

© 1985 ISIJ

原子力発電と原子燃料



岡 島 安二郎*

Nuclear Power Generation and Nuclear Fuel

Yasujiro OKAJIMA

1. 原子力発電と原子燃料サイクル

1.1 原子力発電の状況

わが国の原子力発電は、1963年10月26日、日本原子力研究所の動力試験炉 JPDR (BWR, 12 MWe) の運転で始まった。また、商業発電は、1966年7月25日、日本原子力発電(株)の東海原子力発電所 (GCR, 166 MWe) の運転開始が最初で、その母体となつた英国コールダーホール発電所の運転開始より約10年後のことであつた。

東海炉の運転開始から18年後の1984年6月30日現在、世界の運転中の原子力発電所は総計25カ国、311基、約2億900万kWに達している。わが国は27基、約1897万kWで、米・仏・ソについて世界の第4位に位置している(表1¹⁾)。

世界の原子力発電所を炉型別に見ると、軽水炉(沸騰水型炉 BWR と加圧水型炉 PWR の総称)が運転中のものの80%を、また建設中のものの88%を占める(図1¹⁾)。わが国の運転中27基のうち25基は軽水炉(BWR 14基, 1075.9万kW, PWR 11基, 791.8万kW)で、発電設備容量の98.5%を占める。また、建

設中・計画中のものほとんどが軽水炉となつている。

わが国の軽水炉発電は1970年に始まつたが、同年代の中頃、BWRの配管応力腐食割れやPWRの蒸気発生器伝熱管漏洩等を始め、種々の故障が発生した。これらを改善するため、原子炉を停めて徹底的な原因究明および対策実施が官民の総力をあげて行われた。その結果、設備利用率は一時期40%を割るまでに低下したが、対策の確立や慎重な運転・保守が功を奏して近年著しく向上し、1983年度には、設備利用率は平均71.6%、発電

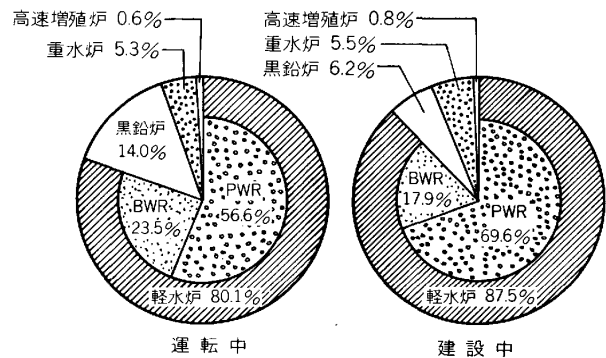


図1 世界の炉型別原子力発電設備容量の割合¹⁾ (グロス電気出力)

表1 世界の原子力発電設備容量¹⁾ (1984-6-30 現在)

(単位: 万 kW, グロス電気出力)*

順位	国名	運転中		建設中		発注済み		計画中		総計	
		出力	基数	出力	基数	出力	基数	出力	基数	出力	基数
1	アメリカ	6810	82	6321.6	54	239.2	2			13370.8	138
2	フランス	3109.9	38	2840.6	23	133	1	840.4	6	6923.9	68
3	ソビエト連邦	2275.5	38	3444	34			4050	38	9769.5	110
4	日本	1896.6	27**	1128	11			633.3	8***	3657.9	46
5	西ドイツ	1287.3	13	1132.6	10	130.3	1	1215.3	9	3765.5	33
6	イギリス	1078	35	463.2	7			114.4	1	1655.6	43
7	カナダ	825.5	14	805.2	10					1630.7	24
8	スウェーデン	770.7	10	220	2					990.7	12
	その他	2851.8	54	4367.3	61	284.2	4	5900.2	65	13403.5	184
	総計	20905.3	311	20722.5	212	786.7	8	12753.6	127	55168.1	658

(注)* 30000kW以上の炉が対象とされている

** わが国の27基には、動燃事業団の新型転換炉「ふげん」(ATR 16.5万kW)を含む

*** わが国の8基には、高速増殖炉「もんじゅ」(FBR 28万kW)を含む

昭和59年11月19日受付 (Received Nov. 19, 1984) (依頼解説)

* 日本ニュークリア・フュエル(株) (Japan Nuclear Fuel Company, Ltd., 2-3-1 Uchikawa Yokosuka 239)

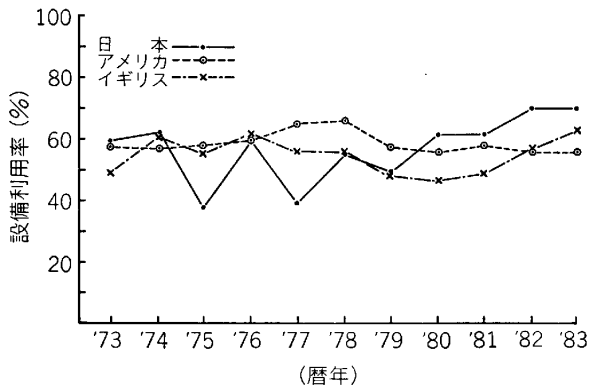


図 2 各国の原子力発電所の設備利用率³⁾ (1973~1983)

電力量は 1137 億 kWh で、全発電電力量の 21.4% に達した²⁾。年 1 回の定期点検 (1982~83 年度平均約 120 日) を義務づけられているわが国では、この値はほとんどフル稼働に近いことを意味しており、原子力先進国の米・英をはるかに抜き、世界第一級のレベルに達したといえる (図 2³⁾)。

1983 年 11 月、総合エネルギー調査会はわが国の長期エネルギー需給見通しを下方修正した⁴⁾。それによると、全エネルギーのうち、原子力は 1982 年度実績で 1730 万 kW、6.9% を占めていたが、1990 年度には 3400 万 kW、10.8% を、1995 年度には 4800 万 kW、14% を占める見通しである。また、電気事業審議会の中間報告⁵⁾によると、発電電力量に占める原子力の割合は、1982 年度 19.5% (実績)、1990 年度 28% および 1995 年度 35% (いずれも目標) とされている。

軽水炉の初期の頃には、高速増殖炉 (FBR) は次世代の炉として、2000 年頃までに実用化され、原子力発電の主流になつていくものと考えられていた。しかし、現在では経済性の制約等から、高速炉の実用化は 2010 年以降と考えられている。軽水炉はその技術的進歩による経済性の向上が絶えず計られてきており、後述するように、ウラン資源の需給緩和とあいまつて、ここ当分は軽水炉の時代が続いていくものと考えられている。

1.2 原子燃料サイクル

石炭や石油等の化石燃料はいつたん燃やしてしまえばそれで終わりであるが、原子燃料の場合には、原子炉で燃やされたものも、再処理・再加工すれば、原子炉に繰り返し使用できる点に特長がある。

軽水炉に使用される原子燃料物質は二酸化ウラン (UO₂) であるが、このものは、まずウラン鉱石を製錬してイエローケーキとし、次に六ふつ化ウラン (UF₆) に転換した後、濃縮施設で核分裂性のウラン-235 (²³⁵U: 天然に存在するウランには約 0.7% 含まれ、残り 99.3% は非核分裂性の ²³⁸U である) の濃度を 2~4% に高め、さらに UO₂ 粉末に再転換後、成形・焼結したセラミックである。軽水炉の炉心では、²³⁵U 原子核は熱中性

