

## 特集 次世代に向けた核燃料サイクルの展望

エネルギー資源に乏しく2050年カーボンニュートラルを目指す我が国にとっては、再生可能エネルギーや原子力など、エネルギー安全保障に寄与し脱炭素効果が高い電源を最大限活用していくことが重要です。我が国は、原子力について、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるウランとプルトニウムを有効利用する核燃料サイクルの推進を基本的方針としています<sup>1</sup>。

核燃料サイクルの推進は、長期的な原子力利用のために重要な取組ですが、その確立は道半ばであり、国民の認知度も決して高いとは言えません。また、ロシアによるウクライナ侵略やホルムズ海峡等をめぐる事態は、エネルギーの海外依存度を低減する必要性を改めて浮き彫りにしました。核燃料サイクルは、使用済燃料の再利用を可能とすることでエネルギー安全保障に貢献することが期待され、今、その意義が高まっています。

今年度の特集ではこのような背景を踏まえ、核燃料サイクルについて、その意義や技術、国内外の動向等について紹介します。

### 1. 核燃料サイクルの概要とその意義

#### 1.1 核燃料サイクルの概要

核燃料サイクルとは、ウラン資源からエネルギーを取り出し、廃棄物として処分するまでの一連のプロセスを指します。使用済燃料を再処理してリサイクルする場合をクローズドサイクル、再処理せずに処分する場合をオープンサイクル（又はワンスルー）と呼びます。

核燃料サイクルのプロセスについて、軽水炉<sup>2</sup>によるクローズドサイクル（軽水炉サイクル）を例に概説すると、まず、天然のウラン鉱石からウランを抽出し、燃料として加工し、原子力発電所で使用します。使い終わった燃料（使用済燃料）には、まだ燃料として使えるもの（ウランとプルトニウム）が含まれており、化学的に処理（再処理）することによってウランとプルトニウムを回収し、新たな燃料の原料として利用します。再処理に伴って生じた廃棄物はガラスの状態（ガラス固化体）にして処分します。なお、再処理しないオープンサイクルの場合には、使用済燃料を適切な形にして容器に封入した上で処分します。

資源の少ない我が国では、エネルギー安全保障に寄与する電源として原子力発電を位置付け、その燃料をリサイクルする、クローズドの核燃料サイクルを推進しています。

本特集1では、軽水炉サイクルを中心に、その全体像と意義について説明しています。特集2では高速炉利用による核燃料サイクルについて説明し、最後に特集3として国内外の動向を踏まえ、今後の展望について整理しています。なお、以下、本特集において「核燃料サイクル」という場合、別途断りのない限りは、クローズドサイクルを指します。

1 第7次「エネルギー基本計画」(2025年2月閣議決定)

2 中性子の減速と冷却に軽水(普通の水)を用いる原子炉。これまで我が国で稼働した実用発電用原子炉は日本原子力発電東海発電所(黒鉛減速・炭酸ガス冷却型)を除き全て軽水炉

### 1.1.1 核燃料によるエネルギーの発生の仕組み

我が国を始め、多くの国の発電用原子炉は、ウラン 235 (U-235) を燃料としてその核分裂により発生する熱エネルギーを利用します。得られた熱エネルギーは火力発電と同様に水を沸かすために用いられ、発生した蒸気の方でタービンを回転させて発電します。

U-235 は核分裂を起こしやすい (核分裂性) 物質であり、中性子を吸収して核分裂し、その際に熱エネルギーと中性子を放出します (図 1)。放出された中性子は、更に別の U-235 に吸収され、新たな核分裂反応を引き起こします。このように次々と核分裂反応が続くことを核分裂の連鎖反応といい、この連鎖反応を維持・制御することにより熱エネルギーを連続的に得ることができます。軽水炉では、U-235 を 3～5% まで濃縮して使用します。

一方で、天然に存在するウラン (天然ウラン) には、核分裂性の U-235 が約 0.7% しか含まれておらず、残りの約 99.3% は核分裂を起こしにくいウラン 238 (U-238) です。核分裂連鎖反応が起きている運転中の原子炉内では、U-238 が中性子を捕獲しプルトニウム 239 (Pu-239) 等に変化する反応も起きています (図 2)。Pu-239 は U-235 と同様に核分裂性物質であり、原子炉内で発生するエネルギーの約 30～40% は運転中に生成される Pu-239 等の核分裂に由来しています。また、運転中に U-235 及び Pu-239 は全て核分裂するわけではなく、使用済燃料にはそれぞれ約 1% 残っており、資源としてリサイクルが可能です (図 3)。

なお、核分裂により生じた物質は核分裂生成物と呼ばれ、そのほとんどがセシウム 137 (Cs-137) やストロンチウム 90 (Sr-90) などの放射性物質です。

### 1.1.2 核燃料サイクルの全体像

核燃料サイクルは、フロントエンド、原子炉におけるエネルギー生産、バックエンドの 3 段階で構成されます (図 4)。フロントエンドは、ウラン鉱石の採掘から原子炉で使用する燃料の供給までのプロセスを含み、軽水炉の場合、採掘、製錬 (鉱石に含まれるウランの精製)、転換、濃縮、再転換、燃料加工の順に進みます。原子炉に装荷された燃料は、3～5 年程度使用されエネルギーを生み出した後、使用済燃料として取り出されます。バックエンドは、使用済燃料の貯蔵、再処理、MOX 燃料加工、放射性廃棄物の処理及び処分プロセスを指します。

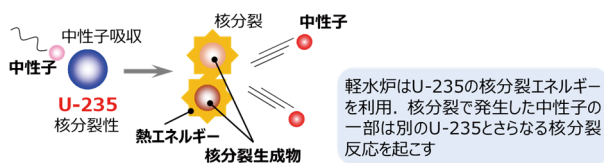


図1 ウラン 235 の核分裂のイメージ

(出典) 内閣府作成

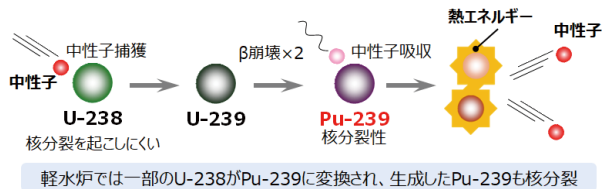


図2 ウラン 238 がプルトニウム 239 に変換され核分裂を起こすイメージ

(出典) 内閣府作成

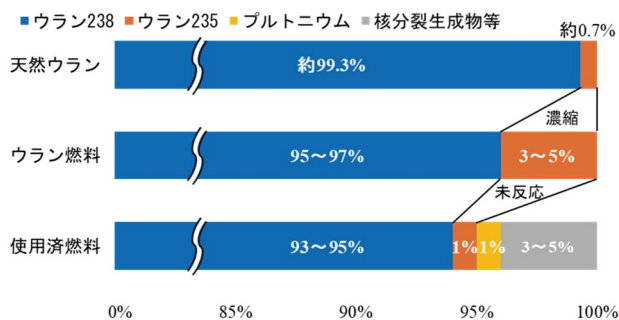


図3 軽水炉燃料等の組成 (例)

(出典) 日本原子力文化財団、軽水炉内でのウラン燃料の燃焼による変化, エネ百科(2016年)を基に内閣府作成

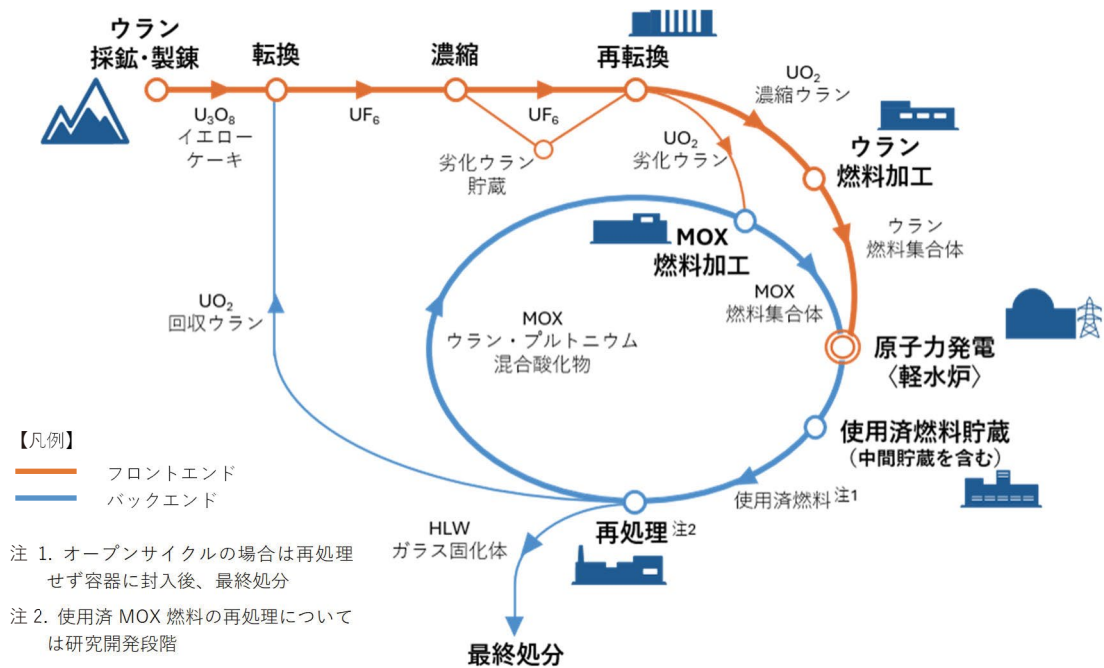


図4 核燃料サイクル（軽水炉サイクル）の全体像

（出典）内閣府作成

### 1.1.3 平和利用の担保

核燃料サイクル分野は、ウラン濃縮やプルトニウムの回収といった核兵器の材料となる核物質や技術にも関係するものであり、平和利用の担保が不可欠です。我が国は、原子力基本法で原子力利用を平和の目的に限ると定めています。また、我が国の保有するプルトニウムを含む全ての核物質について、国際原子力機関（IAEA<sup>3</sup>）との保障措置協定に基づく査察等、保障措置の厳格な適用を受けており、その結果、IAEAは、これらが平和的活動下にあるとする結論を出しています。我が国は、こうした取組等により原子力の平和利用を担保しています。くわえて、我が国は「利用目的のないプルトニウムは持たない」との原則を堅持し、また、プルトニウム保有量を減少させる方針を示しています<sup>4</sup>。その他、プルトニウムの管理状況の公表や利用目的の確認等を通じてプルトニウム利用の透明性を確保し、国内外の理解を得る取組を継続しています<sup>5</sup>。

