軽水炉から高速炉への移行期にそなえて

日本原子力研究開発機構 河田 東海夫

昨今の化石燃料調達に関する国際競争の激化で原子力への期待が高まる中、主要国では高速炉開発も再活性化の兆しを見せている。そうした中、わが国では官民の関係機関からなる「五者協議会」が設けられ、高速炉への移行シナリオを含む開発戦略に関する議論が開始されつつある。高速炉への移行期には、プルサーマル燃料を含む中間貯蔵軽水炉燃料の再処理と高速炉燃料再処理が並行的に行われることになる。本報では、このような移行期の問題を、高レベル放射性廃棄物処分とプルトニウムバランスの観点から検討を行い、主要課題を明らかにする。

リサイクル政策に復帰する米国

原子力再活性化の機運が高まる米国では、2006年2月、エネルギー省が「国際原子力パートナーシップ構想」(Global Nuclear Energy Partnership: GNEP)を発表し、カーター政権以来、約30年間近く続けてきた直接処分政策から決別し、再処理・リサイクル路線に復帰する意向を表明した。その背景には、現在建設許可申請準備中のヤッカマウンテン処分場が、2010年までに排出される使用済燃料で満杯になり、このまま直接処分を続けると、今世紀中に同規模の処分場が10～20基必要になるという厳しい現実がある。放射性廃棄物処分場は原子力利用を続ける限り非可逆的に拡大し続ける宿命を負っている。したがって、原子力の持続性とは、燃料供給面からの持続性の問題以上に、現実には、将来世代が廃棄物処分場の確保で行き詰らないための条件が確保できるかどうかにかかっているといえる。そのための条件確保とは、貴重な社会資源ともいえる廃棄物処分場を、廃棄物発生量の低減と充填効率の向上によって、極力長期にわたって利用できるようにすることにほかならない。この課題は、高レベル放射性廃棄物(高レベル廃棄物)の処分場に関しては特に重要な課題である。米国が直接処分政策放棄を決意したのは、原子力の持続的利用を可能とするためには高レベル廃棄物処分場への負担軽減が必須の要件であり、そのためにはリサイクル方式の採用が不可避と判断したためである。

処分場への負担が大きい直接処分

高レベル廃棄物は、直接処分の場合は使用済燃料そのものであり、リサイクル政策をとる場合は再処理で発生

する高レベル廃液をガラスに固めて安定化した、いわゆるガラス固化体である。高レベル廃棄物の処分では、廃棄物を数十年貯蔵して崩壊熱が一定レベル以下になるまで待った後、地下深部の安定した岩盤中に埋設処分する、いわゆる地層処分という方式がとられる。

わが国や欧州が実施を計画中の地層処分では、高レベル廃棄物は、オーバーバックと呼ばれる金属製の外筒で覆い、さらにその周囲を非透水性の粘土の一種であるベントナイトを主成分とする緩衝材で埋める(第1図)。ここで、緩衝材は地下水の浸透を防ぎ、放射性核種の溶出や拡散を抑える重要な役割を持っているが、その止水性能や核種吸着性能を長期にわたり保持させるためには、緩衝材の最高温度を100℃以下(暫定値、今後見直しもありうる)に制限する必要がある。

第2図は使用済燃料とガラス固化体の崩壊熱特性を比較したものであるが、50年冷却時点では前者の発熱は後者のそれに比べ約6割大きい。これは、使用済燃料の場合、核分裂生成物(FP)の崩壊熱に加え、プルトニウムやアメリシウムなどの超ウラン元素の発熱が加算されるためである。第3図は、使用済燃料を直接処分した場合の熱解析の一例で、単位ウラン重量あたりの占有面積をガラス固化体処分の場合の1倍、2倍および4倍にしたケースにおける緩衝材最高温度を示している。この結果

第1図 地層処分概念(横置きの場合)

Preparing for the Transition from LWR Era to FBR Era :
Tomio KAWATA.

