原子燃料サイクルの動向と将来展望 Recent Trends and Future Outlook of Nuclear Fuel Cycle Activities

軽水炉を中心とする使用済み原子燃料の再処理に関する必要性が急増しており, これに伴い日本原燃サービス株式会社で計画中の第二再処理工場計画がクローズア ップされてきた。濃縮を中心としたアップストリームと,再処理・MOX燃料製造施 設を中心としたダウンストリームのいわゆる原子燃料サイクル諸施設は,大容量化, 高信頼化,省力化などの施設サイドから諸要求仕様が高度化しており,諸施設内の 各構成設備も高機能化が必要となっている。

日立製作所は,総合メーカーの立場から,保有する原子力特有技術,各種計測制 御技術,高信頼性システム技術などを駆使して原子燃料サイクル技術の確立に鋭意 取り組み中であり,顧客の期待にこたえ原子燃料サイクル諸施設建設の一翼を担い たいと考えている。

広 瀬 保 男*	Yasuo Hirose
遊 佐 英 夫**	Hideo Yusa
小田部 確***	Kaku Otabe
國 方 道 雄****	Michio Kunikata

1 緒 言

ウラン資源の採鉱から始まり,製錬・転換・濃縮・再転換・ ウラン燃料加工の過程を経て,LWR(軽水炉)に供給されるア ップストリーム側と,使用済み燃料の再処理・転換・MOX燃 料加工の過程を経て,ATR(新型転換炉)及びFBR(高速増殖



炉)に供給されるダウンストリーム側の原子燃料サイクル諸施 設の技術確立の要求がとみに高まってきている。

これは最近発表された日本原燃サービス株式会社の第二再 処理工場,日本原燃産業株式会社の商用濃縮プラント及び低 レベル廃棄物貯蔵施設の,いわゆる下北3施設の実現を契機 として,原子燃料サイクルの必要性が再認識されてきている ためと考えられる。

20世紀として残された約15年間に、日立製作所は総合技術 力を結集して、その技術確立に尽したいと考えており、原子 燃料サイクル技術の現状を、主として濃縮・再処理・MOX燃 料加工を重点として以下に述べる。

2 原子燃料サイクル

原子燃料サイクルのフローを図1¹⁰に示す。U₃O₈の形で採 鉱・製錬されたU(ウラン)は、濃縮プロセスでの処理容易性か ら昇華性のあるUF₆に転換され、濃縮プラントで²³⁵Uの存在比 を0.7%から3~4%まで高められる。UO₂の形に再転換後ウ ラン燃料棒に加工され、LWRで燃焼されて熱エネルギーを取 り出されるが、燃焼後の使用済み燃料中には残存U,各種超ウ ラン元素(Pu, Np, Am, Cm)が存在する。Puの有効使用を 目的として開発されているATR、FBRのためには、この使用 済み燃料の中から効率よくPuを取り出すことが必要であり、 ここに再処理技術が必要になってくる。再処理により分離・ 精製されたUとPuは、MOX燃料体(UとPuの混合酸化物燃料) に加工され、ATR、FBRで燃焼され一連の原子燃料サイクル を完結する。

このような原子燃料サイクルの流れをU, Puの質量的観点 かくまとゆると図2に示すとうになる。同図は、一例として 図 | 原子燃料サイクル 原子燃料サイクルとしては、大別してLWR (軽水炉)、ATR(新型転換炉)、FBR(高速増殖炉)の3サイクルに区別される。

わされ、約40tの燃料集合体としてLWRに供給される。電気出 力100万kW/年の発電後の使用済み燃料は、十分冷却された 後、再処理を行ない減損ウラン27t、Pul80kg及び各種放射 性廃棄物に分離され、PuはMOX燃料加工プロセスに供給さ れる。

