

## 6-5 次世代再処理

### 1. はじめに

現行の再処理技術であるPUREX法は、軽水炉で使用した使用済燃料からウランとプルトニウムを分離回収する手段として、経済性も含めて最も優れた方法の一つである。一方で、PUREX法の代替技術として次世代再処理法の開発が進められている。本稿では、次世代再処理技術がなぜ必要であるかを概説するとともに、開発中の次世代再処理技術のいくつかを紹介する。なお、世界の様々な再処理技術については、参考文献1)-3)を参照されたい。

### 2. 次世代再処理技術の必要性

次世代再処理技術の開発は、次世代型原子炉もしくは次世代型原子力システムと一体で、つまり核燃料サイクル全体で、その新技術導入の効果、影響等を考慮して、進められる必要がある。

次世代の原子力システムは第4世代と呼ばれており、高速炉が最も有力視されている。次世代の原子炉では、燃料の効率的な利用のために現在の軽水炉よりも燃料の燃焼度が格段に高くできるようになる。このような高燃焼度化は原子力利用の経済性をより高めるが、その一方で使用済燃料に含まれる核分裂生成物や超ウラン元素の比率が高くなるので、再処理工程にも影響が及ぶ。すなわち、使用済燃料の線量が高くなるので溶媒や抽出剤が放射線分解しやすくなる。また、抽出剤や放射線分解した物質が核分裂生成物と化学的に結合し、溶媒相でも水相でもない別の“第3相”を形成し、ウランやプルトニウムの抽出を阻害することがある。さらには、これらの現象が安全上の問題を引き起こす可能性さえある。これらを解決する手段の一つは、溶媒や抽出剤の放射線分解を低減するために、それらと放射性物質との接触時間を短くすることである。そのための抽出装置として遠心抽出器が開発され、次世代再処理法の要素技術として採用される。この例のように、次世代再処理技術は、次世代の原子力システムの構築にとって必要な再処理技術として開発されるものである。

### 3. 次世代再処理技術が具備すべきこと

原子力システムは、そのエネルギー密度の高さとそのことに起因する経済性の高さ、および二酸化炭素を放出しないという環境への負荷に係る優位性から、将来的にもエネルギー源として重要な役割を占めると考えられる。しかし、放射性廃棄物の発生、核拡散の可能性などから原子力システムをエネルギー源として利用することに対する不安も現実存在する。次世代再処理技術は、核燃料サイクルシステム全体の中で整合性を確保しつ

つ、これらの課題を解決していくことを目指すものである。すなわち、次世代再処理技術では、ウランとプルトニウムを取り出し、持続的にエネルギー源を確保するという従来型再処理の目的だけでなく、高レベル放射性廃棄物の処理処分にかかる負担を軽減することができる分離機能を備えるということが求められる。

また、ウランとプルトニウムを分離する際にも、プルトニウムを単離することのない、すなわち核拡散抵抗性が高いシステムであることが要求される。プルトニウムに必ずウランを同伴させる分離プロセスとして、現行のPUREX法を改良し還元剤の使用法で同伴を実現させるco-processing法や、PUREX法で用いる抽出剤のTBPをモノアミドに置き換え、そのモノアミドの種類を変えてプルトニウムへのウラン同伴を制御するモノアミド法などが開発されている。核拡散抵抗性の高い再処理技術の開発は、わが国の原子力開発が平和利用のみを目的としていることを諸外国に向けて顕示し、諸外国と協調しながら原子力開発を進めるために、必要不可欠な要件である。

もちろん、再処理技術はエネルギー産業の一貫であることから、前述のような要件を満足しながらも経済的に成り立たなければ意味を持たず、出来るだけ簡素化された高い経済性を有する技術であることが要求される。

