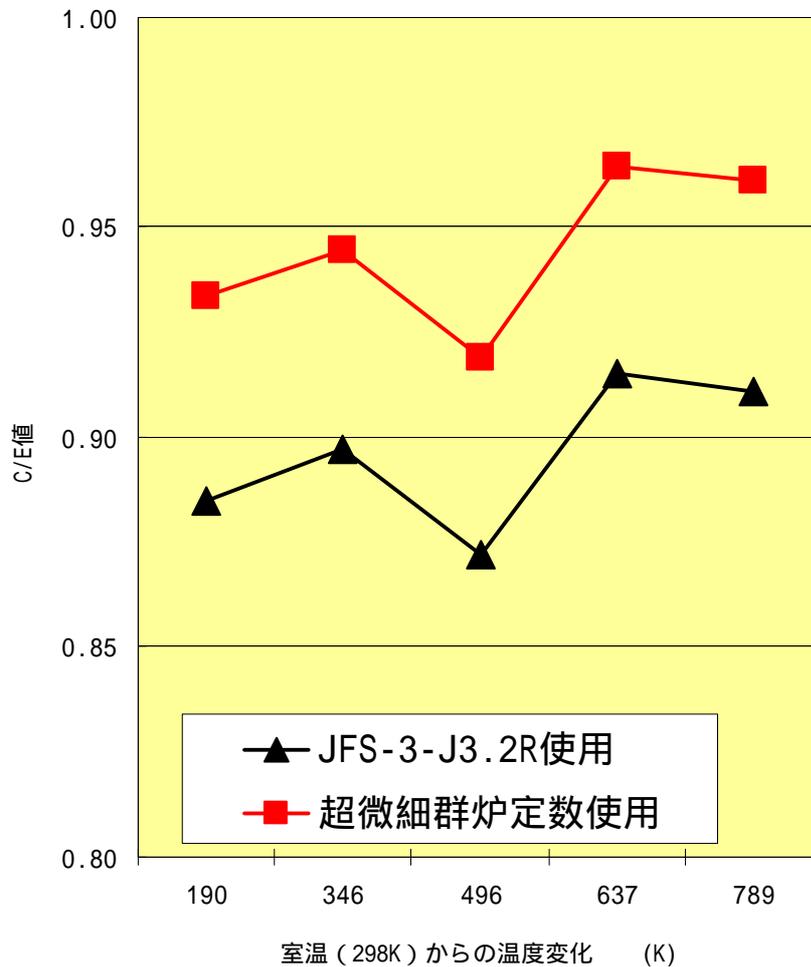


図2 超微細群炉定数によるC/E値の改善効果
(ZPPR-9 サンプルドップラー反応度)

図3は、炉心安全性研究に関連するものであり、炉心損傷時の初期段階におけるボイド反応度、燃料分散の速さ、および発生エネルギーの関係を取り扱っている。同図は、炉心の持つ最大ボイド反応度とボイド化した領域からの燃料分散時間との関係に着目して事故時に到達し得る炉心平均温度を評価したものである。投入されるボイド反応度に対して燃料分散が速やかに起これば炉心の温度上昇は少なく、炉心損傷による発生エネルギーは小さいが、燃料分散が遅くなれば炉心の温度は高くなり、炉心損傷による発生エネルギーが高まる。同図には、TREAT/PFR 及び CABRI 炉での実験結果も示した。これらの結果から、最大ボイド反応度が約 5 - 6 ドルを下回れば、想定される冷却材流量喪失事象下での反応度抑制機能喪失事故 (ULOF : Unprotected Loss of Flow) 時の起因過程におけるエネルギー発生は許容される程度であると考えられる。[2]

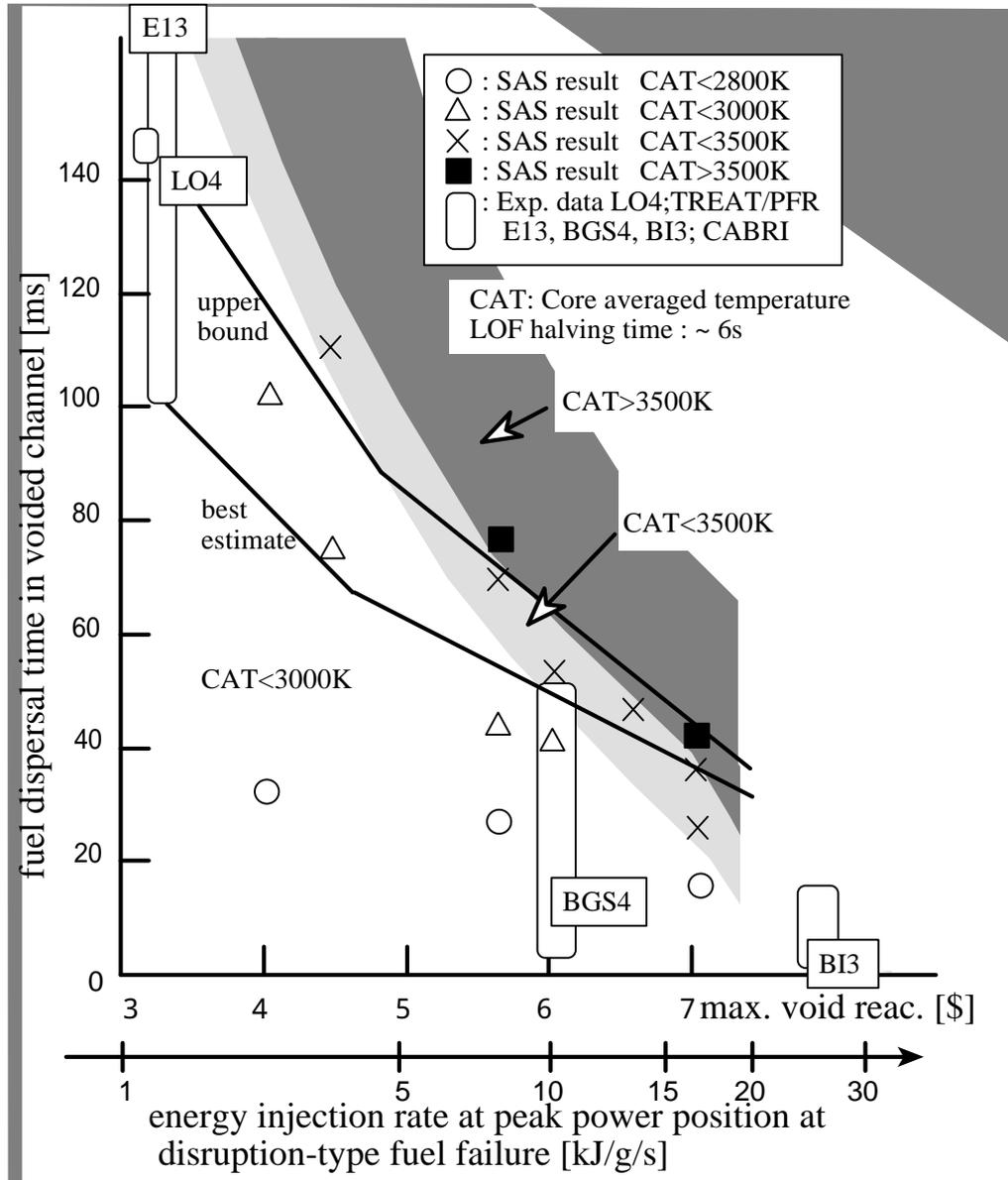
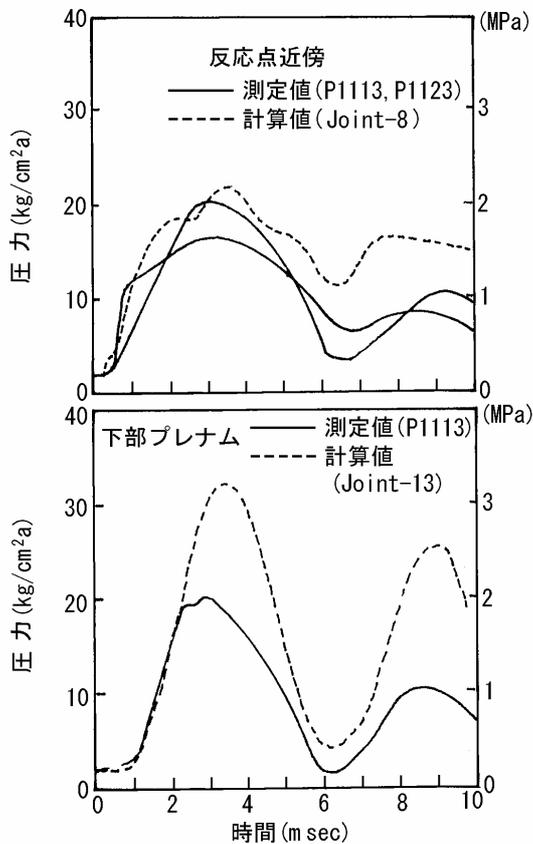


