

## 6-2 再処理プロセスと安全対策、保障措置

### 1. はじめに

原子力発電所で使い終わった燃料（使用済燃料）には、核燃料として再利用できるウランやプルトニウムが残っている。このウランやプルトニウムを分離するため、使用済燃料を化学的に処理することを再処理という<sup>1),2)</sup>。

国内の再処理施設を含め世界的に広く実用化されている再処理方法は、ピューレックス（PUREX）法と呼ばれる溶媒抽出による方法である。ピューレックス法は、使用済燃料を硝酸に溶解した水溶液からウランとプルトニウムを有機溶媒（TBP）により抽出分離する古典的で安定な方法であるが、高い放射線下での操作になるので、遠隔で行う必要がある。ピューレックス法の主な工程は、使用済燃料のせん断、せん断片の硝酸溶解、溶媒抽出による核分裂生成物の分離、溶媒抽出によるウランとプルトニウムの分離及び精製、脱硝（ウラン脱硝、混合脱硝）からなる。また、分離された核分裂生成物は、高レベル放射性廃液として処理する（第1図参照）。

再処理施設では、強い放射線を発する使用済燃料や核分裂を起こすウランやプルトニウムを多量に扱うことから、一般の化学工場で採られる安全対策に加え、放射線の防護や、核燃料物質の取扱いに対する安全対策、保障措置対策が必要となる。

### 2. 再処理施設の安全対策

#### 2.1 再処理施設の主な工程

##### 2.1.1 受入・貯蔵

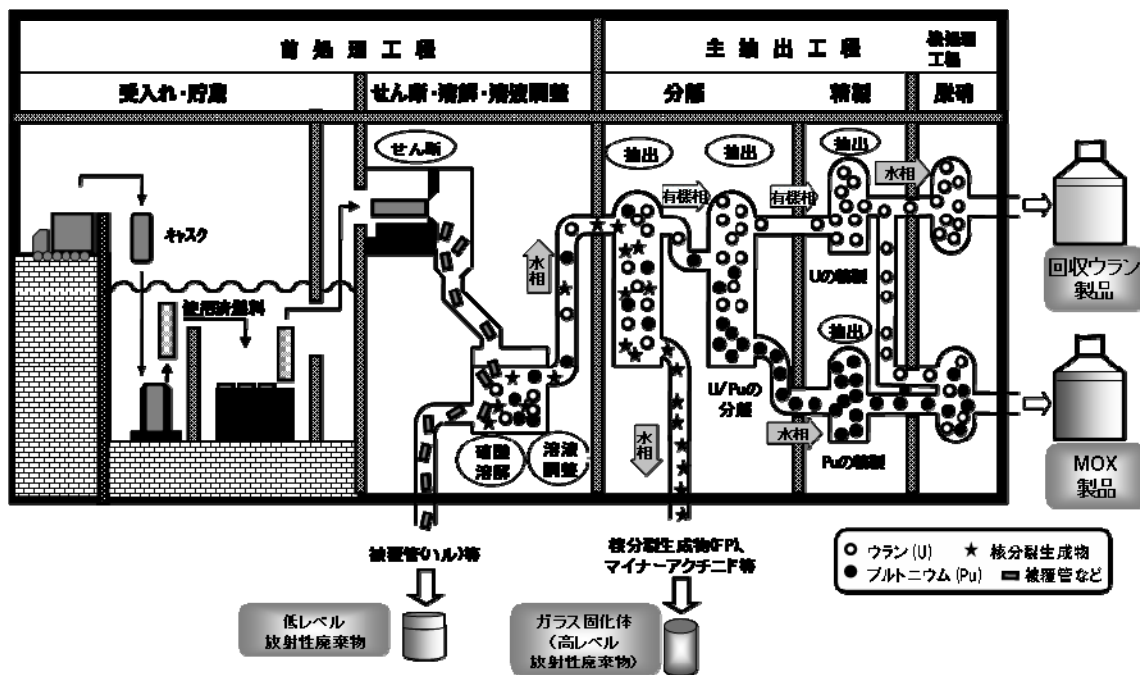
原子炉から取り出された使用済燃料は、原子力発電所内のプールにて一定期間貯蔵している。これは、使用済燃料から発生する崩壊熱を除去し、短半減期の核分裂生成物の減衰を待ち、使用済燃料の輸送や再処理施設での取扱いを容易にするためである。

その後、再処理施設に向けて搬出する際は、臨界防止、密封、除熱、放射線遮蔽の機能を有する専用の輸送容器（キャスク）に使用済燃料集合体を収納した状態で輸送し、再処理施設に運び入れる。