### 4. 高レベル放射性廃棄物の処理・処分への貢献およびマイナーアクチノイドサイクル

原子力システムで発生する高レベル放射性廃棄物の量は、得られるエネルギー量からすると他のエネルギーシステムと比べてはるかに少ない。しかも発生する廃棄物を適切に管理することも原理的に可能であり、現状の再処理-ガラス固化-地層処分の方法でも安全に対処できる。しかし、高レベル放射性廃棄物に含まれる長半減期核種によって放射性毒性が長期にわたり残存することに対する危惧があることも事実である。この課題への対応策として、高レベル放射性廃棄物から長半減期の放射性核種を取り除き、これらを半減期の短い核種に変換するという“核変換”の考え方がある。放射性毒性の視点からは、高レベル放射性廃棄物に含まれるマイナーアクチノイド(以下、“MA”と略す。)を取り除くことにより、その毒性を有する期間を数十万年以上から数百年程度にまで抑えることができるとされる。人類の歴史をみても数百年オーダーは十分に管理可能な年数である。

また、MAは高速炉では燃料として使用することができるので、次世代型原子力システムではMAは重要な燃料物質であり、MAを分離して燃料として利用する方策は理に適っている。このようにMAを利用する仕組みを「MAサイ

クル」と呼ぶ。MAサイクルは、放射性廃棄物から受ける負担を時間的に低減させる効果を有するだけでなく、MAの崩壊熱に起因するガラス固化体の発熱を抑えることができるので、最終処分地の単位面積当たりに設置可能な固化体の数を増やすことにも繋がる。特に、次世代の原子力システムあるいは再処理が定常的に行われる際には、プルトニウムを有効に活用するようになるため、燃料として、ウランとプルトニウムを混合したMOX燃料が使用される。MOX燃料ではアクチノイドの高次化が起き易くMAの発生量が増えるため、上述したようなMAを分離することの効果はより顕著になる。

MAサイクルは、用いるMA含有燃料が高い放射線量を有し発熱量も大きいいためプルトニウムを単離することが困難であることから、核拡散抵抗性が高いという利点を有する。このような核兵器に転用されるおそれのあるプルトニウムの単離を困難にすることによる核拡散抵抗性の向上策は、従来からとられてきた手段である。これに加えてMA含有燃料では、照射後燃料中のプルトニウム同位体組成が同燃料中のMA含有量により変化することに基づく核拡散抵抗性の向上策も可能である。これは、MAサイクルで用いるMOX中のMAの種類と含有量を制御することによりプルトニウムの同位体組成を制御できることを原理とするものである。これにより、たとえプルトニウムが単離できたとしても核兵器への転用を困難とすることが可能となるが、実際にこの方法でプルトニウム同位体組成の制御が可能かについては今後の研究開発が必要である。

なお、MA含有燃料がMAを含まないMOX燃料と比べて放射線量や熱量が増し、燃料製造の困難さが増すことは上述したとおりであるが、このことは燃料製造コストが増すという欠点であるとの指摘もあり、今後の開発課題である。

長半減期のMAだけでなくセシウムやストロンチウムも発熱の源となる核種であり、ガラス固化体中の含有量を制限される。これらの核種を高レベル放射性廃棄物をガラス固化する前にあらかじめ取り除く方策も、次世代の再処理システムの提案に含まれている。取り出したセシウムやストロンチウムは半減期がそれほど長くないので、ガラス固化体にすることなく、また地層処分することなく、より浅い地中に埋めることにより管理するいわゆる“余裕深度処分”の考え方がある。余裕深度処分とは別に、セシウムやストロンチウムが発する熱の有効利用やセシウムが放出するγ線を有効利用するという積極的な考え方もある。

## 5. 原子炉内で作られる有用元素の利用

次世代の再処理システムでさらに発展した考え方としては、使用済燃料中に含まれる有用元素を積極的に利用しようとする提案がある。そもそも再処理は、使用済燃

料中に含まれ燃料として有効に利用できるウランやプルトニウムを取り出すことを目的とするように、もともと有用元素の利用技術の側面を持つため前述のMAサイクルもその延長線上で捉えることができる。放射性のセシウムやストロンチウムの熱源や放射線源としての利用も有用元素の利用である。

さらに踏み込んで、使用済燃料中に含まれる元素で産業界でも有用なものが存在するので、それらを取り出して役立てようという考え方がある。具体的には白金族元素であるルテニウム、ロジウム、パラジウムの利用などがある。使用済燃料中に含まれるルテニウムとロジウムには半減期の比較的短い放射性核種が含まれており、十分に放射能が減衰するまで数十年から百年弱ほど保管したのち利用することが可能になるため、将来への備蓄として捉えることができる。パラジウムは長半減期の核種(Pd-107)を含むため、利用できるようになるまで減衰を待つことは現実的ではない。その反面、長半減期であるために放射能自体は強くないため、放射線がそれほど気にならない場所などで触媒として利用することなどの可能性がある。