子と反応し核分裂して 2 個の別種の原子核 (核分裂生成物—以後 FP という) に変わるが、このとき大量の熱エネルギーを発生する (一般に原子燃料が「燃える」と表現されている)。1 個の ²³⁵U の核分裂で平均 2.5 個の中性子が発生し、この中性子の 1 個は別の ²³⁵U を核分裂させるが、一部の中性子は ²³⁸U を核分裂性のプルトニウム-239 (²³⁹Pu) 等、Pu の原子核に変える。従つて軽水炉での燃焼が進むにつれて ²³⁵U の濃度は減少し、Pu が増加 (生成した ²³⁹Pu も一部炉心で核分裂して熱エネルギーを発生する) していき、FP 中に中性子を吸収する物質が増加し、核分裂が起こりにくくなるので、ある時期に原子炉を停止して、燃えにくくなった原子燃料を取り出し、新しい原子燃料と交換する。しかし、この使用済燃料には、燃え残りの ²³⁵U や、新しく生じた ²³⁹Pu 等が含まれているので、これを再処理して、ウラン、プルトニウムおよび放射能の高い FP に分離する。

プルトニウムは二酸化プルトニウム (PuO₂) にして UO₂ と混合するか、または硝酸水溶液でウランと共沈させたのち成形加工し、PuO₂-UO₂ (MOX という) 燃料として使用する。また、回収されたウランは MOX に使うか、あるいは再濃縮した後 UO₂ 燃料として再利用することも考えられている。MOX 燃料を使用する発電炉には新型転換炉や高速炉が対象とされてきたが、最近では軽水炉での使用 (プルサーマル) も検討されている。

このように、原子燃料に使用されるウランの利用経路が一つの閉回路を作ることから、これを原子燃料サイクル (図 3⁶⁾) という。そして、原子炉に原子燃料を装荷す

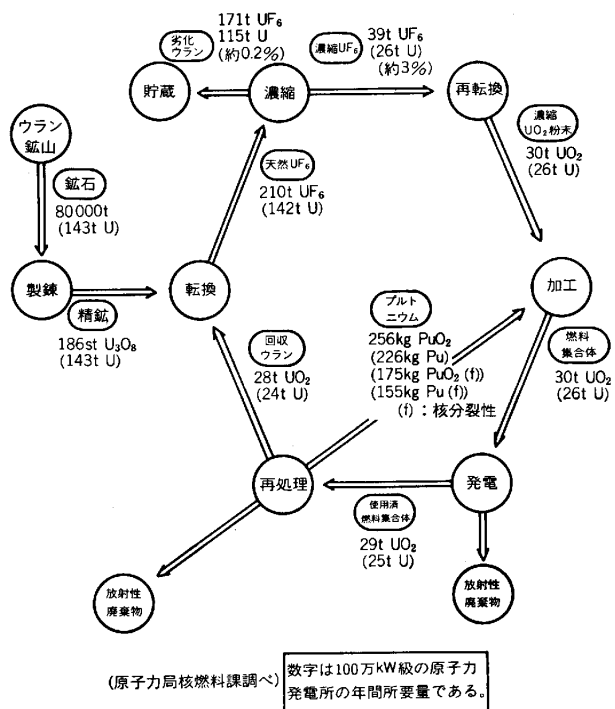


図 3 原子燃料サイクル図⁶⁾

る以前の工程をフロントエンド、原子炉から使用済燃料を取り出し、再処理や廃棄物の処理処分をする工程をバックエンドとよんでいる。

わが国はウラン資源に乏しく、製錬・転換・濃縮・再処理はほとんど海外に依存している状況にあり、石油危機以来、脱石油・自主エネルギーの確保が国策として推進されてきた。1982年6月、原子力委員会は「原子力開発利用長期計画」を策定したが、その中で、わが国の自主的原子燃料サイクルの確立について、次の基本方針を示している。

- (i) 自主的な探鉱開発による天然ウランの安定確保
- (ii) ウラン濃縮の事業化による国内供給割合の向上
- (iii) 使用済燃料の国内再処理および国内再利用
- (iv) Pu は基本的には FBR で利用、その実用化までは ATR や軽水炉で使用。

以下に原子燃料サイクル各分野の状況を簡単に紹介する。

2. 原子燃料資源・製錬・濃縮

2.1 原子燃料資源

1983年12月の経済協力開発機構原子力機関(OECD・NEA)および国際原子力機関(IAEA)の報告書³⁾⁷⁾によれば、\$ 130/kg U 以下のコストで採掘可能な自由世界の確認資源および推定追加資源の総計は約 367 万 t U である。このうち、\$ 80/kg U 以下の確認資源量は約 164 万 t U で、2005 年頃までの需要を満たすことができ、さらに同じコストで開発可能な推定埋蔵量約 101 万 t を加えると、2015 年頃まで需要を賅えると推定されている。しかし、現在のウラン市場の低迷による探鉱意欲の減退、1980 年代後半頃からの米国や一部欧州諸国のウラン新規調達を考慮すると、1980 年代末以降、世界のウラン需給がひつばくすることも考えられる。一方、わが国の電力会社は海外と長期購入契約を結んでおり、現在累積ベースで 19.1 万 st U_3O_8 (1 st U_3O_8 は 0.77 tU 相当) が手当済で、1995 年頃までの需要が確保されている。さらに動燃事業団や民間企業により海外探鉱活動が行われており、1990 年代後半には毎年 3000~3500 st U_3O_8 の供給が見込まれている。1984 年 7 月の総合エネルギー調査会報告⁸⁾では、1990 年代後半での年間所要量の半分(約 6000 st U_3O_8)以上を開発輸入量の目標とするよう提言されており、今後海外探鉱活動がさらに強化されることになる。

2.2 製錬・転換

(1) 粗製錬

ウランは 1 次鉱物として閃ウラン鉱やれき青ウラン鉱に UO_2 や U_3O_8 の形で存在する。さらにこれらの 1 次鉱物が風化により溶出後再析出した 2 次鉱物として、カルノー石やりん灰ウラン鉱等ウランのりん酸塩の形で存在する。それらの鉱石からイエローケーキ(重ウラン酸

ナトリウム等から成り、 U_3O_8 として 70% 程度のウランが含まれている) という中間製品にするまでを粗製錬といい、代表的な工程を図 4⁹⁾ に示す。一般に鉱石中のウラン分は 0.1~0.3% U_3O_8 程度のものが多く、粗製錬はウラン鉱山の近くで行われるのが普通である。

