

東海再処理施設の廃止措置計画変更認可申請対応等について

令和4年1月27日
再処理廃止措置技術開発センター

○令和4年1月27日 面談の論点

- 資料1 原子力規制委員会からのご質問(洗浄運転の実施可否等)の回答について
- 資料2 廃止措置段階における人材確保の考え方について
- 資料3 工程洗浄で行う操作と既許認可の関係について
- その他

以上

原子力規制委員会からのご質問（洗浄運 転の実施可否等）の回答について

令和4年1月27日

日本原子力研究開発機構（JAEA）

令和4年1月5日の規制委員会での更田委員長からTVFに関して以下のご質問があった。
これらについて回答を整理した。

1. TVFで洗浄運転ができないことに関する詳細な説明（更田委員長）
 - (1) RRPガラス固化施設における洗浄運転の目的と方法
 - (2) TVFにおける洗浄運転の実施可否（現状）
 - (3) TVFにおける洗浄運転の効果（推定）
 - (4) TVFにおける安定運転に向けた取組み
2. TVFの運転計画の年単位での数値目標の提示と状況報告（更田委員長）
3. 3号溶融炉への更新の判断基準（12/2監視チーム会合での宿題）

【概要】

- ✓ TVFにおいては、低模擬廃液を供給する設備を有していないため、現時点で洗浄運転は行えない。また、設備の設置を行う場合、これらを設置する場所等は用意されておらず、大規模な改修等が必要と予想され、対応に長期間を要する。
- ✓ K溶融炉で実施している洗浄運転の目的は、炉底部周辺に運ばれた白金族元素の滞留による流下性等の低下に対して、白金族元素を含まない低模擬廃液を供給することにより、炉底部周辺に滞留した白金族元素の抜き出し、炉内保有量を少ない状態に制御して、流下性等を回復するためのものである。
- ✓ TVF溶融炉では、白金族元素堆積の管理指標に達しても所定の時間を超えるような顕著な流下性や炉底加熱性等の低下は見られていない。これは、流下の際、炉底部に運ばれた白金族元素のほとんどが抜き出され、流下を繰り返しても炉底部周辺に滞留している白金族元素の量は、流下性を低下させるほど増加しないためと考えられる。
- ✓ 従って、TVF溶融炉においては、K溶融炉と同じ目的の洗浄運転は効果が小さいと考えられる。
- ✓ 今回の運転（21-1CP）以前の白金族元素の早期堆積に係る対策は既に対処しており、また今回の運転（21-1CP）における白金族元素の早期堆積の対策を講じることにより、ガラス固化処理計画はこれまでの運転管理で進めていけると考えている。
- ✓ なお、ガラス固化処理を早期に完了するためには、より安定にTVF溶融炉を運転していくことが重要と考えることから、安定運転に向けた取り組みを検討していく。



1. TVFでの洗浄運転について

(1) RRPガラス固化施設における洗浄運転の目的と方法(1/2)

- ✓ 高放射性廃液に含まれる白金族元素は、ガラス溶融炉内では溶融ガラス中に分散し、溶融ガラスとともに流動する。
- ✓ 流下の際に炉底部の溶融ガラスの温度を上昇させると白金族元素は炉底部に運ばれ、それを流下操作によって流下ノズルから抜き出すが、流下の際に炉底部に運ばれた白金族元素の一部が炉底部周辺に滞留する。また、長時間の運転に伴い、主に溶融炉底面から流下時の流れが遅い谷部に白金族元素が炉壁に堆積する。
- ✓ RRPガラス固化施設の溶融炉（以下「K溶融炉」）では、運転経過に伴い炉底に白金族元素が滞留、堆積してガラスの流下性が低下するとともに、主電極-底部電極間抵抗の低下や炉底加熱性の低下（炉底部の温度を所定の温度まで上昇させるために必要な時間が長くなる）することが分かっている。
- ✓ この対策として、白金族元素の炉底部周辺への滞留・堆積した兆候が確認された場合に回復運転として洗浄運転を行っていたが、徐々に炉内の白金族元素保有量が増加した状態で白金族元素が炉底部に急激に滞留すると洗浄運転による回復が困難な状態になることがあった。このため、洗浄運転を定期的実施することで炉内白金族元素の保有量を増やさないよう制御できることから、白金族元素が炉底部に急激に滞留し、洗浄運転による回復が困難な状況に至ることを防ぐこととしている。
- ✓ 具体的には、高放射性廃液10本分の供給・流下を終えたあと、高放射性廃液の代わりに白金族元素を含まない模擬廃液（ガラスの電気伝導度を一定の値に保つためにFPを模擬する成分を含む溶液、以後「模擬廃液」）を連続して3本分供給・流下するものである。これを繰り返すことにより、安定的な運転が継続できることがKMOC試験及びアクティブ試験において確認されている。



1. TVFでの洗浄運転について

(1) RRPガラス固化施設における洗浄運転の目的と方法(2/2)

- ✓ また洗浄運転として、模擬ガラスビーズ、低模擬廃液とガラスビーズを供給方法を試験により確認し、白金族元素の急激な沈降を抑制するため、仮焼層を維持した洗浄運転が可能である低模擬廃液（白金族元素を含まない模擬廃液）を供給する方法※を採用している。

※ 模擬ガラスビーズのみ洗浄運転では、廃液及びガラスビーズの供給を停止し、模擬ガラスビーズのみ供給になることで仮焼層がなくなる。これにより仮焼層中に含まれていた白金族元素が炉底部に運ばれ、流下性が悪くなったことが確認された。ガラス熔融炉では、炉底部に運ばれる白金族元素の量と抜き出される白金族元素の量のバランスが重要であり、このバランスを維持するためには急激な白金族元素の炉底部周辺への滞留は可能な限り避けることが望ましい。このため、仮焼層を維持した洗浄運転の方法として低模擬廃液を供給する方法を採用した。

<参照資料>

- ・洗浄運転の方法及び頻度 : 「再処理施設高レベル廃液ガラス固化建屋 ガラス熔融炉運転方法の改善検討結果について（改訂版 その2）【公開版】平成22年11月1日（改正 その2）」
- ・白金族元素管理のための指標類 : 「再処理施設アクティブ試験におけるガラス固化試験等に係る報告について【公開版】2013年7月26日」



1. TVFでの洗浄運転について

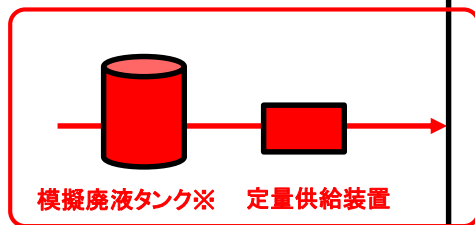
(2) TVFにおける洗浄運転の実施可否(現状)(1/2)

- ✓ TVFにおいては、現在、K溶融炉で行うとされている低模擬廃液を供給する洗浄運転に必要な設備が設置されておらず、同様の「洗浄運転」を行うことはできない。
- ✓ TVFで洗浄運転を行う場合、次の課題が考えられる。
 - ① 同様の「洗浄運転」を行うためには、洗浄廃液の貯槽、供給槽、供給ポンプ、配管及び制御系等を既存のシステムに組み込む形で新たに設置する必要があるが、これらを設置する場所等は用意されておらず、大規模な改修等が必要と予想される。また、運転と並行して工事は出来ないことから、対応まで長期間を要する。
 - ② 低模擬廃液供給の代替手段として、現行設備を活用して薄い廃液を供給する方法が考えられるが、ガラス原料に対する廃液の割合が大きく変わることは、ガラス溶融に必要な物性（粘性・比抵抗）に大きな影響を及ぼし、溶融炉の安定運転に支障を来す。

1. TVFでの洗浄運転について

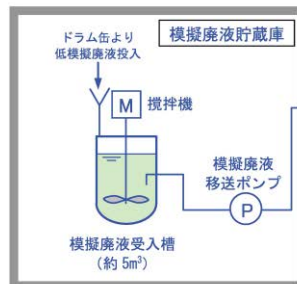
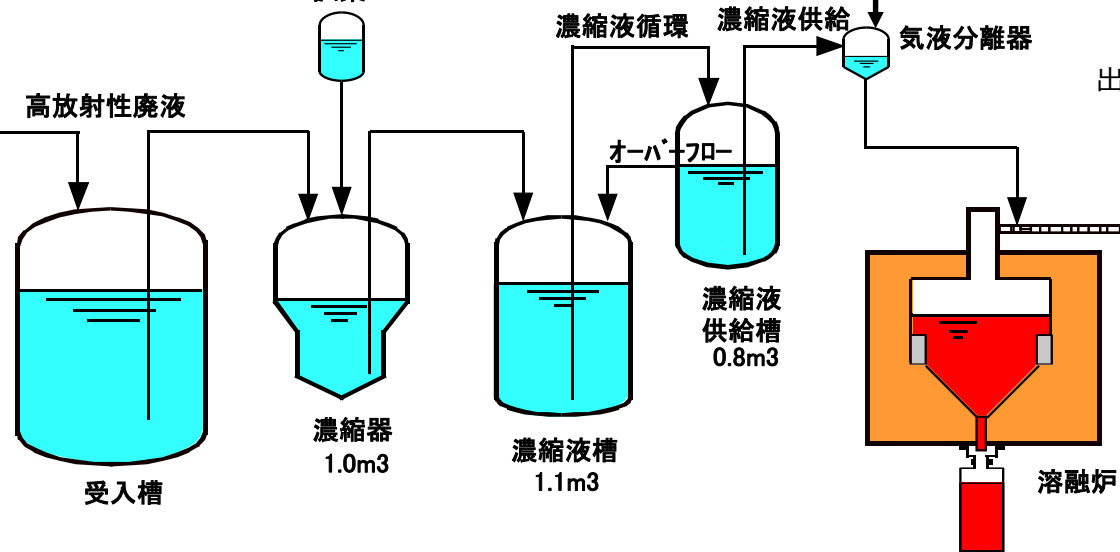
(2) TVFにおける洗浄運転の実施可否(現状)(2/2)

① 模擬廃液を供給する設備の設置案

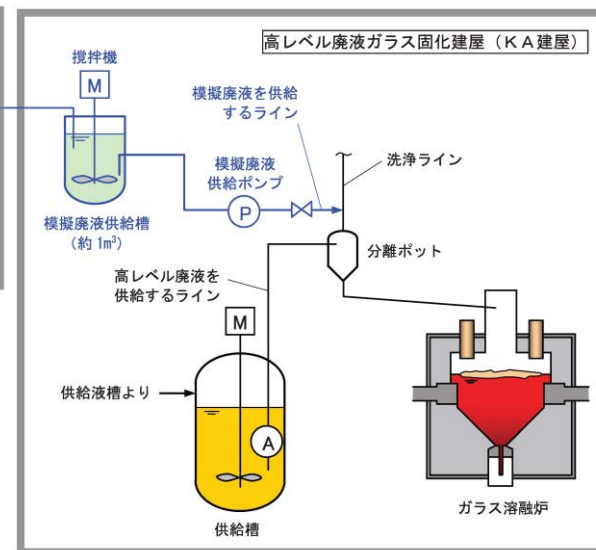


② 薄い廃液の調整

試薬



※ K溶融炉においては試運転段階で「洗浄運転」を追加で行うことができるようにするため、貯槽等を設置するために新たな建屋を設けている。



K施設における模擬廃液供給システムの概要

出典：「再処理施設高レベル廃液ガラス固化建屋 ガラス溶融炉運転方法の改善検討結果について(改訂版 その2)【公開版】平成22年11月1日(改正 その2)」

ガラス原料
(ファイバーカートリッジ)

1. TVFでの洗浄運転について

(3) TVFにおける洗浄運転の効果(推定)(1/2)

- ✓ K溶融炉では、運転経過に伴い生じる流下性や炉底加熱性の低下の回復するため、定期的な洗浄運転により、炉内の溶融ガラス中に分散、炉底部周辺に滞留する白金族元素を抜き出して、白金族元素の保有量を増やすことがないよう制御している。
- ✓ TVF溶融炉では、白金族元素堆積の管理指標に達しても所定の流下時間を超えるような顕著な流下性の低下や炉底加熱性の低下等は見られていない。これは、流下の際、炉底部に運ばれた白金族元素のほとんどが抜き出され、流下を繰り返しても炉底部周辺に滞留している白金族元素の量は、流下性を低下させるほど増加しないためと考えられる。
- ✓ また、TVF溶融炉は、運転継続に伴い徐々に白金族元素が炉内（炉壁傾斜面及び谷部）に堆積していくことが分かっている。
- ✓ このため、TVF1号溶融炉において、約110本製造後にドレンアウトし、炉内に堆積した白金族元素を抜き出すため、カレット洗浄※1、炭酸塩洗浄※2を行ったが、炉内に堆積した高濃度の白金族元素を含むガラスの抜き出しに対して顕著な効果は認められなかった。
 - ※1 炉内のガラスを全量抜き出した（ドレンアウト）後、ガラス固化体3本分のガラス組成を模擬（白金族元素を含まない廃棄物成分：15wt%、Na₂O：10wt%）したガラスカレットを炉内に投入して流下する操作。
 - ※2 ドレンアウト後、ガラス固化体3本分のガラス組成を模擬（白金族元素を含まない廃棄物成分：15wt%、Na₂O：10wt%）したガラスカレットを炉内に投入し、さらに2wt%相当の炭酸ナトリウムを加えて流下する操作。
- ✓ この結果を踏まえ、TVF溶融炉では、白金族元素の堆積管理指標（主電極間補正抵抗0.10Ω at 1000℃）を定め、指標に達したら炉内のガラスを全量抜き出し（ドレンアウト）、炉内に残留したガラスを機械的に除去（残留ガラス除去）して炉内状態を回復させた後、運転を再開することとしている。



1. TVFでの洗浄運転について

(3) TVFにおける洗浄運転の効果(推定)(2/2)

- ✓ しかしながら、TVF2号溶融炉における16-1CP以降の運転においては、想定よりも少ない製造本数（実績約100本に対して、59本及び20本）で管理指標に達したことから、ドレンアウトを行い、運転を終了した。
- ✓ 白金族元素の堆積を早めた要因としては、以下を推定している。
 - ① 16-1CPでは、ガラス固化体吊具の不具合により流下が行えず、炉内のガラス保有量が多い状態で保持運転し、その後流下を行わずに停止したこと、17-1CPでは流下中の複数回発生した漏電等による流下停止事象が加速要因となり、白金族元素が炉底部に堆積した。
 - ② 19-1CPの運転で発生した流下停止事象により、再流下のために複数回の炉底加熱を行ったこと、これに伴い炉底部のガラス温度が高い状態が生じ、白金族元素が炉底部に堆積した。
- ✓ これらの白金族元素の早期堆積は、周辺機器の機器の不具合等により、流下できない状況になったことに起因するものである。
- ✓ 従って、予防的に洗浄運転を行うことは難しく、また、不具合処置後の洗浄運転については、堆積した白金族元素の抜き出しに対する効果は小さいことが分かっていることから、16-1CP以降の運転における白金族元素の堆積に対する洗浄運転の効果は小さいと考えられる。



1. TVFでの洗浄運転について

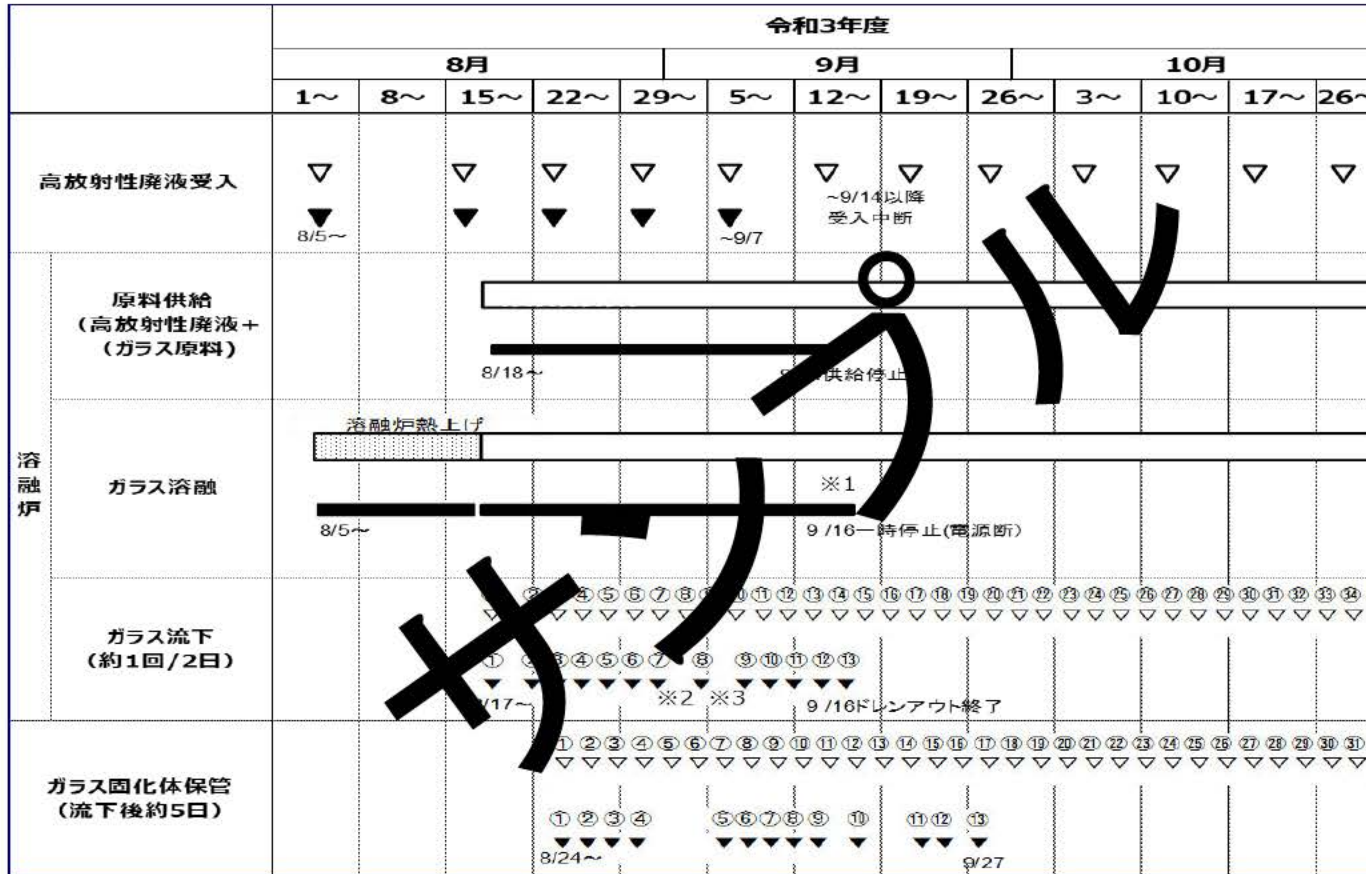
(4) TVFにおける安定運転に向けた取組み

- ✓ TVF溶融炉では、白金族元素堆積の管理指標に達するまでに約100本のガラス固化体が製造できており、16-1CP以降は、溶融炉以外に周辺設備であるガラス原料供給設備、ガラス固化体吊具、溶接機等の不具合発生による運転中断や漏電等による流下停止などを実施したことにより、白金族元素の堆積を加速したものと考えている。
- ✓ これらの機器の不具合事象は既に対策を施しており、また、今回の運転（21-1CP）における白金族元素の早期堆積の対策を講じることにより、ガラス固化処理計画はこれまでの運転管理で進めていけると考えている。
- ✓ なお、ガラス固化処理を早期に完了するためには、より安定にTVF溶融炉の運転していくことが重要と考えることから、安定運転に向けた取り組みを検討していく。
 - 白金族元素堆積の兆候、進行の検知方法の改善
 - 定期的（40～50バッチ）なドレンアウト操作による白金族元素の抜き出し 等



2. TVFの運転計画の年単位での数値目標の提示について

- ✓ ガラス固化処理は最優先事項として取り組み、早期完了を目指している。
- ✓ 各キャンペーンの製造本数は、運転開始前までに製造目標を明確にし、詳細な運転スケジュール（以下参照）に加え、3号溶融炉までの年度計画を監視チーム会合にて報告する。
- ✓ 年度毎に状況報告を監視チーム会合にて行う。



- ※1 運転停止の判断指標に到達したためドレンアウト（溶融炉内保有ガラスの全量抜き出し）に移行し、電源を断とした。
- ※2 8/27に発生した蓋溶接機の停止事象の原因調査及び処置のため、溶融炉を保持運転^{注)}（約2日間）とした。
- ※3 閉じ込め確認検査において、9/3、4に2本のガラス固化体が続けて判定基準を超えたため、再検査して保管した。このため、溶融炉を保持運転^{注)}（約3日間）とした。

