

特集

核エネルギー利用技術の進歩

原子燃料サイクルと燃料再処理

Nuclear Fuel Cycle and Reprocessing

平田 禎也*

Yoshinari Hirata

1. はじめに

本稿は、原子燃料サイクル及び再処理に付いてできるだけ解りやすく整理・説明することにより、原子力に携わらない方々に基礎的な知識を得て頂くことを目的とした。

2. 原子力燃料サイクルの意義

2.1 原子燃料サイクルとは

ウラン鉱山で採掘されたウラン鉱石は図-1¹⁾に示すように精錬、転換、濃縮、再転換、成型加工と呼ばれる工程を経て原子力発電所の燃料となる。(これらの工程をフロント・エンドと呼ぶ。)この燃料は3~4年間発電に使用した後、使用済燃料として取り出す。この使用済燃料を化学的に処理(再処理)し、中に含まれるウラン、プルトニウムを回収すると共に、核分

裂生成物を高レベル廃棄物として分離し処分する。

(再処理と廃棄物の処分をバックエンドと呼ぶ)

ウラン、プルトニウムは再び原子力発電所の燃料として使用される。この原子燃料の一連のフローを、原子燃料サイクルと呼んでいる。

これに対し、使用済燃料となるまでのフローは同一であるが、使用済燃料を再処理せず、一定期間貯蔵し、使用済燃料の発熱量が減少後にそのまま処分する方法を、ワンス・スルーと呼んでいる。この方式は、主に米国とスウェーデンで採用されている。

2.2 原子燃料サイクルの必要性(図-2)

(1) 軽水炉燃料サイクルと再処理

天然ウランの組成は、核分裂するウラン235が0.7%、核分裂しないウラン238が99.3%である。英国で多数使われているコールダーホール型と呼ばれている黒鉛炉、及びカナダで使用されている重水炉等は、この天

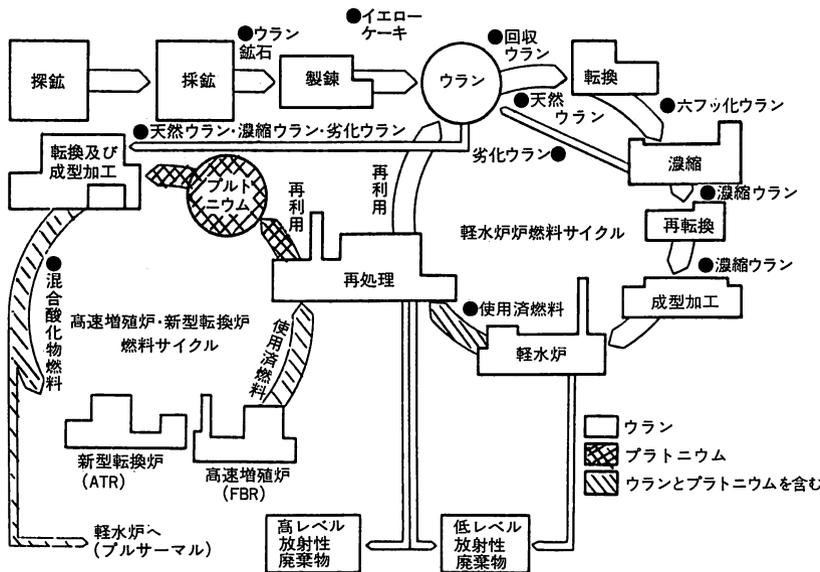


図-1 原子燃料サイクル図

* 日本原燃サービス(株)技術総括部
〒112 東京都千代田区内幸町2-2-2 富国生命ビル

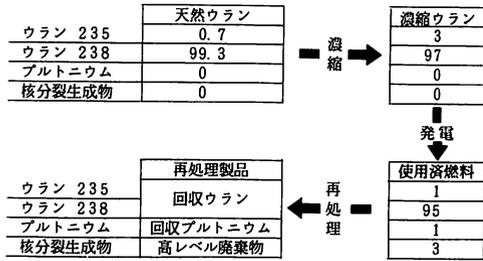


図-2 軽水路の燃料のフロー

然ウランをそのまま加工して燃料に使うが、軽水炉では核分裂に必要な中性子が水の中の水素に吸収されやすいので連鎖反応を維持できず、そのためウラン235の濃度を3%程度に高める必要がある。この工程が濃縮であり、ウランを軽水炉型の原子力発電に利用するうえで欠かせない工程である。

