東海再処理施設の安全対策に係る廃止措置計画変更認可申請対応等について

令和 3 年 11 月 25 日
再処理廃止措置技術開発センター

○令和 3 年 11 月 25 日 面談の論点

- 資料 1 安全対策以降の廃止措置の進め方について
- 資料 2 高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)の貯蔵状態改善に向けた取り組みについて
- 資料 3 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)運転に向けた対応状況について
- 資料 4 工程洗浄の実施について
- 資料 5 再処理施設の廃止措置計画(安全対策、工程洗浄)の変更に伴う保安規定の変更について
- 資料 6 ガラス固化技術開発施設(TVF)における固化処理状況について
- 資料 7 更新や交換等に係る廃止措置計画変更について
- その他

以上

# 安全対策以降の廃止措置の進め方について

【概要】

- 新規制基準を踏まえた安全対策について、本年９月末をもってひととおりの申請を完了したことから、安全対策以降の再処理施設の廃止措置を着実に進めるため、施設の廃止に向けた各プロジェクトについて、優先順位を整理するとともに工程の具体化・詳細化を行う。
- 安全対策以降の廃止措置については、高放射性廃液のガラス固化処理と新規制基準を踏まえた安全対策を最優先に進めるとともに、各施設のインベントリや安全性評価結果等を考慮した優先度に従い工程洗浄等の各種取り組みを進める。
- これらの検討結果を廃止措置計画に反映すべく、廃止措置工程表や当面の工程の見直しを行う。

令和3年12月2日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

# 安全対策以降の廃止措置の進め方について

令和 3 年 12 月 2 日
再処理廃止措置技術開発センター

## 1. はじめに

東海再処理施設の廃止措置については、高放射性廃液によるリスク低減の観点から、ガラス固化を進めるとともに、高放射性廃液を取り扱う高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の新規制基準を踏まえた安全対策を最優先で進めてきた。これらの施設に係る安全対策については、本年 9 月末をもってひととおりの申請を完了し、安全対策については、工事の実施段階に移行した。

また、HAW、TVF 以外のその他施設についても、地震、津波等に対する評価等を行い、必要な対策を講じているところであり、安全対策に係る一連の取り組みは目途が立った状況と認識している。

安全対策以降、再処理施設の廃止措置を着実に進めるため、施設の廃止に向けた各プロジェクトについて、優先順位を整理するとともに工程の具体化・詳細化を行う。

## 2. 安全対策以降の取り組みの進め方

安全対策以降の廃止措置に係る取り組みは、既に整理した各施設のインベントリと安全性評価を再整理した結果（別紙１）を踏まえ、リスク低減の観点及び廃止措置を着実に進める観点から優先度を検討し以下の方針に従って進める。

リスク低減の観点においては、各施設に保管されている液体廃棄物のうち、別紙1に示すとおり、高放射性廃液のインベントリが最も大きいことから、高放射性廃液の保有に伴うリスクの低減を最優先課題と位置づけ、引き続き、高放射性廃液のガラス固化処理、高放射性廃液を保有する施設の新規制基準対応を最優先に進める。

また高放射性廃液よりリスクは低いものの、工程内に残存している核燃料物質等によるリスクを低減する観点及び廃止措置を着実に進める観点から、工程洗浄を速やかに実施するとともに、使用済燃料の搬出に向けた取り組みを計画的に進める。

高放射性廃液以外の放射性廃棄物を貯蔵する施設については、高放射性廃液に比べインベントリは少なく、また外部事象に対する影響評価により安全性を確保できることを確認したことから、HASWS の貯蔵状態改善及び LWTF におけるセメント固化については、更なるリスク低減に向けた固化・安定化のための施設整備に係るリードタイム等も考慮し計画的に取り組みを進める。

このほか、本格的な廃止措置へ移行するため、施設内で貯蔵しているMOX粉末等の払出しのほか、系統除染や機器解体に向けた取組を着実に進める。

3．各プロジェクトの進め方

（1）新規制基準を踏まえた安全対策

安全対策工事については、HAW･TVFの地震･津波対策工事を優先し進めているところであるが、現状における工事の進捗や作業の取り合い、エリア干渉等を考慮し工事工程を見直す。この結果、HAW施設周辺地盤改良工事、事故対処設備配備場所地盤補強工事等、一部工事の完了時期は令和5年度末となる。また、HAW･TVF以外の施設(LWTF除く)の安全対策について令和5年度末完了を明記する。

（2）高放射性廃液のガラス固化

ガラス固化処理を着実に進めるとともに、溶融炉更新等ガラス固化処理の継続に必要な対応を行う。なお、ガラス固化処理計画については、今回の運転結果等を踏まえ、今後見直しを検討する。

（3）工程洗浄

工程洗浄は、工程内に残存している核燃料物質等によるリスクを早期に低減すべく、新規制基準を踏まえた安全対策、高放射性廃液のガラス固化に次ぐ優先順位で取り組むこととし、今回の申請において、工程洗浄の詳細な方法を定め、令和3年度末～令和5年度にかけて実施する計画とする。

（4）LWTFの運転開始に向けた取組み

LWTFについては、建家耐震補強や新規制基準を踏まえた津波対策工事を実施する必要があること及び硝酸根分解設備について実証プラント規模試験の実施の必要性が明らかになったことから、これらの取り組みに必要な期間を考慮する。また、低放射性固体廃棄物満杯予想時期を踏まえ、固体系の運転を令和10年度までに開始する計画とする。液体系の運転開始については、低放射性廃液満杯時期を踏まえるとともに、工事費用増加防止の観点から、管理区域設定前に液体系設備の設置工事を完了させることができる令和11年度より運転を開始する計画とする。

また、LWTFのセメント固化設備では、廃溶媒処理で発生するリン酸廃液のセメント固化を実施するため、LWTFの処理運転開始時期に合わせ、廃溶媒処理技術開発施設（ST）において、廃溶媒処理を開始する計画とする。

（5）HASWS の貯蔵状態の改善

HASWS の貯蔵状態の改善については、高放射性固体廃棄物の取出しが完了するまでの安全対策としてプール水の漏えいに対する対策、火災対策を進めるとともに、安定かつ確実な貯蔵状態に向け、貯蔵庫内に不規則な状態で貯蔵している各廃棄物を取り出すための装置開発、取出し建家の建設に向けた検討を進めてきた。

今般、HAW、TVF 以外のその他施設の外部事象に対する影響評価の結果、HASWS の地震、津波等に対する安全性が確認できたことから、当面は現在の監視を継続しつつ、ハル缶等の取出しに係る検討を進める。廃棄物の取り出しについては、従来計画していた大規模な遠隔取出し装置に比べ合理的な水中 ROV 等を用いる手法の適用性検討及び機能確認等、取出し装置の開発及び装置の製作を中心に進め、その後、取り出し建家、貯蔵建家の設計・整備を進める計画とする。

（6）使用済燃料の搬出

貯蔵プールに貯蔵している使用済燃料については、燃料カスククレーンの整備、輸送容器の製作・検査等、輸送・搬出環境の整備を進め、令和 8 年度完了を目途に施設外へ搬出する予定であることから、搬出時期の明確化を図った。

（7）核燃料物質等の保管・貯蔵、その他

ウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）粉末については、令和 10 年度搬出完了を目途にプルトニウム燃料技術開発センターへ搬出する計画とする。また、施設内で貯蔵している低レベル放射性廃棄物については、当面の貯蔵の安全を確保するとともに、処分に向けて、放射性廃棄物の廃棄体化処理に必要な技術的検討を実施する計画とする。

（8）施設の廃止（系統除染、機器解体）

系統除染を実施するにあたり、除染方法に関する調査・技術的検討を進め、最終的に、工程洗浄後、設備・機器内の汚染状況調査を実施し、その結果を反映し、設備・機器毎に適切な除染方法を確定させる（系統除染準備）。系統除染に係る計画策定後、廃止措置計画の変更申請を行ったうえで、準備の整った施設から順次、系統除染に着手する計画とする。また、設備・機器等の解体にあたっては、系統除染の結果、機器解体に必要な要素技術（解体廃棄物の除染技術、残存放射能評価技術等）の開発・整備状況等を踏まえて、計画の具体化を進める。

4．廃止措置計画への反映について

3．で検討した各プロジェクトの計画は、以下の考え方に基づいて整理し、廃止措置計画に反映することを考えている。

（1）廃止措置工程表及び当面の工程について、最新の情報を踏まえ記載内容を更新するとともに、各プロジェクトの工程の具体化・詳細化を図る（表 1、2）。

（2）現廃止措置計画に示す当面の工程では、施設別に令和 7 年度までの当面 10 年程度の工程を示してきたが、中長期的な取り組みをカバーする観点から、令和 17 年度まで対象期間を拡張するとともに、優先度の高いガラス固化処理、新規制基準を踏まえた安全対策、低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）、高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS）等に係る取り組みをプロジェクト毎に整理し、重要な取り組みの進捗状況が理解しやすい記載とする（表 2）。

廃棄物の貯蔵や処理を行う施設、その他分析所等の施設については、当面の間、現状の運用を継続することから、当面の工程の記載対象外とした。

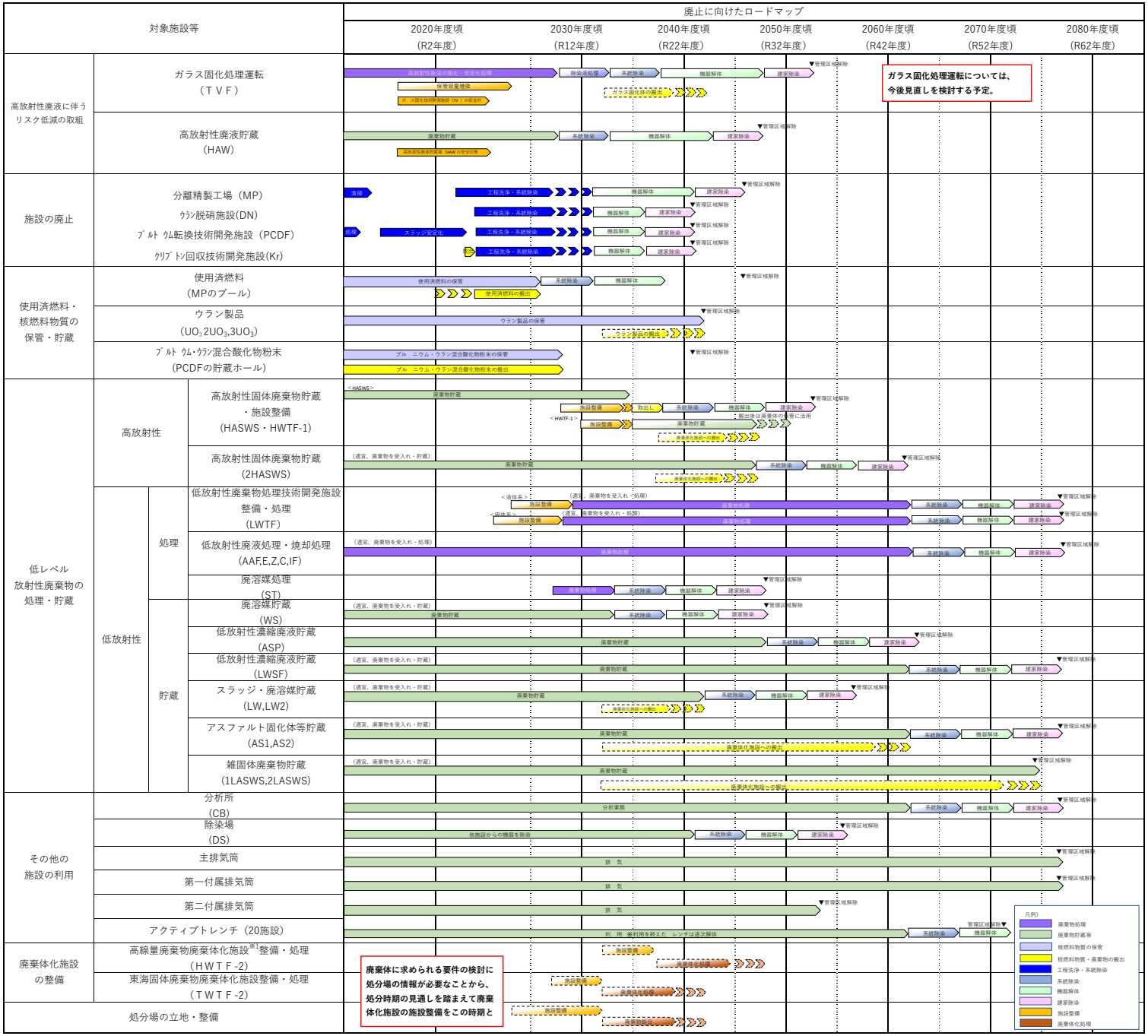
（3）工程洗浄については、新規制基準を踏まえた安全対策、高放射性廃液のガラス固化に次ぐ優先順位で取り組むことを記載する。

（4）HAW、TVF 以外のその他施設については、外部事象に対する影響評価の結果、必要な安全対策を講じることにより安全性を確保できる見通しが得られたが、HASWS の貯蔵状態改善及び LWTF におけるセメント固化については、廃止措置を着実に進めるうえで重要な取り組みであることを踏まえ、優先的に進めることを記載する。

（5）LWTF の運転開始時期の変更に合わせ、低放射性濃縮廃液の貯蔵量の推移グラフを更新する。

以上

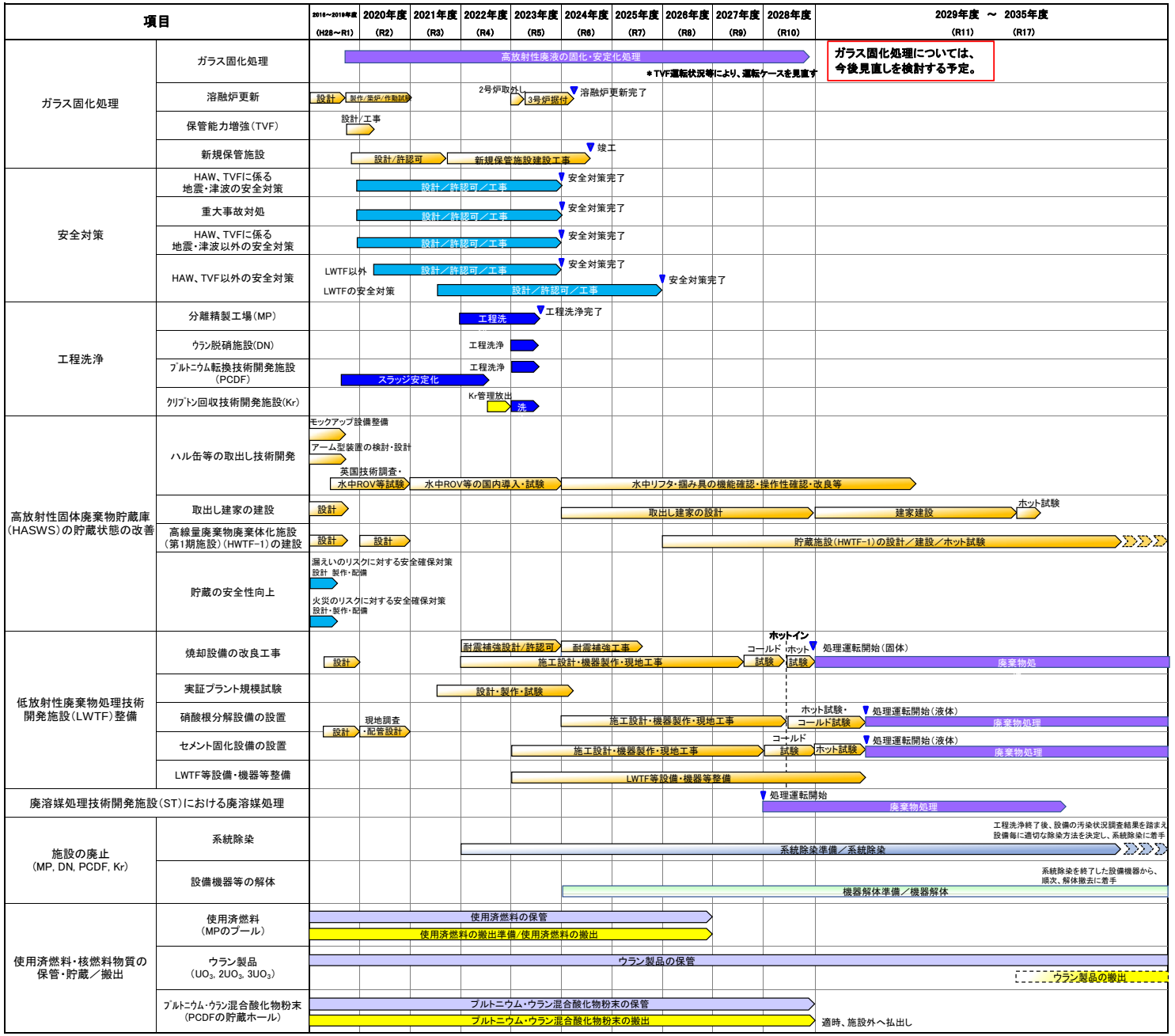
# 表1　廃止措置工程表




※1 旧名称：高線量廃棄物廃棄体化処理技術開発施設

本資料は進捗等に応じて適宜見直す。

表2　当面の工程




本資料は進捗等に応じて適宜見直す。

別紙 1

# 各施設のインベントリと安全性評価結果について

安全対策以降の取り組みの優先度の検討のため，各施設のインベントリ，性状及び安全性評価結果を整理した（表 1）。

主要なものは今後の対応で以下のように分類され，必要な安全対策を実施することにより，当面の安全性は確保されることを確認している。

・既存施設で安定化が可能なもの

①HAW・TVF の高放射性廃液（$10^{18}$ Bq オーダー）

安全対策の実施，ガラス固化

②MP の未濃縮液・希釈廃液（$10^{16}$ Bq オーダー）

高放射性廃液の希釈のため，適宜 HAW へ移送し，高放射性廃液と併せガラス固化

③MP の洗浄液（$10^{13}$ Bq オーダー），せん断粉末

工程洗浄時に HAW へ移送し，高放射性廃液と併せガラス固化

④CB の分析廃液（$10^{12}$ Bq オーダー）

工程洗浄時に MP 経由で HAW へ移送し，高放射性廃液と併せガラス固化

⑤MP，PCDF，DN のウラン溶液

工程洗浄時に DN で粉末化

⑥WS，LW，ST の廃溶媒（$10^{10}$ Bq オーダー）

処理に伴うリン酸廃液の貯蔵のため，LWTF 処理開始時に ST でプラスチック固化

・LWTF，将来施設で安定化を計画しているもの

①AAF 等の低放射性濃縮廃液（$10^{14}$ Bq オーダー），LWSF のリン酸廃液（$10^{11}$ Bq オーダー）

廃溶媒の安定化や ST・WS の廃止措置を考慮し，リン酸廃液を優先して LWTF でセメント固化

②HASWS・2HASWS の高放射性固体廃棄物（$10^{15}$ Bq（プール水は $10^{14}$ Bq）オーダー）

HASWS の貯蔵状態改善に向けた取組み，廃棄体化に向けた検討を継続

③低放射性固体廃棄物，スラッジ等

安全対策の実施，廃棄体化に向けた検討を継続

・廃止措置を進めるため施設外への搬出を行うもの

①MP の使用済燃料

施設外への搬出に向けた調整等を継続

②UO3～3UO3 のウラン粉末，PCDF の MOX 粉末

安全対策の実施，施設外への搬出に向けた調整等を継続

以上

【施設略称】

HAW：高放射性廃液貯蔵場
TVF：ガラス固化技術開発施設
MP：分離精製工場
CB：分析所
PCDF：プルトニウム転換技術開発施設
DN：ウラン脱硝施設
WS：廃溶媒貯蔵場
LW：スラッジ貯蔵場
LWTF：低放射性廃棄物処理技術開発施設
ST：廃溶媒処理技術開発施設
AAF：廃棄物処理場
LWSF：低放射性濃縮廃液貯蔵施設
HASWS：高放射性固体廃棄物貯蔵庫
2HASWS：第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設
UO3：ウラン貯蔵所
2UO3：第二ウラン貯蔵所
3UO3：第三ウラン貯蔵所

表1　各施設における放射性物質の貯蔵・保管の状況，外部事象についての評価結果（HAW・TVFは令和3年10月末，その他は令和2年6月末時点の値）

| 施設 | 施設の使用目的 | 性状・貯蔵/保管状況等 | | 放射能量等 | | | 外部事象についての評価結果（○：建家外への放射性物質の有意な流出なし） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | 地震・津波 | 竜巻 | 火山 | 外部火災 |
| 高放射性廃液貯蔵場（HAW） | 高放射性の液体廃棄物の貯蔵 | 高放射性廃液 | 廃液（貯槽）B1F | 約328.8 $m^3$ | 追而 | FP（Cs-137等） | 新規制基準を踏まえた評価・対策を実施 | | | |
| ガラス固化技術開発施設（TVF） | 高放射性の液体廃棄物の固化処理、固化体の保管 | 高放射性廃液 | 廃液（貯槽）B2F | HAWに返送済（運転時：約14 $m^3$） | HAWに返送済（運転時：～$10^{17}$ Bq） | FP（Cs-137等） | | | | |
| | | ガラス固化体 | ガラス固化体（保管ピット6段積）B2F～B1F | 329本 | 追而 | FP（Cs-137等） | | | | |
| | | ヨウ素フィルタ（AgX） | 保管容器に保管 B2F | 6基 | – | FP（I-129） | | | | |
| 分離精製工場（MP） | 使用済燃料の貯蔵，高放射性の廃液の貯蔵等 | 使用済燃料 | 低濃縮ウラン燃料 | 燃料集合体（貯蔵プール）B1F | 112体 | | FP（Cs-137等）Pu U | ○ | ○ | 対策予定（屋根の除灰） | ○ |
| | | | MOX燃料 | | 153体 | | FP（Cs-137等）Pu U | | | | |
| | | | せん断粉末 | 粉末（容器）3FのT.P.+14.5 m以上に保管 | – | | FP（Cs-137等）Pu U | | | ○ | |
| | | プール水 | | 溶液（貯蔵プール） | 約4,200 $m^3$ | ～$10^{10}$ Bq | FP（Cs-137等）Co | | | 対策予定（屋根の除灰） | |
| | | 洗浄液（溶解・清澄・調整工程） | | 溶液（貯槽等）B1F，1F | 約2 $m^3$ | 約 $1\times10^{13}$ Bq | FP（Cs-137等）Pu U | | | ○ | |
| | | 洗浄液（抽出工程等） | | 溶液（貯槽等）B1F，1F，2F | 約10 $m^3$ | | FP（Cs-137等）Pu U | | | | |
| | | 洗浄液（Pu 濃縮工程） | | 溶液（貯槽）1F | 1 $m^3$未満 | | Pu U | | | | |
| | | Pu溶液（Pu製品貯蔵工程） | | 溶液（貯槽）B1F | 約1 $m^3$ | | Pu | | | | |
| | | U溶液（U溶液濃縮工程） | | 溶液（貯槽）B1F，1F | 約4 $m^3$ | | U | | | | |
| | | 三酸化ウラン粉末（U脱硝工程） | | 粉末（FRP容器）3F（T.P.+13.5 m） | | | UO3 | | 対策予定（容器の移動） | | |
| | | U溶液（試薬調整工程） | | 溶液（貯槽）5F(T.P.+20.6 m)，6F | 約6 $m^3$ | | U | | 対策予定（溶液の移送） | 対策予定（屋根の除灰，移送） | |
| | | 高放射性廃液 | | 未濃縮液（貯槽）B1F | 約26 $m^3$ | 約$2.9\times10^{16}$ Bq | FP（Cs-137等） | | ○ | ○ | |
| | | | | 希釈廃液（貯槽）B1F | 約24 $m^3$ | 約$4.9\times10^{16}$ Bq | FP（Cs-137等） | | | | |
| | | ヨウ素フィルタ（AgX） | | 保管容器に保管 4F（T.P.+16.44 m） | 29基 | – | FP（I-129） | | 対策予定（補修・養生） | | |
| 分析所（CB） | 各工程の試料の分析，放射線管理 | 分析試料・標準物質（U） | | 溶液・固体（容器）1F | – | 分析試料 標準物質 | U | 対策予定（容器の移動，容器のGBへの締結による流出防止） | 対策予定（容器の移動，補修・養生） | ○ | ○ |
| | | 分析試料・標準物質（Pu） | | 溶液・固体（容器）1F | – | 分析試料 標準物質 | Pu | | | | |
| | | 分析廃液 | | 溶液（貯槽）B1F | 約6$m^3$ | 約$3.6\times10^{12}$ Bq | FP（Cs-137等） | ○ | ○ | | |