注) 溶融炉へガラス原料及び廃液供給を行わず、溶融炉の通電・加熱を維持した状態を保つ運転。

- ✓ 現行の2号溶融炉ではこれまでに199本製造しており、溶融炉の設計寿命（ガラス固化体500本製造に相当）を踏まえ、今後約300本までを目途にガラス固化体を製造した後、3号溶融炉に更新する計画である。
- ✓ 今後ガラス固化処理計画で製造するガラス固化体（約550本）に加え、工程洗浄や系統除染で発生する廃液のガラス固化処理本数を約100本と想定すると、3号溶融炉でこれら全ての処理を完了させるためには、今後2号溶融炉で最低150本のガラス固化体を製造することになる。
- ✓ このような状況を踏まえ、ガラス固化処理を停滞させないため、溶融炉更新の判断は次のとおり考えている。
 - A) 3号炉溶融炉更新までの各キャンペーンの製造本数が目標を下回り、2号溶融炉で最低150本のガラス固化体の製造ができないと分かった場合。
 - B) 溶融炉の基本的な性能が維持できなくなった場合（電極やレンガに想定（設計）を超える侵食等を確認した場合）。
 - C) 今後2号溶融炉で150本製造後、不具合により周辺機器を更新する際、更新に1年以上期間を要し、その更新期間を活用して3号溶融炉へ更新が可能な場合。

※A及びBの場合、4号溶融炉が必要となる可能性が考えられる。

参考資料

① TVF溶融炉の運転（炉底低温運転）

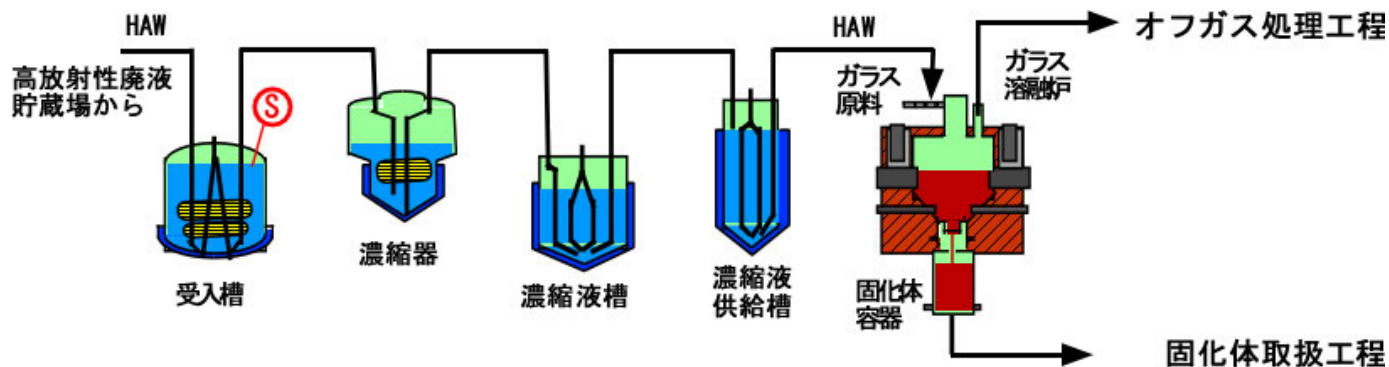
- ✓ 高放射性廃液は白金族元素を含有しており（ RuO_2 :0.74wt%、 PdO :0.35wt%、 Rh_2O_3 :0.14wt%）、白金族元素はホウケイ酸ガラスに溶け難く（溶解度：0.1wt%未満）、密度が高い（ガラスの約3倍）ことから、溶融炉の底部に沈降、堆積する。
- ✓ 白金族元素の沈降、堆積を抑制するため、炉底低温運転を行っている。
- ✓ ガラス溶融の段階には、溶融炉底部のガラス温度を低温に維持することで、ガラスの粘性を増加させ、白金族元素が炉底部に沈降し難い状態にする。
- ✓ 流下の段階には、ガラスの流下を行うために補助電極間、主電極と底部電極に間に電流を流すことにより短時間で炉底部のガラス温度を高温にして流下する（炉底部のガラス温度を高温にすることにより炉底部に沈降した白金族元素を抜き出す）。
- ✓ 流下後は、短時間で底部のガラス温度を低温にするため、炉底部を冷却する。
- ✓ 炉底低温運転により、炉底に沈降したほとんどの白金族元素は抜き出されるが、運転継続に伴い徐々に白金族元素が炉底部に堆積していくことが分かっており、炉底傾斜面に堆積したガラスは、白金族元素濃度が高く、ガラスの粘性が高いことから、通常の流下では抜き出されない。

② 高放射性廃液の調整

ガラス溶融炉に供給する高放射性廃液は、以下の通り廃液成分を管理しながら供給を行っている。

- ✓ 高放射性廃液貯蔵場（HAW）からTVFの受入槽（G11V10）に受け入れた高放射性廃液のサンプリング、分析を行い、高放射性廃液の性状（酸化物濃度、Na濃度等）の確認を行う。
- ✓ 確認した高放射性廃液の性状に応じて、後段の濃縮器(G12E10)において試薬（硝酸ナトリウム）を添加することによりナトリウム濃度比をほぼ一定（約0.4 : Na₂Oと全酸化物濃度の比）に調整している。
- ✓ ナトリウムは、ガラスの物性（粘性、浸出率など）に大きな影響を及ぼす。TVFでは、ナトリウムを含まないガラス原料（ガラスファイバークートリッジ）を使用しており、高放射性廃液に硝酸ナトリウムを添加することによりガラス固化体中のナトリウム濃度が約10wt%になるように調整している。

- TVFにおいては、高放射性廃液貯蔵場から受け入れたHAWのサンプリング、分析を行い、HAWの性状（酸化物濃度、Na濃度等）の確認を行っている。確認したHAWの性状に応じて、後段の濃縮器において濃縮、試薬（硝酸ナトリウム）を添加することで、受け入れるHAWの性状が変化しても、溶融炉へ供給するHAWの酸化物濃度、ナトリウム濃度をほぼ一定に調整している（下表参照）。

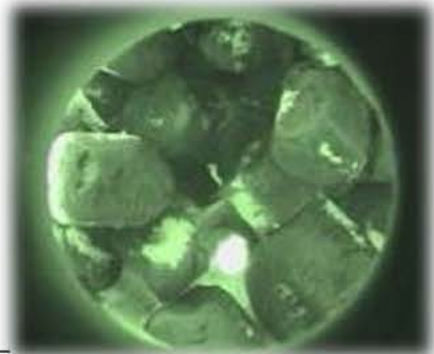


工程	HAW受入・前処理	HAW・ガラス原料供給	ガラス溶融・流下
主な調整項目	受入槽でのサンプリング、分析結果を基にHAWの組成を調整 ・全酸化物濃度：濃縮器で濃縮（最大2倍） ・ナトリウム濃度：NaNO ₃ 添加 ・高放射性廃液貯蔵場において、必要に応じてHAW貯槽間での液移送により均一化等の検討を行う	HAWとガラス原料の供給速度、バランスにより、製造速度、廃棄物含有率を調整 ・製造速度：ガラス原料・HAW供給速度を調整 ・廃棄物含有率：ガラス原料・HAW供給速度のバランスを調整	溶融ガラス温度、流下速度を調整 ・ガラス溶融温度：主電極、補助電極、主電極-ノズル間電力 ・流下速度：流下ノズル加熱電力
運転等への影響	○溶融炉の保持運転に繋がる要因 ・全酸化物濃度：薄すぎると濃縮に時間を要する。 ・全酸化物濃度、酸濃度：濃すぎるとエアリフトが閉塞する。 ○ガラス固化体本数の増加に繋がる要因 ・ナトリウム濃度：管理値を超えた場合は、管理値内となるようにHAWを希釈するためガラス中のFP含有量が低下する。	—	・溶融ガラス温度：白金族元素の堆積により炉上部ガラス温度が低下、炉底部ガラス温度が上昇（炉底低温運転ができなくなり、白金族元素の堆積が加速）。

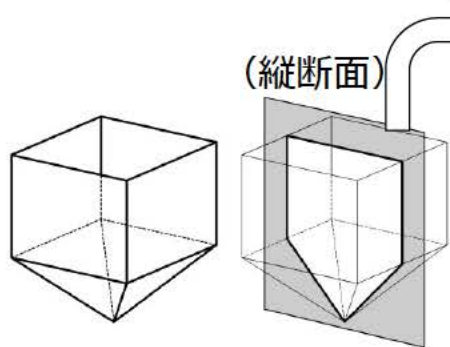
OTVFのガラス溶融炉：廃液供給式直接通電型セラミックメルタ



ガラスカートリッジ
(ガラス原料)



ガラス溶融炉内の状態



TVFガラス溶融炉の形状
(底部：四角すい)

**直接通電
ジュール加熱**

溶融ガラス
(約1200℃)

流下ノズル
上部冷却エア

間接加熱ヒータ

主電極
(炉内表面
:約900℃)

主電極
冷却エア

補助電極

耐火物

流下ノズル
(ガラス~900℃)

固化体容器

【廃液の状態変化】

高レベル放射性**廃液**

↓ 乾燥：100℃～

硝酸塩

↓ 分解：～800℃

酸化物

↓ ガラス化：～1200℃

ガラス固化体

- ①主電極間通電
- ②補助電極間通電
- ③主電極－ノズル間通電 (**←ガラス流下**)

○白金族元素の特性

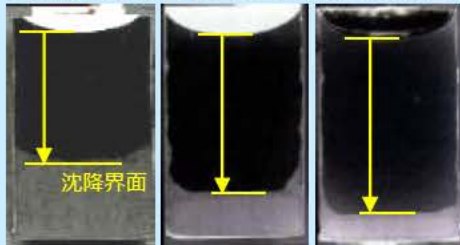
白金族元素の特徴と溶融ガラス物性への影響

- ① ホウケイ酸ガラスに対して溶けにくく、密度が高い ($\text{RuO}_2: 7\text{g/cm}^3$, ガラス: $2.5\sim\text{g/cm}^3$)
 ⇨析出した白金族元素は酸化物もしくは金属粒子として沈降・堆積する
- ② ガラス中の白金族元素粒子の割合が高まると比抵抗が低くなる。
 ⇨堆積ガラスは、溶融ガラスより電流が流れやすい
- ③ ガラス中の白金族元素粒子の割合が高まると、粘度が高くなる。
 ⇨堆積ガラスは、流れにくく抜き出しがし難い

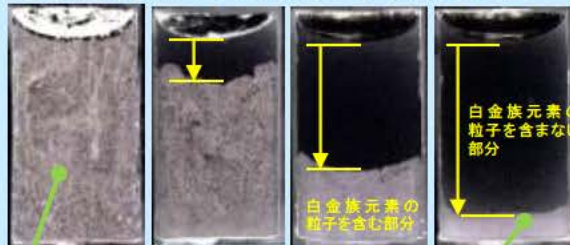
模擬ガラス中の白金族元素の観察

白金族元素の粒子を含むガラスを溶融した状態で保持すると、時間とともに粒子が沈降する。また、温度が高いほど粒子の沈降が速い。

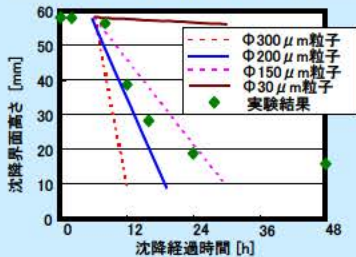
- 保持時間が長いほど白金族元素粒子は沈降する
- 温度が高いほど白金族粒子は沈降しやすい



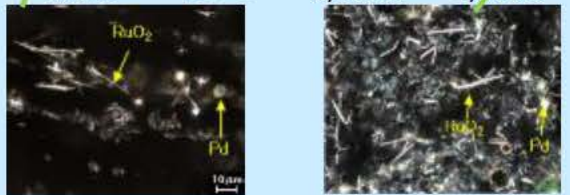
720時間 1,440時間 2,880時間



800℃ 900℃ 1,000℃ 1,100℃



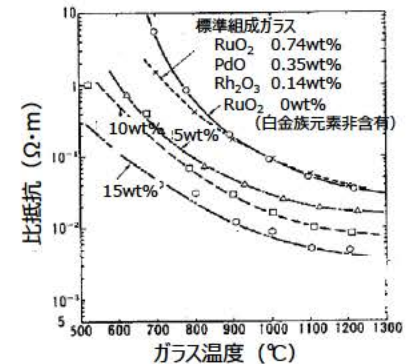
炉底部に沈降する白金族粒子サイズは 150~200 μm と推定



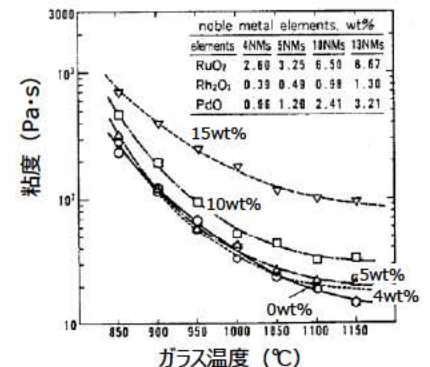
- 「溶融ガラス」は白金族粒子が分散。
- 底部の「堆積ガラス」は、 RuO_2 の針状粒子が絡みあっている。

① 白金族元素のガラス溶解度

酸化物	溶解度(wt%)	ガラス中の濃度(wt%)
RuO_2	<0.1	0.74
PdO	<0.05	0.35
Rh_2O_3	<0.05	0.14



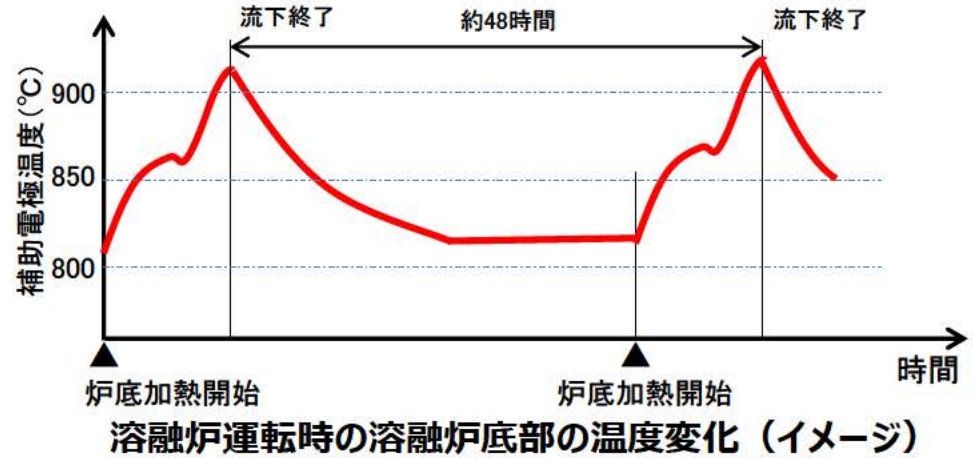
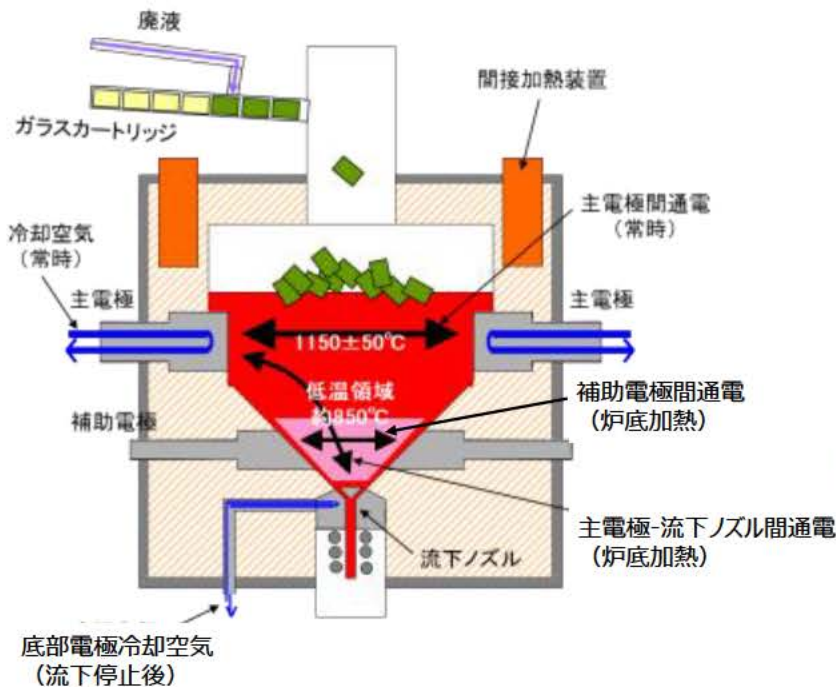
② 白金族元素含有ガラス温度と比抵抗 (RuO_2 の依存性)



③ 白金族元素含有ガラス温度と粘性

○ 炉底低温運転について (1/2)

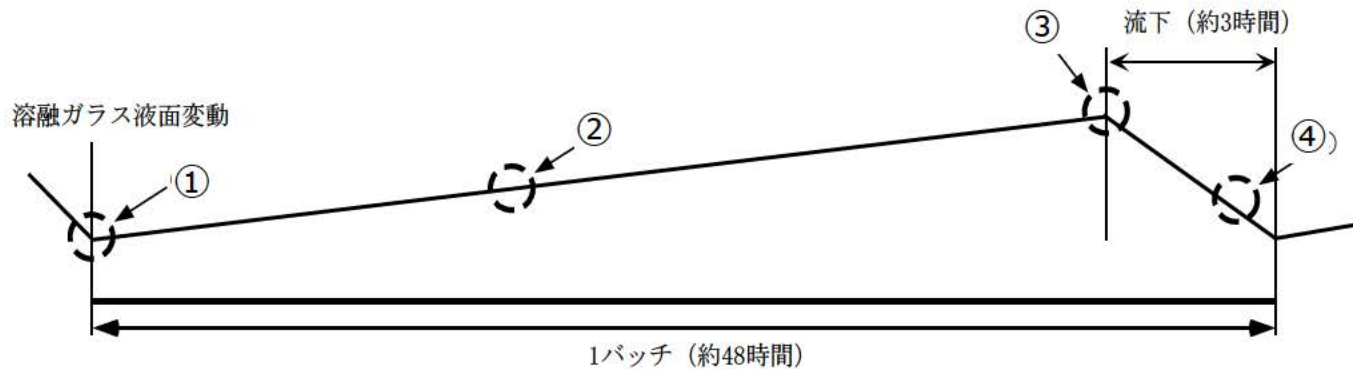
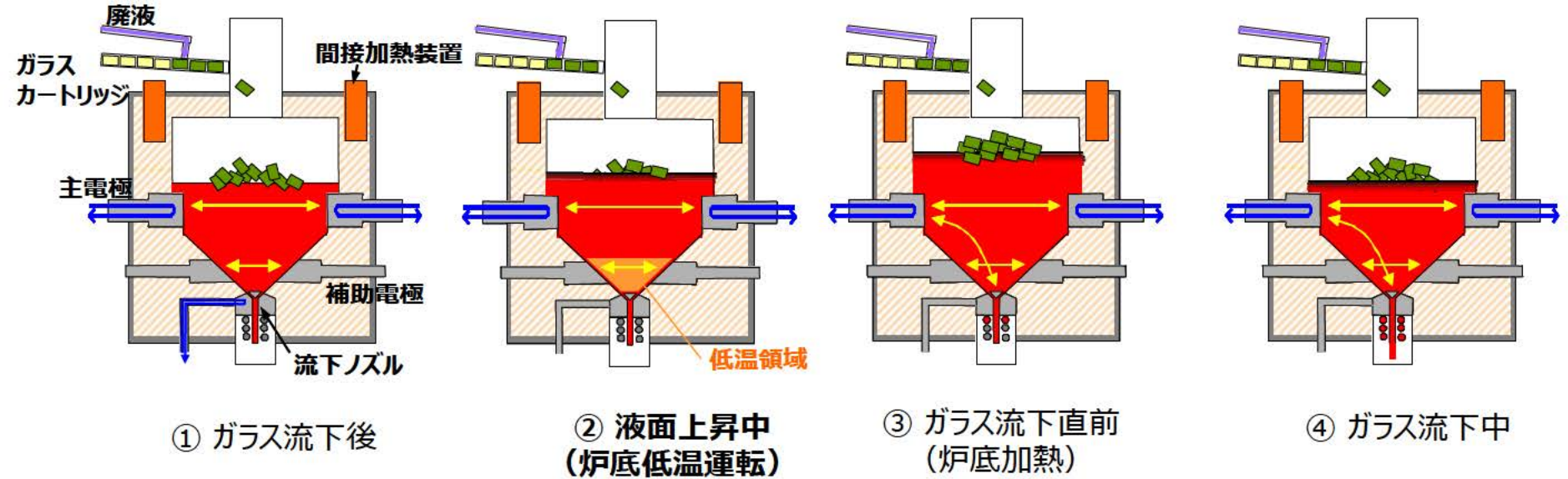
原理：溶融炉底部のガラス温度を低温に維持することで、ガラスの粘性を増加させ、白金族元素粒子の沈降を抑制する