一方、原子力発電所で発電を終えた使用済燃料には、ウラン235が1%弱とウラン238が約95%含まれるほか、ウランが中性子を吸収してできたプルトニウムが約1%含まれている。このプルトニウムの組成は核分裂を起こすプルトニウム239、241等が全プルトニウムの約70%であり、核分裂しないプルトニウム240、242等が約30%となっている。

これらの物質（ウランとプルトニウム）は再処理工程で核分裂生成物から分離することにより原子力発電所の燃料として再利用が可能となる。

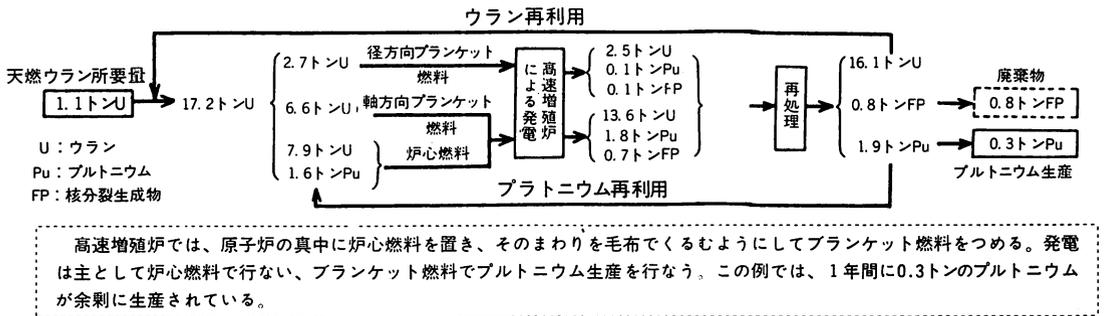
再処理により回収したウラン235とウラン238の混合物（回収ウラン）の利用方法としては、これを濃縮工程に戻し再濃縮して利用する方法と、濃縮せずに成型加工工程に戻しプルトニウムと混合したうえで成型加工に軽水炉に使用する方法がある。ウランとプルトニウムを混合して作る燃料を濃縮ウラン燃料と区別する

ため、MOX燃料（混合酸化物：Mixed Oxideの略）と呼んでいる。また、このようにプルトニウムを軽水炉に利用することを、プルトニウムと軽水炉を意味する「サーマルリアクター」という言葉から「プルサーマル」と呼んでいる。プルサーマルの場合、ウランを濃縮する必要が無くウラン資源の節約と、濃縮工程の節約となるが、ウランとプルトニウムの混合物は濃縮ウランに比べて取扱いが難しく、成型加工（MOX燃料加工と呼ぶ）のコストが高くなるという欠点がある。他方回収したプルトニウムはウランと混合してプルサーマルで利用するか、または高速増殖炉の燃料として使用する。

(2) 高速増殖炉と再処理

高速増殖炉は発電中に軽水炉より効率よくウラン238をプルトニウムに変えるため、新燃料中の核分裂性物質より使用済燃料中の核分裂性物質の量が増えるという現象が起こる。(図-3)²⁾ そのため高速増殖炉の燃料サイクルでは、軽水炉の燃料サイクルで濃縮する際に廃棄していたウラン238をプルトニウムの原料として炉に入れ、それからプルトニウムが生成されるので、ウラン238が有効に利用出来ることとなり、ウラン資源の利用効率は軽水炉に比べて数十倍に高まると期待されている。このような高速増殖炉燃料サイクルによるウラン資源の有効利用をはかるためにも再処理は不可欠な工程である。