以上の概略的U及びPuの質量フローをベースに、今後の LWR原子力発電容量の増加を考えると、累積使用済み燃料の 増大につれ、再処理需要・MOX燃料需要・各種廃棄物処理需 更け真まり 原子燃料サイクル分野(特にダウンストリーノ分

UO2粉末が得られ、ジルカロイなどの燃料集合体部材と組み合	チノイドを多種・多量含有しているため、使用済み燃料の取
す。約9万5,000tのU粗鉱からは、約3%濃縮Uベースで32tの	LWRで燃焼後の使用済み燃料は, 各種核分裂生成物やアク
電気出力100万kW LWRでの1年間当たりの質量フローを示	野)は急激に増加し、一大分野になると予測される。

332 日立評論 VOL. 68 No. 4 (1986-4)



図2 電気出力100万kWベース(年間)原子燃料サイクル図 電気 出力100万kWのLWRでの1年間当たり質量フローを示す。

表 | 各国の濃縮工場 ウラン濃縮は、ガス拡散法が古くから実用化技術としてあるが、我が国及び欧州3箇国を主体として、遠心分離法が開発され

扱い・処理には,高放射性環境下の配慮が必要となるため, 原子力特有技術をベースとした高集積技術で,今後の原子燃 料サイクル分野への対処が必要となる。

3 濃 縮

原子燃料サイクルのアップストリームのうち,濃縮に関す る各国の技術現状を表1²⁾に示す。現在まで,量産化に適用さ れた濃縮法としては,ガス拡散法があるが,ガス拡散法には, 表2³⁾に示すように分離係数が低い,消費電力が大きいなどの 短所があり,日本及び欧州3国(イギリス,オランダ,西ドイ ツ)は,遠心分離法を開発中である。

日本では既に動力炉・核燃料開発事業団人形峠事業所に, 分離作業量50t swu/年を越す規模のパイロットプラントが稼動 中であり,引き続き動力炉・核燃料開発事業団の約200t swu/ 年規模原型プラント建設を経て,日本原燃産業株式会社で約 3,000t swu/年規模の商用プラントが計画されている。

遠心分離法の主機である遠心分離機は、図 3^{20} に示すような 高速回転機であり、回転胴中をガス状のUF₆が流動し、高速回 転による遠心力で²³⁵UF₆と²³⁸UF₆に分離される。この分離は、 原理的には高速回転するガスの回転数の4乗と、回転胴分離 有効長の積で得られた値に比例するため、いかに回転体を高 速に回転させ、かつ長胴化するかが主点となっている。

最近の各国の遠心機の技術動向としては、

高速化を目指し

ている。また最近,新方式としてレーザ法が注目されてきている。

	[Ē		機関	所在地	濃縮法	規 模 (t_swu/年)	現 状
			-	· · · · ·	オークリッジ		7,760	17
					ポーツマス	ガス拡散法	8,290	運転中
ア	×	IJ	カ	D O E	パデューカ		11,320	
					ポーツマス	遠心分離法	(13,200)	
						レーザ法	-	
				EURODIF	トリカスタン	ガス拡散法	10,800	運転中
_	-		_	COREDIF	検 討 中	"	(10,000)	
(今	7 5	ン節	ス 国)	CEA	ピェールラット	"	400	運転中
	5	미		CEA	-	化学交換法	(3,000)	
				—	-	レーザ法	-	_
1	ギ	IJ	ス	URENCO	± ••• •••			
				BNFL	カーヘンハースト	** * 7 1004 **	1 000	運転中
オ	ラ	ン	ダ	UCN	アルメロ 遠心分離法		1,000	
西	ド	1	ッ	URANIT	グロナウ	1		建設中
1	ギ	IJ	ス	BNFL	カーペンハースト	ガス拡散法	400	-
ソ			連	TECHNAB		ガス拡散法	5,000 ~10,000	運転中
						レーザ法		·
	1				ί πα due		70	運転中
日			本	PNC	へ が 峠	遠心分離法	(200)	建設中
				JNFI	計画中		(3,000)	計画中
ブ (西	ラド	ジイ	ル ツ)	NUCLEI NUSTEP	RESENDE	ノズル法	(200)	建設中
南			ア	UCOR	-	ヘリコン法	200~300	-
オー	-ス	トラ	リア	-	未 定	遠心分離法	(1,000)	