## 1.2 核燃料サイクルの各工程の概要

核燃料サイクルは、運用する原子炉の炉型（軽水炉、高速炉等）、燃料形態（酸化物、金属等）、再処理を行うか否か等、様々な組合せが考えられます。本節では再処理を伴う軽水炉サイクルの各プロセスについて説明します。

### 1.2.1 フロントエンド

フロントエンドは、ウラン鉱石の採掘から始まり、製錬（鉱石に含まれるウランの精製）、転換、濃縮、再転換、燃料加工の順に進みます。

3 International Atomic Energy Agency

4 「我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方」（2018年原子力委員会決定）

5 第4章 4-1-2 「保障措置による平和利用の確保」を参照

## 採掘

ウラン鉱石の採掘は、主な事例では、探鉱開始から生産まで平均13.6年を要し<sup>6</sup>、探鉱により鉱床を発見して生産に至る割合は0.1～0.5%程度とされています<sup>7</sup>。近年では、探鉱や採掘技術の発展に伴い、より深部の鉱床や従来の方法では採掘が難しい鉱床、低品位かつ軟弱地質の鉱床などにおいても経済的な採掘が可能となっています。

なお、ウラン資源は、カザフスタン、カナダ、ナミビア、オーストラリアなど複数の地域で生産されています（図6）。



図5 ウラン鉱山

（出典）Namibian Uranium Association, Rössing Uranium Limited, Namibian Uranium Association ウェブサイト(2026年)

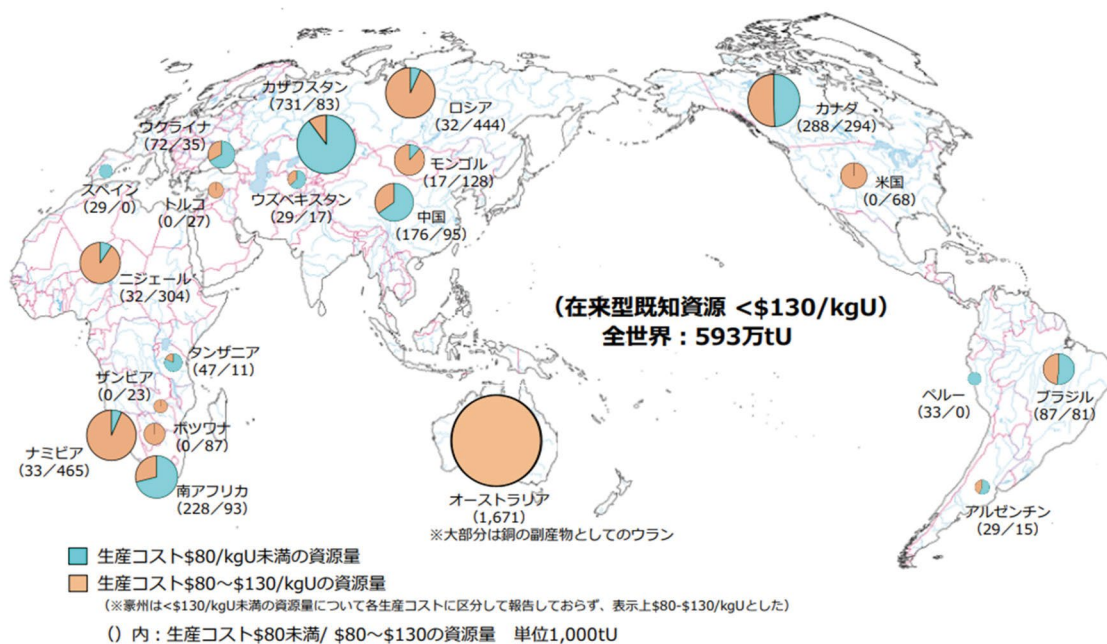


図6 世界の在来型ウラン資源量

（出典）エネルギー・金属鉱物資源機構,ウラン資源とその需給について,第41回原子力委員会[資料第1号] (2025年)

## 製錬

製錬工程では、採掘したウラン鉱石から化学処理によってウランを分離し、八酸化三ウラン ( $U_3O_8$ ) を70～80%含む黄色の粉末(イエローケーキ)を得ます。

## 転換

転換工程では、イエローケーキを濃縮に適した形態である六フッ化ウラン ( $UF_6$ )<sup>8</sup>に変化(転換)させます。



図7 ウラン鉱石、イエローケーキ及び六フッ化ウラン

（出典）日本原燃,ウラン採掘から発電までの流れ,日本原燃ウェブサイト (2026年)

6 エネルギー・金属鉱物資源機構,ウラン資源とその需給について,第41回原子力委員会[資料第1号] (2025年)

7 Regueiro González-Barros, M., & Espí, J. A. (2019). The returns on mining exploration investments. Boletín Geológico Y Minero, 130(1), 161-180.

8  $UF_6$  は常温で固体だが約56℃で昇華し気体になる

## 濃縮

ウランの濃縮には、一般的に遠心分離法が用いられています。気化させた UF<sub>6</sub> を遠心分離機にかけ、遠心力によって重い U-238 が外側に集まることを利用し U-235 を濃縮します。一つの遠心分離機での濃縮はごく僅かであるため、遠心分離機を直列に多段に組み合わせて濃縮を繰り返し、必要な濃縮度（軽水炉燃料の場合は 3～5%）を得ます（図 8）。また、この工程では、副産物として U-235 の含有量が天然ウランよりも低くなったウラン（劣化ウラン）が生成されます<sup>9</sup>。

## 再転換

濃縮工程で得られた濃縮 UF<sub>6</sub> を、軽水炉燃料に適した形態である二酸化ウラン（UO<sub>2</sub>）に再転換し粉末状にします。

## 燃料加工

燃料加工（燃料製造）工程では、UO<sub>2</sub> 粉末を成形、焼結して直径約 8～10mm、高さ約 10mm の円柱状の固形物（ペレット）にします。燃料棒はこのペレットを燃料被覆管に封入したものであり、さらに多数の燃料棒を組み合わせる燃料集合体とします（図 9）。

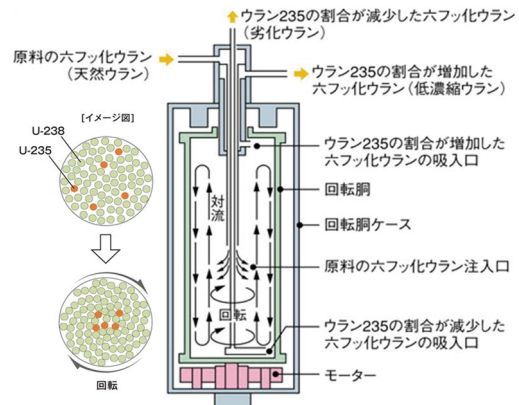


図 8 遠心分離法によるウラン濃縮

（出典）日本原子力文化財団，遠心分離法のしくみ，エネ百科（2016年）；日本原燃，遠心分離機・カスケードとは，日本原燃ウェブサイト（2016年）を基に内閣府作成

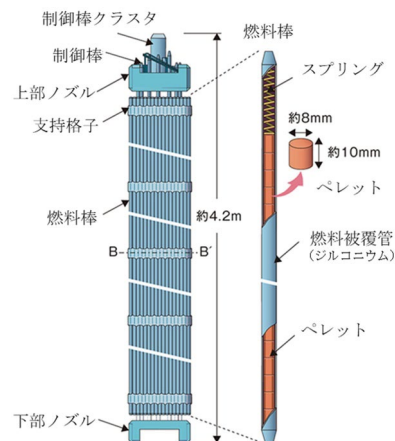


図 9 燃料集合体の構造（PWR の例）

（出典）日本原子力文化財団，燃料集合体の構造と制御棒，エネ百科（2019年）を基に内閣府作成

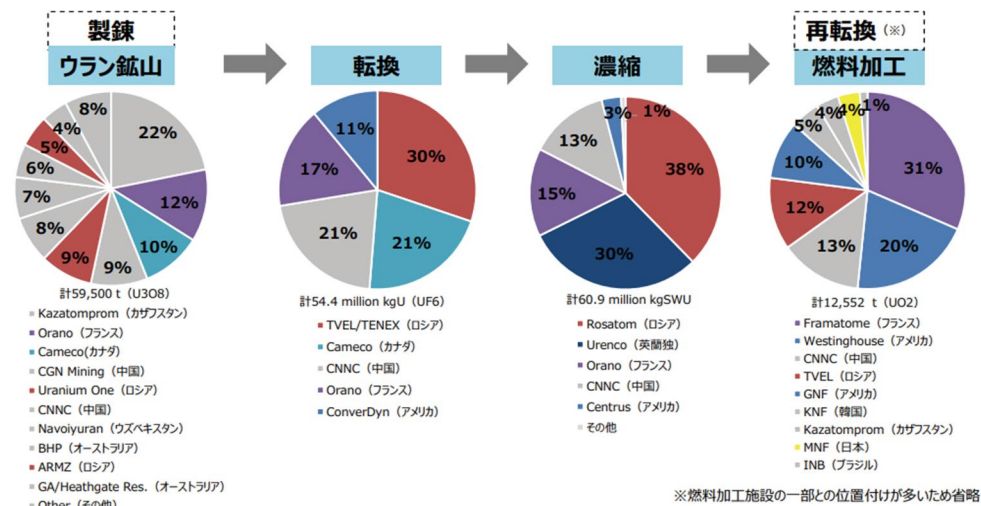


図 10 フロントエンドにおける世界のマーケットシェア（2022年時点）

（出典）資源エネルギー庁，原子力に関する動向と課題・論点，第 42 回総合資源エネルギー調査会電力・ガス事業分科会原子力小委員会[資料 1]（2024年）

9 我が国では 2025 年 12 月末時点で約 16,500ton の劣化ウランが貯蔵されている（原子力規制庁，我が国における令和 7 年（2025年）の保障措置活動の実施結果，第 8 回原子力規制委員会 令和 8 年 5 月 13 日 [資料 3]（2026年））

## 1.2.2 原子炉での発電

製造された燃料集合体は原子力発電所に輸送し、原子炉に装荷され、典型的な例では3～5年程度使用されます。燃料交換は約1年に1回の定期検査期間中に行われます。燃料中のU-235は核分裂に伴い消費されるため、運転期間中、核分裂が効率良く進むように、一度に全ての燃料集合体を交換するのではなく、炉心の一部<sup>10</sup>を新燃料に交換しています。また、燃料集合体の使用履歴による差異を考慮した配置とすることで炉心の出力分布を平坦化しています(図11)。

