軽水炉使用済 MOX 燃料への PUREX 再処理法の適用性検討
(2) 混合処理による分離工程とガラス固化への影響

Feasibility study for LWR MOX spent fuel reprocessing using PUREX process
(2) Effects of UO_2-MOX mixing on partition process and vitrification

*塚田 毅志 [1]
[1] 電力中央研究所

硝酸濃度の異なる溶解液に溶解させた UO_2 燃料と MOX 燃料を、UO_2:MOX=2:1 で混合し、Pu 濃度と酸濃度の高くなった燃料溶解液を分離工程へ供給しても大きな影響はない。発熱量の大きい MOX 燃料の混合割合が大きくなると、ガラス固化体発生本数は増加するが、UO_2:MOX=4:1 の混合までは約 1 割の増加で収まる。
キーワード：軽水炉 MOX 燃料、PUREX プロセス再処理、分離工程、ガラス固化、地層処分

1. 緒言

使用済 MOX 燃料処理方法のオプションの一つとして、UO_2 燃料と混合し、現行の PUREX 法により再処理する方法を検討してきた(1)。MOX 燃料は UO_2 燃料に比べて高い酸濃度(3N→6N)で溶解する必要があり、UO_2 燃料と MOX 燃料を別々に溶解した後で混合し Pu 濃度や酸濃度の高い燃料溶解液を分離工程へ供給することとなるため、その影響を評価する。また、MOX 燃料中では発熱性核種の含有量が増加するため、UO_2 燃料と MOX 燃料混合処理から発生する高レベル廃液がガラス固化に与える影響を評価する。

2. 検討方法

分離工程: UO_2 燃料は 3N 硝酸へ、MOX 燃料は 6N 硝酸に溶解し、それぞれの燃料溶解液を UO_2:MOX=9:1～2:1 の範囲で混合して得られる混合溶解液を分離工程へ供給する条件をプロセス解析コードで解析する。

ガラス固化: UO_2 燃料と軽水炉 MOX 燃料に関する ORIGEN2 コードによる燃焼計算結果を用いて、混合割合を UO_2:MOX=9:1～2:1 とした処理における高レベル廃液から発生するガラス固化体発生本数を、発熱量制限、MoO_3 濃度制限、白金族濃度(Ru+Rh+Pd)制限の各制限値(2)から評価した。また、処分開始時発熱量制限(2)から、処分までに必要となるガラス固化体貯蔵期間を評価した。

3. 検討結果および考察

分離工程: 酸濃度と U 濃度に関しては、MOX 燃料の混合割合を増やしても、大きな変動はなかった。Pu 濃度に関しては、溶解液中 Pu 濃度の上昇に比例して工程内の濃度も増加するが、運転特性や安全性に問題が生じることはないと判断できる。続く分配工程へ供給される第 2 洗浄塔から流出する含 U 有機溶媒中(表 1 の②)の U と Pu の比は、想定した割合となり、直接、分配工程へ供給可能であることがわかった。抽出塔へ戻されることとなる第 2 洗浄塔から流出する洗浄液中(同③)の Pu 濃度は、混合割合を増加させると上昇するが、溶解液として供給される Pu 量の約 3%で一定となり、Pu の蓄積等は起きていないことがわかった。

ガラス固化: MOX 燃料の発熱が大きいため、発熱量制限によりガラス固化体の本数が決まり、MOX 燃料の混合割合を増加させるのに比例して、ガラス固化体の発生本数が増加する(図 1)。ただし、Pu の分配工程が成立する条件である UO_2:MOX=4:1 程度(20wt%)の混合割合においては、UO_2 燃料のみの場合と比較して 1 割程度のガラス固化体本数の増加で収まることがわかった。処分までに必要となる貯蔵期間は、MOX 燃料のみと比較して、UO_2:MOX=4:1 までの混合であれば、大幅に短縮できることがわかった。

(単位)		①燃料溶解液	
		UO_2のみ	2:1混合
N	HNO_3	3.00	4.00
g/l	U (IV)	250.0	246.1
g/l	Pu(IV)	3.00	7.17
Pu/(U+Pu) (%)	Pu割合	1.19	2.83

	②含U溶媒	
	UO_2のみ	2:1混合
HNO_3	0.157	0.158
U (IV)	70.3	69.0
Pu(IV)	0.83	1.99
Pu割合	1.17	2.80

	③洗浄液出口(第2)	
	UO_2のみ	2:1混合
HNO_3	5.17	5.17
U (IV)	9.89	9.64
Pu(IV)	0.185	0.438

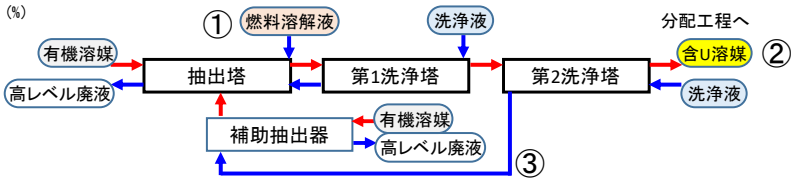

表1 分離工程の計算結果(最も差の大きい場合の比較)

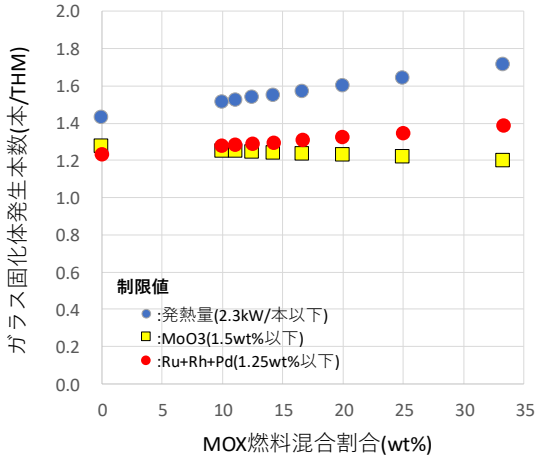

図1 ガラス固化体発生本数とMOX燃料混合割合の関係
(0%はUO_2燃料)

(1) 日本原子力学会,2019 年秋の大会, [2I22]
(2) Inagaki,etc., Journal of Nuclear Science and Technology,2009,VOL.46,NO,7,677-689

*Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry