

1-1 原子力発電と核燃料サイクルの仕組み

1. はじめに

日本の原子力は、1950年代半ばに始まった。世界的な原子力平和利用と核兵器削減の重要性を謳った、有名なアイゼンハワー米大統領による演説「Atoms for Peace」が国連総会で行われたのが1953年のことである。日本は、その2年後の1955年に「原子力基本法」を制定し、原子力の研究開発と推進体制の整備を開始した。

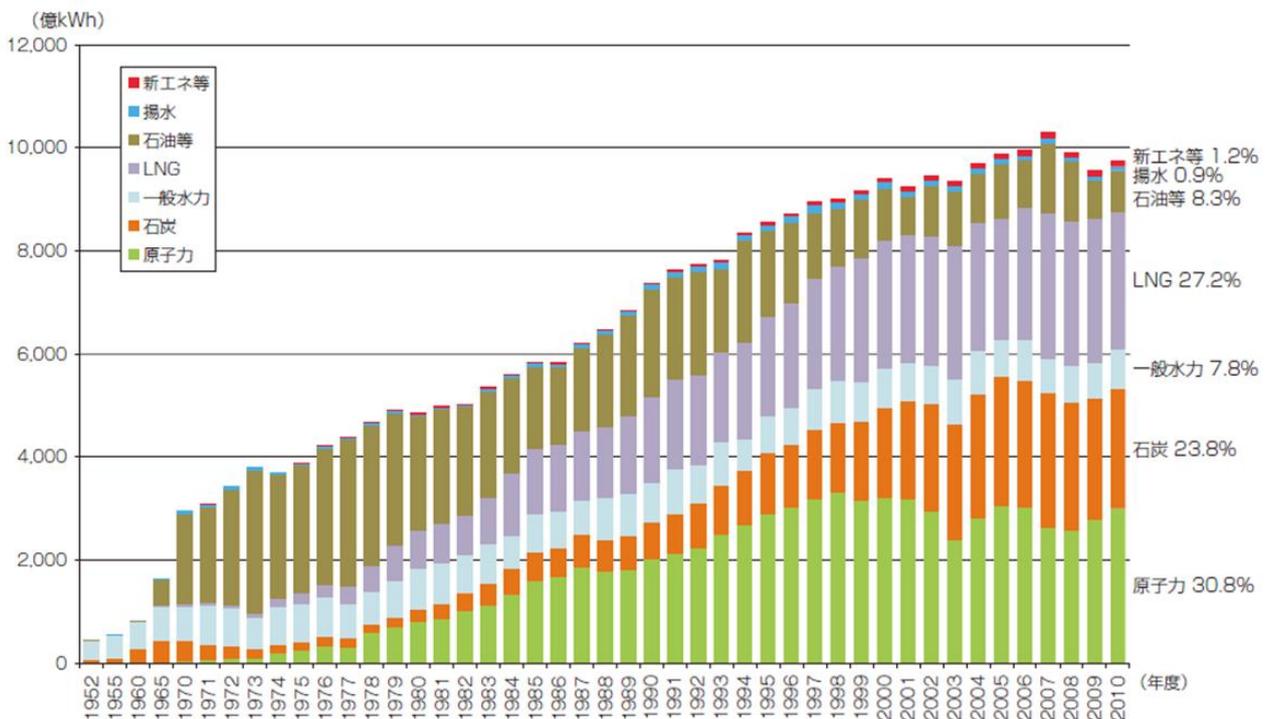
1963年、日本原子力研究所（現日本原子力研究開発機構）の動力試験炉JPDRがわが国ではじめて、原子力による発電に成功した。ついで1966年には、国内初の商用原子力発電炉として、ガス冷却炉である東海第一発電所が営業運転を開始した。そこから軽水炉の建設が進み現在に至る。