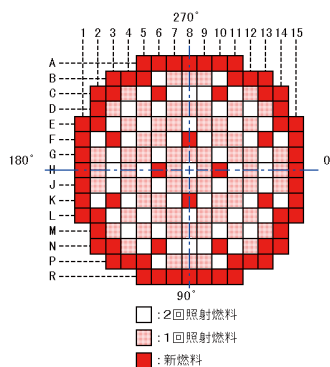


図11 燃料装荷パターン  
の例 (PWR)

(出典) 日本原子力研究開発機構、  
PWRの炉心設計,ATOMICA(2010年)

## 1.2.3 バックエンド

使用済燃料は一定期間冷却し、貯蔵された後、再処理施設に輸送され、再処理によりウランとプルトニウムを回収します。また、再処理により発生した放射性廃棄物は、含まれる放射性核種の種類と量に応じて適切に処理及び処分されます。

### 使用済燃料の冷却・貯蔵

原子炉から取り出した直後の使用済燃料は、放射性物質の崩壊に伴い放射線量と発熱量が高いため、発電所内の使用済燃料プールで一定期間冷却され、放射能と発熱量の減衰を待ちます。その後、再処理されるまでの間、使用済燃料プールや乾式貯蔵施設等において一時的に保管されます。

使用済燃料の貯蔵方式には、使用済燃料プールによる湿式貯蔵と、金属キャスク(容器)等による乾式貯蔵があります(図12)。湿式貯蔵ではプール水により除熱と放射線の遮へいを行い、乾式貯蔵では空気の流れにより除熱を、キャスク構造材等により遮へいを行います。湿式貯蔵ではポンプでプール水を循環するために外部電源が必要となります。他方、乾式貯蔵は外部電源を必要とせず、維持管理がしやすいといえます。使用済燃料を再処理するまでの安全な貯蔵のためには、貯蔵能力の拡大が必要であることから、我が国では、原子力発電所敷地内での乾式貯蔵施設の建設や、敷地外での中間貯蔵施設の建設が進められています<sup>11</sup>。

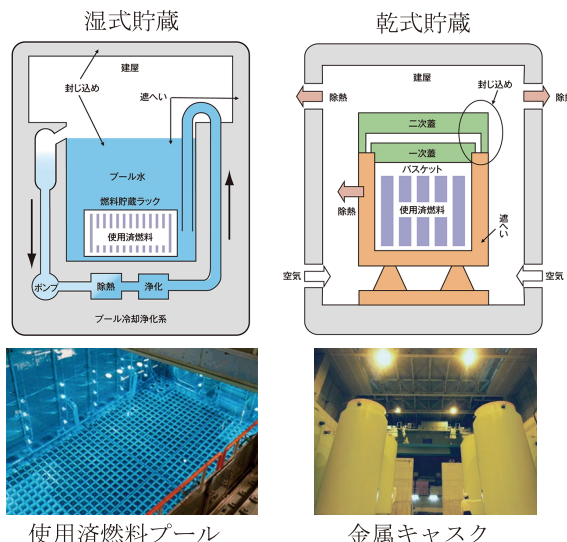


図12 使用済燃料貯蔵の方式と貯蔵例

(出典) 日本原子力文化財団、使用済燃料の中間貯蔵方式(例)、エネ百科(2016年); 使用済燃料貯蔵対策の取り組み、電気事業連合会ウェブサイト(2026年); 日本原子力発電、使用済の核燃料を陸上で安全に保管する「乾式貯蔵」とは?、資源エネルギー庁ウェブサイト(2019年)

10 PWRの場合、一般的には炉心の約3分の1から4分の1の燃料を交換する

11 第2章2-2-3-4「使用済燃料の貯蔵」を参照

## 再処理

軽水炉の使用済燃料には、ウラン（U-238 約 93～95%、U-235 約 1%）、プルトニウム（約 1%）及び核分裂生成物等<sup>12</sup>（約 3～5%）が含まれています（図 3）。再処理工程では使用済燃料を化学的に処理し、ウランとプルトニウムを回収します。

原子力発電所又は中間貯蔵施設から輸送された使用済燃料は、再処理施設のプールで一定期間、冷却、貯蔵します。その後、せん断・溶解工程に進み、約 3～4cm の小片に切断した後、硝酸で溶解します<sup>13</sup>。分離工程では、まず、硝酸溶解液をウランとプルトニウムを含む溶液と、それ以外の核分裂生成物等を含む廃液（高レベル放射性廃液）に分離します。次にウランとプルトニウムを化学的性質の違いを利用して分離し精製します。プルトニウムが核兵器の製造へ転用されにくくするため、精製したウラン溶液とプルトニウム溶液を同量で混合した後、脱硝し、ウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX<sup>14</sup>）粉末として回収します<sup>15</sup>（図 13）。

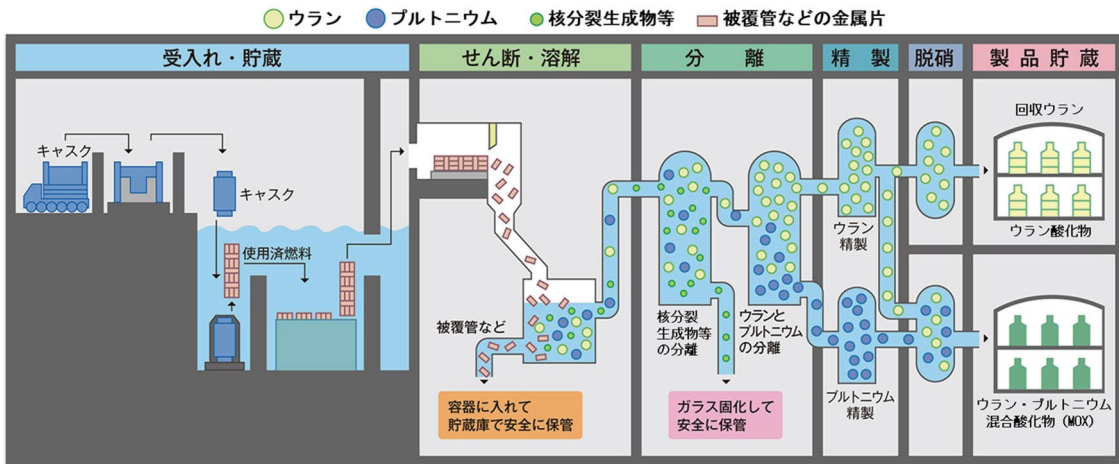


図 13 再処理の工程

（出典）日本原子力文化財団，再処理の工程，エネ百科（2018年）を基に内閣府作成

## MOX 燃料加工

再処理により回収した MOX は、劣化ウランと混合してプルトニウムの割合を調整した後、ウラン燃料と同様の工程を経て、MOX 燃料に加工します（図 14）。

なお、再処理で回収したウラン酸化物（回収ウラン）には U-235 が約 1% 含まれており、再び、転換、濃縮、再転換の工程を経て、ウラン燃料（回収ウラン燃料）に加工します。

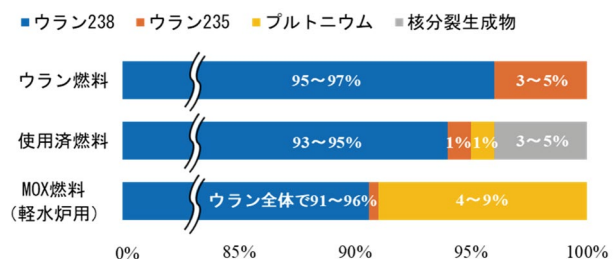


図 14 軽水炉の MOX 燃料等の組成（例）

（出典）日本原燃，MOX 燃料加工事業の概要，日本原燃ウェブサイト（2026年）を基に内閣府作成

12 核分裂生成物に加え、ウランやプルトニウムが中性子を吸収することで生じたマイナーアクチノイド（脚注 25 参照）も含まれる

13 被覆管などの金属片は溶解されずに残り、廃棄物として処理される

14 Mixed Oxide

15 MOX はウランを含むためそのままでは核兵器に転用できないことから核不拡散につながる

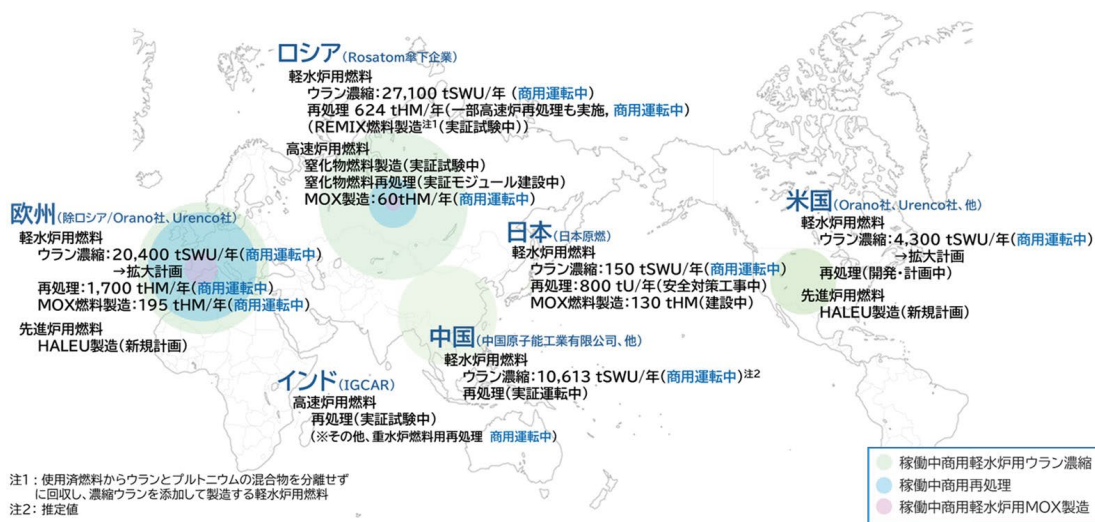


図15 主な世界のウラン濃縮、再処理施設、MOX製造施設

(出典) 日本原子力研究開発機構, 核燃料サイクルに関する諸外国の動向, 第13回原子力委員会 [資料第3-2号] (2026年); 日本原子力産業協会, 世界の原子力発電開発の動向 2025版 (2026年); World Nuclear Association, World Nuclear Fuel Report: Global Scenarios for Demand and Supply Availability 2025-2040 (2025年); Urenco, 2025 Annual Results Presentation (2026年) を基に内閣府作成

## プルサーマルによる発電

MOX燃料は、炉内燃料の3分の1程度までであれば、既存の原子炉でも利用可能とされていることから、ウラン燃料と共に炉心内に装荷して使用します (図16)。我が国では軽水炉でのMOX燃料利用を「プルサーマル」と呼んでおり、現在再稼働済の原子炉15基のうち4基でプルサーマルの実績があります<sup>16</sup>。なお、プルサーマルによって生じる使用済MOX燃料も再処理によってウランとプルトニウムの回収が可能なることから、再処理技術の確立に向けた研究開発が進められています。

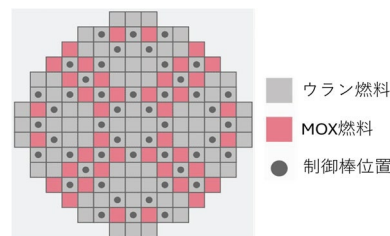


図16 MOX燃料装荷例

(出典) 四国電力, プルサーマル, 四国電力ウェブサイト (2026年)

## 高レベル放射性廃棄物の処理・処分

再処理工程で使用済燃料から分離された高レベル放射性廃液は、ガラス原料と共に高温で融かし合わせて安定な固化体とし、ステンレス鋼製容器 (キャニスター) に封入します (図17)。これをガラス固化体と呼びます。ガラス固化体は放射性物質の崩壊熱によって発熱しているため一定期間の冷却・貯蔵を経て処分します。我が国では、高レベル放射性廃棄物とはガラス固化体を指します。

高レベル放射性廃棄物の最終処分方法として最適であると国際的に考えられている方法が地層処分です。地層処分では、廃棄物を地下深部<sup>17</sup>の安定した地層の岩盤に埋設することで、長期にわたって人間の生活環境から隔

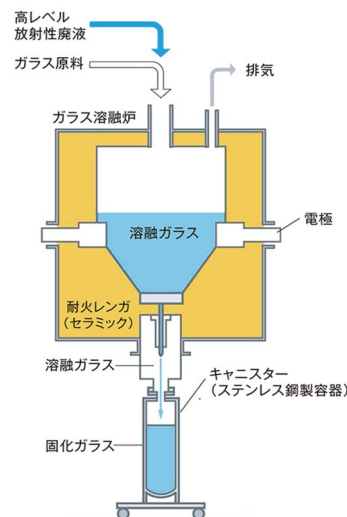


図17 ガラス固化体の製造工程

(出典) 日本原子力文化財団, ガラス固化体ができるまで, エネ百科 (2016年)

16 制御棒の能力を向上させるなどして、炉内燃料の3分の1程度を超え、全炉心をMOX燃料とすることができる設計の大間原子力発電所が建設中

17 我が国では300m以深 (特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律)

離します。さらに、人工的な対策（人工バリア）と岩盤が持つ天然の性質（天然バリア）を組み合わせた多重バリアシステムにより放射性物質が環境中に放出されないように閉じ込めます。

人工バリアは、ガラス固化体、厚さ 20cm 程度の金属製容器（オーバーパック）、厚さ 70cm 程度の緩衝材（粘土<sup>18</sup>）の三つで構成されます（図 18）。ガラスは水に溶けにくく、また、化学反応が生じにくい安定した材料です。ガラスの緻密な構造に放射性物質が取り込まれ、ガラス固化体が破損してもすぐに放射性物質が溶け出すことはなく、それ自体がバリアとして機能します。ガラス固化体はオーバーパックに封入され、ガラス固化体が地下水と接触することを長期間（少なくとも 1,000 年間）防ぐよう設計されます。さらに、水を通しにくい緩衝材でオーバーパックを覆うことで、オーバーパックの腐食を遅らせます。また、緩衝材は物質を吸着する性質があり、放射性物質が溶出した場合には吸着する役割があります。

地下深くの岩盤では、酸素が少ないことから金属の腐食が生じにくいというえ、地下水の流動が遅くなります。このため、天然バリアとして放射性物質を長期にわたって閉じ込めておくことに適していると考えられています（図 19）。

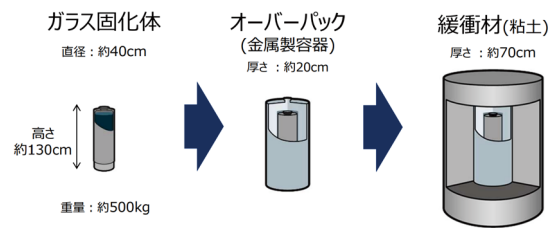


図 18 人工バリアシステム

（出典）原子力発電環境整備機構，高レベル放射性廃棄物の最終処分に関する対話型全国説明会説明資料（2026 年 4 月）

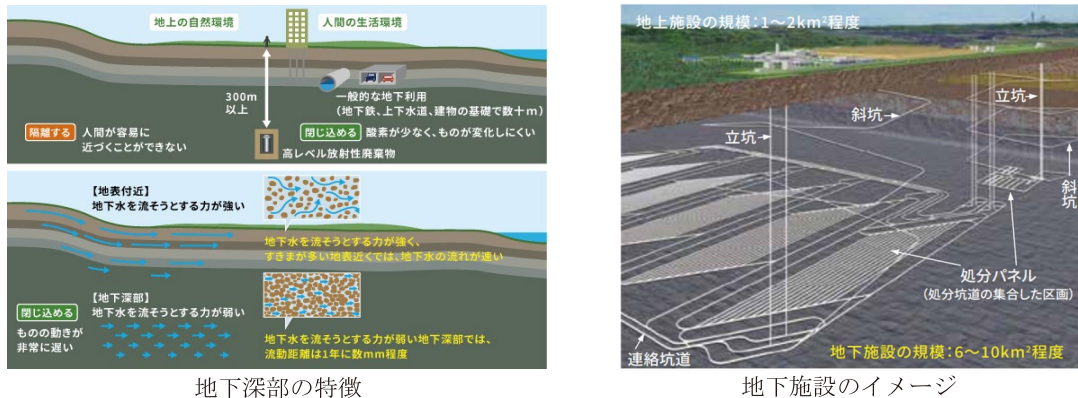


図 19 地下深部の特徴と地下施設のイメージ

（出典）原子力発電環境整備機構，知ってほしい地層処分（2025 年）

### 1.3 軽水炉サイクルの意義

軽水炉サイクルは、資源の有効利用による海外依存度の低減といったエネルギー安全保障や、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減による将来世代の負担軽減に寄与するものです。

#### 1.3.1 エネルギー安全保障と資源の有効利用

原子力を安定的に利用していく上で、持続可能な核燃料供給体制は重要です。我が国は、フロントエンドのうち、採掘から転換については 100%、濃縮についてもその多くを海外に依存していますが、脱炭素化の進展等によりウラン資源に対する国際的な需要増加が見込ま

18 緩衝材として、ベントナイトという粘土を用いる。ベントナイトには水を吸って膨れる性質があり、膨張して自らの隙間を埋めることで水を流れにくくする。また、放射性物質は水に溶けるとその多くが陽イオンになるが、ベントナイトは表面が負に帯電しているため、このような放射性物質を吸着し、その移動を遅らせる性質も有している

れています<sup>19</sup>。また、2022年に発生したロシアによるウクライナ侵略を踏まえ、欧米諸国ではロシアからのウラン調達を低減させようとする動きがあります。このため、エネルギー安全保障の観点から、ウラン資源を有効利用し、海外依存度を低減させることが重要です。

軽水炉サイクルでは、再処理によって回収したウランとプルトニウムを MOX 燃料や回収ウラン燃料として再利用する場合、使用済燃料 1,000kg から MOX 燃料 100kg と回収ウラン燃料 130kg を製造できると評価<sup>20</sup>されており、ウラン資源の有効利用が可能です。なお、我が国は、国内で使用済燃料から MOX 燃料と回収ウラン燃料を製造し、原子炉にて使用した実績があります<sup>21</sup>。

使用済 MOX 燃料もリサイクル可能なウラン及びプルトニウムを含んでおり、再処理することで更なる資源の有効利用が期待されます。一方で、使用済 MOX 燃料は、使用済ウラン燃料に比べて、プルトニウムが多く含まれているために再処理過程において硝酸に溶けにくいことや、白金族元素が多く含まれているためにガラス熔融炉内で堆積しやすいといった特徴があるため、再処理技術の確立に向けた研究開発が進められています。

### 1.3.2 高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減

使用済燃料を再処理してウランとプルトニウムを回収することにより、単位発電量当たりには発生する高レベル放射性廃棄物の体積は、使用済燃料を直接処分する場合の約 4 分の 1 に減容することができます (図 20)。これは処分場の容量低減につながります。

また、ウランとプルトニウムを回収することで、廃棄物の有害度の低減も期待できます。放射性廃棄物の有害度の指標として、人が直接経口摂取した場合に受ける放射線量 (実効線量<sup>22</sup>) で比較すると、有害度が天然ウラン並みに低減するまでに要する期間<sup>23</sup>は、ガラス固化体では約 8 千年となり、直接処分の場合の約 10 万年から大幅に短くなると評価されています<sup>24</sup>。これは将来世代のリスクや負担を軽減することにつながります。

なお、原子炉内では核分裂反応と共に、燃料中のウラン等が中性子を捕獲することによりマイナーアクチノイド<sup>25</sup>が生じる反応も起きています。マイナーアクチノイドには半減期の長い核種<sup>26</sup>があるため、高レベル

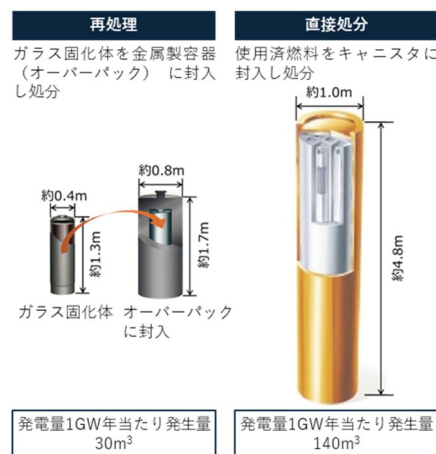


図 20 高レベル放射性廃棄物の廃棄体イメージ

(出典) 日本原子力研究開発機構, 廃棄物の減容・有害度の低減のために「もんじゅ」等を活用して行うべき研究開発について, 文部科学省もんじゅ研究計画作業部会(2012年)を基に内閣府作成