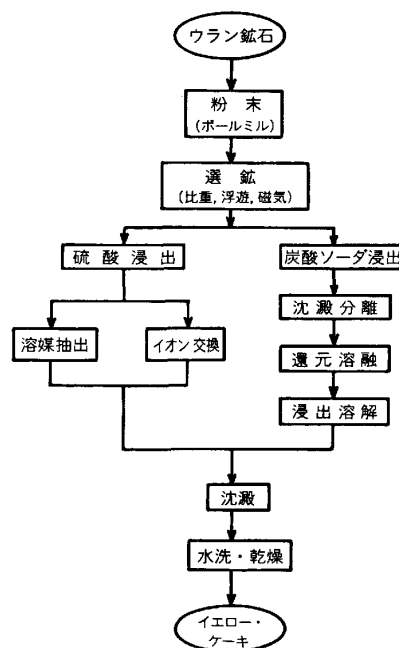


図 4 ウラン鉱の粗製錬過程で用いられる主な工程の例⁹⁾

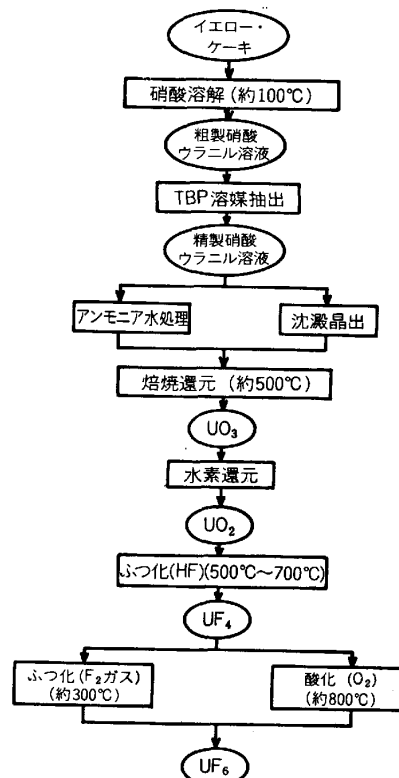


図 5 精製錬過程で用いられる工程の例⁹⁾

(2) 精製錬 (転換)

イエローケーキから原子炉用ウラン化合物まで精製する過程を精製錬といい、例を図5⁹⁾に示す。この工程で天然ウランを原子炉に用いる場合には、 UO_3 を還元した UO_2 から燃料を製造できる。軽水炉のように低濃縮ウランを原料とする場合には、この UO_2 をいつたん UF_4 にした後、六ふつ化ウラン(UF_6)にする。これを転換という。 UF_6 は常温常圧では固体であるが、1 atm, 56.4°C で昇華して気体となる。なお、 64°C , 1138 mm Hgでは固・液・気3相が共存する三重点を示す¹⁰⁾(図6)。 UF_6 は水・アルコール・ベンゼン・パラフィン等ともよく反応するので、取扱いや装置材料に注意を要する。

わが国の動燃事業団では、イエローケーキを経ずに、ウラン鉱石から直接 UF_4 を得るPNCプロセスとよばれる独自の方法を開発し、年産能力約200 tU(約300 t UF_6)の転換パイロットプラントを岡山県人形峠に建設し、1982年3月から運転を開始して、同地区のウラン濃縮パイロットプラントへ UF_6 を供給している。

(3) 海水中ウランの採取

1 tの海水中には平均して約3 mgのウランが含まれており、全世界の海水中には約30億tのウランが存在する。海水中のウランは炭酸ガスと結合し安定な炭酸ウラニルという錯塩($\text{UO}_2(\text{CO}_3)_2$)を形成していると考えられている。このウランの採取には吸着法が各国で研究されている。このプロセスの概念図を図7⁹⁾に示す。きわめて大量の海水を処理するので、長寿命で吸着能等のすぐれた吸着剤が必要となる。

わが国では通産省工業技術院四国工業試験所が大学・民間企業と共同研究の結果、1982年7月、海水からイエローケーキの形で4.1 g採取した。グラム単位で海水からウランが採取されたのは世界最初のことである。現在、金属鉱業事業団が海水ウラン回収事業のモデルプラント(能力10 kgU/年)を1981年から香川県仁尾町に建設中で、1984年度末完成、1985年度後半以降運転開始の見込みである。ここでの最終濃度は約2800 ppmUの予定で、その後はウラン鉱石の製錬と同様の方法で処

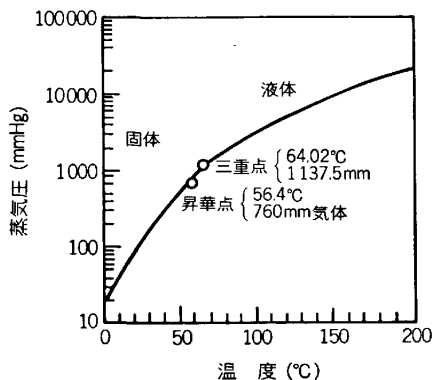


図6 UF_6 の状態図¹⁰⁾

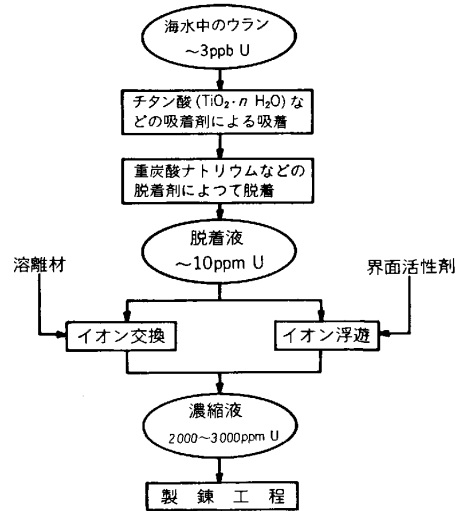


図7 海水からのウラン採取方法の一例⁹⁾

理される。現在はまだコスト的には問題にならないが、将来予想されるウラン資源の潤渇や値上がりに対抗する方法となるよう期待される。

2.3 ウランの濃縮

(1) ガス拡散法と遠心分離法

軽水炉用原子燃料では、精製された UF_6 での ^{235}U 濃度が天然の0.7%から2~4%程度までに濃縮されている。現在、自由世界では、米国エネルギー省(DOE)、フランスにあるEURODIFがガス拡散法により、また英国・西独・オランダ三国の合弁会社URENCOが遠心分離法で濃縮事業を行い、世界の原子力発電諸国に濃縮ウランを供給している(表2⁹⁾)。わが国はDOEおよびEURODIFに濃縮を委託している。

ガス拡散法は第二次世界大戦時に米国で開発された技術で、 UF_6 ガスをその平均自由行程約200 Å程度の口径の微細孔を多数有する隔膜を透過させると、軽い $^{235}\text{UF}_6$ 分子の透過速度が重い $^{238}\text{UF}_6$ 分子のそれよりも大きいことを利用し、数百段から成る拡散筒のカスケードで ^{235}U 濃縮度を高めた UF_6 を量産する。しかしこの方法は大量の電力や水を必要とし、大規模プラントでないと経済性が得られないので、現在は小規模でも経済的に濃縮を行える遠心分離法に重点が移っている。

遠心分離法は、 UF_6 ガスを円筒容器中で高速回転させると、遠心力的作用により軽い $^{235}\text{UF}_6$ は回転の中心部に、重い $^{238}\text{UF}_6$ は周辺部により多く集まる現象を利用する。中心に近いところから濃縮流を取り、遠心分離機をカスケード配列して濃縮ウランを量産する方式である。

(2) わが国の開発状況

わが国では1973年より動燃事業団を中心に民間企業が協力して、遠心分離法による濃縮技術が自主開発されてきた。岡山県人形峠に、7000台の遠心分離機から成る濃縮能力約50 t SWU/年のパイロットプラントが建

表2 運転中の濃縮工場⁶⁾

国名	濃縮法	工場所在地	規模
アメリカ (DOE)	ガス拡散法	オークリッジ ポーツマス パデューカ	27 300 tSWU/年
フランス	ガス拡散法	ピエールラット	
EURODIF (フランス・イラン・ イタリア・ベルギー ・スペイン)	ガス拡散法	トリカスタン	約 10 800 tSWU/年
URENCO (イギリス オランダ 西ドイツ)	遠心分離法	カーペンハースト アルメロ	部分運転中 1982年 300 tSWU/年 (1983年 400 tSWU/年に増強) 1982年 500 tSWU/年