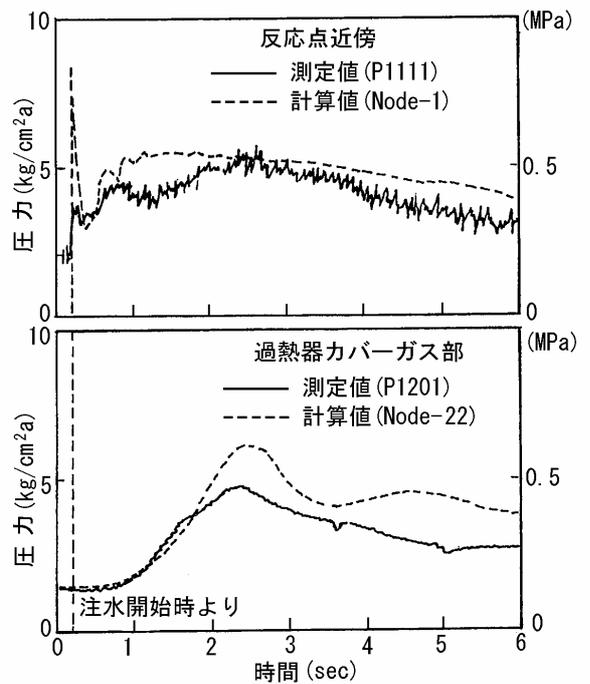
図3 炉心損傷時の初期段階におけるボイド反応度、燃料分散の速さ、および発生エネルギーの関係

図4は、FBR 蒸気発生器の安全性研究に関連するものであり、大リーク・ナトリウム-水反応に関する SWAT-3 (Sodium Water Reaction Test) での実験結果と大リーク総合評価コード SWACS(Sodium Water Reaction Analysis Code System)による計算結果を比較して示したものである。(a)では、初期スパイク圧に関する実験値と計算値の比較、(b)では、準定常圧に関する比較結果をそれぞれ示しているが、比較的良い一致が見られている。これら試験研究及び解析評価を通じて、技術的に考えられる規模の大リーク・ナトリウム-水反応が発生した場合でも、2次系機器や配管などの構造物の健全性は確保されるとの認識が得られた。[3]



初期スパイク圧に関する
実験値 (SWAT-3 Run3) と
計算値 (SWACSによる) の比較

図4(a) 初期スパイク圧



準定常圧に関する
実験値 (SWAT-3 Run3) と
計算値 (SWACSによる) の比較

図4(b) 準定常圧

なお、FBR 研究開発成果については、例えば、「高速増殖炉開発実用化データ集」(テクノプロジェクト、1984年4月発行)、「基礎高速炉工学」(日刊工業新聞社、1993年10月発行)に、詳しく記載されている。そして、これらFBR 研究開発により、ナトリウム冷却、

MOX 燃料、大型高速炉路線での FBR 実用炉の設計は、実施可能な段階に達していると考えられる。

3.1.3 高速炉実用化のための革新的要素技術の開発

高速炉実用化のための革新的な要素技術の開発が、プラント、炉心、燃料、構造材料、熱流動、安全等の分野において進められている。具体例を各分野について以下に紹介する。

プラントの分野では、実験の代わりにコンピューターの中でプラント内の機器を自由に組み合わせ、温度変化によって発生する力のシミュレーションを高速で実行するプログラムを開発することにより、原子力プラント設計及びプラント機器設計の高度化を図っている。[4, 5] また、レーザー光を用いた漏えいナトリウムの検知方法について研究を進めており、雰囲気 1cc 中で 100 億分の 1 グラム程度のナトリウム量を確実に検知する技術が開発されている。[6] さらに、破損燃料の検出方法の高度化が図られている。すなわち、破損燃料の検出法の 1 つにタグガス法がある。この方法は、燃料要素中にあらかじめ封入されていたタグガスが、燃料破損が生じた場合にカバーガス空間に放出されることを利用するものである。但し、タグガスの濃度は極端に低いため、従来の質量分析装置では濃縮する必要がある。しかし、光パラメトリック発振を用いた波長可変レーザーと飛行時間型質量分析計を組み合わせた破損燃料検出法では、特定元素のみをイオン化することが可能であるため、濃縮を必要とせず破損検出に要する時間を従来の 10 分の 1 以下に短縮でき、「もんじゅ」破損燃料検出の高度化に資するものである。[7, 8]

炉心の分野では、核特性設計精度の向上を目的として、臨界実験データ群、高速炉実機データ群、解析データシステムから構成される核設計基本データベースシステムを開発している。これにより、合理的で高性能な炉心を実現してプラントの経済性を向上させ、また、信頼性及び安全性の裕度をより一層確保しようとしている。[1]

燃料の分野では、高燃焼度化のための高温強度と耐照射特性に優れた燃料被ふく材が開発されている。これは、中性子による損傷が少ないフェライト系ステンレス鋼中に安定なイットリア粒子を分散させことにより高温強度を向上させた酸化物分散強化型 (ODS: Oxide Dispersion Strengthen) フェライト鋼である。[9, 10] また、X 線 CT (Computed Tomography) 法を用いた高精度燃料集合体照射後試験装置を開発した。これは、燃料集合体内の燃料要素の曲がりや配列の乱れ、また、燃料ペレットの照射による組織変化の様子を非破壊で観察可能としている。[11, 12, 13]

