Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 12, 2024 10:20 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 1:20 AM - 2:10 AM UTC Room N(Recture RoomsB 2F B203)

[2N04-06] Decommissioning of Reprocessing Plant, and Transport Package

Chair:Kouya Ganaha(TEPSYS)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2N04]

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(3) Disposal of the low-concentration Pu solution

*Futoshi Yanagibashi[1], Shinichi Nagaoka[1], Hiroyasu Isobe[1], Takeshi Yasuda[1], Yuji Yada[1], Shohei Suzuki[1], Hayate Tokoro[1], Shota Kusaka[1], Keita Shoji[1], Hirotaka Samoto[1] (1. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2N05]

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(4) Removal of the U solution

*masayuki ohuchi[1], yoshiyuki kishi[1], hiroyasu isobe[1], takeshi yasuda[1], yuji yada[1], shohei suzuki[1], hayate tokoro[1], shota kusaka[1], keita shoji[1], hirotaka samoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2N06]

Delay impact evaluation for wet type spent-fuel transport package

Lid bolt pull-out strength evaluation based on acceleration data

*Kenichi Hakozaki[1] (1. National Maritime Research Institute)

11:05 AM - 11:10 AM JST | 2:05 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

©Atomic Energy Society of Japan

東海再処理施設における工程洗浄
（3）低濃度の Pu 溶液の処理

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(3) Disposal of the low-concentration Pu solution

*柳橋 太[1]，長岡 真一[1]，磯部 洋康[1]，安田 猛[1]，矢田 祐士[1]，
鈴木 翔平[1]，所 颯[1]，草加 翔太[1]，荘司 渓汰[1]，佐本 寛孝[1]
[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設の工程洗浄（低濃度 Pu 溶液の取出し）では、スチームジェットによる送液時における Pu ポリマーの生成リスクを解消させるため、U 溶液を混合し U/Pu 比を使用済燃料溶解液の値以上に調製した。

キーワード：東海再処理施設、廃止措置、工程洗浄、Pu 溶液

1. 緒言

東海再処理施設の廃止措置において、工程に残存する回収可能な核燃料物質を取り出す工程洗浄のうち、低濃度 Pu 溶液の取出しでは、MOX 粉末にするための関連設備の再稼働（点検整備）に係る労力、期間（約 2 年）に有用性がなく、高放射性廃液（HAW）として廃棄することとした。HAW としての廃棄では、使用済燃料の再処理運転時には用いないスチームジェットによる低濃度 Pu 溶液の送液を行うが、蒸気との接触による低濃度 Pu 溶液の温度上昇及び酸濃度の低下により Pu ポリマーの生成による臨界のリスクを伴う（図 1）[1] [2]。このため、Pu ポリマーの生成抑制を目的とした、U 溶液混合による送液を試みた。

2. 低濃度 Pu 溶液の処理方法

文献[3] [4]では U 共存下で U が Pu ポリマーの生成を抑制することが示されているが、U/Pu 比のしきい値については明確ではなかった。そこで、使用済燃料溶解液のスチームジェット送液時の U/Pu 比 59 を基に、安全裕度を考慮し U/Pu 比 70 以上となるよう低濃度 Pu 溶液と U 溶液を混合調製後に送液した。また、Pu ポリマーが生成した場合の対策として、解重合反応により Pu ポリマーを解消できるように、事前に送液先貯槽の酸濃度（受入後約 5 mol/L）を調製した[1]。

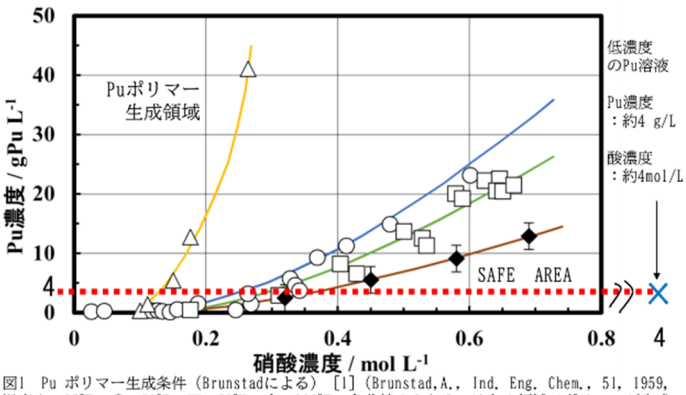

図1 Pu ポリマー生成条件（Brunstadによる）[1]（Brunstad,A., Ind. Eng. Chem., 51, 1959, 温度△：25℃，○：80℃，□：90℃，◆：100℃，各曲線の上あるいは左の領域でポリマーが生成

3. 低濃度 Pu 溶液の処理結果

低濃度 Pu 溶液と U 溶液の混合は、溶液中の U/Pu 比が 88 以上に調製され、その後のスチームジェットによる送液前後の複数回のサンプリング分析、観察において有意な Pu の減少はなく Pu ポリマーの生成は認められず、Pu ポリマー生成防止対策及び Pu ポリマー生成時の解消対策は有効であった。これらの処置対策により、臨界安全上問題なく、工程内に残留していた殆どの低濃度 Pu 溶液を HAW へ廃棄し処理を完遂させた。

参考文献

[1] 「再処理プロセス・ハンドブック第 3 版」，日本原子力研究開発機構，JAEA-Review2015-002，pp.527 - 530（2015）.