19 IAEA 及び経済協力開発機構 / 原子力機関 (OECD/NEA) は、2050 年までに原子炉関連の国際的なウラン需要が約 9 ～ 14.2 万 tU へ増加すると予測している (第 2 章 2-2-3-2 「天然ウランの確保」を参照)

20 原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会 (2012 年)

21 どちらも国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (原子力機構) にて製造され、MOX 燃料は原子力機構の新型転換炉ふげんに、回収ウラン燃料は国内の複数の原子力発電所にて装荷した実績がある

22 個々の臓器や組織が放射線から受ける影響を総合して全身への影響として表した数値、単位は Sv

23 単位発電量当たりの高レベル放射性廃棄物による有害度が、その発電に必要な天然ウランと同等まで下がるのに必要な期間を試算したもの

24 核燃料サイクル開発機構, 原子力の環境適合性 (2005 年)

25 ウランよりも原子番号が大きい元素 (超ウラン元素) のうちプルトニウムを除いた元素の総称。燃料中のウラン等が中性子を捕獲することで生じ、主な元素としてネプツニウム (Np-237)、アメリシウム (Am-241, Am-243 等)、キュリウム (Cm-242, Cm-244 等) が挙げられる

26 Np-237 の半減期は約 214 万年、Am-243 の半減期は約 7,400 年

放射性廃棄物として処分する際、その有害度の主要因となっています。

## 1.4 軽水炉サイクルにおける再処理及び MOX 燃料加工のコスト

軽水炉サイクルには資源の有効利用や廃棄物対策としてのメリットがある一方で、再処理や MOX 燃料加工のための費用が生じます。資源エネルギー庁総合資源エネルギー調査会発電コスト検証ワーキンググループにて 2025 年 2 月に公表された試算<sup>27</sup>では、原子力発電の燃料費 1.88 円 /kWh のうち、再処理等及び MOX 燃料加工の費用は、それぞれ 0.58 円 /kWh 及び 0.08 円 /kWh であり、原子力発電コスト全体 (12.6 円 /kWh) の約 5% を占めるとされています。

## 2. 高速炉を含めた核燃料サイクル

### 2.1 高速炉と高速炉サイクルの概要

核燃料サイクルの効果をより高めるものとして期待されているのが、高速炉です。高速炉とは、エネルギーが高い中性子 (高速中性子) によって核分裂反応を維持する原子炉です (図 21)。燃料として主に Pu-239 を用い、炉心の冷却には中性子を減速しない液体金属など<sup>28</sup>が用いられます。

高速炉では、Pu-239 の核分裂により高速中性子が大量に存在するため、軽水炉と比べて、核分裂を起こしにくい U-238 を効率良く核分裂性の Pu-239 に変換することができます。また、高レベル放射性廃棄物の有害度の要因となっている半減期の長いマイナーアクチノイドを核分裂させ、別の物質に変換 (核変換) することができます<sup>29</sup> (図 22)。

高速炉による核燃料サイクル (高速炉サイクル) は、まず、燃料加工の工程にて、軽水炉又は高速炉の使用済燃料の再処理にて回収したウランとプルトニウムを劣化ウラン等と混合し、所定のプルトニウム混合割合 (20 ~ 30% 程度) の燃料を製造します。次に、製造した燃料を高速炉に装荷し、エネルギー生産と同時にプルトニウムの生産に使用します。使用済燃料は、所定の冷却・貯蔵期間を経て再処理にてウランとプルトニウムを回収し、再び高速炉の燃料として使用します (図 23)。

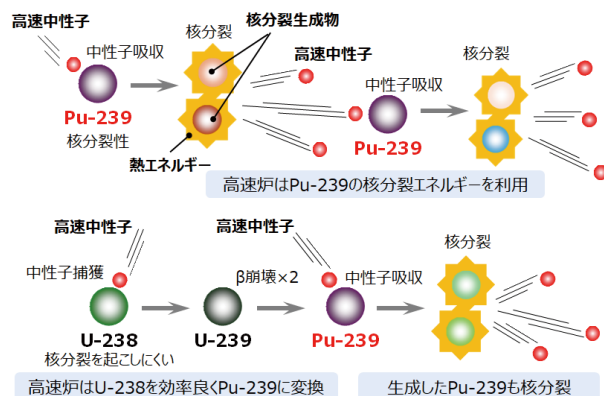


図 21 高速炉内の核反応のイメージ

(出典) 内閣府作成

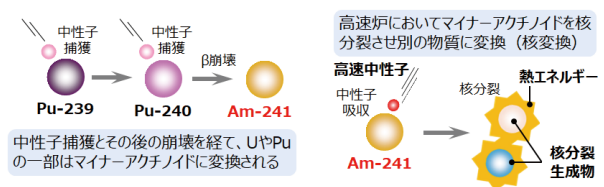


図 22 マイナーアクチノイドの生成と核変換のイメージ

(出典) 内閣府作成

27 以降の試算結果は、割引率 3% とした際の値を記載している。その他の試算条件については、「発電コスト検証に関する取りまとめ(令和 7 年 2 月 6 日 発電コスト検証ワーキンググループ)」を参照

28 ナトリウムや鉛などの液体金属に加え、熔融塩(ナトリウム化合物やフッ化物)、ガス(ヘリウム)が研究されている

29 高速炉では、核分裂を起こしにくいプルトニウムの同位体(Pu-238、Pu-240 及び Pu-242)も核分裂させることが可能

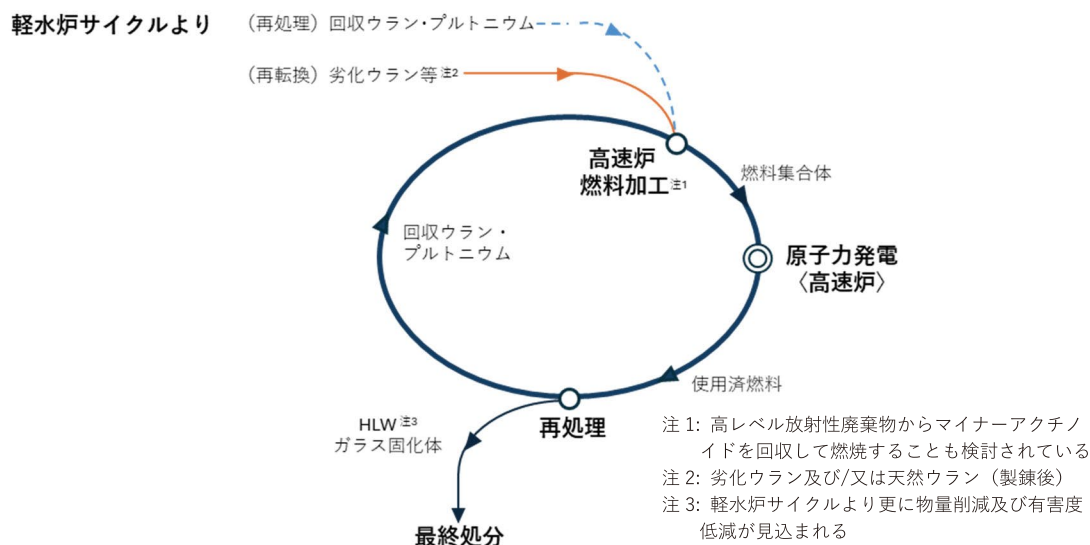


図23 高速炉サイクルの全体像

(出典) 内閣府作成

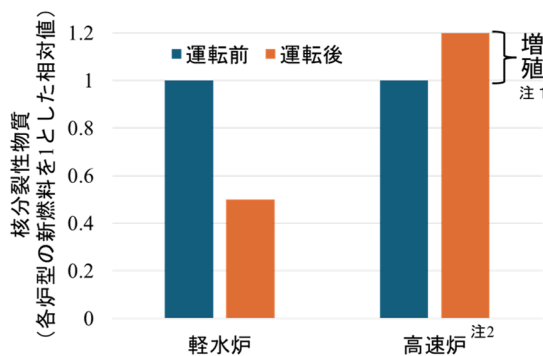
## 2.2 高速炉サイクルの意義

高速炉サイクルは、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減といった効果をより高め、長期的な原子力利用、そしてエネルギー安全保障に資するものとして期待されています。

### 2.2.1 エネルギー安全保障と資源の有効利用

天然ウランには核分裂を起こしにくいU-238が約99.3%含まれますが、高速炉では、このU-238を核分裂性のPu-239へ効率良く変換することができます。また、高速炉は、一定期間運転する毎に、燃料として消費した核分裂性物質と同程度か、それ以上の核分裂性物質の生産が可能な設計とすることができます（図24）。

軽水炉から発生する使用済燃料は、再処理を繰り返すと、核分裂を起こしにくいプルトニウムの同位体<sup>30</sup>比率が増え、燃料の質を維持することが難しくなります<sup>31</sup>。一方、高速炉ではこれらの同位体が生成されても高速中性子により核分裂していくため、再処理を繰り返しても燃料の質の劣化は軽水炉より小さくなります。



注1: 原子炉の運転に消費した量よりも多くの核分裂性物質を新たに生産することを増殖と呼ぶ  
注2: 高速炉は、使用済燃料中に新燃料の120%の核分裂性物質が残存するよう設計された場合の例

図24 運転前後の燃料中に含まれる核分裂性物質量の比較（例）

(出典) 内閣府作成

30 Pu-238、Pu-240及びPu-242

31 現行の再処理工程ではプルトニウム同位体を分離できないため、再処理を繰り返すと核分裂を起こしにくいプルトニウム同位体の比率が増え、燃料としての利用に必要な核分裂性のプルトニウムの割合を維持することが難しくなる

このような高速炉の特性により、高速炉サイクルでは使用済燃料を繰り返し再処理することで、核分裂を起こしにくいU-238も無駄なく燃料として利用することができます。このため、天然ウランの利用効率は、軽水炉サイクルに比べて格段に高まり、新たにウラン資源を確保する負担を軽減することが可能となります(図25)。

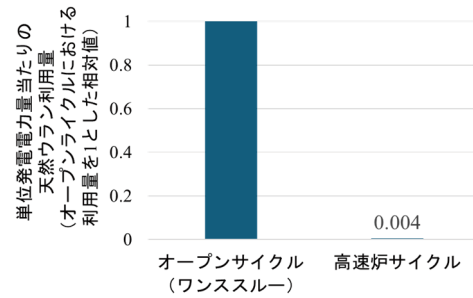


図25 同じ電力量を得るために利用する天然ウランの量

(出典) OECD/NEA, Strategies and Considerations for the Back End of the Fuel Cycle (2021年)を基に内閣府作成