| 施設 | 施設の使用目的 | 性状・貯蔵/保管状況等 | | 放射能量等 | | | 外部事象についての評価結果（○：建家外への放射性物質の有意な流出なし） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | 地震・津波 | 竜巻 | 火山 | 外部火災 |
| 廃棄物処理場（AAF） | 低放射性の液体廃棄物の処理及び低放射性の固体廃棄物の処理 | 低放射性濃縮廃液 | 廃液（貯槽）<br>B2F～B1F | 約581 $m^3$ | ～$10^{14}$ Bq | C-14<br>FP<br>(I-129,<br>Cs-137等) | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | | 低放射性廃液 | 廃液（貯槽，ライニング貯槽，蒸発缶）<br>B2F～1F | 約393 $m^3$ | ～$10^{12}$ Bq | C-14<br>FP<br>(I-129,<br>Cs-137等) | ○ | | | |
| | | 廃溶媒 | 廃液（貯槽）<br>B2F | 約19 $m^3$ | ～$10^{9}$ Bq | FP<br>(Cs-137等) | ○ | | | |
| | | 低放射性固体廃棄物 | カートンボックス，プラスチック製容器，ビニル袋，ドラム缶及びコンテナ<br>1F，2F | 約13 t | ～$10^{9}$ Bq | FP<br>(Cs-137等) | 対策済（ネット等による流出防止） | 対策予定（ネットによる飛散防止） | 対策予定（屋根の除灰） | |
| | | ヨウ素フィルタ（AgX） | 保管容器に保管<br>1F | 30基 | － | FP<br>(I-129) | 対策済（容器の連結・固定による流出防止） | 対策予定（補修・養生） | ○ | |
| | | ヨウ素フィルタ（活性炭） | 保管容器に保管<br>1F | 3基 | － | FP<br>(I-129) | 対策済（容器の移動） | －（津波対策で移動済） | | |
| クリプトン回収技術開発施設（Kr） | クリプトンガスの貯蔵 | クリプトンガス | 気体（シリンダ）<br>B1F | 4本 | 9.0×$10^{14}$ Bq | Kr | ○ | ○ | ○ | ○ |
| 高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS） | 高放射性の固体廃棄物の貯蔵 | 雑固体廃棄物，ハルエンドピース等 | ハル缶等<br>（セル） | 約576.8 $m^3$ | ～$10^{15}$ Bq<br>（プール水は<br>～$10^{14}$Bq） | FP<br>(Cs-137等) | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | | 分析廃ジャグ等 | 分析廃棄物用容器<br>（セル） | 約278.1 $m^3$ | | FP<br>(Cs-137等) | | | | |
| プルトニウム転換技術開発施設（PCDF） | MOX粉末の貯蔵 | U溶液 | 溶液<br>（貯槽）<br>B1F | 約27 L | | U | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | | MOX粉末 | 貯蔵容器<br>（貯蔵ホール）<br>B1F | 47基 | | Pu<br>U | | | | |
| | | 凝集沈殿焙焼体 | ポリビン等<br>（保管庫）<br>1F | 103個 | | Pu<br>U | 対策済（保管庫の強化・扉の固定による流出防止） | | | |
| | | 中和沈殿焙焼体 | ポリビン等<br>（GB）<br>1F | 30個 | | Pu<br>U | 対策済（容器のGBへの締結固縛による流出防止） | | | |
| | | 中和沈殿焙焼体 | 貯蔵容器<br>（貯蔵ホール）<br>B1F | 2基 | | Pu<br>U | ○ | | | |
| 第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設（2HASWS） | 高放射性の固体廃棄物の貯蔵 | 雑固体廃棄物，ハルエンドピース等 | ドラム容器<br>（貯蔵ラック10段積）<br>B2F～B1F | 約1458本 | ～$10^{15}$ Bq<br>（プール水は<br>～$10^{13}$ Bq） | FP<br>(Cs-137等) | ○ | ○ | ○ | ○ |
| アスファルト固化処理施設（ASP） | 低放射性の液体廃棄物の貯蔵 | 低放射性濃縮廃液 | 廃液（貯槽）<br>B2F | 約93 $m^3$ | ～$10^{13}$ Bq | FP<br>(Cs-137等) | ○ | ○ | ○ | ○ |
| アスファルト固化体貯蔵施設（AS1） | アスファルト固化体等の貯蔵 | アスファルト固化体 | ドラム缶<br>（4本/フレーム収納6段積）<br>B1F～1F | 13,754本 | ～$10^{14}$ Bq | C-14<br>FP<br>(I-129,<br>Cs-137等) | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | | プラスチック固化体 | | 828本 | | FP<br>(Cs-137等) | | | | |

| 施設 | 施設の使用目的 | 性状・貯蔵/保管状況等 | | 放射能量等 | | | 外部事象についての評価結果（○：建家外への放射性物質の有意な流出なし） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | 地震・津波 | 竜巻 | 火山 | 外部火災 |
| スラッジ貯蔵場（LW） | スラッジ等の貯蔵 | 廃溶媒 | 廃液（貯槽）1F | 約34 $m^3$ | ～$10^{10}$ Bq | FP（Cs-137等） | 対策予定（セルへの海水の流入量低減等） | ○ | ○ | ○ |
| | | スラッジ | 廃液（貯槽）1F | 約285 $m^3$ | ～$10^{8}$ Bq | FP（Cs-137等） | ○ | | | |
| 第三低放射性廃液蒸発処理施設（Z） | 低放射性の液体廃棄物の処理 | 低放射性濃縮廃液 | 廃液（ライニング貯槽）B2F～B1F | 約849 $m^3$ | ～$10^{12}$ Bq | FP（Cs-137等） | ○ | ○ | ○ | 対策予定（近傍の廃棄物処理場屋外タンクへの対策） |
| | | 低放射性廃液 | 廃液（貯槽, 蒸発缶）B2F, 1F～3F | 約371 $m^3$ | ～$10^{9}$ Bq | FP（Cs-137等） | | | | |
| 第二スラッジ貯蔵場（LW2） | スラッジ等の貯蔵 | 低放射性濃縮廃液 | 廃液（ライニング貯槽）B2F～B1F | 約561 $m^3$ | ～$10^{12}$ Bq | FP（137Cs等） | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | | スラッジ | 廃液（ライニング貯槽）B2F～B1F | 約874 $m^3$ | ～$10^{9}$ Bq | FP（137Cs等） | | | | |
| 第二低放射性廃液蒸発処理施設（E） | 低放射性の液体廃棄物の処理 | 低放射性廃液（運転時） | 廃液（蒸発缶）B1F~3F | 約5 $m^3$ | ～$10^{5}$ Bq | FP（Cs-137等） | ○ | ○ | ○ | ○ |
| 廃溶媒貯蔵場（WS） | 廃溶媒の貯蔵 | 廃溶媒 | 廃液（貯槽）B1F | 約55 $m^3$ | ～$10^{10}$ Bq | FP（Cs-137等） | ○ | ○ | ○ | ○ |
| 放出廃液油分除去施設（C） | 低放射性の液体廃棄物の処理及び放出 | 低放射性廃液 | 廃液（貯槽）B1F | 約788 $m^3$ | ～$10^{10}$ Bq | H-3 | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | | スラッジ | 廃液（貯槽）B1F | 約3 $m^3$ | ～$10^{5}$ Bq | FP（Cs-137等） | | | | |
| | | 廃活性炭 | 廃液（貯槽）B1F | 約88 $m^3$ | ～$10^{10}$ Bq | FP（Cs-137等） | | | | |
| 第二アスファルト固化体貯蔵施設（AS2） | アスファルト固化体等の貯蔵 | アスファルト固化体 | ドラム缶（4本/パレット収納3段積）B1F～2F | 16,213本 | ～$10^{14}$ Bq | C-14 FP（I-129, Cs-137等） | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | | プラスチック固化体 | | 984本 | | FP（Cs-137等） | | | | |
| | | 雑固体廃棄物 | | 19本 | | FP（Cs-137等） | | | | |
| ウラン脱硝施設（DN） | ウランの脱硝 | U溶液 | 溶液（貯槽）B1F | 約8.1 $m^3$ | | U | ○ | ○ | ○ | ○ |
| 低放射性濃縮廃液貯蔵施設（LWSF） | 低放射性の廃液などの貯蔵 | 低放射性濃縮廃液 | 廃液（貯槽・ライニング貯槽）B2F～B1F | 約1,054 $m^3$ | ～$10^{13}$ Bq | C-14 FP（I-129, Cs-137等） | ○ | ○ | ○ | 対策予定（近傍の低放射性廃棄物処理技術開発施設タンクへの対策） |
| | | リン酸廃液 | 廃液（貯槽）B2F～B1F | 約16 $m^3$ | ～$10^{11}$ Bq | FP（Cs-137等） | | | | |
| 廃溶媒処理技術開発施設（ST） | 廃溶媒，廃希釈剤の処理 | 廃溶媒 | 廃液（貯槽）B2F | 約6 $m^3$ | ～$10^{9}$ Bq | FP（Cs-137等） | ○ | ○ | ○ | ○ |
| ウラン貯蔵所（UO3） | ウラン製品の貯蔵 | ウラン製品（三酸化ウラン粉末） | 三酸化ウラン容器（バードケージ）1F | 238本 | | $UO_3$ | 対策済（容器の連結・固定による流出防止） | 対策予定（検討中） | 対策予定（屋根の除灰） | ○ |

| 施設 | 施設の使用目的 | 性状・貯蔵/保管状況等 | | 放射能量等 | | | 外部事象についての評価結果<br>（○：建家外への放射性物質の有意な流出なし） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | 地震・津波 | 竜巻 | 火山 | 外部火災 |
| 焼却施設<br>（IF） | 低放射性の可燃性固体廃棄物等の焼却処理 | 低放射性固体廃棄物<br>（可燃） | カートンボックス，プラスチック製容器及びビニル袋<br>B1F～3F | 約740 kg | ～$10^{7}$ Bq | FP<br>（Cs-137等） | 対策済<br>（ネット等による流出防止） | 対策予定<br>（ネットによる飛散防止） | ○ | 対策予定<br>（近傍の廃棄物処理場屋外タンク，低放射性廃棄物処理技術開発施設タンクへの対策） |
| | | 焼却灰 | ドラム缶<br>B1F | 約690 kg | ～$10^{9}$ Bq | | 対策済<br>（ドラムの結束による転倒防止） | ○ | | |
| | | 希釈剤<br>（回収ドデカン） | 貯槽内<br>B1F | 約200 L | ～$10^{8}$ Bq | | ○ | | | |
| | | 廃活性炭 | 貯槽内<br>3F | 約150 kg | ～$10^{8}$ Bq | | | | | |
| 第二低放射性固体廃棄物貯蔵場<br>（2LASWS） | 低放射性の固体廃棄物の貯蔵 | 雑固体廃棄物 | ドラム缶<br>（4本/パレット収納3段積）<br>コンテナ<br>（3段積）<br>B1F～2F | 約11,615本 | ～$10^{12}$ Bq | FP<br>（Cs-137等）<br>Pu<br>U | 対策済<br>（ワイヤーネット等による流出防止） | 対策予定<br>（補修・養生） | 対策予定<br>（屋根の除灰） | ○ |
| 第二ウラン貯蔵所<br>（2UO3） | ウラン製品の貯蔵 | ウラン製品<br>（三酸化ウラン粉末） | 三酸化ウラン容器<br>（バードケージ）<br>1F | 1,828本 | | $UO_3$ | 対策済<br>（ラッシングベルト等による落下・流出防止） | ○ | 対策予定<br>（屋根の除灰） | ○ |
| 第一低放射性固体廃棄物貯蔵場<br>（1LASWS） | 低放射性の固体廃棄物の貯蔵 | 雑固体廃棄物 | ドラム缶<br>（4本/パレット収納3段積）<br>コンテナ<br>（3段積）<br>B1F～5F | 約33,323本 | ～$10^{13}$ Bq | FP<br>（Cs-137等）<br>Pu<br>U | 対策済<br>（ワイヤーネット等による流出防止） | 対策予定<br>（補修・養生） | 対策予定<br>（屋根の除灰） | ○ |
| 第三ウラン貯蔵所<br>（3UO3） | ウラン製品の貯蔵 | ウラン製品<br>（三酸化ウラン粉末） | 三酸化ウラン容器<br>（コンクリートピット）<br>1F | 585本 | | $UO_3$ | ○ | ○ | ○ | ○ |

# 高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)の貯蔵状態改善に向けた取り組みについて

【概要】

〇HASWS に貯蔵している全ての廃棄物の取り出しに向け、既存の貯蔵庫上部にある開口部を活用し、廃棄物に吊具を取り付けてワイヤで回収する方法を前提とし、これまで検討してきた開口部から伸縮アームを挿入して水中の容器にアクセスし作業を行う装置(以下「アーム型装置」という。)に代わり英国セラフィールドの廃止措置で使用実績のある水中作業用小型ロボット(以下「水中 ROV」という。)等を用いた取り出し方法の適用性及び装置の機能確認等の検討を進めている。

〇水中 ROV を用いた廃棄物の取出しについては、平成 30 年度から令和 2 年度まで英国国立原子力研究所(NNL)と水中 ROV の仕様調査や機能を確認する試験を行い取出し装置として利用できる見込みを得た。また、水中 ROV では重量物のハンドリングができないため、水中 ROV を補助する治具について調査を行い、海底からの物品の引上げ・運搬に用いられている水中リフタを選定し機能確認を進めている。

〇HASWS については、設計地震動、設計津波に対し、高放射性固体廃棄物を保持している鉄筋コンクリート製セルは耐震性・耐津波性を有することを確認し、施設外への放射性物質の有意な流出、放出はないと評価している。

〇日常点検においては、プール水液位や貯蔵庫内温度の確認、年次点検としては、貯蔵庫内ステンレスライニングや廃棄物の貯蔵状態の観察等を行い、変化のないことを確認している。また、万一の漏えいや火災に対する安全確保対策も実施している。

〇HASWS は健全性評価の結果、地震、津波に対する安全性が確認できたことから、当面は現在の監視及び保全活動を継続することにより現状の保安水準を維持しつつ、より安定かつ確実な貯蔵状態に向けた取り組みを進める。

〇取出し装置については、現在水中 ROV 試験機の製作・購入を進めており、令和 4 年度からは実規模開発試験室において廃棄物の貯蔵状態を模擬したモックアップ試験により、水中リフタ等と組み合わせた適用性検討及び機能確認を行う。これらの検討及びモックアップ試験結果から水中 ROV を用いた廃棄物取出し技術に係る装置構成の見通しが得られ次第、速やかに取出し建家・HWTF-1 の設計・建設に着手する。

令和3年12月2日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

# 高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)の貯蔵状態改善に向けた取り組みについて

令 和 3 年 12 月 2 日
再処理廃止措置技術開発センター

## 1. はじめに

過去の再処理において発生した使用済燃料集合体部材（ハルと呼ばれるせん断した被覆管片やハンドリングヘッド、エンドピース等）、使用済燃料の溶解液から不溶解残渣を分離するために用いたステンレス製フィルタや、分析廃棄物用容器、分離精製工場（MP）及びガラス固化処理技術開発施設（TVF）等の保守で発生した汚染レベルの高い機器等の廃材は、高放射性固体廃棄物として高放射性固体廃棄物貯蔵庫（以下「HASWS」という。）及び第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設（以下「2HASWS」という。）に受け入れて貯蔵している。

これらの高放射性固体廃棄物は、再処理施設の廃止措置において最終処分可能な状態に廃棄体化する計画であるが、そのために必要となる施設の運転開始は今後建設を行うことから 2040 年前後になると考えている。したがって、高放射性固体廃棄物については現在の貯蔵状態を 30 年程度維持していくこととなる。

2HASWS については高放射性固体廃棄物を収納したステンレス製容器をコンクリートで遮蔽したセル（乾式貯蔵セルと、水を張った湿式貯蔵セルがある。）内の貯蔵ラックに整列して保管しており、遠隔での収納及び将来の取出しを考慮した設備を備えるとともに、湿式貯蔵セルについては浄化のための水処理系も有していることから長期にわたって現在の貯蔵状態を維持できる状態にある。

一方、HASWS についてはコンクリートで遮蔽されたセル（水を張ったハル貯蔵庫と乾式の予備貯蔵庫・汚染機器類貯蔵庫がある。）内に上方からステンレス製容器等を投入して不規則に積み上げた状態にある。また、取出しのための設備や水処理系は備えていない。施設の健全性については、これまでに設計地震動・設計津波等に対する評価を実施して確認しているものの、廃棄体化までの貯蔵期間におけるリスクを低減するため、HASWS から高放射性固体廃棄物を取り出し、2HASWS と同様な管理が可能な状態にするべく取出し設備や貯蔵施設の検討・設計を進めている。

## 2. HASWS からの廃棄物取出しに向けた検討状況（別紙 参照）

HASWS には貯蔵庫から廃棄物を取り出すための設備を有していないため、貯蔵庫内に不規則な状態で貯蔵している各廃棄物を安全かつ確実に取り出すための装置開発及び取出し建家、取り出した廃棄物を適切な状態で貯蔵する施設（以下「HWTF-1」という。）の建設に向けた検討を進めている。取出し建家や HWTF-1 は取出し装置の構成が建家の構造に大きく影響するため取出し装置の検討を優先して進めている。

取出し装置は、HASWS に貯蔵している全ての廃棄物の取出しに向け、既存の貯蔵庫上部にある開口部を活用し、廃棄物に吊具を取り付けてワイヤで回収する方法を前提とし、これまで検討してきた開口部から伸縮アームを挿入して水中の容器にアクセスし作業を行う装置（以下「アーム型装置」という。）に代わり英国セラフィールドの廃止措置で使用実績のある水中作業用小型ロボット（以下「水中 ROV」という。）等を用いた取出し方法の適用性及び装置の機能確認等の検討を進めている。

水中 ROV を用いた廃棄物の取出しについては、平成 30 年度から令和 2 年度まで英国国立原子力研究所(NNL)と水中 ROV の仕様調査や機能を確認する試験を行った。具体的には、英国の廃止措置で使用実績があり、既存の貯蔵庫上部にある開口部から投入可能な水中 ROV を選定し、水中 ROV にてハル缶に付属するワイヤの切断やハル缶への吊具取付け等の試験を行った。試験により、水中 ROV に要求する作業が実施可能であることを確認できたことから、取出し装置として利用できる見込みを得た。

また、水中 ROV では重量物のハンドリングができないため、水中 ROV を補助する治具について汎用機器の調査を行い、海底からの物品の引上げ・運搬に用いられている水中リフタを選定し、機能確認を進めている。

## 3. リスクに対する安全確保対策の取り組み状況

### 3-1. 漏えいのリスクに対する安全確保対策

汚染したプール水漏えいの一因になると考えられるセルライニングの腐食について可能性を評価した結果、腐食を生じにくい環境にあることを確認している。また、通常の保全管理として外観観察によりセルライニングの状況に変化が生じていないことを継続的に監視している。しかしながら、万一、漏えいが発生した場合を想定し、そのリスクをさらに低減することを目指して、これまでに以下の取り組みを実施している。

- 漏えい水はドレンピットから廃棄物処理場に移送できる構造となっているが、移送困難な大量漏えいが発生する場合も想定し、ドレンピットから漏えいしているセルへ漏えい水を戻す対応機材（水中ポンプ、耐圧ホース、遮蔽体等）を配備した（平成 28 年度完了）。
- ドレンピットからプール水が溢水し拡大しないようドレンピットへ堰を設置した（平成 29 年度完了）。

### 3-2. 火災のリスクに対する安全確保対策

予備貯蔵庫及び汚染機器類貯蔵庫に貯蔵している分析廃棄物用容器の主な材料であるポリエチレンについて、試薬の接触を考慮した自然発火性を評価しており、自然発火の可能性はないことを確認している。また、通常の保全管理として貯蔵状況の観察により保管状態に変化が生じていないことを継続的に監視している。しかしながら、万一、火災が発生した場合を想定し、これまでに以下の取り組みを実施している。

- 予備貯蔵庫については異常な温度上昇を検知できるように、排気ダクトへ温度計を設置した（平成 19 年度完了）。さらに、火災が発生した場合にも貯蔵庫内への注水を的

確に行えるよう貯蔵庫ハッチ部に散水装置を配備した（平成 29 年度完了）。

・ 汚染機器類貯蔵庫についても、排気配管へ温度計を設置するとともに、貯蔵庫ハッチ部に設置する消火治具を配備した（平成 29 年度完了）。

4. HASWS の安全性評価及び管理

設計地震動・設計津波等に対し、高放射性固体廃棄物を保持している鉄筋コンクリート製セルの耐震性・耐津波性を有することを確認し、施設外への放射性物質の有意な流出、放出はないと評価している。

また、日常点検においてはプール水液位や貯蔵庫内温度の確認、年次点検としては貯蔵庫内ステンレスライニングや廃棄物の貯蔵状態等の観察及びプール水の組成（放射能濃度、pH 等）の確認による監視を行っている。

5. 今後の進め方

HASWS は、設計地震動・設計津波等に対する安全性が確認できたことから、当面は現在の確認による監視を継続することにより現状の貯蔵状態を維持しつつ、より安定かつ確実な貯蔵状態に向けた取り組みを進める。ハル缶等の取出し装置については、従来計画していたアーム型装置に比べ早期に実現可能で合理的な水中 ROV 等を用いる手法を主軸に検討する。現在水中 ROV 試験機の製作・購入を進めており、令和 4 年度からは実規模開発試験室において廃棄物の貯蔵状態を模擬したモックアップ試験により、水中リフタと組み合わせた適用性検討及び機能確認を行う。これらの検討及びモックアップ試験結果から水中 ROV を用いた廃棄物取出し技術に係る装置構成の見通しが得られ次第、速やかに取出し建家・HWTF-1 の設計・建設に着手する。

【水中 ROV 等を用いる手法の主な適用性検討及び機能確認項目】

- ハル缶付属ワイヤの切断確認

  水中 ROV により様々な姿勢のハル缶に付属するワイヤの切断は可能であることを確認しており、ハル缶が密集しワイヤが絡まった状態に対しても同様に切断可能であることを確認する。

- ハル缶移動方法の確認

  不規則に積まれている状態のハル缶に水中リフタを取り付け、水中リフタによるハル缶の浮上げを確認する。また、浮上げたハル缶を水中 ROV の誘導により開口部下まで移動する操作性を確認する。

- ハル缶回収方法の確認

  水中リフタにより開口部下まで移動したハル缶から水中 ROV で水中リフタを取り外し、ハル缶を安全に吊上げて回収するため、水中 ROV による水中リフタの取外し時の操作性やハル缶を回収する際の吊具の構造・形状、水中 ROV での取扱いを確認する。

- 暗所、懸濁した環境での確認

  HASWS の貯蔵状態を模擬して暗所、懸濁した環境での一連の作業確認を行い、照明、

カメラの配置箇所の確認を行う。

上記は、次年度から機構のモックアップ設備を用いて確認試験を開始し、結果を踏まえて安全かつ確実な取出し方法を検討する。

以　上

別紙

# 取出し装置の検討状況について

1. 取出し装置の検討状況

全ての廃棄物の取り出しに向け、既存のセル天井開口部(ハル貯蔵庫 2 か所)を活用し、開口部からセル内にアクセスし、廃棄物に吊具を取り付け、ワイヤで回収する方法を前提とした取出し装置の開発を進めてきた。

貯蔵庫に貯蔵している廃棄物はワイヤが付属した状態であり、多くの廃棄物は横向き、下向きに反転し、ワイヤの接続箇所が見えない状態にある。そのため、取出し装置には、①廃棄物に付属するワイヤの切断・取外し、吊具を装着する機能、②廃棄物を取り出しやすい姿勢に調整する機能、③廃棄物を吊上げ、回収・移動する機能が求められる。

①及び②は開口部から伸縮アームを挿入して水中の容器にアクセスし作業を行う装置(以下「アーム型装置」という。)、③はワイヤによる吊上げ型装置(以下「廃棄物吊上げ・移送装置」という。) とし、平成 26 年度より検討を進め製作できる見込みを得た。

しかし、アーム型装置は構造が複雑であり、大型で重量物であることから保守が困難となることや取出し装置の設置及び移動を行う建家(以下「取出し建家」という。)の設備規模が大きくなる等の課題があった。

一方、英国セラフィールドの First Generation Magnox Storage Pond 等の廃止措置で使用実績のある水中作業用小型ロボット(以下「水中 ROV」という。) について、HASWS への適用の可能性を検討するため、平成 30 年度より英国国立原子力研究所(以下「NNL」という。) と水中 ROV の仕様調査や機能を確認する試験を進めてきた。

これまでの検討結果より、取出し建家の規模及びアーム型装置を点検・保守する際の作業規模等を考慮すると、『①廃棄物に付属するワイヤの切断・取外し、吊具を装着する機能』を有するアーム型装置に比べ、水中 ROV の方が小型で装置の点検・保守作業が容易に行えること、作業を行う取出し建家の設備規模を縮減できる可能性があることを確認している。

また、水中 ROV で重量物のハンドリングはできないことから、『②廃棄物を取り出しやすい姿勢に調整する機能』を有する装置についても点検・保守作業を容易に行う等の目的で汎用技術の調査を実施し、海底からの物品の引上げ・運搬に用いられている水中リフタを水中 ROV と組み合わせることで代替とする方法を検討している。

これらの検討状況を踏まえ取出し装置は、水中 ROV と水中リフタ等による取出し方法を主軸に検討を進めている(添付-1)。

1) アーム型装置及び廃棄物吊上げ・移送装置

アーム型装置は、『①廃棄物に付属するワイヤの切断・取外し、吊具を装着する機能』を

有する装置及び『②廃棄物を取り出しやすい姿勢に調整する機能』を有する装置について製作に向けた設計を行い、装置の構造や装置構成等の仕様について明らかにした。また、廃棄物吊上げ・移送装置は、『③廃棄物を吊上げ、回収・移動する機能』を有する装置について製作に向けた検討を進めており、装置の構造や装置構成等の仕様について整理した。

2) 水中 ROV（添付-2）

水中 ROV を用いた廃棄物の取り出しについては、平成 30 年度から令和 2 年度まで NNL と水中 ROV の仕様調査や機能を確認する試験を行った。具体的には、平成 30 年度に英国の廃止措置で使用実績があり、既存の貯蔵庫上部にある開口部から投入可能な水中 ROV を選定した。令和元年度及び令和 2 年度に様々なハル缶姿勢を模擬し、水中 ROV にてハル缶に付属するワイヤの切断やハル缶への吊具取付け等の試験を行った。試験結果より、水中 ROV はハル缶取出しに必要となる作業が行えることを確認できたことから、『①廃棄物に付属するワイヤの切断・取外し、吊具を装着する機能』を有する装置の代替として利用できる見込みを得た。

現在水中 ROV 試験機の製作・購入を進めており、令和 4 年度からは実規模開発試験室において廃棄物の貯蔵状態を模擬したモックアップ試験により、水中リフタと組み合わせた適用性検討及び機能確認を行う。

3) 水中リフタ（添付-3）

モックアップ設備での試験において、昇降・移動等の機能確認を進めている。具体的には、水中リフタはハル缶移動に用いることから、様々なハル缶の貯蔵位置、貯蔵姿勢に対応可能な形状とする必要があるため、水中リフタ(気球型)に加え異なる形状（円筒型、まくら型)の水中リフタを用いた試験を行い、水中リフタの形状の検討を進めている。

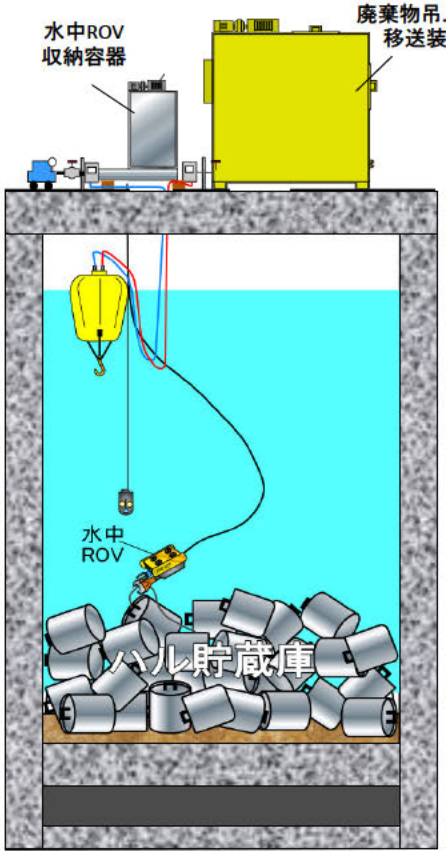
次年度以降は、水中 ROV によるハル缶への水中リフタの取付け、水中リフタで浮上したハル缶の水中 ROV による移動等のモックアップ試験を進める計画としている。

以 上

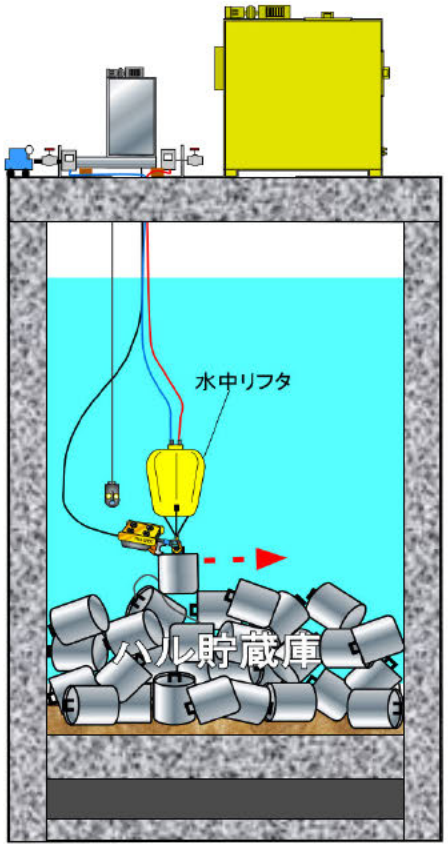
# 水中ROV、水中リフタ及び廃棄物吊上げ・移送装置によるハル缶取出し概念

ハル缶取出しまでの作業手順

## ① ハル缶吊上げ準備

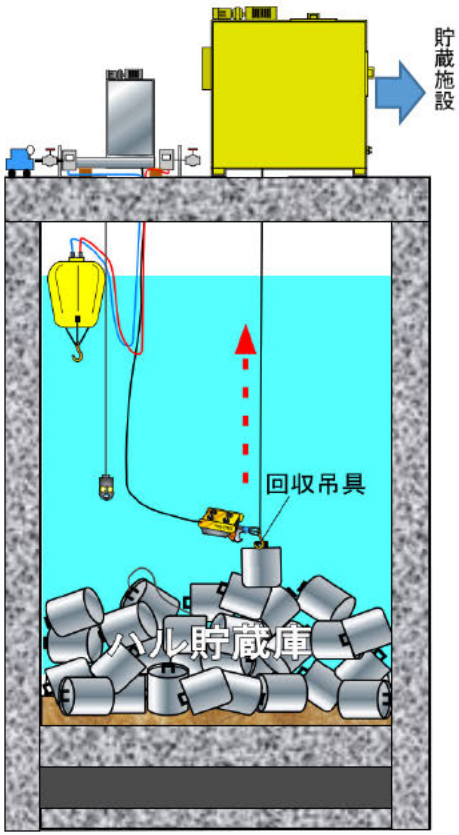



水中ROVによるハル缶
付属ワイヤの切断作業




水中リフタ及び水中ROV
によるハル缶の移動作業

## ② ハル缶吊上げ・回収




廃棄物吊上げ・移送装置
によるハル缶吊上げ・回収作業

# 水中ROVの検討状況

【検討状況】

- 平成30年度より、英国国立原子力研究所（NNL）の協力により、英国の原子力施設における廃棄物取出し技術の調査を行い、英国セラフィールドで廃棄物取出しに水中ROVが用いられていることを確認した。
- 令和元年度、NNLの試験槽を用いてHASWSに貯蔵している様々なハル缶姿勢を模擬して、作業用途に合わせて切断治具、把持治具を付け替え装備し、ハル缶付属ワイヤの切断、ハル缶への吊具取付け等の機能試験を行った。

令和元年度の試験結果

| 試験項目 | 試験内容 | 結果 |
|---|---|---|
| ワイヤの切断試験 | ハル缶姿勢を0°,45°,90°,135°,180°と変化させて、ハル缶に付属するワイヤの切断が可能であることを確認した。 | 全てのハル缶姿勢においてワイヤの切断が可能であった(平均所要時間：約5分)。 |
| 吊具の取付け試験 | ハル缶姿勢を0°,45°,90°,135°,180°と変化させて、ハル缶蓋取っ手部への吊具の取付けが可能であることを確認した。なお、吊具はJ型の外れ止めが付いていない吊具を使用した。 | 全てのハル缶姿勢において吊具の取付けが可能であった(平均所要時間：約5分)。 |
| 総合試験 | 試験槽の水深が深い条件(配置したハル缶の最上部から水面までの距離：約4m)と浅い条件(配置したハル缶の最上部から水面までの距離：約1m)において、複数のハル缶(6缶)をランダムに配置し、ワイヤの切断、吊具の取付け等の作業をハル缶が密集した状態でも行えることを確認した。 | 全てのハル缶に対して、ワイヤの切断、吊具の取付け等が可能であることを確認した。 |

# 水中ROVの検討状況

- 令和2年度、切断治具、把持治具の両治具及び追加カメラを水中ROVに装備し令和元年度と同様にハル缶付属ワイヤの切断、ハル缶への吊具取付け等の機能試験を行った。
- これまでの結果から、HASWSを模擬したハル缶が密集した環境において、ハル缶付属のワイヤの切断やハル缶への吊具の取付け等の作業を一連で行えることを確認している。

令和2年度の試験結果

| 試験項目 | 試験内容 | 結果 |
|---|---|---|
| ワイヤの切断試験 | 令和元年度と同様に、ハル缶姿勢を0°,45°,90°,135°,180°と変化させて、ハル缶に付属するワイヤの切断が可能であることを確認した。 | 全てのハル缶姿勢においてワイヤの切断が可能であった(平均所要時間：約10分)。 |
| 吊具の取付け試験 | 令和元年度と同様に、ハル缶姿勢を0°,45°,90°,135°,180°と変化させて、ハル缶蓋取っ手部への吊具の取付けが可能であることを確認した。なお、吊具は令和元年度と同様のJ型の外れ止めが付いていない吊具を使用した。 | 全てのハル缶姿勢において吊具の取付けが可能であった(平均所要時間：約10分)。 |
| 総合試験 | 令和元年度と同様の環境で、複数のハル缶(6缶)をランダムに配置し、ワイヤの切断、吊具の取付け等の作業をハル缶が密集した状態でも行えることを確認した。 | 全てのハル缶に対して、ワイヤの切断、吊具の取付け等が可能であることを確認した。 |

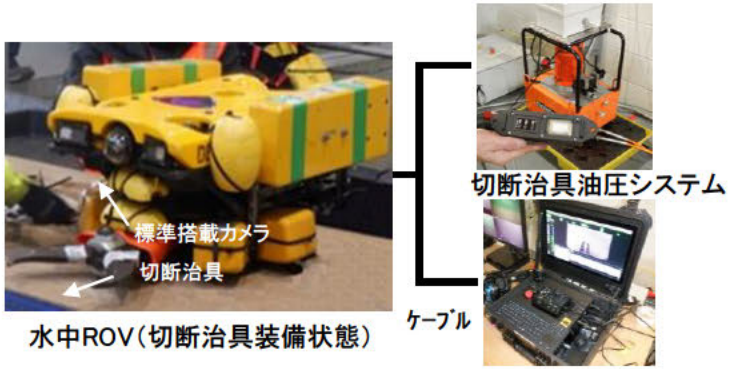
水中ROV本体搭載カメラからの映像

ハル缶ランダム配置を模擬した水中ROVによるワイヤの切断試験状況

# 水中ROVの検討状況

## 【令和元年度の試験に用いた水中ROVの概要】

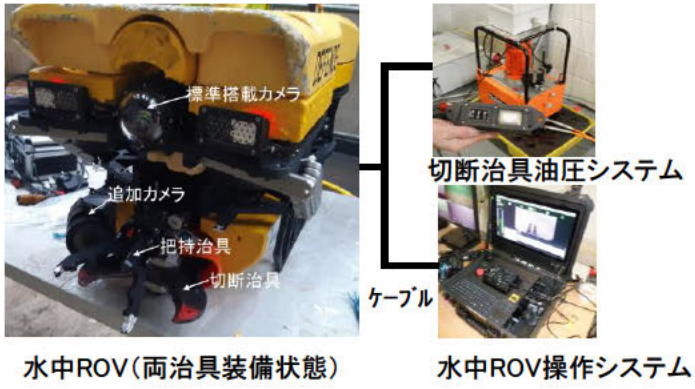
- 切断治具、把持治具を作業用途に合わせ水中ROVに装備




水中ROVのシステム構成

## 【令和2年度の試験に用いた水中ROVの概要】

- 切断治具、把持治具の両治具及び治具の伸縮機構を水中ROVに装備
- 追加のカメラを装備




水中ROVのシステム構成

### 令和元年度に用いた水中ROVの主な仕様

| 項目 | | 主な仕様 |
|---|---|---|
| 形状 | | 縦約87cm×横約40cm×高約30cm |
| 重さ | | 約36kg |
| 動作 | | 前後進、横行、傾斜（前後/左右）、昇降（スラスター：7基） |
| 標準カメラ | | HDカメラ（視野角 90°） |
| 把持治具 | 把持力 | 約176N（約18 kgf） |
| | 動作 | 爪開閉・回転（電気式） |
| 切断治具 | 切断力 | 約264 kN（約27,000kgf） |
| | 動作 | 刃開閉（油圧式） |

### 令和2年度に用いた水中ROVの主な仕様

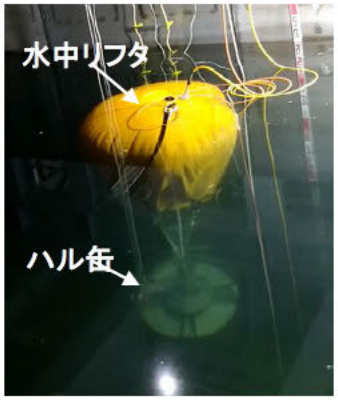
| 項目 | | 主な仕様 |
|---|---|---|
| 形状 | | 縦約87cm×横約40cm×高約42cm |
| 重さ | | 約46kg |
| 動作 | | 前後進、横行、傾斜（前後/左右）、昇降（スラスター：7基） |
| 標準/追加カメラ | | HDカメラ（視野角 90°） |
| 把持治具 | 把持力 | 約196N（約20 kgf） |
| | 動作 | 爪開閉・回転（電気式）、治具伸縮（電気式） |
| 切断治具 | 切断力 | 約176 kN（約18,000kgf）* |
| | 動作 | 刃開閉（油圧式）、治具伸縮（電気式） |

# 水中リフタの検討状況

## 【検討状況】

- 令和元年度、廃棄物の姿勢調整や移動を行う汎用技術の調査を行い、海洋業界にて海底からの物品の引き上げや運搬に用いられている水中リフタを抽出し、水中ROV、水中リフタ及び廃棄物を吊上げて回収する装置と構成する取出し方法を検討した。
- 令和2年度、実規模開発試験室のモックアップ設備にて、水中リフタとハル缶を接続した状態で、上向き、横向きのハル缶姿勢に対して、水中リフタによりハル缶の昇降が行えることを確認した。

試験に用いた
水中リフタ（気球型）

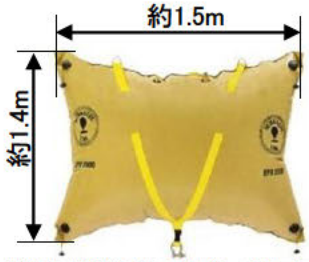



ハル缶上昇試験状況

## 【今後の取組み概要】

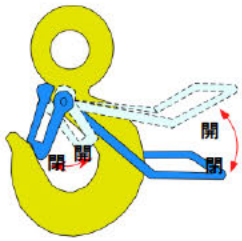
- 水中リフタは、浮き部と廃棄物に接続する吊具部によって構成される。浮き部については種々の形状があることから、形状を変えた際の昇降・移動の作業性をモックアップ試験にて確認し、廃棄物の取出しに適した構造とする。
- ハル缶重量、貯蔵位置（深さ、水平位置）を模擬した試験を進める。
- 水中リフタの吊具部について検討・試作を進める。水中ROVで吊具を取付けが可能な廃棄物には吊具部に吊具、廃棄物の位置・姿勢の状態により吊具が取付けられない場合は、廃棄物の本体を把持する掴み具を用いる検討を進める。

水中リフタ
（円筒型）




（縦及び横向きの状態で使用可能）

水中リフタ
（まくら型）




吊具
（イメージ図）

ハル缶掴み具
（イメージ図）

# HASWSの概要(1/2)



※平成28年9月30日第5回東海再処理施設等安全監視チーム資料より転載

○HASWSには、ハル缶（使用済み燃料をせん断/溶解して残ったハル・エンドピースを収納）、フィルタ類（再処理主工程で使用）、分析廃棄物用容器（分析試料採取に用いた試料ビン等を収納)を貯蔵。

○貯蔵セルは、鉄筋コンクリート造(昭和47年８月竣工、耐震設計上分類：Ａ類)

○廃棄物貯蔵方法

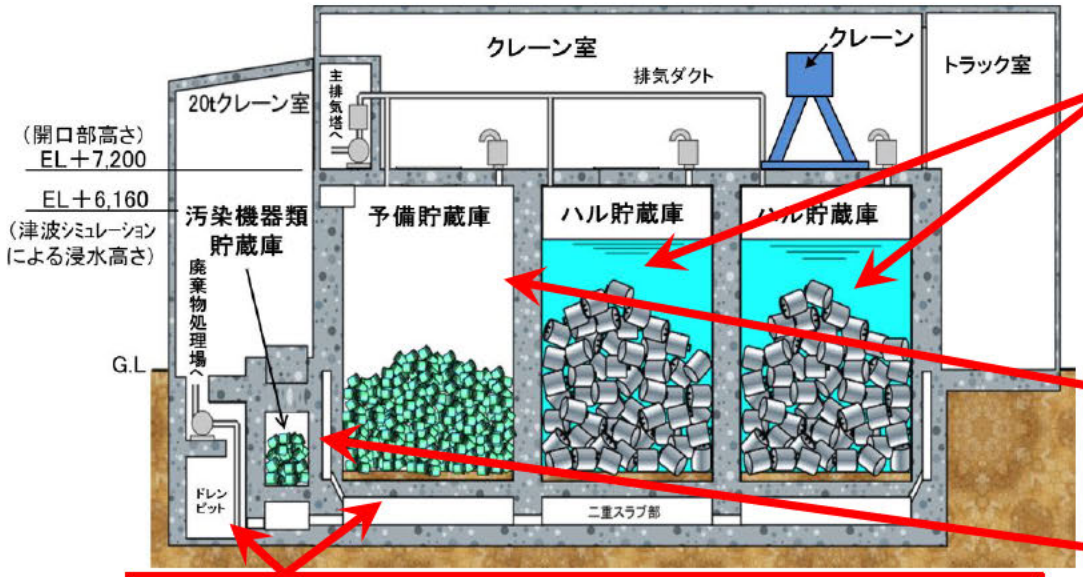
ハル貯蔵庫：ハル缶等をセル天井部の開口部からワイヤで吊降ろして投入し、ワイヤを接続したまま山積で貯蔵。

予備貯蔵庫・汚染機器類貯蔵庫

：分析廃棄物用容器を予備貯蔵庫および汚染機器類貯蔵庫のセル天井部の開口部から投入し、山積で貯蔵。

○湿式セル、乾式セルともに廃棄物を取出すための設備は無い。

○貯蔵庫の廃止措置には、プール水、緩衝砂の回収および除染が必要。




ハル貯蔵庫（2基）
・大きさ：縦7m × 横7m × 高さ10m
・底面及び壁面：ステンレス(SUS304L)のライニング
(厚さ：底面4mm、壁面3mm)
底面に緩衝用の砂を敷設
(厚さ約0.6m：約30m³)
・水位：約8.5m (プール水の浄化設備は有していない)
・廃棄物貯蔵高さ：約7m

予備貯蔵庫（1基）
・大きさ：縦7m × 横7m × 高さ10m
・壁面：エポキシ塗装
・底面：炭素鋼(SS41)のドリップトレイ
(高さ：0.3m、厚さ：4.5mm)
緩衝用の砂を敷設
(厚さ約0.6m：約30m³)
・廃棄物貯蔵高さ：約5m

汚染機器類貯蔵庫（7基）
・大きさ：縦2～3m × 横1.5m × 高さ3.4m
・底面及び壁面：エポキシ塗装
底面に緩衝用の砂を敷設
(厚さ約0.6m：約14m³)
・廃棄物貯蔵高さ：約3m

○漏えい水回収機能
・湿式セルからの漏えい水は、二重スラブを通りピットへ集められる。
・ピットに集められた漏えい水は、ポンプにて廃棄物処理場へ送液する。

# HASWSの概要(2/2)



※平成28年9月30日第5回東海再処理施設等安全監視チーム資料より転載
(最新の情報に更新)

## ○ 各セルに貯蔵している廃棄物量

| | ハル貯蔵庫<br>(R031) | ハル貯蔵庫<br>(R032) | 予備貯蔵庫<br>(R030) | 汚染機器類貯蔵庫<br>(R040～R046) |
|---|---|---|---|---|
| 貯蔵・保管能力 | 400m$^3$ | 400m$^3$ | 400m$^3$ | 80m$^3$ |
| 貯　蔵　量 | 274.5 m$^3$<br>(ハル缶:384缶、<br>フィルタ19基) | 302.3 m$^3$<br>(ハル缶:410缶、<br>フィルタ51基) | 230.6m$^3$<br>(分析廃棄物用容器:<br>4,612個)<br>令和3年10月29日現在 | 48.0m$^3$<br>(分析廃棄物用容器:<br>960個) |
| 受入状況 | 昭和60年3月～<br>平成6年11月 | 昭和52年12月～<br>平成3年9月 | 昭和57年1月～<br>受入中 | 昭和52年10月～<br>昭和60年10月 |

## ○ ハル貯蔵庫 プール水の分析結果(直近の分析結果)

| | プール水量 | T-$\gamma$ | pH | $Cl^-$ | $NO_3^-$ | Fe | Ni | Cr |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| R031 | 約270m$^3$ | 2.6×10$^5$ Bq/ml(H29.3月) | 7.8<br>(H29.3月) | 55ppm<br>(H29.3月) | 78ppm<br>(H29.3月) | <3.4ppm<br>(H27.6月) | <16ppm<br>(H27.6月) | <4.5ppm<br>(H27.6月) |
| R032 | 約270m$^3$ | 2.4×10$^4$ Bq/ml<br>(H30.2月) | 5.7<br>(H30.2月) | 46ppm<br>(H30.2月) | 130ppm<br>(H30.2月) | <3.4ppm<br>(H27.3月) | <16ppm<br>(H27.3月) | <4.5ppm<br>(H27.3月) |

# 廃棄物取出し完了までのリスク管理
## ― プール水漏えいに関するリスク評価（腐食評価） ―



※平成28年9月30日第5回東海再処理施設等安全監視チーム資料より転載

### ○ 湿式セルライニングの腐食評価

プール水漏えいの一因と考えられるセルライニングの腐食について、発生の可能性を平成19年度から評価しており以下のことを確認している。

表　腐食形態とその発生可能性

| 腐食形態 | 可能性 | 判断理由 |
|---|---|---|
| 全面腐食 | × | プール水のpH条件(pH7)により起こり得ない。 |
| 粒界腐食 | × | 鋼中の炭素量(SUS304L)から溶接部でも鋭敏化し難い。 |
| 応力腐食割れ | △ | プール水の温度条件(常温)から発生の可能性は極めて低い |
| 孔食 | △ | 高い孔食発生電位のため発生の可能性は極めて低い |
| すき間腐食 | ◎ | すき間構造が多く、発生の可能性が考えられる。 |

○「すき間腐食」について発生可能性の評価を実施。

（JIS　G0592　ステンレス鋼の腐食すきま再不働態化電位測定方法による）

・塩化物イオン濃度（500ppm、100ppm、30ppm）に応じた腐食電位を確認。
・塩化物イオン濃度500ppm以上ですき間腐食が発生し、100ppm未満では「すき間腐食」が発生しない
・硝酸イオンが防食剤として強く作用しているため、腐食を生じにくい環境にある。

### ○ 今後の取り組み

・従前から実施しているセルライニング外観観察、プール水の分析(塩化物イオン濃度測定)を継続し、ライニングの健全性を確認する。

# 漏えいのリスクに対する安全確保対策

## ― プール水の漏えい対策 ―



※平成28年9月30日第5回東海再処理施設等安全監視チーム資料より転載
(最新の情報に更新)

### ○設計上の考慮

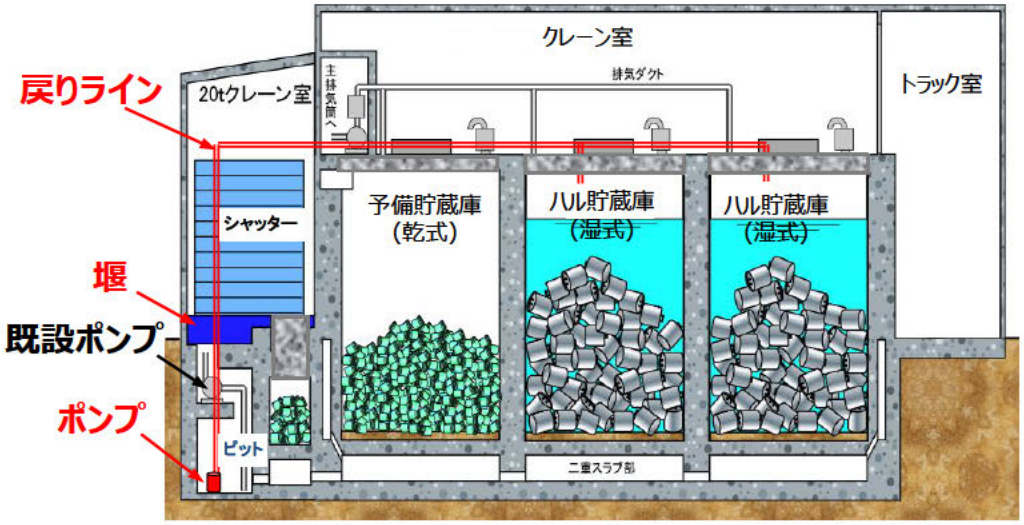
・セルライニングの腐食等による微小な漏えい時、漏えい水は、セルライニング下部の二重スラブを経てピットに集液し、既設ポンプにより廃棄物処理場へ送液し処理する。

### ○漏えい対策

・湿式セルからの漏えいに備えてピットの健全性維持を図るため、ピット内の整備(エポキシ系塗料の再塗装)を実施。(平成20年度)

・ピットから漏えいしているセルへ漏えい水を循環するためのポンプ、耐圧ホース等の資機材を配備。(平成28年度)

・漏えい水がピットから溢流し、管理区域境界シャッター下部からの流出を防ぐための堰を設置。(平成29年度)




プール水の漏えい対策

# 廃棄物取出し完了までのリスク管理
## ― 乾式セルに対するリスク評価（自然発火性評価） ―



※平成28年9月30日第5回東海再処理施設等安全監視チーム資料より転載

○ポリエチレンの自然発火性評価

分析廃棄物用容器の主な材料であるポリエチレンについて、試薬の接触を考慮し自然発火性を平成18年度より評価し、以下のことを確認している。

**・廃棄物の主な材料であるポリエチレンについて、試薬の接触を考慮したこれまでの評価では、自然発火性の可能性はない。**

### ○ ポリエチレンと硝酸に対する自然発火性評価

・ポリエチレンと硝酸による酸化反応による反応熱が蓄積し自然発火に至ることが懸念されるため、自然発火性を評価した。

【試験方法】

ポリエチレンを粉砕後、濃硝酸(85%)溶液を10%添加した試料を1L容器に入れ、恒温槽内で、40℃、60℃、100℃の3条件で24時間温度保持し、発熱ピークの有無を確認。

【試験結果】

いずれの温度条件でも発熱ピークは無く、自然発火の可能性は無い。

### ○ ポリエチレンとドデカンに対する自然発火性評価

・ ドデカンが残存している可能性を考慮し、保管中の自然発火が懸念されるため、自然発火性を評価した。

【試験方法】

ポリエチレンを粉砕後、ポリエチレンとドデカンの重量比が　1:0.1の割合で混合し3日間浸漬した試料を1L容器に入れ、恒温槽内で、40℃、60℃、100℃の3条件で24時間温度保持し、発熱ピークの有無を確認。

【試験結果】

いずれの温度条件でも発熱ピークは無く、自然発火の可能性は無い。

# 火災のリスクに対する安全確保対策(2/2)
## ― 温度監視装置・消火治具の設置 ―



※平成28年9月30日第5回東海再処理施設等安全監視チーム資料より転載
(最新の情報に更新)

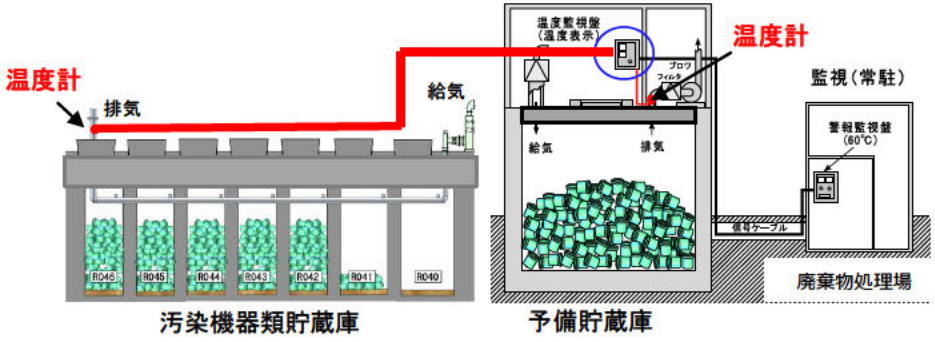
○ 温度監視装置の設置

・可燃物の異常な温度上昇を検知するため、排気ダクトに温度計を設置。
(予備貯蔵庫:平成19年度実施、汚染機器類貯蔵庫:平成29年度実施)