構造材料の分野では、熱膨張係数の小さな高クロム・フェライト系鋼を取り入れた設計が進められ、配管が非常に短くできることを確認した。すなわち、高速炉では温度差による配管の伸びを吸収するため、配管を何回か折り曲げなければならない。配管を折り曲げるとそのための空間が必要となり、建物の体積が大きくなり建設費がかかる。したがって、熱膨張係数の小さな材料の使用は、高速炉の建設コストを低減する観点から重要である。また、材料の電磁気特性変化に基づき材料内部の損傷や変質の程度を検知できる原理を明

らかにし、その適用範囲を確認しつつある。この技術を確立することにより、長寿命プラントにおける材料健全性確保が容易となる。[14、15、16、17]

熱流動の分野では、炉内で生ずる温度揺らぎによる高サイクル熱疲労（サーマルストライピング現象）を解明するため、水やナトリウムを用いた流体中の温度変動特性、流体から構造物への温度揺らぎの伝達、構造物の温度変動による破損限界に関する試験を実施している[18-20]。水流動試験では、粒子画像流速測定法（微粒子を混ぜた流れをレーザーライトシートとカメラで撮影し、2枚の画像から粒子の移動距離を計算し、移動速度を求める方法）により、多点同時の多次元速度場情報を得て現象解明を進めている。これらの研究成果の一部は日本機械学会より2003年に発行された「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」[21]に反映された。また、実験では細かすぎて測定できない現象の再現や、多くの資金がかかる大規模試験に替わる数値シミュレーション手法の実用が行われている。さらに、流れのスケールよりもさらに微細な現象については、分子動力学法によるナトリウムの蒸発のシミュレーションや分子軌道法によるナトリウム水反応のシミュレーションが開発されている。

安全評価の分野では、カザフスタン共和国国立原子力センターとの協力により、IGR（黒鉛減速パルス試験炉）内部の試験体部分に「炉心溶融状態」を作り出し、炉心の溶融が生じた場合の事象推移を確かめている。

これら要素技術の中で、燃料燃焼度は高速炉実用化の1つの重要な前提条件となっている。その理由は、燃料燃焼度を高めることは、長期間の運転が可能となることから、炉の稼働率が高まり発電コストを低下させる。また、燃料交換体数を削減することになり、燃料サイクルコストを下げ、経済性に大きく寄与するからである。さらに、リサイクル回数の低減にも繋がり、リサイクルにおける核物質のロス量を低く押さえることが可能となり環境負荷の低減効果も期待できる。燃料燃焼度（燃料要素最高燃焼度の設計値）は、「常陽」MK-II炉心では、J1燃料で50GWd/t、J2燃料で75GWd/t、MK-III炉心では、90GWd/tである。また、「もんじゅ」では、98GWd/tである。一方、FBR実証炉では、燃料集合体取り出し平均燃焼度として、90GWd/tが設計目標値とされた。さらに、FBR実用炉では、150～200GWd/tが開発目標値として設定されている。この場合、燃料ペレット最高燃焼度は250GWd/t前後にまで達することになる。図5は、各国における燃焼度達成実績の現在までの経緯を示したものである。この図に示すように、実用炉の開発目標値である250GWd/tを超える実績が得られているが、これは海外のデータである。国内の照射実績としては、燃料ペレット最高燃焼度として、140GWd/tを超えるデータが得られている。高燃焼度化を達成するためには、燃料被ふく材の研究開発が必要である。現在、開発目標燃焼度の達成を目指して、酸化物分散強化鋼（ODS）を中心として燃料被ふく材の開発が、「常陽」及びBN-600炉（ロシア）での照射試験も含めて、進められている。

さらに、炉心安全性を向上させることを目的として、炉心の温度が上昇した場合に自動的に制御棒が炉心に挿入される機構である自己作動型炉停止機構（SASS：Self Actuated

Shutdown System) の実証試験が、「常陽」で計画されている。これらの要素技術の開発成果は、「もんじゅ」や FBR 実用炉に反映される。

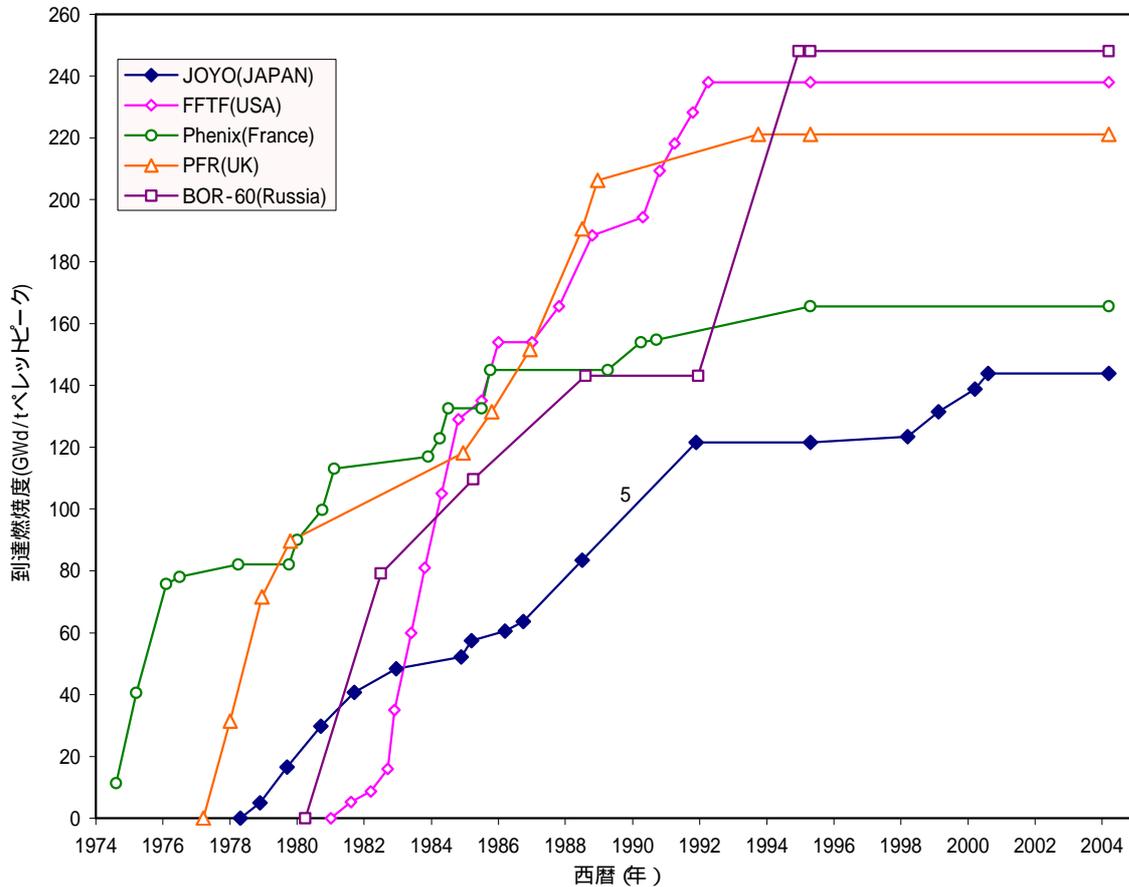


図5 各国高速炉におけるMOX燃料の到達燃焼度推移 (BOR-60はMOXバイバック燃料)