## 2.2.2 高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減

軽水炉ではマイナーアクチノイドを核分裂させることが難しいのに対し、高速炉では効率よく核分裂させることができます。このため、高速炉サイクルでは、再処理工程にて使用済燃料に含まれるマイナーアクチノイドを回収し、燃料に混合して高速炉に装荷して核分裂させることで、高レベル放射性廃棄物の有害度を低減することが可能となります。高レベル放射性廃棄物の有害度が天然ウラン並みに低減するまでに要する時間は、高速炉サイクルの場合は約300年になると評価されており<sup>32</sup>、軽水炉サイクルの場合の約8千年よりも更に短縮することが期待できます(図26)。

また、高速炉は軽水炉に比べて発電時の熱効率を高くできるため、単位発電電力量当たりの高レベル放射性廃棄物の発生量は直接処分と比べて約7分の1まで抑えられると評価されており<sup>33</sup>、軽水炉サイクルの約4分の1よりも、更に減容化が期待できます。

これらによって、将来世代のリスクや負担を更に軽減することが期待されます。

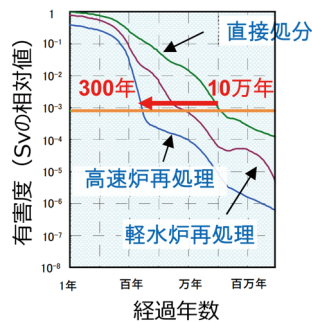


図26 高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度の低減

(出典) 資源エネルギー庁, エネルギーを巡る社会動向を踏まえた革新炉開発の課題, 第3回原子力小委員会革新炉ワーキンググループ [資料3] (2022年)

— 1年間の軽水炉運転に必要な天然ウランの有害度に相当

表1 核燃料サイクル方式の比較

	オープンサイクル	軽水炉サイクル	高速炉サイクル
燃料	燃料成分としてU-235のみを利用	U-235、Pu-239等を回収し再利用	U-238を効率的にPu-239に変換し再利用
有害度 <sup>注1</sup>	Pu-239(半減期約27,000年)等が含まれ、約10万年	Am-243(半減期約7,400年)等が含まれ、約8千年	Cs-137(半減期約30年)等が中心で、約300年
減容化 <sup>注2</sup>	1 (基準)	約1/4	約1/7

注1: 単位発電電力量当たりの高レベル放射性廃棄物が放出する放射線による実効線量(単位はSv)が、その発電に必要な天然ウランと同等のレベルまで下がるのに必要な期間を試算したもの

注2: 単位発電電力量当たりの高レベル放射性廃棄物の発生量を比較したもの

(出典) 内閣府作成

32 核燃料サイクル開発機構, 原子力の環境適合性(2005年)。数値は、日本や各国で開発が進められているマイナーアクチノイド利用を含む高速炉サイクルが実現した場合の理論値

33 日本原子力研究開発機構, 廃棄物の減容・有害度の低減のために「もんじゅ」等を活用して行うべき研究開発について, 文部科学省もんじゅ研究計画作業部会(2012年)

## 2.3 高速炉の安全性

高速炉では核分裂連鎖反応を維持するために、燃料のプルトニウム混合割合を20～30%程度と高く設定することから、軽水炉より炉心単位体積当たりの出力密度が高い（核分裂数が多い）という特徴があります。このため、炉心の冷却材には、中性子を減速せず、伝熱性能に優れた材料が求められ、多くの高速炉設計では液体金属のナトリウムが採用されています。

ナトリウムは沸点が高いため、高温でも常圧での運転が可能です<sup>34</sup>。このため、軽水炉のような高い圧力に起因する配管等の破損リスクは低くなります。また、冷却材のナトリウムを常圧で自然循環<sup>35</sup>させることができるため、電源がなくても炉心を冷却できる設計（受動的冷却機能）が可能です（図27）。

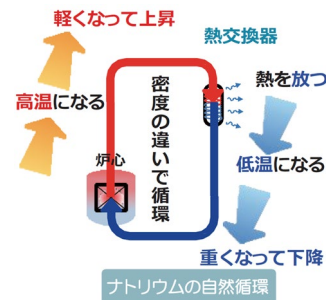


図27 ナトリウム冷却高速炉におけるナトリウムの自然循環

（出典）日本原子力研究開発機構、高速炉サイクル技術に関する研究開発、原子力機構ウェブサイト（2026年）

## 2.4 高速炉の開発

高速炉は軽水炉と異なる特徴を有しており、実用化に向けた研究開発や設計検討が進められています。軽水炉では高い圧力の水や蒸気の特性に応じた設計や安全対策が取られているように、高速炉でもナトリウムの特性に応じた設計や安全対策が必要です。具体的には、不透明なナトリウム中でも可視化できるような超音波を用いた可視化技術の開発や、軽水炉よりも高い運転温度に耐えられる高性能の材料開発などが進められています。燃料については、軽水炉のMOX燃料よりもプルトニウムを高濃度で取り扱うため、燃料製造や再処理の技術の開発が必要です。また、マイナーアクチノイドの燃焼については、その分離や燃料製造の技術について開発を進めている段階です。

表2 ナトリウム冷却高速炉と軽水炉の比較

	ナトリウム冷却高速炉（もんじゅ）	軽水炉（PWR <sup>注1</sup> ）
利用する中性子	高速中性子	熱中性子
主な核分裂性物質	プルトニウム239	ウラン235
燃料の種類	MOX <sup>注2</sup> 燃料、金属燃料等	ウラン燃料、MOX燃料 <sup>注3</sup>
減速材	なし	軽水
冷却材	ナトリウム	軽水
冷却材の沸点	約880℃	100℃
核分裂性物質の増殖	可能	不可
運転温度	約530℃	約320℃
運転圧力	約0.1MPa	約15MPa

注1: Pressurized Water Reactor（加圧水型軽水炉）

注2: Mixed Oxide（ウラン・プルトニウム混合酸化物）

注3: プルサーマルの場合

（出典）日本原子力研究開発機構、ナトリウム炉としての技術的特徴及び研究開発段階炉としての特徴、第2回「もんじゅ」の在り方に関する検討会[資料1-2]（2016年）；日本原子力研究開発機構、高速増殖炉研究開発センター原子炉設置許可申請書（高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設）（1980年）を基に内閣府作成

34 軽水炉の場合、冷却材である軽水の沸点が低いため、高温でも液体の状態を維持できるように加圧する必要がある

35 炉心の熱を奪って高温になると軽くなって上昇し、熱交換器で熱を放出して低温になると重くなって下降するため、これを繰り返すことで自然循環が発生する

## コラム マイナーアクチノイドの分離による放射性廃棄物処分の負担軽減

運転中の原子炉の炉心では、燃料中のウラン等が中性子を捕獲し、ウランよりも原子番号の大きい元素が生じる場合があります。これらのうち、プルトニウムを除いた元素の総称をマイナーアクチノイド（MA）と呼びます。MAは全て放射性核種であり高レベル放射性廃棄物として処分されますが、長い半減期の核種<sup>注1</sup>に加え、高い発熱性を有する核種<sup>注2</sup>が存在するため、処分時に考慮すべき要素の一つとなっています。地層処分では、人工バリアである緩衝材の性能を維持する観点から、緩衝材の温度を保守的に100℃以下に抑える設計が検討されています。このため、MAを使用済燃料から分離し、高速炉にて燃焼（核分裂）して発熱量を低減できれば、処分場の規模削減につながることを期待されます。

一方で、軽水炉の使用済燃料中にはMAは約0.1%程度しか存在しません。また、高レベル放射性廃液にはMA以外に多種多様な核分裂生成物が含まれることから、MAの分離は容易ではありません。

このような課題に対し、我が国では国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（原子力機構）等が研究開発を進めています。2025年9月には、原子力機構が実際の高レベル放射性廃液から約0.3グラムのMAの分離に成功したことを公表しました。なお、ロシアでは既にMAを添加した燃料を高速炉に装荷しているなど、海外でも取組が進められています。

注1. 特に半減期が長いMA: ネプツニウム237(約214万年)、アメリシウム243(約7,400年)

注2. 特に発熱性が高いMA: キュリウム244、アメリシウム241



マイナーアクチノイドを扱う設備例（ホットセル）

（出典）日本原子力研究開発機構

### 3. 核燃料サイクルに関する国内外の取組と課題

#### 3.1 我が国の核燃料サイクルに関する取組

我が国では、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し回収されるプルトニウムなどを有効利用する核燃料サイクルの推進を基本的方針としており、この基本的方針の下、具体的な取組が進められています。

##### フロントエンドに関する取組

フロントエンドについては、戦略的なウラン濃縮及び燃料加工等に関する技術の維持、及び一定程度の自律性を有する持続可能な燃料供給体制を確保するべく官民で取組を進めることとしています<sup>36</sup>。2024年にはウランが特定重要物資に指定<sup>37</sup>され、その安定供給確保のための取組に関する計画（供給確保計画）に対して政府の助成を受けることが可能となり、同年には日本原燃株式会社の供給確保計画が認定されました。同計画に基づき、濃縮ウランの生産規模を2026年3月時点<sup>38</sup>の3倍まで拡大するための工事が進められています。さらに、我が国がウラン資源の全量を海外に依存していることを踏まえ、経済産業省では、独立行政法人エネルギー・金属鉱物資源機構（JOGMEC<sup>39</sup>）を通じ、リスクの高い海外ウラン探鉱の初期調査・探鉱段階に対する支援を実施しています。これにより、我が国企業によるウラン権益の確保を促進し、中長期的なウランの安定供給を図っています。

##### バックエンドに関する取組

再処理及びMOX燃料加工については、核燃料サイクルの中核となる六ヶ所再処理工場の2026年度中の竣工やMOX燃料工場の2027年度中の竣工に向け、審査対応の進捗管理や必

36 第7次「エネルギー基本計画」(2025年2月閣議決定)

37 「経済施策を一體的に講ずることによる安全保障の確保の推進に関する法律」に基づき指定

38 日本原燃の濃縮ウラン生産能力は100万kW級原子炉約1.25基/年に相当(2026年3月末時点)