再処理施設では、運び込まれたキャスクを施設内のプールに水没させ、水中でキャスクの蓋を開けて使用済燃料集合体を取り出し、再処理に供するまでの期間、貯蔵プールにおいて冷却貯蔵する。再処理施設においては、原子炉停止からせん断開始までの使用済燃料の冷却期間を定めている。この冷却期間は、再処理工程の遮蔽能力、崩壊熱の除去能力などを勘案して決められる。

##### 2.1.2 せん断

使用済燃料の燃料部分は、ジルカロイなどの化学的に安定な材料でできた被覆管に収納されており、このまま



第1図 再処理施設のプロセス構成の概要

では硝酸に溶解することができないことから、被覆管内の燃料部分を露出させる必要がある。この方法には、集合体せん断が採用されている。

使用済燃料集合体は、貯蔵プールからせん断処理セルに移送し、始めに集合体の末端部分を取り除き、その後、燃料部分を数センチメートルの小片に切断していく。

せん断時には、燃料棒内の気体状の核分裂生成物等を含むせん断オフガスが発生することから、フィルターや洗浄塔などを備えた廃ガス処理設備で処理する。

### 2.1.3 溶解

使用済燃料集合体のせん断片は、耐食性に優れたステンレスやジルコニウム製の溶解槽において硝酸を用いて加熱溶解し、溶けずに残る被覆管（ハルと呼ばれる）は固体廃棄物として取り出し、貯蔵庫に貯蔵する。

溶解槽には、連続式と回分式のものがあり、連続式溶解槽は、せん断片を受け入れたホイールを硝酸中で回転させて連続的に燃料を溶解させる構造であり、従来の回分式の溶解槽に比べ処理量が大きいなどの特徴がある。溶解槽からの換気系には、洗浄塔、フィルターが設けられ、溶解時にオフガス系へ移行する核分裂生成物を処理する。

燃料の溶解液は、一部の硝酸に溶け難い金属化合物や、せん断時に発生する被覆材の切削碎片などをフィルターや遠心分離による方法で除去した後、次の溶媒抽出分離に適した硝酸濃度に調整し、計量槽で核物質量を計量してから、ウランとプルトニウムの分離・精製工程へ一定流量で送液する。

### 2.1.4 分離・精製

分離工程では、溶媒抽出を用いて、始めに溶解液中のウランとプルトニウムを核分裂生成物から分離し、次にウラン・プルトニウムの混合液をウランとプルトニウムとに分離する。精製工程では、溶媒抽出を繰り返すことにより、ウランとプルトニウムに含まれる微量の核分裂生成物をさらに除去し、それぞれ硝酸ウラニル溶液、硝酸プルトニウム溶液として回収する。分離除去した核分裂生成物は、高レベル廃液の処理工程にて蒸発濃縮して減容し、最終的にガラス固化する。

溶媒抽出は、硝酸溶液と有機溶媒を混合し、目的とする物質を有機相または水相に抽出分離する方法で、ピューレックス法では、有機溶媒にリン酸トリブチル（TBP）をドデカンで希釈して溶媒抽出に適した比重に調整したものが使用される。有機相への抽出又は水相への逆抽出の操作は、溶液の硝酸濃度及びウラン、プルトニウムの酸化還元状態を調整することによって行われる。再処理施設では溶媒抽出にミキサーセトラ又はパルスカラムと呼ばれる装置が用いられる。ミキサーセトラは、ミキサー一部で溶解液と有機溶媒を攪拌混合した後、セトラ一部で比重の差を利用して有機相と水相に分離する。パルス

カラムは、形状が円筒状あるいは円環状の装置で内部に目皿を多数配置しており、塔の上部から水相を、下部から有機相を供給し、脈動を加えながら両者を向流接触させることで抽出操作を行う。パルスカラムは、ミキサーセトラと比べて処理能力が大きいこと、装置が単純なため保守が容易なこと、抽出時間が比較的短く放射線による有機溶媒の分解が少ないことなどの利点がある。また、溶媒劣化の更なる軽減、機器の小型化を実現できる遠心抽出器も開発されている。

### 2.1.5 脱硝

脱硝工程は、硝酸ウラニル溶液、硝酸プルトニウム溶液を熱分解して安定な酸化物粉末とする工程である。

硝酸ウラニル溶液は、蒸発濃縮して濃度を高めた後、加熱した三酸化ウラン粉末の流動層中に直接噴霧して水分と硝酸分を除去することにより、三酸化ウラン粉末として回収する。硝酸プルトニウム溶液は、硝酸ウラニル溶液と混合した溶液をマイクロ波加熱することにより、水分と硝酸分を除去して混合酸化物粉末として回収する。