(2007年 4月2日 受理)

第2図 ガラス固化体と使用済燃料の崩壊熱

第3図 直接処分における緩衝材最高温度評価例

から、制限温度を守るためには、直接処分では、ガラス固化体処分の場合の4倍の処分場面積を与える必要があることがわかる。配置の仕方や岩盤強度の影響でこれほど大きな差がでないケースもあるが、一般に直接処分は、リサイクル方式に比べ、高レベル廃棄物処分への負担が極めて大きいオプションであるといえる。実際フランスやベルギーでも、再処理を止め、直接処分に切り替えた場合の評価が行われているが、処分場の必要面積は

4～6倍に増大するという結果が示されている。

米国の地層処分は、上述の方式とやや異なるが、処分場への廃棄物充填密度が、廃棄物の発熱に強く依存することには変わらない。処分場の利用効率を高めるためには、廃棄物の発熱を抑えることが必要であり、そのためには再処理が必要なが再認識されたわけである。なお、再処理を行うと、超ウラン元素などを含む低レベル廃棄物が体積的には相当量発生するが、大きな発熱がなく、比較的狭い場所に集中して処分が可能のため、処分場確保の観点からは大きなマイナス要因にはならない。

原子力発電大国はリサイクルを目指す

現在20 GWe以上の発電容量を持つ5つの「原子力発電大国」と、2020年までに「原子力発電大国」入りすると予想されている3国(いずれもアジア)における核燃料サイクル政策を第1表に示す。脱原発政策をとるドイツと、朝鮮半島問題を抱える韓国を除けば、これらの国々はいずれもリサイクル政策を採用ないし志向している。2005年末時点では35ヶ国が原子力発電を行っており、その総設備容量は約370 GWeになる。この時点では、リサイクル政策をとる国は9ヶ国と数は少ないが、概して原子力発電容量の大きな国が多く、その総発電容量は世界全体の約47%を占める。今後、米国がリサイクル政策に戻ることを勘案すると、2020年には、その比率は世界全体の80%以上になると予想される。

第1表には、各国の高速炉利用・開発の現状も示したが、ドイツを除く各国では、様々なかたちで高速炉の研究開発が活発化しつつある。現時点では実際の取組み状況には大きな幅があるものの、リサイクル政策とる国々はいずれも、究極のリサイクル形態である高速増殖炉(FBR)サイクルを将来目標に据え、その実現に向けて歩み始め、あるいはその準備を開始している。わが国で

第1表 原子力発電大国における核燃料政策

国	原発基数	設備容量 (GWe)	核燃料サイクル政策	高速炉利用・開発計画
米国	103	99.2	直接処分からリサイクル政策に変更	先進燃焼炉(ABR)の開発推進(GNEP)、長期的には増殖も視野
フランス	58	63.4	リサイクル政策	GEN-IV原型炉を2020年までに建設
日本	55	47.8	リサイクル政策	もんじゅ改造、実用化研究開発着手
ロシア	31	21.7	リサイクル政策	BN600運転中、BN800建設再開
ドイツ	17	20.3	直接処分(脱原発)	計画なし
韓国	20	16.8 26.1 (2015年)	態度未決	高速炉設計研究中
中国	9	6.6 40 (2020年)	リサイクル政策	高速実験炉建設中(2008年臨界予定) 高速原型炉設計開始
インド	15	3.0 20.9 (2020年)	リサイクル政策	高速原型炉建設中(2010年完成予定) 2020年までに4基の実用炉を計画

□ 現在20 GWeを超えている国

■ 2020年までに20 GWeを超えると予想される国

(注)原発基数、および設備容量は2005年末時点の数値

は、2006年3月、第3期科学技術基本計画においてFBRサイクル技術の研究開発は国家基幹技術の一つに位置づけられ、同年12月には、同技術の研究開発は、「実用化戦略調査研究」から「実用化研究開発」へと前進することが決定された。

処分場への熱負荷低減のために重要なMA回収

リサイクル政策をとる場合、地層処分場の利用効率向上の鍵となるのは、単位発電量あたりのガラス固化体発生数の低減と、埋設処分時の過大な発熱抑制である。

ガラス固化体発生数を低減させるためには、固化体中の廃棄物成分濃度を極力高めればよいわけであるが、ガラス自体の安定性を保証するためにはおのずと上限がある。現在では、最大25%を目途にガラス固化が行われるが、これを35%程度まで上げる研究も進んでおり、近い将来その技術が実現される見通しが得られつつある。

単位発電量あたりのガラス固化体発生数のもう一つの決定因子は、固化体製造時の発熱制限である。保管中のガラスの変質を防ぐためには、その中心温度を500℃以下に保つ必要があり、自然空冷方式で保管する場合には、固化体1本あたりの発熱は2.3kW以下に制限される。第4図に、こうした熱制限値で決まるガラス固化体発生数を、軽水炉用ウラン燃料、プルサーマル燃料、およびFBR燃料について比較して示す。ここでは在来の再処理法を想定し、燃焼の進行に伴い燃料中に蓄積するアメリシウムやキュリウムなどの、いわゆるマイナー・アクチニド元素(MA)は100%廃棄物中に移行するとしている。また、炉から取出し後4年目に再処理を行い、直ちにガラス固化すると仮定している。この図から、プルトリウムを含むプルサーマル燃料やFBR燃料では、軽水炉ウラン燃料の場合に比べ、固化体発生数に及ぼすMAの発熱影響が相対的に大きいことがわかる。