39 Japan Organization for Metals and Energy Security

要な人材確保などについて、官民一体で責任を持って取り組むとともに、同工場の安全性を確保した安定的な長期利用を行うため、メンテナンス技術の高度化、サプライチェーン・技術の維持など、中長期での取組が必要な項目について官民で対応を進めるとしています<sup>40</sup>。

再処理と MOX 燃料加工については、これまで、原子力機構が研究開発<sup>41</sup>を行っていたほか、英国<sup>42</sup>及びフランスに委託してきました。これらの再処理によって回収されたプルトニウムに加え、六ヶ所再処理工場で回収されるプルトニウムは MOX 燃料に加工され、プルサーマルを通じて発電に利用されます。原子力事業者は、地元理解を前提に、稼働する全ての原子力発電所を対象にプルサーマルが導入できるよう検討を進め、2030 年度までに、既に実施している 4 基を含め、少なくとも 12 基での実施を目指しています<sup>43</sup>。

使用済燃料の貯蔵<sup>44</sup>については、2025 年 12 月末時点で既に貯蔵容量の約 8 割が使用されており、原子力事業者が対策を進めています。安定的かつ継続的に原子力発電を利用する上で、再処理するまでの間の使用済燃料を貯蔵する能力の拡大は重要であり、事業者間の一層の連携強化を進めるとともに、国も事業者とともに前面に立ち、立地自治体の意向も踏まえながら原子力政策に関する理解の促進に主体的に取り組むとしています<sup>45</sup>。

また、最終処分の実現に向けては、原子力発電環境整備機構 (NUMO<sup>46</sup>) を中心とした取組が進められています。2026 年 3 月末時点で北海道寿都町<sup>すつちよう</sup>及び神恵内村<sup>かもえないむら</sup>、佐賀県玄海町の 3 町村において文献調査プロセスを実施しています。さらに、2026 年 3 月には、南鳥島 (東京都小笠原村) において文献調査を実施することについて、経済産業大臣から小笠原村長に対して申入れが行われました<sup>47</sup>。

## 高速炉開発に関する取組

高速炉に関しては、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減といった核燃料サイクルの効果を更に高める技術として開発を推進しています (図 28)。

これまで、高速実験炉「常陽」と高速増殖原型炉もんじゅの開発が行われてきました。「常陽」については、燃料や材料の照射試験を通じて高速炉に必要な知見の蓄積に貢献してきており、現在は、運転再開に向けた安全対策工事等が進められています<sup>48</sup>。「もんじゅ」は、1995 年の 2 次系ナトリウム漏えい事故などにより長期間停止したものの、運転や保守を通じて様々な知見や技術的成果が得られました<sup>49</sup>。これら高速炉の開発、建設、運転によって培われた技術や人材の厚みは、我が国の技術基盤の形成に大きく貢献し、最先端技術の獲得や国際貢献の源泉となるものと考えられています<sup>50</sup>。さらに、原子力機構の大型ナトリウム試験施設 (AtheNa) において、冷却材であるナトリウムを用いた試験研究に向けた

40 第 7 次「エネルギー基本計画」(2025 年 2 月閣議決定)。第 2 章 2-2-3-5「使用済燃料の再処理」及び 2-2-3-6「ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料加工」を参照

41 再処理を行っていた東海再処理施設は、2018 年に廃止措置計画が認可

42 英国では再処理施設が 2022 年に、MOX 燃料施設が 2012 年に操業終了

43 第 2 章 2-2-3-7「軽水炉による MOX 燃料利用」を参照

44 第 2 章 2-2-3-4「使用済燃料の貯蔵」を参照

45 第 7 次「エネルギー基本計画」(2025 年 2 月閣議決定)

46 Nuclear Waste Management Organization of Japan

47 2026 年 5 月 20 日より、南鳥島(東京都小笠原村)において文献調査を開始。第 6 章 6-2-2-3「高レベル放射性廃棄物の最終処分事業を推進するための取組」及び第 6 章 6-2-2-4「高レベル放射性廃棄物の最終処分事業の状況」を参照

48 常陽の詳細に関しては第 8 章 8-2-3-1「高速実験炉「常陽」」を参照

49 2016 年の原子力関係閣僚会議において廃止措置への移行が決定され、2018 年より廃止措置中

50 原子力関係閣僚会議、高速炉開発の方針(2016 年)

整備を進めており、蒸気発生器の性能を確認するための伝熱流動試験を計画しています。

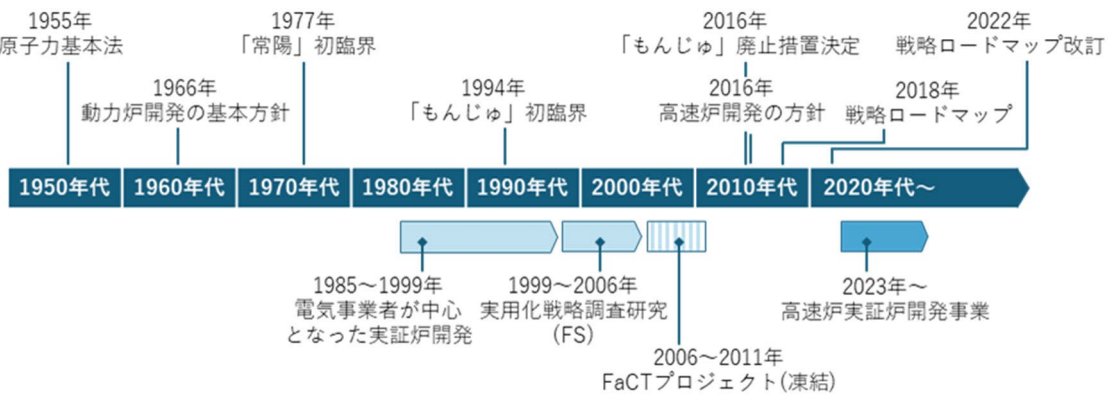


図 28 これまでの高速炉サイクル開発の経緯

(出典) 日本原子力研究開発機構, 高速炉サイクル技術の現状と課題, 第 13 回原子力委員会[資料第 3-1 号](2026 年)を基に内閣府作成

原子力関係閣僚会議は 2016 年に「高速炉開発の方針」を決定し、原子力を取り巻く状況変化によっても、我が国の高速炉開発の意義は何ら変わるものではないと示しました。同方針を踏まえ、2018 年に策定し 2022 年に改訂した「戦略ロードマップ」では、高速炉の開発目標として「安全性・信頼性」「経済性」「環境負荷低減性」「資源有効利用性」「核拡散抵抗性」「柔軟性・その他市場性」を挙げています。また、2050 年カーボンニュートラルに向けた貢献を見通し、2050 年までに実証炉が運転開始されていることが望ましいとしています。この目標に向けたマイルストーンとして、現実的なスケールの高速炉の運転開始に向けた工程を検討する「ステップ 3」(実証炉の基本設計、許認可フェーズ)への移行判断を 2028 年度頃に行うとしています(図 29)。



図 29 戦略ロードマップに示されたタイムライン

(出典) 原子力関係閣僚会議, 戦略ロードマップ改訂(2022 年)を基に内閣府作成

これらの方針を踏まえ、資源エネルギー庁は 2023 年度から高速炉実証炉開発事業を開始しました。2023 年 7 月に、実証炉の炉概念として「ナトリウム冷却タンク型高速炉」が、概念設計及び将来的にその製造・建設を担う「中核企業」に三菱重工業株式会社が選定されました。2024 年 6 月には、政府が全体戦略のマネジメント機能を担い、原子力機構が電気事業者の協力を得つつ研究開発統合機能を担うこととなりました。これらの体制にて、安全メカニズムに係る技術開発や主要機器の製作技術の実証、材料試験等を実施しています。

また、戦略ロードマップでは、2026 年度頃を目途に燃料技術の具体的な検討を行うことや、2028 年度頃を目途に基本設計への移行判断を行うことをマイルストーンとして設定し

ています<sup>51</sup>。

経済産業省が2026年4月に公表した「次世代革新炉開発ロードマップ<sup>52</sup>」では、これらのマイルストーンに向け、研究開発等を進めるとされています。また、実証炉実現に向けた今後の対応として、2028年度頃の基本設計への移行判断の際、技術的成熟度に加え、中長期的な原子力政策やエネルギー政策、システム全体の経済性見込みなど様々な観点から評価するため、次のマイルストーンの検討・決定を含む準備を進めることとしています。さらに、規制当局との対話、実証炉・燃料製造施設の実施主体の検討、幅広い層を対象とした広報等に取り組むこととしています。



注: 経済産業省委託事業研究成果を含む  
**図30 高速炉実証炉イメージ**  
 (出典) 三菱重工業,PRESS INFORMATION, 三菱重工業ウェブサイト(2023年)

## 3.2 諸外国における取組と国際協力

### 諸外国における核燃料サイクルに関する取組

高速炉は、ウラン資源の枯渇に対する懸念を出発点として開発が進められてきています。

フランス、ロシア、米国、英国では1950年代に高速炉開発を開始しています。しかし、米国は1977年に核不拡散の観点から再処理を中止し、それに伴い高速炉開発計画も終了しました。英国でも、1980年代に電力生産が過剰となったことを背景に、今後30～40年の間は高速炉の商業導入が不要であるとの判断がなされ、1993年に高速炉開発計画を終了し、現在では、オープンサイクルを方針としています。また、カナダは、ウラン資源に恵まれ、ウランを濃縮せずに使用するCANDU<sup>53</sup>炉を開発、導入していることから、資源の有効利用に対する優先度が比較的低いことや経済性などを理由に再処理（及び高速炉の導入）を行わないオープンサイクル政策を採っています。その一方で、フランス、ロシア、インド及び中国では、資源の有効利用に加え、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減を目的とし、継続的に政府による高速炉開発を進めています。

フランスの最新の「多年度エネルギー計画」（2026年2月）では、現状の核燃料サイクル戦略を維持するとともに、サイクルのクローズド化と高速炉建設に関する作業を開始する方針としています。ロシアや中国では既に高速炉の実証炉を運転しており、特にロシアでは、2027年に商用炉の建設を開始する計画であり、準備が進められています。

また近年、米国やカナダでは、先進炉開発に対する政府支援を背景に、テラパワー社など民間企業3社が高速炉の小型炉開発を進めています。これら企業は、安全性や導入の容易さなどの小型炉としての特徴に加え、資源の有効利用といった点を高速炉のメリットとして挙げています。なお、テラパワー社の開発では、原子力機構等との間で開発協力に関する覚書を締結し、我が国のナトリウム冷却高速炉技術に関する知見の共有を図っています。カナダにおいても、CANDU炉の使用済燃料を再利用するとして、ARC社などが高速炉の小型炉開