使用済燃料中には放射能を持たない元素や半減期が極めて短い核種の元素が多く含まれており、それらの中で利用価値があるものは少なくない。経済性などを加味した判断が必要になるが、そのような元素を取り出すこともできる。それは単に廃棄物の量を減らすことができるという利点だけでなく、ガラス固化体の健全性の観点などからガラス中への添加量を制限されるいくつかの元素(白金族元素もその一つである)を事前に取り除くことができるので、ガラス固化体中に混合できる廃棄物量を増やすことができるようになるという利点にも繋がる。

## 6. 分離・核変換技術<sup>4,5)</sup>

上記のような目的で元素を分離するに当たっては、元素をいくつかのグループに分けて分離することが要求される。これらのグループ毎に分離することを“群分離”と呼ぶ。MAサイクルでは、分離したウラン、プルトニウム及びMAを燃料として利用し、また高速炉や専用の原子炉で別の核種に変換するが、これらの操作を併せて、“分離・核変換技術”と呼んでいる。有用元素の利用と併せて用いることによって、廃棄物からの負担を空間的にも時間的にも低減することができる。核変換技術との整合性の視点から次世代再処理技術を議論する際には、原子炉なども含めて次世代原子力システム全体での議論が必要である。

## 7. 次世代再処理技術に望まれること

ここで、次世代再処理技術についてまとめると、次世

代再処理技術とは次世代の原子力システムで用いられる再処理技術であり、post-PUREX技術である。次世代再処理技術では、次世代の原子力システムで発生する高燃焼度燃料への対応と、現在の再処理技術を上回る経済性が求められており、また、十分に高い核拡散抵抗性が要求される。さらに、MA分離技術については、将来に大きな課題を残さないようにするためにもできるだけ早期に実現すべきであると考えられる。一方、物質利用を含むさらなる核種分離技術の導入については必ずしも早い段階で必須のものではなく、技術の進歩と経済性の兼ね合いから徐々に導入されるべきものとの考え方が主流である。

## 8. 開発が進められている次世代開発技術

開発中の次世代再処理技術の概要を紹介する。次世代再処理技術は大きく二つに分類される。一つは、PUREX法と同様に溶液を用いる湿式再処理と呼ばれるものであり、他の一つは溶液を用いないいわゆる乾式再処理と呼ばれるものである。多くの開発中の次世代再処理技術の中から、湿式再処理技術であるNEXT法<sup>6)</sup>、及び乾式再処理技術である熔融塩電解法<sup>7)</sup>を中心に説明する。