但し、高速増殖炉の建設費は、軽水炉の建設費に比べて高価であり、他方で天然ウランの価格が世界的な原子力のスローダウンによる需給のアンバランスを反映し低い水準にとどまっているため、ウラン資源の有効利用によるメリットがあまり期待できない。現時点では高速増殖炉開発の経済性が小さいので、実用化は



-100万kWの発電所を1年間運転する場合の燃料の流れ-

図-3 高速増殖炉の燃料循環系

2030年代まで遅れると考えられている。

2.3 原子力燃料サイクルと米国の核不拡散政策

米国は、1953年のアイゼンハワー大統領による原子力の平和利用促進政策以来、原子燃料サイクルを前提とした原子力開発政策を進めていた。1970年代の前半は原子力開発の最盛期であり、またその当時西側世界の濃縮供給は米国が独占していたが、将来濃縮供給がタイトになる見通しであった。そのため濃縮を供給していた米国は濃縮設備の拡張を行うと同時に、既存の濃縮設備を有効に活用し、出来るだけ多くの原子力発電所に燃料を供給するための教策としてプルサーマルを採用し濃縮設備を運営していた米国原子力委員会（現在のエネルギー省）が国内から濃縮役務を引き受ける場合には、顧客から「プルトニウム利用を促進する」との誓約を取っていた。

しかし、1974年に、重水炉の使用済燃料から抽出したプルトニウムを用いてインドが核実験を行った。そのため米国では核兵器の拡散を防がねばならないとする世論が盛り上がり、1977年にカーター大統領が「再処理とプルトニウムリサイクルを無期限に延期する」旨の政策を発表し、それを1978年に核不拡散法として制定した。それ以降、ヨーロッパと日本は原子燃料サイクルの開発を続けているが、米国はワンス・スルー方式の開発を行っている。

2.4 原子燃料サイクルの必要性

エネルギー資源の乏しいわが国は、石油資源に対する依存度を低めるため原子力開発を進めて来た。しかし、原子燃料サイクルは成型加工を除いてそのほとんどを海外に依存している。このような状況でエネルギーセキュリティーを確保するためには、まず原子燃料サイクルのうちで国産化部分を増やす必要がある。すなわち、使用済燃料に含まれるウランとプルトニウムを国内で回収できれば、資源の効率的な利用だけでなく、準国産のエネルギー資源を獲得したと同様にエネルギーセキュリティー増大効果が期待できる。

またこの再処理は、ウランとプルトニウムの効率的利用により原子力発電所のウラン必要量と濃縮作業必要量を減少させる事となる為、ウラン価格と濃縮価格を抑える効果（バーゲニングパワー）が期待出来る。

更に、再処理により核分裂生成物を分離してガラス固化することにより、ワンス・スルー方式より安定した状態での管理処分が可能となる。

2.5 原子燃料サイクルの経済性²⁾

原子燃料の発電コストについて、原子燃料サイクル

表1 原子燃料発電コスト（円/KWH）（注）

	燃料サイクル		ワンス・スルー
	第1サイクル	第2サイクル	
天然ウラン	0.5	0.25	0.5
濃縮	0.5	0.375	0.5
成型加工	0.5	0.65	0.5
再処理	1.0	1.0	---
廃棄物処分	0.5	0.5	1.0
小計	3.0	2.775	2.5
2サイクル分合計	5.775		5.0

（筆者注） 上記のコストは各工程毎の価格、為替レート、燃料の燃焼度等により小計で2-3円/KWHの幅で変動する。

ケースとワンス・スルーケースの大まかな比較は表1の通りである。この比較では単純化のため第2サイクルとして、高速増殖炉におけるプルトニウム利用は想定せずプルサーマルを想定している。