運転管理及び操作

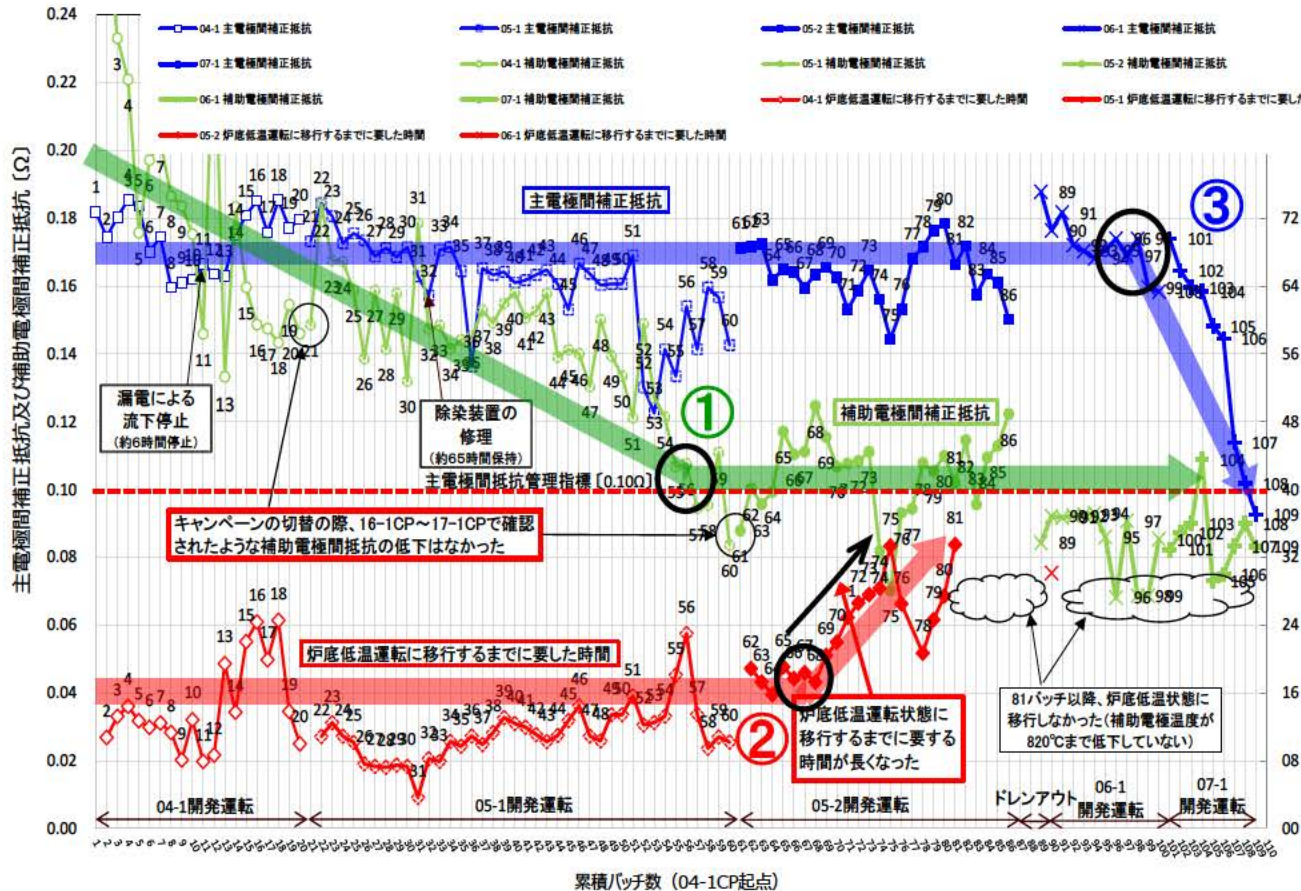
- 主電極通電によりガラス温度 $1150^{\circ}\text{C} \pm 50^{\circ}\text{C}$ に保ち、同時に補助電極間電流を調節することで、炉底部のガラス温度を約 850°C とするために、補助電極温度を約 820°C に管理する。
- 流下にあたり、炉底加熱により炉底部の温度を上げる必要がある。また、流下中は、高温のガラスが炉底部に流れ込み温度が高くなる。
- 流下終了後、速やかに炉底低温状態に移行させるために、主電極-流下ノズル間の通電を止めるとともに、底部電極に冷却空気を流して、炉底部の温度を下げる運転操作を行う。

○ 炉底低温運転について (2/2)



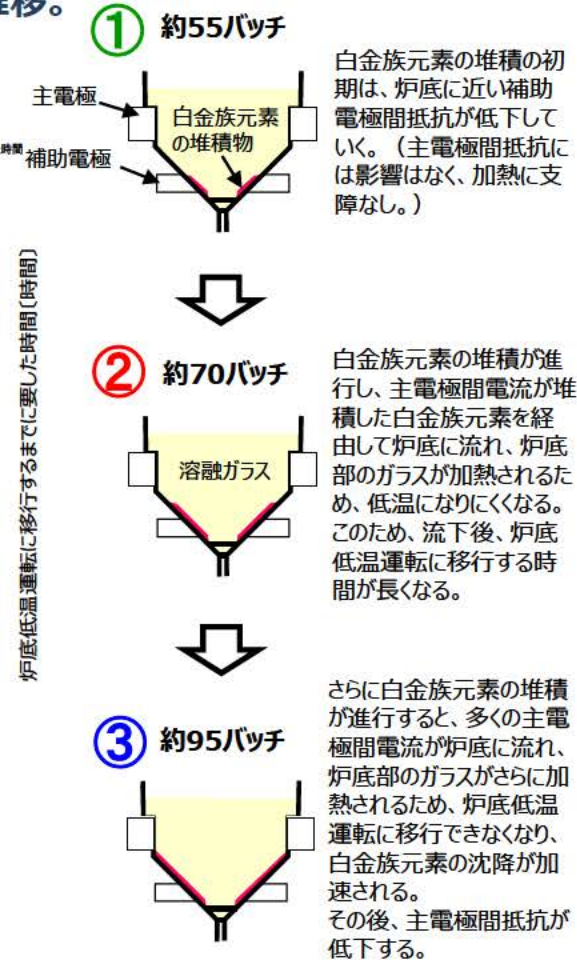
○ TVF2号溶融炉における2007年までの実績(炉内整備まで：ガラス固化体110本製造)

TVF溶融炉は運転継続に伴い、白金族元素が徐々に炉底部に堆積する。
白金族元素堆積に係る運転パラメータは、ガラス固化体製造に伴い以下のように推移。

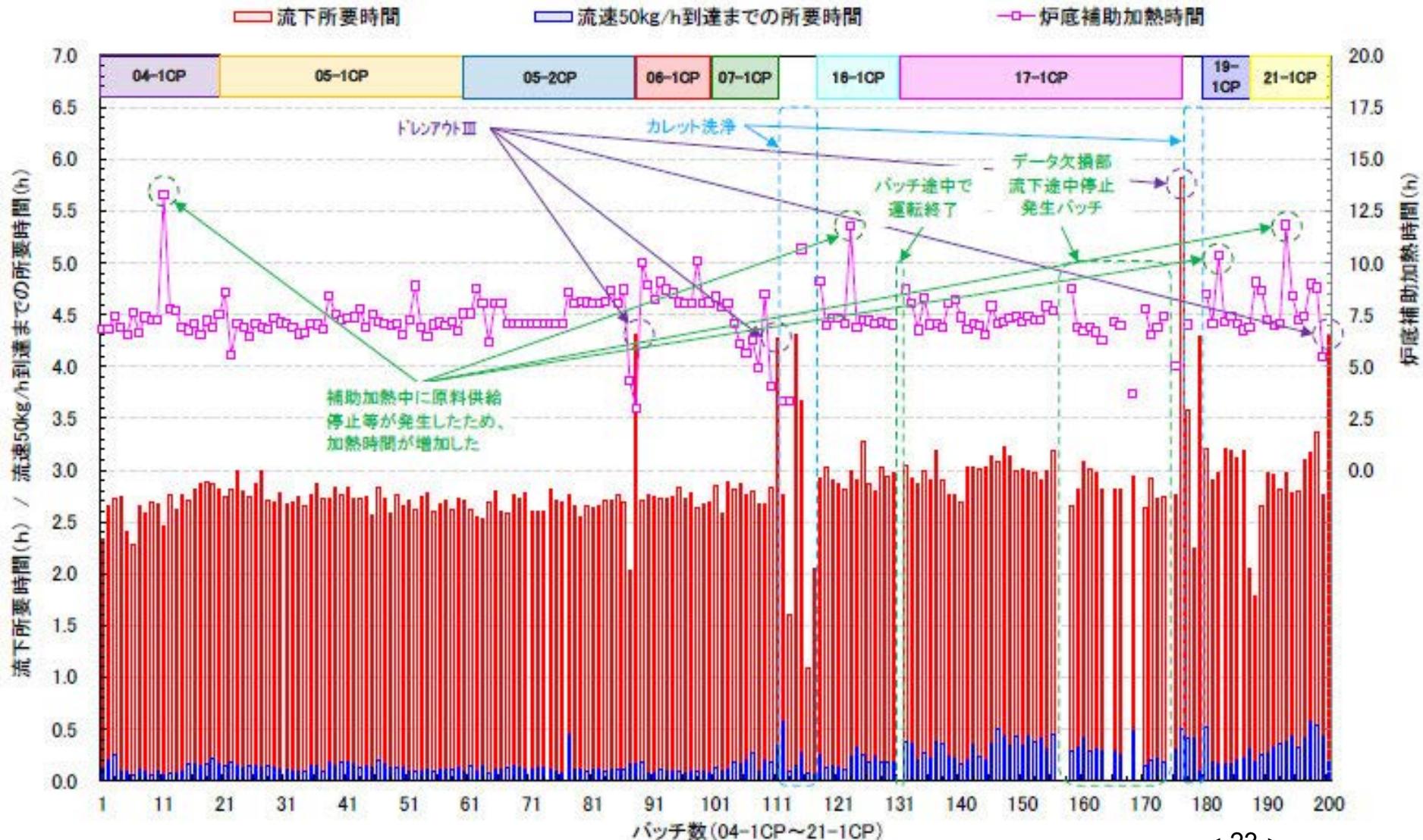


主電極間補正抵抗及び補助電極間補正抵抗とバッチ開始時から炉底低温運転*1に移行するまでに要した時間の推移

*1: 補助電極温度(T10.5)が820℃まで放冷されたタイミング



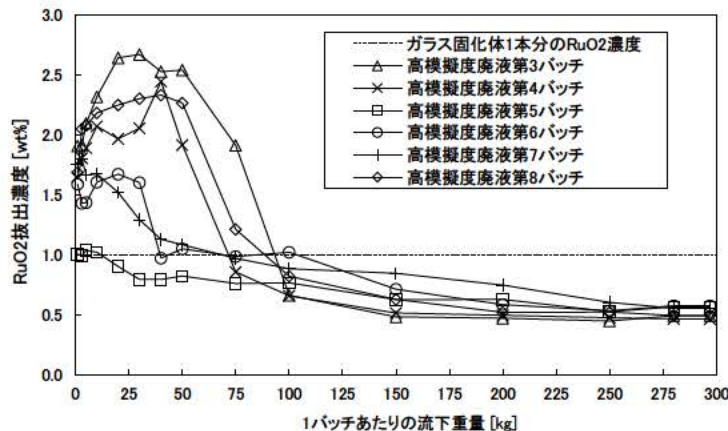
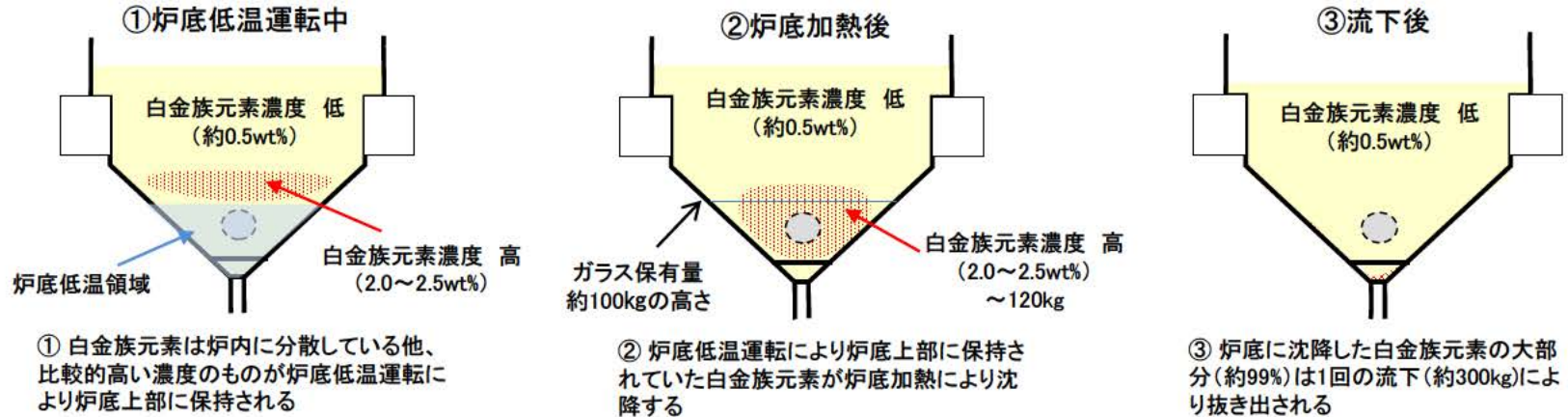
炉内白金族元素堆積の進行イメージ



炉底加熱時間、流下所要時間及び流速50kg/h到達までの所要時間

○ TVF溶融炉における運転状態と白金族元素沈降挙動の比較（イメージ）

○TVF 溶融炉（最大ガラス保有量880kg：約3本分）



TVF2号溶融炉作動試験 白金族元素拔出特性

流下重量約100kgまでに濃度が高くなるピークがあり、約100kg以降は低い濃度で一定である。



炉底低温運転により炉底部に保持している白金族元素のほとんどは1回の流下(約300kg)で抜き出される。

廃止措置段階における人材確保の考え方について

令和4年1月27日

再処理廃止措置技術開発センター

東海再処理施設の廃止措置は長期にわたり、継続的かつ確実に進めていくためには、高い専門性を持つ人材を継続的に確保するとともに、蓄積してきた技術、経験を確実に継承していくことが重要である。

具体的には、廃止措置段階においても、再処理施設の設備機器の操作を継続するとともに、施設の安全を確保し続ける必要があり、設備の操作・保守や安全対策に精通した熟練者を継続的に確保し、技術、経験を継承していく必要がある。また、系統除染や設備解体においては、技術開発のための高度な専門知識を有する人材が必要となり、現場においてはそれらを安全、かつ確実に遂行するための十分な現場経験を有した人材が必要となる。

一方、現状では、以下のように人材確保について極めて困難な状況に直面している。

- ・再処理施設は国内に2施設（東海、六ヶ所）のみであり、再処理に精通した運転操作の熟練者や運転経験に基づく知見を有する技術者が限定される。
- ・東海再処理施設は主要施設（MP等）の運転を停止してから14年が経過し、当時運転の中心であった現場を熟知する職員については既に定年を迎えるなど高齢化が進んでいる。
- ・今後、廃止措置が進み先行4施設の系統除染や設備解体、さらにはLWTFの改造・運転やHASWSの貯蔵状態の改善等の本格化に伴い、これまでのガラス固化処理や低放射性廃棄物の処理に加えて、これらを並行して進めるための要員を計画的に確保していく必要がある。
- ・昨今の原子力を取り巻く状況は厳しく、さらに、廃止措置というネガティブなイメージの状況の中で採用活動等の人材確保において採用枠を満たすことにも苦慮している。

このような状況を踏まえ、人材確保、技術継承は極めて重要な経営課題と認識しており、長期的な視野のもとに以下の方針で継続的に取り組んでいく。

- 国内初の再処理施設の廃止措置として、安全かつ合理的な廃止措置を実践し、得られた技術成果を継続的に社会に発信することで、作業員のモチベーションアップに努める。また、廃止措置事業に対する社会の理解を深め、就職先としての魅力度の向上を図るとともに積極的な人材確保を行い廃止措置段階に応じた必要人数を確保していく。
- 十分な現場経験を有する熟練者（再雇用職員を含む）を中心とする未経験者も含めた体制によって現場での保守作業や、実際の機器を使った通水作動訓練（OJT）を系統除染前に集中的に行い、また、その後も同様の訓練を計画的に行うことにより、協力会社員を含めた若手を継続的に育成していく。
- 先行して廃止措置を行っている海外の情報収集を継続するとともに、メーカ、海外を含めた研究機関等との連携を図り、廃止措置に必要な技術の開発、適用を効果的、効率的に進める。また、知識・技術の継承、暗黙知の共有化のための体系的なデータベース整備を進めるとともに、保有する施設の設計情報を効率的に活用するためのデジタル化（三次元データ化、ヴァーチャルリアリティ（VR）技術の導入等）を推進する。

以上

工程洗浄で行う操作と既許認可の関係について

令和4年1月27日

再処理廃止措置技術開発センター

令和3年12月17日に申請した廃止措置計画変更認可申請書に記載している工程洗浄の方法について、既許認可との関係を以下の観点で整理した（表-1）。

①既許認可の枠内の操作

②既許認可の枠外だが技術的知見から安全上問題ないとしている操作

これを踏まえて、廃止措置計画変更認可申請書においては、以下の内容の記載の見直しを行った（別紙 廃止措置計画変更認可申請書補正案）。

- 工程洗浄で実施する送液等の作業において、既許認可の枠内において実施する作業と、既許認可の枠外で実施する作業を明確にした。
- 既許認可の枠外で実施する作業については、臨界安全性等の技術的根拠を明確にした。
- プルトニウム溶液をスチームジェットで送液する際のプルトニウムポリマーの生成を抑制するために混合するウラン溶液の混合比について、その制限値（ウラン/プルトニウム比 60）を廃止措置計画に定めることを明確にした。また、ウラン/プルトニウム比の管理値を 70 とし、再処理施設保安規定に定めて管理する旨を明確にした。

以上

表-1 工程洗浄で行う操作の分類結果

操作		分類	分類の理由	廃止措置計画の修正	記載箇所
使用済燃料せん断粉末の取出し	せん断粉末の秤量及び移動	②	現在、せん断粉末は専用のトレイで保管しており、工程洗浄では装荷用ホッパに移し替えて取り扱う。取扱量は1回当たり30 kg以下とし、臨界安全ハンドブック第2版に基づく臨界質量約900 kgU（均質UO ₂ -H ₂ O系、UO ₂ 粉末の含水率5 wt%）を大きく下回ることから臨界安全上の問題はない。	せん断粉末の取扱いに係る臨界安全性を追記	添十別紙5-1
	せん断粉末の濃縮ウラン溶解槽への直接装荷	②	既許認可の操作では、せん断した使用済燃料を分配器から濃縮ウラン溶解槽に装荷する。工程洗浄では、せん断粉末を濃縮ウラン溶解槽のパレル部上部から装荷用ホッパを用いて直接装荷する。使用する経路は異なるものの、濃縮ウラン溶解槽は全濃度安全形状であるため臨界安全上の問題はない。	せん断粉末の取扱いに係る臨界安全性を追記	添十別紙5-1
	せん断粉末の溶解	①	使用済燃料の溶解時と同様の操作であり、1回当たりのせん断粉末の溶解量（30 kg）は再処理事業指定申請書に定める1溶解当たりの最大装荷量400 kgUを大きく下回ることから既許認可の枠内で対応可能	1回当たりのせん断粉末の溶解量（30 kg）は設計値（1溶解当たり400 kgU）を下回ることを明記	添十別紙5-1
	せん断粉末の溶解液の清澄（ろ過）	①	使用済燃料の溶解時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能	既許認可（全濃度安全形状又は濃度管理（制限値））の範囲内であることを明記	添十別紙5-1
	せん断粉末の溶解液の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）への送液	①	既許認可の操作では、使用済燃料の溶解液に対してウラン及びプルトニウムの分離及び蒸発濃縮を行ったのち、高放射性廃液貯槽（272V31～V35）に送液する。工程洗浄ではこれらの操作を行わないものの、せん断粉末の溶解液に含まれるウラン濃度は約26 gU/Lであり、再処理事業指定申請書に定める送液経路の臨界濃度340 gU/Lを大きく下回ることから既許認可の枠内で対応可能	既許認可（濃度管理（制限値））の範囲内であることを明記	添十別紙5-1
	せん断粉末の溶解液のサンプリング	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	槽類換気及びオフガス洗浄	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	濃縮ウラン溶解槽の酸洗浄及び水洗浄	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
押出し洗浄及び押出し洗浄液の送液	①	通常の運転時と同様な操作であり、既許認可の枠内で対応可能			

