1-1

燃料デブリが溶けていた温度範囲を評価する - (U, Pu, Zr)O<sub>2</sub>の融点に対する Pu や Zr の影響評価-







## 図 1-4 (U<sub>0.5-y</sub>Pu<sub>y</sub>Zr<sub>0.5</sub>)O<sub>2</sub>の昇温時の温度 変化の例

設定された一定の昇温速度で試料を昇温 し、試料の融点に達すると融解潜熱のため に昇温速度が遅くなります。この際の屈曲 点を固相線温度と称します。また、融解潜 熱がなくなると昇温速度は設定された速度 に戻ります。この際の屈曲点を液相線温度 と称します。

## 図 1-5 模擬デブリ試料の固相線と液相 線の Zr 含有率依存性

横軸を Zr 含有率として固相線温度,液相 線温度をプロットした図です。Pu 含有率 の異なるどの試料についても Zr 含有率が 50 ~ 75%の付近で最小値を示します。

## 図 1-6 模擬デブリ試料の固相線と液相 線の Pu 含有率依存性

横軸をPu含有率として固相線温度,液 相線温度をプロットした図です。Pu含有 率が10%以下の範囲に極大値を示す傾向 が得られました。

Lambertson, W. A., Mueller, M. H., J. Amer. Cer. Soc., vol.36, issue 11, 1953, p.365–368.
Kato, M. et al., Mater. Res. Soc. Symp. Proc., vol.1444, 2012.

東京電力福島第一原子力発電所事故の廃炉措置対応 として、損傷炉心からのデブリの取出しやその後の保管 の検討が進められています。これらの検討には現在のデ ブリの状態を評価・予測する必要があり、そのためには デブリの熱特性等をもとに理論的な根拠に基づいた事故 シナリオからデブリの状態を予測する必要があります。 また、3号炉にはプルサーマル燃料としてウラン(U) ープルトニウム(Pu)混合酸化物(MOX)燃料が装荷 されていたことから、Puの影響を考慮する必要もあり ます。デブリの融点は事故シナリオを検討する上での重 要な熱特性の一つであり、炉心底部に堆積した後もデブ リの中心部分等は崩壊熱により溶融状態が長く継続され たと考えられることから、デブリの状態を予測する上で も重要な物性となります。

本試験では模擬デブリとして Pu 含有率とジルコニウム (Zr) 含有率の異なる (U, Pu, Zr) O<sub>2</sub> 試料を 9 種類 調製しました。これらはタングステン製のカプセルに真 空封入され、高周波誘導加熱炉によって加熱されます。 試料の温度はカプセルの測温孔を介して放射温度計で測 定されます。得られた熱曲線の例を図 1-4 に示します。 これらの熱曲線の停滞部分を解析することによって、試 料の融点を評価します (サーマルアレスト法)。また、 本試料のように融点が 1 点にならない物質の場合、溶 融開始温度を固相線温度,溶融終了温度を液相線温度といいます。

横軸を Zr 含有率とした場合の融点の比較を図 1-5 に 示します。同じ Pu 含有率の試料で比べると、Zr 含有 率が 50 ~ 75% の付近に融点の最小値があるという傾 向を示しました。これは $UO_2$ -Zr $O_2$ の混合酸化物と同 様の傾向であり、今回の試験範囲では Pu 含有率によっ て融点は変化しますが、Zr 含有率が 50 ~ 75% 付近に 融点の最小値があるという傾向は変わらないという結果 を得ました。図 1-6 に横軸を Pu 含有率とした場合の融 点の比較を示します。それぞれ Pu 含有率が 10% 以下 の範囲に極大値を持ち、10%から20%までは低下する 傾向を示しました。Zr を含有しない MOX 試料の融点 はこの試験範囲では Pu 含有率にしたがって単調に低下 する傾向があり、Zr が含有することによって異なる傾 向が示されることが分かりました。本研究成果は、廃炉 措置対応の一環として進められている炉内状況の把握や シビアアクシデント研究等への貢献が期待されます。

本研究は、原子力機構が国際廃炉研究開発機構の組 合員として実施した経済産業省資源エネルギー庁からの 受託事業「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術 基盤整備事業(燃料デブリ性状把握・処置技術の開発)」 の成果の一部を含みます。

## ●参考文献

Morimoto, K. et al., The Influences of Pu and Zr on the Melting Temperatures of the  $UO_2-PuO_2-ZrO_2$  Pseudo-Ternary System, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.52, issue 10, 2015, p.1247-1252.