原子燃料サイクルケースでは、天然ウランから始まり再処理で終わる第1サイクルと、回収ウランとMOX燃料から始まり再処理で終わる第2サイクルのコストが異なる。従って、それら2サイクル分のコストを合計したうえで、ワンス・スルーケースの2サイクル分の合計コストと比較する必要がある。

この比較によれば、燃料サイクルケースはワンス・スルーケースに比べて0.775円/KWH不利との結果となる。このような比較は、再処理、MOX燃料加工、ワンス・スルーケースの廃棄物処分コスト等、推定によるコストを含むため確定的なものではないほか、長期的な経済性を考えるうえでは天然ウランその他の価格変動も考慮する必要がある。従って、この比較は絶対的なものではなく、あくまで目安程度に考えるべきものである。しかし、一般的にはこの比較に現れたように、燃料サイクルはワンス・スルーに比べてコスト的には劣ると考えられている。

従って、今後は再処理、MOX燃料加工等のコストの引き下げ努力を行う必要があると思われる。現在のところは、このようなコスト上の不経済性は、上記で述べた原子燃料サイクルのメリットに要するコストと考えるべきである。それと同時に、短期的な経済性のみにとられる事なく、長期的な資源の有効利用と経済性を考えることも必要である。

3. わが国の原子燃料サイクル戦略⁴⁾

わが国の原子燃料サイクル戦略は1986年に通産省総合エネルギー調査会原子力部会が取りまとめた「原子力ビジョン」に集約されている。ここではその概要を

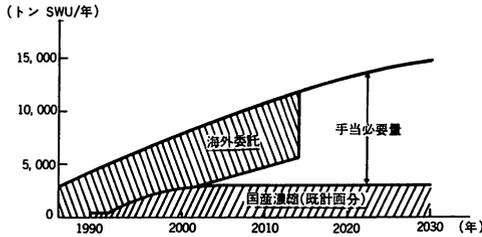


図-4 ウラン濃縮役務見通し

紹介する。

3.1 原子燃料サイクルの現状

(1) 天然ウラン (いわゆるイエローケーキ)

わが国電力業界は、長期契約により約19万5,000ショートトンの天然ウランを確保済みであり、それにより1990年代半ば迄のわが国の需要はまかなえる見通しである。その内長期購入契約によるものが78%、開発輸入等が22%となっており、開発輸入比率がフランスの100%、西独の50%と比較して低い。1990年代後半に新規調達が必要となるが、長期的には開発輸入比率の増大を目指す。

ウラン備蓄については天然ウランの先行手配等により実質的に実施されているが、国内備蓄に関しては体制が整備されていない。

(2) 濃縮 (図-4)⁴⁾

わが国は現在全面的に海外に依存している。2000年頃までのわが国の濃縮需要は、アメリカ、フランスとの濃縮委託契約と現在国内で建設を進めている濃縮工場で、十分確保出来る見通しである。順次国内濃縮を拡大することが期待されている。濃縮の国内事業化を図るために必要な遠心分離法技術は既に確立しており、更に新素材を用いた遠心分離機、レーザー法、化学法の技術開発が行われている。

(3) 再処理

イギリスとフランスに合計約6,000トン・ウランの使用済燃料の再処理を委託している。国内においては、動燃事業団の東海再処理工場が運転している。

(4) MOX燃料加工

現在動燃事業団で実施されている。

3.2 原子燃料サイクル戦略の概要

(1) フロント・エンド

フロント・エンド (天然ウランの採掘精錬、転換、濃縮、成型加工) については、軽水炉時代の長期化に対応して、積極的に技術開発と事業の確立を図る。

天然ウランの確保について、供給源の多角化、開発輸

入比率の増大に努め同時に先行的な資源確保を図る。濃縮は、経済性の向上に努めつつ、わが国全体の技術開発力を生かし供給能力の向上を図る。レーザー法濃縮技術については、官民協力して技術開発を加速する。