分類：①既許認可の枠内の操作，②既許認可の枠外だが技術的知見から安全上問題がない操作

表-1 工程洗浄で行う操作の分類結果

操作		分類	分類の理由	廃止措置計画の修正	記載箇所
低濃度のプルトニウム溶液の取出し	低濃度のプルトニウム溶液のプルトニウム溶液受槽 (276V20) でのサンプリング	①	通常の運転時と同様の操作であり, 既許認可の枠内で対応可能		
	試薬調整工程の貯槽 (201V77~V79) からリワーク工程の中間貯槽 (276V12-V15) へのウラン/プルトニウム比調整用のウラン溶液の送液	①	試薬調整工程からリワーク工程への送液は既許認可の枠内である。通常の運転時における送液実績がないことから健全性を通水により確認した。		
	リワーク工程の中間貯槽 (276V12-V15) における低濃度のプルトニウム溶液とウラン溶液の混合	②	プルトニウム溶液とウラン溶液を混合した実績はないものの, 混合後のプルトニウム濃度及びウラン濃度と文献値*を比較して求めた無限実効増倍率 (k_{∞}) が 0.75 未満となることを確認しており, 臨界安全上の問題はない。 ※「次世代再処理施設の設計検討に供する臨界安全制限寸法等データ」(須藤他 2011) JAEA-Data-Code-2011-021		
	低濃度のプルトニウム溶液 (ウラン溶液含む。) の高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) への送液	①	プルトニウム溶液のスチームジェットによる送液は, 既許認可の枠外であるものの, 工程洗浄においては, ウラン溶液との混合により既許認可の枠内での条件と同等とするため, 臨界安全上の問題はない。	ウラン/プルトニウム比の制限値 (60) を定める。また, 制限値を下回らないよう管理値 (70) を定め, 再処理施設保安規定にて管理することを明記	添十別紙 1 添十別紙 5-1 添十別紙 5-1-1 添十別紙 5-1-2
	低濃度のプルトニウム溶液と高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) に現有する高放射性廃液の混合	②	低濃度のプルトニウム溶液と高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) の高放射性廃液を混合した実績はないものの, 混合後のプルトニウム濃度及びウラン濃度と文献値*を比較して求めた無限実効増倍率 (k_{∞}) が 0.75 未満となることを確認しており, 臨界安全上の問題はない。 ※「次世代再処理施設の設計検討に供する臨界安全制限寸法等データ」(須藤他 2011) JAEA-Data-Code-2011-021		
	槽類換気及びオフガス洗浄	①	通常の運転時と同様な操作であり, 既許認可の枠内で対応可能		
押出し洗浄及び押出し洗浄液の送液	①	通常の運転時と同様な操作であり, 既許認可の枠内で対応可能			

分類：①既許認可の枠内の操作, ②既許認可の枠外だが技術的知見から安全上問題がない操作

表-1 工程洗浄で行う操作の分類結果

操作		分類	分類の理由	廃止措置計画の修正	記載箇所
ウラン溶液の 取出し ウラン溶液の 取出し	プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)から分離精製工場(MP)へのウラン溶液の払出し	②	PCDF から MP へのウラン溶液の払い出しはこれまでの許認可の枠外であるものの、払い出すウランの重量()は、臨界安全ハンドブック第2版に基づく最小臨界質量 56.8 kgU(均質系 UO ₂ -H ₂ O、濃縮度 4%)を下回るため、臨界安全上の問題はない。	MP へ払い出すウラン重量が最小臨界質量を下回ることを明記	添十別紙 5-1
	硝酸ウラニル貯槽の洗浄(PCDF)	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	分離精製工場(MP)からウラン脱硝施設(DN)への送液	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	ウラン溶液のサンプリング	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	ウラン溶液の濃縮	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	ウラン溶液の脱硝	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	ウラン粉末の抜出し	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	シート用ウラン粉末の供給	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	槽類換気及びオフガス洗浄	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	ウラン粉末の第三ウラン貯蔵所(3U03)への移動及び貯蔵	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	押出し洗浄及び押出し洗浄液の送液	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
その他の核燃料物質(工程内の洗浄液等)の取出し	依頼試料の分析	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	分離第2サイクル工程の中間貯槽(255V12)、ウラン精製工程の中間貯槽(261V12)の洗浄液の送液	①	洗浄液の送液は既許認可の枠内である。ただし、通常の運転時での実績がないため、工程洗浄では健全性を確認したのち本操作を行う。		
	酸回収工程の濃縮液受槽(273V50)の洗浄液の送液	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		
	プルトニウム精製工程の第1抽出器(265R20)、希釈剤洗浄器(265R21)及びプルトニウム精製第2抽出器(265R22)の洗浄	①	洗浄液の送液は既許認可の枠内である。ただし、通常の運転時での実績がないため、工程洗浄では健全性を確認したのち本操作を行う。		
	分析所(CB)の分析試料等の送液	①	通常の運転時と同様の操作であり、既許認可の枠内で対応可能		

分類：①既許認可の枠内の操作，②既許認可の枠外だが技術的知見から安全上問題がない操作

廃止措置計画変更認可申請書補正案

目次

添付別紙 1 回収可能核燃料物質の取出し方法

添付別紙 5-1 工程洗浄により回収可能核燃料物質を取り出す送液経路
の安全性について

添付別紙 5-1-1 低濃度のプルトニウム溶液の取出しに係る臨界安全性

添付別紙 5-1-2 低濃度のプルトニウム溶液をスチームジェットで送液
した場合のプルトニウムポリマー生成について

添付別紙 5-3 漏えいに対する安全性

回収可能核燃料物質の取出し方法

1. 概要

核燃料サイクル工学研究所の再処理施設の工程内に残存する回収可能核燃料物質を、再処理せずに再処理設備本体から取り出すことを目的として工程洗浄を実施する。工程洗浄では、再処理設備本体の回収可能核燃料物質の取出しに合わせて、製品貯蔵施設及びその他再処理施設の附属設備に残存する回収可能核燃料物質の取出しを行う。

2. 工程洗浄の方針

工程洗浄は、以下の基本的な考え方にに基づき、早期に完了させるよう回収可能核燃料物質を再処理設備本体等から取り出し、安定化を図る。

- 再処理運転（ウラン及びプルトニウムの分離）^{※1}は行わない。
- 使用する設備は、必要最小限とする。
- 既存の設備・機器を使用し、設備の新規設置や改造は行わない。
- 送液経路は、安全性（臨界安全や漏えい事象に対する安全性等）を確保する。

※1 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」では、使用済燃料から核燃料物質その他の有用物質を分離するために、使用済燃料を化学的方法により処理することを「再処理」と定義

3. 回収可能核燃料物質の場所及び量について

以下に回収可能核燃料物質の場所及び量を示す。また、回収可能核燃料物質を保有する施設の概要を図-1 に、回収可能核燃料物質を保有する機器について表-1 に示す。

なお、再処理設備本体である分離施設のうち一部の機器には、高放射性廃液として分離した廃液に微量の核燃料物質を含んでいるが、回収可能核燃料物質ではないこと、また、これを取り出すためには、使用済燃料の不溶性残渣による送液装置の詰り対策として通常とは異なる試薬等の適用も検討する必要があることから、工程洗浄からは切り離し、系統除染において処理を行う。

①せん断粉末

これまでの再処理運転に伴い分離精製工場（MP）のせん断機、分配器内部及び機械処理セルの床面に滞留していたせん断粉末を、平成 28 年 4 月から平成 29 年 7 月までにかけて実施したせん断工程クリーンアップ作業にて収集した（平成 29 年 6 月末に重量確定： ）。せん断粉末は現在専用のトレイに収納し、分離精製工場（MP）の除染保守セル(R333)内で保管している。

②低濃度のプルトニウム溶液

再処理施設のリスク低減へ向けた取組として、分離精製工場（MP）に保有していたプルトニウム溶液（ ）は、平成 26 年 4 月から平成 28 年 7 月までにかけてプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）で固化安定化（MOX 粉末化）した。現在保有する低濃度のプルトニウム溶液（ ）として、分離精製工場（MP）のプルトニウム製品貯槽の送液残液（ ）並びに希釈槽の洗浄液（ウラン及びプルトニウム混合溶液（ ））がある。

③ウラン溶液（ウラン粉末を含む。）

分離精製工場（MP）及びウラン脱硝施設（DN）には、抽出工程（分離第1サイクル工程、分離第2サイクル工程等）の運転用に確保していたウラン溶液及び脱硝前（ウラン粉末化前）のウラン溶液（ ）を保有している。プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）には、プルトニウム溶液の固化安定化後に残ったウラン溶液（ ）を保有している。また、分離精製工場（MP）には、脱硝時の脱硝塔内の流動層形成のための種用のウラン粉末（ ）を三酸化ウラン循環容器（3本）にて保有している。

④その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）

分離精製工場（MP）の溶解、清澄・調整及び抽出（酸回収、リワーク等を含む。）工程の洗浄液、分析所（CB）の分析試料等として、 未満及び 未満の核燃料物質を保有している。

4. 回収可能核燃料物質の詳細な取出し方法

(1) せん断粉末（参考図-1-1～1-5 参照）

せん断粉末は、除染保守セル（R333）においてせん断粉末装荷用のホッパへ溶解1回分ずつ移し替え、濃縮ウラン溶解槽装荷セル（R131）へ移動し、遠隔操作により溶解1回当たりの装荷量が30kg以下であることを秤量により確認する。秤量したせん断粉末は、濃縮ウラン溶解槽装荷セル（R131）で、遠隔操作により濃縮ウラン溶解槽（242R12）のバレル部上部から燃料装荷バスケットに装荷し、蒸気により加熱しながら硝酸により溶解する。せん断粉末の溶解時は、濃縮ウラン溶解槽（242R12）内の液温度を徐々に上昇させることで、溶解時に発生するガスによる内圧上昇の発生を防止する。せん断粉末の溶解液（以下「溶解液」という。）は、溶解槽溶液受槽（243V10）へ送液し、パルスフィルタ（243F16）にて、固体粒子類を分離した後、調整槽（251V10）で計量し、給液槽（251V11）へ送液する。

次に溶解液は、分離第1抽出器（252R11）、希釈剤洗浄器（252R10）及び高放射性廃液中間貯槽（252V14）を經由して高放射性廃液蒸発缶（271E20）へ送液する。高放射性廃液蒸発缶（271E20）で溶解液を計量し、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の中間貯槽（272V37又はV38）を經由して高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液し、貯蔵する。なお、せん断粉末の溶解液の送液においては、高放射性廃液蒸発缶（271E20）での蒸発濃縮を行わない。

溶解液を高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液した後、せん断粉末の溶解に用いた濃縮ウラン溶解槽（242R12）の加熱による酸洗浄及び水洗浄を繰り返し行う。それら洗浄液を用いて、溶解液の送液経路上の送液残液の押出し洗浄を行い、回収可能核燃料物質を高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。洗浄効果は、調整槽（251V10）の核燃料物質濃度を分析して確認する。

なお、せん断粉末の溶解後に残る被覆管片等は、濃縮ウラン溶解槽（242R12）の洗浄後に燃料装荷バスケットごと取り出し、その他のセル内の固体廃棄物とともに標準ドラムに移し、第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設（2HASWS）へ送る。

(2) 低濃度のプルトニウム溶液

プルトニウム製品貯槽（267V10～V16）の低濃度のプルトニウム溶液は、プルトニウム溶液受槽（276V20）へ送液し、計量する。また、希釈槽（266V13）の低濃度のプルトニウム溶液は、中間貯槽（266V12）を経由し、プルトニウム溶液受槽（276V20）へ送液し、計量する（参考図-2-1 参照）。

低濃度のプルトニウム溶液と混合するウラン溶液^{※1}は、一時貯槽（263V51～V58）のウラン溶液のうち一部を、希釈槽（263V18）、貯槽（201V77）、ウラン調整槽（201V70）及び受流槽（201V75）を経由して中間貯槽（276V12～V15）へ送液する。また、希釈槽（263V18）から中間貯槽（276V12～V15）までの送液経路上の送液残液を純水により押し出し洗浄を行い、低濃度のプルトニウム溶液の混合に用いる（参考図-2-2 及び 2-3 参照）。

中間貯槽（276V12～V15）では、ウラン溶液を保持した状態で、プルトニウム溶液受槽（276V20）の低濃度のプルトニウム溶液を受け入れ、低濃度のプルトニウム溶液とウラン溶液を混合する。低濃度のプルトニウム溶液とウラン溶液の混合では、プルトニウム濃度に対するウラン濃度の比が 70 以上^{※2}となるように調整し、分析による確認を行う。

低濃度のプルトニウム溶液及びウラン溶液の混合液（以下「混合液」という。）は、中間貯槽（276V12～V15）から受槽（276V10）へ送液し、希釈剤洗浄器（252R10）、高放射性廃液中間貯槽（252V14）を経由して高放射性廃液蒸発缶（271E20）へ送液する。高放射性廃液蒸発缶（271E20）では、蒸発濃縮を行わずに、混合液を計量し、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の中間貯槽（272V37 又は V38）を経由して高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液し、貯蔵する（参考図-2-4 及び 2-5 参照）。

混合液を送液した後、プルトニウム製品貯槽（267V10～V16）、希釈槽（266V13）並びにその循環系統にあるプルトニウム溶液蒸発缶（266E20）、中間貯槽（266V12）、プルトニウム濃縮液受槽（266V23）及び循環槽（266V24）の押し出し洗浄を行う。押し出し洗浄は各貯槽に硝酸を供給して行い、押し出し洗浄液はプルトニウム溶液受槽（276V20）から混合液と同じ経路を用いて高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。洗浄効果は、各貯槽の核燃料物質濃度を分析して確認する（参考図-2-6～2-9 参照）。

なお、押し出し洗浄液が通過するプルトニウム溶液蒸発缶（266E20）では、加熱濃縮は行わない。

※1 低濃度のプルトニウム溶液の送液では、スチームジェットでの送液による溶液温度の上昇及び酸濃度の低下によるプルトニウムポリマー（沈殿物）の発生を防止するため、ウラン溶液と混合し送液を行う。

※2 再処理施設での直近のキャンペーン（2007 年 2 月～5 月）で処理した新型転換炉原型使用済燃料の中で、調整槽（251V10）の分析値から求めたウラン/プルトニウム比の最小値（約 59）から、ウラン/プルトニウム比の制限値を 60 と定める。また、制限値を下回らないようウラン/プルトニウム比の管理値を 70 と定め、再処理施設保安規定にて管理する。

(3) ウラン溶液（ウラン粉末を含む。）

プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）の硝酸ウラニル貯槽（P11V14）のウラン溶液は、専用の容器により、分離精製工場（MP）の一時貯槽（263V51～V58）へ払い出し、分離精製工場（MP）のウラン溶液と混合してウラン脱硝施設（DN）でウラン粉末とする。硝酸ウラニル貯槽（P11V14）は、硝酸ウラニル受入計量槽（P11V13）に供給した硝酸を用いて押し出し洗浄を行う。押し出し洗浄液は、硝酸ウラニル貯槽（P11V14）においてウラン濃度を分析し、洗浄効果を確認後、ウラン溶液と同様に専用の容器により、分離精製工場（MP）の一時貯槽（263V51～V58）へ払い出す（参考図-3-1 参照）。

分離精製工場（MP）の一時貯槽（263V51～V58）のウラン溶液は、希釈槽（263V18）に送液し、ウラン濃度を確認後、ウラン脱硝施設（DN）の UNH 受槽（263V30 又は V31）を経由して、UNH 貯槽（263V32）へ送液する。送液後、純水を用いた一時貯槽（263V51～V58）等の押し出し洗浄を行い、送液残液を希釈槽（263V18）に送液する。希釈槽（263V18）でウラン濃度を確認後、UNH 貯槽（263V32）へ送液する。押し出し洗浄後、低放射性廃液として取り扱えるものは、ウラン精製工程の中間貯槽（261V12）、リワーク工程の受槽（276V10）及び低放射性廃液貯蔵工程の中間貯槽（275V10）を経由して、廃棄物処理場（AAF）へ送液する（参考図-3-2-1、3-2-2、3-4-1 及び 3-4-7 参照）。

中間貯槽（263V10）のウラン溶液は、ダネード給液槽（263V103）間で循環させ、呼水槽（263V105）、ウラン溶液蒸発缶（第 1 段）（263E11-T12）を経由して希釈槽（263V18）へ送液する。希釈槽（263V18）でウラン濃度を確認後、ウラン脱硝施設（DN）の UNH 受槽（263V30 又は V31）を経由して、UNH 貯槽（263V32）へ送液する。送液後、純水を用いた中間貯槽（263V10）等の送液残液の押し出し洗浄を行い、送液残液を希釈槽（263V18）に送液する。希釈槽（263V18）でウラン濃度を確認後、UNH 貯槽（263V32）へ送液する。

押し出し洗浄後、低放射性廃液として取り扱えるものは、ウラン精製工程の中間貯槽（261V12）、リワーク工程の受槽（276V10）及び低放射性廃液貯蔵工程の中間貯槽（275V10）を経由して、廃棄物処理場（AAF）へ送液する（参考図-3-2-3、3-2-4、3-4-2 及び 3-4-7 参照）。

ウラン脱硝施設（DN）の UNH 貯槽（263V33）の送液残液は純水を供給した後、UNH 貯槽（263V32）へ送液する。送液後、UNH 貯槽（263V32）においてウラン濃度を分析し、ウラン量を確定する（参考図-3-2-5 参照）。UNH 貯槽（263V32）のウラン溶液は、UNH 供給槽（263V34）を経由し、蒸発缶（263E35）へ供給して蒸発濃縮する。蒸発缶（263E35）で濃縮したウラン溶液は、濃縮液受槽（264V40）へ抜き出し、加熱した圧縮空気により噴霧状にして脱硝塔（264R43）に供給し、塔内の流動層において熱分解し、ウラン粉末にする。ウラン粉末は、脱硝塔から溢流により取り出し、シール槽（264V437）及び U03 受槽（264V438）を経由して計量台で計量しながら三酸化ウラン容器に詰め、ウラン粉末として第三ウラン貯蔵所（3U03）へ送り、貯蔵する。また、分離精製工場（MP）で三酸化ウラン循環容器に保管しているウラン粉末は、ウラン脱硝施設（DN）にて三酸化ウラン容器に詰め替えた後、脱硝塔（264R43）内の流動層形成のための種用として供給し、ウラン溶液のウランとともにウラン粉末として第三ウラン貯蔵所（3U03）へ送り、貯蔵する（参考図-3-3 参照）。

ウラン脱硝施設 (DN) におけるウラン溶液の粉末化の後, UNH 供給槽 (263V34) に純水を供給した後に蒸発缶 (263E35) 及び濃縮液受槽 (264V40) へ送液し, 系統内を循環させて押し出し洗浄を行う。押し出し洗浄液は, 濃縮液受槽 (264V40) から溶解液受槽 (264V76) へ送液し, 溶解液受槽 (264V76) においてウラン濃度を分析し, 洗浄効果を確認後, UNH 貯槽 (263V32) に送液する (参考図-3-4-4 参照)。

また, UNH 貯槽 (263V33) の押し出し洗浄は純水を用いて行い, ウラン濃度を分析し, 洗浄の効果を確認後, UNH 貯槽 (263V32) に送液する。同様に UNH 受槽 (263V30 及び V31) の押し出し洗浄は純水を用いて行い, ウラン濃度を分析し, 洗浄効果を確認後, UNH 貯槽 (263V32) へ送液する (参考図-3-4-5 参照)。

UNH 貯槽 (263V32) では, 溶解液受槽 (264V76) 及び UNH 貯槽 (263V33) から受け入れた押し出し洗浄液に純水を追加供給した後, ウラン濃度を分析し, 洗浄効果を確認後, 分離精製工場 (MP) のウラン溶液濃縮工程の希釈槽 (263V18), ウラン精製工程の中間貯槽 (261V12), リワーク工程の受槽 (276V10) 及び低放射性廃液貯蔵工程の中間貯槽 (275V10) を経由して, 廃棄物処理場 (AAF) へ送液する (参考図-3-4-5~3-4-7 参照)。

ウラン脱硝施設 (DN) の脱硝塔 (264R43) 等のウラン粉末を取り扱う機器は, 機器内のウラン粉末を通常操作により取り出した状態をもって工程洗浄を終了する。