1973年に「第一次石油危機（オイルショック）」が起きた。石油依存度が70%近くもあった日本にとって、石油価格の高騰と産油国による石油の供給制限は、経済的に大きな打撃となった。オイルショックの教訓から、石油依存の脆弱なエネルギー供給構造の体質を改善すべく、日本はエネルギー政策の大転換を行った。これにより、日本における原子力は決定的な意味を持つようになった。

当時採られた政策は、①石油依存度の低減とエネルギーの多様化、②石油の安定供給の確保、③省エネルギーの推進、④新エネルギーの研究開発、の4つである。政策の一環として、発電事業における石油火力への依存を減らすため、原子力発電や石炭火力の強化が進められた。1978年の第二次石油危機は、この方針をさらに後押しすることとなった。

第1図に平成22年度エネルギーに関する年次報告¹⁾（エネルギー白書）において報告されている、発電電力量の推移（一般電気事業用）を示す。1975年時点は総発電量における石油火力発電の割合は62%であったが、2000年にはその割合を9%まで下げ、一方で原子力が32%、石炭と天然ガス（LNG）火力の合計が45%を担うまでになった。石油火力に大きく依存していた発電構成が、石炭火力、天然ガス火力、原子力で合計80%近くをほぼ均等に分担し、残りを水力、石油火力および新エネルギー等で分担するという構成になった。

電源種をこのように分散させて構成することを「ベストミックス」という。これは、リスクを分散することによる「安全保障」を意味する。



(注) 71年度までは9電力会社計。
 (出所) 資源エネルギー庁「電源開発の概要」、「電力供給計画の概要」をもとに作成

第1図 発電電力量の推移（一般電気事業用）
 [平成22年度エネルギーに関する年次報告（エネルギー白書）より]

2. 核燃料サイクルとは

核燃料サイクルとは、天然に存在するウランやトリウム資源を核燃料として利用し、原子炉から取り出した使用済みの燃料を廃棄物として処理し処分するまでの全過程を指す。核燃料サイクルの概要を第2図に示す。濃縮ウランを燃料とする軽水炉の核燃料サイクルを例とすると、次の過程に分類される。