(2) バック・エンド

わが国における原子力平和利用を主体的かつ安定的に推進していくため、また高速増殖炉時代への円滑な移行のため、使用済燃料は国内で再処理することを基本とする。このため、第一民間再処理工場で国内技術の確立を図り、その後も技術の蓄積及び開発に努める。プルトニウムは、高速増殖炉に用いることが効率的であるが、高速増殖炉実用化迄の間は、新型転換炉とプルサーマルを進めることにより、プルトニウム取扱技術の定着、民間におけるプルトニウム利用体制の早期確立を図る。第二民間工場については、経済性、プルトニウムの需要、再処理技術の維持向上等を勘案し、その建設時期を決める。この場合、2010年頃の運転を目途とする。

4. 再処理について

以上、原子燃料サイクルについてその概要を説明したが、以下においてはその中の再処理について、世界の現状と日本の状況ならびに日本原燃サービス(株)が計画している再処理工場の概要を紹介する。

4.1 世界の主要国の再処理情勢

世界中の主要な再処理工場と再処理実績は次ページ表2の通りである。

(1) イギリス

BNFL (英国核燃料会社) がセラフィールド (イングランド西北部) にある再処理工場を主としてガス炉燃料の再処理に実績を有する。1973年に軽水炉燃料再処理中にトラブルが発生し、以降軽水炉燃料の再処理を中止している。(ガス炉燃料は継続している) 現在は1992年運開を目指して、軽水炉と改良型ガス炉の使用済燃料用に年間処理能力1,200トン (平均燃焼度35,000MWD/トン) のTHORP (Thermal Oxide Reprocessing Plant) を建設中である。使用済燃料プールは既に部分運開し燃料の貯蔵を行っている。セラフィールドからの放出放射線低減化対策を行っている。

(2) フランス

コジェマ (COGEMA : フランス核燃料会社) はマルクール (UP-1) とラ・アージュ (UP-2) に再処理工場を所有している。(UP : Usine Pluto-

表2 主要再処理工場・再処理実績

現在操業中の再処理工場

国名	設置者	所在地	処理能力	操業開始年	累積処理量
フランス	COGEMA	マルクール(UP1)	天然ウラン1000トン/年	1958年	3,250トンU*
		ラ・アーグ(UP2)	天然ウラン 800トン/年	1967年	4,900トンU*
		(UP2-HAO)	濃縮ウラン 400トン/年	1976年	2,100トンU*
イギリス	BNFL	セラフィールド	天然ウラン1500トン/年	1964年	約30,000トンU
西ドイツ	WAK	カールスルーエ	濃縮ウラン 35トン/年	1971年	70トンU
日本	動燃事業団	茨城県東海村	濃縮ウラン 0.7トン/年	1981年	約400トンU**
米 国	エネルギー省	サバンナ・リバー ハンフォード	軍事用施設のため 詳細不明	1954年 1956年	合計63,400トンU (250トンU)
	(NFS 1972年操業終了)	ウェストバレー	濃縮ウラン 300トン/年	1966年～ 1972年	

* 1987.12 (発電炉のみ) ** 1988.5

建設中・計画中の再処理工場

国名	設置者	所在地	処理能力	操業開始年 (予定)
フランス	COGEMA	ラ・アーグ(UP3)	濃縮ウラン 800トン/年	1989年
		ラ・アーグ(UP2 ～800)	濃縮ウラン 800トン/年	1992年
イギリス	BNFL	セラフィールド (THORP)	濃縮ウラン1200トン/年	1992年
西ドイツ	DWK(注)	バックースドルフ	濃縮ウラン 350～500トン/年	1992年
日本	日本原燃サービス	青森県六ヶ所村	濃縮ウラン 800トン/年	1995年頃

(注) WDK: 西ドイツ原子燃料再処理会社

nium) UP-2は軽水炉燃料を年間400トン処理中。1987年迄の累計で約2,100トン。軽水炉燃料の再処理に関しては最も豊富な経験を有する。(商業用のガス炉燃料は累計で約8,100トンを処理)

