

## 核燃料開発と将来

## Overview and Prospects of Nuclear Fuel Cycle Development

松原 伸一\*

Shinichi Matsubara

## 1. はじめに

一般に、原子炉で「燃焼」させる核燃料物質としては、ウラン及びその核変換生成物であるプルトニウムと、トリウム及びその核変換生成物であるウラン-233がある。ウランは、天然ウランの中に0.71%だけ含まれるウラン-235が核分裂性物質であるが、ガス冷却炉や重水炉のような高転換比の熱中性子炉では天然ウランのまま、また、軽水炉や高温ガス炉のような熱中性子炉では、ウラン-235の比率を高めた、いわゆる「濃縮ウラン」として、それぞれ燃焼させることができる。

一方、トリウムには、核分裂性物質が含まれていないため、それだけでは原子炉の核燃料とはならず、濃縮ウラン又はプルトニウムと混合して原子炉に装荷し、核分裂性物質であるウラン-233に変換してから初めて核燃料とすることが可能になる。

かつ、プルトニウム又はウラン-233を核燃料として利用するためには、使用済燃料の再処理、プルトニウム又はウラン-233の再加工等の、いわゆる核燃料サイクルバックエンドをそれぞれについて確立する必要があり、莫大な費用と多数の技術者とを投入しなければならない。

これらの理由から、トリウム及びウラン-233については、例外的な場合を除いて、世界的にも来世紀半ば以前にその核燃料としての実用化が図られる見通しはないと言われている。むしろ、天然ウランの99.3%を構成するウラン-238を最も効率的にプルトニウムに変換できる高速増殖炉(FBR)が長期的には原子力発電の主流を占めて、プルトニウムが過剰状態になるときに、それを利用し、トリウムをウラン-233に変換して核燃料にすると考えるのが合理的である。

従って、当分の間核燃料の開発は、ウラン-プルト

ニウム系の核燃料サイクルの開発が主流になると言える。また、プルトニウムを利用する高速増殖炉(FBR)、新型転換炉(ATR)及び軽水炉リサイクル等は、それぞれ、また開発・実証の段階にあって、それらの実用化は来世紀に入ってからになると想定されるので、今世紀において実用化される核燃料サイクルは、軽水炉のそれが中心になる。

わが国の原子力発電は、現在、軽水炉発電所を主流として、総発電量の約20%を占め、石油代替エネルギーの中核としてその役割を果している。しかし、その軽水炉の核燃料サイクルについては、ウラン燃料加工を除きその殆んどを海外に依存しているほか、放射性廃棄物の処理処分技術については、国際的にもまだ未実証の状態にあり、そのため、「原子力発電はトイレなきマンション」などとさえ言われている。その対応として、通商産業省総合エネルギー調査会原子力部会の基本政策小委員会は、昭和59年7月に「自主的核燃料サイクルの確立に向けて」と題する答申を行い、核燃料サイクル事業化の基本的な方向を示している。

その意味で、さきに、電力界等が中心になって、ウラン濃縮、使用済燃料再処理及び放射性廃棄物貯蔵の核燃料サイクル主要3施設の事業化方針を決め、それらの、いわゆる3点セットの立地を青森県下北半島の六ヶ所村に選定して関係機関に正式な申し入れを行ったことは、わが国の核燃料サイクル開発が新段階に入ったことを示すものである。

このような状況のもとで、ウラン資源及び核燃料サイクル技術の開発の中心的役割を担ってきている動力炉・核燃料開発事業団(以下「動燃」と言う。)は、電力界等が中心になって進める事業化を国際競争力のある産業として成功させるために、事業主体及び受注メーカー等への効果的な技術協力・技術の高度化開発・安全研究及び保障措置研究等の実施、並びに核不拡散上機微な技術情報の管理などを行って、それに積極的に参画する必要があると考えられる。