表2 各種ウラン濃縮法の比較 ガス拡散法は,分離係数が低い,消 費電力が大きいなどの短所があるため,我が国では経済性の高い遠心分離法を 開発中である。

濃縮法	分離係数 αβ	操作条件 温度(℃) 压力(atm)	インベントリ (gU/swu/年)	消 費 電 力 (kWh/kg swu)
ガス拡散法	1.0043			2,500
遠心分離法	1.1	<u>40~50</u> 1以下	0.15	100~400
ノズル法	1.015	40 0.25	100	3,300
レーザ法	大		/] \	大
プラズマ法	大		/] \	大
化学交換法	1.0013	 湿式	500~1,000	600

て回転胴を高強度化するとともに、比強度の高い複合材料な どの使用が研究されている。特に米国では、回転胴材料を複 合材料とし、1基で金属回転胴遠心機何基分もの分離作業量 と等価な大容量遠心機(複合材料製回転胴)の開発が報じられ たが、最近、種々の観点から将来の濃縮法を遠心分離法から レーザ分離法に変更する旨方針変更があったことは記憶に新 たである。米国では、表1に示すガス拡散法の3工場がCIP (Cascade Improvement Program:カスケード改良計画), CUP(Cascade Uprating Program:出力増強計画)の設備増 強により稼動中であり、次期商用プラントをレーザ分離法と する可能性が高い。

米国の発表で注目を集めたレーザ濃縮法としては,原子法 と分子法がある。レーザ原子法の概念を図4²⁾に示す。原理的



図3 Zippeの遠心分離機 回転胴中をガス状のUF6が流動し、高速回転 による遠心力で²³⁵UF6と²³⁸UF6に分離される。分離性能は、原理的には高速回 転するガスの回転数の4乗と、回転胴分離有効長の積で得られた値に比例する。

66

には²³⁵Uと²³⁸Uの電子エネルギー準位のわずかな差異を利用し て、²³⁵U原子だけに吸収される極めて短い波長内に整波された レーザ光を元素状Uの蒸気に照射し、²³⁵Uを選択励起し、電磁 気的に分離して取り出すものである。励起範囲外の²³⁸Uは、中 性原子として回収される。分子法については、²³⁵UF₆、²³⁸UF₆ 分子の共存状態下で²³⁵UF₆分子をレーザで選択励起し、分離し て取り出すものである。レーザ法の原理は以前から考えられ ていたものの、主機であるレーザ自体の開発(調波性、均一性、 高出力性など)が研究途上であることが問題であった。

我が国では,既に国際レベルに達した遠心分離法技術をベ ースに商用プラントを建設する方向にあり,更に経済性を高 めるため,複合材料使用回転胴などの高性能化が研究されて いる。レーザ濃縮法に関しては,これからの取り組み方針を 信頼性,開発容易性,分離コストなどの観点から現在検討さ れており,これら総合的見地から,近々方針が策定されるも のと考える。

日立製作所は,動力炉・核燃料開発事業団東海事業所の各種研究開発施設と,同事業団人形峠事業所で昭和56年完成のパイロットプラント諸施設の設計・製作に参画しており,遠心分離機,カスケード及び周辺諸設備の研究開発を通じて,(1) ウラン濃縮プラントの総合エンジニアリング技術

(2) 遠心分離機設計·製作技術

(3) カスケード・プロセス配管設計・製作技術

表3 世界の主要再処理施設 LWR使用済み燃料再処理技術は,現 在,フランスが商業ベースの運転に関し最もレベルが高く,処理実績も多い。 我が国は,動力炉・核燃料開発事業団東海事業所で0.7t/日の再処理施設が運転 中である。