## 2.2 安全対策

再処理施設の安全性を確保する上での安全対策の基本的考え方を、再処理プロセスの特徴と合わせて説明する。

再処理施設は、原子力発電所と比べ、取り扱う使用済燃料の崩壊熱や放射線は減少しており、また、運転は大気圧以下で行われ、蒸発缶などを除き多くの工程は常温であるなど緩やかな条件のもとで運転されるため、異常が発生しても事象の進展は穏やかである。

再処理施設の安全対策としては、通常の化学工場と同様の対策に加え、減衰しているものの強い放射線や崩壊熱を発生する使用済燃料を取り扱うことから、放射線の遮蔽、崩壊熱の除去、水の放射線分解で生成する水素の除去対策が必要となる。さらに、核分裂性物質の臨界防止、放射性物質の閉じ込めを考慮した対策が必要となる。

この様な特徴を踏まえ、再処理施設の安全設計では、異常の発生を防止する観点から信頼性の高い技術の採用、裕度のあるプロセス及び機器の設計、耐食性のある材料の選定などを行っている。また、温度や流量等のプロセス変動を検知し、異常の拡大を確実に防止するための多重の安全対策を設けている。特に、火災、爆発、臨界の可能性のあるプロセスについては、安全を担保するために適切な熱的制限値、核的制限値等を設定した上で、これらを十分下回るように運転管理するとともに、信頼性の高いインターロックを設置することにより、自動的に事象の進展を防止する機構を設けている。また、再処理施設では、各工程を通じて放射性物質を限定されたエリアに閉じ込めておくための対策がとられており、仮に事故が発生した場合にも放射性物質が環境へ放出されることを抑制するため、換気系には高性能フィルターなど

の除染機能を有する設備を設けている。再処理施設で採られている安全対策の具体的事例を以下に説明する。

### 2.2.1 火災・爆発の防止

再処理施設は、鉄筋コンクリートやステンレス鋼などの不燃性の材料で構築されており、可燃性物質の使用は最小限にとどめている。電気設備には接地を施して着火源を排除する設計としている。また、万一の事故時にも安全が保たれるように、必要なセルや換気設備は耐火・防爆構造とし、さらに消火設備を備えている。

再処理施設の火災・爆発を防止する上で考慮すべき代表的な物質としては、溶媒抽出に使用する有機溶媒、有機溶媒に由来する反応生成物、放射線分解により発生する水素がある。有機溶媒に対しては、溶媒抽出を行う工程の運転温度を引火点以下となるように制御している。また、溶媒抽出に使用するTBPやその分解生成物は、硝酸とともに加熱すると爆発する可能性がある。このため、硝酸溶液を蒸発缶等で加熱する工程の前には、溶液中にわずかに混入するTBPを除去する設備を設けて確実に除去するとともに、急激な分解反応を起こさない温度以下に加熱を制限している。さらに、何らかの原因により制限温度を超えることがあれば、自動的に加熱を停止するインターロックを設けている。

放射線分解により発生する水素に対しては、放射性物質を取り扱う機器の内部で水素が滞留し爆発限界を超えることがないように、機器内に空気を送り込みながら換気を行い水素濃度の上昇を防いでいる。また、混合脱硝工程では、脱硝した粉末を還元する際に窒素と水素の混合ガスの供給を行うが、水素濃度を監視・調節して、水素濃度の上昇を防ぐための安全装置を設けている。

### 2.2.2 臨界の防止

再処理施設では、核分裂性物質であるウランやプルトニウムによる臨界を防止するための種々の対策が施されている。臨界を防止する方法には、核分裂を起こす物質の量や濃度を制限して連鎖反応を防ぐ方法（質量管理、濃度管理、同位体組成管理）、核分裂に必要となる中性子を少なくして連鎖反応を防ぐ方法（形状管理、中性子毒）がある。再処理施設ではこれらの方法を単独あるいは組み合わせることにより臨界を防止している。

使用済燃料の受入・貯蔵工程においては、使用済燃料集合体の相互の間隔を適切に保つことにより臨界を防止している。受入・貯蔵工程及びせん断工程においては、使用済燃料集合体を1体ずつ取り扱うこととしている。ウランやプルトニウム溶液を取り扱う機器については、ウラン、プルトニウムの濃度や濃縮度に応じて、中性子が機器の外へ逃げやすくなるよう機器の形を平板状又は円環状にするなどの形状管理が行われる。使用済燃料の溶解槽では、核分裂性物質が固体及び液体の両方の状態で存在することを考慮し、形状管理、濃度管理及び中性