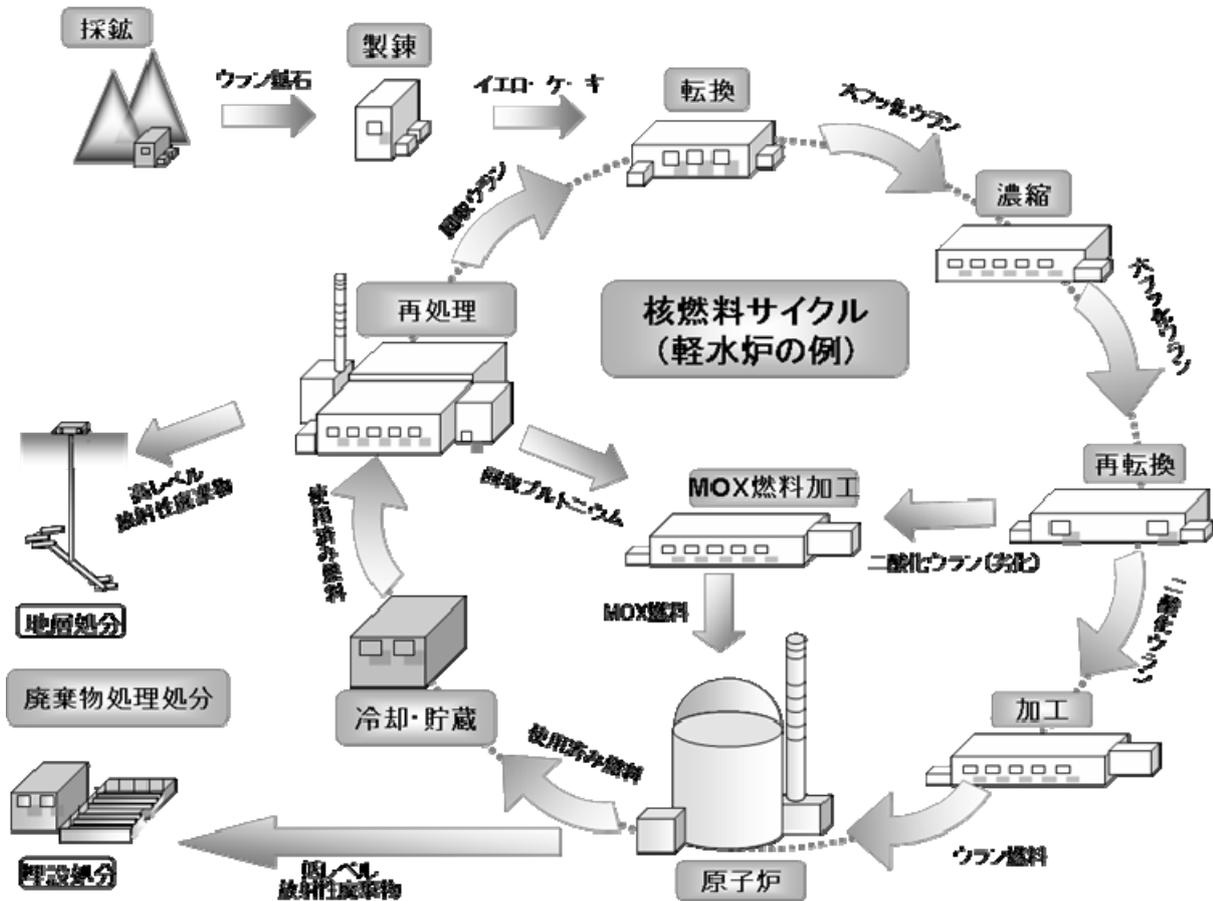
- (1) 採鉱・製錬
- (2) 転換・濃縮
- (3) 再転換・加工
- (4) 原子炉
- (5) 冷却・貯蔵
- (6) 再処理・MOX加工
- (7) 廃棄物処理処分

ウランは地殻を構成する岩石、沈積物、および海水中に広く分布している。岩石には0~7ppmの濃度のウランが含まれており、ウラン鉱床ではこれが1000倍以上に濃集されている。ウランは、天然の酸化還元条件下において、4価もしくは6価の原子価をとるため、水溶性の6価ウランは地下水や熱水とともに移動し、還元性雰囲気下では難溶性の4価ウランが鉱床を形成する。

ウラン鉱石から原子炉燃料としてのウラン化合物を得る工程は、イエローケーキと呼ばれる精鉱 (U_3O_8) を得るまでの粗製錬と、イエローケーキから UF_4 等に至るまでの精製錬とに分類される。ここで、イエローケーキは重ウラン酸ナトリウム ($Na_2U_2O_7$)、重ウラン酸アンモニウム ($(NH_4)_2U_2O_7$)、あるいは含水四酸化ウラン ($UO_4 \cdot 2H_2O$) 等の、製錬工程の違いにより成分が異なる混合物のことである。

粗製錬工程では、鉱石の破碎・粉砕、硫酸または炭酸ソーダによるウランの浸出、浸出液の固液分離、イオン交換法または溶媒抽出法による浸出液の精製、およびイエローケーキの沈殿・乾燥、が行われる。ついで精製錬工程では、焙焼等の手法によるイエローケーキの精製・前処理により UO_3 が、水素ガスによる UO_3 の還元で UO_2 が、フッ化水素ガスによる UO_2 のフッ化で UF_4 が得られる。粗製錬は鉱山付近で行われ、精製錬は化学工業の一貫として別の場所で行われるのが通例であり、軽水炉のように濃縮ウランを必要とする場合は、転換工場においてフッ素ガスによるフッ化により、 UF_4 を UF_6 に転換する工程が加えられる。