なお, 試薬調整工程の貯槽 (201V77~V79) 及び受流槽 (201V75) に保有しているウラン溶液は, 工程洗浄前までに分離精製工場 (MP) の竜巻対策として一時貯槽 (263V51~V58) へ送液するため, 工程洗浄においては押し出し洗浄のみ行う。押し出し洗浄は貯槽 (201V77) に純水を供給し, 押し出し洗浄液を貯槽 (201V78) 及び貯槽 (201V79) の順に送液して行う。押し出し洗浄液はウラン調整槽 (201V70) へ送液し, 受流槽 (201V75) でウラン濃度を分析し, 洗浄効果を確認後, リワーク工程の中間貯槽 (276V12~V15), 低放射性廃液貯蔵工程の中間貯槽 (275V10) を経由して, 廃棄物処理場 (AAF) へ送液する (参考図-3-4-3 参照)。

(4) その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等)

- ① 分離第 2 サイクル工程の中間貯槽 (255V12) 及びウラン精製工程の中間貯槽 (261V12) (参考図-4-1 参照)

中間貯槽 (255V12) 及び中間貯槽 (261V12) に保有する洗浄液は既に工程洗浄終了の判断基準を満たしており, 洗浄液の送液のみ行う。洗浄液は, リワーク工程の受槽 (276V10) を経由して低放射性廃液貯蔵工程の中間貯槽 (275V10) から廃棄物処理場 (AAF) へ送液する。

- ② プルトニウム精製工程の第 1 抽出器 (265R20), 希釈剤洗浄器 (265R21) 及びプルトニウム精製第 2 抽出器 (265R22) (参考図-4-2 参照)

プルトニウム精製工程の各抽出器に硝酸を供給して洗浄を繰り返し行う。洗浄液は, 各抽出器においてプルトニウム濃度を分析し, 洗浄の効果を確認後, 低濃度のプルトニウム溶液の取出しに用いる送液経路を用いて高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) へ送液する。

③ 酸回収工程の濃縮液受槽（273V50）（参考図-4-3 参照）

濃縮液受槽（273V50）の洗浄液は、既に工程洗浄終了の判断基準を満たしており、洗浄液の送液のみ行う。洗浄液は、高放射性廃液蒸発缶（271E20）を経由して、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。なお、濃縮液受槽（273V50）の洗浄液の送液においては、送液残液に硝酸を供給して繰り返し洗浄を行う。

④ 分析所（参考図-4-4 参照）

分析所（CB）の分析試料等を保有する分析所（CB）の中間貯槽（108V10 及び 108V11）は、硝酸を供給して繰り返し洗浄を行う。洗浄液は既設配管を用いて分離精製工場（MP）の溶解槽溶液受槽（243V10）へ送液し、せん断粉末の溶解液と同じ送液経路で高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。洗浄液は中間貯槽（108V10 及び 108V11）において核燃料物質濃度を分析し、洗浄の効果を確認する。

以上

分離精製工場 (MP)

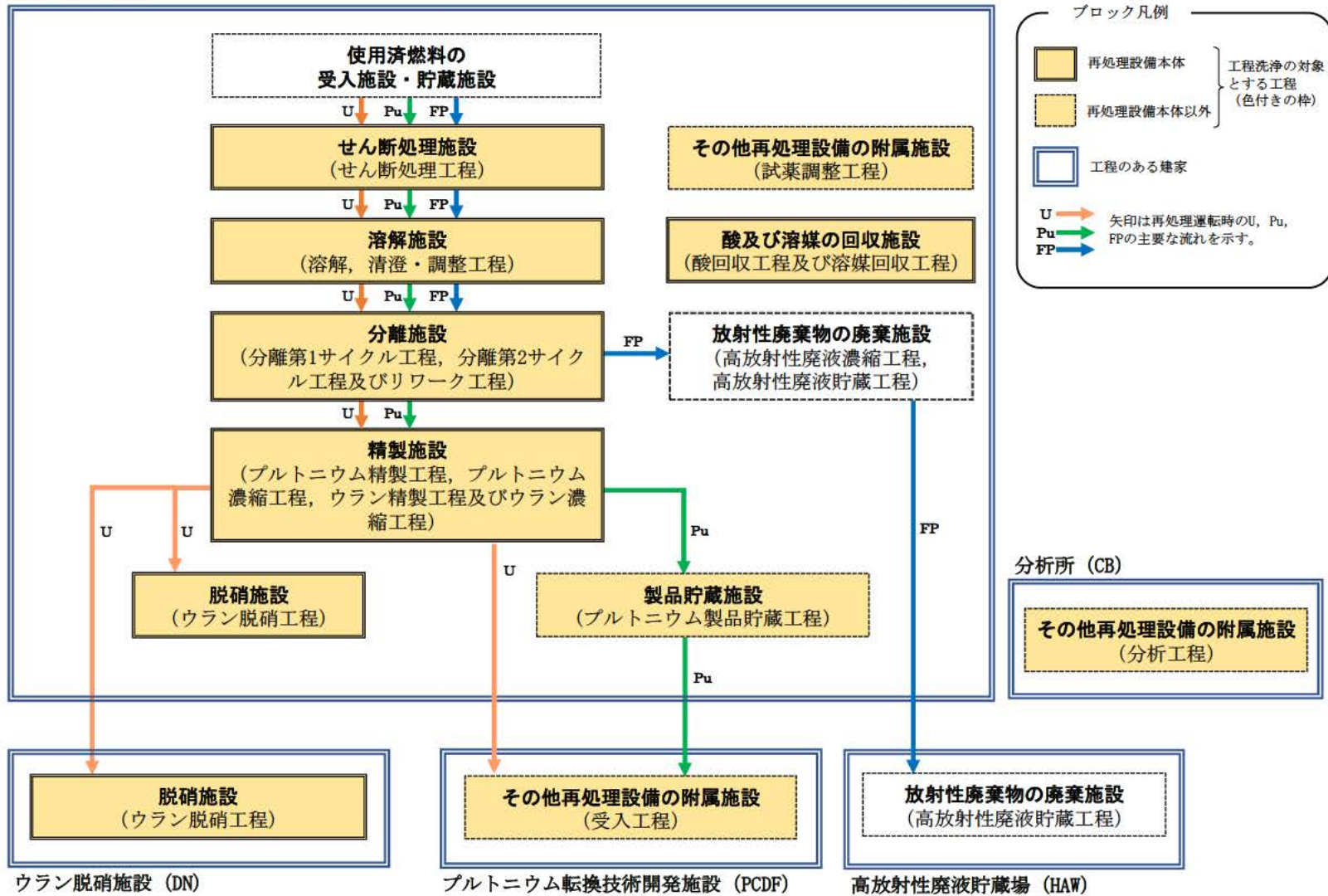


図-1 回収可能核燃料物質を保有する施設 (工程洗浄の対象範囲)

表-1 回収可能核燃料物質を保有する機器

建家	施設区分 (*再処理設備本体)	工程	機器名称	機器番号	物質の状態
MP	せん断処理施設*	せん断 処理工程	除染保守セル	R333	使用済燃料 せん断粉末
	溶解施設*	溶解工程	洗浄液受槽	242V13	洗浄液※ ¹
		清澄工程	溶解槽溶液受槽	243V10	
			パルスフィルタ	243F16	
	分離施設*	分離第2 サイクル工程	中間貯槽	255V12	洗浄液※ ¹
		ウラン 精製工程	中間貯槽	261V12	
	精製施設*	プルトニウム 精製工程	プルトニウム 精製抽出器	265R20, R21, R22	
	酸の回収施設*	酸回収工程	濃縮液受槽	273V50	
	分離施設*	リワーク工程	プルトニウム 溶液受槽	276V20	洗浄液※ ²
	精製施設*	プルトニウム 濃縮工程	希釈槽	266V13	
	製品貯蔵施設	プルトニウム 製品貯蔵工程	プルトニウム 製品貯槽	267V10～V16	低濃度の プルトニウム溶液
	精製施設*	ウラン溶液 濃縮工程	中間貯槽	263V10	ウラン溶液
			一時貯槽	263V51～V58	
	その他再処理設備の附属 施設	試薬調整工程	受流槽	201V75	
貯槽			201V77～V79		
脱硝施設*	ウラン 脱硝工程	三酸化ウラン 循環容器	FRP-5, 6, 10	ウラン粉末	
DN	脱硝施設*	ウラン 脱硝工程	UNH 貯槽	263V32	ウラン溶液
			UNH 貯槽	263V33	
PCDF	その他再処理設備の附属 施設	受入工程	硝酸ウラニル 貯槽	P11V14	ウラン溶液
CB	その他再処理設備の附属 施設	分析工程	中間貯槽	108V10	分析試料等※ ¹
			中間貯槽	108V11	

略称；MP：分離精製工場，DN：ウラン脱硝施設，PCDF：プルトニウム転換技術開発施設，CB：分析所

※¹ その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）として扱う。

※² 低濃度のプルトニウム溶液として扱う。

工程洗淨により回収可能核燃料物質を取り出す
送液経路の安全性について

1. 概要

工程洗浄では、せん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）は放射性液体廃棄物として廃棄し、ウラン溶液は粉末化して取り出す。工程洗浄に用いる機器は、臨界管理（形状、濃度又は質量）をしており、濃度又は質量の臨界管理値を下回ることを確認することにより臨界安全上問題ないこと及び送液経路において誤操作（誤移送）を想定しても臨界安全を確保できることを確認した。

また、工程洗浄では、せん断粉末の溶解液及び低濃度のプルトニウム溶液を通常使用しない経路を用いて送液を行うことから、要領書等の見直し等が必要な操作についても確認した。

2. 工程洗浄に用いる機器の臨界安全性

(1) せん断粉末の溶解液の取出しに用いる機器

分離精製工場（MP）の除染保守セル（R333）内で保管しているせん断粉末は、装荷用ホッパに移し替え（1回当たり 30 kg 以下）、運搬容器に収納した上で濃縮ウラン溶解槽装荷セル（R131）に移動し、濃縮ウラン溶解槽（242R12）のバレル部上部からせん断粉末を濃縮ウラン溶解槽（242R12）へ装荷する。

せん断粉末の1回当たりの取扱量は 30 kg 以下であり、臨界安全ハンドブックの臨界質量約 900 kgU（均質 UO_2-H_2O 系、 UO_2 粉末の含水率 5 wt%（安全解析による最大含水率 5 wt%¹⁾）を大きく下回ることから十分未臨界を担保できる。

せん断粉末は濃縮ウラン溶解槽（242R12）で溶解したのち、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）に送液する。せん断粉末の溶解液の取出しにおける使用機器ごとに工程洗浄特有の操作の有無を整理し、取り扱う核燃料物質の濃度が既往の臨界管理値を下回ることを確認する（表-2-1 参照）。

濃縮ウラン溶解槽（242R12）においては、工程洗浄で取り出すせん断粉末の全量を溶解したとしても既許認可（全濃度安全形状）の範囲内であるため、臨界安全上の問題はない。また、せん断粉末の溶解量は設計値（1溶解当たり 400 kgU）に対して十分に下回り既許認可の範囲内で溶解できるため安全上の問題はない。

せん断粉末の溶解液の送液経路のうち、溶解槽溶液受槽（243V10）から分離第一抽出器（252R11）については、再処理運転時においても使用済燃料の溶解液が通る機器であり、既許認可（全濃度安全形状又は濃度管理（制限値））の範囲内であるため、臨界安全上の問題はない。

一方、通常、使用済燃料の溶解液が通過しない希釈剤洗浄器（252R10）、高放射性廃液中間貯槽（252V14）、高放射性廃液蒸発缶（271E20）、中間貯槽（272V37 又は V38）及び高放射性廃液貯槽（272V31～V35）についても、ウラン溶液系の臨界管理機器となっており既許認可（濃度管理（制限値））の範囲内であることから、臨界安全上の問題はない。

また、せん断粉末の溶解液の誤移送及び溢流を想定しても、誤移送を防止するための施錠弁が設置されていること、誤移送等による送液先の機器が臨界管理（形状、濃度又は質量）されていること及び無限体系の最小臨界濃度を超えないことから臨界安

全上の問題はない（図-2-1 参照）。

(2) 低濃度のプルトニウム溶液の取出しに用いる機器（図-2-2 参照）

分離精製工場（MP）のプルトニウム製品貯槽（267V10～V16）及び希釈槽（266V13）に保有している低濃度のプルトニウム溶液は、リワーク工程の中間貯槽（276V12～V15）にそれぞれ送液し、ウラン溶液と混合して高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）に送液する。

低濃度のプルトニウム溶液の取出しにおいては、通常の再処理運転と異なりウラン溶液系の臨界管理機器へ送液する。使用する機器ごとに工程洗浄特有の操作の有無を整理し、取り扱う核燃料物質の濃度が既往の臨界管理値を下回ることを確認する（表-2-2）。

低濃度のプルトニウム溶液のみを取り扱うプルトニウム製品貯槽（267V10～V16）及びプルトニウム溶液受槽（276V20）については、低濃度のプルトニウム溶液のプルトニウム濃度が であり、既許認可（全濃度安全形状又は制限濃度）の範囲内であるため、臨界安全上の問題はない。

ウラン及びプルトニウムの混合液を取り扱う中間貯槽（276V12～V15）、受槽（276V10）、希釈剤洗浄器（252R10）、高放射性廃液中間貯槽（252V14）、高放射性廃液蒸発缶（271E20）、中間貯槽（272V37 又は V38）及び高放射性廃液貯槽（272V31～V35）は、ウラン溶液系の臨界管理の機器である。これらの機器においては既許認可の臨界濃度を超えないこと及び文献²⁾の臨界評価結果を参考にしたウラン及びプルトニウムの混合液の無限実効増倍率（ k_{∞} ）が 0.75 未満となることから、臨界安全上の問題はない（別紙 5-1-1「低濃度のプルトニウム溶液の取出しに係る臨界安全性」参照）。

なお、プルトニウム溶液は蒸気を用いた送液装置（スチームジェット）による送液時に酸濃度低下及び温度上昇に伴いプルトニウムポリマー（沈殿物）が生成する可能性があるものの、ウランを混合することでプルトニウムポリマー生成が抑制されるため、臨界安全上の問題はない（別紙 5-1-2「低濃度のプルトニウム溶液をスチームジェットで送液した場合のプルトニウムポリマー生成について」参照）。

(3) ウラン溶液（低濃度のプルトニウム溶液と混合するものを除く。）及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器

分離精製工場（MP）及びウラン脱硝施設（DN）のウラン溶液は、通常の運転操作と同じ送液経路で取出しを行う。これら送液経路の機器は、臨界管理（形状、濃度又は質量）されていることから、臨界安全上の問題はない。プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）のウラン溶液（ ）については、専用の容器を用いて分離精製工場（MP）に返送するものの、取り扱うウランの重量は最小臨界質量 56.8 kgU^{235} （均質系 $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$ 、濃縮度 4%）未満であり臨界安全上の問題はない。

その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）は、通常の運転時の送液経路で、せん断粉末の溶解液のウラン濃度等より低い濃度で取出しを行うことから臨界安全上の問題はない。

3. 工程洗浄特有の操作の安全性

再処理施設は、アスファルト事故後の安全性確認作業³⁾により、再処理運転時の操作の安全性及び各工程の事故の発生防止策に対する妥当性を確認している。工程洗浄においては再処理運転時の操作を踏襲するものの、一部の機器において工程洗浄特有の操作を行う必要があるため、それらの操作の詳細及び安全性について以下に示す。

(1) セン断粉末の濃縮ウラン溶解槽（242R12）への直接装荷

通常、セン断機によりセン断された使用済燃料は、分配器（セン断機シュートを含む。）を經由して濃縮ウラン溶解槽（242R12）の燃料装荷バスケットに装荷される。

工程洗浄では、濃縮ウラン溶解槽装荷セル（R131）において、セン断粉末を遠隔操作（セル内クレーン、マニプレーター等の操作）にて濃縮ウラン溶解槽（242R12）のバレル部上部から燃料装荷バスケットへ直接装荷する。当該操作におけるセン断粉末の取扱量は1回当たり30 kg以下とし、臨界質量約900 kgU¹⁾を大きく下回ることから臨界安全上の問題はない。

なお、当該操作は運転要領書の改訂及び操作手順の制定を行う。また、セン断粉末の取扱量（1回当たり30 kg）については再処理施設保安規定に定める。

(2) 高放射性廃液蒸発缶（271E20）から高放射性廃液貯蔵場（HAW）への直接送液 （271E20→272V37 又は V38→272V31～V35）

再処理運転時、高放射性廃液は、分離精製工場（MP）の高放射性廃液蒸発缶（271E20）から分離精製工場（MP）の高放射性廃液貯槽（272V14 又は V16）に送液する。その後、高放射性廃液貯槽（272V14 又は V16）から高放射性廃液貯蔵場（HAW）の中間貯槽（272V37 又は V38）を經由し、高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。

セン断粉末の溶解液等は、ガラス固化技術開発施設（TVF）の運転への影響を極力小さくするため、高放射性廃液貯槽（272V14 又は V16）の希釈した高放射性廃液と混合せず、高放射性廃液蒸発缶（271E20）から直接中間貯槽（272V37 又は V38）を經由して高放射性廃液貯槽（272V31～V35）に送液する。当該送液操作については、アスファルト事故後の安全性確認作業における評価*を踏まえて再処理施設保安規定で禁止している。工程洗浄で取り出すセン断粉末の溶解液等は放射性物質濃度が低いこと、また核分裂生成物の崩壊等が進んでいることから、設計条件の高放射性濃縮廃液の発熱量と比較して十分低く、時間裕度を確保できるため、運転要領書等の改訂及び再処理施設保安規定の変更等を行い、当該送液操作を行う。

* 施設の設計条件（PWR 基準燃料、冷却日数180日、0.7 tU/日の再処理運転）において、高放射性廃液蒸発缶（271E20）の濃縮した高放射性廃液を高放射性廃液貯蔵場（HAW）の中間貯槽（272V37 又は V38）に受け入れた際に全交流電源が喪失すると中間貯槽（272V37 又は V38）の水素濃度が約6.3時間で水素の爆発下限濃度の4%に到達する。

(3) 中間貯槽（276V12-V15）での低濃度のプルトニウム溶液とウラン溶液の混合 プルトニウム溶液受槽（276V20）から中間貯槽（276V12-V15）及び受槽（276V10）

から希釈剤洗浄器（252R10）の送液に係る操作手順書の送液基準の見直し並びに希釈剤洗浄器（252R10）のみを稼働させる操作手順及びウラン溶液の受流槽（201V75）から中間貯槽（276V12-V15）の送液に係る操作手順の新規制定が必要であることを確認した。なお、それらの操作及び中間貯槽（276V12-V15）でのウラン/プルトニウム比を使用済燃料の溶解液相当に調整する操作は運転要領書に新たに記載する。また、調整目標とするウラン/プルトニウム比（70 以上*）は、管理値として再処理施設保安規定に定める。

* 核燃料サイクル工学研究所 再処理施設での直近のキャンペーン（2007 年 2 月～5 月）で処理したふげん MOX-B 燃料の中で、調整槽（251V10）の分析値から求めたウラン/プルトニウム比の最小値（約 59）から、ウラン/プルトニウム比の制限値を 60 と定める。また、制限値を下回らないようウラン/プルトニウム比の管理値を 70 と定める。

- (4) プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）から分離精製工場（MP）へのウラン溶液の払出し

プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）の硝酸ウラニル貯槽（P11V14）から分離精製工場（MP）の一時貯槽（263V51～V58）への払出しは、取り扱うウランの重量が最小臨界質量 $56.8 \text{ kgU}^{1)}$ （均質系 $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$ ，濃縮度 4%）未満であり臨界安全上の問題はな^い。なお、当該操作は運転要領書の改訂，操作手順の制定及び再処理施設保安規定の変更を行う。

参考文献

- 1) 「臨界安全ハンドブック第 2 版」，日本原子力研究所，平成 11 年 3 月
- 2) 「次世代再処理施設の設計検討に供する臨界安全制限寸法等データ」（須藤他 2011）
JAEA-Data-Code-2011-021
- 3) 「東海再処理施設の安全性確認に関する報告書」，核燃料サイクル機構，平成 11 年 2 月

