

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究

(28) 模擬使用済イオン交換樹脂の熔融ガラス化の検討

Basic Research Programs for the Next Generation Vitrification Technology

(28) Study of fused glass solidification for low level radioactive ion exchange resin

*池田 弘一¹, 宇佐見 剛¹, 塚田 毅志¹, 古川 静枝¹¹(一財)電力中央研究所

低レベル放射性廃棄物の熔融ガラス化技術の検討の一環として、使用済みの状態を模擬したイオン交換樹脂にガラスマトリックスを添加した試料を対象として、当所のプラズマ熔融炉による熔融ガラス化試験を実施し、熔融ガラス化できることを確認した。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、プラズマ、熔融、ガラス、イオン交換樹脂

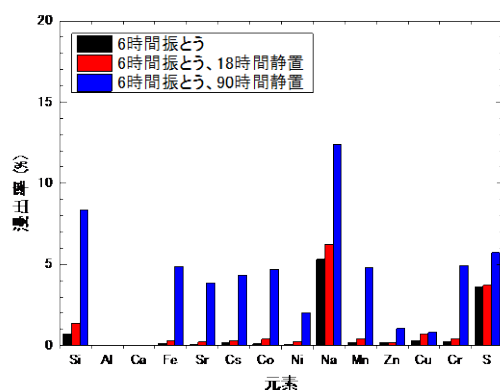
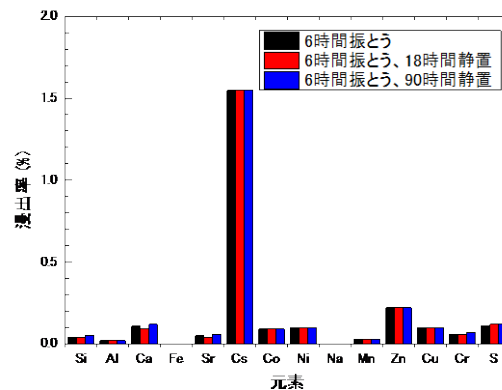
1. 緒言 低レベル放射性廃棄物の熔融ガラス化技術は、今後の廃止措置等に伴い発生する比較的放射能レベルの高い低レベル放射性廃棄物等に対する安定化・減容化に有効と考えられる。本報告は、使用済みの状態を模擬したイオン交換樹脂を対象とする当所のプラズマ熔融炉による熔融ガラス化の概要を紹介する。

2. 方法 使用済イオン交換樹脂を模擬するため、コールドトレーサーを吸着させた含水率 30% 弱のイオン交換樹脂（強酸性陽イオン：強塩基性陰イオン＝2.5：1）を作製した。これを内径 230mm の黒鉛坩堝内で予めガラスマトリックスを熔融した溶湯に逐次投入し、空気雰囲気中でプラズマ熔融を行った。ガラスマトリックスの成分組成は、 Na_2O と SiO_2 の 2 成分のガラスカレットの場合と、 1170°C の融点になるように Al_2O_3 、 SiO_2 、 CaO のそれぞれの粒状の無機物を混合した場合の 2 種類とした。トレーサーは、原子力発電所等の調査を参考に、放射性核種の Fe、Cr、Ni、Co、Cu、Zn、Mn、Cs および Sr を模擬した非放射性のそれらで、それらの総重量がイオン交換樹脂の重量（乾燥時）の約 4wt% 相当になるようにイオン交換樹脂に吸着させた。坩堝に耐火蓋を被せてイオン交換樹脂を熱分解・燃焼させる空間を設け、熔融試料を 30kW 未満の加熱出力で全量熔融した。実験終了後に、坩堝内で自然冷却した熔融固化体を分析した。

3. 結果 作製した 2 種類の熔融固化体は、X線回折による特異なスペクトルが認められず、ガラス化していることが確認された。併せて、 $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-CaO}$ のガラスマトリックスでは金属が析出していたことから、 $\text{SiO}_2\text{-Na}_2\text{O}$ のガラスマトリックスの方が、放射性核種の金属を取り込みやすいことが示唆された。

環境省告示第 16 号に準拠した浸出試験の結果から算出した浸出率（熔融固化体の元素重量に対する、所定の浸出期間が終了した浸出液に含まれる元素重量の割合）は、 $\text{SiO}_2\text{-Na}_2\text{O}$ のガラスマトリックスでは大きく、振とう後の静置時間の経過とともに増加した（図 1）。一方、 $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-CaO}$ のガラスマトリックスでの浸出率は小さく、振とう後の静置時間の経過による違いがほとんど認められなかった（図 2）。以上より、 $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-CaO}$ のガラスマトリックスの方が、放射性核種の金属を閉じ込めやすいことが示唆された。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

図 1 $\text{SiO}_2\text{-Na}_2\text{O}$ のガラスマトリックスの浸出率図 2 $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-CaO}$ のガラスマトリックスの浸出率* Kouichi Ikeda¹, Tsuyoshi Usami¹, Takeshi Tsukada¹ and Shizue Furukawa¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry(CRIEPI)