子吸収材の組合せにより臨界を防止している。所定量以上の使用済燃料が溶解槽に装荷されることを防ぐための対策が施され、厳重な臨界安全管理がなされる。

機器などから溶液が漏えいした場合でも臨界にならないように、漏えい液を受けるドリフトレイも形状管理される。また、臨界管理方法が異なる機器へ溶液を移送する際には、溶液のサンプリング分析による濃度の確認、移送設備の施錠管理、溶液密度等を検知して誤移送を防ぐための安全機構の設置など、機器の故障や運転員の誤操作を考慮しても臨界を防止できるよう多重の安全対策がなされている。

### 2.2.3 遮蔽・閉じ込め

再処理施設では、強い放射線を発する使用済燃料やその溶解液等を取り扱うことから、主要な機器は十分な放射線遮へい能力を有する厚いコンクリートに囲われたセルと呼ばれる部屋に設置して、放射線による被ばくを防止する設計としている。

セル内の機器等は、高い放射線のために容易に人が近づけず、保守は簡単には行えない。このため、セル内に設置される機器等は、故障が少なく信頼性の高いものを使用するとともに、必要に応じて二系列化している。また、腐食を考慮して十分に耐食性のある材料を用いるなどの対策が講じられている。セル内の機器が故障した場合は、内部の放射性物質を洗浄等により除去（除染）し、人が直接立ち入れるようにしてから作業員による直接保守を行う。また、一部の高線量セルにおいては、セル外からクレーンやマニピュレータなどを用いて遠隔的に保守を行い、作業員の被ばく低減や、施設の稼働率、経年変化等を考慮した合理的な保守が行えるように考慮している。

再処理施設では、機器、セル、建家により放射性物質の閉じ込めを行っている。このため、使用済燃料の溶解液等の溶液を内蔵する機器は原則として溶接構造とし、溶液の性状に応じてステンレス鋼、チタン合金やジルコニウム等の耐食性に優れた材料を使用し、漏えいし難い構造としている。セルには、機器等から液体が漏えいした場合を想定し、漏えい液を保持できるように内部にライニングもしくはドリフトレイを施工するとともに、漏えいを検知して貯槽へ回収できる送液装置を設けている。

再処理施設内の気圧は、建家外部を基準に、建家内、セル内、機器内の順に低くなるように設計されており、万一、放射性物質が漏れた場合でも、放射性物質で汚染された空気が建家外部に漏出し難い設計としている。

また、施設の換気系には高性能フィルターと放射線モニターを設けており、施設内の空気はフィルターで放射性物質を除去した後、放射線モニターで監視しながら大気拡散効果のある排気筒を通して環境に放出される。

### 3. 再処理施設の保障措置<sup>3)</sup>

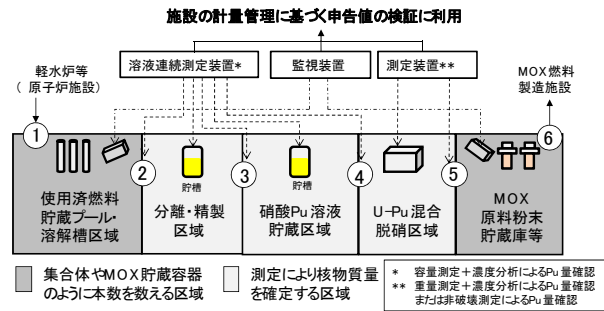
我が国では、核不拡散条約（NPT）に基づき国際原子力機関（IAEA）との間で保障措置協定を締結し、核拡散（核燃料物質の核兵器への転用）防止のため、東海及び六ヶ所の再処理施設に対し適切な保障措置活動が実施されており、基本的には封印・監視ならびに計量管理で構成され、原子力規制庁及びIAEAによる査察が行われている。査察の結果、IAEAは核物質の転用の疑いが無いことの確証を与え、これにより我が国のプルトニウム等核燃料物質の継続利用が国際的に認められている。このように、原子力の平和利用の確保のためには、適正な核燃料物質の管理、査察への協力が不可欠である。特に再処理施設においては、使用済燃料からプルトニウムの抽出を行うことから、査察側としては、確実に転用検知ができることが保障措置上の重要なポイントである。第1表に再処理施設における代表的な査察とそのタイミングの関係を示す。

第1表 代表的な保障措置活動とそのタイミング

	保障措置活動の対象	査察のタイミング
1	設計情報	運転前、運転中及び変更時
2	計量管理記録	月1回
3	核物質の区域間移動	移動の都度
4	プルトニウムの在庫	ランダムまたは定期（月1回）