(注) SWU: Separate Work Unit (濃縮役務単位) の略。所望の濃縮度の濃縮ウランの単位重量 (kg または t) を得るのに必要な濃縮作業量をいう。

設され、1979年9月に一部の、1982年3月からは全面的な運転が開始され、これまでに3.2% ²³⁵U の低濃縮ウランが30t近く製造されている。さらに商業プラントの前段階に当たる濃縮能力200t SWU/年の原型プラントを1987年度より一部運転、1988年度より全面運転開始の目標で建設する計画が進められている。濃縮は周辺速度を大きくするほど経済性が高められるので、民間と協同して高性能遠心分離機の開発が進められている。

(3) 商業濃縮プラント

1984年4月以来、電気事業者を中心に青森県下北半島六ヶ所村に濃縮・再処理・低レベル廃棄物貯蔵各施設を設置し、事業化する計画が進み始めた。動燃事業団の濃縮技術の開発には民間の重電機メーカー3社が協力して高性能の遠心分離機の開発に当たってきたが、前記の原型プラント、およびこの商業プラントには、3社合弁の遠心分離機製造会社を設立して集中的に量産を行う計画になっている。

1984年7月の総合エネルギー調査会報告⁸⁾によれば、商業プラントの規模・運転開始時期等は次のように提言されている。

- i) 操業開始目標 1991年頃
- ii) 濃縮能力目標 1997年頃 1500t SWU/年
2004年頃 3000t SWU/年

ウラン濃縮は海外では以前から事業化され、商業ベースで契約が行われている関係から、わが国の濃縮事業は、エネルギー安全保障上必須のものであるが、同時に海外と競争しうる経済性も具備する必要がある。

なお、ウラン濃縮法には、将来有望と考えられているものに化学交換法とレーザー法がある。前者はわが国とフランスで、後者はアメリカ・フランスで開発中(わが国では基礎研究)であるが、ここでは省略する。

3. 軽水炉の燃料

3.1 二酸化ウラン (UO₂) 燃料体

初期の発電炉、特にガス冷却炉等では金属ウランやその合金が燃料として使用されたが、結晶の異方性、変態点の存在(例、 $\alpha \rightarrow \beta$ 668°C)、低融点(1132°C)等の欠点があつた。UO₂は高融点(2800°C)、高温での化学的安定性(相変化がなく、被覆管とほとんど反応しない)、放射線損傷に対する安定性等の特長があり、1957年運転を開始した米国シッピングポート原子力発電所(PWR, 66MWe)のブランケット部に、天然UO₂ペレット・ジルカロイ被覆燃料棒の集合体(以下燃料体という)として使用されて以来現在まで軽水炉に低濃縮UO₂として使用されてきた¹¹⁾。

軽水炉用燃料体の構造を図8に、またそれらの構造部品と材料を表3に示す。燃料体は、100万kW級の炉心に、BWRでは764体、PWRでは193体装荷され、1年後に1/3~1/4炉心分ずつ取り出して新しい燃料体と交換される。BWR燃料体は燃料棒、ウォータロッド、スペーサ、上部および下部タイプレート等から成り立っている。PWR燃料体は燃料棒、制御棒案内管、支持格子、炉内計装管、上部および下部ノズル等から成っている。燃料棒はBWRの場合8列8行に(8×8型という)、PWRの場合17列17行(15×15や14×14の場合もある)に配列されている。燃料棒はジルカロイ-2(PWRは-4)被覆管に低濃縮UO₂ペレットをスタック状に3.6~3.7mの長さに装填し、空間部(プレナムという)にスプリングを設置している。プレナムは核分裂が進むにつれてペレット内部から外へ放出される気体状の核分裂生成物(FP)のガス溜めとして、FPを燃料棒内に閉じこめ、内圧を設計値以内に保つ役割をもつ。スプリングは燃料体を工場から発電所へ輸送

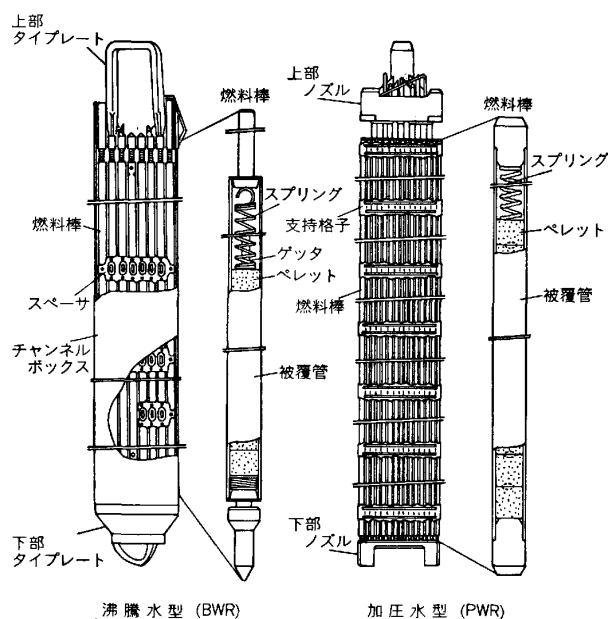


図 8 燃料体の構造
表 3 燃料体の構成部品と材料

部品名	材料	
	BWR	PWR
燃料ペレット	二酸化ウラン	二酸化ウラン
	ガドリウム入	
	二酸化ウラン	
被覆管	ジルカロイ-2	ジルカロイ-4
ウォータロッド	ジルカロイ-2	—
制御棒案内管・計測管	—	ジルカロイ-4
スペーサ	ジルカロイ-4	—
支持格子	インコネルX-750	—
	—	インコネル-718
タイププレート	ステンレス鋼	—
ノズル	—	ステンレス鋼
端栓	ジルカロイ-2	ジルカロイ-4
リテーナ	ステンレス鋼線	—
ペレット押さえパネ	—	ステンレス鋼線
板パネ	—	インコネル-718
六角ナット	ステンレス鋼	—
固定ワッシャ	ステンレス鋼	—
膨脹スプリング	インコネルX-750	—
フィンガスプリング	インコネルX-750	—

するときペレットを抑えつけ、振動や衝撃によるペレットの破損を防止する。燃料棒内部は、熱伝導率が高く、化学的に不活性のヘリウムガスが充填されており、核分裂によりペレットに発生した熱を、被覆管を経て炉心を流れる冷却水に伝える。

燃料体は高温高压の冷却水(温度 270~290°C, 圧力 BWR 約 70 atm, PWR 約 150 atm)に数年間さらされるので、腐食による外面からの破損、FP との反応やガス状 FP の蓄積による内圧増大に耐えて FP を外へ出さない性能が要求される。従つて燃料体には、これら諸要求を満たす設計・材料・加工技術が必要となる。