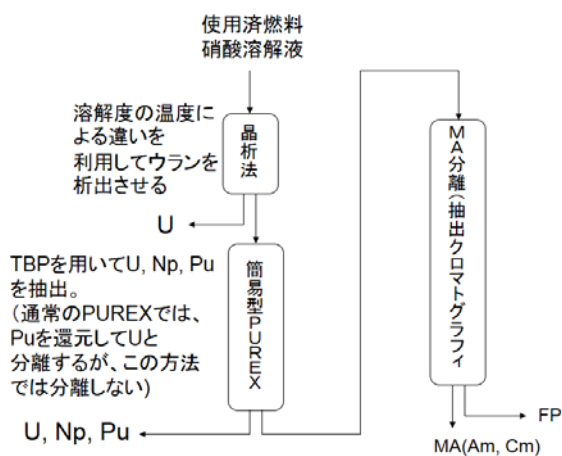


図1. NEXT法概念図

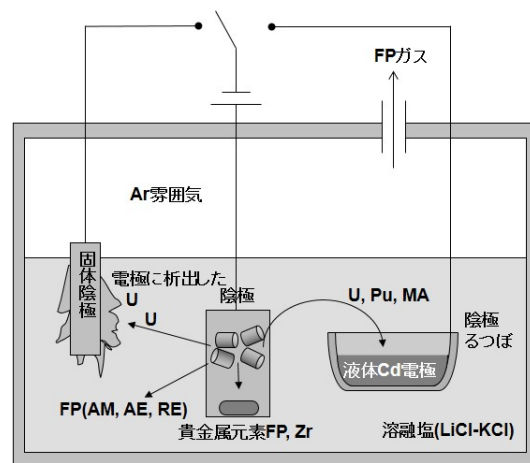
### 8.1 NEXT法

湿式再処理法では、主にPUREX法で培われた技術が基本として使われており、これに経済性向上のための簡素化や、抽出剤をより環境負荷の小さなものに変えるなどの改良に関する研究開発が進められている。わが国では、先進湿式再処理システムとしてNEXT(New Extraction System for TRU Recovery)法と呼ばれる技術が主要な研究開発の一つである。ここでは、前述したように経済性、核拡散抵抗性の向上が図られ、MAサイクルが取り入れられている。NEXT法の概念図を図1に示す。NEXT法は、PUREX法の簡素化を基本とし、化学工学的な改良を加えている。

PUREX法の簡素化では、その前段にウランを粗取する晶析工程を加えることにより、プルトニウムを単離することなく、ウランと共に回収することを可能としている。また、抽出クロマトグラフィを用いたMA回収機能を設けているのが特徴である。

### 8.2 熔融塩電解法

乾式再処理技術は、PUREX法とは全く異なる原理の方法である。乾式再処理では水や有機溶媒を用いないのが最大の特徴である。そのため、水や溶媒の放射線分解による問題から解放されるため、高燃焼度燃料の再処理に向いている。乾式再処理法の中で最も主要な方法が熔融塩電解法である。図2に熔融塩電解法概念図を示す。塩化物物の熔融槽中で電解による使用済燃料の溶解と電解還元による固体電極でのウラン回収とカドミウム電極によるウラン、プルトニウム、MAの回収を行なうものであり、わが国を初め多くの国で研究が行われている。熔融塩電解法は当初、高速炉で利用される金属燃料の再処理技術として研究開発が始まったものであるが、現在では酸化燃料への適用を含めて対象範囲が広がってきている。



FP: 核分裂生成物、AM: アルカリ金属元素、AE: アルカリ土類元素、RE: 希土類元素、MA: マイナーアクチノイド

図2. 熔融塩電解法概念図

### 8.3 次世代開発技術への期待

現在、開発あるいは研究が行われている次世代再処理技術は前述のもの以外にも多種多様に亘っており、興味のある方は以下に挙げた文献などを参照されたい。核変換や有用元素の利用を考えたときに必要な要件は厳しいものがあり、その上、再処理特有の要件を経済的に達成する必要がある。分離技術は日進月歩であるので、今後、

参考文献などに示された方法以外にも様々な技術が生み出されられると思われ、また、そのような革新的な分離技術が生み出されることが期待されている。

#### 参考文献

- 1) OECD/NEA, "Spent nuclear fuel reprocessing flowsheet" NEA/NSC/WPFC/DOC(2012)15  
[<http://www.oecd-nea.org/>].
- 2) OECD/NEA "National programmes in chemical partitioning", A Status Report(2011) ISBN 978-92-64-99096-8 [<http://www.oecd-nea.org/>].
- 3) G.R. Choppin, A. Morgenstern: "Radionuclide separation in radioactive waste disposal" J. Radioanal. Nucl. Chem. 243(2000)45.
- 4) 「分離変換サイクル」研究専門委員会：「分離変換技術の導入効果」、原子力学会誌, 48(2006)327.

- 5) OECD/NEA "Potential benefits and impacts of advanced nuclear fuel cycles with actinide partitioning and transmutation" (2011)  
ISBN 978-92-64-99165-1.
- 6) 「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 II 技術検討書ー(2)燃料サイクルシステムー」, JAEA-Research 2006-043(2006).
- 7) 電中研レビュー 第37号 (2000), 電中研「乾式リサイクル、金属燃料FBR研究」のあゆみ, 第I部 原子燃料サイクル技術.

**長岡技術科学大学 鈴木達也**  
**(2014年1月14日)**