1989年完成を目標に軽水炉燃料専用年間処理能力800トン(平均燃焼度35,000MWD/トン)のUP-3を建設中である。使用済燃料プールは既に部分運開し燃料の貯蔵を行っている。

さらに、1992年を目標にUP-2を800トン/年に増容量する計画である。

(3) ドイツ

- ・カールスルーエで35トン/年のプラントを運転中。
- ・バックースドルフ(バイエルン州)に再処理工場の建設を進めている。計画の概要は以下の通りである。

運開予定 : 1997年

サイト面積 : 134ha

年間処理量 : 350(平均)～500(最大)トン

平均燃焼度 : 40,000MWD/トン

再処理前冷却 : 7年以上

貯蔵容量 : 1,700トン(内1,500トンはキャスク

貯蔵)

・現在燃料受け入れ施設、モックアップ施設(実規模試験施設)の建設を行っている。

(4) アメリカ

商業用再処理とプルトニウム利用は1978年に無期限延期された。現在はエネルギー省が国防用の再処理工場を所有している。

4.2 日本の再処理情勢

原子力ビジョンに基づくわが国の、再処理の需給見通しと今後の課題は以下の通りである。

現在国内で発生する使用済燃料は、動燃事業団の東海再処理工場と海外(BNFL及びCOGEMA)への再処理委託で処理されている。

日本原燃サービスは1990年代半ば頃に800トン/年の再処理工場(第一民間再処理工場)を運開させる。

更に、2010年頃を目途に第二民間再処理工場を運開させる事とすると、国内の再処理需給バランスは図-5⁴⁾のようになる。

図-5の手当必要量については、再処理が行われるまでの間、適当な管理を行う。このため使用済燃料の高密

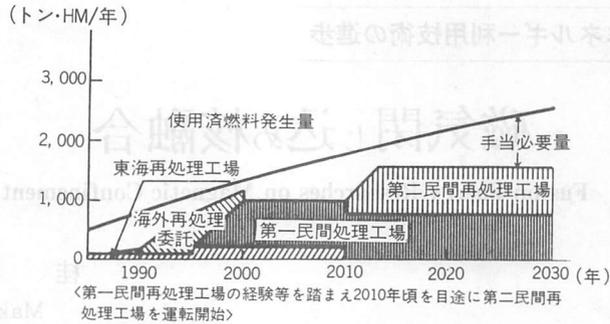


図-5 国内の再処理需給

度貯蔵，乾式貯蔵の検討を行う。

4.3 日本原燃サービス再処理工場計画の概要

日本原燃サービス(株)が建設を計画している再処理工場の概要，スケジュール，1989年1月末現在の進捗状況は以下の通りである。

- (1) 工場の位置 青森県上北郡六ヶ所村
- (2) 再処理施設の概要

対象燃料 : 軽水炉使用燃料
 再処理方法 : ピューレックス法
 使用済燃料貯蔵プール容量 : 3,000トンU
 再処理能力 : 年間約800トンU
 燃焼度 : 45,000MWD/トン
 (海外再処理返還廃棄物貯蔵施設を併設する)

(3) スケジュール 近々に事業指定申請を行う，その後1991年頃から建設工事に着手し，1990年代半ば頃に運転開始の予定。

(4) 現状

- 用地取得

工場用地及び専用道路等約390haの大部分を，購入済みである。

- 立地環境調査
 施設の設計，安全性の実証及び環境保全対策のための基礎資料とするため，自然環境調査を1985年に始め，ほぼ終了した。
- 事業許可申請
 昨年4月から科学技術庁に予備説明を行っているが，近々申請を予定している。

引用及び参考文献

- 1) 原子力委員会編「原子力白書(昭和62年版)」(1987)
- 2) 鈴木篤之；「原子力の燃料サイクル」(1985)，電力新報社。
- 3) 日本原子力産業会議「原子力年鑑(昭和62年版)」(1987)，日本原子力産業会議
- 4) 通商産業省編「21世紀の原子力を考える」(通称「原子力ビジョン」)(1986)，通商産業調査会