[2] Brunstad, A., Ind. Eng. Chem., 51, 1959, pp. 38 - 40.

[3] L. M. Toth, K. E. Dodson, ORNL, Annual Summer Meeting of the American Nuclear Society, Boston, Mass., (June 9-14, 1985)

[4] L. M. Toth, H. A. Friedman, and M. M. Osborne, J. inorg. nucl. Chem. Vol. 43, No. 11, pp. 2929 - 2934, (1981)

*Futoshi Yanagibashi[1], Shinichi Nagaoka[1], Hiroyasu Isobe[1], Takeshi Yasuda[1], Yuji Yada[1], Shohei Suzuki[1] and Hayate Tokoro[1], Shota Kusaka[1], Keita Shoji[1], Hirotaka Samoto[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

東海再処理施設における工程洗浄
（4）U 溶液の取出し

Flush-out for Tokai Reprocessing Plant decommissioning

(4) Removal of the U solution

*大内 雅之[1]，岸 義之[1]，磯部 洋康[1]，安田 猛[1]，矢田 祐士[1]，
鈴木 翔平[1]，所 颯[1]，草加 翔太[1]，荘司 渓汰[1]，佐本 寛孝[1]

[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設（TRP）の廃止措置として、約 16 年間停止中のウラン脱硝施設（DN）を再稼働し、工程内から回収可能核燃料物質（U）を取出す操作（工程洗浄）を若手技術者への技術伝承を図りながら実施した。工程洗浄特有の低濃度 U 溶液の脱硝処理条件を設定して安定処理し、工程洗浄を完遂した。

キーワード：東海再処理施設，廃止措置，工程洗浄，ウラン脱硝

1. はじめに

廃止措置中の TRP では、除染・機器解体段階への移行前に、工程洗浄により回収可能核燃料物質（使用済燃料せん断粉末、Pu 溶液、U 溶液等）を取出す必要があり、段階的に工程洗浄を実施してきた。工程洗浄の最終段階として、最も残存量が多い U 溶液について DN を再稼働させ安定的に UO_3 粉末に脱硝し製品貯蔵施設に貯蔵した。また、貯槽の構造上残留する U 溶液は、廃液低減のために純水で希釈後、低濃度 U 溶液として可能な限り脱硝した。本報では、これら工程洗浄における U 脱硝処理のパラメータ設定及び脱硝結果について報告する。

2. U 溶液の取出し

U 溶液の取出しに際して、運転経験上、脱硝処理運転における運転停止要因の 6 割以上を噴霧ノズルの閉塞が占め、さらに噴霧ノズルの閉塞が発生するタイミングは U 溶液の供給開始直後が約 7 割であった。工程洗浄では、週単位での運転・停止を繰返す間欠運転を行うことから、噴霧ノズルの閉塞のリスク回避が見込める連続運転が困難であり、過去の再処理運転時のデータから脱硝塔及び蒸発缶の熱負荷バランスを評価し、ノズル閉塞を抑制するための工程洗浄特有の運転パラメータ（脱硝塔への供給 U 濃度、流量、脱硝温度、温水供給併用等）を設定した（表 1）。また、再処理運転時と同じ脱硝処理停止操作では、工程内に U 量が多く残留することから、その低減対策として、純水で希釈した低濃度 U 溶液の脱硝処理運転を行うことで、残留 U 量の低減を図った。低濃度 U 溶液の脱硝は、脱硝塔内で造粒プロセスが進行しづらく流動層高低下による安定運転の阻害要因となるため、脱硝塔への U 供給量を下げ、可能な限り脱硝処理を安定させる新たなパラメータを設定（表 1）するとともに、流動層の層高監視を強化した。

3. U 溶液の取出し結果

工程洗浄特有の運転パラメータを設定したことにより、脱硝処理停止時の残留 U 量を低減することができ、これにより低放射性液体廃棄物の発生量を約 93%削減した（表 2）。また、噴霧ノズルの閉塞を 1 回に抑えることができ、工程洗浄を計画より約 1 ヶ月短縮して完了させることができた。層高回復を目的とした、脱硝処理の進行に応じた脱硝塔の整備を計画的に実施することで、安定した脱硝処理運転を継続できた。

さらに、再処理運転経験の無い若手技術者に対して、長期停止状態の脱硝プラントの再稼働プロセスを機器の点検・整備段階から経験させることで廃止措置の次ステップである系統除染に必要な技術を伝承することができた。