\* 動力炉・核燃料開発事業団企画部部長

〒107 東京都港区赤坂1-9-13 三会堂ビル

以下に、動燃が進めている業務を中心にわが国の自主的核燃料サイクルの開発と将来について展望する。

## 2. ウラン資源開発と将来

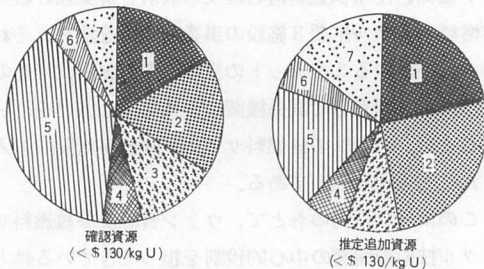
### 2.1 ウラン資源

ウランは地球の地殻部分に濃集し、その平均品位は2～3ppmである。しかしウラン鉱床として成り立つためには、その品位が0.2% $U_3O_8$ 程度迄濃集している必要がある。

在来型のウラン鉱床はその地質的環境から次の7つに分類される。(1)石英中礫礫岩型、(2)不整合関連型、(3)火成岩及び変成岩中のマグマ、ペグマタイト、接触鉱染型、(4)鉱脈型、(5)砂岩型、(6)表成型、及び(7)その他の鉱床である。この他に現在は経済性を持たないか、又は少量のウランが副産物として回収されているに過ぎない低品位の(磷酸塩、モナズ石、黒色頁岩、石炭等)非在来型資源が存在する。

国際原子力機関(IAEA)及び経済協力開発機構原子力機関(OECD・NEA)は、各国政府より入手した資料をもとに世界のウラン資源とその需要についての報告をほぼ2年毎に刊行している。

1983年報告による世界のウラン資源は、その存在の確実性から(確認、推定追加-1、推定追加-2、期待資源)4つに分類され、更に生産原価より3つに区分されている(\$80/kgU以下、\$80-130/kgU、\$130-260/kgU)。この内でも今後の需要予測等に利用される資源量は、既知鉱床中に存在し、\$130/kgU以下で回収できる確認及び推定追加資源-1である。1983年12月現在の\$130/kgU以下の確認資源量



1. 石英中礫礫岩鉱床
2. 不整合関連型鉱床
3. 火成岩および変成岩中の岩漿性、ペグマタイト質、接触交代起源の鉱染鉱床
4. 鉱脈鉱床
5. 砂岩型鉱床
6. 表成鉱床
7. その他の鉱床

図-1 鉱床型別のウラン資源分布図

は225.5万tU、推定追加資源-1は142.1万tUである。これらの資源の鉱床型別の分布を図-1に示す。

### 2.2 ウランの需給

1973年及び1979年の2度の石油危機により、ウランのスポット価格は73年の6ドル/ポンドが79年には43ドル/ポンド迄に上昇したが、その後は下落を始め、1984年には17ドル/ポンド近傍で低迷している。この下落の原因は様々であるが、最大の要因は需要の後退である。

今後のウラン供給能力は、1980年代末迄はほぼ横這いで、90年代始めには年間必要量に見合う程度になり、それ以後の供給能力は需要を下回るために現在待機中或いは現在計画中の施設の完成が必要になる見通しである。同時に、1983年1月現在の埋蔵量と比較してみると、現在の推定追加資源-1迄が全量回収出来ると仮定すると、2000年以降もこれら資源で十分賄う様に見える。

### 2.3 将来のウラン資源の確保

わが国の将来の原子力発電に必要なウラン資源の確保策については、各電力会社により長期購入契約(80%)と開発輸入(約20%)方式により手当てされている。現時点では、1990年代前半迄に必要なウランはほぼ手当て済みであるが、1990年代後半から2000年にかけては、年間必要量が10,000tUから12,000tUに達し、以降は大幅に増加してゆく見通しである。