3.1.4 実用化にあたって考慮すべき事項

FBR 実用炉の設計が実施可能な段階に達していること及び要素技術の開発成果が蓄積されていることは、FBR の実用化を進める上で、重要なことである。しかし、FBR の実用化には、FBR の建設・運転経験やそれらデータの蓄積が必要である。その理由は、この経験やデータの蓄積が、実用化の可否を判断する上での、安全性や経済性に関する多くの知見を提供することになるからである。このような観点から、1995年12月にナトリウム漏えい事故を起こし、現在は停止している「もんじゅ」の運転を再開し、貴重な運転経験やデータを蓄積していくことは、大いに意義がある。ナトリウム冷却、MOX燃料、大型高速炉路線でのFBR実用化は、実用化のための技術に関する研究開発と「もんじゅ」の運転経験の蓄積によって、見通すことが可能であると主張してよいだろう。

3.1.5 開発成果の活用

現在、FBR 実用化戦略調査研究が進められており、FBR サイクルシステムの実用化像が明示されることとなるが、ここで紹介したナトリウム冷却、MOX 燃料、大型高速炉路線での FBR 開発で得られた研究開発成果や今後の「もんじゅ」の運転経験から得られる知見は、FBR 実用化をこの路線ではなく進める場合でも、有効に活用することが可能であると言える。

3.2 プルトニウム燃料加工

3.2.1 プルトニウム燃料加工基本技術

1980 年代に FBR サイクルの輪を閉じた際に燃料加工に対応する施設として、プルトニウム燃料開発施設である PFDF が供された。PFDF では、高速炉使用済燃料の再処理によって得られたプルトニウムを初めて使用し、MOX 燃料を製造した。その際、主に照射挙動比較のため、軽水炉使用済燃料の再処理によって得られたプルトニウムを使用した MOX 燃料も製造した。なお、これらのプルトニウムを使用した場合の MOX 燃料製造条件は同様であった。また、その製造の基本フローは、1972 年 1 月から操業を開始していた PFFF での、「常陽」ドライバー燃料でのものと同様であった。すなわち、高速炉使用済燃料の再処理によって得られたプルトニウムを使用する場合でも、「常陽」ドライバー燃料製造基本フローが適用可能であった。すなわち、ここで定義されるプルトニウム燃料加工基本技術は、1980 年代中葉までの「常陽」ドライバー燃料の製造経験を通して開発された技術であると言える。

3.2.2 プルトニウム燃料加工実用化のための技術の開発

MOX 燃料加工の実用化を目指すには、生産規模を高める必要がある。1988 年 4 月から運転を開始した PFFF での「もんじゅ」燃料の製造は、このような観点から、実用化のための技術を開発する良い機会となった。MOX 燃料加工施設では、先行試験や工程確証試験によって、製造仕様を満足する燃料が確実に製造可能である製造条件を確認した後に、本番製造に入ることとしている。すなわち、MOX 燃料製造の基本フローは確定しているが、詳細な製造条件は、燃料ペレット仕様や原料粉末特性によって変更する必要がある。このプロセスを繰り返すことにより、製造技術は着実に確立されてきている。特に、量産という観点から、大量の核物質を取り扱うことに起因する遠隔自動運転や発熱対策などが講じられている。また、プルトニウムの高次化に伴う放射線や崩壊熱を考慮した対策も考慮されている。さらに、生産能力向上やコスト低減を図る観点から製造機器や検査機器の高度化(高性能化、高速化)技術の開発も進められている。これらの他に、MOX 粉末が工程内に滞留(ホールドアップ)するのを防止する対策も保障措置や被ばく低減の観点から進められてきている。このような経験を通して数多くの製造技術開発が進められており、実用化のための技術が蓄積されている。[22]

3.2.3 プルトニウム燃料加工実用化のための革新的要素技術の開発

製造プロセスの合理化を目指した簡素化プロセスの技術開発が進められている。MOX 燃料の製造は多くの工程から構成されている。特にペレット製造工程は、粉末の混合調整から焼結、脱ガスまでの約 10 の工程がある。これら工程の幾つかを削除することができれば、プラントそのものが合理化され、かつ製造速度が高まり生産性が向上する。これにより MOX 燃料加工コストの低減が可能となる。現行プロセスにおいては、再処理後の硝酸プルトニウムを等量の硝酸ウラニルと混ぜて、マイクロ波加熱脱硝によりプルトニウムとウランが 1 : 1 の混合転換 MOX 粉末が原料粉として使用されている。これに対し、マイクロ波加熱脱硝工程において、直接プルトニウム富化度を調整した MOX 粉末を製造し、これを直接成型・焼結工程に持って行くことが可能となれば、粉末の混合調整といった工程を削除することができる。現行の工程と簡素化プロセス（「ショートプロセス」という。）を導入した工程とを比較したものを図 6 に示した。[23] この簡素化プロセスの導入には、溶液でのプルトニウム富化度調整技術開発、マイクロ波加熱脱硝工程において流動性のよい MOX 粉末を作る技術開発、潤滑材を粉末に添加することなく成型する技術開発等が必要となる。現在、これらの技術開発が進められている。