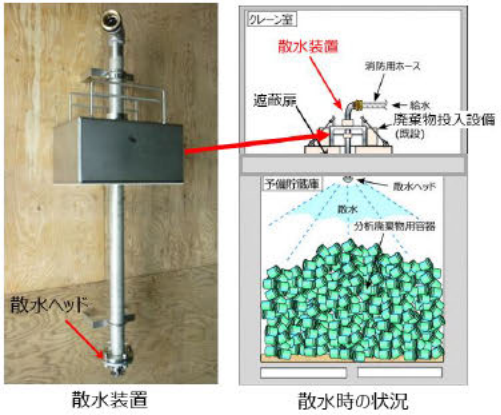
・異常な温度上昇を常時監視するため、廃棄物処理場制御室に警報監視盤を設置。
(予備貯蔵庫:平成19年度実施、汚染機器類貯蔵庫:平成29年度実施)

○ 消火治具の配備

・万一の火災に備えて開口部からの効果的な注水、作業員の安全確保および作業区域への汚染拡大防止を目的に、セル内散水装置を配備。(予備貯蔵庫:平成29年度実施、汚染機器類貯蔵庫:平成29年度実施)




温度監視設備の設置




散水装置　　散水時の状況

貯蔵庫天井部にある廃棄物投入設備の上に設置し、遮蔽扉を開けた後、散水ヘッドを貯蔵庫内に挿入して散水し消火する。

予備貯蔵庫への散水装置の配備

# 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）運転に向けた対応状況について

【概要】

○低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）は、硝酸根分解設備及びセメント固化設備を設置するプロセスの変更、焼却設備の改良工事、安全対策を実施したうえで処理運転を行う計画であり、現在、硝酸根分解設備の実証プラント規模試験に係る計画及び準備、津波対策及びそれ以外の安全対策を含めた基本方針の検討を進めているところである。

○硝酸根分解設備の実証プラント規模試験については、系統設計、レイアウト設計を進めており、今後、計装/電気設計を行い、今年度中に装置設計を終了できる見込みである。

　また、これまでに抽出した試験項目（撹拌による均一性、槽内液温度の制御性等）に対する概略の試験要領及び試験スケジュールを整理したところであり、今後、これらを詳細化するとともに、試験項目及び試験条件の妥当性を確認し今年度中に試験計画書を定める。

○安全対策については、設計津波に対して、有意に放射性物質を建家外に流出させないために、LWTF の地下階から地上１階までの想定される浸水域におけるダクト開口部の止水対策の検討、普通扉から止水扉への改造検討、配管等貫通口の止水対策の検討等を進めている。津波以外の竜巻、火山、外部火災に対する安全対策については、分離精製工場等の施設と同様の方法で概略の影響評価を終え、現在は、安全対策の網羅性についての確認を行っている。今年度中に津波対策を含めた安全対策についての基本方針を定める。

○実証プラント規模試験関連及び安全対策に係る対応体制については、環境保全部処理第 2 課を実施部署とし、試験に係る対応等を主体的に進めており、試験装置の設計・製作、津波対策の検討等についてはメーカーから協力を得ている。

　また、LWTF プロジェクトを進めるに当たっては、プロジェクト管理を行う廃止措置推進室と連携して進めている。

令和3年12月2日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

# 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）運転に向けた対応状況について

令和 3 年 12 月 2 日
再処理廃止措置技術開発センター

## 1. はじめに

低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）は、硝酸根分解設備及びセメント固化設備を設置するプロセスの変更、焼却設備の改良工事、安全対策を実施したうえで処理運転を行う計画であり、現在、硝酸根分解設備の実証プラント規模試験に係る計画及び準備、津波対策及びそれ以外の安全対策を含めた基本方針の検討を進めているところである。

以下に、LWTF 運転に向けた対応スケジュール及び現在の対応状況を報告する。

## 2. LWTF運転に向けた対応スケジュール（添付-1 参照）

### (1) 硝酸根分解設備の設置

- 令和 3 年度は、実証プラント規模試験装置の製作/設置工事に必要な系統設計、レイアウト設計、計装/電気設計を実施する。また並行して、試験要領や試験スケジュール等をまとめた試験計画書の検討を進める。
- 令和 4 年度は、試験装置を製作し、実規模開発試験室への設置工事を行い、令和 5 年度からは、試験装置を用いた運転員の操作訓練の後、模擬廃液を用いた本試験を行う。
- 実証プラント規模試験実施後は、試験結果を施工設計に反映し、廃止措置計画の変更申請を経て、製作、現地工事、コールド/ホット試運転の後、運転を開始する。
- また、実証プラント規模試験に加え、安定運転に向けてデータを充足させるために令和 3 年度にビーカー試験、令和 4 年度から令和 5 年度にかけて、工学規模試験を実施する。

### (2) セメント固化設備の設置

- セメント固化設備は、硝酸根分解設備に関連する設備であることから、同時期に廃止措置計画の変更申請を行い、その後、製作、現地工事、コールド/ホット試運転を経て、運転を開始する。
- 施工設計開始までに、安定運転に向けてデータを充足できるよう令和 3 年度にビーカー試験を行い、令和 4 年度に工学規模試験を実施する。

### (3) 焼却設備の改良工事

焼却設備においては腐食機器更新の改良工事を計画しており、改良工事は、令和 4 年度から施工設計に着手する。

（4） 安全対策

津波対策及びそれ以外の竜巻、火山、外部火災等の安全対策については、今年度中に基本方針を定め、それに沿って、必要な設計、製作、工事を進める。

3. 現在の対応状況

（1） 実証プラント規模試験

① 試験装置の設計（添付-2 参照）

試験装置の設計については、10 月より設計を開始し、系統設計として試験装置全体の機器構成図の作成、3D モデルによる試験装置のレイアウト設計を進めており、今後、計装/電気設計を含め今年度中に終了できる見込みである。

② 試験計画書の作成

これまで、試験項目を抽出（撹拌による均一性、槽内液温度の制御性等）し、概略の試験要領及び試験スケジュールを整理したところである。今後、これらを詳細化するとともに、試験項目の網羅性や試験条件の妥当性を確認し今年度中に試験計画書を定める。

（2） ビーカー試験

① 硝酸根分解設備に係る試験

安定運転に向け触媒の作用を低減させる可能性がある廃液中の TBP や DBP 等の不純物濃度の変動幅を更に拡大した場合の影響について、ビーカー試験を行い、充足すべきデータを取得していく。現在、試験準備として、試験に用いる資機材の準備を進めており、12 月から試験に着手する。

② セメント固化設備に係る試験

安定運転に向けセメントの硬化反応に影響を与える可能性がある廃液中の TBP や DBP 等の不純物濃度の変動幅を更に拡大した場合の影響について、ビーカー試験を行い、充足すべきデータを取得していく。ビーカー試験については、11 月から着手している。

（3） 安全対策

- 設計津波に対しては、遡上解析の結果、津波高さ TP+約 11.4m（EL+約 5.3m）と想定されることから、LWTF の地下階から地上1階までが浸水域となる。このため、津波影響評価として実施したプラントウォークダウンによる海水の流入ルート調査の結果を踏まえ、有意に放射性物質を建家外に流出させないことを基本とした、ダクト開口部の止水対策の検討、普通扉から止水

扉への改造検討、配管等貫通口の止水対策の検討等を進めている。

- 津波以外の安全対策については、竜巻、火山、外部火災対策について、分離精製工場等の施設と同様の方法で概略の影響評価を終え、現在は、安全対策の網羅性についての確認に着手したところであり、これを踏まえ、基本方針の検討を進める。

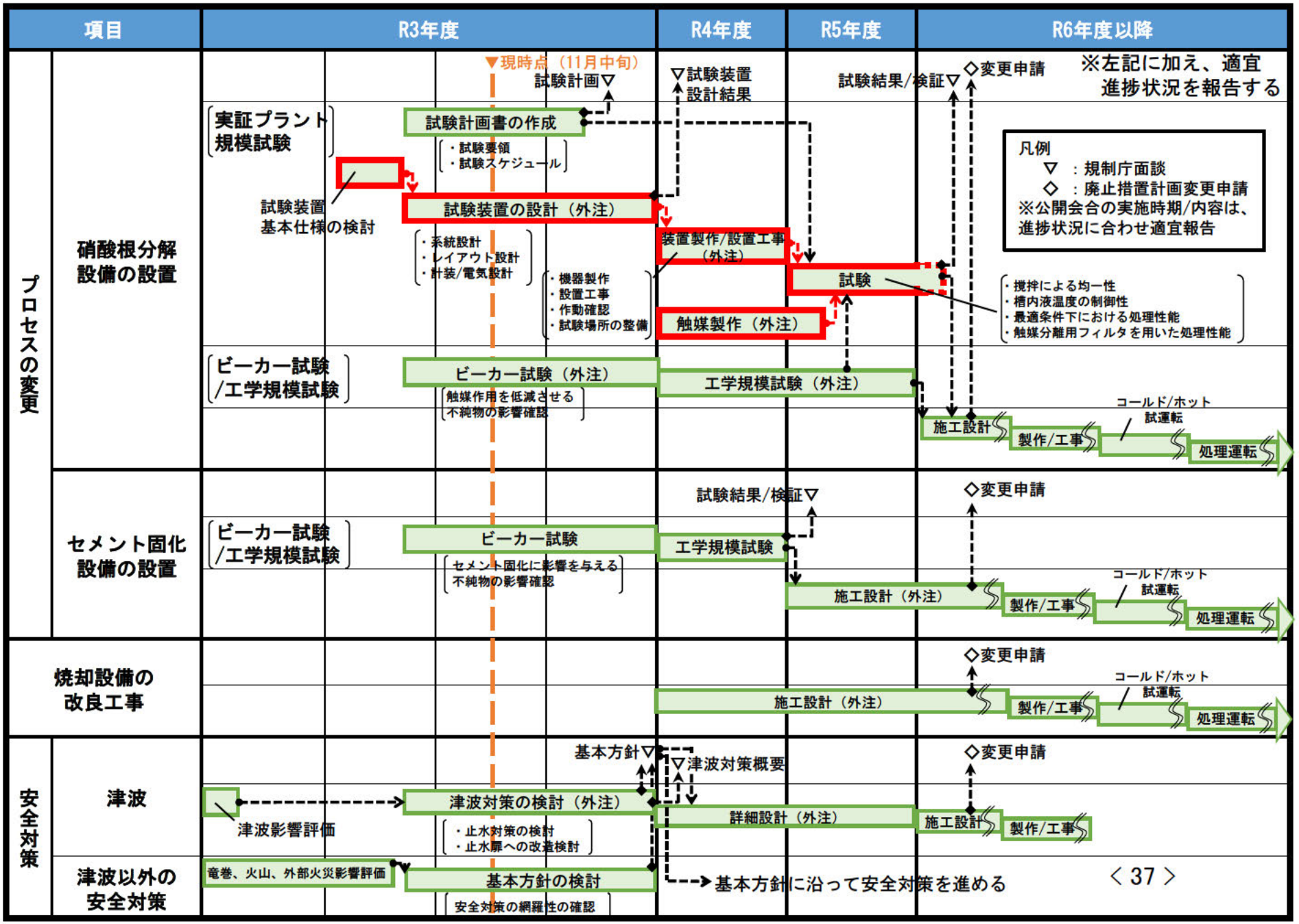
4. LWTF の実証プラント規模試験関連及び安全対策に係る対応体制（添付-3 参照）

環境保全部　処理第 2 課を実施部署とし、硝酸根分解設備の実証プラント規模試験に係る対応等を主体的に進めており、実証プラント規模試験装置の設計・製作、津波対策の検討等についてはメーカーから協力を得ている。

また、LWTF プロジェクトを進めるに当たっては、計画・進捗管理、予算・契約管理のプロジェクト管理を行う廃止措置推進室と連携して進めている。

以 上

# 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）運転に向けた対応スケジュール



# 実証プラント規模試験装置の設計に係る進捗状況について

試験装置の設計については、10 月より設計を開始し、JAEA が定めた基本仕様（図-1）に基づき、試験装置全体を 3D モデル化し試験装置のレイアウト設計（図-2）を進めている。

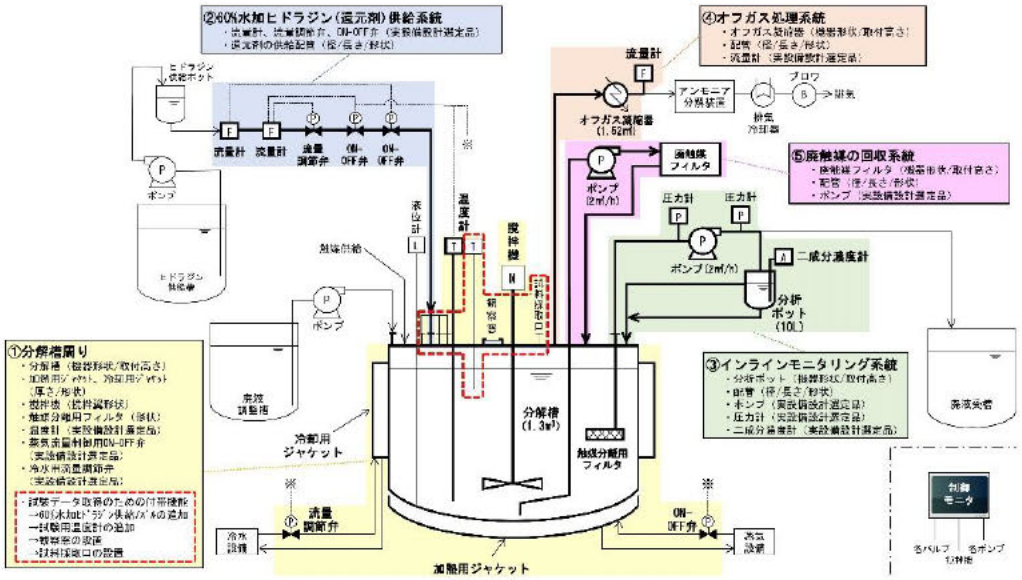



図-1　実証プラント規模試験装置の基本仕様

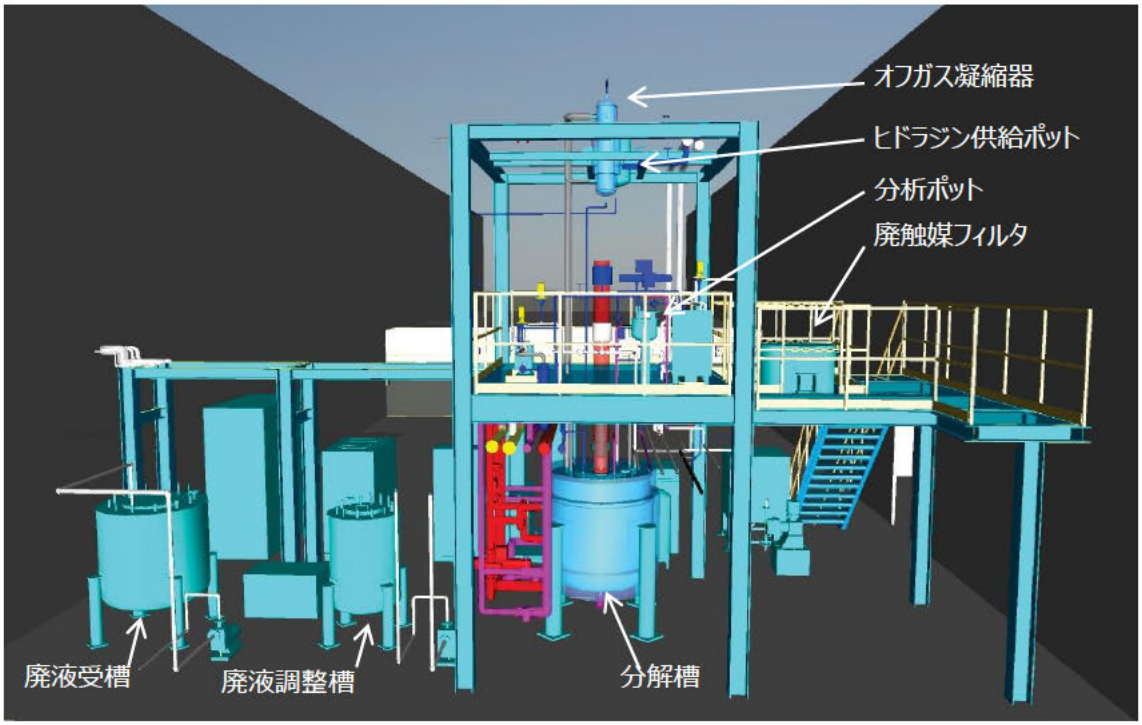



図-2　実証プラント規模試験装置　レイアウト（3D モデルスナップショット）【検討中】

# LWTFの実証プラント規模試験関連及び安全対策に係る対応体制

副理事長 ---- 東海再処理施設廃止措置推進会議

担当理事

核燃料サイクル工学研究所長

再処理廃止措置技術開発センター長

廃止措置推進室
- ✓ プロジェクト管理（計画・進捗管理、予算・契約管理）
- ✓ 技術的事項の確認及び助言

環境保全部長

実施部署

処理第2課長（LWTF）

一部発注（設計、製作等）→ メーカー

(1) 実証プラント規模試験（硝酸根分解設備）
- ✓ 試験計画書の作成
- ✓ 試験装置の基本仕様の設定
- ✓ 試験実施場所の整備
- ✓ 試験の実施

(2) ビーカー試験（硝酸根分解設備/セメント固化設備）
- ✓ 硝酸根分解試験の条件設定
- ✓ セメント固化試験の実施

(3) 安全対策
- ✓ 基本方針の策定
- ✓ 津波影響評価の実施
- ✓ 津波対策の具体的実施内容の決定
- ✓ 竜巻、火山、外部火災評価の実施

メーカー

(1) 実証プラント規模試験（硝酸根分解設備）
- ✓ 試験装置の設計製作、設置工事、触媒の製作

(2) ビーカー試験（硝酸根分解設備）
- ✓ 硝酸根分解試験の実施

(3) 安全対策
- ✓ 津波対策の検討

# 工程洗浄の実施について

【概要】

○東海再処理施設は，再処理設備本体等の一部の機器に回収可能核燃料物質が残存した状態であり，東海再処理施設の廃止措置（除染・解体）を進めるためには，工程洗浄によりこれら回収可能核燃料物質を再処理設備本体等から取り出す必要がある。

○高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化処理技術開発施設（TVF）の安全対策に係る廃止措置計画変更認可申請が本年 9 月 30 日に終了したこと，最後の再処理運転より 14 年が経過し，再処理設備の操作・保守経験を持つ経験者・熟練者の確保が今後さらに難しくなることを考慮し，可能な限り速やかに工程洗浄に着手し，計画した期間内に完了する必要がある。

○工程洗浄では，再処理運転（ウラン及びプルトニウムの分離）を行わず，工程で使用する設備は必要最小限として，リスク低減を念頭に安全かつ可能な限り早期に完了する方法とする。回収可能核燃料物質のうち，せん断粉末及びプルトニウム溶液は高放射性廃液に集約する。また，ウラン溶液は，ウラン粉末として安定化する。

○回収可能核燃料物質の集約では，工程洗浄終了の判断基準を定めて各機器の押し出し洗浄を行う。その際，サンプリングポイントをあらかじめ定め，適宜分析結果により洗浄効果を確認する。

○工程洗浄の実施にあたっては，高経年化や長期停止により考えられる不具合を考慮した設備点検，要員及び経験者・熟練者の確保，要員の階層や役割に応じた教育訓練を実施する。

○複数回に分けてせん断粉末を溶解するなど，一度に放出される放射性廃棄物の放出量を低減し環境への影響を軽減する対応を図るとともに，放出管理目標値を超えないようにする。なお，高放射性廃液貯蔵場に回収可能核燃料物質を集約しても製造するガラス固化体の仕様に影響はない。

令和3年12月2日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

# 工程洗浄の実施について

## 1. 工程洗浄の基本的考え方

東海再処理施設は，再処理運転の再開を予定していた状態で廃止措置に移行したことから，再処理設備本体等の一部の機器に回収可能核燃料物質が残存した状態であり，廃止措置（除染・解体）を進めるためには，工程洗浄によりこれら回収可能核燃料物質の取り出しを行う必要がある。このため，長期に亘る東海再処理施設の廃止措置を計画的に進めるためには，廃止措置の第1段階に位置する工程洗浄を可能な限り早期にかつ確実に終わらせることが重要である。

再処理施設全体の廃止措置を可能な限り早期に完了させるためには，速やかに工程洗浄に着手し系統除染に移行すべきであったが，リスク低減のために最優先で行うべき高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化処理技術開発施設（TVF）の安全対策に人的資源を集中させる必要があったことから，工程洗浄の実施を延期せざるを得ない状況であった。しかしながら，本年9月30日に申請した廃止措置計画変更認可申請をもって，高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化処理技術開発施設（TVF）の安全対策に関する全ての申請を終え，現在それらの工事を計画的に進めているところであり，並行して工程洗浄に必要な体制を整えることが可能な状況となっている。

一方で，最後の再処理運転より 14 年が経過し，再処理設備本体に係る主要な工程の操作・保守経験を持つ経験者・熟練者の数が年々減少しており，再雇用職員等により経験者・熟練者の確保を行うとしても工程洗浄を短期間に，かつ確実に実施するための要員数を確保することは今後さらに難しくなることから，可能な限り速やかに工程洗浄に着手し，計画した期間内に完了する必要がある。

また，工程洗浄時には，経験者・熟練者から次世代に操作・保守技術等を伝承することも可能となり，今後の除染・解体等長期にわたる廃止措置を安全に完遂するためにも重要であるとともに，早期に回収可能核燃料物質の取り出しを行い，不要となる設備・機器に対して隔離措置等を施した上で設備管理を合理化することで，維持管理に係る資源をその後の廃止措置に集中させることができ，今後の廃止措置を合理的に進めることも可能となる。

以上のことから，安全対策以降の再処理施設の廃止措置を着実に進めていくとともに，可能な限り廃止措置完了までの期間を短縮するために再処理設備本体等の操作・保守経験を持つ経験者・熟練者の確保が可能な現状において，速やかに工程洗浄に着手する。

## 2. 工程洗浄の概要

### 2.1 回収可能核燃料物質の量

再処理設備本体等に残存している回収可能核燃料物質を以下に示す。

・ せん断機周辺より収集したせん断粉末（　　（U,Pu,核分裂生成物等の混合））

・ プルトニウム溶液の固化安定化後に残った少量のプルトニウム（　　）

・ 再処理運転に用いる試薬等のウラン（　　）
・ その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）

2.2 回収可能核燃料物質の取り出し方法（詳細は別紙 1 参照）

回収可能核燃料物質を再処理設備本体等から取り出す方法について以下に示す（図-1 参照）。

・ せん断粉末は，核燃料物質量の確定のため濃縮ウラン溶解槽で加熱した硝酸で溶かし溶液化する。その後，高放射性廃液貯槽に送液し，現有の高放射性廃液と混ぜてガラス固化体として廃棄する。
・ 少量のプルトニウム溶液は，せん断粉末の溶解液と同じく高放射性廃液貯槽に送液し，高放射性廃液と合わせてガラス固化体として廃棄する。
・ ウラン溶液は，ウラン脱硝施設（DN）で濃縮・脱硝を行いウラン粉末として，分離精製工場（MP）のウラン粉末とともに第三ウラン貯蔵所で保管する。
・ その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）は，せん断粉末の溶解液及び低濃度のプルトニウム溶液の取り出しに合わせて高放射性廃液貯槽に送液する。

上記の送液後には，送液経路上の機器の送液残液を硝酸又は純水を用いた押し出し洗浄により，再処理設備本体等から取り出す。

2.3 工程洗浄終了の判断基準（詳細は別紙 2 参照）

東海再処理施設では，再処理運転の終了を分離施設（分離第二サイクル工程）の抽出器の核燃料物質の濃度（ウラン濃度 1 g/L 未満，プルトニウム濃度 10 mg/L 未満）で判断している。

工程洗浄においても，通常の操作として実施してきた硝酸又は純水を用いた押し出し洗浄により達成可能な上記の濃度を判断基準と定め，回収可能核燃料物質の送液経路上で適宜分析し，洗浄効果を把握する。

せん断粉末，プルトニウム溶液及びウラン溶液（ウラン粉末を含む）の取り出し作業終了毎に，判断基準に到達していることを確認し，次の作業に移る。判断基準に到達しない場合には，それまでの取り出し期間，廃液発生量及び洗浄効果の傾向を踏まえて，再度，工程洗浄を行うか，系統除染により除染するかを再処理廃止措置技術開発センター長が判断する。

工程洗浄による回収可能核燃料物質の取り出し前後の核燃料物質量の推定値を表-1 に示す。

2.4 工程洗浄に向けた準備

(1) 体制の整備

工程洗浄は，高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の安全性向上対策工事と並行して行うことになり，必要な要員を確保するため，リスクの高い順に（せん断粉末→プルトニウム溶液→ウラン溶液等）段階的に行う。工程洗浄では，各操作に再雇用職員等の経験者・熟練者を含めた体制で実施することとし，必要な要員を確保する（図-2 参照）。

(2) 教育訓練

運転停止期間が長期に続いたことから，要員の階層や役割に応じて座学・OJT により適切に教育及び訓練を実施する。

(3) 設備点検（詳細は別紙 3 参照）

長期間使用していない設備は，高経年化や長期停止により考えられる不具合を考慮した設備点検及び整備を行う。

2.5 工程洗浄の実施時期及び期間

工程洗浄は，設備点検及び要員の教育等を行った上で令和 4 年 3 月頃に着手する計画である（表-2 参照）。

2.6 工程洗浄の安全性

(1) 放射性廃棄物の発生量（詳細は別紙 4 参照）

工程洗浄により環境へ放出される放射性廃棄物は，せん断粉末の溶解に伴う廃気及び溶解オフガス洗浄廃液，溶解液移送に伴う廃気及び槽類換気系のオフガス洗浄廃液から発生する。そのうち，放射性気体廃棄物の Kr-85，C-14 及び I-129 については，運転停止中より放出量が増加することから，せん断粉末を一度に溶解せず少量ずつ溶解し，一度に環境へ放出される量を低減する対応を図る。