軽水炉サイクルやFBRサイクルで発生する様々な高レベル廃液の崩壊熱特性(発電量GWyあたりで規格化)を第5図に示す。図中、A～EはMA回収を行わない在来の再処理法を適用したケースであり、Fは将来のFBR

サイクルにおいてMAを90%回収したケースを示している。発電量と核分裂生成物(FP)蓄積量はほぼ比例することから、この図は、固化体中廃棄物成分濃度を同じにそろえた場合における、各ガラス固化体の発熱の相対的な大きさを示している。図中のA～Fに示す十字は、軽水炉ウラン燃料からのガラス固化体の50年冷却時点における発熱レベルを示している。この図からは、次のようなことがわかる。

- (1) プルサーマル燃料の場合、MA蓄積による発熱が大きく、特に遅延再処理の場合は半減期14.4年の ^{241}Pu の崩壊で生成する ^{241}Am が多量に蓄積し、発熱の増大が顕著。 ^{241}Am は432年という長い半減期を持つため、地上での冷却期間中にはほとんど減衰しない。
- (2) FBR燃料の場合もMA蓄積による発熱が、軽水炉ウラン燃料に比べると相対的に大きい。将来の商用FBR(100万kW級)に比べ、もんじゅのほうがアメリシウムの蓄積が大きい、これは前者に比べ、燃料のプルトリウム富化度が高いことと、アメリシウムの燃焼度が低いことに起因する。商用FBRの場合、50年冷却時点の発熱は、MAの発熱を加算しても軽水炉ウラン燃料の場合とほぼ同レベルにな

る。

- (3) プルトニウムを用いるプルサーマル燃料やFBR燃料の場合、FPによる発熱は、軽水炉ウラン燃料の場合に比べ有意に低い。これは、FP中の主要発熱源である ^{137}Cs や ^{90}Sr の核分裂収率が、プルトニウムの場合、ウランに比べ若干小さいことに由来する。プルサーマル燃料やFBR燃料の場合には、MA回収(90%程度の除去率でよい)を行えば、発熱を軽水炉ウラン燃料の場合よりも有意に低減できる。

第5図中のケースB~Dでは、50年冷却時点の発熱が、軽水炉ウラン燃料の場合(A)よりも高くなっている。第6図は、軽水炉ウラン燃料からのガラス固化体の埋設処分時(50年冷却時)発熱を、仮想的に1.5倍と2倍に高めた場合の処分場占有面積の試算例であるが、埋設時の廃棄物の発熱の増加は、処分場の所用面積に大きな影響を及ぼす可能性が示されている。

冒頭述べたとおり、原子力の持続的利用を可能にするためには、処分場の利用効率を極力高める必要がある。その意味で、将来のFBRサイクルにおいて、MA分離を行い、かつ回収したMAをFBRで燃焼させる技術を確認することは大変重要な意味を持っている。FBRサイクル時代にMA分離・変換を行えば、ガラス固化体発生数は軽水炉時代の6割程度に抑えられる可能性があることが第4図などから示唆されている。MA分離・変換は、従来高レベル廃棄物の毒性低減の観点からその有用性が主張されてきたが、ガラス固化体の地層処分では、安全性の指標となる線量は在来の再処理法でも十分過ぎるほど低くなると評価されている。MA分離・変換は、毒性低減よりも、むしろ廃棄物の余剰発熱源除去という観点で現実的なニーズが高い。

使用済みのプルサーマル燃料に関しては、長期保管をすると ^{241}Am の蓄積が進行するが、それでもMA回収機能を備えたFBR燃料再処理工場が稼動するのを待ち、そこで再処理するのが合理的であり、その時代には回収される ^{241}Am はFBRで燃焼させることができる。こうした点を含め、リサイクルの副産物ともいえるMAを、処分場への熱負荷低減の観点からいかに管理するかは、軽水炉からFBRへの移行問題を考える上での一つの重要な検討課題である。