FBRの実用化が遅れるにつれ、ウランの必要量は増加してゆくので、わが国も自国のウラン資源確保のために新規鉱床の発見に大いに努めるべきであり、そのため、日本が今後必要とする末手当てウラン量の約半分を自主開発により賄う事(1990年代後半で毎年約4,600tU)を国の目標として、動燃を始め政府、民間企業等がこの目標の下に探査を実施している。

動燃は、そのターゲットを主要ウラン生産地であるカナダ、オーストラリア、西アフリカに置き探査を実施している。ウラン探査開始から生産開始迄のリードタイムは、最近では約15年と更に一段と伸びてきている。1995年以降に生産を開始するためには、今から探査を新たに開始しては遅すぎる状態にあるのが現状であり、今後も積極的に探査開発を行わねばならない。

## 3. 濃縮ウラン国産化と将来

### 3.1 ウラン濃縮の現状

ウラン濃縮は軽水炉に必要な濃縮ウランを供給するために不可欠で、経済的には再処理と同様に核燃料サ

イクルコストの½を占め、発電コストに大きな影響を与えるほか、濃縮ウランの輸入に当っては、供給国による再処理の事前同意等の条件が付くため、その安定供給と核燃料サイクルの自主性確保の見地から早期国産化が望まれているものである。一方、技術的には核不拡散上機微なものとされており、技術移転が制限されていることから、高度な技術を自主開発で達成せねばならないことに特徴がある。

世界的に原子力計画が急速な進展を見せた1970年代の初め、大規模原子力計画を有する国々は、将来の需要に備え商用濃縮施設の建設を計画した。1979年には、仏国を中心とした多国籍事業体であるユーロディフが生産を開始し、それまで米国が唯一の供給者であったウラン濃縮市場に参画した。続いて、英・西独・蘭3国からなるウレンコが1980年に商用プラントの運転を開始させ、ウラン濃縮供給源の多様化が進んだ。しかしながら、最近の原子力計画の停滞により需要が当初の予定通りには伸びず、現在は大巾な供給過剰状態になっている。このため各濃縮事業体は、当面の受注を得るべく厳しい市場獲得競争を展開する一方、将来的なより経済性のあるウラン濃縮技術を完成するため、激しい技術開発競争が進められている。

表1に示すように、世界のウラン濃縮生産能力は現在約4万2千トンスWU/年で、この内の約¾が米国DOEで、約¼がユーロディフで占められている。一方、1983年の実生産量は約2万トンスWUで、施設利用率は

50%を割る供給過剰状態になっている。特に米国は設備利用率が40%を割り、かつて独占的であった市場占有率も50%を割っている。

### 3.2 わが国の遠心法ウラン濃縮の開発

昭和57年3月、遠心分離機約7,000台から成るウラン濃縮パイロットプラントが全面運転を開始し、濃縮技術保有国としての国際的地位を得た。更に動燃は国際競争力あるプラントを目指し、信頼性及び経済性を実証する原型プラントの建設を進めており、昭和63年に全面運開の予定である。原型プラント以降の事業化については、電力会社を中心となって計画を進めている。動燃は原型プラントの建設を進める一方、ウラン濃縮国産事業化を支援するための研究開発も積極的に進めている。特に、濃縮プラントの建設費の半分以上は遠心分離機が占めることから、このコスト・ダウン及び分離性能向上が開発の中心となっている。遠心分離機の分離性能は、回転速度の4乗と回転胴長さに比例することから、高速度化・長胴化が指向され、既にパイロットプラント機の50%以上の性能を有する遠心機を開発し、この機種を原型プラントに採用する予定である。また、遠心機を集積化することにより据付面積及び部品点数の減少を可能にし経済性を高めることにも成功した。さらには、大巾な高速度化が図れる複合材料回転胴遠心機の開発もすすめられている。

### 3.3 レーザーウラン濃縮技術の開発

商業プラントは、2000年頃に3,000トンスWU/年を目

表1 ウラン濃縮事業体の供給能力の現状(1983年)