3.2 ジルカロイの加工

ジルカロイは上記の要求に応えるため米国で開発され

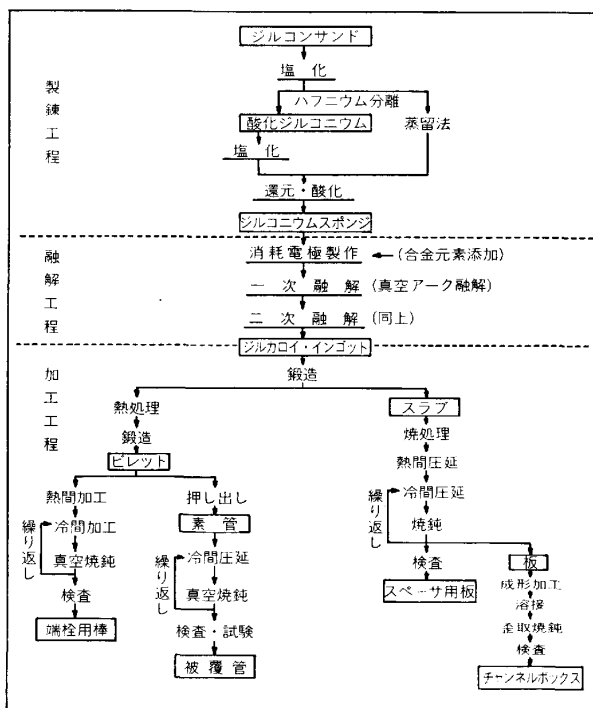


図 9 ジルコニウム合金部材の加工工程

た材料で、中性子吸収が少なく、すぐれた耐食性と機械的性質を有する。その製法は、原料のジルコンサンドをクロール法や蒸溜抽出法により、中性子吸収能の高いハフニウムを除去して純ジルコニウムとする。これに耐食性と機械的強度を与えるため、少量の鉄、クロム、ズズを添加してジルカロイ-4 とし、さらにニッケルを加えてジルカロイ-2 とする。この合金を被覆管、板材や棒材に加工する工程を図 9 に示す。本合金は六方稠密構造の結晶系であるため種々独特の加工技術を駆使する必要があるが、国産被覆管の品質はすでに世界の最高水準にある。

被覆管以外の構造材としては、タイププレートやノズル等にはステンレス系合金が、またスペーサや支持格子にはインコネル系合金が使用される。これらはいずれも耐食性や機械的・熱的性質等を考慮して部材の用途に応じ選択的に使用されている。

3.3 燃料体の成型加工

濃縮された UF₆ から燃料の原料となる UO₂ 粉末を製造する工程を「再転換」という。これには湿式法(中間生成物の名を冠した ADU 法や AUC 法と呼ばれる方法がある)と、UF₆ を直接還元して UO₂ 粉末とする乾式法がある(図 10)。UO₂ 粉末は圧縮成型・焼結して UO₂ ペレットとするので、各メーカーとも加工性の良い粉末を製造するよう工夫をこらしている。

UO₂ 粉末からペレットを製造する工程は BWR 用燃料の場合も PWR 用燃料の場合もほぼ同様であるが、ペレットの設計仕様、製造工程の詳細、品質管理のやり

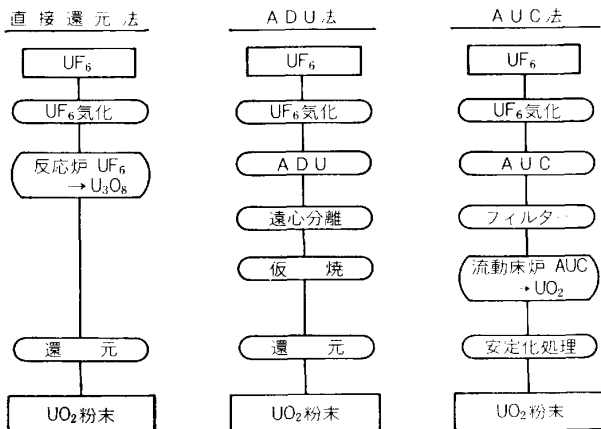


図10 各種の再転換工程

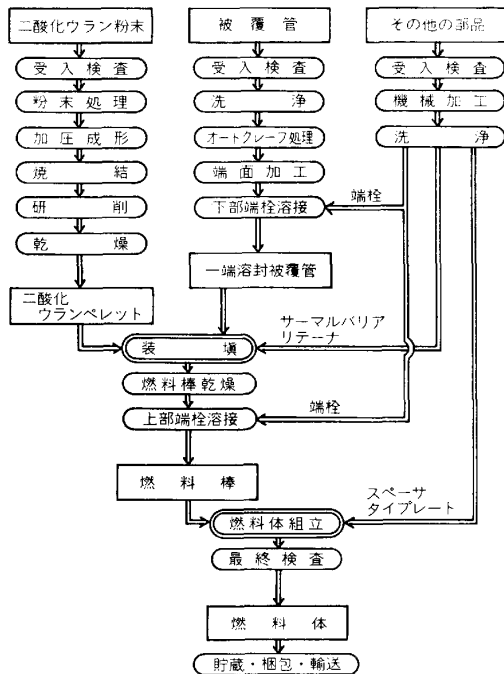


図11 BWR 燃料の製造工程

方等はメーカーによつて異なっている。さらに燃料棒を経て燃料体を製造する工程は、BWR 燃料と PWR 用燃料とではかなり異なっているが、ここでは例として、BWR 用燃料体の製造工程を図 11 に示す。

燃料体の製造工程は大別して次の 3 工程から成る。

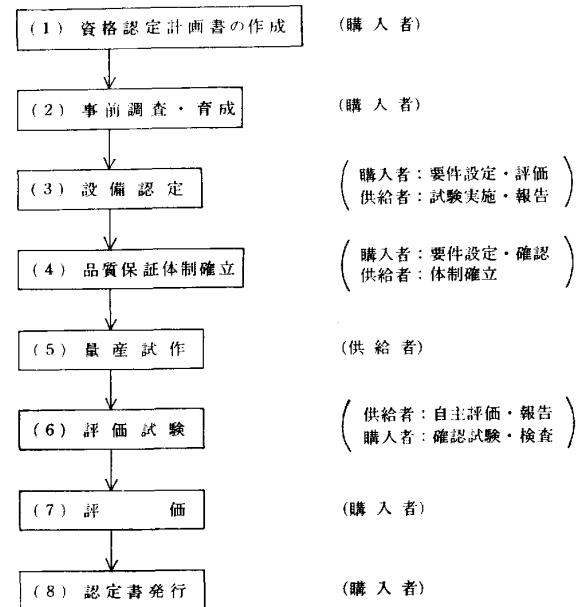
- (i) UO_2 粉末を UO_2 焼結ペレットにする工程
- (ii) ジルカロイ被覆管を加工し、これに UO_2 ペレットを装填し、ヘリウムを充填した後密封溶接して燃料棒を作る工程
- (iii) 燃料棒、ウォーターロッド、スペーサ、タイプレートその他の部品を用いて燃料体を組み立てる工程

燃料体製造工程は全般を通じて、化学的には ppm レベルで、寸法的にはミクロン単位で厳重な管理を行つているのが特長であり、これらに対応して高度の分析試験技術や非破壊検査技術が適用されている。さらに原子炉

表 4 BWR 燃料成型加工における主要検査項目

対象	検査工程	検査項目
UO_2 粉末	受入検査	濃縮度, 化学成分, 不純物
	圧縮成形後の検査	密度
UO_2 ペレット	焼結後の検査	濃縮度, 密度, 化学成分, 不純物
	研削後の検査	外観, 寸法, 蒸発性不純物
	受入検査	化学成分, 不純物, 欠陥, 寸法
管 材	受入検査	顕微鏡組織, 機械的性質
	オートクレープ後の検査	外観
	第1端栓溶接後の検査	外観, 寸法, X線
部品素材	受入検査	化学成分, 機械的性質, 欠陥
	機械加工後の検査	寸法, 外観
燃料棒	ペレット装填中の検査	ペレット重量, プレナムの長さ
	第2端栓溶接, 除染後の検査	寸法, 外観, 表面汚染, X線濃縮度
燃料体	燃料体組立て後の検査	ヘリウム・リーク, 外観, 寸法
	(工場での最終検査) 現地検査	輸送中の健全性, 外観, 寸法