転換工場 で得られた UF_6 は、ウラン濃縮工場に送られ、



第2図 核燃料サイクル

同位体濃縮が行われる。ウラン濃縮は、核分裂性の同位体である ^{235}U の濃度を、天然の0.72%から軽水炉燃料に必要な3-5%まで高めるものである。代表的な方法として、ガス拡散法と遠心分離法がある。いずれも $^{235}\text{UF}_6$ と $^{238}\text{UF}_6$ の微小な質量差を利用する分離法であり、多数の単位装置を多段に組み合わせたカスケードと呼ばれる方式を用いる。

ガス拡散法は1段あたりの分離係数が小さく、そのため多くの段数が必要となり、消費電力が大きい分離手法であるが、装置の可動部分がなく故障が少ないため信頼性が高い。遠心分離法は、装置の高速回転を安定に維持することが重要となるが、分離係数が概してガス拡散法よりも大きい。日本では遠心分離法が実用化されている。

ウラン濃縮工場で得られた濃縮ウランの化学形は UF_6 であり、 UO_2 等への再転換を経て、燃料集合体へ成型加工される。例えば、 UF_6 ガスと水蒸気を反応させて UO_2F_2 の粒子とし、この粒子を水素ガスにより還元して UO_2 粉末を調製する方法がある。

UO_2 粉末は焼結により UO_2 ペレットに加工され、そのペレットを被覆管に挿入し、両端を溶接して燃料棒に加工する。複数の燃料棒から燃料集合体を組み立て、原子炉燃料として利用する。

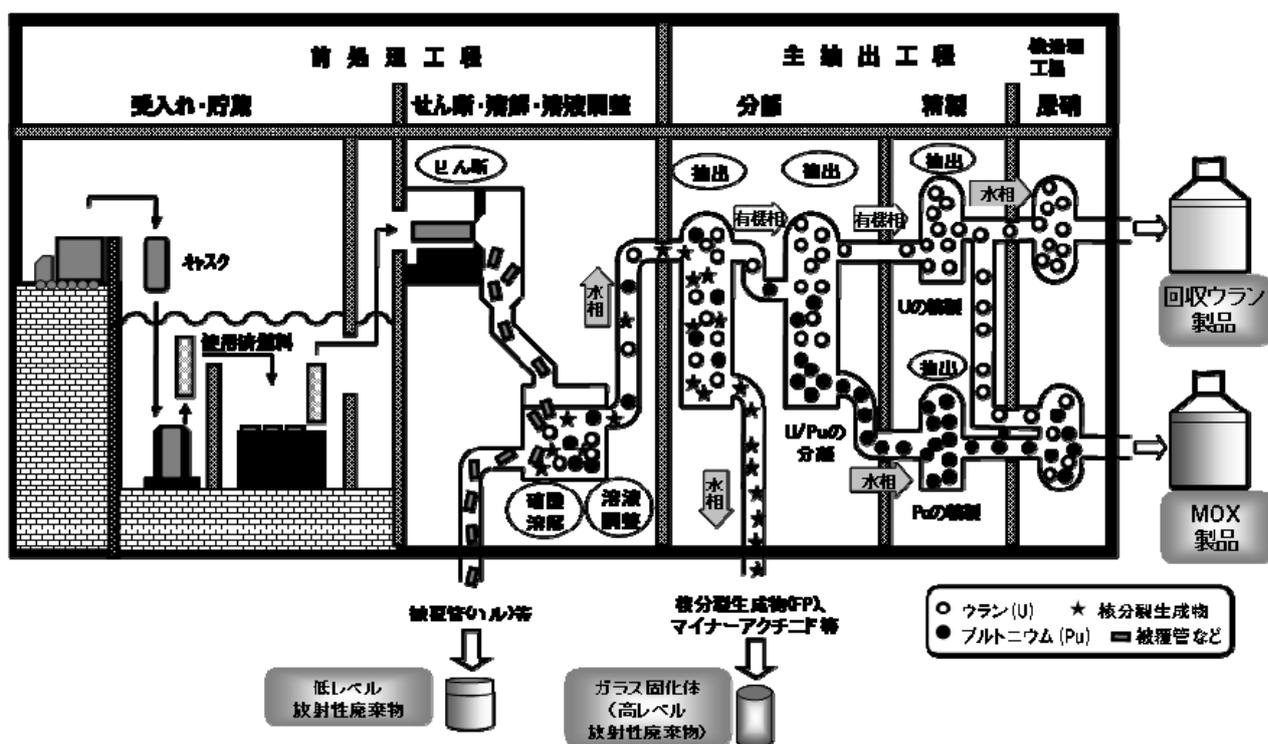
原子炉での燃焼に伴い、核分裂性物質である ^{235}U 量は減少する。それと同時に核分裂生成物（fission products, FP）が生成し、非核分裂性アクチニド（マイナーアクチニド：ネプツニウム、アメリシウム、キュリウム等）が燃料中に蓄積する。このため、反応度が低下する。また、