国名	所在地	処理燃料形態 処理能力		備考
イギリフ	ドーンレイ	金属ウラン(研究炉) 金属ウラン UO ₂ /PuO ₂ (高速炉)	0.2~0.5t/年 3 t/年 一	-
1492	ウインズケール	天然金属ウラン UO ₂ (低濃縮) UO ₂ (低濃縮)	1,500~2,000t/年 400t/年 1,200t/年	_
フランス	ラ・アーグ	UO ₂ /PuO ₂ (高速炉) 金属ウラン,UO ₂ (低濃縮) UO ₂ (低濃縮) UO ₂ (低濃縮)	0.3t/年 1,000t/年(金属ウラン) 400t/年(UO ₂) 800t/年 800t/年	_
	マルクール	金属ウラン 濃縮UO ₂ (高速炉) UO ₂ /PuO ₂ (高速炉)	I,000t/年 バイロットプラント (3t/年) 100t/年	
	カールスルーエ	UO2(低濃縮)	パイロットプラント(35t/年)	-
西ドイツ	ヘッセ	UO2(低濃縮)	350t/年	_
_	ゴルレーベン	UO2(低濃縮)	I,400t/年	-
	南カロライナ(バーンウエル)	UO2(低濃縮)	I,500t/年	-
アメリカ	ウエストバレー	UO2(低濃縮)	300t/年	-
1 2 1 11	モリス	UO2(低濃縮)	300t/年	-
	オークリッジ	UO2(低濃縮)	2,100t/年	_
日本	東 海	UO2(低濃縮)	0.7t/日	1977年運開
+·	下北	UO2(低濃縮)	800t/年	1995年運開(計画中)

(4) UF₆ハンドリング技術

(5) 高真空設備設計·製作技術

などの技術を習得した。今後建設が予定されている原型プラ ント及び商用プラントについては、日立製作所も参画して設 立されたウラン濃縮機器株式会社(合弁会社)を中心に各種設 備の建設・技術開発を実施中である。またレーザ濃縮法の将 来性に着眼し、昭和50年代初期から経済性評価⁴⁾及び同位体分 離実験⁵⁾の基礎研究を実施するとともに、同位体分離用レーザ の開発を実施中である。

4 再処理

4.1 LWR使用済み燃料再処理

世界の主要再処理施設を表3に示す。LWR使用済み燃料再 処理技術は、現在フランスが商業ベースの運転に関し最もレ



ベルが高く、また処理実績も多い。我が国では、動力炉・核 燃料開発事業団東海事業所に0.7t/日の再処理能力をもつ再 処理工場が現在稼動中であるが、その概要は図5⁶⁰に示すとお りである。処理対象燃料は、BWR(沸騰水型原子炉)及びPWR (加圧水型原子炉)の使用済み燃料を主としており、フランス で技術確立した湿式ピュレックス法を採用している。動力炉・ 核燃料開発事業団東海再処理工場の再処理プロセスを図6⁶⁰ に示す。動力炉・核燃料開発事業団東海再処理工場で実施さ れている再処理プロセスは、受入れ貯蔵された使用済み燃料 をせん断機で約5cm程度の小片に切断の後、硝酸(HNO₃)中 でUとPuを溶解し、硝酸ウラニルと硝酸プルトニウムの水溶 液とする。更に不純物を清澄し、硝酸度などを調整のうえ、 有機溶媒(TBPとドデカン)でUとPuを有機溶媒中に抽出した うえ、UとPuを分離して精製するものである。

再処理プロセスとしては,溶媒抽出法である湿式法以外に も,原理的には乾式法,半乾式法があるものの,動力炉・核 燃料開発事業団再処理工場でのこれまでの再処理実績(約250 MTU)をベースに,再処理技術に関して下記の知見が得られ ている。