第6図 ガラス固化体発熱増加と処分場占有面積

プルトニウムバランスから見たFBR移行期の課題

次に、軽水炉からFBRへの移行に関する基本課題をプルトニウムバランスの観点から概観してみよう。ここでは、総発電容量60 GWe(6,000万 kW)の軽水炉を60年間かけてFBRに置換していく場合、すなわち毎年100万 kW ずつ置き換えるケースを考えてみる。話を簡略化するため、軽水炉時代の発電容量は60 GWe一定で、年間1,200トンの使用済燃料が排出されるものとする。なお、以下に述べる数値は、いろいろな前提に基づく概算値であり、厳密な数値ではないことをあらかじめ断っておく。

100万 kW のFBRを1基立ち上げるためには、初装荷燃料用として8.4トン、はじめの6年間分の取替え燃料用として7.5トン(毎年1.25トン)の、合計16トン弱のプルトニウムを外部から供給する必要がある(第7図)。7年目以降は、みずから排出される使用済燃料の再処理で回収されるプルトニウムが使えるようになるので、外部からの供給は不要になる。したがって60 GWeの軽水炉のすべてをFBRに置き換えるためには、総量で約950トンのプルトニウムが必要となる。

FBRへの移行期の第一のプルトニウム供給源は、その時代に残存する軽水炉から排出される使用済燃料である。移行期間中に排出される使用済燃料の総量は36,000トンであり、1トン当たりにはプルトニウムが約1%蓄積するので、総量で約360トンのプルトニウムを回収できる。第2の供給源は、FBR使用済燃料であり、回収されるプルトニウムの大部分は既設FBRの取替え燃料用として使用されるが、増殖による余剰生産分は新規FBRの立上げに使われる。移行期間中に余剰生産されるプルトニウムの総量は、増殖比を1.22と仮定すると約340トンになる。以上の2つの供給源から供給可能なプルトニウムの総量は約700トンであり、60 GWeのFBR導入に必要な950トンには約250トン足りない(第8図)。その不足分を補うのが、移行開始までに中間貯蔵施設に蓄積する軽水炉使用済燃料である。

第7図 FBR立ち上げに必要なプルトニウム量

第8図 60年間で移行する場合のプルトニウムバランス

軽水炉時代の使用済燃料の年間排出量1,200トンとし、そのうち800トンが再処理されるとすれば、中間貯蔵にまわされる使用済燃料は年間400トンになる。ここで、使用済燃料の備蓄期間を40年(すなわち40年後移行開始)とすると、その間に備蓄される使用済燃料は16,000トンになるが、そのうち4,000トン前後は平均約5%の残留プルトニウム濃度を持つプルサーマル使用済燃料である。こうした点を考慮して備蓄使用済燃料からの供給可能プルトニウム量を概算すると約260トンとなり、移行に必要なプルトニウム量を十分まかなえることがわかる。特にプルサーマル使用済燃料は、プルトニウム含有量が高いことから、FBR 移行期には効率的なプルトニウム供給源として重要な貢献をする。

一方、前のケースより10年前倒しに移行を開始とした場合、使用済燃料の備蓄量が10年分減ることから、その分プルトニウムの供給不足が生ずる。その結果、60年で移行を完了させるためには、FBR からの余剰生産による供給を増やすことが必要で、そのため増殖比を1.25以上に高める必要が生じる。増殖比を上げない場合は、FBR 移行のペースを多少緩め、移行完了までの期間を70年ほどに延ばす必要が生ずるが、そうするとFBR 移行完了時期は40年後移行開始の場合と結局同じになってしまう。

第9図は、40年後にFBR 移行を開始し、移行完了までの期間を90年間に延ばした場合のプルトニウムバランスである。この場合、残留軽水炉から供給可能なプルトニウム総量は、60年間で移行完了の場合に比べ5割増え540トンとなる。一方、60 GWe のFBR 立ち上げに必要なプルトニウム総量は60年間移行完了ケースと変わらないので、移行期FBR の増殖による余剰生産で供給すべきプルトニウム総量は約150トンと少なめで済む。ここでFBR の増殖比を60年間移行完了ケースで仮定した1.22のままとすると、90年間での余剰生産量は500トンを超え、明らかに過剰生産となる。この過剰生産を避けるためには、FBR の増殖比を1.1以下に設定することが必要となる。