(2) 工程洗浄時の施設の安全性（詳細は別紙 5 参照）

工程洗浄では既存の設備・機器を使用し，設備の新規設置や改造は行わず，回収可能核燃料物質の取り出しは既設の安全設計の範囲で実施する。工程洗浄において想定される主な不具合事象として，機器の動作不良，腐食故障に伴う漏えい等が挙げられる。機器の動作不良に対しては，予備機への切り替え，予備品への交換又は機器の補修により短期間（7 日程度）で復旧可能であり施設の安全性を維持できる。

また，漏えい事象が生じたとしても，漏えい液はトリップトレイ等で安全に保持され，ドリップトレイに設置した漏えい液検知装置等より速やかに検知可能であり，回収装置等により安全に回収できる設計であり，安全性に問題はない。

3.その他の考慮すべき事項

3.1 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽への影響（詳細は別紙 6 参照）

工程洗浄により再処理設備本体等から取り出した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に送液したとしても事故対処の有効性評価への影響はない。

3.2 ガラス固化体への影響（詳細は別紙 7 参照）

工程洗浄により再処理設備本体等から取り出した回収可能核燃料物質を，現有する高放射性廃液を混合した廃液については，ガラス固化技術開発施設においてガラス固化処理を行った場合においても，製造したガラス固化体の仕様に影響を及ぼすことはない。

以上

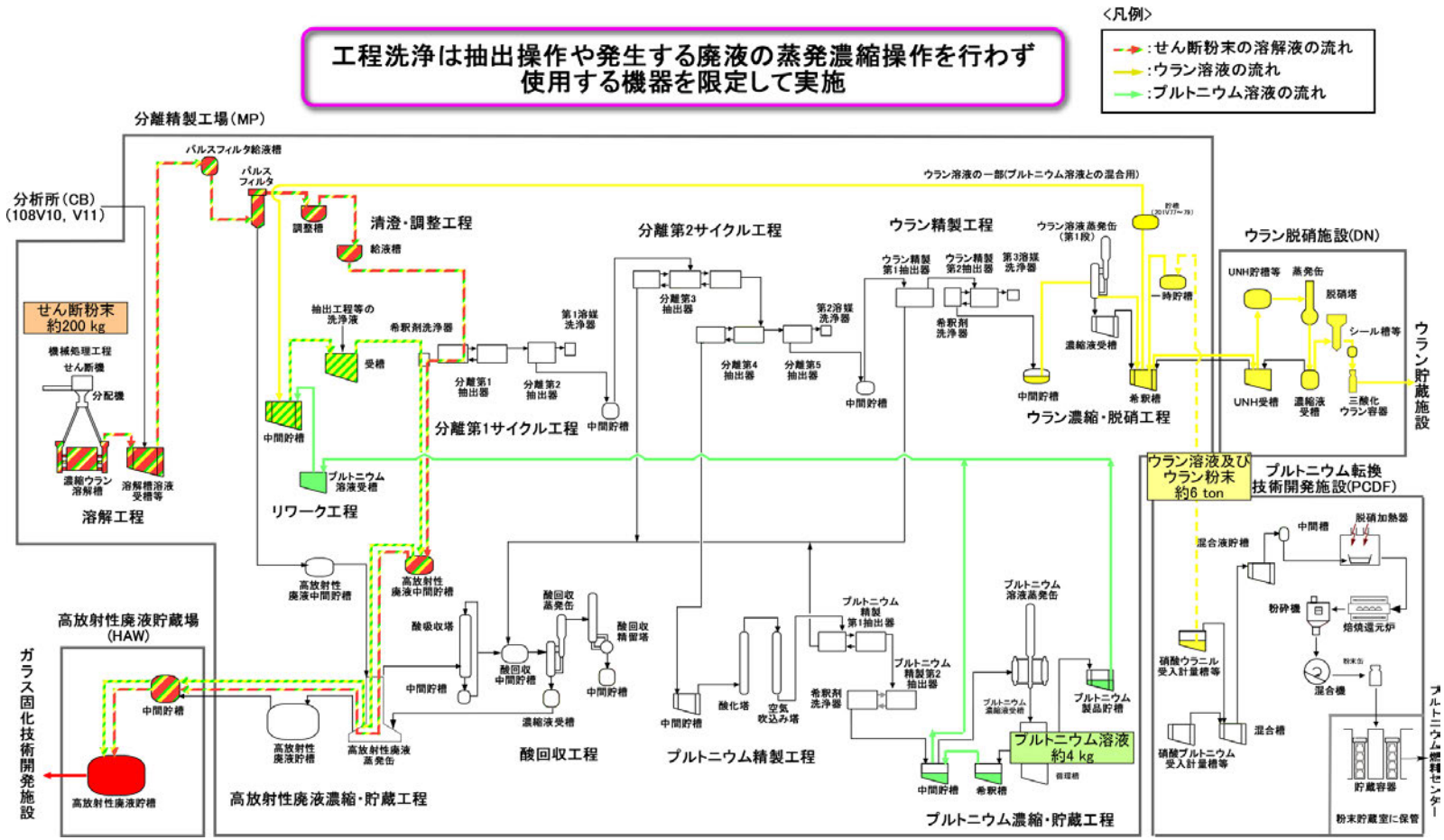



図-1 工程洗浄によるせん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液及びウラン溶液の取り出しの流れ

表-1　回収可能核燃料物質を保有している機器及び工程洗浄前後の核燃料物質の保有量

| 施設 | 工程名 | 物質の状態 | 保管場所 | | 工程洗浄前 | | 工程洗浄後の推定値※2 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 機器名称 | 機器番号 | 保有量内訳 | 保有量※1 | 保有量内訳 | 保有量 |
| 分離<br>精製工場<br>(MP) | せん断 | 使用済燃料<br>せん断粉末 | 除染保守セル | R333 | － | （推定）<br>（推定） | － | |
| | 溶解<br>清澄・調整 | 洗浄液 | 洗浄液受槽 | 242V13 | 約 0.6 $m^3$<br>未満（推定）<br>未満（推定） | 約 2 $m^3$<br>未満（推定）<br>未満（推定） | 約 0.35 $m^3$<br>未満<br>未満 | 約 1.1 $m^3$<br>未満<br>未満 |
| | | | 溶解槽溶液受槽 | 243V10 | 約 1.1 $m^3$<br>未満（推定）<br>未満（推定） | | 約 0.75 $m^3$<br>未満<br>未満 | |
| | | | パルスフィルタ | 243F16/F16A | | | | |
| | 分離，精製，<br>酸回収，溶媒<br>回収，リワーク | 洗浄液 | 中間貯槽 | 255V12 | 約 1.4 $m^3$<br>未満（推定）<br>未満（推定） | 約 7 $m^3$<br>未満（推定）<br>未満（推定） | 0 $m^3$ | 約 0.75 $m^3$<br>未満<br>未満 |
| | | | 中間貯槽 | 261V12 | 約 3.0 $m^3$<br>未満（推定） | | 0 $m^3$ | |
| | | | プルトニウム<br>精製抽出器 | 265R20,R21,R22 | 約 0.1 $m^3$<br>（推定） | | 約 0.1 $m^3$<br>未満 | |
| | | | 濃縮液受槽 | 273V50 | 約 1.9 $m^3$<br>未満（推定）<br>未満（推定） | | 約 0.6 $m^3$<br>未満<br>未満 | |
| | | | プルトニウム<br>溶液受槽 | 276V20 | 約 0.2 $m^3$ | | 約 0.05 $m^3$ | |
| | Pu 濃縮 | 洗浄液 | 希釈槽 | 266V13 | 約 0.35 $m^3$ | 1 $m^3$未満 | 0 $m^3$ | 0 $m^3$ |
| | Pu 製品<br>貯蔵 | プルトニウム<br>溶液 | プルトニウム<br>製品貯槽 | 267V10～V16 | 約 1 $m^3$ | 約 1 $m^3$ | 約 0.05 $m^3$未満<br>未満 | 約 0.05 $m^3$未満<br>未満 |

表-1　回収可能核燃料物質を保有している機器及び工程洗浄前後の核燃料物質の保有量

| 施設 | 工程名 | 物質の状態 | 保管場所 | | 工程洗浄前 | | 工程洗浄後の推定値※2 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 機器名称 | 機器番号 | 保有量内訳 | 保有量※1 | 保有量内訳 | 保有量 |
| 分離精製工場(MP) | U溶液濃縮・試薬調整 | ウラン溶液 | 中間貯槽 | 263V10 | 約0.5 $m^3$ | 約10 $m^3$ | 約0.07 $m^3$ 未満 | 約0.134 $m^3$ 未満 |
| | | | 一時貯槽 | 263V51～V58 | 約3.9 $m^3$ | | 約0.06 $m^3$ 未満 | |
| | | | 受流槽 | 201V75 | 約0.3 $m^3$ | | 0 $m^3$ | |
| | | | 貯槽 | 201V77～V79 | 約5.3 $m^3$ | | 約0.004 $m^3$ 未満 | |
| | U脱硝 | ウラン粉末(貯蔵容器に収納) | 三酸化ウラン循環容器 | FRP-5，6，10 | 3本 | 3本 | 0本 | 0本 |
| ウラン脱硝施設(DN) | U脱硝 | ウラン溶液 | UNH貯槽 | 263V32/V33 | 約8 $m^3$ | 約8 $m^3$ | 約0.28 $m^3$ 未満 | 約0.28 $m^3$ 未満 |
| プルトニウム転換技術開発施設(PCDF) | 受入 | ウラン溶液 | 硝酸ウラニル貯槽 | P11V14 | 約0.03 $m^3$ | 約1 $m^3$未満 | 0 $m^3$ | 0 $m^3$ |
| 分析所(CB) | 分析 | 分析試料等※3 | 中間貯槽 | 108V10 | 約0.2 $m^3$ | 約2 $m^3$ | 約0.1 $m^3$ 未満 未満 | 約0.2 $m^3$ 未満 未満 |
| | | | 中間貯槽 | 108V11 | 約1.4 $m^3$ | | 約0.1 $m^3$ 未満 未満 | |
| 回収可能核燃料物質の合計 | | | | | | 未満 未満 | | 未満 未満 |

※1　内訳を合算し，大約した値（廃止措置計画変更認可申請書，平成30年6月13日認可）。
※2　工程洗浄終了の判断基準（　　）に液量を乗じて算出。
※3　分析標準試料は含まない（分析標準試料　　）。

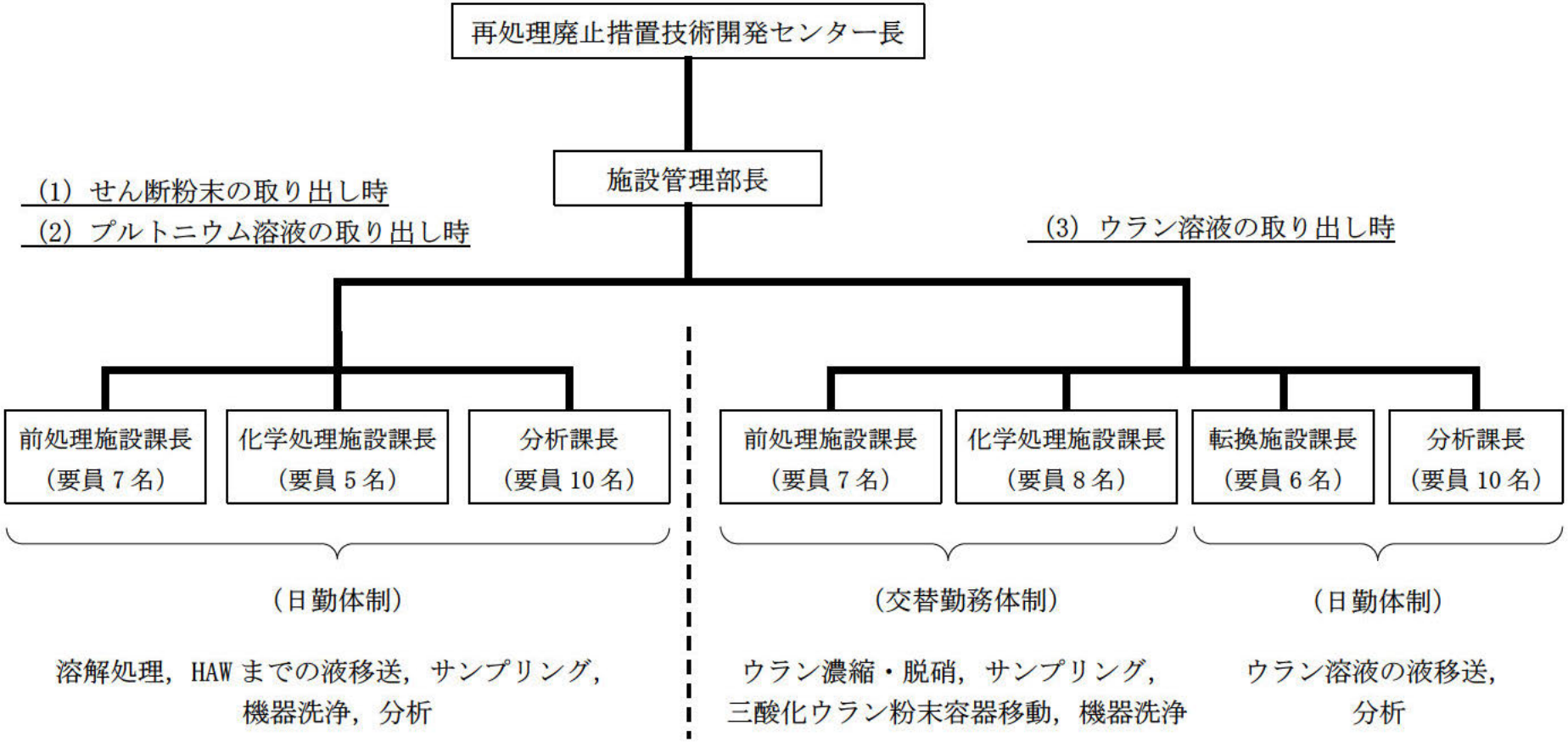
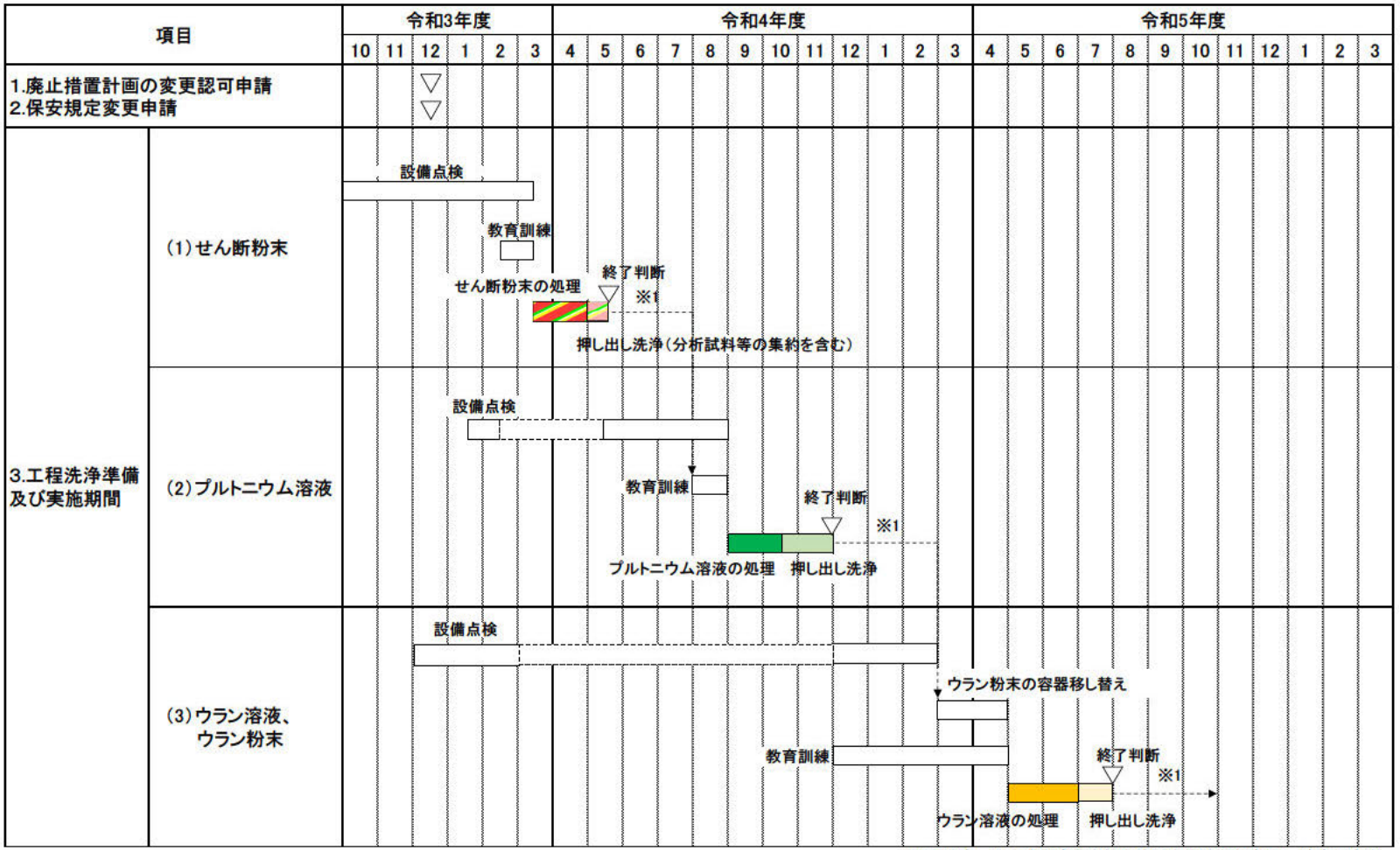



図-2　回収可能核燃料物質の取り出しに係る体制

表-2　廃止措置計画の変更認可申請及び工程洗浄の実施時期（案）




TVFの運転、PIT、定期事業者検査等の実施時期を踏まえ、適宜見直す。

※1 工程洗浄終了の判断基準に到達しない場合には，それまでの取り出し期間，廃液発生量及び洗浄効果の傾向を踏まえて，再度，工程洗浄を行うか，系統除染により除染するかを再処理廃止措置技術開発センター長が判断する。

別紙目次

別紙1 回収可能核燃料物質の取り出し方

別紙2 工程洗浄終了の判断基準等について

別紙3 長期停止による想定不具合及び点検項目について

別紙4 工程洗浄において環境へ放出される放射性廃棄物及び放出に対する取り組みについて

別紙5 工程洗浄時の施設の安全性

別紙6 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽への影響

別紙7 ガラス固化体への影響評価

別紙１

# 回収可能核燃料物質の取り出し方法

1. 概要

東海再処理施設は廃止措置段階であり，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り出しに合わせて，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り出しについても行う。工程洗浄の方法に係る廃止措置計画の変更認可申請書には，「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所（再処理施設）の廃止措置計画の認可の審査に関する考え方」に基づき，回収可能核燃料物質を再処理設備本体等から取り出す具体的な方法について示す。

2. 工程洗浄の方針

工程洗浄は，以下の基本的な考え方に基づき，早期にリスク低減を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，安定化に必要な最小限のものとする。

○既存の設備・機器を使用し，設備の新規設置や改造は極力行わない。

○送液経路は，安全性（臨界安全や誤操作による影響等）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毎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，分離した高放射性廃液を取扱う機器には微量の核燃料物質を含んだ廃液を保有しているが，この廃液は高放射性廃液として分離した廃液に由来するものであり回収可能核燃料物質ではないこと，また，これを回収するためには，使用済燃料の不溶解性残渣による送液装置の詰ま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 月にかけ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）の除染保守セル内にて保管している。

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り組みとして，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 月にかけてプル

トニウム転換技術開発施設（PCDF）においてMOX粉末化（固化安定化）を実施した。現在保有する低濃度のプルトニウム溶液（　　）は，分離精製工場（MP）のプルトニウム製品貯槽の送液残液（　　）及び希釈槽の溶液（　　）である。

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（ウラン製品化前）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シード用のウラン粉末（　　）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，調整工程及び抽出（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り出し方法

(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30 kg以下であることを確認する。重量を測定したせん断粉末は，濃縮ウラン溶解槽装荷セル（R131）において，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直接装荷し，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，溶解槽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）へ送り，パルスフィルタ（243F16）を通し，固体粒子類を分離したのち，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），高放射性廃液中間貯槽（252V14）を経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）を経由して高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液し，貯蔵する。なお，抽出器（252R11）は溶解液の送液経路として使用し，高放射性廃液蒸発缶（271E20）においては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機器の送液残液の押し出し洗浄を行い，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。押し出し洗浄の効果は，調整槽（251V10）において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す。被覆管片等は，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し，プルトニウム溶液の混合に用いる（参考図-2-3，2-3 参照)。

中間貯槽（276V12-V15）においては，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入れ，プルトニウム溶液とウラン溶液を混合する。ウラン溶液とプルトニウム溶液の混合において，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）においては,蒸発濃縮を行わずに,プルトニウム溶液及びウラン溶液の混合液を計量し,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-2-4，2-5 参照)。

低濃度のプルトニウム溶液を送液した後，プルトニウム製品貯槽（267V10～V16），希釈槽（266V13）及び関連機器で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）について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）から低濃度のプルトニウム溶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。押し出し洗浄の効果は，各貯槽において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）において，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においては，スチームジェットでの送液におけ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の発生を防止するため,ウラン溶

液との混合を行う。

※2　新型転換炉原型使用済燃料の混合酸化物タイプB燃料における溶解液の分析値

(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。ウラン溶液の払い出し後，硝酸ウラニル貯槽（P11V14）の押し出し洗浄を行う。押し出し洗浄は，硝酸ウラニル受入計量槽（P11V13）に供給した硝酸を硝酸ウラニル貯槽（P11V14）に送液して行い，押し出し洗浄液は，硝酸ウラニル貯槽（P11V14）において核燃料物質濃度を分析し，洗浄の効果を確認した後，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(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，ウラン濃度を確認した後，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した後,低放射性廃液として取り扱えないものはウラン溶液の送液と同様にUNH貯槽（263V32）へ送液する。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。それら以外は，ウラン脱硝施設（DN）のUNH受槽（263V30又はV31）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）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した後，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した後，低放射性廃液として取り扱えないものはウラン溶液の送液と同様にUNH貯槽（263V32）へ送液する。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。それら以外は，ウラン脱硝施設(DN)のUNH受槽(263V30又はV31）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UO3受槽（264V438）を経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（3UO3）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シードとして供給し，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（3UO3）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）に純水を供給後，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）において核燃料物質濃度を分析し，洗浄の効果を確認後，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，核燃料物質濃度を分析し，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，核燃料物質濃度を分析し，洗浄の効果を確認後，UNH貯槽（263V32）へ送液する（参考図-3-4-5参照）。

UNH貯槽（263V32）の洗浄は，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，核燃料物質濃度を分析し，洗浄の効果を確認後，分離精製工場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扱う機器については，ほとんどの機器が洗浄する設計ではなく，系統除染又は機器解体等の時期に，機器に付着しているウラン粉末を低放射性固体廃棄物として処理することを考えていることから，機器内のウラン粉末を通常操作により回収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，工程洗浄前までに竜巻対策として一時貯槽（263V51～V58）へ移送するため，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，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）で核燃料物質濃度を分析し，洗浄の効果を確認した後，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 分離第二抽出工程及びウラン精製工程の中間貯槽（255V12，261V12）（参考図-4-1参

照）

中間貯槽（255V12，261V12）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）へ送り，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），プルトニウム精製第2抽出器（265R22）（参考図-4-2参照）

プルトニウム精製サイクル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，各抽出器において核燃料物質濃度を分析し，洗浄の効果を確認した後，低濃度のプルトニウム溶液の取り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，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。

④ 分析所（参考図-4-4参照）

分析所（CB）の分析試料等は，中間貯槽（108V10，108V11）へ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（108V10，108V11）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