事業体	工場名	サイト	建設期間	分離法	能力tSWU/y	1983年実生産量tSWU	総生産量tSWU
USDOE	Oak Ridge 工場	テネシー州	1971~1981改造	ガス拡散法	7,700 *1	9,777	354,652
	Paducah 工場	ケンタッキー州	"	"	11,300 *1		
	Portsmouth工場	オハイオ州	1971~1983改造	"	8,300 *1		
	G.D.Comolex計				27,300		
BNFL	Carpenhurst工場	Carpenhurst	1970年代に改造	"	(400) *2	0 *3	~6,000 *4
Techsnubexport				"	3,000 *5	3,000 *5	~14,000 *6
Eurodif	Tricastin 工場	Tricastin	1974~1982	"	10.800	6,500	~25,000
Urenco	SP-2	Almelo	1971~1975	遠心分離法	25	~1,000	~2,300
	SP-3	"	1974~1980	"	200		
	SP-4	"	1980~	"	400 *7		
	E21	Carpenhurst	1974~1980	"	200		
	E22	"	1980~	"	200 *7		
Urenco 計				~1,000			
PNC	ウラン濃縮試験工場	人形峠	1977~1982	遠心分離法	~50	~50	
総計					~42,150	~20,327	~422,079

\*1) 1971~1981(Portsmouthの場合は1983)のCIP/CUP増強後の能力 \*2) 1970年代前半の改造後の能力 \*3) 1982年9月に閉鎖

\*4) 原発用の生産量のみ \*5) 輸出力 \*6) 1976~1983の輸出力 \*7) 1983年末現在の容量

標に計画されている。ところで、濃縮需要のピークはFBR導入時期に以存するが、導入時期が2015年頃とすると、ピークは2020年で年間16,000トンのSWU程度となる。これに対し、現在の海外契約確保量では大巾な不足を生じることになる。この不足分は、当然ながらナショナル・セキュリティ上国産化を図るべきで、このためには国際競争力のある価格で濃縮ウランを生産する技術を開発しなければならない。

この将来技術として、レーザー濃縮法(原子法と分子法がある)が期待されている。レーザー法は、米国、仏、西独、英国等で開発が進められているが、特に米国では昭和57年4月に将来技術として原子法を選択し、昭和60年5月には遠心法との比較検討結果が出される予定で、60年度予算ではレーザー法開発費として78百万ドル(約200億円)が計上され、過去10年間で既に1,000億円に近い研究費が投入されている。

わが国では、原研(原子法)及び理研(分子法)において基礎的試験が行われており、昭和64年度までにこれら2つの方法から将来方法を選択する予定である。昭和65年度以降は、遠心法と同様に大規模プロジェクトとして推進する必要がある、動燃はこれに備え準備を進めている。

#### 4. プルトニウム燃料開発と将来

使用済燃料の再処理によって、プルトニウム及び未消費ウランと核分裂生成物とが分離されるが、前者は再加工されて原子炉で再利用される。これに関するプルトニウムの転換及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の加工については、動燃がそのFBR及びATRの開発と並行して、それらの核燃料を開発及び供給する目的から、東海事業所のプルトニウム燃料開発施設を建設・運転してきている。わが国のプルトニウム利用は、1990年代半ば以降に軽水炉リサイクルが本格化しない限り、当分の間は、新型動力炉の開発・実証用に限られることから、動燃が中心になってその技術の実証が図られることになろう。

##### 4.1 プルトニウム燃料製造

動燃はプルトニウム・ウラン混合酸化物(MOX; Mixed Oxide)燃料の製造に関する技術開発を、昭和40年以来東海事業所プルトニウム燃料第1開発室を中心に取り組んできた。さらに、昭和47年に操業を開始したプルトニウム燃料第2開発室は、わが国唯一のMOX燃料製造施設として、ATR用燃料製造設備(ATRライン)及びFBR用燃料製造設備(FBR