以上、FBR への移行に関する問題を、模式的なパターンに基づくプルトニウムバランスから概観してみた。こ

第9図 90年間で移行する場合のプルトニウムバランス

の問題では、移行開始時期(すなわち備蓄使用済燃料の量)、移行にかかる期間(FBR 導入のペース)、FBR の増殖比が相互に深く絡み合っており、円滑な移行を実現するためには、次に述べる再処理の問題を含め、関係者間で全体を俯瞰した総合的な検討を進めておくことが重要である。

FBR 移行期の再処理はどうなるか？

前節で述べたとおり、60 GWe の軽水炉を60年間かけてFBR に置換していく場合、総量で約950トンのプルトニウムを供給する必要があるが、これは、年あたりにすると約16トンの供給が必要ということになる。これを軽水炉のウラン使用済燃料のみから供給する場合には、1,600トン/年の再処理能力の確保が必要となる。しかしながら、別にプルサーマル燃料やFBR 燃料の再処理が並行的に行われ、そちらからもプルトニウム供給が行われることを考慮すると、その時代に必要とする軽水炉燃料再処理能力は1,200トン/年程度で済む。これらのことを考慮し、供給源の内訳を明示したプルトニウムバランスを第10図に示す。このバランス図は、軽水炉燃料再処理の実施ペースや、プルサーマル燃料の再処理時期などについて最適化を試みた一例であり、具体的には第11図に示す再処理モードに基づくバランスを示している。第11図はまったく試案的な最適化例であるが、次のようなことを物語っている。

(1) 軽水炉使用済燃料(ウラン燃料)の再処理能力は、

第10図 60年間移行ケースのプルトニウムバランスの内訳

(例)

日本原子力学会誌, Vol. 49, No. 6 (2007)

第11図 60年間移行ケースで必要となる再処理能力(例)

FBR 移行開始後10年間は1,200トン/年を必要とするが、その後は800トン/年でよい。このことは、FBR 移行開始時期が第2再処理工場の立ち上げ時期とちょうど重なると想定した場合、既存の再処理工場(すなわち現在の六ヶ所再処理工場)の運転を50%の処理能力(400トン/年)で10年延長できれば、第2再処理工場の処理能力は800トン/年で済む、ということの意味する。

- (2) プルサーマル燃料の再処理は、FBR 移行開始に伴って稼動を始める FBR 燃料再処理工場では、FBR 使用済燃料の排出が小さい初期の空き容量を利用していくのが合理的である。なお、プルサーマル燃料の場合は MA 回収が必要であり、その点からもその機能を備えた FBR 燃料再処理工場での処理するのが合理的である。

以上は、60年間で移行完了をもくろむ場合の例であるが、移行期間を90年間とすると、毎年必要とするプルトニウム供給量は11トン弱となる。したがって、その場合の軽水炉ウラン燃料の再処理能力は年1,000トンを若干上回る程度で済む。FBR 移行期の軽水炉燃料再処理工場は、新規 FBR 立ち上げに必要なプルトニウムの生産工場とすることができる。したがって、その必要処理能力は、FBR 導入のペースをどのように計画するかによっ

て決まるということができる。この点からも、第2再処理工場計画は、FBR サイクル導入計画とのセットで考えるべき事項といえる。さらにほぼ同時期に FBR 燃料用の再処理施設も必要になるので、2つの工場間での機能の共有や分担をどうするかも重要な検討事項となる。

FBR サイクル実用化に向けての新たな展開

2005年10月に閣議決定された原子力政策大綱を受け、2006年8月には、総合資源エネルギー調査会電気事業分科会の原子力部会において、「原子力立国計画」との副題がついた報告書が取りまとめられた。その中には、「高速増殖炉サイクルの早期実用化」という一章が設けられ、FBR サイクル実用化のシナリオや、実用化に向けての官民の役割分担のあり方などが示された。また同年12月には、経済産業省、文部科学省、電気事業連合会、電気工業会、および日本原子力研究開発機構からなる「高速増殖炉サイクル実証プロセスへの円滑移行に関する五者協議会」会合において、官民協力のもとでの今後の FBR サイクル研究開発方針が決定された。こうしてわが国の FBR サイクル技術開発は、実用化に向けて新たな展開を開始しつつある。本報では、高レベル廃棄物処分とプルトニウムバランスの観点から FBR サイクルへの移行に関連して検討しておくべき課題例を述べてみたが、今後の関係者間の議論に少しでも参考になれば幸いである。

著者紹介

河田東海夫(かわた・とみお)

(独)日本原子力研究開発機構 地層処分研究開発部門
(専門分野/関心分野)廃棄物処分を含む核燃料サイクル全般