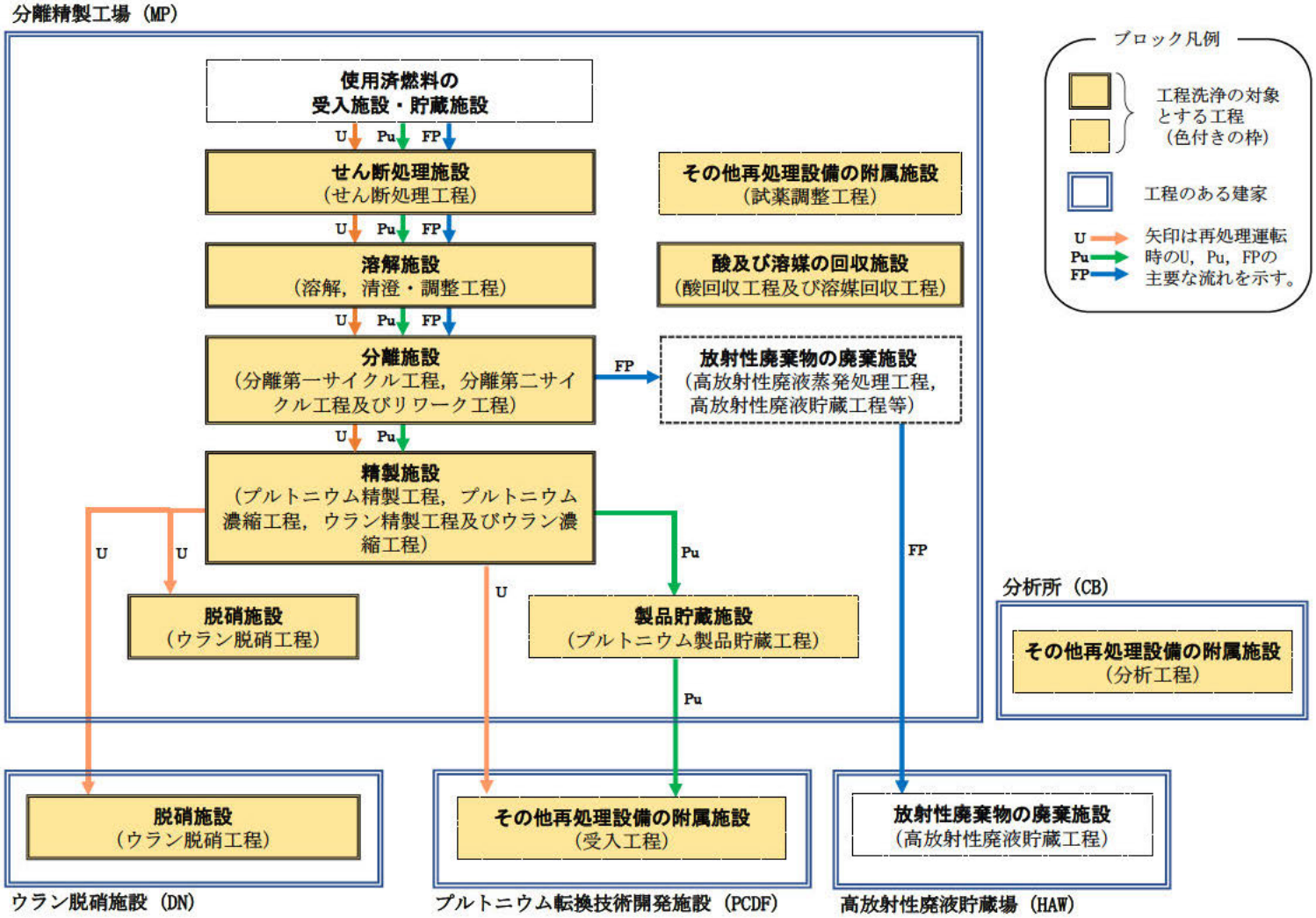
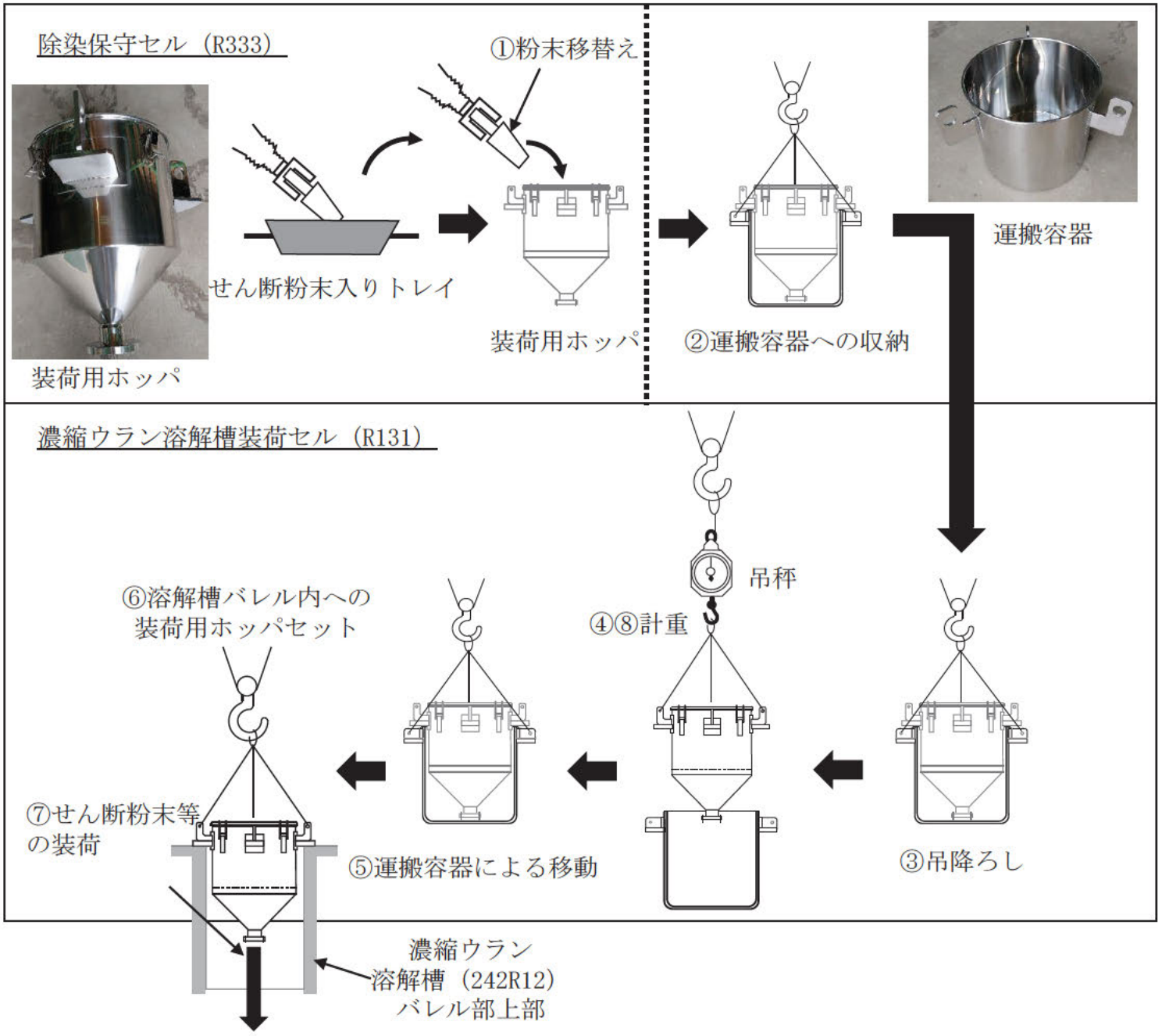



図-1 回収可能核燃料物質を保有する施設（工程洗浄の対象範囲）

**表-1 回収可能核燃料物質を保有する機器**

| 建家 | 施設区分<br>(*再処理設備本体) | 工程 | 機器名称 | 機器番号 | 工程名 | 物質の状態 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| MP | せん断処理施設* | せん断<br>処理工程 | 除染保守セル | R333 | せん断 | 使用済燃料<br>せん断粉末 |
| | 溶解施設* | 溶解工程 | 洗浄液受槽 | 242V13 | 溶解<br>清澄・調整 | 洗浄液 |
| | | 清澄工程 | 溶解槽溶液受槽 | 243V10 | | |
| | | | パルスフィルタ | 243F16, F16A | | |
| | 分離施設* | 分離第2<br>サイクル工程 | 中間貯槽 | 255V12 | 抽出<br>(酸回収, リワーク等を含む) | 洗浄液 |
| | | ウラン<br>精製工程 | 中間貯槽 | 261V12 | | |
| | 精製施設* | プルトニウム<br>精製工程 | プルトニウム<br>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<br>溶液受槽 | 276V20 | | |
| | 精製施設* | プルトニウム<br>濃縮工程 | 希釈槽 | 266V13 | Pu 濃縮 | 洗浄液 |
| | 製品貯蔵施設 | プルトニウム<br>製品貯蔵工程 | プルトニウム<br>製品貯槽 | 267V10～V16 | Pu 製品貯蔵 | プルトニウム溶液 |
| | 精製施設* | ウラン溶液<br>濃縮工程 | 中間貯槽 | 263V10 | U 溶液濃縮・<br>試薬調整 | 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<br>脱硝工程 | 三酸化ウラン<br>循環容器 | FRP-5, 6, 10 | U 脱硝 | ウラン粉末 |
| DN | 脱硝施設* | ウラン<br>脱硝工程 | UNH 貯槽 | 263V32 | U 濃縮・脱硝 | 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<br>貯槽 | P11V14 | 受入・混合 | 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 |
| | | | 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



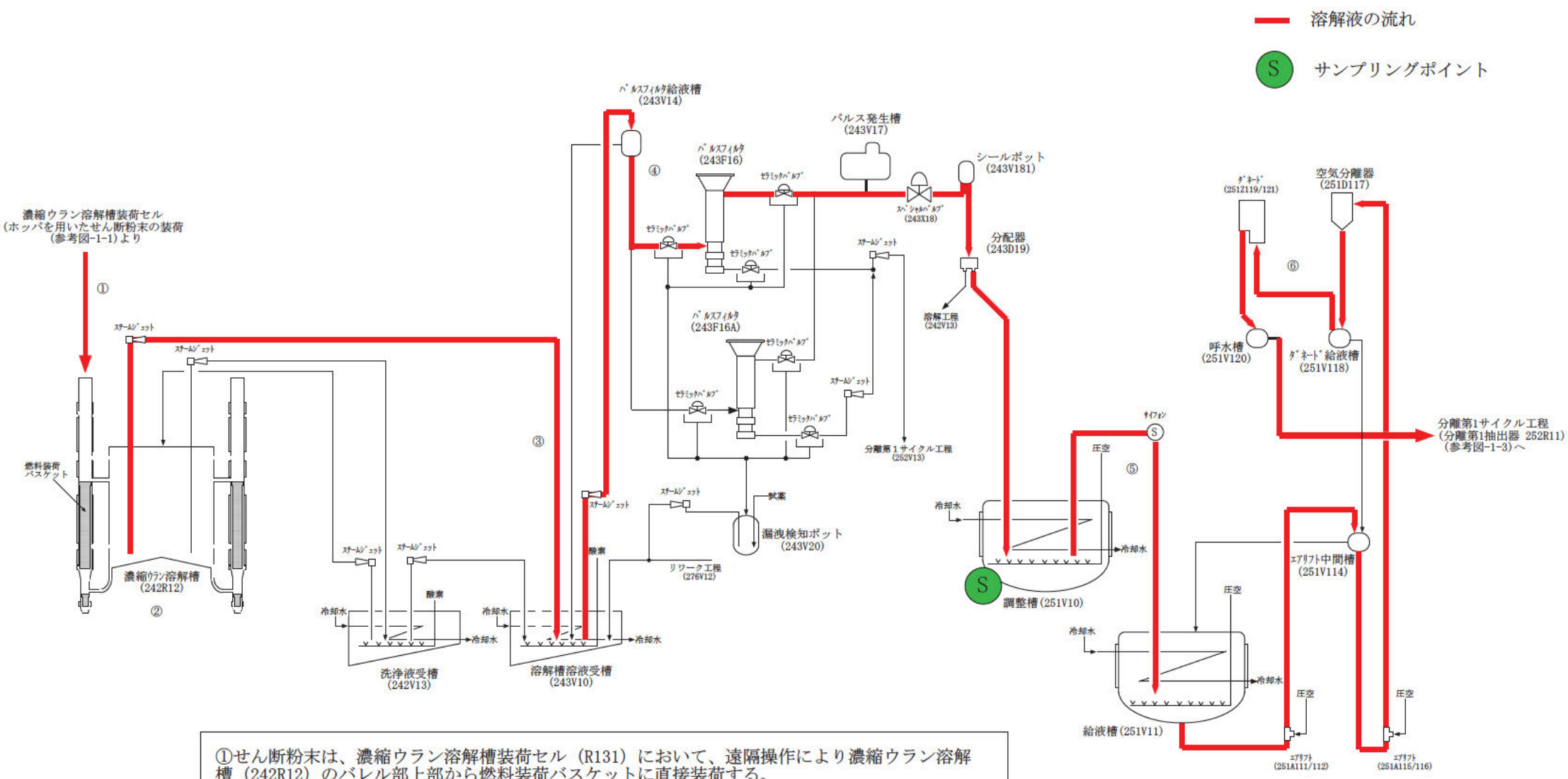

回収せん断粉末の装荷フロー

① 装荷の準備作業として、除染保守セル（R333）に保管しているトレイから回収せん断粉末を装荷用ホッパに移し替える（移し替えの際には必要に応じて塵埃のふるい掛けを実施し、装荷用ホッパ（2基）で保管する）。
② 装荷用ホッパを運搬容器へ収納する。
③ 運搬容器をR333から濃縮ウラン溶解槽装荷セル（R131）へ移動する（移動中はガラス窓からの目視又はセル内カメラにて査察官による確認が可能）。
④ 装荷用ホッパ（回収せん断粉末を含む。）の質量を吊秤で計測し、溶解1回当たりのせん断粉末装荷量が30 kg以下であることを確認し、装荷用ホッパを運搬容器へ収納する。
⑤ 運搬容器（装荷用ホッパ）を濃縮ウラン溶解槽のバレル部近傍へ移動する。
⑥ 装荷用ホッパを濃縮ウラン溶解槽のバレル部上部へセットする。
⑦ 回収せん断粉末等を濃縮ウラン溶解槽への装荷する（セル内カメラにより装荷状況及び漏斗内にせん断粉末のないことを確認する）。
⑧ 装荷後の装荷用ホッパの質量を計測する。

※本操作を10回繰り返す。

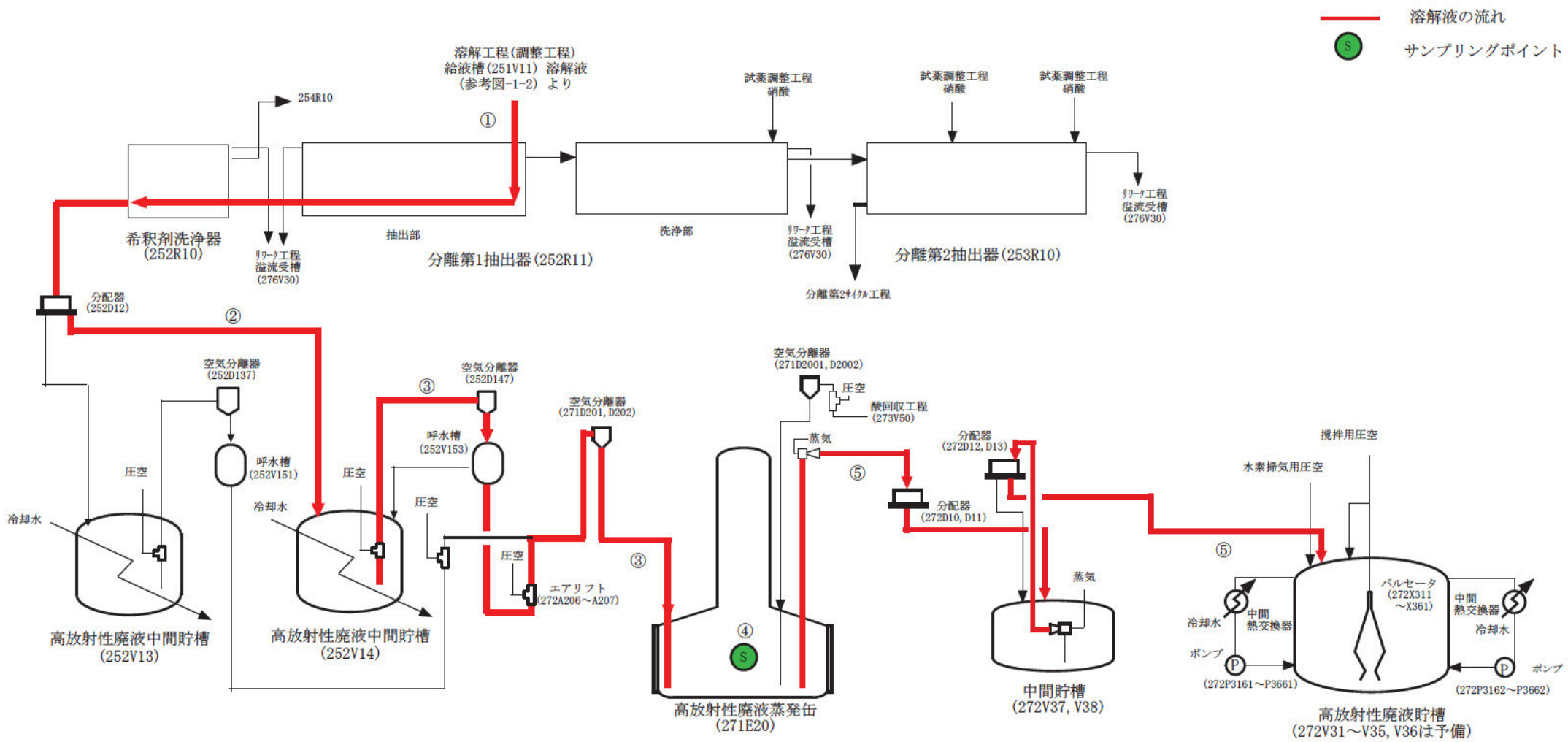


参考図-1-1 ホッパを用いたせん断粉末の濃縮ウラン溶解槽への装荷




①せん断粉末は、濃縮ウラン溶解槽装荷セル（R131）において、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直接装荷する。
②蒸気により加熱しながら硝酸により溶解する。
③せん断粉末の溶解液を、溶解槽溶液受槽（243V10）へ移送する。
④パルスフィルタ（243F16）を通し、固体粒子類を分離した後に調整槽（251V10）へ送液する。
⑤調整槽（251V10）で計量分析を行い、給液槽（251V11）へ送液する。
⑥分離第1サイクル工程の受入準備が完了したら、ダネード（251Z119/121）にて分離第1サイクル工程（分離第1抽出器 252R11）へ給液する。

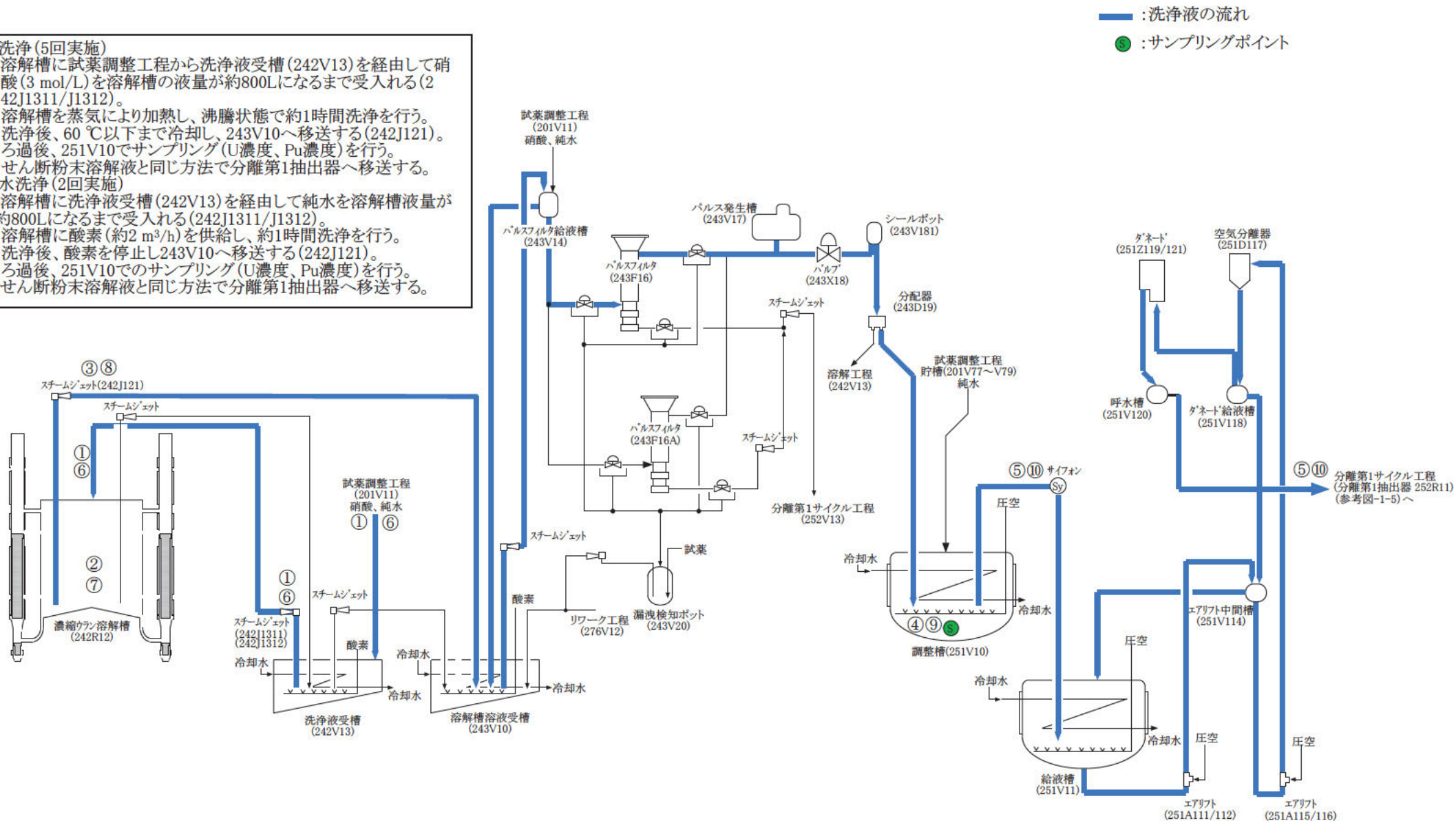
参考図-1-2　せん断粉末の溶解及び移送（溶解、清澄、調整工程）



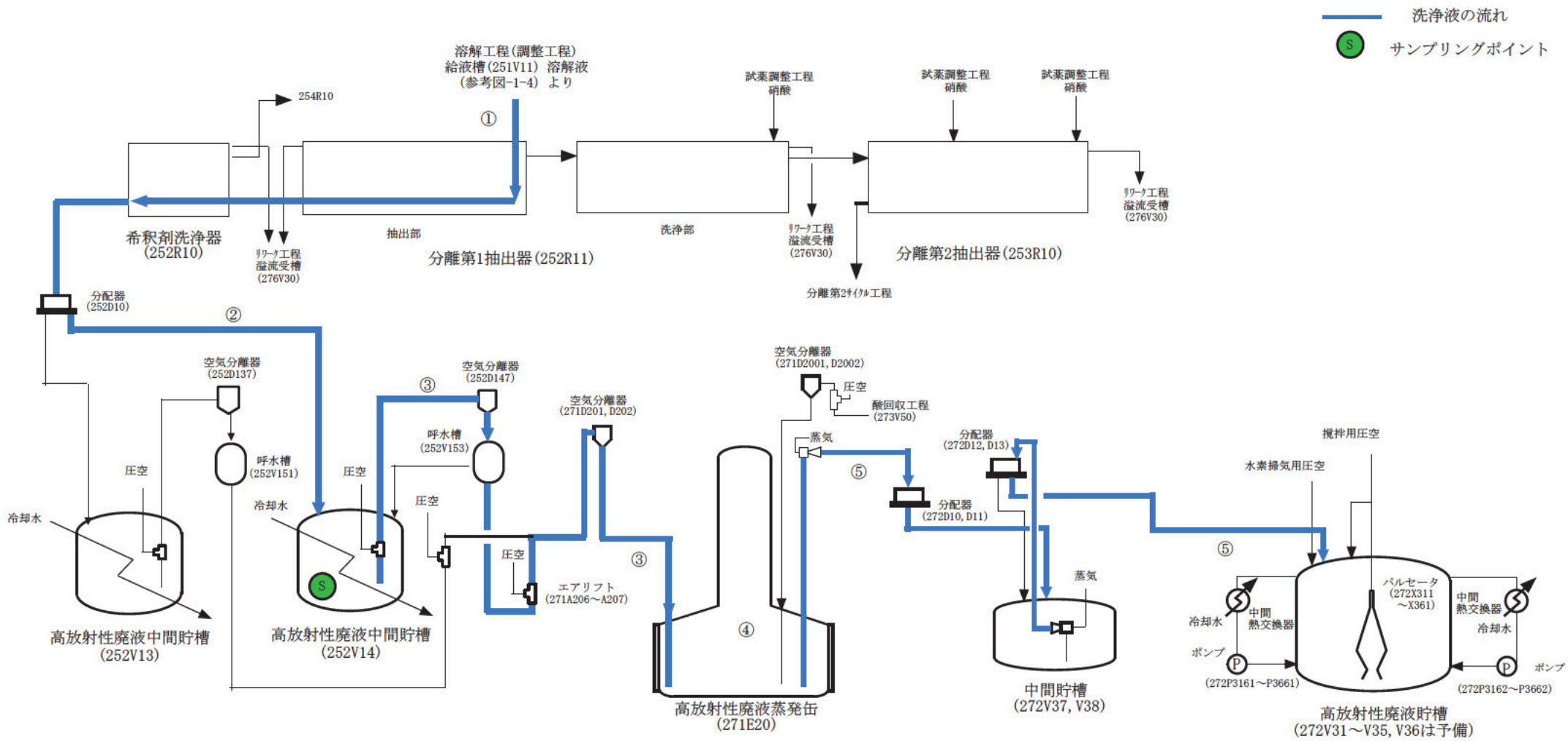

①希釈剤洗浄器（252R10）及び分離第1抽出器（252R11)抽出部のスターラ、FCを起動し、調整工程の給液槽（251V11）から分離第1抽出器（252R11)にせん断粉末溶解液を供給する。
②抽出器からせん断粉末溶解液を移動させ、連続的に高放射性廃液中間貯槽（252V14）へ排出する。
③せん断粉末の溶解液を高放射性廃液中間貯槽（252V14）から高放射性廃液濃縮工程(高放射性廃液蒸発缶 271E20)へ移送する。
④高放射性廃液蒸発缶（271E20）で溶解液のサンプリングを行う。
⑤高放射性廃液蒸発缶（271E20）の溶解液を高放射性廃液貯蔵場（HAW）の中間貯槽（272V38, 38）を経由し、高放射性廃液貯蔵貯槽（272V31～35）に送液し，貯蔵する。

参考図-1-3　せん断粉末溶解液の移送（分離第１サイクル、高放射性廃液濃縮、高放射性廃液貯蔵工程）

○酸洗浄(5回実施)
① 溶解槽に試薬調整工程から洗浄液受槽(242V13)を経由して硝酸(3 mol/L)を溶解槽の液量が約800Lになるまで受入れる(242J1311/J1312)。
② 溶解槽を蒸気により加熱し、沸騰状態で約1時間洗浄を行う。
③ 洗浄後、60 ℃以下まで冷却し、243V10へ移送する(242J121)。
④ ろ過後、251V10でサンプリング(U濃度、Pu濃度)を行う。
⑤ せん断粉末溶解液と同じ方法で分離第1抽出器へ移送する。
○純水洗浄(2回実施)
⑥ 溶解槽に洗浄液受槽(242V13)を経由して純水を溶解槽液量が約800Lになるまで受入れる(242J1311/J1312)。
⑦ 溶解槽に酸素(約2 m³/h)を供給し、約1時間洗浄を行う。
⑧ 洗浄後、酸素を停止し243V10へ移送する(242J121)。
⑨ ろ過後、251V10でのサンプリング(U濃度、Pu濃度)を行う。
⑩ せん断粉末溶解液と同じ方法で分離第1抽出器へ移送する。