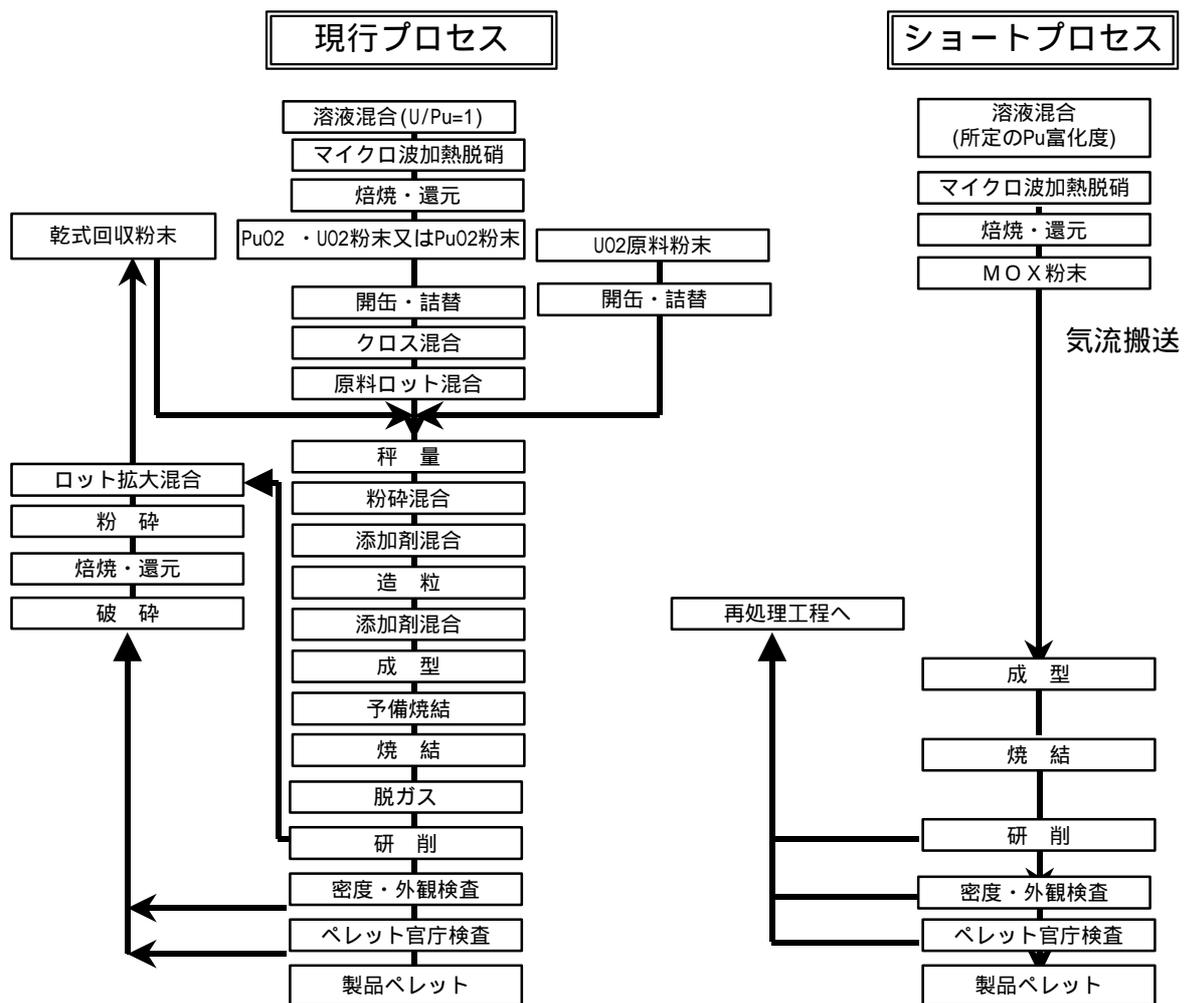


図6 現行プロセスと簡素化プロセス（ショートプロセス）

3.2.4 実用化にあたって考慮すべき事項

FBR サイクルシステムの経済性を高めるため、プルトニウム燃料加工では、製造プロセスの合理化に加え、工程設備の高度化、部材の合理化、検査基準の合理化、保障措置技術の高度化などを重要課題と位置付け、これら技術開発を進めることが重要である。PFPPF に続く次世代の MOX 燃料製造プラントでは、これらの技術開発により、MOX 燃料加工コストを大幅に低減可能であると考えられることから、MOX 製造プラント実用化を見通すことが可能であると主張してよいだろう。

3.2.5 開発成果の活用

ここでは、MOX ペレット型燃料開発について議論を進めたが、FBR サイクルシステム実用化を MOX ペレット型ではない燃料を選択して進める場合でも、プルトニウム取扱いに係る技術は共通することから、今までに得られた研究開発成果は、有効に活用できると言える。

3.3 高速炉燃料再処理

3.3.1 高速炉燃料再処理基本技術

1980 年代に FBR サイクルの輪を閉じる際に高速炉燃料再処理に対応する施設として、高速炉燃料再処理開発施設である CPF が供された。当時の CPF で採用された高速炉燃料再処理の基本工程は、軽水炉燃料再処理で採用されていた PUREX 法であった。すなわち、ここで定義される高速炉燃料再処理基本技術は、1980 年代中葉までに開発された東海再処理工場ベースの PUREX プロセス技術であると言える。PUREX 法は、当時候補に挙げられたフッ化物揮発法や PUREX 法等について、技術の完成度、必要な開発課題等を検討した結果として選定されたものである。すなわち、フッ化物揮発法については、海外の研究開発や日本原子力研究所での成果を参考としても工業規模にスケールアップすることは技術的に課題が多く、すぐの実用化は無理であると判断された。一方、仏国 (AT-1)、英国 (DOUNREAY) 等では、PUREX 法での運転が既に開始されていたこと等から、短中期的には、PUREX 法を選択することは妥当であるとの結論に至ったためである。[24]

3.3.2 高速炉燃料再処理実用化のための技術の開発

CPF では、1982 年のホット試験開始以来 1995 年までに、高速炉燃料再処理への PUREX 法の基本的適用性及びその実用化のための基礎データ (プロセスデータ) を取得することを目的として、PUREX 法の工程である溶解、抽出、分配、精製プロセスを対象にした試験が進められた。ここで得られた試験結果の一部について、以下に紹介する。

溶解プロセスは、燃料中のウラン (U) 及びプルトニウム (Pu) を完全に水溶液中に移すこと、燃料を完全に被ふく材から分離すること、再処理工程に供給される U 及び Pu の量を出来る限り正確に決定すること、U、Pu および FP をその後の分離に対して最も望ましい化学形態に転換することを目的としている。燃料の溶解性を評価する場合、溶解速度と最終

溶解率を把握することが重要となってくる。これらの値は、溶液の硝酸濃度や温度等の溶解条件、燃焼度等の照射条件、プルトニウム富化度等の燃料製造条件に依存すると考えられることから、これらパラメータを変化させた試験を繰り返した。その結果、これらのパラメータは燃料の溶解性に影響するものの、適切な溶解条件を設定することにより、照射条件、燃料製造条件に関係なく、高い溶解度で溶解可能なことが確認された。さらに、溶解特性（溶解速度）と溶解条件との関係を示す実験式が導出された。この実験式は前処理プロセスシミュレーションコード（PEACH：PNC/Element Analysis Code for Head-end process）に組み込まれた。図7は、CPFでの溶解試験により得られた試験データとPEACHコードによる計算結果との比較を示したものである。同図に示されている13ランは1988年から1989年にかけて実施されており、「常陽」MK-II炉心で照射された試験燃料体（燃焼度54,100MWd/t）が使用されている。13-4ランでは、両者はよく一致している。また、13-10ランでは、計算値の方が実験値に比べ、早く飽和する傾向となっているが、全体の溶解挙動はよく再現されていると判断される。[25]その後、更に21ランまでの溶解データを総合し、fragmentationモデルによる溶解速度式を導出した。これにより燃料製造履歴、照射履歴、溶解条件の影響を整理し、定量化することができた。[26]