中性子捕獲反応により、核分裂親物質である ^{238}U から、プルトニウム（ ^{239}Pu ）が生成する。プルトニウムには核分裂性の ^{239}Pu と ^{241}Pu の他、核分裂性ではない ^{238}Pu と ^{240}Pu も含まれる。全プルトニウム中の核分裂性プルトニウムの割合は、ウランが約4.5% 燃焼した場合で65%程度である。核分裂性プルトニウムの生成は反応度を上昇させるが、上記のマイナーアクチニドの蓄積のため、総じて反応度の低下は避けられない。軽水炉では、ウラン燃料の3~5%が核分裂した（約4年間燃焼した）ところでとりだされる燃料中には、FPが3~5%含まれ、プルトニウムが約1%、 ^{235}U が約1%、ネプツニウム、アメリシウム、キュリウムが約0.1%含まれる。

3. 使用済み燃料の再処理

使用済燃料は、再処理工場において処理されるが、その目的は、①未使用ウランの回収、②プルトニウムの回収、③FPやマイナーアクチニドの分離、である。プルトニウムを再処理により回収して利用することで、ウラン資源量を節約することが可能となる。プルトニウムをウランとともにMOX（混合 PuO_2-UO_2 ）として、現在運転されている軽水炉の燃料として使う方法をプルサーマルという。プルトニウムとウランを高速増殖炉において用いると ^{238}U が核分裂性のプルトニウムに転換されるため、資源の利用効率は100倍以上増大する。

使用済燃料中のウランは、天然ウランに比べて ^{235}U の同位体濃度が高いため、再度、濃縮用原料として用いることが可能である。しかし、回収ウランには ^{236}U や ^{232}U が含



第3図 再処理工程（PUREX法）

まれるため、取り扱いには²³²Uの子孫核種からのγ線に対する遮蔽が必要となる。また²³⁶Uの中性子吸収が大きいため、これを補償するために²³⁵Uの濃縮度を高めることが必要となる。以上の理由より、再処理回収ウランの再濃縮は、ロシアにて限定的に実施されているにすぎない。

燃料は一定の燃焼を終えると原子炉外に取り出され、冷却・貯蔵を経て再処理工場に送られる。使用済燃料は、原子炉敷地内にある冷却貯蔵水槽にて150日以上かけてその放射能の減衰を待つ。使用済燃料は厳重に遮蔽を施したキャスクと呼ばれる容器に入れられて再処理施設に運搬される。なお、青森県六ヶ所村の商用再処理施設の容量不足と稼働の遅れから、発電所のサイト内での使用済燃料の保管が長期化しており、一時的な保管を目的とする中間貯蔵施設の建設が必要となっている。