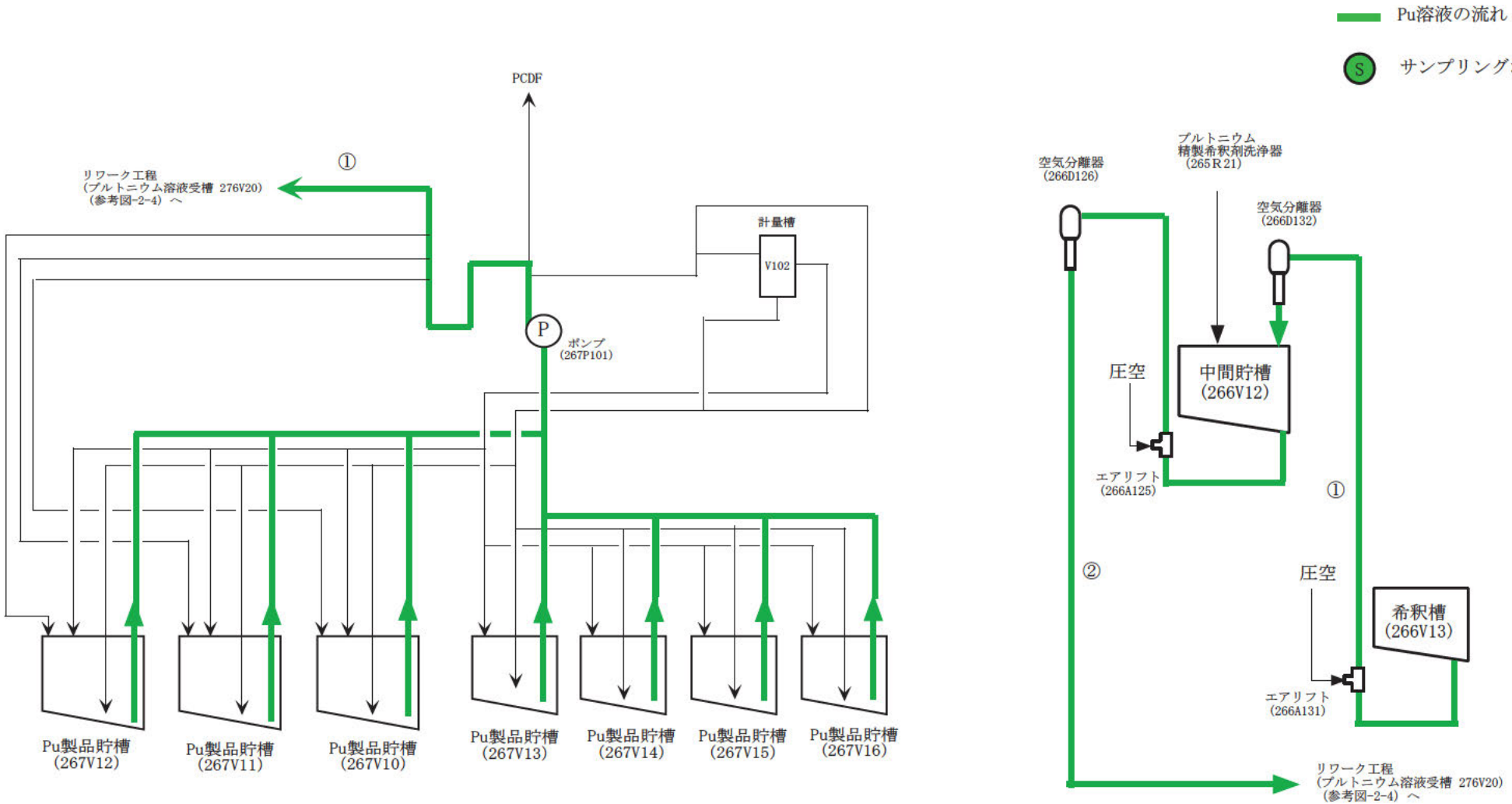



参考図-1-4 せん断粉末の溶解液の集約に用いた系統の押出し洗浄
(せん断粉末の溶解液の送液系統(溶解, 清澄・調整工程))




①希釈剤洗浄器（252R10）及び分離第1抽出器（252R11)抽出部のスターラ、FCを起動し、調整工程の給液槽（251V11）から分離第1抽出器（252R11)に洗浄液を供給する。
②抽出器から洗浄液を移動させ、連続的に高放射性廃液中間貯槽（252V14）へ排出する。
③高放射性廃液中間貯槽（252V14）において洗浄液のサンプリングを行い、洗浄効果を確認する。
④高放射性廃液中間貯槽（252V14）の洗浄液を高放射性廃液濃縮工程(高放射性廃液蒸発缶 271E20)へ移送する。
⑤高放射性廃液蒸発缶（271E20）の洗浄液を高放射性廃液貯蔵場（HAW）の中間貯槽（272V38, 38）を経由し、高放射性廃液貯槽(272V31～35）に送液し，貯蔵する。

参考図-1-5　せん断粉末の溶解液の集約に用いた系統の押出し洗浄
（分離第１サイクル、高放射性廃液濃縮、高放射性廃液貯蔵工程）



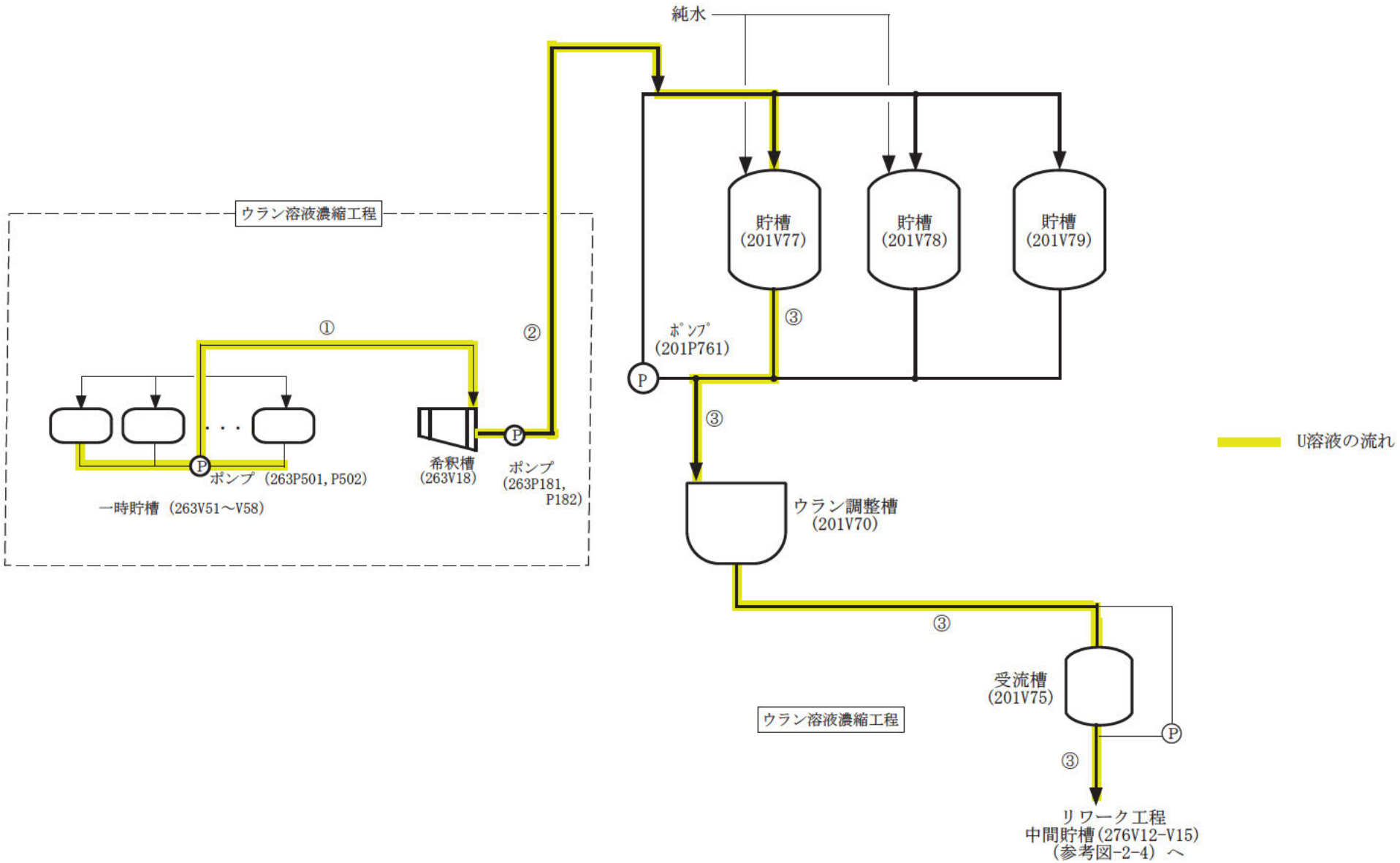

プルトニウム製品貯蔵工程

プルトニウム濃縮工程

①Pu製品貯槽（267V10～V16）のPu溶液をポンプ（267P101）にて
リワーク工程のプルトニウム溶液受槽（276V20）へ送液する。

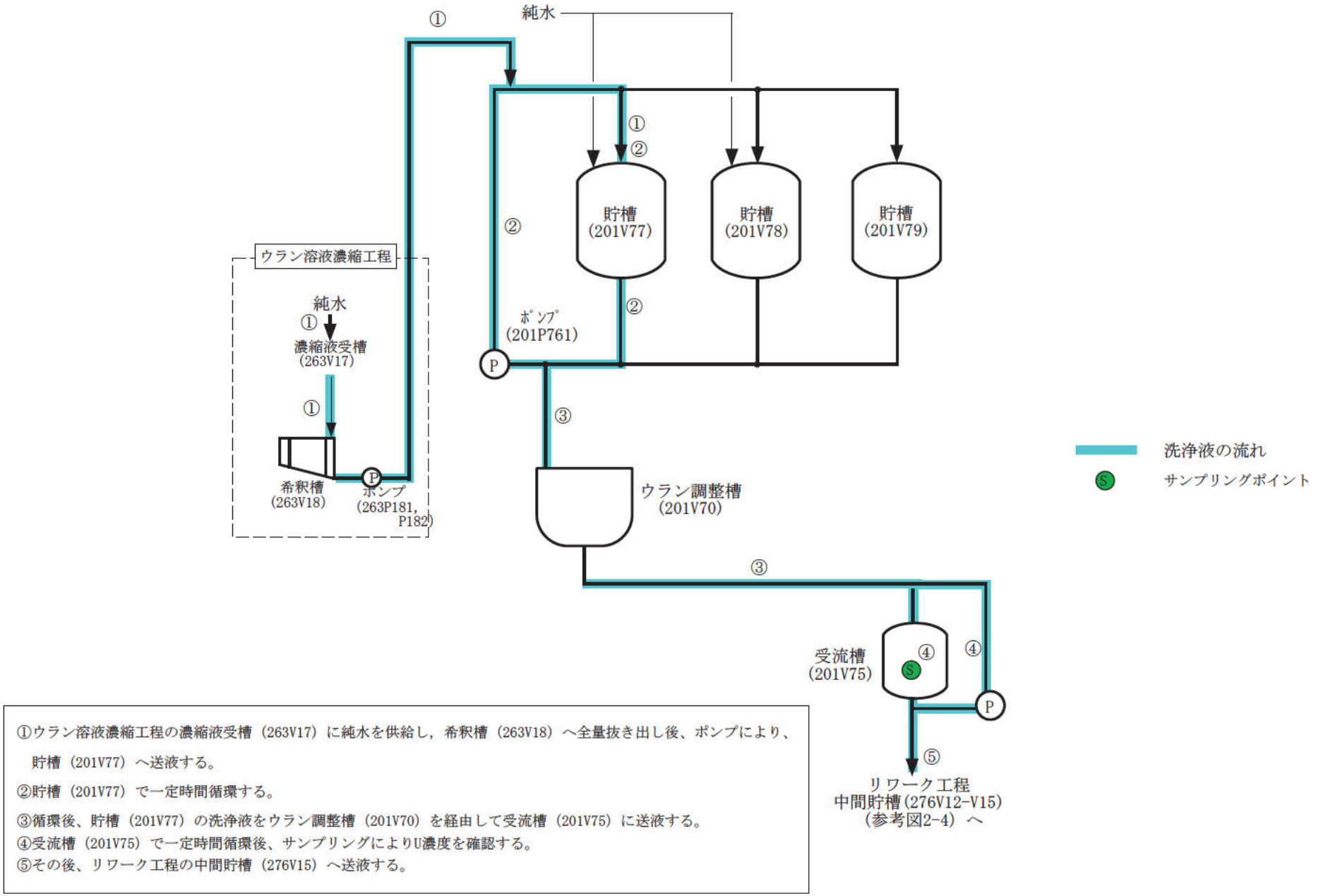
①希釈槽（266V13）のPu溶液をエアリフト（266A131）にて中間貯槽（266V12）
へ送液する。
②中間貯槽（266V12）のPu溶液をエアリフト（266A125）にてリワーク工程の
プルトニウム溶液受槽（276V20）へ送液する。

参考図-2-1　低濃度のPu溶液のリワーク工程（276V20）への移送（Pu製品貯蔵、Pu溶液濃縮工程）




①一時貯槽（263V51～V58）のU溶液のうち，一部を低濃度のPu溶液の混合用として必要量を希釈槽（263V18）に送液する。
②希釈槽（263V18）で液量確定後，ポンプより貯槽（201V77）にU溶液を送液する。
③貯槽（201V77）へ受入れたU溶液は，ウラン調整槽（201V70）及び受流槽（201V75）を経由して，リワーク工程の中間貯槽（276V12-V15）へ送液する。

参考図-2-2　低濃度のPu溶液と混合するU溶液の移送（ウラン溶液濃縮工程，試薬調整工程）




①ウラン溶液濃縮工程の濃縮液受槽（263V17）に純水を供給し，希釈槽（263V18）へ全量抜き出し後、ポンプにより、貯槽（201V77）へ送液する。

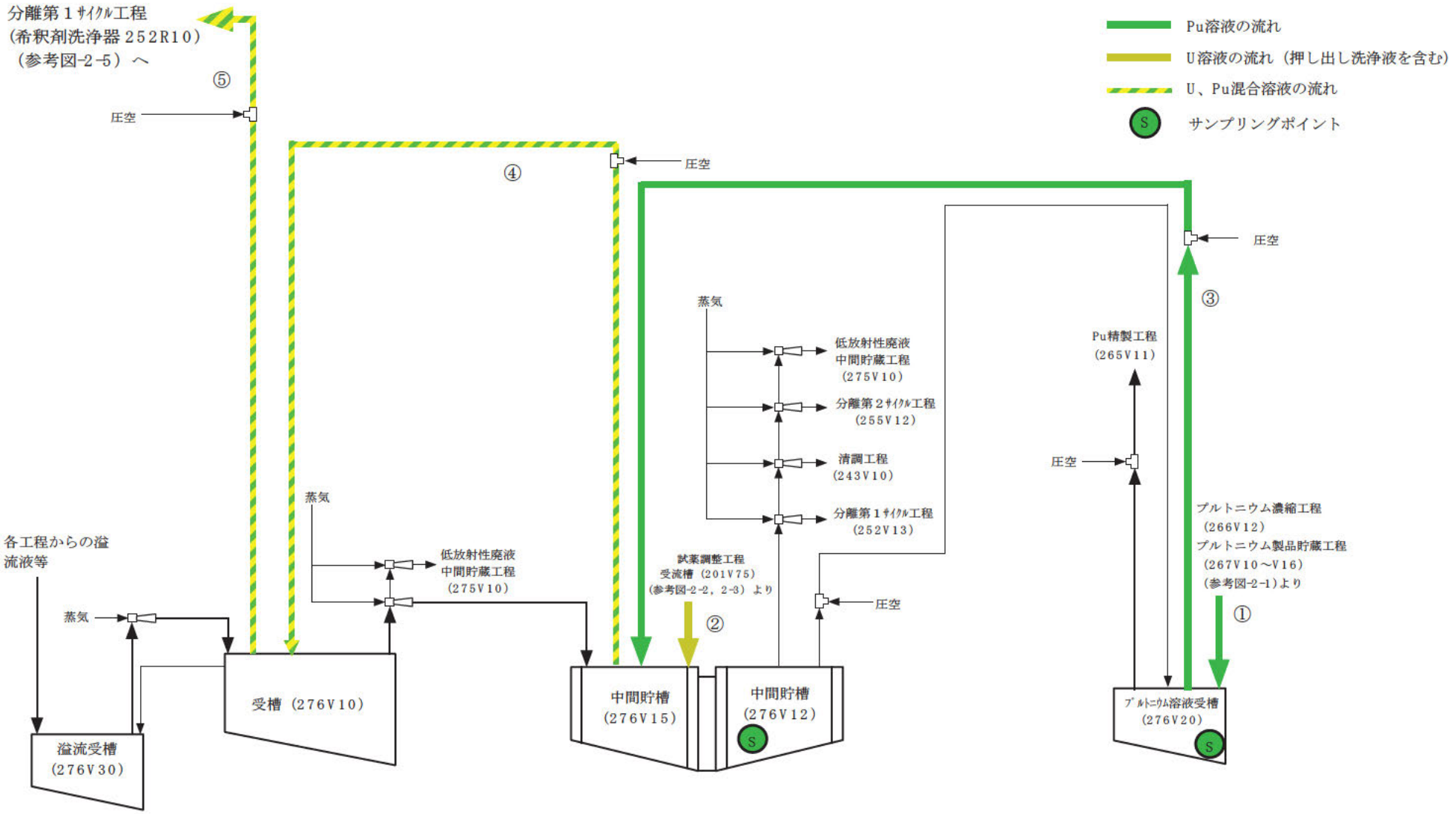
②貯槽（201V77）で一定時間循環する。

③循環後、貯槽（201V77）の洗浄液をウラン調整槽（201V70）を経由して受流槽（201V75）に送液する。

④受流槽（201V75）で一定時間循環後、サンプリングによりU濃度を確認する。

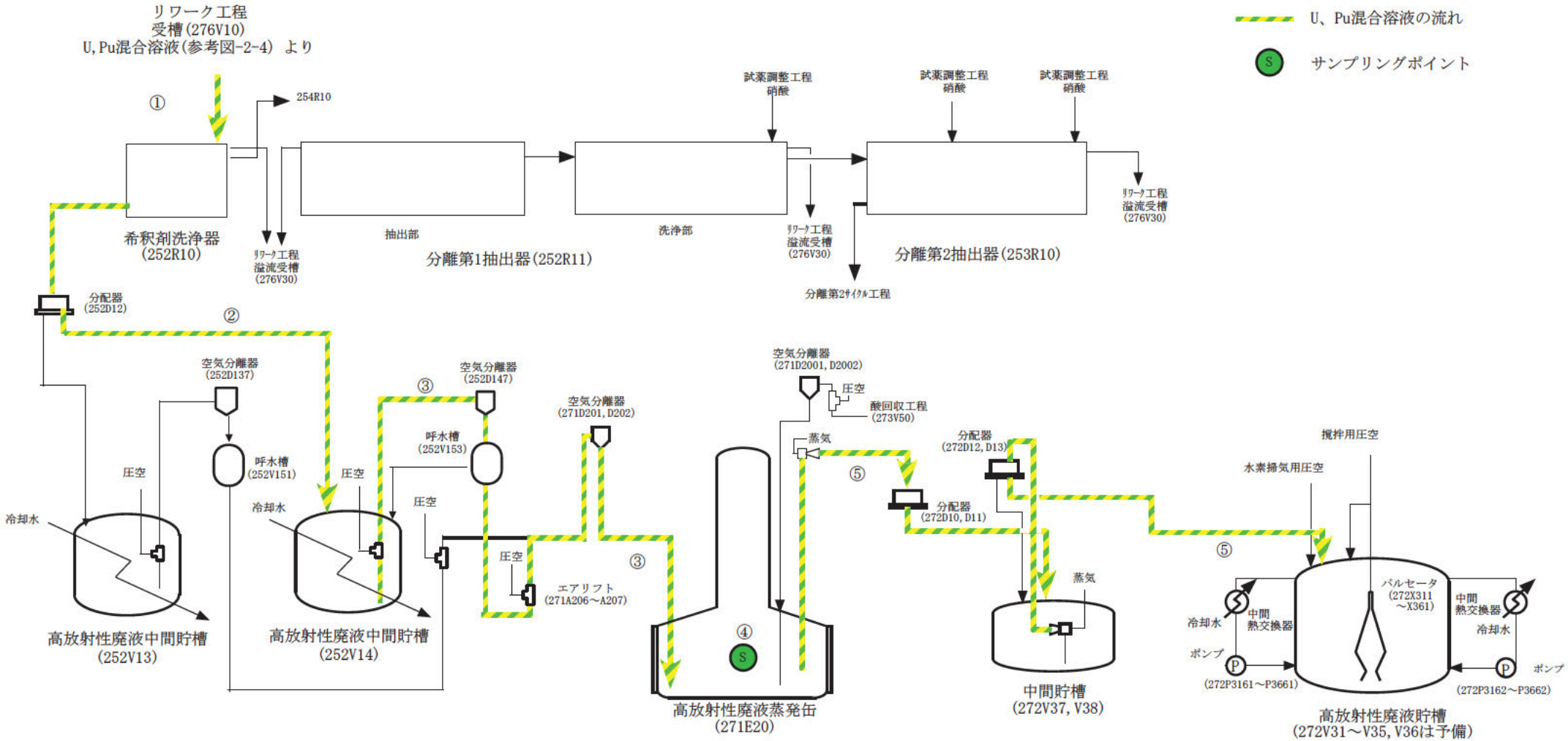
⑤その後、リワーク工程の中間貯槽（276V15）へ送液する。

参考図-2-3　低濃度のPu溶液と混合するU溶液の移送経路の押し出し洗浄（ウラン溶液濃縮工程，試薬調整工程）



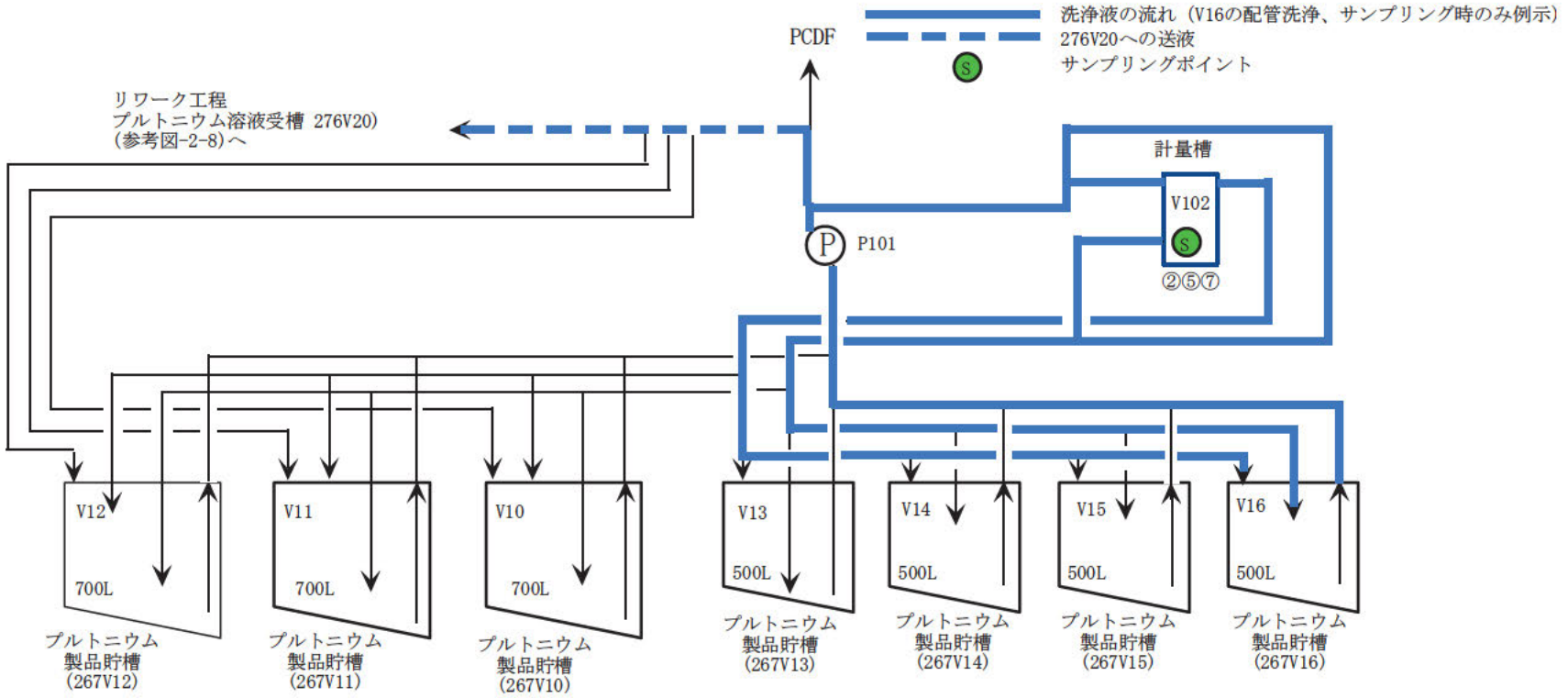

①プルトニウム溶液受槽（276V20）においてPu濃度の分析を行う。
②試薬調整工程（201V75）からU溶液（押し出し洗浄液含む）を中間貯槽(276V12.15）に受け入れ，U濃度の分析を行う。
③中間貯槽(276V12.15）でU溶液を保持した状態で，U/Pu比が70以上となるようにプルトニウム溶液受槽（276V20）から中間貯槽(276V12.15）にPu溶液を移送し混合する。
④中間貯槽(276V12.15）の分析を行い，U/Pu比が70以上あることを確認後，受槽（276V10）へエアリフトにてU,Pu混合溶液を移送する。
⑤受槽（276V10）から分離第1サイクル工程の希釈剤洗浄器（252R10）へエアリフトにてU,Pu混合溶液を給液する。