(1) LWR使用済み燃料再処理として,機械的前処理(せん断, 溶解)と溶媒抽出法(湿式ピュレックス法)の組合せは基本的に 実用性が良好であること。

(2) ミキサセトラにより、最大燃焼度3万5,000MWd/T(平均2万8,000MWd/T)の使用済み燃料の処理が可能であること。

(3) 製品(U及びPu)中の不純物は十分低いこと。

(4) 核燃料物質の収支が確保でき、そのMUF(不明物質量)を 十分低く管理可能であること。
(5) 環境放出放射能は十分低く管理可能であること。
以上の動力炉・核燃料開発事業団東海再処理工場の知見を基礎として、現在第二再処理工場建設が計画されている。第二 再処理工場の仕様を表4に示す。再処理の基本的プロセスは、
動力炉・核燃料開発事業団再処理工場で得られた貴重な体験を反映した形で建設される予定である。

67

図 4 レーザ原子法ウラン濃縮の概念 ²³⁵Uと²³⁸Uの電子エネルギー 準位のわずかな差異を利用して, ²³⁵Uだけに吸収される整波されたレーザ光を 元素状Uの蒸気に照射し, ²³⁵Uを選択励起し, 電磁気的に分離, 取り出す。 334 日立評論 VOL. 68 No. 4 (1986-4)



図 5 動力炉・核燃料開発事業団東海再処理工場の概要 湿式ピュレックス法で, 0.7t/日の再処理容量をもつ。現在までに, 約200MTUの再処理実績 があり,再処理技術に関する貴重な知見が得られている。



動力炉・核燃料開発事業団東海再処理工場プロセス 機械的前処理工程で、使用済み燃料をせん断した後、燃料中に含まれているU, Puは溶解 図 6 槽中で硝酸で硝酸化合物の形で溶解し、取り出される。更に、有機溶媒でU, Pu硝酸化合物を抽出・分離・精製し、回収ウランとPuを製品として取り出す。

各種FPの除去, 遠隔保守, 溶媒損傷の低減などのいっそうの 配慮が必要である。基本的なFBR使用済み燃料再処理プロセ スは、LWR使用済み燃料再処理プロセスとほぼ同一であるが、 下記がLWR使用済み燃料再処理プロセスと異なってくる。 (1) 燃料集合体構造の差異による燃料解体法 (2) 高いPu富化度に対応する臨界安全性の確保 (3) 抽出溶媒の放射線劣化の少ない抽出法(パルスカラムな

4.2 FBR使用済み燃料再処理

68

前述のLWR使用済み燃料再処理に比較し,FBR使用済み燃 料は図7⁷に示す特徴がある。FBR自体がMOX燃料をベース に高燃焼度化を実施しているため使用済み燃料はPu含有量が 高いこと、FP(核分裂生成物)の含有量が高いこと、崩壊熱が 高いこと、放射能レベルが高いことなどの特異性があり、こ のため,再処理技術的には除熱・遮へい及び臨界上の配慮,

表4 日本原燃サービス株式会社第二再処理工場建設計画 1995 年運開で,800t/年の再処理容量をもつ,我が国の第二再処理工場が,日本原燃 サービス株式会社で建設が計画されている。再処理プロセスとしては,動力炉・ 核燃料開発事業団東海再処理工場と同一の湿式ピュレックス法が予定されている。

No.		項	目		内容
1	所	え	E	地	青森県・下北半島・六ヶ所村
2	運	車云	開	始	1995年(計画中)
3	処	理	容	量	800t/年
4	処	理プ	ロセ	ス	湿式ピュレックス法
5	ì	要	施	言文	 (1)使用済み燃料貯蔵施設 (2)再処理施設 (3)製品保管所 (4)廃棄物貯蔵施設