表 1. 工程洗浄特有の運転パラメータ

項目		工程洗浄時	低濃度U処理時	再処理運転時
供給するU濃度	[g/L]	約700～900	約 60～100	約 900～1100
U供給流量	[L/h]	約 25～30	約 20	約 25～38
処理量	[t-U/日]	約 0.45～0.6	約 0.05	約 0.6～0.9
温水混合量	[L/h]	約 1～5	-	-
脱硝温度	[°C]	約 320～340	約 320～340	約 300～340
流動層の層高	[kPa]	約 35～68	約 40～68	約 35～68

表 2. 低減した残留 U 量及び廃液発生量

項目		工程洗浄時	再処理運転時
UNH貯槽（2基）	[kg-U]	約 6 (3/基)	約 112 (56/基)
UNH供給槽	[kg-U]	約 0.2	約 5
濃縮液受槽	[kg-U]	約 3	約 15
合計	[kg-U]	約 10	約 132
残留U廃棄時の廃液発生量	[m³]	約 18	約 260

約93%削減

*Masayuki Ouchi[1], Yoshiyuki Kishi[1], Hiroyasu Isobe[1], Takeshi Yasuda[1], Yuji Yada[1], Shohei Suzuki[1], and Hayate Tokoro[1], Shota Kusaka[1], Keita Shoji[1], Hirotaka Samoto[1],

[1]Japan Atomic Energy Agency.

湿式の使用済燃料用輸送容器の遅延衝撃評価
（1）加速度データに基づく蓋ボルト引抜力の評価

Delay impact evaluation for wet type spent-fuel transport package
(1) Lid bolt pull-out strength evaluation based on acceleration data

*箱崎 健一[1]
[1]海上技術安全研究所

使用済燃料輸送物に課せられる９m落下試験において、収納物の遅延衝撃に伴う蓋ボルトの引抜力の増加は、安全解析上の大きな課題である。湿式容器の場合、内部水の影響で遅延衝撃は生じないと考えられてきた。しかし、過去の垂直落下試験の加速度データを再検討した結果、収納物の内部落下が無い場合でも遅延衝撃が生じる可能性が見出された。この結果に基づき、蓋ボルト引抜力の簡易的な評価方法を提案する。
キーワード：遅延衝撃，放射性輸送物，9m 垂直落下試験，使用済燃料用輸送容器，蓋ボルト引抜力

1. 緒言

乾式の使用済燃料用輸送容器（SF キャスク）では、蓋板の密封評価の観点から、収納物の容器内落下に基づく遅延衝撃が国際的な関心事となっている。しかし、既存データの再評価の結果、容器内落下が無い場合でも収納物影響による蓋ボルトの引抜力増加が示唆されるため、収納物の内部落下が生じない条件（例：湿式キャスク）に基づく遅延落下の評価方法を提案する。

2. 加速度データの再検討結果に基づく蓋ボルトの引抜力の評価

2-1. 収納物のバネ的挙動による蓋ボルト引抜力への影響評価

SF キャスクの蓋下垂直落下試験では、容器内の収納物の遅延落下が無い場合でも、収納物がバネとして作用することにより蓋ボルトの引抜き力が遅延して増加する可能性を示すことができる。しかし、照射後の燃料集合体の機械的特性を輸送物毎に確認することは不可能なため、過去の研究から推定されるバネ特性に基づき、安全側の仮定に基づく蓋ボルト引抜力の評価が必要である。

2-2. 安全側の仮定に基づく蓋ボルト引抜力の評価方法

従来の安全評価では、蓋ボルトの引抜力（F_{blt}）は、落下時に本体に作用する加速度の最大値（α_{max}）に基づき、下記の様に評価されていた。

$$F_{blt} = \alpha_{max} \cdot (m_{lid} + m_{cnt})/n$$　（m_{lid}：蓋板の質量、m_{cnt}：収納物の質量、n：ボルトの本数）

しかし、既存の加速度データの再検討の結果、収納物は蓋板上でバネとして作用していることが判った。また、過去に報告されている実機大の SF キャスクの落下試験結果から推定した収納物のバネ特性から推定した結果、蓋ボルトの引抜力は、安全側の仮定を設けることで以下となる。

$$F_{blt} = \alpha_{max} \cdot (m_{lid} + 2 \cdot m_{cnt})/n$$

3. 結論

内部落下が起きない条件においても、収納物のバネ挙動により蓋ボルトの引抜力が遅延して増加するため、この効果を考慮した密封評価が必要と考える。

参考文献

[1] Kenichi Hakozaki, Hiroaki Taniuchi & Shinichi Takahashi. “Acceleration calibration method for the drop test of radioactive package based on the rebound of specimen” Nuclear Engineering and Design 406 (2023) 112266

---

*Kenichi Hakozaki[1]
[1]National Maritime Research Institute