51 第2章2-2-3-8「高速炉開発」及び第8章8-2-3「高速炉に関する研究開発」を参照

52 第8章8-2-1「基礎・基盤研究から実用化までの原子力イノベーション」を参照

53 Canadian Deuterium Uranium

発を進めています。これら民間企業が主導する高速炉開発計画では既に建設地が決定しているものもあり、早いものでは2030年代の運転開始を目指しています。

## 核燃料サイクルに関する国際協力

核燃料サイクルに関する国際協力について、我が国は、フランスと協力協定<sup>54</sup>を締結しています。六ヶ所再処理工場の建設に当たっては、この協力協定の下、フランスの商業用再処理施設における運転経験と技術的知見が活用されています。近年では、使用済MOX燃料の再処理技術確立に向けて、官民が連携し、フランスにおいて実証研究が進められています。

高速炉開発では、我が国における高速炉実証炉の概念設計とそれに付随する研究開発にフランスでの開発実績と運転経験を反映するなどの協力を推進しています。また、米国との間では、高速炉向け金属燃料技術や材料研究、安全評価に関する研究協力を通じて、技術基盤の強化を図っています。

多国間との国際協力の枠組みとしては、第4世代原子力システムに関する国際フォーラム(GIF<sup>55</sup>)があります。我が国はGIFにおいて、ナトリウム冷却高速炉に係る燃料や安全性等についての研究開発を参画国と連携して進めています。

### コラム 米国における核燃料サイクル政策と高速炉の動向

米国では近年、再処理を含む核燃料サイクルを見据えた技術開発及び検討が進められています。

米国エネルギー省(DOE)のエネルギー高等研究計画局では、バックエンドにおける課題に関する技術開発を複数のプログラムで支援しています。採択先には民間企業も含まれており、大学等と並ぶ担い手として技術開発が進められています。また、2026年2月には、使用済燃料のリサイクル技術に係る研究開発のため、DOEは再処理技術開発企業5社に対し1,900万ドルを超える支援を行いました。

2025年5月の大統領令<sup>注1</sup>では、米国の原子力政策の方針として、再処理、リサイクル及び産業部門の活性化を通じて、核燃料の効率性と有効性を最大化すること等が掲げられました。また、再処理施設について、政府所有・民間運営の形態を見据えた考慮事項の検討を行うこととされています。

大統領令を受けて、DOEはコンソーシアムを設立し、米国内の核燃料サプライチェーンの強化や、原子炉の継続的な信頼性の高い運転を可能とするための行動計画の策定を目指しています。また、エネルギー安全保障の確保や、産業競争力の強化、先進的な原子炉の迅速な設置を前提とした再処理技術の導入についても検討が進められています。

高速炉については、国立研究所等を中心にして1950年代頃から開発、建設が進められ、商用発電炉としての運転実績(エンリコフェルミ原子力発電所1号機、1966年運転開始、1972年閉鎖)も有しています。1977年にカーター大統領の核不拡散声明により民間再処理事業の無期限延期等が打ち出され、政府としての高速炉開発は中止されましたが、近年、先進炉開発に対する政府支援を背景に、民間企業において高速炉や再処理の開発が進められています。先進炉として、テラパワー社は、高速炉Natrium(電気出力345MWe)の開発を、オクロ社は、小出力の高速炉Aurora(電気出力最大75MWe)の開発とともに、高速炉向け金属燃料を生産する最先端の核燃料リサイクル施設の商業化を目指しています。

注1. Executive Order 14302-Reinvigorating the Nuclear Industrial Base.

当該大統領令に関し、DOEは2026年4月に「Nuclear Dominance - 3 by 33」を公表し、2033年までに、米国内で安定的かつ競争力ある燃料サプライチェーンの構築、先進炉の導入とリサイクルを含む燃料サイクルの活用、並びに人材・資金・イノベーションを含む産業基盤の強化に向けた取組、の三つについて推進する方針を提示

54 原子力の平和的利用に関する協力のための日本国政府とフランス共和国政府との間の協定

55 Generation IV International Forum

### 3.3 我が国における今後の展望

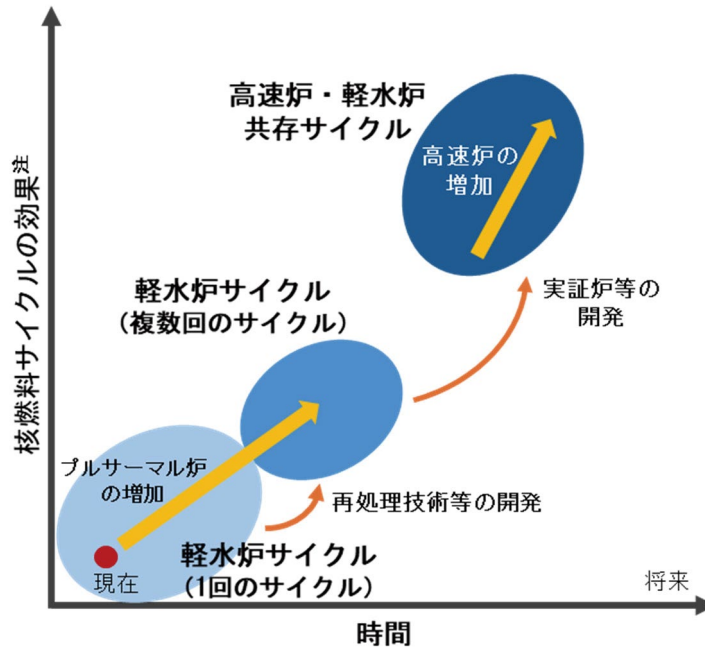
核燃料サイクルの効果は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減等であり、エネルギー供給の海外依存度低減を通じてエネルギー安全保障に寄与するとともに、将来世代の負担軽減に資するものです。このため、まずは第7次エネルギー基本計画に基づき、軽水炉サイクルを着実に進めていくことが重要です。高速炉については、核燃料サイクルの効果をより高めるものとして期待されており、2050年までに実証炉が運転開始されていることが望ましいとされています<sup>56</sup>。これらを踏まえ、長期的な視点に立って核燃料サイクル戦略を検討していく必要があります。

軽水炉サイクルにおいては、プルサーマルを導入する発電所を増やすことが重要となります。あわせて、ウラン濃縮や燃料加工といったフロントエンドに関する技術の維持や、六ヶ所再処理工場及びMOX燃料工場の竣工と安定稼働、最終処分に向けた理解活動といったバックエンドに関する取組を着実に進めていくことが重要です。両工場の安定的な稼働に向けては、安全性の確保と並んで、プルトニウムを扱うことから、特に保障措置への厳格な対応を通じた国際的な信頼確保が重要であり、国内保障措置制度の実施体制の強化が検討されています。これらとともに、使用済燃料の貯蔵能力の拡大も、安定的かつ継続的に原子力発電を利用する上で、使用済燃料の管理や輸送などの使用済燃料対策の柔軟性を高めるものであり重要な取組です。

現状、我が国における軽水炉サイクルでは、ウラン燃料の使用済燃料を再処理し、MOX燃料として再び軽水炉で利用する1回目のサイクルが進められています。複数回のサイクルに必要となる使用済MOX燃料の再処理技術については、研究開発が進められており、2030年代後半の技術確立に向け、フランスのラ・アーク再処理工場において、日仏共同で使用済MOX燃料の再処理実証研究を2030年代初頭に行う予定です。複数回のサイクルにより、核燃料サイクルの効果を更に高めることができます。

また、高速炉については、戦略ロードマップに基づき、実証炉開発の取組が2050年までの運転開始を目標に段階を踏んで進められています。商用高速炉の導入当初は、少数の高速炉と多数の軽水炉が共存する状況が想定されますが、少数であっても核燃料サイクルの効果は格段に高まると期待されます（図31）。

56 「戦略ロードマップ」(2022年改訂)



注：縦軸は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減

図31 核燃料サイクルの今後のステップ (イメージ)

(出典) 内閣府

国際協力の観点では、フランスも我が国と同様に、軽水炉サイクルの1回のサイクルから複数回のサイクルを経て高速炉サイクルに移行していくことが検討されており、また、米国では2030年代に高速炉が導入される見通しであることから、こうした国との協力関係を強化していくことが必要です。

高速炉サイクルの実現には数世代を跨ぐほどの時間を要することから、これまでに得られた様々な技術的成果や知見を生かし、必要な研究開発や基盤インフラの整備等の取組を進めることで技術的な選択肢を確保し、長期的視点で事業としての成立性を評価していく必要があります。

核燃料サイクルの各プロセスは、高度な専門技術と長期にわたる知識及び技能の蓄積を必要とします。さらに、ウラン濃縮に必要な遠心分離器や高速炉におけるナトリウム取扱い設備など、核燃料サイクルを構成する設備には、特殊な機器や素材が必要とされます。これらの設備の信頼性や安全性の確保には、設計、製造、検査、保守などを行う企業やその人材等が不可欠です。このため、若手人材の確保や、世代間の技術継承、実機・研究施設を活用した教育訓練、国際協力を通じた知見の共有といった取組とともに、サプライチェーンの維持・強化について官民で対応を進めるなど、戦略的に進めることが重要です。

また、これらの取組を着実に推進していくためには、立地自治体の理解とともに国民の理解が重要であり、核燃料サイクルの意義について理解を深めるための取組が必要です。

## 原子力委員会メッセージ

- 核燃料サイクルの確立は、エネルギー供給の海外依存度低下を通じてエネルギー安全保障に寄与するとともに、将来世代への負担軽減にも資するため、長期的な原子力利用のために重要である
- 核燃料サイクルの推進に当たっては、安全の確保及び平和利用を大前提に、IAEAの保障措置や透明性の高い情報の公表等を通じて、国際社会に対する説明責任を果たしつつ、国際協力の下で取組を進めていく必要がある
- 我が国における核燃料サイクルの将来像と柔軟性のある長期的戦略に基づき、研究開発等を進めていくことが必要である
- 次世代を担う人材の育成や技術の継承等を通じて、サプライチェーンを含む我が国が築いてきた技術的基盤を維持・発展させるための取組を、国が中心となって確実に進めていくことが重要である
- 核燃料サイクルは長期にわたる継続的な取組が必要となるため、その意義について国民への分かりやすい説明を尽くしていくことが重要である