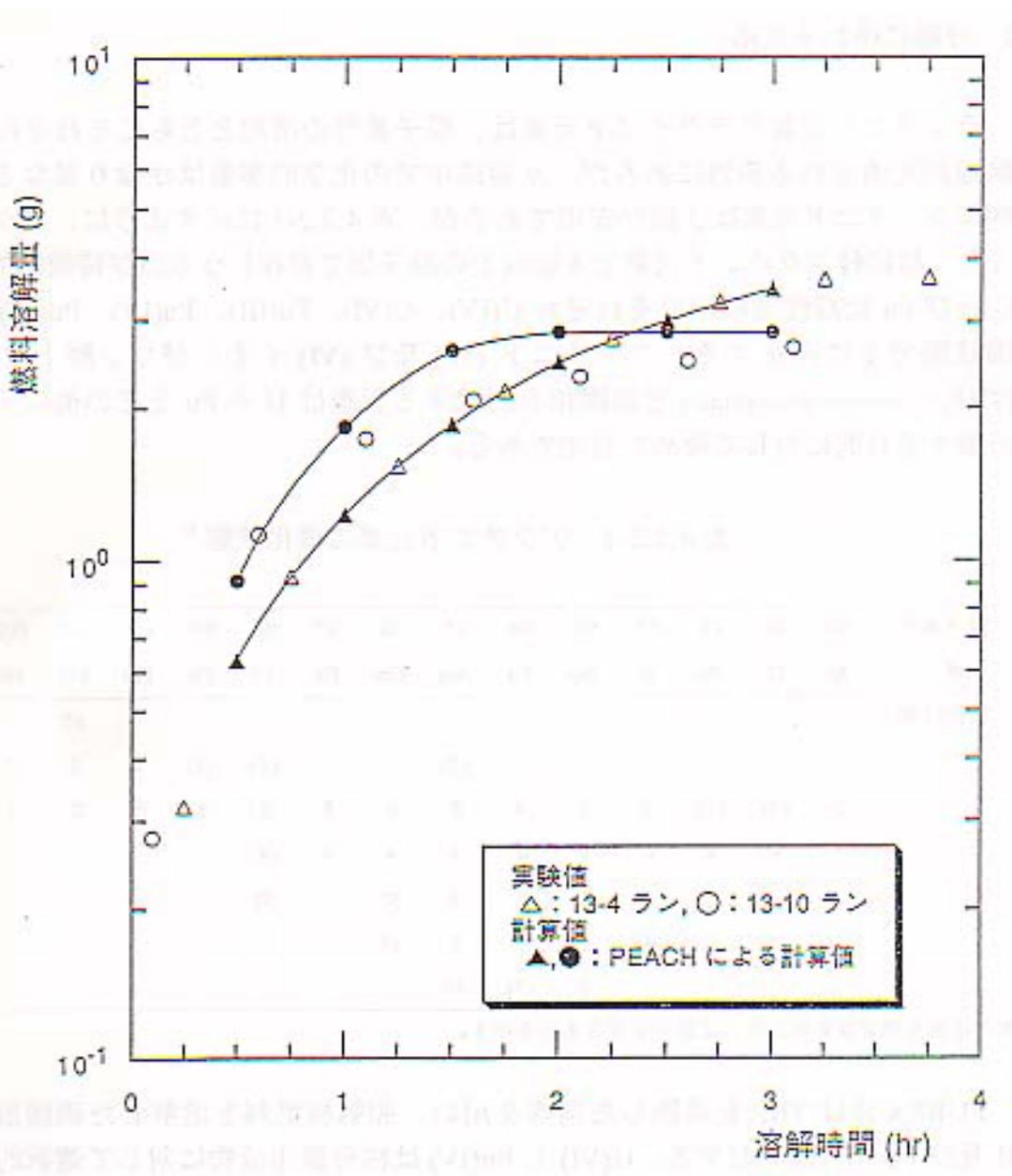


図7 CPFでの溶解試験データと実験式 (PEACH) による計算結果との比較

抽出、分配プロセスは、核物質（U 及び Pu）と FP を分離すること、分離された核物質を U と Pu とに分離することを目的としている。ここでは、4 価及び 6 価のアクチノイドイオンがリン酸トリブチル（TBP：tri-n-butyl phosphate）と溶媒和を形成することから抽出性が高く、一方、3 価及び 5 価のアクチノイドイオンは TBP による抽出性が低くなるという性質を利用している。したがって、U は 6 価に調整され、Pu は 4 価から 3 価に調整される。すなわち、6 価の U と 4 価の Pu が FP と分離され、その後 3 価の Pu が 6 価の U と分離されることになる。この抽出、分配プロセスでは、Pu の還元剤の開発、放射線や化学試薬により劣化する抽出溶媒の洗浄方法の開発が行われている。その結果、還元剤として硝酸ヒドロキシルアミン（HAN：hydroxylamine nitrate）の開発、及び廃棄物低減の観点から、従来から溶媒洗浄剤として使用されていた炭酸ナトリウムに替わって金属塩を含まない化合物（ソルトフリー）による溶媒洗浄技術の開発が進められている。[27]

基礎データの取得の他に、高速炉燃料再処理プラント用の設備・機器開発が進められた。例えば、清澄装置としては、遠心分離式と濾過式があるが、高速炉燃料再処理では不溶解残渣等のスラッジが多いことや性能等を考慮した結果、遠心分離式清澄機が選定され、開発が進められている。また、抽出器としては、構造が簡単であり、可動部分が少ないことから、高い信頼性が期待されるパルスカラムについて開発が進められ、その後、混合抽出を行った重液・軽液の分離相を、遠心力を利用して短時間で分離できる遠心抽出器についての開発に移行した。実際に CPF において小型遠心抽出器が使用されており、応用試験棟ではリサイクル機器試験施設（RETF：Recycle Equipment Test Facility）向け実規模大の遠心抽出器でウラン試験を実施中である。これらに加え、機器開発として、連続溶解槽、遠隔保守技術なども重要な技術開発テーマとして取り組んでいる。また、今後晶析装置開発や粉体対応型の溶解槽に関する技術開発も必要となる。

これら一連の主に CPF において得られたプロセスデータ及び機器開発に関するデータに加え、システムや安全等も含め広範な基礎技術が、再処理技術の実用化には必要である。

3.3.3 高速炉燃料再処理実用化のための革新的要素技術の開発

CPF では、2002 年に施設改造が終了し、その後、3 ランのホット試験が現在までに実施されている。これらのランでは、従来の PUREX 法を改良した先進湿式再処理法について試験されている。なお、先進湿式再処理法では、溶解時の燃料の粉化等を導入した高効率溶解、溶解から抽出までの工程を 1 つの工程で実施し工程の大幅簡素化を目指した超臨界直接抽出、PUREX 工程の規模を最小化するため U を最初に選択的に取り除く晶析、精製工程を削除し工程を簡素化すると共に PUREX 工程で U-Pu-Np を共に回収し核不拡散抵抗性を向上させることを目指した共抽出・逆抽出、そして、MA を回収し環境負荷低減を目指した MA 回収といった技術が取り込まれている。[28] これらの試験の成果は、高速炉燃料再処理の経済性の格段の向上、環境負荷低減、核不拡散のための技術として、有効活用されることが期待される。なお、図 8 は、改良した先進湿式再処理法でのプロセスの流れを示して