表-2-1 せん断粉末の取出しに用いる機器の臨界管理

施設名 ^{※1}	機器名称 (機器番号)	工程洗浄特有 の操作の有無	臨界管理の方法	臨界濃度	制限値	工程洗浄時の 濃度
MP	濃縮ウラン溶解槽 (242R12)	無	全濃度安全形状	—	—	
	溶解槽溶液受槽 (243V10)	無	全濃度安全形状	—	—	
	パルスフィルタ (243F16)	無	全濃度安全形状	—	—	
	パルスフィルタ給液槽 (243V14)	無	臨界容積以下	—	—	
	パルス発生槽 (243V17)	無	濃度管理	>340 gU/L ^{※4}	—	
	分配器 (243D19)	無	臨界容積以下	—	—	
	シールポット (243V181)	無	臨界容積以下	—	—	
	調整槽 (251V10)	無	濃度管理	>340 gU/L ^{※3}	240 gU/L ^{※3}	
	給液槽 (251V11)	無	濃度管理	>340 gU/L ^{※3}	—	
	エアリフト中間貯槽 (251V114)	無	臨界容積以下	—	—	
	空気分離器 (251V117)	無	臨界容積以下	—	—	
	ダネード給液槽 (251V118)	無	臨界容積以下	—	—	
	呼水槽 (251V120)	無	臨界容積以下	—	—	
	分離第1抽出器 (252R11)	無	制限濃度安全形状	>680 gU/L ^{※3}	120 gU/L ^{※3}	
	希釈剤洗浄器 (252R10)	有 ^{※2}	制限濃度安全形状	>540 gU/L ^{※4}	—	
	高放射性廃液分配器 (252D12)	有 ^{※2}	臨界容積以下	—	—	
	高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	有 ^{※2}	濃度管理	>340 gU/L ^{※3}	—	
	呼水槽 (252V153)	有 ^{※2}	臨界容積以下	—	—	
高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	有 ^{※2}	濃度管理	>340 gU/L ^{※4}	—		
HAW	中間貯槽 (272V37, V38)	有 ^{※2}	(濃度管理)	>340 gU/L ^{※4}	—	

※1 MP:分離精製工場, HAW:高放射性廃液貯蔵場

※2 再処理運転時は抽出操作により使用済燃料の溶解液からウラン及びプルトニウムを分離した溶液(高放射性廃液)が通過するものの、工程洗浄では抽出操作を行わない。

※3 再処理事業指定申請書に記載された値

※4 臨界管理基準に記載された値

(): その系統の機器から設定

表-2-2 低濃度のプルトニウム溶液の取出しに用いる機器の臨界管理

施設名※1	機器名称 (機器番号)	工程洗浄特有 の操作の有無	臨界管理の方法	臨界濃度	制限値	工程洗浄時の 濃度
MP	中間貯槽 (266V12)	無	制限濃度安全形状	49.5 gPu/L※4	18 gPu/L※5	
	希釈槽 (266V13)	無	全濃度安全形状	—	—	
	プルトニウム製品貯槽 (267V10)	無	制限濃度安全形状	>420 gPu/L※4	250 gPu/L※4	
	プルトニウム製品貯槽 (267V11)	無	制限濃度安全形状	>420 gPu/L※4	250 gPu/L※4	
	プルトニウム製品貯槽 (267V12)	無	制限濃度安全形状	>420 gPu/L※4	250 gPu/L※4	
	プルトニウム製品貯槽 (267V13)	無	制限濃度安全形状	>420 gPu/L※4	250 gPu/L※4	
	プルトニウム製品貯槽 (267V14)	無	制限濃度安全形状	>420 gPu/L※4	250 gPu/L※4	
	プルトニウム製品貯槽 (267V15)	無	制限濃度安全形状	>420 gPu/L※4	250 gPu/L※4	
	プルトニウム製品貯槽 (267V16)	無	制限濃度安全形状	>420 gPu/L※4	250 gPu/L※4	
	プルトニウム溶液受槽 (276V20)	無	全濃度安全形状	—	—	
	中間貯槽 (276V12-V15)	有※2	全濃度安全形状	—	—	
	受槽 (276V10)	有※2	全濃度安全形状	—	—	
	希釈剤洗浄器 (252R10)	有※3	制限濃度安全形状	>540 gU/L※5	—	
	高放射性廃液分配器 (252D12)	有※3	臨界容積以下	—	—	
	高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	有※3	濃度管理	>340 gU/L※4	—	
	呼水槽 (252V153)	有※3	臨界容積以下	—	—	
高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	有※3	濃度管理	>340 gU/L※5	—		
HAW	中間貯槽 (272V37, V38)	有※3	(濃度管理)	>340 gU/L※5	—	

※1 MP:分離精製工場, HAW:高放射性廃液貯蔵場

※2 工程洗浄ではプルトニウムポリマーの生成を防止するため,低濃度のプルトニウム溶液に工程内の一部のウラン溶液を混合したのち送液する。

※3 再処理運転時は抽出操作により使用済燃料の溶解液からウラン及びプルトニウムを分離した溶液(高放射性廃液)が通過するものの,工程洗浄では低濃度のプルトニウム溶液とウラン溶液の混合液を送液する。低濃度のプルトニウム溶液とウラン溶液の混合液の無限実効増倍率(k_{∞})は0.75未満であることを確認した(詳細は別紙5-1-1「低濃度のプルトニウム溶液の取り出しに係る臨界安全性」参照)

※4 再処理事業指定申請書に記載された値

※5 臨界管理基準に記載された制限値

():その系統の機器から設定

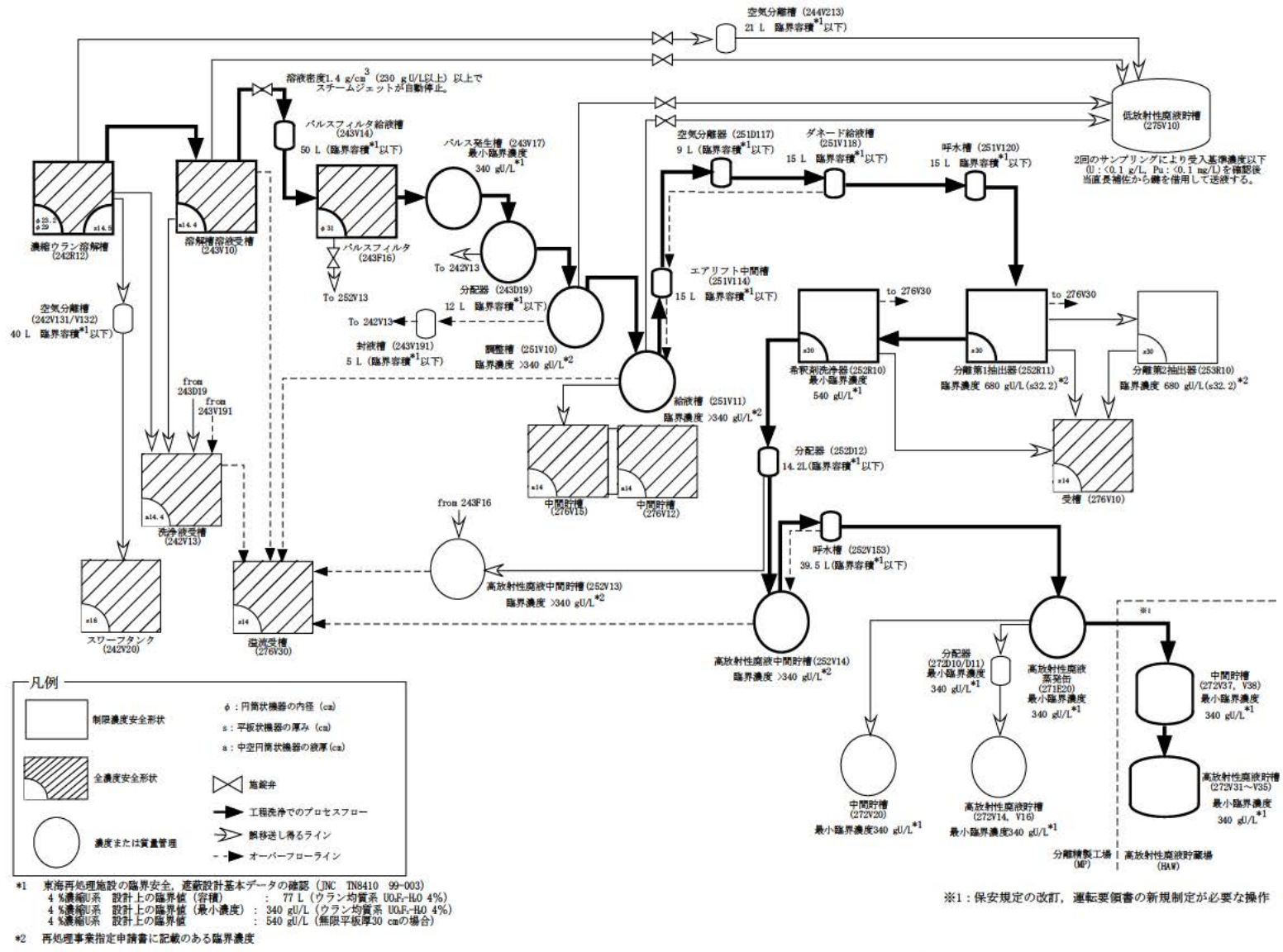
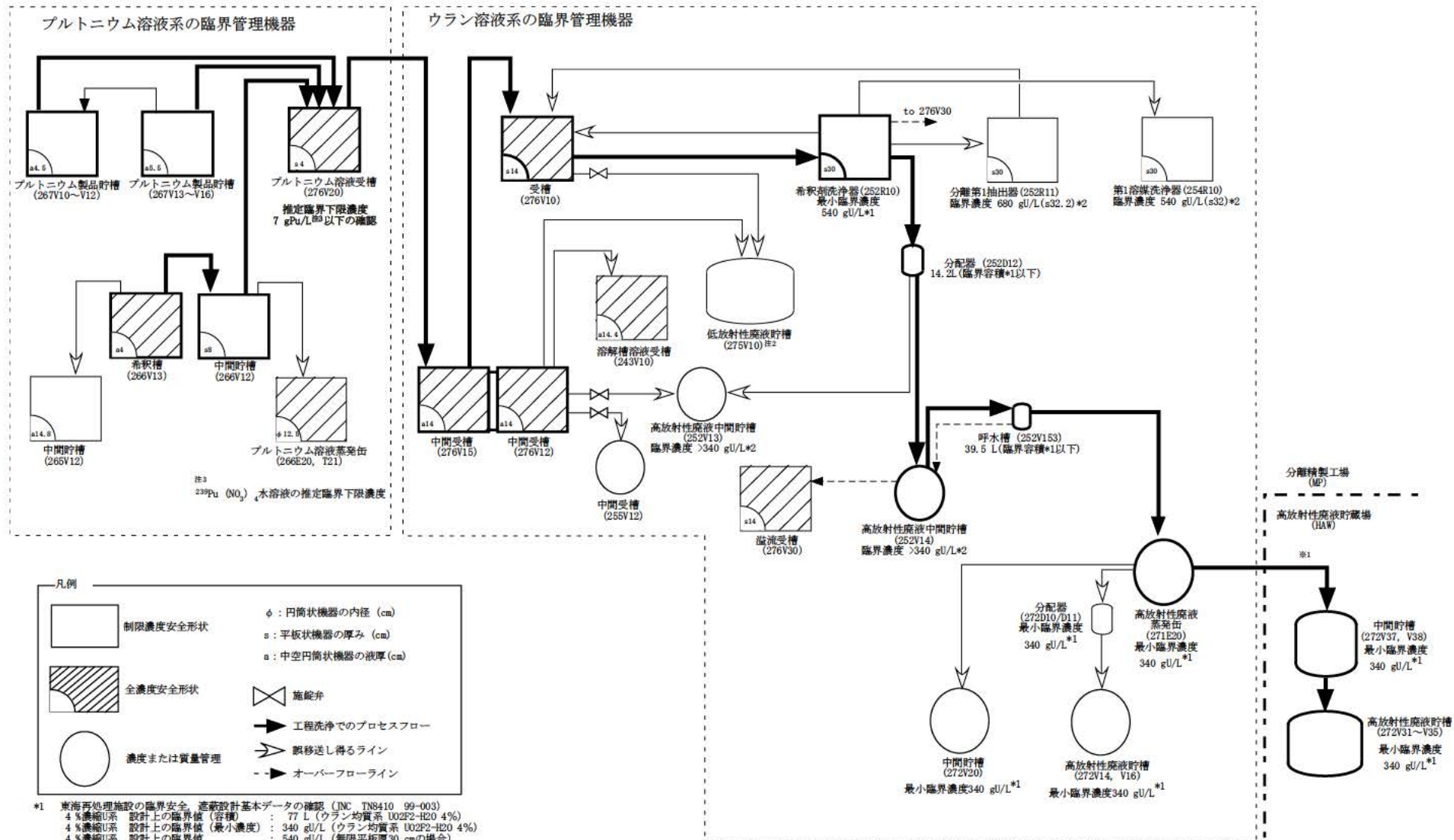


図-2-1 せん断粉末の溶解液の送液経路及び臨界管理系統図



※1: 保安規定の改訂, 運転要領書の新規制定が必要な操作

図-2-2 低濃度のプルトニウム溶液の送液経路及び臨界管理系統図

低濃度のプルトニウム溶液の取出しに係る臨
界
安全性

1. 概要

工程洗浄は、分離精製工場（MP）のプルトニウム製品貯槽（267V10～V16）及び希釈槽（266V13）に貯蔵している低濃度のプルトニウム溶液をリワーク工程の中間貯槽（276V12～V15）にそれぞれ送液し、ウラン溶液と混合して高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）に送液する。

低濃度のプルトニウム溶液は、プルトニウム溶液系及びウラン溶液系の臨界管理の機器を経由して取り出すため送液経路の機器の臨界安全性を評価した。

その結果、低濃度のプルトニウム溶液の送液経路の機器及びそれらを送液する高放射性廃液貯槽（272V31～V35）は無有限実効増倍率（ k_{∞} ）が0.75未満となり、臨界安全上の問題はない。

2. 低濃度のプルトニウム溶液の取出し方法

低濃度のプルトニウム溶液の取出し方法を以下に示す（図 2-1 参照）。

- ① 分離精製工場（MP）のプルトニウム製品貯槽（267V10～V16）及び希釈槽（266V13）の低濃度のプルトニウム溶液は、プルトニウム溶液受槽（276V20）へ送液し、プルトニウム濃度等を分析する。
- ② 調整用のウラン溶液は分離精製工場（MP）の貯槽（201V77）からウラン調整槽（201V70）及び受流槽（201V75）を経由して中間貯槽（276V12～V15）へ送液し、ウラン濃度を分析する。
- ③ 分離精製工場（MP）のプルトニウム溶液受槽（276V20）の低濃度のプルトニウム溶液を中間貯槽（276V12～V15）へ送液し、②であらかじめ受け入れていた調整用のウラン溶液と混合する。
- ④ 低濃度のプルトニウム溶液及び調整用のウラン溶液の混合液（以下「混合液」という。）は、分析によりウラン濃度及びプルトニウム濃度を確認し、ウラン/プルトニウム比が**管理値**（70）以上であることを確認する。
- ⑤ 混合液は、分離精製工場（MP）の中間貯槽（276V12～V15）から受槽（276V10）、希釈剤洗浄器（252R10）、高放射性廃液中間貯槽（252V14）、高放射性廃液蒸発缶（271E20）及び高放射性廃液貯蔵場（HAW）の中間貯槽（272V37 又は V38）を経由し、高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。この際、高放射性廃液蒸発缶（271E20）での蒸発濃縮は行わない。

3. 臨界安全性の評価

3.1 評価方法

再処理設備本体等から取り出す低濃度のプルトニウム溶液及び調整用のウラン溶液の評価は、実液のウラン濃度、プルトニウム濃度及びそれらの同位体組成の分析値を用いる。混合液の臨界評価は、無限体系におけるウラン濃度（濃縮度 1.6%）及び

プルトニウム濃度と無限実効増倍率 (k_{∞}) の関係を示した文献¹⁾の臨界評価結果を参考にして行う。

文献¹⁾の臨界評価ではプルトニウムの同位体として Pu-239, Pu-240 及び Pu-241 を考慮して無限実効増倍率 (k_{∞}) を評価している。低濃度のプルトニウム溶液には Pu-238 及び Pu-242 が含まれているものの、それらは核分裂性核種でないことから考慮せずに同位体希釈質量分析法 (IDMS) で測定した Pu-239, Pu-240 及び Pu-241 の同位体組成から保守的となる文献¹⁾の組成を用いて評価した。

なお、プルトニウム溶液のみを取り扱う分離精製工場 (MP) のプルトニウム製品貯槽 (267V10~V16) については、現有のプルトニウム溶液のプルトニウム濃度 () が臨界管理濃度 (250 g/L) を下回り臨界安全上の問題はない。

3.2 評価結果

低濃度のプルトニウム溶液及び混合液の送液経路の機器 (配管を含む。) 並びに混合液等^{*}の送液後の高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) のウラン濃度, ウラン濃縮度, プルトニウム濃度及びプルトニウム同位体組成を表 3-2-1 に示す。

表 3-2-1 のウラン濃度, ウラン濃縮度, プルトニウム濃度及びプルトニウム同位体組成を保守的に設定し (表 3-2-2 参照), Pu-239, Pu-240 及び Pu-241 の同位体組成から保守的となる文献¹⁾の組成を用いて評価した (図 3-2-1)。

その結果, 低濃度のプルトニウム溶液及び混合液の送液経路の機器 (配管を含む。) 並びに混合液等を受け入れた際の高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) 内の高放射性廃液のそれぞれの組成 (ウラン濃度 (100 gU/L 又は 200 gU/L), ウラン濃縮度 1.6%, プルトニウム濃度 ()) から, 無限実効増倍率 (k_{∞}) は 0.75 未満となり, 臨界安全上の問題はない。

※ せん断粉末の溶解液, 低濃度のプルトニウム溶液, ウラン/プルトニウム比調整用のウラン溶液及びその他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等)

4. 参考文献

- 1) 「次世代再処理施設の設計検討に供する臨界安全制限寸法等のデータ」(須藤他 2011) JAEA-Data-Code-2011-021

以上

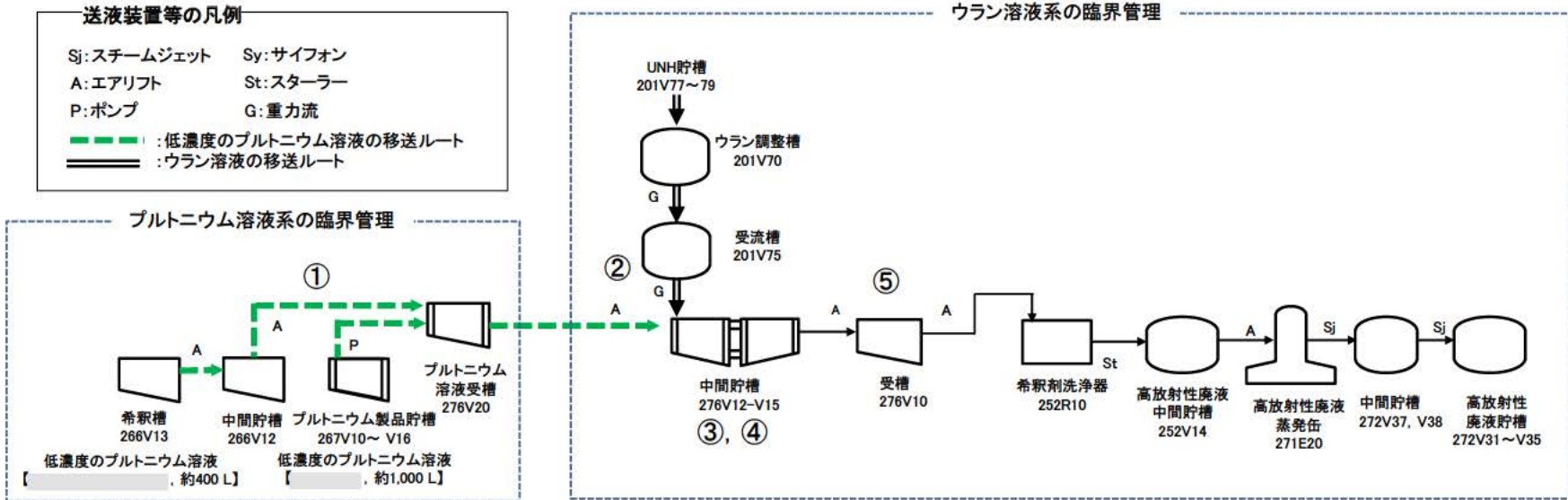


図 2-1 低濃度のプルトニウム溶液の取出し方法及び送液方法

表 3-2-1 各機器の最大ウラン濃度, ウラン濃縮度, プルトニウム濃度及びプルトニウム同位体組成

経路等	機器	ウラン		プルトニウム		備考
		濃度 (g/L)	濃縮度 (%)	濃度 (g/L)	Pu-239:Pu-240:Pu-241 同位体組成 ^{※1}	
低濃度の プルトニウムの 送液経路	266V12 (266V13 の溶液受入れ時)					
	266V13					
	267V10～V16					プルトニウム溶液の臨界濃度 (250 gPu/L) 未満でありウラ ン溶液の混合に係る評価は不要
	276V20 (266V13 の溶液受入れ時)					
混合液の 送液経路	276V12-V15					
	276V10					
	252R10					
	252V14					
	271E20					
	272V37, V38					
混合液等 ^{※2} の送液先	272V31～V35					