表 5 認定試験の工程



の運転開始後発生する燃料棒局部水素化やペレット被覆管相互作用 (PCI) 対策が製造工程で施されている。さらに、炉心設計要求に応えピーク熱負荷が起こらないよう、厳重な濃縮度管理が行われている。

3.4 原子燃料の品質保証

原子燃料の品質保証は電気事業法に基づく規制的保証体制とメーカー自身の厳重な品質保証活動から成り立っているのがわが国の特長である。一例として表 4 に BWR 用燃料の検査内容を示す。さらに表 5 に、製造前に必ず、外注先や主要工程に実施する認定試験の工程を示す。これら 3 者が一体となつて品質保証体制を組み立てているのが現状であるが、体系的には米国型 QA 規則 10 CFR Appendix-B に表される 18 項目の保証基準に日本的要素を加味した、日本電気協会発行の指針等にまとめられている。現在、国際原子力機関 (IAEA) でも

原子燃料の品質保証体制に関する指針がまとめられつつあり、原子燃料の品質保証にも国際的普遍性が求められるようになるであろう。

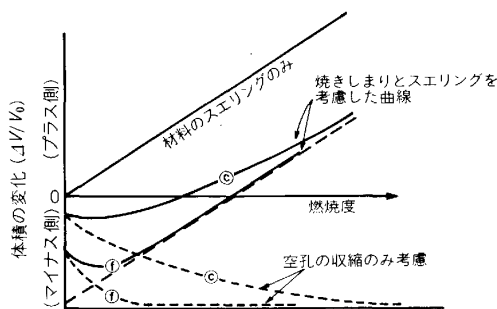
3.5 UO_2 燃料のふるまい

^{235}U の原子核は原子炉中で熱中性子により核分裂し、2個の原子核に変わる。この変換は確率的に起こり、平均 0.3 個は気体状のキセノン、クリプトン、よう素、臭素等であり、1.7 個は固体のジルコニウム、セリウム、モリブデン等である。気体状の FP は UO_2 ペレット中に保持されるが、一部は UO_2 外へ放出され、燃料棒のプレナムに溜る。核分裂により発生した熱はペレットの表面からヘリウムにより燃料棒表面に伝えられ、炉心を流れる冷却水により除去される。BWR を例にとると、燃料棒中のペレット 1 個の重量は約 10 g である。1 カ月平均 190 kWh の電力量を消費する家庭の場合、1 個のペレットはこの家庭に 10 カ月分の電力を供給できる。1 体の燃料体には約 200 kg の UO_2 が含まれるので、燃料体 1 体は約 17000 軒の家庭に 1 年分の電力を供給できる。

これまでに発見された軽水炉中での UO_2 燃料の主要なふるまいに、「焼きしまり」と「スエリング」と呼ばれる現象がある¹²⁾ (図 12)。

焼きしまりは燃焼度 10000 MWD/T までの低燃焼度で観察され、ペレット中に存在する微細な空孔がペレットの外へ移動するため、ペレットが収縮する現象である。焼きしまりが起こると軸方向のギャップが増すので、冷却水圧力の高い PWR では被覆管が押しつぶされる現象が 1972 年米国やスイスで発見された。この現象はその後 PWR 燃料棒の内圧を高めることや、焼きしまりを起こさぬようペレット製造法を改良することによって解決した。

スエリングは高燃焼度で観察され、核分裂によつて生じる気体状や固体状の FP がペレット中に蓄積することによつて、ペレットが膨脹する現象である。燃焼が進むと、ペレットのスエリングや被覆管のクリープダウン等でギャップが減少する。もしペレットが被覆管に接触すると、それを押し広げる力が働く。ジルカロイ被覆管は



(注) ①: 微細空孔を持ったペレット
②: 粗い空孔を持ったペレット

図 12 焼きしまりとスエリングの重なり¹²⁾

このような応力 (または歪み) が存在する場合、腐食性の FP (よう素等) によつて応力腐食割れを起こす性質があり、上記の条件いかによつては燃料棒にクラックを生じることがある。現在、軽水炉で見られるペレットのスエリング量は小さい。また、わが国では、焼きしまりやスエリングの影響を少なくするよう燃料の設計および製造が行われている。ちなみに、わが国軽水炉燃料のリーク率は世界最小であり、10 万分の 1 以下である。これは米国に比して 10 分の 1、ヨーロッパに比しても数分の 1 で世界的に注目されている¹³⁾。

3.6 軽水炉と燃料の高度化

近年、わが国の軽水炉は着実な進歩をとげ、世界で第一級の稼働率を示しているが、さらに信頼性・経済性を高めるため、電力会社・メーカーによる新型軽水炉 (ABWR, APWR) の開発が行われている。また、これまで、国・電力会社・メーカーにより軽水炉の標準化が進められてきたが、さらに軽水炉技術の高度化が提言されている¹⁴⁾。軽水炉燃料もこの高度化に対応した開発が行われているが、ここでは高性能燃料と高燃焼度燃料について簡単に述べる。

これまで軽水炉では、燃料の健全性を維持するため、起動時には出力を徐々に上昇させる「ならし運転」が行われてきた。しかし、今後全発電に占める原子力の割合が増していくと、原子力発電にも火力発電と同様に、負荷追従運転しうる性能の核燃料が必要となってくる。BWR 高性能燃料はこの要求に応えるべく開発されたもので、被覆管と UO_2 ペレットとの相互作用 (PCI という) に伴う局部応力の緩和を計るため、ジルカロイ被覆管の内面にジルコニウムを内張りしたジルコニウムライナ管や、銅めつきを施した銅バリア管、あるいは中空ペレット等を使用した燃料体が製造され、高性能燃料確証試験¹⁵⁾¹⁶⁾としてすでに原子力発電所に装荷され、順調に燃焼中である。PWR では現行燃料でもある程度の出力急昇は可能とされるので、まずその実証試験を行い、改良燃料はその後試験を行う予定で、開発試験が開始されている¹⁷⁾¹⁸⁾。

近年、軽水炉に対してウラン資源利用効率や経済性向上の要請が高まっており、運転期間の長期化や燃料の高燃焼度利用の検討が行われている。現在わが国では原子炉運転期間は 11~12 カ月の段階にある。1984 年 8 月、総合エネルギー調査会原子力部会により軽水炉技術高度化に関する中間報告¹⁹⁾が発表されたが、それによると、既存の軽水炉について、「運転サイクルの最適化、事故・故障の未然防止等に関する技術開発により、定期検査期間を平均 60 日程度 (現在 80~120 日程度) とし、運転期間も最大 18 カ月、平均 15 カ月程度に延長する」との目標を設定している。報告は、こうした目標が達成されれば「現在約 73% の時間稼働率も、長年運転したプラントで 80% 程度、比較的新しいプラントで 85% 程

表 6 使用済燃料の組成の一例¹¹⁾

炉 型	BWR		PWR	
	MWD/T	27 250	34 930	
燃焼度	kg/T	6.38	8.62	
U-235	"	3.22	4.33	
U-236	"	954.72	940.71	
U-238	"	4.31	5.58	
Pu-239	"	1.80	2.29	
Pu-240	"	1.01	1.40	
Pu-241	"	0.37	0.64	
Pu-242	"	28.19	36.43	
核分裂生成物等	"			