再処理工程は技術的には、レアメタルの製錬のような一般産業の製錬工程と類似する点が多い。再処理工程に特有の問題は、高放射線場であることと臨界安全管理の必要性である。前者は、業務従事者に対する放射線障害防止の観点から重要であり、また、化学工程における放射線効果を考慮しなければならないという点からも大切である。後者は臨界事故防止の観点から徹底した管理が必要不可欠である。

望ましい再処理法の条件は、高い分離効率・回収率を実現する低コストな処理法であること、工程内での燃料の滞留量が少ない短時間の処理法であること、核分裂の数が時間とともに増加していく臨界超過の危険性がない安全な処理法であること、である。

再処理工程を第3図に示す。軽水炉燃料に対して現在広く実用化されている方法は、湿式法のひとつでPUREX法（ビューレックス法）と呼ばれるものであり、これは、使用済燃料を硝酸水溶液に溶解し、有機溶媒を用いる溶媒抽出法によりウラン、プルトニウム、FP等を分離するものである。通常、前処理行程、主抽出行程、後処理工程から構成される。

前処理工程は、使用済燃料の受入れ・貯蔵からせん断・溶解、溶液調整までの範囲を指す。主抽出工程は、溶液調整後から溶媒抽出分離、ウラン、プルトニウムの精製工程までを指す。後処理工程は、再利用のために、精製したウランおよびプルトニウムを脱硝し化学形を調整して製品化する行程である。

前処理工程ではまず、使用済燃料集合体からエンドピースと呼ばれる末端部を切り離し、残る部分を燃料棒の状態のまま数cmにせん断し、燃料被覆管の内側にあるUO₂を約6 mol dm⁻³(M)の硝酸に溶かす。硝酸溶液中ではウランは6価(UO₂²⁺:ウラニルイオン)、プルトニウムは4価(Pu⁴⁺)として溶解し、セシウム、ストロンチウム、希土類元素、等のFPやマイナーアクチニドもイオンとして溶解する。酸に溶けない使用済燃料被覆管せん断片はハルと呼ばれ、低レベル放射性廃棄物となる。ルテニウム、

ロジウム、パラジウム等の白金元素のFPの一部は不溶性金属として、モリブデン、テクネチウム、ジルコニウム等のFPの一部は不活性酸化物の不溶解残渣として回収される。燃料を溶解した硝酸溶液の濃度を3 Mに調節する。主抽出工程で、これを水相とし、リン酸トリブチルを体積で30%含むドデカン溶液を有機相として、混合・接触させると、6価のウランと4価のプルトニウムが有機相に移り、FPとマイナーアクチニドは水相に残る。この有機相を分離して、還元剤を含む新しい硝酸溶液と接触させると、プルトニウムのみが3価(Pu³⁺)に還元されて水相に移る。有機相に残ったウランは、希薄な硝酸溶液と接触させると水相に逆抽出できる。これらの硝酸溶液はウランの酸化物あるいはウランとプルトニウムの混合酸化物の形で製品とされる。プルトニウムをウランとともに酸化物に転換する混合転換は、1977年に発表された米国の新原子力政策に基づく日米再処理交渉の結果、プルトニウム単体転換は核不拡散の点から好ましくないとの結論に至り、開発された技術である。

4. 放射性廃棄物とその処理・処分

核燃料サイクルに関する各施設の運転に伴い放射性廃棄物が発生する。放射性廃棄物の適切な管理に必要な物理的・化学的な操作を“処理”という。放射性廃棄物の放射線強度に従って、環境に放出するか環境から隔離するかの方策を講じるが、この過程を“処分”という。軽水炉発電所の場合、放射性廃棄物の主な発生源は燃料体からのFPの漏洩、腐食生成物、空気および水の放射化等である。問題となる核種は、気体ではキセノンやクリプトンの放射性核種、液体ではヨウ素、セシウム、ストロンチウムの放射性核種、水の放射化によるトリチウム、構造材の放射化によるコバルトやクロムの放射性核種である。処理の方法としては、気体の場合は吸着法、液体の場合はイオン交換法等が採用されている。処理後の気体および液体については、放射性物質の濃度を測定し、国が定める安全基準を満たしていれば大気および海洋に放出される。処理後の液体については発電所によって再利用されることもある。発電所からの放射性廃棄物は低レベル放射性廃棄物として区分され(第1表)、固化等の処理を経た後、深度を考慮した埋設処分が行われる。