(3) FBR再処理施設用廃液固化装置に関する研究開発 などを進めており,再処理工場に関する各種特有技術の習得 に努めている。

また先般,動力炉・核燃料開発事業団再処理工場用溶解槽の補修を行なう機会を与えられ、日立製作所の開発した遠隔 操作補修技術の検証を行ない,動力炉・核燃料開発事業団再 処理工場の運転再開に貢献することができた。

今後,LWR・FBR使用済み燃料用再処理技術としては,種々の高度化技術の対応が必要となってくるが,日立製作所としては,高信頼性再処理技術確立を目標に開発を進めるとともに,各種の再処理施設建設の一翼を担いたいと考えている。

5 MOX燃料製造施設

再処理によって軽水炉燃料から、Puが回収されるが、その 同位体組成は一例として表5⁸⁰のようになる。これらのPuは、 ATR、FBRのMOX燃料に使用される。既に稼動中の開発炉 としては、ATR原型炉(ふげん)とFBR実験炉(常陽)の2炉が あるが、これらのMOX燃料は既存の動力炉・核燃料開発事業 団プルトニウム燃料第二開発室(製造能力10t MOX/年及び1 t MOX/年)で製造・供給されている。現在新たにFBR用PFPF (製造能力5t MOX/年)を建設中であり、今後ATR実証炉用 PFPF(製造能力40t MOX/年)の建設が予定されている。

図8¹に,日立製作所も現在建設に参画しているFBR用

- 注: ____ 軽水炉(酸化物燃料1t換算200日冷却)
 - 高速炉(酸化物燃料1t換算・内炉心燃料+軸方向ブランケット燃料・ 200日冷却)
 - * 軸方向ブランケットで平均化した値であり、内炉心の最大燃焼度は 約80,000MWd/燃料tである。

図7 軽水炉と高速炉の使用済み燃料の比較 高速炉使用済み燃料 中には,軽水炉使用済み燃料と比較して,PuとFPの含有量が高い特異性がある ため,再処理プロセス上も臨界安全性,抽出溶媒の放射線劣化の少ない抽出法 などの考慮が必要となってくる。

表5 回収Puの同位体比 LWR使用済み燃料から,再処理プロセスに より取り出されたPu中には,同位体として,²³⁹Puが約58W/O,²⁴⁰Puが約24W/O, ²⁴¹Puが約11W/Oの比率で存在する。

同位体	回 収 Pu (W/O)
²³⁸ Pu	2.432
²³⁹ Pu	58.406
²⁴⁰ Pu	24.004
²⁴¹ Pu	11.239
²⁴² Pu	3.919

注:LWR 33,000MWd/MTU 低濃縮ウラン3.3%濃縮

ど)

(4) 燃料棒表面の残存Naの不活性化と除去

FBR使用済み燃料再処理技術は,動力炉・核燃料開発事業 団東海事業所で開発が進められており,将来120kg/日の高速 炉燃料リサイクル試験施設で,その技術を確証の予定となっ PFPFの製造フローを示す。UO₂及びPuO₂粉末原料を混合・ 造粒・分級・成型・焼結・研削し,燃料ペレットを製造し, 更に被覆管・端栓部材と組み合わせのうえ,単燃料棒を製作 し,最終的には燃料集合体として製品化される。取扱い物質 がPuであるため、グローブボックス内作業であるとともに, 被ばく低減・生産性向上・信頼性向上を目的として遠隔自動 運転技術を取り入れた施設となっていることが特徴である。 遠隔自動運転達成のための制御システムとしては,工程内の 各設備機器は機器制御装置によって管理され,各工程は工程 制御室に設置する工程制御用計算機で制御され,更に各工程 制御用計算機は中央管理計算機で統括される3段階の階層構 成となっており,運転操作性・メンテナンス性を十分配慮し たシステムとなっている。