ライン)を有し、ATR原型炉「ふげん」、FBR実験炉「常用」の運転に必要な燃料を製造、供給している。これらプルトニウム燃料開発施設において製造されたMOX燃料は、プルトニウム燃料第1開発室で製造された各種照射試験用試料を加えると約70トンのMOXに達している。

FBR原型炉「もんじゅ」の開発と並行して、FBR燃料製造技術開発施設(製造能力:5トンのMOX/年)の建設を昭和57年に着手し、昭和61年に完成させる予定である。また、本施設に隣設してATR実証炉燃料製造技術開発施設(製造能力:40トンのMOX/年)の建設準備を進めている。

両燃料製造技術開発施設(プルトニウム燃料第3開発室)は、設備増強により増産可能である。ここでは、本格的なMOX燃料製造施設に不可欠な遠隔自動化技術を採用しており、これはプルトニウム燃料第2開発室において得られたわが国独自の開発成果であり、将来のMOX燃料製造工場の「原型工場」と位置付けられるものである。

#### 4.2 プルトニウム転換技術

##### (1) マイクロ波加熱直接脱硝法

使用済燃料の再処理によって抽出されたプルトニウムは硝酸プルトニウム溶液の状態であり、核燃料とするためには酸化物粉末に転換しなければならず、再処理技術及び核燃料の製造技術と並んで転換技術の開発が不可欠である。

動燃では、東海再処理工場の運転に関する日米再処理交渉の結果を踏まえて、世界に先がけてマイクロ波加熱直接脱硝法(MH法)による混合転換技術の開発を進めてきた。

MH法による転換技術は、他の単体転換法の「修酸沈澱法」や混合転換法の「流動床直接脱硝法」等に比して次のような特長を有している。

- i) 得られた脱硝酸化物の1次粒子は極めて細かく、活性度が良好で燃料製造に適している。
- ii) キャリアガスや添加溶液等が不要であるため、廃気及び廃液発生量が少ない。
- iii) MH法の原理は簡単なことから工程数が少なく、施設を小型化でき運転保守が容易である。
- iv) 単体転換法に比べて核拡散抵抗性が高い。

##### 2) MH法の開発状況と今後の計画

MH法は、実験室規模での研究の後、昭和54年に転換能力2kg MOX/日をもつ混合転換技術開発試験設備を完成させ、さらに東海再処理工場のプルトニウム

生産能力に見合った10kg MOX / 日の転換能力を有するプルトニウム転換技術開発施設を昭和58年に竣工させ、それに続く順調なプルトニウム試験により技術が実証されつつある。得られた MOX 粉末は「ふげん」燃料の原料として供給している。

今後は、施設の運転試験を継続するとともに、運転により得られた技術成果と経験、加えて脱硝工程の容量アップのための連続化を目的とした連続脱硝試験設備計画を通じて得られる知見を、大型再処理工場に対応した大型転換施設の設計に積極的に反映させていく予定である。

## 5. 使用済燃料再処理と将来

軽水炉燃料再処理の開発については、動燃がフランスの主工場技術を導入して、0.7t / 日の規模の東海再処理工場を建設し、1977年に運転を開始させ、運転・補修・手直し及び関連研究開発を行ってきた。一方、日本原燃サービス㈱は、商業再処理工場の建設を計画しており、動燃はこれに全面的な技術協力を行うほか、将来の増設工場及び高速炉燃料再処理のための技術開発を積極的に推進することとしている。

### 5.1 軽水炉再処理

#### (1) 東海再処理工場の現状

わが国における軽水炉燃料再処理は、昭和52年に動燃東海再処理工場で J P D R 燃料を処理した事に始まり、現在までに 174 トンを処理している。また、約 1 トンのプルトニウムを回収し、F B R 実験炉及び A T R の燃料として使用している。