第1表に示すとおり、保障措置活動として設計情報の確認がある。六ヶ所再処理施設においては、建設期間中に配管の接続状態や貯槽の配置、槽の検量等が査察官により入念に行われた。この確認は、運転前、運転中（定期的）及び設計変更を行った場合にも実施されている。

再処理施設では、使用済燃料、硝酸系溶液及びMOX粉末等、物理的・化学的に多様な形態の核燃料物質を大量に取り扱うことから、それらの核燃料物質の転用がないことを確実にするため、溶液やMOX粉末に対する測定技術の開発や高度化が国際的な共同研究（東海再処理施設保障措置技術実証：TASTEX）、又は対IAEA保障措置技術支援計画（JASPAS）で進められ、開発された機器が封印・監視装置と合わせて保障措置上重要なプロセスに設置され、査察機器として運用されている。なお、監視装置としては監視カメラや測定データ収集装置等がある。これらの機器による連続的な測定及び監視に基づき、適宜又は定期的に実施される評価により転用の有無の確認が可能となっている。六ヶ所再処理施設の場合は、大型再処理工場保障措置検討会議（LASCAR）にて保障措置の基本要件が整理され、その結果により効果的な査察が実施できるよう査察機器の配置等が行われている。第2図に再処理プロセスに係る物質収支区域と保障措置機器の関係の一例を示す。



第2図 再処理施設の物質収支区域と保障措置機器の関係

第2図に示すように、核燃料物質の計量管理はそれぞれの区域毎に実施され、その区域を物質収支区域と呼ぶ。その境界を流れの主要測定点と呼び、特に①～⑥の各点においては、査察官による員数勘定、精度の高い測定や分析等による移動量の確認が移動の都度行われる。

使用済燃料やMOX原料粉末貯蔵庫に対する査察では、既に核燃料物質量が確定されたものが封入された容器単位で取扱われることから、その区域にあるべき容器等の本数の確認（員数勘定）もしくは監視装置による評価結果の組合せ等で転用の有無が確認される。

一方、分離・精製区域からU-Pu混合脱硝区域においては、液体や粉末の核燃料物質を容器内で取扱うことから、核燃料物質の在庫量を重量や液量等の測定と濃度分析の組合せで求めることになる。施設の運転員は、その在庫量を施設側の測定装置や分析により確定し、査察時及び定期的（月単位）に原子力規制庁やIAEAの査察官に申告している。査察官はその申告の妥当性を確認するため、査察側の測定装置や独自の分析により在庫量を求め、申告値との比較により転用の有無を確認する。ここで測定や分析には不確かさを含むため、その確認には測定装置や分析手法の不確かさが考慮される。不確かさが大きい場合、転用の有無（プルトニウムの有意量、すなわち核兵器への転用が可能な量は8kgPu）を検知する確率が下がるため、測定装置等の不確かさについては予め査察側との合意のもとで定められる他、定期的な校正が義務付けられている。

さらに査察は、量的な観点の他、期間的な観点からも行われる。プルトニウムの場合、一般的に約1ヶ月以内の確認が必要なことから、ほぼ毎月、在庫量の確認査察が行われている。また年1回、全ての核燃料物質を対象とした実在庫検認が行われ、物質収支評価により核物質管理の妥当性が確認されている。ここで実在庫検認とは、事業者が棚卸しを行い、員数勘定・測定や分析等により全ての核燃料物質の在庫量を確定した結果を、査察官が確認する活動で通常年1回実施される。なお、処理量が多い施設の場合、技術的に精度をいくら向上させてもプルトニウムの有意量検知が困難となることから、封印・

監視装置、連続測定装置、近実時間計量管理（NRTA）及び廃棄物中の残存Pu量管理、短時間通告による運転状態の確認の組合せで包括的な転用検知の仕組みが講じられている。なお、“近実時間計量管理”とは、物質収支評価の期間をより短くすることで、評価対象の核燃料物質の量を少なくし、統計解析手法により計量管理の妥当性を評価する手法を、また“短時間通告”とは、査察通告後、数時間後に査察が実施されることを意味する。

我が国では、今までの計量管理実績、保障措置活動への協力実績が国際的に認められ、平成20年8月より統合保障措置に移行し、さらなる査察の効率化が図られている。

#### 参考文献

- 1)実務テキストシリーズNo.3 軽水炉燃料のふるまい  
(財)原子力安全研究協会、1998.7第4版
- 2)原子力ハンドブック、原子力ハンドブック編集委員会編、(株)オーム社発行、2007.11
- 3) 六ヶ所再処理工場の保障措置の概要、第21回 国際核物質管理学会日本支部年次大会論文集

**日本原子力研究開発機構 佐本寛孝 中村仁宣**

**(2013年4月15日)**