日立製作所は、本施設の主プロセスであるペレット製造工 程と燃料棒・燃料集合体の加工組立工程を担当している。図 9に設備の一例を示す。

またMOX燃料の適用先としては,表6に示す各種プラント があり,今後,MOX燃料使用施設は拡大するものと思われる。

6 結 言

原子燃料サイクル施設のうち,特に,濃縮,再処理,MOX 燃料製造施設を重点に,技術の現状を概略的に述べてきたが, 今後のエネルギー事情を考えると,我が国での原子燃料サイ クル分野の置かれている立場はまことに重要である。しかし, 今後開発すべき技術課題も多く,原子力総合技術を結集した 対応が現在ほど必要とされている時期はないと考える。

日立製作所は,政府諸機関及び電力会社など各方面からの 指導を受け,久しく軽水炉及び開発炉の研究開発,建設に従 事し,また,原子燃料サイクル関連技術の習得に努めてきた。 この間,自主技術開発に加え,海外の一流メーカー及び一流 アーキテクトエンジニアリング会社の技術も導入し,技術力 の向上を図ってきており,日立製作所の総合プラントメーカ ーとしての技術を十分発揮し,技術確立のため積極的に取り 組む考えである。

69

ている。

4.3 再処理に関する日立製作所の取組み方
日立製作所は再処理主プロセス施設などについて、これまで蓄積した原子力用機器及び化学装置の設計・製作技術をベースに開発を行ない、特に現在、
(1) 再処理主プロセスのオフガス処理設備に関する研究開発
(2) 再処理主プロセス酸回収減圧蒸発装置に関する研究開発

336 日立評論 VOL. 68 No. 4 (1986-4)





(a) 加工組立工程設備



7	放射線管理システム	100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100 - 100
8	中央管理計算機	

-

-

0

-

(b)粉末保管設備

図 9 FBR用PFPF設備(例) 日立製作所では,現在,表6のFBR燃料 製造技術開発施設建設のうちペレット製造工程と加工組立工程の主工程を担当 している。

表 6 MOX燃料の適用先 MOX燃料の適用先としては, FBR, ATRの 開発炉と、LWRプルサーマルがあり、今後、MOX燃料使用施設は拡大する見込 みである。

NIG		1.4	ペレッ	마	
INO.	177	ГĂ	寸 法 (mm)	重量(g)	Pu少安里
1	FBR	もんじゅ	直径 5.4×高さ7.75	1.67	500kg/年
2		ふげん	直径14.4×高さ18	30.5	150kg/年
2	AIR	実 証 炉	直径12.4×高さ13	16.3	570kg/年
2 LWR	BWR	直径10.6×高さ日	10.1	計画中	
3	(プルサーマル)	PWR	直径 8.2×高さ13.5	7.42	計画中

図8 FBR用PFPF(Plutonium Fuel Production Facility)製造フロー MOX燃料棒は、PuO2、UO2の原料粉と燃料要素部材、集合体部材を構成要素 として、ペレット製造工程、加工組立工程を経て、MOX燃料集合体に成形される。

参考文献

- 1) 動力炉・核燃料開発事業団:明日を約束する新燃料,プルトニ ウム燃料の開発
- 2) 火力原子力発電技術協会:火力原子力発電, Vol. 36, No. 6 (昭60-6)
- 3) 鈴木,外:核燃料サイクル工学,日刊工業新聞社(昭56-11)
- 4) 尾崎,外:レーザ同位体分離法によるウラン濃縮の経済性に関 する考察,日本原子力学会誌,Vol. 18, No. 3(昭51-3)
- 5) 上柳,外:二段階選択光イオン化法によるBaの同位体分離,

電気学会レーザ工学研究会資料, LEG-78-4(昭53-2)

- 6) 動力炉・核燃料開発事業団:よみがえるエネルギー,使用済み 核燃料の再処理
- 7) 動力炉・核燃料開発事業団:明日をになう,高速炉燃料再処理 の技術開発
- 8) 清瀬(訳):使用済み燃料とプルトニウムの化学工学,原子力化 学工学, 原子力化学工学第III分冊, 日刊工業新聞社(昭54-8)

70