いる。

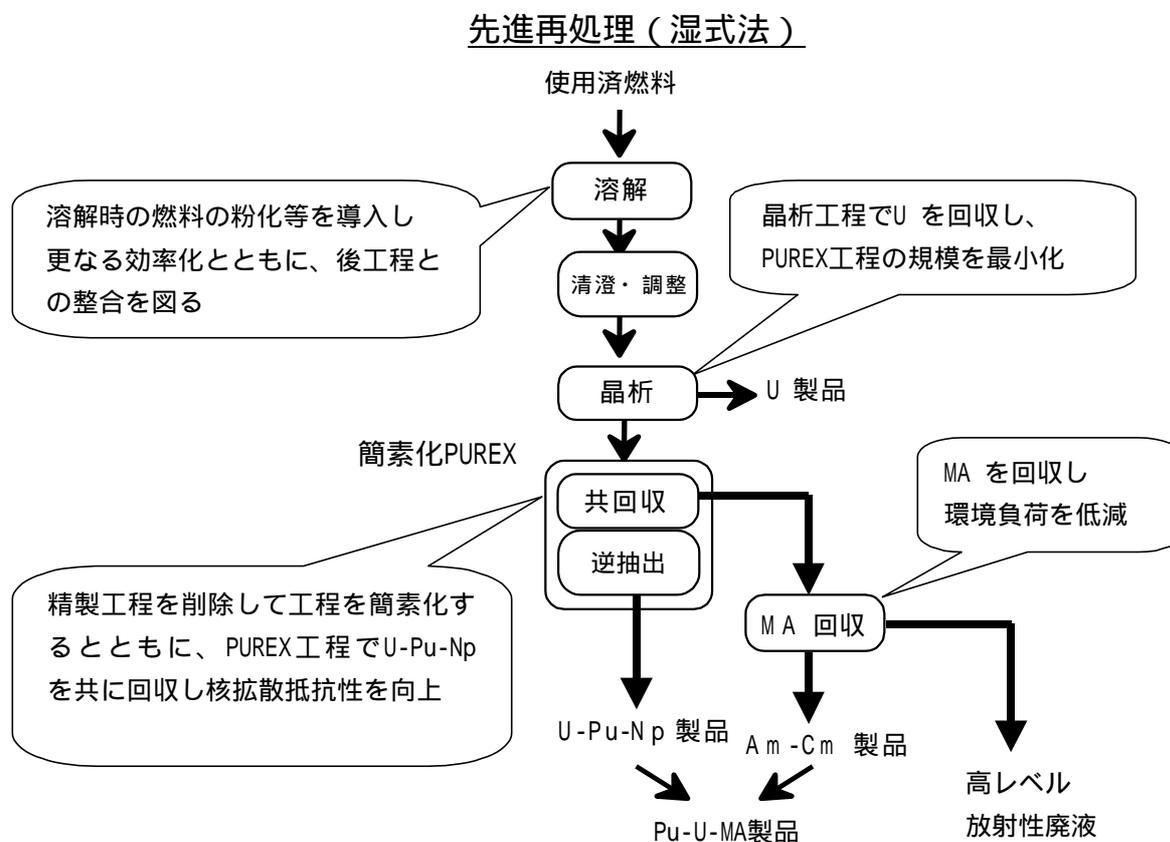


図8 先進湿式再処理の流れ図

3.3.4 実用化にあたって考慮すべき事項

CPF で得られたこれらの成果は、RETF の設計・建設等に反映する必要がある。そして、RETF において得られる試験データ、運転データと軽水炉燃料再処理プラントではあるが東海再処理工場や六ヶ所再処理工場の建設・運転経験や実績を蓄積し、経済性や安全性を評価して行くことが重要である。このことにより、高速炉燃料再処理プラント実用化を見通すことが可能であると主張してよいだろう。

3.3.5 開発成果の反映

ここでは、PUREX 法をベースとする湿式法による高速炉燃料再処理開発について議論を進めた。FBR サイクルシステム実用化が湿式法ではない再処理プロセス（乾式法）を選択して進められる場合は、プロセス自体の根本的な変更となるものの、PUREX 法をベースに今までに得られた研究開発成果やプラント運転経験を、広く普遍化、一般化することで、乾式プロセスの研究開発に有効に反映することが期待される。

4. 実用化に向けた研究開発の進め方

前章に原子炉、燃料加工、再処理における実用化にあたって考慮すべき事項について記載したが、本章では実用化に向けた研究開発の進め方について私見を述べる。製品なりプロジェクトを実用化しようとする場合、実用化に至るシナリオを描くことは誰しも行うことであろう。むしろシナリオが無ければそもそも計画など成立しようがないからである。そのシナリオを実現するには、必ず前提条件が存在するはずである。この前提条件を研究開発すべき項目にブレークダウンし、各研究開発項目について計画を立て、実施し、その結果をチェックし、必要に応じ見直しを行いながら進める。最終的に全ての研究開発項目が完遂された時点で実用化が達成されることとなる。

高速炉では、例えば、建設費や運転・保守費の制約、安全性の確保、増殖性能の発揮、高燃焼度の達成などが前提条件として挙げられる。建設費の制約では、設計を実施し、各コンポーネントがいくらかで製作可能かといったことを積み上げていくことにより、建設費が明らかとなってくる。もちろん、設計の段階で、各コンポーネントが要求される性能を満足できるように研究開発されている必要がある。また、高燃焼度の達成では、どんな材料を開発するのか、高燃焼度化ではそのようなメカニズムが制限因子となるかを明らかとすること、そして実際に照射試験を実施し照射健全性を確認することにより高燃焼度達成が明らかとなってくる。

燃料加工では、例えば、コスト目標、安全性の確保などが前提条件として挙げられる。与えられたコスト目標（単位重量あたりいくらかで製造するか）を達成するためには、どのような製造方法が適切であるか、また製造機器や検査機器としてどのようなものを開発して行くべきか、さらにはそれらがいくらかで製作可能かといったことを積み上げていくことによりコスト目標達成が明らかとなってくる。

再処理では、例えば、コスト目標、安全性の確保、廃棄物の最小化、核物質回収率の制約などが前提条件として挙げられる。廃棄物の最小化や核物質回収率の制約では、どのような再処理方法や再処理条件が適切であるかについて検討し、実際に試験を行い、最終的には実機条件を判断できる規模での試験（工学試験）を積み上げていくことにより廃棄物の最小化や核物質回収率が明らかとなってくる。

上記のごとく体系立てられた計画、実施、チェックのもとに研究開発が進められることにより、実用化は見通せることになる。故に、このような研究開発の進め方が実用化にあたって考慮すべき事項に対する私見である。

今後高速炉サイクルシステムに関する研究開発項目を体系立てて整理し、これらを着実に進めていくことにより、高速炉サイクルシステムの実用化時代を迎えることが可能となる。もちろん、実施して行く上での研究開発体制の整備や予算の確保が必要となってくるが、何より国民の理解と協力が大前提である。

5. おわりに

核燃料サイクル開発機構が動力炉・核燃料開発事業団の時代から進めてきた FBR サイクルシステム実用化のための研究開発について、その概要をレビューするとともに実用化にあたって考慮すべき事項について私見を述べた。その結果は、以下のように整理される。

- (1) FBR サイクルの輪は、小規模ではあるが、「常陽」、PFDF、CPF において、1980 年代の技術によって閉じられた。
- (2) 高速炉の実用化のための技術は、「常陽」以降、「もんじゅ」の設計・建設・試運転、及び FBR 実証炉の設計を通して開発されている。「常陽」では得ることが困難であった大型炉心に関する炉心設計や安全評価、およびにナトリウムと水による伝熱現象を取り扱う蒸気発生器に関する研究開発が実施されている。また、革新的な要素技術の開発が実施されている。高速炉の実用化には、これらの革新的な要素技術開発に加え「もんじゅ」の運転経験の蓄積が必要である。これらにより、高速炉の実用化を見通すことが可能であると主張してよいだろう。
- (3) ナトリウム冷却、MOX 燃料、大型高速炉路線での FBR 開発で得られた研究開発成果や今後の「もんじゅ」の運転経験から得られる知見は、FBR 実用化をこの路線ではなく進める場合でも、有効に活用することが可能であると言える。
- (4) PFDF での「もんじゅ」燃料の製造を通して数多くの製造技術開発が進められており、実用化のための技術が開発・蓄積されている。これにより、MOX 燃料加工コストを大幅に低減可能であると考えられることから、MOX 製造プラント実用化を見通すことが可能であると主張してよいだろう。
- (5) FBR サイクルシステム実用化を MOX ペレット型ではない燃料を選択して進める場合でも、プルトニウム取扱いに係る技術は共通することから、今までに得られた研究開発成果は有効に活用できると言える。
- (6) 高速炉燃料再処理技術の実用化には、主に CPF において得られたプロセスデータ及び機器開発に関するデータに加え、システムや安全等も含め広範な基礎技術が必要である。
- (7) RETF において得られる試験データ、運転データと東海再処理工場や六ヶ所再処理工場の建設・運転経験や実績により、高速炉燃料再処理プラント実用化を見通すことが可能であると主張してよいだろう。
- (8) FBR サイクルシステム実用化が湿式法ではない再処理プロセス（乾式法）を選択して進められる場合であっても、PUREX 法をベースに今までに得られた研究開発成果やプラント運転経験を、広く普遍化、一般化することで、乾式プロセスの研究開発に有効に反映することが期待される。