再処理施設から発生する廃棄物において、特に問題となるのは放射能レベルの高い、高レベル放射性廃棄物である。不溶解残渣と各種放射性物質の混合体である硝酸系廃液および溶媒洗浄等に用いたアルカリ廃液をそれぞれ蒸発缶等で濃縮した後、高温でガラス原料と共に熔融し、キャニスターと呼ばれるステンレスの容器に流し込む。冷却したガラス固化体を高レベル放射性廃棄物として処分する手法が検討されている。放射性核種の主なものは、ストロンチウム、セシウムの放射性核種、⁹⁰Sr、¹³⁷Csに代表されるFPおよびアメリカシウムやネプツニウム等の

第1表 低レベル放射性廃棄物

廃棄物の種類	廃棄物の例	発生源
発電所廃棄物	放射能レベル高： 制御棒、炉内構造物 放射能レベル中： 廃液、フィルター、 廃器材、消耗品等 を固化 放射能レベル低： コンクリート、金 属等	原子力発電所
超ウラン核種を含む放射性廃棄物	燃料棒の部品、廃液、フィルター	再処理施設 MOX燃料加工施設
ウラン廃棄物	消耗品、スラッジ、 廃器材	ウラン濃縮・燃料 加工施設

マイナーアクチニド、すなわち超ウラン元素である。FPは放射能レベルが高くまた量的にも多いが半減期は比較的短く、一方、超ウラン元素の多くは放射能レベルは低いが半減期が長い。このため、原子炉から取り出した後数百年間にわたっては⁹⁰Sr、¹³⁷Cs等のFPによる放射能が支配的であるが、それ以降になると超ウラン元素による放射能が支配的となる。高レベル放射性廃棄物の処分や、使用済燃料を再処理を行わずに埋設する直接処分については、これまでに様々な方法が提案され、検討されている。原子力を利用する国々の多くは、これらの高レベルの放射性廃棄物を深地層に処分して生活圏から隔離する、いわゆる地層処分の方法が最も確実であると考えている。

なお、原子炉施設等に関して、「放射性物質として扱う必要がない物」を区分する極めて低い放射能レベルをクリアランスレベルという。原子力発電所解体廃棄物の大部分はクリアランスレベル以下の廃棄物に分類される。

5. おわりに

核燃料サイクル、特に使用済燃料の再処理の目的は、天然資源としてのウランを原子炉で利用し、その使用済燃料に含まれる未使用のウランと新しく生成したプルトニウムを再処理によって回収・リサイクルし、最大限に活用しようとするところにある。その一方では、再処理せずに核燃料を直接処分する方式(いわゆるワンスルー方式)に比べて経済性に劣るという考え方もあり、必ずしも各国共通の考え方とはなっていない。エネルギー資源の少ない日本では、エネルギーの安定供給を確保すること、すなわちエネルギーセキュリティ上の観点から、核燃料のリサイクル、プルトニウム利用の政策が重視されている。

ウラン、プルトニウム以外のアクチニドをリサイクルの対象とすることで、再利用可能な資源の増加と、発生する高レベル放射性廃棄物量を低減する手法が検討されている。安全性と経済性を損なうことなく、資源を有効利用し、環境負荷を低減する処理法の開発が重要な課題である。

参考文献

- 1) 平成22年度エネルギーに関する年次報告(エネルギー白書)、経済産業省資源エネルギー庁

京都大学原子炉実験所 藤井俊行
(2012年12月10日)