一方、同工場の運転により、軽水炉燃料再処理において解決すべき項目が明確となってきている。即ち、

- i) 燃料の溶解槽や酸を濃縮回収する蒸発缶等、硝酸を沸騰状態で使用する装置の耐食性、
- ii) 剪断チップや不溶性残渣等を取扱う工程内の送液システム及び配管等の閉塞の2項目である。

装置の耐食性については、現在種々の対応が図られている。例えば、新材料の開発による装置の長寿命化、減圧蒸発等による腐食環境条件の緩和が挙げられる。

2 番目の不溶性残渣等による閉塞の問題については、溶解装置及び送液システムの改良のほか、不溶性残渣を出来るだけ後の工程に分散させないように、清澄工程で固体廃棄物化する等の検討を進めている。

このように、東海再処理工場の運転を通し軽水炉再処理の技術的問題が把握され、これらの問題の解決を図りながら次代の発展への基礎がためを行うとともに

貴重なノウハウが蓄積されている。また、A T R など新型炉の燃料再処理の実証も計画されている。

#### (2) 大型再処理施設の建設

現在、日本原燃サービス㈱が商業規模の再処理工場計画を進めている。この工場は、東海工場の数倍の規模であり、信頼性及び経済性を重視しなければならない。従って、信頼性の高い設備の選択と実証、設備の点検等の容易性、廃棄物発生率の低減、操業人員を少なくする等の対策に十分な配慮を払わなければならない。また、安全性と同時に経済性を加味した合理的設計基準の確立も重要な課題である。

上記の観点から、東海再処理工場で得られる技術蓄積及び経験を十分評価・活用すること及び諸外国で実用化されている新技術の評価・採用も考慮する必要がある。

今後、再処理技術開発を継続的に実施してゆくことが、国内再処理技術の成熟・高度化、信頼性及び経済性の更に優れた第3再処理工場建設につながるものである。

### 5.2 高速炉燃料再処理

F B R 燃料のリサイクル技術の確立が伴ってこそ、F B R の有効性が実現できることになり、プルトニウムやウランを回収する再処理技術はその要として必要不可欠なものである。

F B R 燃料の再処理技術は、基本的には軽水炉燃料と同じ技術（ビューレックス法）を応用することになるが、F B R 燃料に特有の課題、例えば、燃料集合体の基本構造のちがいが（燃料ピン束を厚さ約 3 mm のステンレス製ラッパ管が覆っていること、燃料ピンに細いステンレス製ワイヤが巻きつけられていることなど）、燃料中に冷却材の金属ナトリウムが残存する可能性があること、燃焼度が高くなるため核分裂生成物の含有率が高く放射エネルギーが多いこと、燃料中のプルトニウム含有量が多いこと等に対処するための技術開発が必要である。

動燃では、これらの開発課題に対して東海事業所において、再処理工程の前半部に当る前処理工程のプロセス機器を、連続かつ実規模で模擬した試験装置によるモックアップ試験、抽出器開発としてのパルスカラムによる試験、電解還元法によるプルトニウム還元分離装置の試験、遠隔保守技術開発等を実施している。また、高レベル放射性物質研究施設(C P F)においては、F B R 実験炉「常陽」で照射された燃料を用いて、ホットによる再処理試験が実験室規模で行われており、

回収されたプルトニウムは燃料に加工され、「常陽」に再装荷されており、実験室規模ながら国内で初めてFBR燃料のリサイクルが実現されている。

## 6. 放射性廃棄物の処理処分

以上の核燃料の開発及び生産に伴って発生する放射

性廃棄物の処理処分についても、動燃が中心になってその開発・実証を行うことになっており、現在、東海事業所等において、高レベル廃液の固化パイロットプラントを始めとする各種処理施設の開発を進めているほか、2000年頃での地層処分の開始を目標に、サイト適地の選定及び技術開発を行っている。