度に向上するものと期待される」としている。原子燃料の側から見れば、運転期間の長期化に対しては取替燃料体数の増加もしくは濃縮度の増加によつて対応が可能である¹⁶⁾¹⁸⁾。

一方、燃料を高燃焼度まで使用する計画は世界的に行われている。これに対しては、²³⁵U濃縮度を現在より高めると共に、炉心寿命初期の余剰反応度抑制等のため、熱中性子吸収断面積の大きい酸化ガドリニウム(Gd_2O_3)の濃度を高めた Gd_2O_3 - UO_2 燃料が必要となる。次に、FP ガス放出量の増大に対処するには、前述の中空ペレットや、微量の金属酸化物を添加した大粒径 UO_2 ペレット等が有望視されている。さらに耐 PCI 性能の向上には、前述のジルコニウムライナ管や中空ペレットが有効とされている。これらはいずれも製造技術開発および原子炉での照射試験によつてその挙動を把握し、健全性や信頼性を確認する試験が行われている¹⁶⁾¹⁸⁾。また、耐食性を著しく高めた被覆管の開発も行われている。以上述べた諸開発ではすでに実用段階に入ったものもあり、わが国でも近い将来この種の新型燃料が実用化される見込みである。

3.7 わが国の原子燃料加工事業

わが国の原子燃料加工は操業開始以来約 15 年を経過し、BWR、PWR 両燃料とも 100 万本以上の燃料棒製造実績を有するに至つた。この間、初期にはほとんどの部材を輸入していたが、国内関連先の努力により、現在では一部ジルコニウム原材料を除き、国産体制が確立した。

4. 再 処 理

原子炉で燃焼した使用済燃料には、まだ燃え残りの ²³⁵U、²³⁸U や、新たに生成した ²³⁹Pu、²⁴⁰Pu 等のほか、種々の FP が含まれている。表 6¹¹⁾にその一例を示す。

使用済燃料はきわめて放射能が強い（例えば、照射前の濃縮度 3% のウラン (U) 1 t 当たりの放射能は約 0.4 Ci であるが、これを 30 000 MWD/T まで燃焼し 150 日間冷却した使用済燃料のウラン 1 t 当たりの全放射能は約 440 万 Ci である¹¹⁾) ので、特別の遮へい壁の中で化学処理をして、ウラン、プルトニウムを別々に取り出し、不用の FP を除去する。これを再処理といい、主要な工程を図 13⁹⁾ に示す。

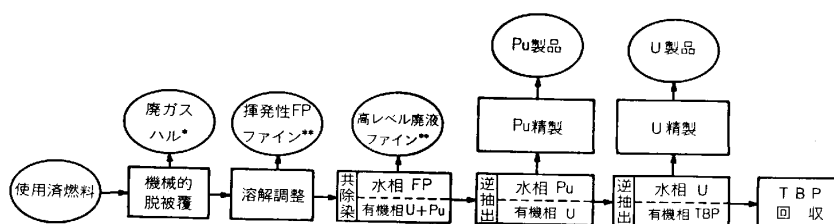
使用済燃料は発電所や再処理工場の貯蔵プールでそれぞれ少なくとも 3 カ月以上冷却して、放射能を崩壊により減少させた後再処理する。まず燃料棒を機械的に細断し、燃料部分を硝酸に溶解して被覆管と分離する。次に TBP (りん酸トリブチル) にドデカン等を混合した溶媒を用いて Pu と U を有機相に移し、FP を分離 (共除染) する。さらに 4 価の Pu は 3 価に還元されると水相に移行する性質を利用して、Pu を還元して水溶液相に移し、有機相中の U と分離する。この方法をピュレックス法といい、現在各国の再処理に用いられている。分離回収された U、Pu はそれぞれ精製し、被覆管や FP は放射性廃棄物として処理されるが詳細は省略する。

わが国の再処理はこれまで動燃事業団を中心に開発が行われており、処理能力 0.7 t/日の東海再処理工場が 1977 年 9 月に試運転を開始し、1981 年 1 月から本格運転に入った。しかし 1983 年 2 月発生した溶解槽トラブルのため運転を停止し、溶解槽の修理および新設を行っている。これまでに再処理された使用済燃料は約 174 t である。一方、同工場の処理能力では使用済燃料を再処理しきれないので、英・仏両国に再処理が委託されており、その量は当初契約で 1982~1990 年間合計約 3 200 t である。

エネルギー資源に乏しいわが国にとって、自主的な原子燃料サイクルを早期に確立し、Pu 利用システムの実用化を企てることはきわめて重要である。現在、青森県下北半島に原子燃料サイクル 3 施設を立地する計画が進められている。最近発表された 3 施設の計画概要を表 7²⁰⁾ に示す。

5. プルトニウム燃料

再処理で分離された Pu は、二酸化プルトニウム (PuO_2) の形にして UO_2 と混合・成形・焼結し、ウラン・プルトニウム混合酸化物 (Mixed Oxide-MOX) 燃料として用いられるのが主流になつている。MOX 燃料



(注) * ハル: 被覆材破片
** ファイン: 不溶性物質
図 13 ピュレックス法の概略⁹⁾

表 7 原子燃料サイクル 3 施設の計画概要²⁰⁾

	濃縮施設	再処理施設	低レベル放射性廃棄物貯蔵施設
施設の規模	最終 1500 tSWU/年	約 800 t U/年 (貯蔵施設は当初約 3000 t U)	約 20 万 m ³ (ドラム缶 100 万本相当) 最終約 60 万 m ³ (ドラム缶 300 万本相当)
用地面積 (緑地等を含む)	約 300 万 m ²	約 350 万 m ²	濃縮と一体
準備工事開始	昭和 61 年頃	昭和 61 年頃	昭和 61 年頃
操業開始	昭和 66 年頃	貯蔵施設昭和 66 年頃, 再処理施設昭和 70 年頃	昭和 66 年頃
建設費	約 1600 億円	約 7000 億円	約 1000 億円

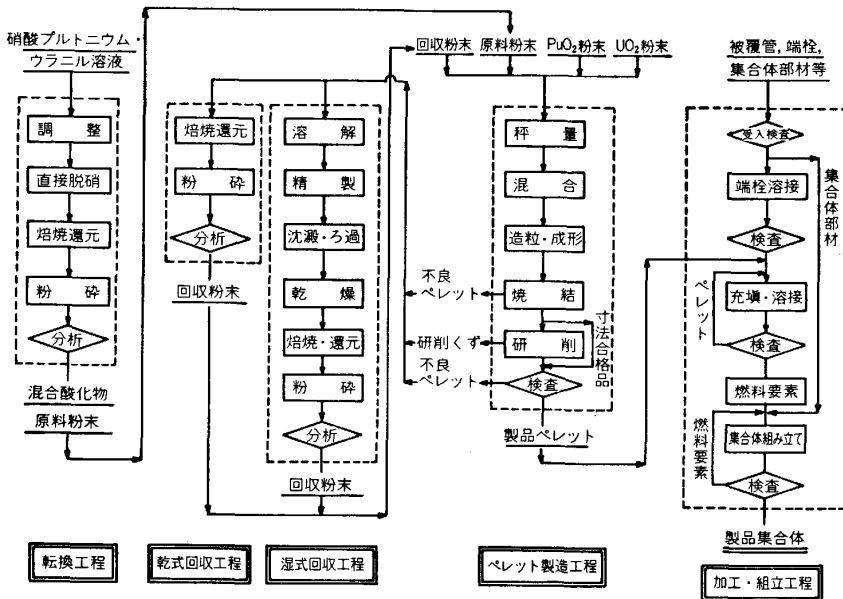


図 14 混合酸化物 (MOX) 燃料製造工程²²⁾

の加工工程は図 14²¹⁾²²⁾ に示すとおり、軽水炉用 UO₂ 燃料の工程とほぼ同様であるが、Pu は U より毒性が強く、放射線量も大きいので、ペレットを燃料棒に密封するまでは加工設備はすべてグローブボックス内に設置し、作業者の被ばく低減により注意すること、また、臨界制限量が低濃縮ウランよりも小さいのでバッチ当たりの使用量が小さくなる点等が異なっている²²⁾。