また、FBR サイクルシステムは、原子炉、燃料加工、再処理、及び放射性廃棄物処理・処分から構成される。特に、原子炉、燃料加工、再処理は三位一体となっはじめて機能

するものである。したがって、これらの開発はそれぞれ整合をとって進められなければならない。

繰り返しになるが、本稿は、高速増殖炉サイクルシステムの輪がどのようにして閉じられたか、また、その後の実用化を目指した研究開発がどのように実施されているかに関する情報を提供するとともにその実用化にあたって考慮すべき事項や研究開発の進め方について私見を述べるのが本稿の目的とするところである。

謝辞

本稿を作成するにあたり、核燃料サイクル開発機構大洗工学センターおよび東海事業所の多くの研究者・技術者の方々に貴重な資料や情報を提供して頂いた。また、有意義な議論もさせて頂いた。ここに改めて協力頂いた方々に感謝します。

6 . 参考文献

- [1] 横山賢治 ,他：“核特性解析コードシステムの開発と利用 ”,サイクル機構技報 No.17 , p.19 , (2002) .
- [2] H. Niwa : “Model Development of SAS4A and Investigation on the Initiating Phase Consequences in LMFBRs Related with Material Motion”, Proc. IAEA/IWGFR TCM on Material-Coolant interactions and Material Movement and Relocation in LMFRs, IWGFR/89, O-arai, Japan, p.281, (1994).
- [3] 田辺裕美 ,他：“FBR蒸気発生機の安全性研究 ”, 原子力工業 , 第34巻 , 第1号 , p69 , (1988) .
- [4] 笠原直人 ,他：“熱流動 構造統合解析による高速炉プラントの系統 熱過渡荷重緩和法 ”, サイクル機構技報 No.16 , p.81 , (2002) .
- [5] N. Kashihara et al. : “Mitigation Method of Thermal transient Stress by Thermal hydraulic-Structure Total Analysis”, SMiRT17, F03-1, (2003) .
- [6] 大高雅彦 , 林田 均 ,：“レーザー誘起ブレイクダウン分光法を用いたナトリウムエアロゾル検知に関する研究 ”, サイクル機構技報 , No.18 , p.23 , (2003) .
- [7] H. Harano et al. : “Development of a RIMS-based FFGL System at the Experimental Fast Reactor JOYO”, Int. J. Applied Electromagnetics and Mechanics, Vol.14, p.307 (2001/2002) .
- [8] 伊藤主税 ,他：UTNL-R 0426 , 東京大学大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設 , 平成14年度弥生研究会『研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会』発表要旨集 , p.7-1 ~ 7-10(2003年) .
- [9] S. Ukai et al. : “Development of 9Cr-ODS Martensitic Steel Claddings for Fuel Pins by means of Ferrite to Austenite Phase Transformation”, J. Nucl. Sci. and Technol., Vol.39, No.7, p.778, 2002 .
- [10] S. Ukai et al. : “Characterization of High Temperature Creep Properties in Recrystallized 12Cr-ODS Ferritic Steel Claddings”, J. Nucl. Sci. and Technol., Vol.39, No.8, p.872, 2002 .
- [11] 永峯剛 ,他：“高エネルギーX線 CT を利用した非破壊照射後試験技術の開発 ”, 日本原子力学会誌 , 第1巻 , 第2号 , p209 (2002) .
- [12] K. Katsuyama et al. : “Measurement of Central Void Diameter in FBR MOX Fuel by X-Ray Computer Tomography”, J. Nucl. Sci. and Technol., Vol.39, No.7, p.804, 2002 .
- [13] K. Katsuyama et al. : “Application of X-Ray Computer Tomography for Observing the Deflection and Displacement of Fuel Pins in an Assembly Irradiated in FBR”, J. Nucl. Sci. and Technol., Vol.40, No.4, p.220, 2003 .
- [14] Z. Chen et al. : “An Experimental Study on the Correlation of Natural

- Magnetization and Mechanical Damage in an Austenitic Stainless Steel” Int. J. Applied Electromagnetics and Mechanics, Vol.16, p.197, (2002).
- [15] 青砥紀身,他:“ 負荷及び無負荷条件下高温使用ステンレス鋼の自然磁化と金属組織 ”, フォーラム保全学, 第1巻, 第1号, p37, (2002).
- [16] 永江勇二, 青砥紀身, :“ クリーブ損傷を受けるSUS304鋼の磁気特性変化に及ぼす微視的組織変化 ”, 日本AEM学会誌, 第1巻, 第4号, p360, (2002).
- [17] Y. Nagae and K. Aoto :” A Study on the Detection of Creep Damage in Type 304 Stainless Steel based on Natural Magnetization”, Int. J. Applied Electromagnetics and Mechanics, Vol.15, p.295, (2001/002).
- [18] M. Igarashi et al. :” Study on Mixing Phenomena for Evaluation of Thermal Striping in a Mixing Tee”, Proc. of The 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH10), A00512, Seoul, Korea (2003).
- [19] N. Kimura et al. :” Experimental Study on Thermal Striping Phenomena for a Fast Reactor, Transfer Characteristics of Temperature Fluctuation from Fluid to Structure”, Proc. of The 6th ASME-JSME Thermal Engineering Joint Conference, TED-AJ03-159, Hawaii, USA (2003).
- [20] 笠原直人, 他 :“ 高速炉における高サイクル熱疲労に関する研究(1-5) ”, 日本機械学会 2003年度年次大会講演論文集, Vol. III, pp.205-214, 徳島大学 (2003).
- [21] 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針, JSME S 017-2003, 日本機械学会, (2003).
- [22] 安部智之, 浅賀健男 :“ 高速炉 MOX 燃料の開発状況と今後の見通し ”, 日本原子力学会誌, 第44巻, 第6号, p466, (2002).
- [23] 大島博文, 安部智之 :“ 日本の MOX 燃料の実績と今後の展望 ”, 日本原子力学会誌, 第45巻, 第7号, p412, (2003).
- [24] 大石 純 : 日本原子力学会誌, 第23巻, 第3号, p166, (1981).
- [25] 山本隆一, 他 :“ 高速炉燃料リサイクル試験(18)第13回ホット試験 ”, PNC TN8410 90-030 (1990).
- [26] 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 TN8400 2000-014 (2000).
- [27] 根本慎一, 他 :“ 遠心抽出器によるソルトフリー溶媒洗浄試験 蔞酸ヒドラジンによる DBP 除去基礎及び連続処理試験 ”, PNC TN8410 90-019 (1990).
- [28] 小山智造, 他 :“ 高レベル放射性物質研究施設 (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, p.31, (2002).