※1 Pu-239, Pu-240 及び Pu-241 の分析値で評価

※2 セン断粉末の溶解液, 低濃度のプルトニウム溶液, ウラン/プルトニウム比調整用のウラン溶液及びその他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等)

※3 令和 2 年 8 月 31 日時点の高放射性廃液に混合液等を送液した場合のウラン濃度及びプルトニウム濃度 (混合液の受入れに伴う液量増加は考慮しない。)

表 3-2-2 文献¹⁾の臨界評価結果と比較するために保守的に設定した当該評価の条件

評価機器 [図 3-2-1 の評価点番号]	ウラン濃度 (g/L)	ウラン濃縮度 (%)	プルトニウム濃度 (g/L)	プルトニウムの 同位体組成 ^{*1} (Pu-239:Pu-240:Pu-241)
低濃度のプルトニウム溶液の送液経路の機器 [評価点 A]				
混合液の送液経路の機器 [評価点 B]				
混合液等の送液後の高放射性廃液貯槽 [評価点 C]				

() 内は、分析値より設定した各機器のウラン濃度、ウラン濃縮度、プルトニウム濃度及びプルトニウム同位体組成

※1 臨界安全上は、プルトニウムの同位体のうち核分裂性核種である Pu-239 及び Pu-241 の組成が多く、中性子吸収核種ある Pu-240 の組成が少ない方が保守的となる。そのため、当該評価の条件は表 3-2-1 に示した各機器のプルトニウム同位体組成よりも Pu-239 及び Pu-241 が多く、Pu-240 が少ない文献¹⁾中のプルトニウム同位体組成と設定する。

また、低濃度のプルトニウム溶液の送液経路の機器（評価点 A）における Pu-239 の同位体組成比は、分析値（54%）に対して設定した条件は 55%であり 1%の裕度であるものの、以下の理由により保守的な条件となる。

プルトニウム濃度は、同位体希釈質量分析法（IDMS）により測定され、その誤差は、計量管理における設計情報質問（DIQ）より表 3-2-3 のとおり定められている。同位体希釈質量分析法（IDMS）は、同位体既知量の標準物質を内標準として添加し、添加前後の同位体比の変化からプルトニウム濃度を求める高精度分析法である。同位体希釈質量分析法（IDMS）によるプルトニウム濃度測定の分析誤差には、内標準物質の信頼性や試料秤量エラーといった同位体組成の測定には含まれない誤差要因がある。このため、プルトニウム同位体組成の分析誤差については、偶然誤差及び系統誤差とも表 3-2-3 の分析誤差の値よりも小さくなる。

表 3-2-3 プルトニウム同位体組成の誤差

	偶然誤差 (%) : R	系統誤差 (%) : S
サンプリング誤差 : Sa	<0.5	<0.2
分析誤差 : A	1.0	0.3

表 3-2-3 の保守的な同位体希釈質量分析法 (IDMS) のプルトニウム濃度分析誤差を用いてプルトニウム同位体組成の誤差を測定すると、 $Sa = \sqrt{R^2 + S^2}$, $A = \sqrt{R^2 + S^2}$, 全体誤差 = $Sa + A$ により、1.58%となる。この誤差を同位体の分析値に乗じると 54.9%であり保守的に設定した条件の範囲内となるため、条件設定に問題はない。なお、混合液の送液経路の機器 (評価点 B) 及び混合液の送液後の高放射性廃液貯槽 (評価点 C) についても同様の理由により保守的である。

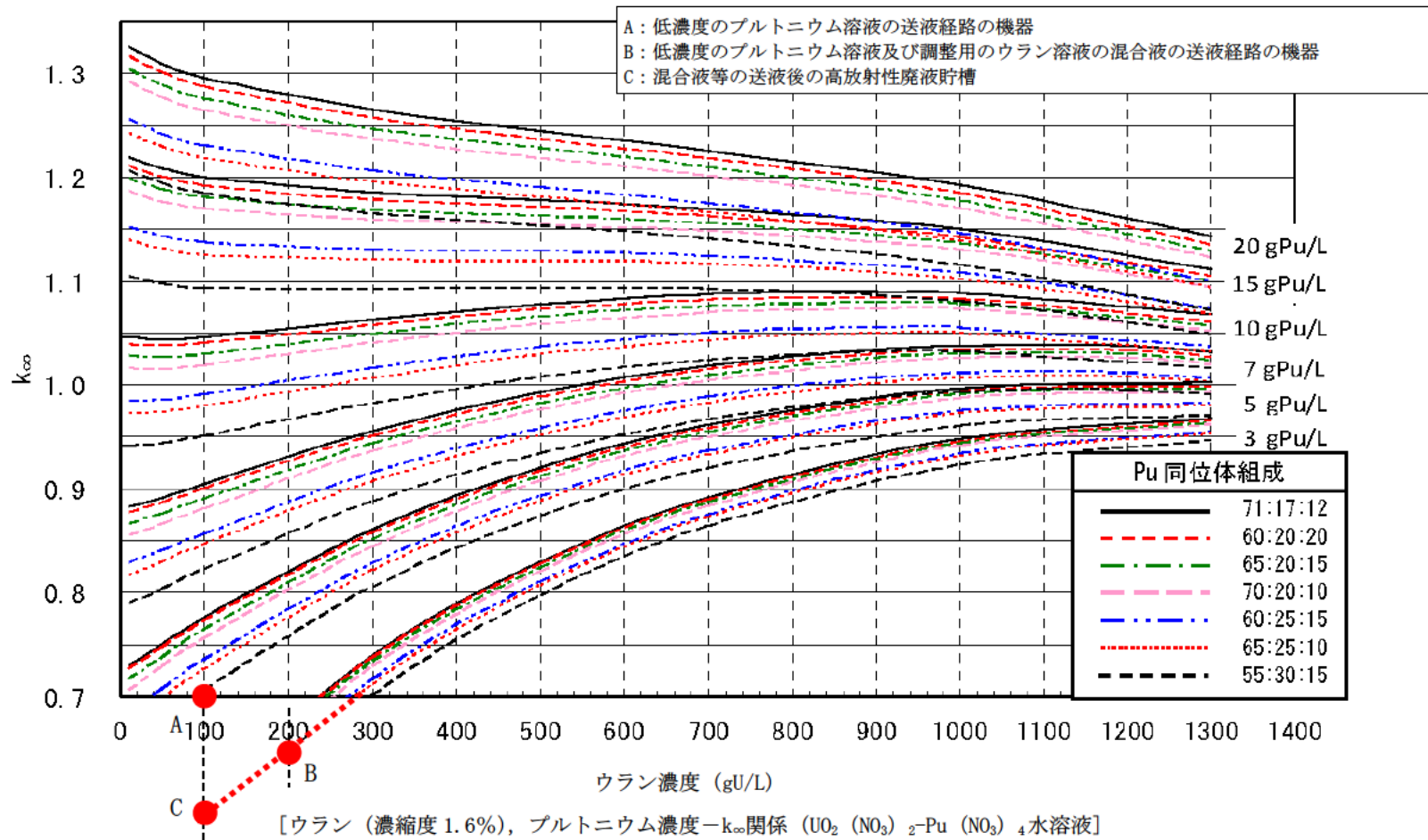


図 3-2-1 工程洗浄で低濃度のプルトニウム溶液が経由する機器等の条件と文献¹⁾の既存の無限体系の臨界評価との比較

低濃度のプルトニウム溶液をスチームジェットで送液した
場合のプルトニウムポリマー生成について

1. はじめに

工程洗浄では、分離精製工場（MP）に現有する低濃度のプルトニウム溶液を高放射性廃液貯槽（272V31～V35）に送液する。低濃度のプルトニウム溶液を高放射性廃液貯槽へ送液する場合、その送液経路には蒸気を利用したスチームジェット（以下「SJ」という。）を使用する必要がある。

プルトニウム溶液を SJ で送液した場合、蒸気との接触に伴う温度の上昇及び酸濃度の低下に伴い、プルトニウムポリマーが生成し、さらに沈殿物が生じると非均質系となり臨界安全上の問題となる。

工程洗浄で取り扱う低濃度のプルトニウム溶液の組成（プルトニウム濃度： ，酸濃度：約 4 mol/L）ではプルトニウムポリマーの生成の可能性は低いと考えられるものの、低濃度のプルトニウム溶液の送液の際には、プルトニウムポリマーの生成を抑制するウラン溶液をプルトニウム溶液に混合し、既許認可での条件内である使用済燃料の溶解液と同等のウラン/プルトニウム比（70 以上）とすることでプルトニウムポリマーの生成を防止する。プルトニウムポリマー防止策の妥当性について以下に示す。

2. 工程洗浄で取り出す低濃度のプルトニウム溶液の性状（表 2-1）

工程洗浄では、プルトニウム溶液の固化・安定化処理をした際、送液残液として残ったプルトニウム溶液（ ）に液量測定が可能な液量まで硝酸を供給した低濃度のプルトニウム溶液（ ）と、ウラン及びプルトニウム混合溶液（ ）を取り出す。これらの低濃度のプルトニウム溶液の性状を表 2-1 に示す。

3. 工程洗浄で取り出す低濃度のプルトニウム溶液とプルトニウムポリマーの生成条件との比較

プルトニウムポリマーの生成条件（酸濃度，温度，プルトニウム濃度）及びプルトニウム溶液を SJ で送液した実績に関する文献調査結果と工程洗浄で取り出す低濃度のプルトニウム溶液の性状を当てはめ、プルトニウムポリマー生成の可能性について検討した。また、ウラン共存下におけるプルトニウムポリマーへの影響についても検討した。

3.1 プルトニウムポリマーの生成条件

再処理プロセス・ハンドブック¹⁾におけるプルトニウムポリマーの生成条件を図 3-1 に示す。プルトニウム溶液の酸濃度が低いほど、また温度及びプルトニウム濃度が高いほどプルトニウムポリマーは生成しやすくなる。

図 3-1 から仮に工程洗浄で取り出す低濃度のプルトニウム溶液（プルトニウム濃度 ，酸濃度約 4 mol/L）が SJ により約 100℃まで昇温されたとしても、プルトニウムポリマーが生成する酸濃度は約 0.4 mol/L であり、約 10 倍に希釈される必要がある。10 倍に希釈された場合、プルトニウム濃度は となり、プルトニウムポリマーが生成しない領域である。しかしながら、蒸気との接触

による局所的な酸濃度の低下を考慮するとプルトニウム溶液単体での送液においては、プルトニウムポリマー生成の可能性は否定できない。

3.2 プルトニウムポリマーの生成に要する時間

文献²⁾において、プルトニウム溶液のプルトニウム濃度、温度及び酸濃度から2%のプルトニウムがプルトニウムポリマーに変化するまでの期間を計算する経験式が公開されている。

プルトニウムポリマーの生成に要する時間の計算式を以下に示す。

$$t = [Pu_T]^{-1.6} \times [HNO_3]^{4.6} \times (7.66 \times 10^{-16}) e^{12300/T}$$

ここで、

t	: 2%のプルトニウムがプルトニウムポリマーに変化するまでの時間 (h)
$[Pu_T]$: プルトニウム濃度 (mol/L)
$[HNO_3]$: 酸濃度 (mol/L)
T	: 温度 (K)

上記の計算式を用いて、工程洗浄におけるプルトニウムポリマーの生成する時間を評価した(表 2-2)。その結果、SJにより希釈される前の条件(プルトニウム濃度 , 酸濃度 4 mol/L, 温度 35°C)では約 7.8×10^3 年, SJにより10倍に希釈されたプルトニウム溶液の条件(プルトニウム濃度 , 酸濃度 0.4 mol/L, 温度 100°C)では約 66 時間となる。

3.3 プルトニウム溶液をSJで送液した実績

再処理施設では、精製済のプルトニウム溶液をSJで送液した実績はないものの、米国オークリッジ国立研究所においては、研究室に設置したSJを用いたプルトニウム溶液の送液試験が実施されている。試験の結果、プルトニウム濃度約 84 g/Lのプルトニウム溶液をSJで送液した場合、酸濃度が 1 mol/Lより高ければプルトニウムポリマーは確認されなかったと報告されている²⁾。

しかし、「プルトニウムポリマーに係るその他の試験結果を踏まえると、蒸気との接触に伴うプルトニウムポリマーの生成が予想されるため、研究室でのSJを用いた送液試験結果は慎重にみるべきである」と結論付けられており、プルトニウム溶液単体をSJで送液することはせず、プルトニウムポリマーの生成を抑制するため、ウラン溶液と混合することを検討した。

3.4 ウラン共存下でのプルトニウムポリマーへの影響

ウラン共存下では、ウランがプルトニウムポリマーの成長末端と直接結合しプルトニウムポリマーの生成を抑制するとされている。Tothら²⁾³⁾によるとウラン/プ

ルトニウム比が 10（プルトニウム濃度約 12 g/L，酸濃度 0.092～0.26 mol/L）の場合，プルトニウムポリマーの生成速度が約 30%抑制され，ウラン/プルトニウム比が 500 の場合，プルトニウムポリマーは発生しないとしている。ただし，プルトニウムポリマー生成に関するウラン/プルトニウム比のしきい値については関連文献が少なく明確ではない。

一方，再処理施設ではプルトニウムの含有量が多い新型転換炉原型炉使用済燃料のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下「ふげん MOX タイプ B 燃料」という。）を処理しているものの，今までに問題となることはなかった。再処理施設での直近のキャンペーン（2007 年 2 月～5 月）で処理したふげん MOX タイプ B 燃料の中で，調整槽（251V10）の分析値から求めたウラン/プルトニウム比の最小値は約 59 であり，濃縮ウラン溶解槽（242R10～R12）で溶解した使用済燃料の溶解液は，SJ 送液を 2 回行った後，分析により計量しているが，計量管理上問題となるようなプルトニウム量ロスはなかった。これは，プルトニウムポリマーの生成・沈殿がなく，プルトニウムが溶液中に均一に存在していることを示している。

3.5 ウラン/プルトニウム比の管理方法

ウラン/プルトニウム比は，直近のキャンペーン（2007 年 2 月～5 月）で処理したふげん MOX タイプ B 燃料の溶解液の分析値を踏まえ，ウラン/プルトニウム比の制限値を 60 と定める。また，制限値を下回ることがないようにサンプリング誤差及び分析誤差を考慮し，ウラン/プルトニウム比の管理値を 70 と定め，再処理施設保安規定にて管理する。

4. まとめ

プルトニウム溶液の SJ での送液においては，既許認可の条件内でウランと共存させることにより，プルトニウムポリマーの生成を防止できるため，工程内の一部のウラン溶液と混合する。その際，ウラン/プルトニウム比 60 を制限値として定め，これを下回ることがないようにウラン/プルトニウム比 70 を管理値として定め，再処理施設保安規定にて管理する。

5. 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, P527, (2015).
- 2) L. M. Toth, K. E. Dodson, “Plutonium (IV) hydrous Polymer Chemistry” Oak Ridge National Laboratory, Annual Summer Meeting of the American Nuclear Society, Boston, Mass., (June 9-14, 1985)
- 3) L. M. Toth, H. A. Friedman, and M. M. Osborne, “Polymerization of Pu (IV) in Aqueous Nitric Acid Solutions” J. inorg. nucl. Chem. Vol. 43, No. 11, pp. 2929-2934, (1981)

表 2-1 工程洗浄で取り出す低濃度のプルトニウム溶液の組成

	低濃度のプルトニウム溶液	ウラン及びプルトニウム 混合溶液
貯蔵している貯槽	プルトニウム製品貯槽 (267V10～V16)	希釈槽 (266V13)
プルトニウム濃度 ^{※1} (プルトニウム量)		
ウラン濃度 ^{※1} (ウラン量)	—	
酸濃度	約 4～6 mol/L ^{※2}	約 3 mol/L ^{※1}

※1 2021年PITにおける分析値

※2 プルトニウム製品貯槽における酸濃度の管理値

表 2-2 工程洗浄におけるプルトニウムポリマーの生成時間

	希釈前のプルトニウム溶液	希釈後のプルトニウム溶液
プルトニウム濃度		
酸濃度	約 4 mol/L	約 0.4 mol/L
温度	35℃ (308 K)	100℃ (373 K)
プルトニウムポリマーの 生成時間	約 7.8×10 ³ 年	約 66 時間

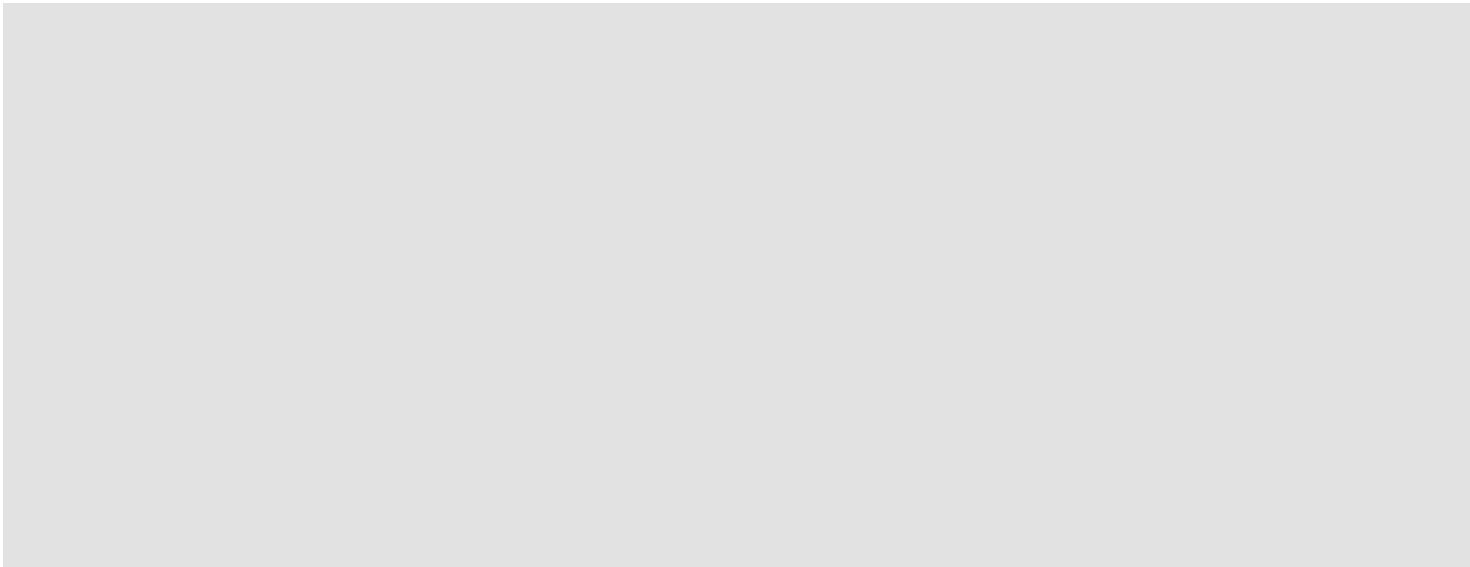


図 3-1 プルトニウムポリマー生成条件 (Brunstad, A., Ind. Eng. Chem., 51, 1959, 温度△ : 25°C, ○ : 80°C, □ : 90°C, ◆ : 100°C, 各曲線の上あるいは左の領域でポリマーが生成)

漏えいに対する安全性

1. 概要

工程洗浄の対象機器は、高経年化や長期停止により考えられる不具合を考慮し事前に入念な設備点検及び整備を行い、工程洗浄を確実に実施する。

しかし、工程洗浄の対象機器の主な機器は、設置後 40 年を超えている機器もあることから、長期使用に伴う万一の腐食故障等により回収可能核燃料物質が漏えいした場合の安全性を確認する。

漏えい事象が発生した場合の安全性の評価としては、既存の設備で漏えい事象を検知でき、漏えい液を確実に回収できる設計であることを確認する。

2. 確認方法

工程洗浄の対象機器及び配管に対して、回収可能核燃料物質の漏えい先、漏えいの検知方法、漏えい液の回収方法及び回収した漏えい液の送液先を確認する。

3. 確認結果

工程洗浄の対象機器及び配管から回収可能核燃料物質の漏えい事象が発生したとしても、漏えい液は、ドリフトレイに設置した漏えい検知装置等により検知でき、形状で臨界管理されたドリフトレイ等で安全に保持される。ドリフトレイ等はそれ自体が貯槽のような機能をもち、セルに設置される最大容量の容器からの漏えい液を全量収容することができる設計であり、ドリフトレイ等に保持された漏えい液は、スチームジェット等の回収装置により安全に回収できることを確認した（表-1 参照）。

