

## 6-3 プルトニウム燃焼高温ガス炉の安全性向上に向けて —酸素ゲッターの機能を持つ ZrC 層の被覆試験—

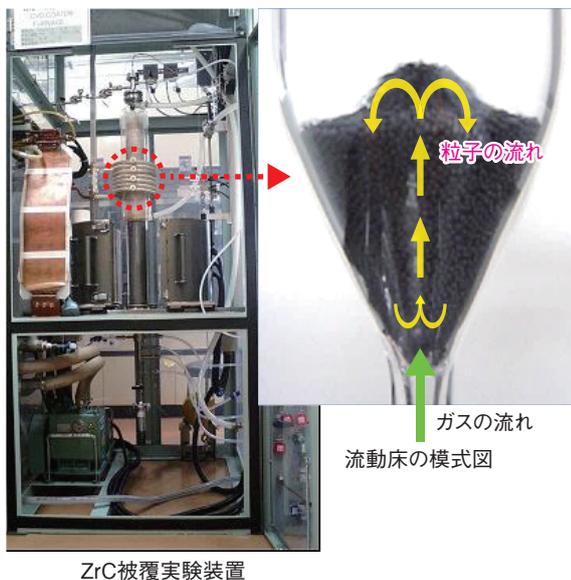


図 6-5 原子力機構が所有する ZrC 被覆実験装置  
組成比 1:1 の ZrC を化学蒸着できる臭化物法を採用した世界唯一の実験装置です。装置内部の流動床と呼ばれる領域で、温度 1350 °C で粒子を流動させながら被覆します。

軽水炉の使用済燃料の再処理で取り出されるプルトニウム (Pu) は、MOX 燃料として軽水炉や高速炉で利用される計画です。また、物理的な固有安全性の特徴を持つ高温ガス炉を利用することでも、Pu インベントリを減らしながら炉心溶融によるリスクを排除させつつ、安全にエネルギーを得られるメリットがあります。一方、核分裂性物質が 6 割以上を占める再処理 Pu を、効率良く大量に燃焼させるためには、燃焼度 600 GWd/t という通常のウラン燃料の 10 倍以上の燃焼度が必要です。これを可能とする、核拡散抵抗性の高い高温ガス炉用 Pu 燃料の超高燃焼度における健全性の確保は、核セキュリティと安全性の両立の観点から重要です。

高温ガス炉に特徴的な被覆燃料粒子は、直径 0.5 mm 程度の燃料核を炭素層と炭化ケイ素 (SiC) 層の極薄セラミックス (厚さ 25 ~ 45 μm 程度) で四重に被覆した、大きさ 1 mm に満たない燃料です。この被覆燃料粒子の Pu を、化学的に安定なイットリア安定化ジルコニア (Yttria Stabilized Zirconia : YSZ) の母材に固溶する方法で、被覆燃料粒子からの Pu の回収が極めて困難になり、従来の酸化物燃料に比べて核セキュリティリスクを大幅に低減できます。しかしながら、被覆燃料粒子の高燃焼度化のためには、核分裂反応に伴う余剰酸素に起因する内圧破損に対する健全性の確保が課題でした。

本研究では、余剰酸素の分圧上昇の抑制による Pu 燃

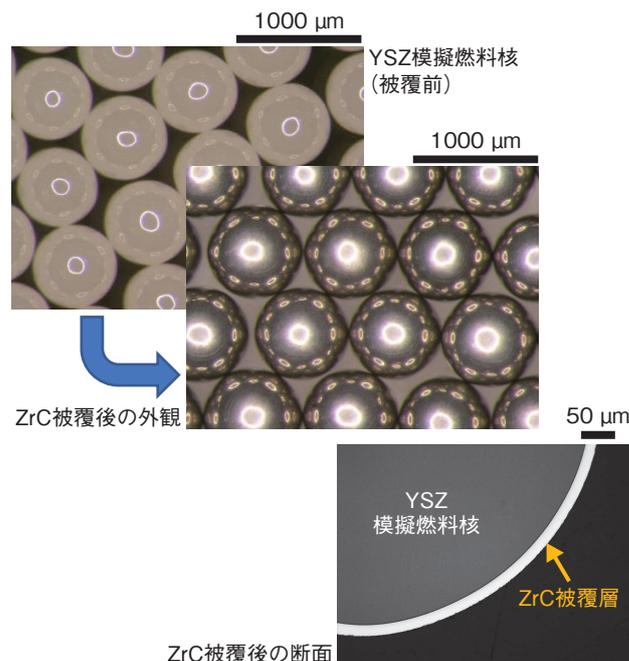


図 6-6 被覆実験で得られた ZrC 被覆層の外観と断面  
ZrC は同じ炭化物セラミックスである SiC と異なり、金属的な特性を併せ持ち、光沢のある外観をしています。断面の観察は、被覆粒子をダイヤモンドで研磨して行います。

焼高温ガス炉用燃料の高燃焼度での安全性向上を目的として、酸素ゲッターの機能を持たせた炭化ジルコニウム (ZrC) を燃料核へ直接被覆する技術を開発しました。熱的特性に優れる ZrC を YSZ 模擬燃料核へ直接被覆するには、炭素 (C) とジルコニウム (Zr) の組成を定比 (C/Zr 比を 1) に制御することが重要です。そこで、原子力機構が開発した ZrC 被覆実験装置 (図 6-5) を用いて、定比 ZrC を被覆可能な臭化物化学蒸着法の被覆条件を調べました。

まず、これまで炭素層の存在下で最適化されていた定比 ZrC 被覆条件を修正する必要性がありました。そこで、C 成分が欠乏しやすい ZrC の特性に着目し、C/Zr 比が 1 を超える方向に、温度分布等を修正する工夫を行いました。YSZ 模擬燃料核を用いて被覆試験を行った結果、燃焼度 600 GWd/t における余剰酸素の捕捉に必要な厚さ (10 μm) の約 2 倍 (約 21 μm) の定比 ZrC の直接被覆に成功しました (図 6-6)。

今後は、化学的特性が Pu に似たセリウム (Ce) を YSZ に固溶させた模擬燃料核を製造し、これを用いた ZrC 被覆試験を通じて燃料製造の基盤技術を確立する計画です。

本研究は、文部科学省の原子力システム研究開発事業「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の助成を受けました。

### ●参考文献

Ueta, S. et al., Development of Security and Safety Fuel for Pu-Burner HTGR: Part 5 — Test and Characterization for ZrC Coating, Proceedings of the 25th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 25), Shanghai, China, 2017, ICONE25-67530, 4p.