MOX 燃料を使用する発電炉として、当初は高速増殖炉が実用化されるまでは新型転換炉が考えられていたが、経済性の制約等から高速増殖炉の実用化が 2010 年以降にずれこみ、新型転換炉の急増も期待しにくい点から、軽水炉へ利用する方法 (プルスーマル、または Pu リサイクルという) が有力となり、検討が行われている。

わが国では動燃事業団が東海事業所において、1966 年から MOX 燃料加工技術の開発を開始した。1972 年には Pu 燃料第 2 開発室で高速実験炉「常陽」炉心燃料と新型転換炉「ふげん」用 MOX 燃料の加工を開始し、これまでに MOX 65 t 以上を加工している²²⁾。現在高速増殖炉原型炉「もんじゅ」(280 MWe)、および新型転換炉実証炉 (600 MWe) 用 MOX 燃料加工を目的として、それぞれ年間加工能力 5 t および 40 t の第 3 開発室が建設されている^{21)~23)}。

新型転換炉「ふげん」用燃料体では Pu 富化度が低い (初装荷用 0.66%, 取替用 1.3%²²⁾) が、高速炉の常陽や「もんじゅ」の炉心燃料体では高い (常陽 MK-I 17.7%, MK-II 28.5%²²⁾、もんじゅ初装荷用 15% および 20%, 取替用 16% および 21%²⁴⁾)。

新型転換炉の減速材は重水のため、被覆材は熱中性子吸収の低いジルカロイ-2 が、また高速増殖炉の冷却材はナトリウムで被覆材最高温度も高い (「もんじゅ」では 675°C²⁴⁾) ため、SUS 316 相当の薄肉ステンレス鋼が使用される。高速炉燃料は軽水炉燃料に比べて、より高温で、より高燃焼度に耐える必要があり、より厳しい条件で使用される。

わが国では現在 MOX 燃料を軽水炉へリサイクルする計画が行われているが、これは次の 3 段階から成る。

- (i) 数体の MOX 燃料体を軽水炉で使用
- (ii) 炉心燃料の 1/3 程度を MOX とする実証試験
- (iii) 上記の結果に基づく MOX 燃料の本格的利用

これに関連して、将来、軽水炉への Pu リサイクルを本格的に行う場合に備えて、MOX 燃料加工の事業化が官民合同で検討されている。

6. 結 言

わが国の軽水炉は、国・電気事業者・メーカあがての

努力により著しく改良され、世界第一級の高稼働率を示している。各種発電コストの中で軽水炉のそれがこれまで最小であったが、建設費の上昇傾向が続いてきたことや廃炉等将来必要となるコスト追加要因が控えていることから、その経済性優位を保持し、信頼性をさらに高めるため、軽水炉技術の高度化計画が進められている。

一方、これまで海外に依存してきた核燃料資源の確保・濃縮・再処理や開発してきた MOX 燃料加工・廃棄物処理等、原子燃料サイクルの重要なプロセスを自主的に早期に確立しようとする計画が進められている。

原子燃料サイクルで重要なことは、一つの因子が変われば、それは他の因子に影響する可能性があることである。例えば、軽水炉燃料の高燃焼度化は、ウラン資源の節約や軽水炉の経済性向上に沿うものであるが、同時に使用済燃料の貯蔵や再処理、廃棄物処理技術等に影響をおよぼすであろう。エネルギーセキュリティの確保、新型炉開発のために原子燃料サイクルの諸事業を確立する必要のあることはいうまでもないが、これらの中には海外ですでに事業化されているものも多く、コストの問題を避けることは困難である。今後わが国原子燃料サイクルの各分野においては、経済性を向上し、国際競合力をつけるために大きな努力を注ぐ必要がある。

終わりにのぞんで、本稿の作成に種々協力を賜った日本ニウクリア・フュエル(株)大森貞之、仁科康史、若杉和彦の諸氏に深く感謝の意を表す。

文 献

- 1) 日本原子力産業会議調べ、日本原子力産業新聞第 1248 号 (1984. 8. 30)
- 2) 中央電力協議会発電速報 日本原子力産業新聞第 1229 号 (1984. 4. 19)
- 3) 原子力年鑑昭和 59 年版(日本原子力産業会議編)

- (1984. 10. 1)
- 4) 長期エネルギー需給見通し中間報告(総合エネルギー調査会需給部会編) (1983. 11. 16)
- 5) 電気事業審議会需給部会中間報告(電気事業審議会需給部会編) (1983. 11. 17)
- 6) 原子力ポケットブック昭和 59 年版 日本原子力産業会議 (1983. 12. 16)
- 7) OECD-NEA/IAEA Red Book (1983-12)
- 8) 総合エネルギー調査会原子力部会報告書、原子力資料 9, No. 164, 日本原子力産業会議 (1984)
- 9) 鈴木篤之, 清瀬量平: 核燃料サイクル工学(1981) [日刊工業新聞社]
- 10) M. BENEDICT, T. H. PIGFORD and H. LEVI: Nuclear Chemical Engineering (1981) [McGraw Hill Book Co.]
- 11) 核燃料工学(三島良績編) (1972) [同文書院]
- 12) H. ASSMANN and H. STEHLE: Deutsches Atomforum, Reactor Conf. 1973, Karlsruhe Proc., p. 409
- 13) 三島良績: 原子力工業, 28 (1982) 7, p. 27
- 14) 通産省原子力発電高度化懇談会報告 (1983. 6)
- 15) 大井 昇: 原子力工業, 28 (1982) 7, p. 31
- 16) 永井将之, 大井 昇, 牧 英夫: 日本原子力学会誌, 24 (1982), p. 404
- 17) 近藤吉明: 原子力工業, 28 (1982) 7, p. 37
- 18) 近藤吉明, 安部田貞昭, 愛須英男, 寺西智幸: 日本原子力学会誌, 24 (1982), p. 413
- 19) 総合エネルギー調査会原子力部会軽水炉技術高度化小委員会中間報告 (1984. 8. 23), 原子力産業新聞第 1247 号 (1984. 8. 24)
- 20) 堀 一郎: エネルギー, 17 (1984) 10, p. 27
- 21) 渡辺昌介: 原子力工業, 28 (1982) 8, p. 44
- 22) 植松邦彦, 渡辺昌介: 日本機械学会誌, 87(1984) 783, p. 159
- 23) 植松邦彦, 本田 裕, 湯本鎌三: 日本原子力学会誌, 24 (1982) 6, p. 420
- 24) 動燃技報 No. 51 (1984. 9)