なお、プルトニウム溶液受槽（276V20）から低濃度のプルトニウム溶液の漏えいが生じた場合は、ドリフトレイへウラン溶液を供給し、低濃度のプルトニウム溶液とウラン溶液を混合した後スチームジェットにより送液する。また、漏えいが生じた機器と漏えい液の送液先が同じ機器の場合（リワーク工程の受槽（276V10））は、漏えい液を回収しながら中間貯槽（276V12-V15）等に送液する対応を行う。

表-1 工程洗浄の対象機器及び配管に漏えい事象が発生した場合の漏えい液の回収の方法(1/8)

回収可能 核燃料物質	建家	対象機器（配管含む）	設置セル等	漏えい先	漏えいの検知手段	漏えい液の 回収装置	漏えい液の 送液先
せん断粉末 の溶解液	MP	濃縮ウラン溶解槽 (242R12)	濃縮ウラン溶解セル (R003)	ドリフトレイ (204U003)	液位上限注意 (204LW*003)	スチームジェット (204J003A)	洗浄槽 (235V10)
		洗浄液受槽 (242V13)	給液調整セル (R006)	ドリフトレイ (204U006)	液位上限注意 (204LW*006)	スチームジェット (204J006A)	
		溶解槽溶液受槽 (243V10)					
		パルスフィルタ給液槽 (243V14)					
		パルスフィルタ (243F16)	分離第1セル (R107A)	ドリフトレイ (204U107A)	漏えい検知装置 (204LW*107A)	スチームジェット (204J107A)	受槽 (276V10)
		配管 (242R12→243V10)	放射性配管分岐室 (R027)	ドリフトレイ (204U027)	液位上限注意 (204LW*027)	スチームジェット (204J027)	洗浄槽 (235V10)
		パルス発生槽 (243V17)	給液調整セル (R006)	ドリフトレイ (204U006)	液位上限注意 (204LW*006)	スチームジェット (204J006A)	洗浄槽 (235V10)
		調整槽 (251V10)					
		給液槽 (251V11)					
		エアリフト中間貯槽 (251V114)					
		ダネード給液槽 (251V118)	分離第1セル (R107A)	ドリフトレイ (204U107A)	漏えい検知装置 (204LW*107A)	スチームジェット (204J107A)	受槽 (276V10)
		呼水槽 (251V120)					
		分離第1抽出器 (252R11)					
		希釈剤洗浄器 (252R10)					

添付別紙 5-3-2

表-1 工程洗浄の対象機器及び配管に漏えい事象が発生した場合の漏えい液の回収の方法(2/8)

回収可能 核燃料物質	建家	対象機器（配管含む）	設置セル等	漏えい先	漏えいの検知手段	漏えい液の 回収装置	漏えい液の 送液先
せん断粉末 の溶解液	MP	分配器 (252D12)	給液調整セル (R006)	ドリフトレイ (204U006)	液位上限注意 (204LW*006)	スチームジェット (204J006A)	洗浄槽 (235V10)
		高放射性廃液中間貯槽 (252V14)					
		呼水槽 (252V153)					
		高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	高放射性廃液濃縮セル (R018)	ドリフトレイ (204U018)	漏えい検知装置 (204LW*018)	スチームジェット (204J018A)	呼水槽 (273V293)
		分配器 (272D10, D11)	分配器セル (R216)	ドリフトレイ (204U216) から重力流 によりドリフトレイ (204U017) へ	漏えい検知装置 (204LW*017)	スチームジェット (204J017)	高放射性廃液貯槽 (272V12, V14, V16, V18)
	HAW	分配器 (272D12)	分配器セル (R201)	ドリフトレイ (272U201) から重力流 により水封槽 (272V206) へ	ドリフトレイ流 量上限警報 (272FA*201)	無 (重力流)	水封槽 (272V206)
		分配器 (272D13)	分配器セル (R202)	ドリフトレイ (272U202) から重力流 により水封槽 (272V207) へ	ドリフトレイ流 量上限警報 (272FA*202)	無 (重力流)	水封槽 (272V207)
		中間貯槽 (272V37, V38)	中間貯槽セル (R008)	ドリフトレイ (272U008)	漏えい検知装置 (272LA*008)	スチームジェット (272J0081)	水封槽 (272V206)
						スチームジェット (272J0082)	放射性廃液貯槽 (272V50)
						スチームジェット (272J0083)	水封槽 (272V207)
		高放射性廃液貯槽 (272V31)	高放射性廃液貯槽セル (R001)	ドリフトレイ (272U001)	漏えい検知装置 (272LA*001)	スチームジェット (272J0011)	水封槽 (272V206)
						スチームジェット (272J0012)	放射性廃液貯槽 (272V50)
スチームジェット (272J0013)	水封槽 (272V207)						

添十別紙 5-3-3

表-1 工程洗浄の対象機器及び配管に漏えい事象が発生した場合の漏えい液の回収の方法(3/8)

回収可能 核燃料物質	建家	対象機器（配管含む）	設置セル等	漏えい先	漏えいの検知手段	漏えい液の 回収装置	漏えい液の 送液先
せん断粉末 の溶解液	HAW	高放射性廃液貯槽 (272V32)	高放射性廃液貯槽セル (R002)	ドリフトレイ (272U002)	漏えい検知装置 (272LA*002)	スチームジェット (272J0021)	水封槽 (272V206)
						スチームジェット (272J0022)	放射性廃液貯槽 (272V50)
						スチームジェット (272J0023)	水封槽 (272V207)
		高放射性廃液貯槽 (272V33)	高放射性廃液貯槽セル (R003)	ドリフトレイ (272U003)	漏えい検知装置 (272LA*003)	スチームジェット (272J0031)	水封槽 (272V206)
						スチームジェット (272J0032)	放射性廃液貯槽 (272V50)
						スチームジェット (272J0033)	水封槽 (272V207)
		高放射性廃液貯槽 (272V34)	高放射性廃液貯槽セル (R004)	ドリフトレイ (272U004)	漏えい検知装置 (272LA*004)	スチームジェット (272J0041)	水封槽 (272V206)
						スチームジェット (272J0042)	放射性廃液貯槽 (272V50)
						スチームジェット (272J0043)	水封槽 (272V207)
		高放射性廃液貯槽 (272V35)	高放射性廃液貯槽セル (R005)	ドリフトレイ (272U005)	漏えい検知装置 (272LA*005)	スチームジェット (272J0051)	水封槽 (272V206)
						スチームジェット (272J0052)	放射性廃液貯槽 (272V50)
						スチームジェット (272J0053)	水封槽 (272V207)
低濃度のプルト ニウム溶液	MP	中間貯槽 (266V12)	プルトニウム精製セル (R015)	ドリフトレイ (204U015.2)	漏えい検知装置 (204LW*015.2)	スチームジェット (204J015.2)	プルトニウム 溶液受槽 (276V20)
		希釈槽 (266V13)					
		プルトニウム溶液蒸発缶 (266E20)	プルトニウム 濃縮セル (R125B)	ドリフトレイ (204U125B) から重力流 によりドレン受槽 (266V40, V41) へ	漏えい検知装置 (204FW*125B)	無 (重力流)	ドレン受槽 (266V40, V41)

添十別紙 5-3-4

表-1 工程洗浄の対象機器及び配管に漏えい事象が発生した場合の漏えい液の回収の方法(4/8)

回収可能 核燃料物質	建家	対象機器（配管含む）	設置セル等	漏えい先	漏えいの検知手段	漏えい液の 回収装置	漏えい液の 送液先
低濃度のプルト ニウム溶液	MP	プルトニウム濃縮液受槽 (266V23)	プルトニウム濃縮セル (R025A)	ドリフトレイ (204U025A) から重力流 によりドレン受槽 (266V40, V41) へ	ドレン受槽液位計 266LIR41.1	無 (重力流)	ドレン受槽 (266V40, V41)
		循環槽 (266V24)					
		計量槽 (266V25)	グローブボックス (266X63)	グローブボックス (266X63) から重力流に よりドレン受槽 (266V40, V41) へ	ドレン受槽液位計 266LIR41.1	無 (重力流)	
		プルトニウム製品貯槽 (267V10~12)	プルトニウム 製品貯蔵セル (R023)	ドリフトレイ (204U023)	漏えい検知装置 (204LW*023)	ポンプ (267P101)	プルトニウム 製品貯槽 (267V10~V16)
		プルトニウム製品貯槽 (267V13~V16)	プルトニウム 製品貯蔵セル (R041)	ドリフトレイ (204U041)	漏えい検知装置 (204LW*041)	ポンプ (267P101)	プルトニウム 製品貯槽 (267V10~V16)
		計量槽 (267V102)	グローブボックス (266X62B)	グローブボックス (266X62B) から重力流 によりプルトニウム製品 貯槽 (267V10) へ	目視確認 (サンプリング時 作業員が常駐) ^{*1} 及びプルトニウム 製品貯槽液位上昇 警報 267LA*10.2	無 (重力流)	プルトニウム 製品貯槽 (267V10)
		プルトニウム溶液受槽 (276V20)	リワークセル (R008)	ドリフトレイ (204U008)	漏えい検知装置 (204LW*008)	スチームジェット (204J008A)	プルトニウム溶液とウラ ン溶液を混合してから受 槽 (276V10) へ送液
		中間貯槽 (276V12~V15)					受槽 (276V10)
		受槽 (276V10)					漏えい液を受槽 (276 V10) に回収しながら中 間貯槽 (276V12~V15) 等 に送液
希釈剤洗浄器 (252R10)	分離第1セル (R107A)	ドリフトレイ (204U107A)	漏えい検知装置 (204LW*107A)	スチームジェット (204J107A)	受槽 (276V10)		

表-1 工程洗浄の対象機器及び配管に漏えい事象が発生した場合の漏えい液の回収の方法(5/8)

回収可能 核燃料物質	建家	対象機器 (配管含む)	設置セル等	漏えい先	漏えいの検知手段	漏えい液の 回収装置	漏えい液の 送液先
低濃度のプルト ニウム溶液	MP	分配器 (252D12)	給液調整セル (R006)	ドリフトレイ (204U006)	液位上限注意 (204LW*006)	スチームジェット (204J006A)	洗浄槽 (235V10)
		高放射性廃液中間貯槽 (252V14)					
		呼水槽 (252V153)					
		高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	高放射性廃液濃縮セル (R018)	ドリフトレイ (204U018)	漏えい検知装置 (204LW*018)	スチームジェット (204J018A)	呼水槽 (273V293)
		分配器 (272D10, D11)	分配器セル (R216)	ドリフトレイ (204U216) から重力流 によりドリフトレイ (204U017) へ	漏えい検知装置 (204LW*017)	スチームジェット (204J017)	高放射性廃液貯槽 (272V12, V14, V16, V18)
	HAW	分配器 (272D12)	分配器セル (R201)	ドリフトレイ (272U201) から重力流 により水封槽 (272V206) へ	ドリフトレイ流 量上限警報 (272FA*201)	無 (重力流)	水封槽 (272V206)
		分配器 (272D13)	分配器セル (R202)	ドリフトレイ (272U202) から重力流 により水封槽 (272V207) へ	ドリフトレイ流 量上限警報 (272FA*202)	無 (重力流)	水封槽 (272V207)
		中間貯槽 (272V37, V38)	中間貯槽セル (R008)	ドリフトレイ (272U008)	漏えい検知装置 (272LA*008)	スチームジェット (272J0081)	水封槽 (272V206)
						スチームジェット (272J0082)	放射性廃液貯槽 (272V50)
						スチームジェット (272J0083)	水封槽 (272V207)
		高放射性廃液貯槽 (272V31)	高放射性廃液貯槽セル (R001)	ドリフトレイ (272U001)	漏えい検知装置 (272LA*001)	スチームジェット (272J0011)	水封槽 (272V206)
						スチームジェット (272J0012)	放射性廃液貯槽 (272V50)
スチームジェット (272J0013)	水封槽 (272V207)						

表-1 工程洗浄の対象機器及び配管に漏えい事象が発生した場合の漏えい液の回収の方法(6/8)

回収可能核燃料物質	建家	対象機器（配管含む）	設置セル等	漏えい先	漏えいの検知手段	漏えい液の回収装置	漏えい液の送液先
低濃度のプルトニウム溶液	HAW	高放射性廃液貯槽 (272V32)	高放射性廃液貯槽セル (R002)	ドリフトレイ (272U002)	漏えい検知装置 (272LA*002)	スチームジェット (272J0021)	水封槽 (272V206)
						スチームジェット (272J0022)	放射性廃液貯槽 (272V50)
						スチームジェット (272J0023)	水封槽 (272V207)
		高放射性廃液貯槽 (272V33)	高放射性廃液貯槽セル (R003)	ドリフトレイ (272U003)	漏えい検知装置 (272LA*003)	スチームジェット (272J0031)	水封槽 (272V206)
						スチームジェット (272J0032)	放射性廃液貯槽 (272V50)
						スチームジェット (272J0033)	水封槽 (272V207)
		高放射性廃液貯槽 (272V34)	高放射性廃液貯槽セル (R004)	ドリフトレイ (272U004)	漏えい検知装置 (272LA*004)	スチームジェット (272J0041)	水封槽 (272V206)
						スチームジェット (272J0042)	放射性廃液貯槽 (272V50)
						スチームジェット (272J0043)	水封槽 (272V207)
		高放射性廃液貯槽 (272V35)	高放射性廃液貯槽セル (R005)	ドリフトレイ (272U005)	漏えい検知装置 (272LA*005)	スチームジェット (272J0051)	水封槽 (272V206)
						スチームジェット (272J0052)	放射性廃液貯槽 (272V50)
						スチームジェット (272J0053)	水封槽 (272V207)
ウラン溶液	MP	中間貯槽 (263V10)	ウラン濃縮脱硝室 (A022)	ドリフトレイ (204U022)	漏えい検知装置 (204LW*022)	無*	一時保管容器
		ウラン溶液蒸発缶 (第1段) (263E11-T12)	ウラン濃縮脱硝室 (A122, A222, A322)	ドリフトレイ (204U12)	無*	無 (重力流)	ドリフトレイ (204U18) を経由し、低 放射性廃液中間貯槽 (275V20) へ
		濃縮液受槽 (263V17)	ウラン濃縮脱硝室 (A122)	ドリフトレイ (204U18)	無*	無 (重力流)	
		希釈槽 (263V18)					

添十別紙 5-3-7

表-1 工程洗浄の対象機器及び配管に漏えい事象が発生した場合の漏えい液の回収の方法(7/8)

回収可能核燃料物質	建家	対象機器 (配管含む)	設置セル等	漏えい先	漏えいの検知手段	漏えい液の回収装置	漏えい液の送液先
ウラン溶液	MP	ダネード給液槽 (263V103)	ウラン濃縮脱硝室 (A322)	ドリフトレイ (204U12)	無*1	無 (重力流)	ドリフトレイ (204U18) を経由し, 低 放射性廃液中間貯槽 (275V20) へ
		呼水槽 (263V105)					
		一時貯槽 (263V51~V58)	分岐室 (A147)	ドリフトレイ (204U147) から重力流 によりドリフトレイ (204U022) へ	液位上限注意 (204LW*022)	無*2	中間貯槽 (263V10)
		貯槽 (201V77~79)	ウラン試薬調整室 (G644)	ドリフトレイ (201U762) から重力流 により溢流槽 (201V75) へ	201LIW*75	無 (重力流)	受流槽 (201V75)
		ウラン調整槽 (201V70)	ウラン試薬調整室 (G544)	ドリフトレイ (201U752)	276LR12.1*1	無 (重力流)	中間貯槽 (276V12-V15)
		受流槽 (201V75)	ウラン試薬調整室 (G544)	ドリフトレイ (201U752)	276LR12.1*1	無 (重力流)	中間貯槽 (276V12-V15)
	DN	UNH 受槽 (263V30)	UNH 受槽室 (A016)	ドリフトレイ (263U30)	漏えい検知装置 (263LW*30.3)	無*2	UNH 受槽 (263V31)
		UNH 受槽 (263V31)	UNH 受槽室 (A017)	ドリフトレイ (263U31)	漏えい検知装置 (263LW*31.3)	無*2	UNH 受槽 (263V30)
		UNH 貯槽 (263V32)	UNH 貯蔵室 (A012)	ドリフトレイ (263U32)	漏えい検知装置 (263LW*32.3)	スチームジェット (263J325)	UNH 受槽 (263V33)
		UNH 貯槽 (263V33)	UNH 貯蔵室 (A014)	ドリフトレイ (263U33)	漏えい検知装置 (263LW*33.3)	スチームジェット (263J335)	UNH 受槽 (263V32)
		UNH 供給槽 (263V34)	濃縮脱硝室 (A211)	ドリフトレイ (264U40)	漏えい検知装置 (264LW*40.3)	無 (重力流)	溶解液受槽 (264V76)
		蒸発缶 (263E35)		ドリフトレイ (263U35) から重力流に よりドリフトレイ (264U40) へ			
		濃縮液受槽 (264V40)		ドリフトレイ (264U40)			
		溶解液受槽 (264V76)	廃液貯蔵室 (A011)	ドリフトレイ (264U75)	漏えい検知装置 (264LW*75.3)	無*2	一時保管容器

表-1 工程洗浄の対象機器及び配管に漏えい事象が発生した場合の漏えい液の回収の方法(8/8)

回収可能核燃料物質	建家	対象機器（配管含む）	設置セル等	漏えい先	漏えいの検知手段	漏えい液の回収装置	漏えい液の送液先
ウラン溶液	PCDF	硝酸ウラニル受入計量槽 (P11V13)	受入室 (A027)	受入室ドリフトレイ (P11U027-1)	液位上限注意 (P11LW*13-4)	無*2	硝酸ウラニル貯槽 (P11V14)
		硝酸ウラニル貯槽 (P11V14)	受入室 (A027)	受入室ドリフトレイ (P11U027-2)	液位上限注意 (P11LW*14-3)	無*2	硝酸ウラニル受入計量槽 (P11V13)
その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等)	MP	中間貯槽 (255V12)	分離第3セル (R109B)	ドリフトレイ (204U109B)	漏えい検知装置 (204LW*109B)	スチームジェット (204J109B)	受槽 (276V10)
		中間貯槽 (261V12)	ウラン精製セル (R114)	ドリフトレイ (204U114)	漏えい検知装置 (204LW*114)	スチームジェット (204J114)	受槽 (276V10)
		プルトニウム精製抽出器 (265R20, R21, R22)	プルトニウム精製セル (R015)	ドリフトレイ (204U015.2)	漏えい検知装置 (204LW*015.2)	スチームジェット (204J015.2)	プルトニウム溶液受槽 (276V20)
		濃縮液受槽 (273V50)	酸回収セル (R020)	ドリフトレイ (204U020)	液位上限注意 (204LW*020)	スチームジェット (204J020)	酸回収中間貯槽 (273V20)
	CB	中間貯槽 (108V10, V11)	廃液貯蔵セル (R027)	ドリフトレイ (108R027)	漏えい検知装置 (108LW*027)	スチームジェット (108J105)	中間貯槽 (108V20)

*1 送液時には要員が現場に常駐する。また、現場巡視（1回/日以上）により漏えいの有無を確認する。

*2 ウラン溶液を取り扱う機器を設置する部屋は要員が入室して直接回収作業を行う。

東海再処理施設の廃止措置等に係る面談スケジュール(案)

令和4年1月27日
再処理廃止措置技術開発センター

面談項目		令和4年												
		1月				2月				3月				4月
		~7日	~14日	~21日	~28日	~4日	~10日	~18日	~25日	~4日	~11日	~18日	~25日	~1日
廃止措置計画変更認可申請に係る事項														
安全対策	津波による 損傷の防止	○TVF浸水防止扉の耐震補強												
	事故対処	○事故対処設備の保管場所 の整備 ○PCDF斜面補強												
	内部火災	○代替措置の有効性 ○HAW及びTVF内部火災対策 工事												
	溢水	○HAW及びTVF溢水対策工事												
	その他 /工事進捗	○安全対策工事の進捗												
	保安規定変更			▽13										
当面の工程の見直しについて														
LWTFの計画変更 セメント固化設備及び 硝酸根分解設備の設置 等	○LWTF運転に向けた スケジュール ○実証規模プラント試験の 試験計画について ○LWTFに係る安全対策の 基本方針について ○灯油貯槽の移設							▽10			▽10			
工程洗浄			▼13		▽27			◇						
保全の方針	○高経年化技術評価 ○設備更新・補修等の考え方									▽3			▽24	
その他	○TVF保管能力増強に係る 一部補正 ○人材確保・育成の具体的 ビジョンについて ○その他の設工認・報告事項				▼20	▽27				◇				
廃止措置の状況														
ガラス固化処理の進捗状況等			▼13	▼20	▽27				◇	進捗状況は適宜報告				

▽:面談 ◇:監視チーム会合