参考図-2-4　U溶液と低濃度のPu溶液の混合及び混合液の移送(リワーク工程)

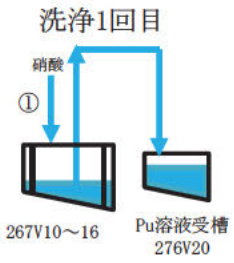


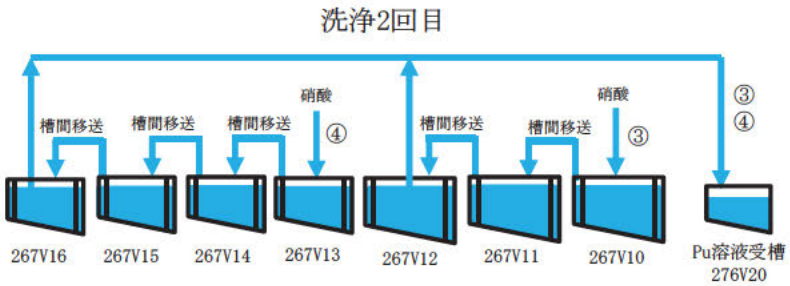

①希釈剤洗浄器（252R10）及び分離第1抽出器（252R11）抽出部のスターラ、FCを起動し、リワーク工程の受槽（276V10）から希釈剤洗浄器（252R10）にU,Pu混合溶液を送液する。
②U,Pu混合溶液を抽出器内を移動させ、連続的に高放射性廃液中間貯槽（252V14）へ排出する。
③高放射性廃液中間貯槽（252V14）のU,Pu混合溶液を高放射性廃液濃縮工程(高放射性廃液蒸発缶 271E20)へ移送する。
④高放射性廃液蒸発缶（271E20）でU,Pu混合溶液のサンプリングを行う。
⑤高放射性廃液蒸発缶（271E20）のU,Pu混合溶液を高放射性廃液貯蔵場（HAW）の中間貯槽（272V38,38）を経由し、高放射性廃液貯槽（272V31～35）に送液し，貯蔵する。

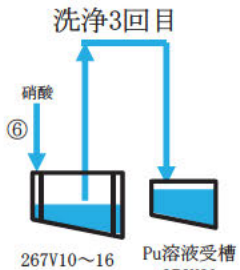
参考図-2-5　U、Pu混合溶液の移送（分離第１サイクル工程）




267V10～V16系統図



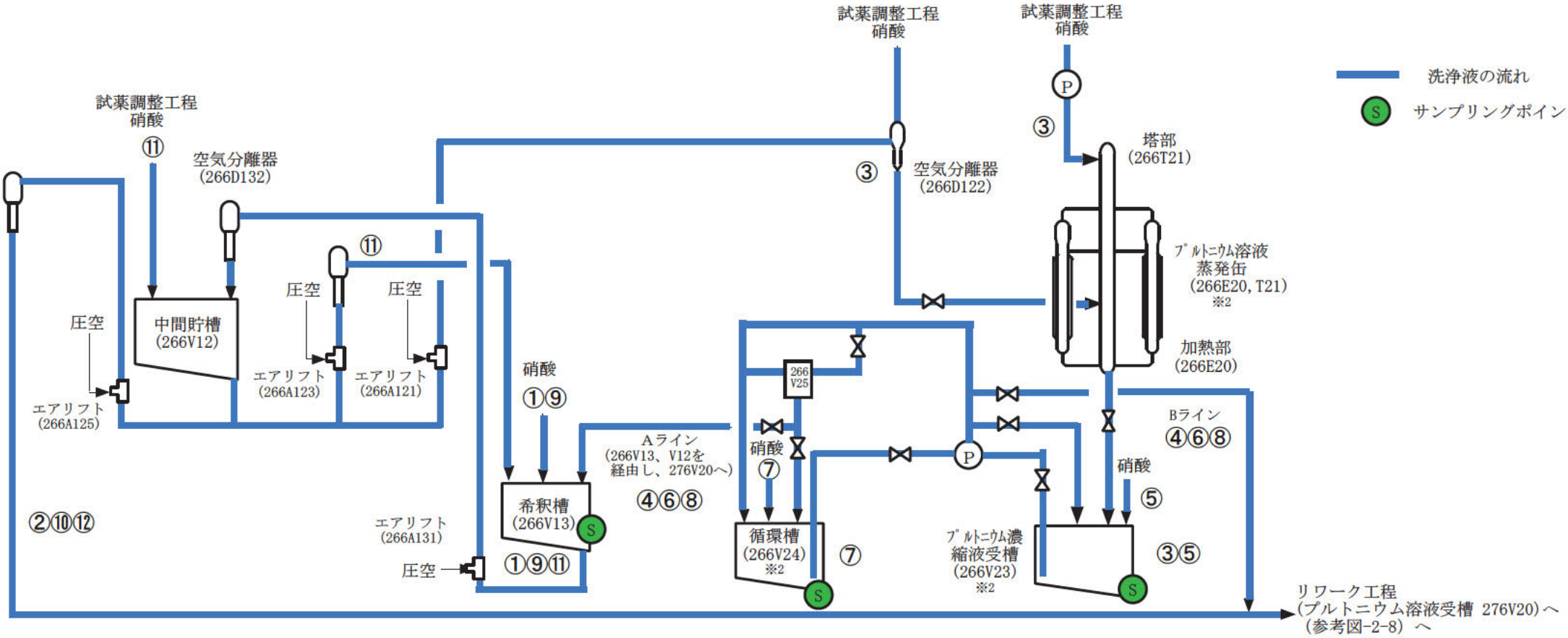




①プルトニウム製品貯槽（267V10～V16）にそれぞれ硝酸（約100 L）を供給し、配管を循環した後、リワーク工程のプルトニウム溶液貯槽（276V20）へ送液する。
②貯槽の配管循環時に、貯槽ごとに計量槽（V102）においてサンプリングを行い、洗浄効果を確認する。

③プルトニウム製品貯槽（267V10）に硝酸（約600 L）を供給し、配管洗浄ラインを使用して267V11, V12への槽間移送を行った上、リワーク工程のプルトニウム溶液貯槽（276V20）へ送液する。
④267V13に硝酸（約450 L）を供給し、配管洗浄ラインを使用して267V14, V15, V16への槽間移送を行った上、リワーク工程のプルトニウム溶液貯槽（276V20）へ送液する。
⑤貯槽の配管循環時に、貯槽ごとに計量槽（V102）においてサンプリングを行い、洗浄効果を確認する。

⑥プルトニウム製品貯槽（267V10～V16）にそれぞれ硝酸（100 L）を供給し、リワーク工程のプルトニウム溶液貯槽(276V20)へ送液する。
⑦貯槽の配管循環時に、貯槽ごとに計量槽（V102）においてサンプリングを行い、洗浄効果を確認する。

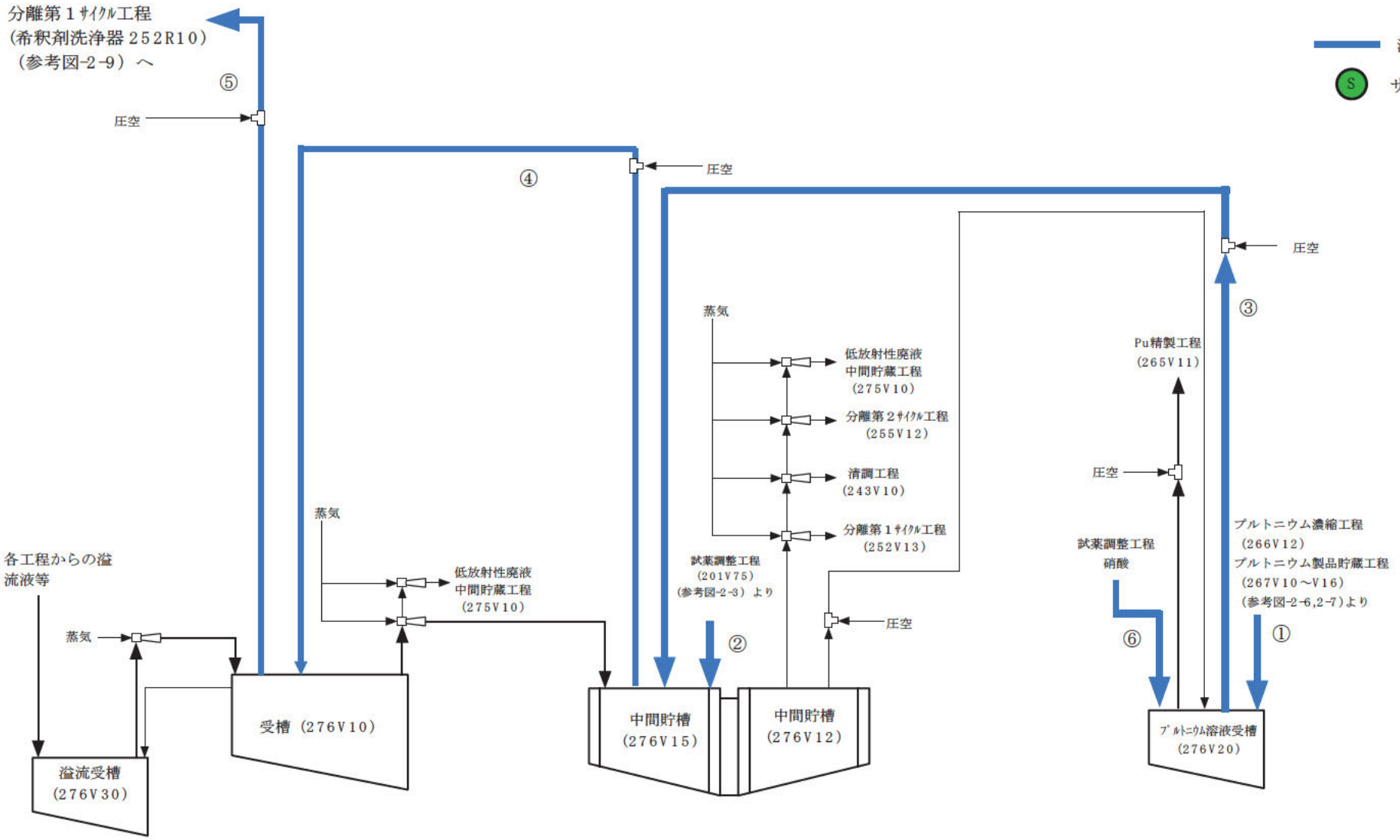
参考図-2-6　低濃度Pu溶液の集約の用いた系統の押出し洗浄
（Pu製品貯蔵工程の送液経路　Pu製品貯槽（267V10～V16）及び関連機器）




① 希釈槽（266V13）へ硝酸を供給し、希釈槽（266V13）において洗浄効果を確認する(洗浄は1回予定)。
② 希釈槽（266V13）の洗浄液は、中間貯槽（266V12）を経由し、Pu溶液受槽（276V20）へ送液する。
③ Pu溶液蒸発缶（266E20）へ硝酸を供給し、洗浄液をPu濃縮液受槽（266V23）へ送液し、洗浄効果を確認する(洗浄は2回予定)。
④ Pu濃縮液受槽（266V23）の洗浄液は、Pu溶液受槽（276V20）へ送液する※1。
⑤ Pu濃縮液受槽（266V23）へ硝酸を供給し、Pu濃縮液受槽（266V23）において、洗浄効果を確認する(洗浄は1回予定)。
⑥ Pu濃縮液受槽（266V23）の洗浄液は、Pu溶液受槽（276V20）へ送液する※1。
⑦ 循環槽（266V24）へ硝酸を供給し、循環槽（266V24）において、洗浄効果を確認する(洗浄は2回予定)。
⑧ 循環槽（266V24）の洗浄液は、Pu溶液受槽（276V20）へ送液する※1。
⑨ 希釈槽（266V13）へ硝酸を供給し、希釈槽（266V13）において、洗浄効果を確認する(洗浄は1回予定)。
⑩ 希釈槽（266V13）の洗浄液は、中間貯槽（266V12）を経由し、Pu溶液受槽（276V20）へ送液する。
⑪ 中間貯槽（266V12）へ硝酸を供給し、希釈槽（266V13）へ送液し、希釈槽（266V13）において、洗浄効果を確認する(洗浄は1回予定)。
⑫ 希釈槽（266V13）へ送液した洗浄液は、中間貯槽（266V12）を経由し、Pu溶液受槽（276V20）へ送液する。

※1 Pu溶液受槽（276V20）への送液は、Aライン又はBラインを使用する。
※2 高濃度のPu溶液を取り扱った系統

参考図-2-7 低濃度Pu溶液の集約の用いた系統の押出し洗浄
(Pu溶液濃縮工程の送液経路 希釈槽（266V13）及び関連系統)




①プルトニウム溶液受槽（276V20）のPu濃度の分析を行う。

②試薬調整工程（201V75）からU洗浄液を中間貯槽(276V12.15）に受け入れる。

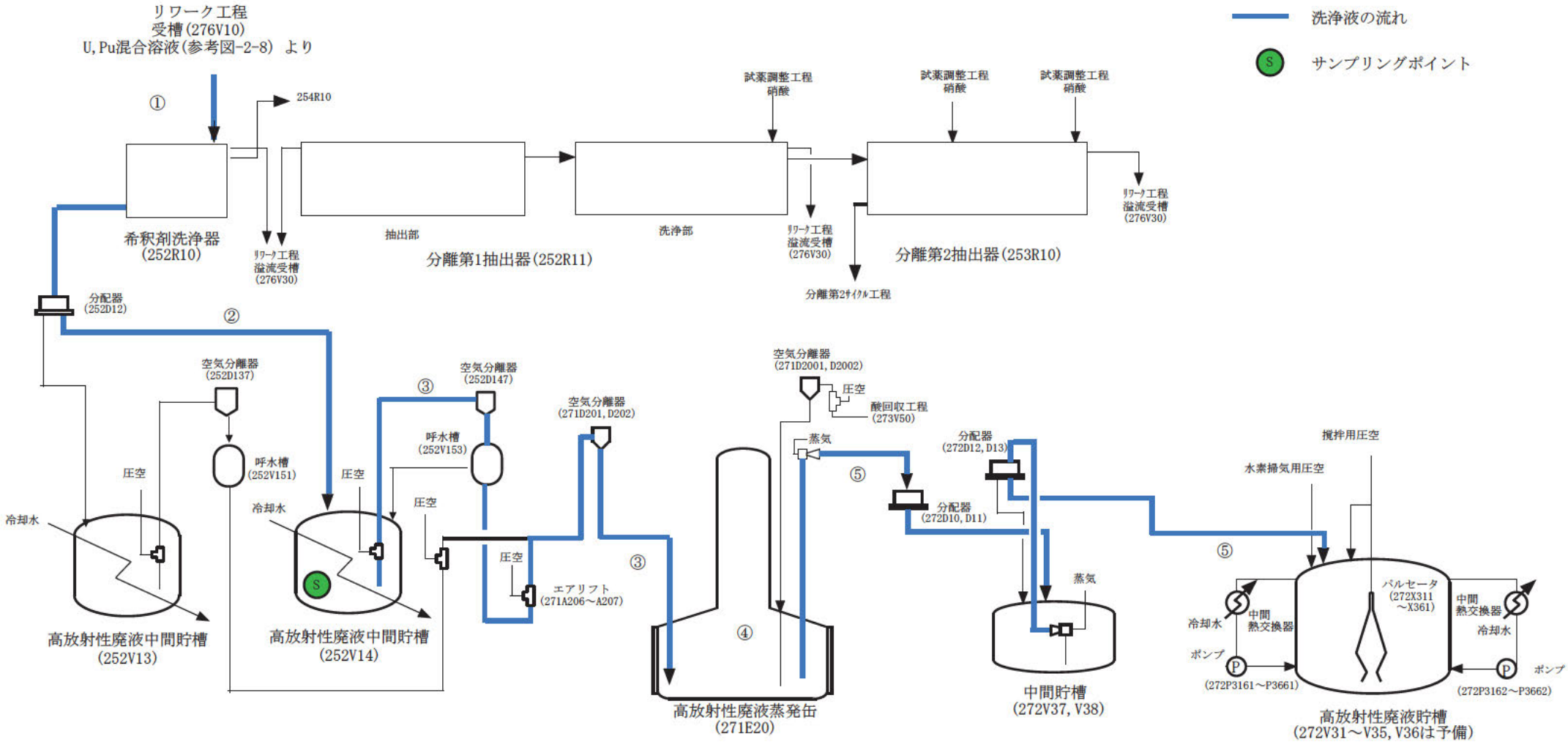
③プルトニウム溶液受槽（276V20）から中間貯槽(276V12.15）に洗浄液を移送する。

④中間貯槽(276V12.15）から受槽（276V10）へエアリフトにて洗浄液を移送する。

⑤受槽（276V10）から分離第1サイクル工程の希釈剤洗浄器（252R10）へ、エアリフトにて洗浄液を移送する。

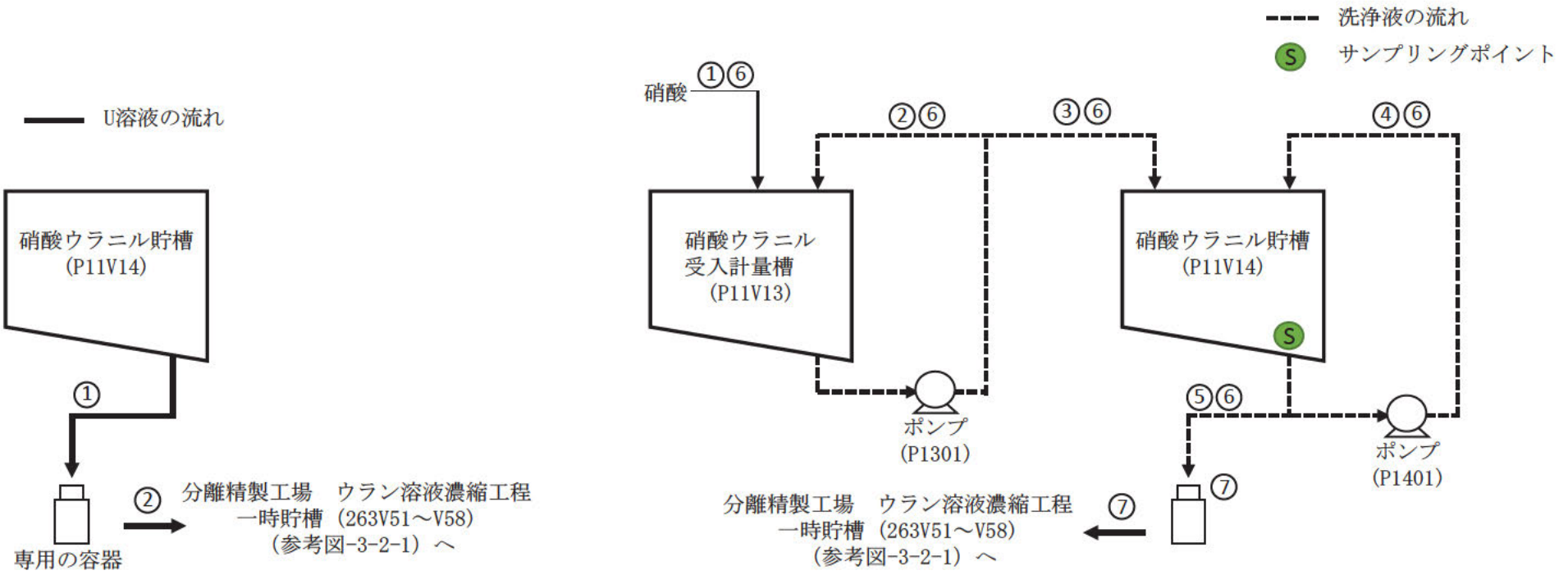
⑥プルトニウム溶液濃縮工程、プルトニウム製品貯蔵工程の洗浄が終了した後、必要に応じて、プルトニウム溶液受槽（276V20）へ硝酸を供給し、276V20から下流側機器の洗浄を行う。

参考図-2-8　低濃度Pu溶液の集約に用いた系統の押出し洗浄




①希釈剤洗浄器（252R10）及び分離第1抽出器（252R11）抽出部のスターラ、FCを起動し、リワーク工程の受槽（276V10）から希釈剤洗浄器（252R10）に洗浄液を送液する。
②洗浄液を抽出器内で移動させ、連続的に高放射性廃液中間貯槽（252V14）へ排出する。
③高放射性廃液中間貯槽（252V14）において、サンプリングを行い、洗浄効果を確認する。
④洗浄液を高放射性廃液蒸発缶（271E20）へ移送する。
⑤高放射性廃液蒸発缶（271E20）の洗浄液を高放射性廃液貯蔵場（HAW）の中間貯槽（272V38, 38）を経由し、高放射性廃液貯槽に送液し，貯蔵する。

参考図-2-9　低濃度Pu溶液の集約に用いた系統の押出し洗浄

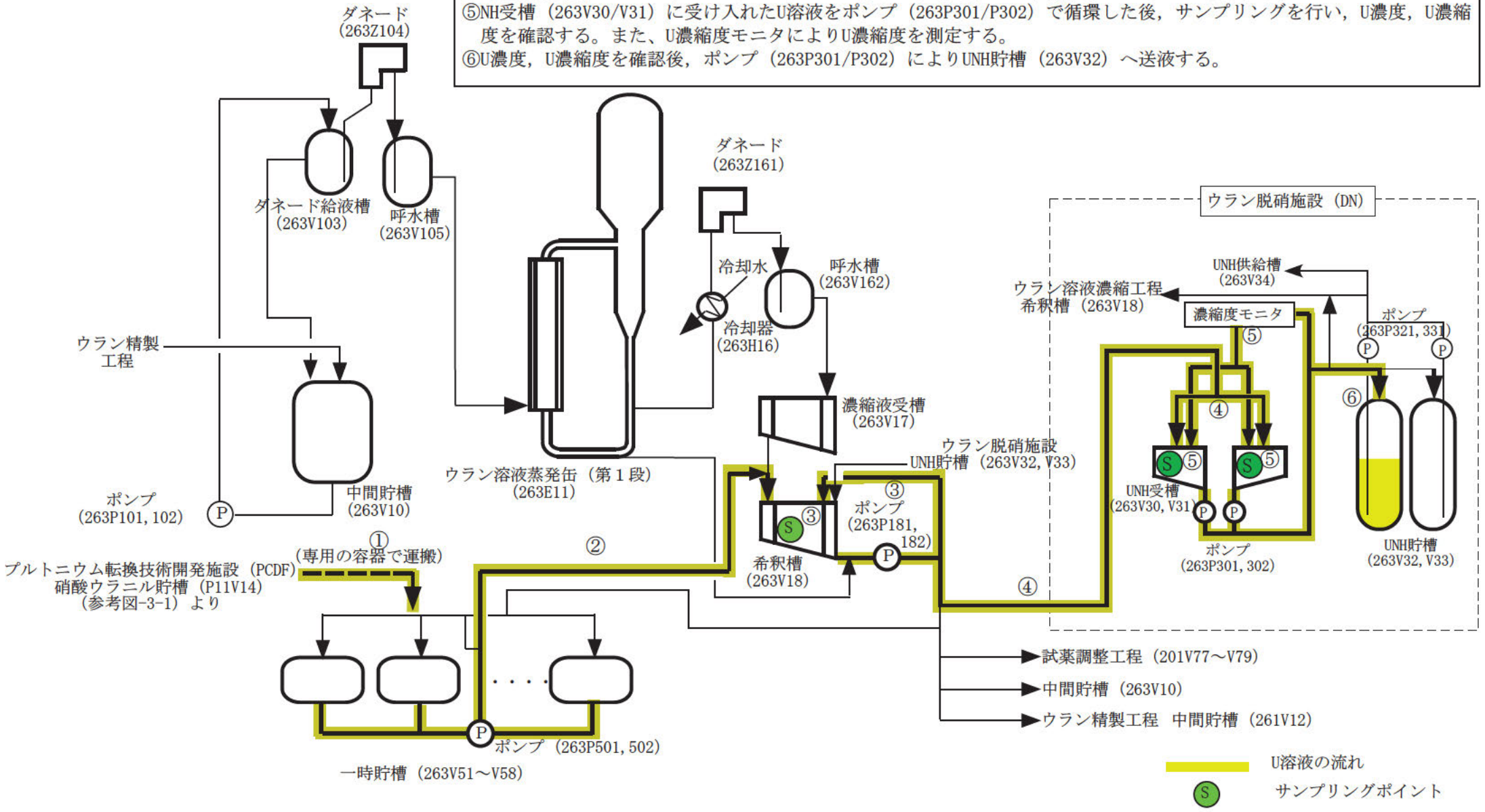



【硝酸ウラニル貯槽(P11V14)からU溶液の取り出し】
① 硝酸ウラニル貯槽(P11V14)のU溶液をドレンラインから専用の容器へ抜き出す。
② U溶液入りの専用容器を分離精製工場のウラン溶液濃縮工程の一時貯槽（263V51～V58）へ運搬する。

【硝酸ウラニル受入計量槽(P11V13)及び硝酸ウラニル貯槽(P11V14)の洗浄】
① 硝酸ウラニル受入計量槽(P11V13)に硝酸を供給する。
② ポンプ(P1301)を運転し洗浄を行う。
③ 洗浄液を硝酸ウラニル受入計量槽(P11V13)から硝酸ウラニル貯槽(P11V14)へ移送する。
④ ポンプ(P1401)を運転し洗浄を行う 。
⑤ 硝酸ウラニル貯槽(P11V14)から専用の容器へ洗浄液を抜き出す。
⑥ 硝酸ウラニル受入計量槽(P11V13)及び硝酸ウラニル貯槽(P11V14)の洗浄を3回行う。
⑦ 抜き出した洗浄液のサンプリングを行い，洗浄効果を確認したのち，洗浄液入りの専用容器を分離精製工場のウラン溶液濃縮工程の一時貯槽（263V51～V58）へ運搬する。

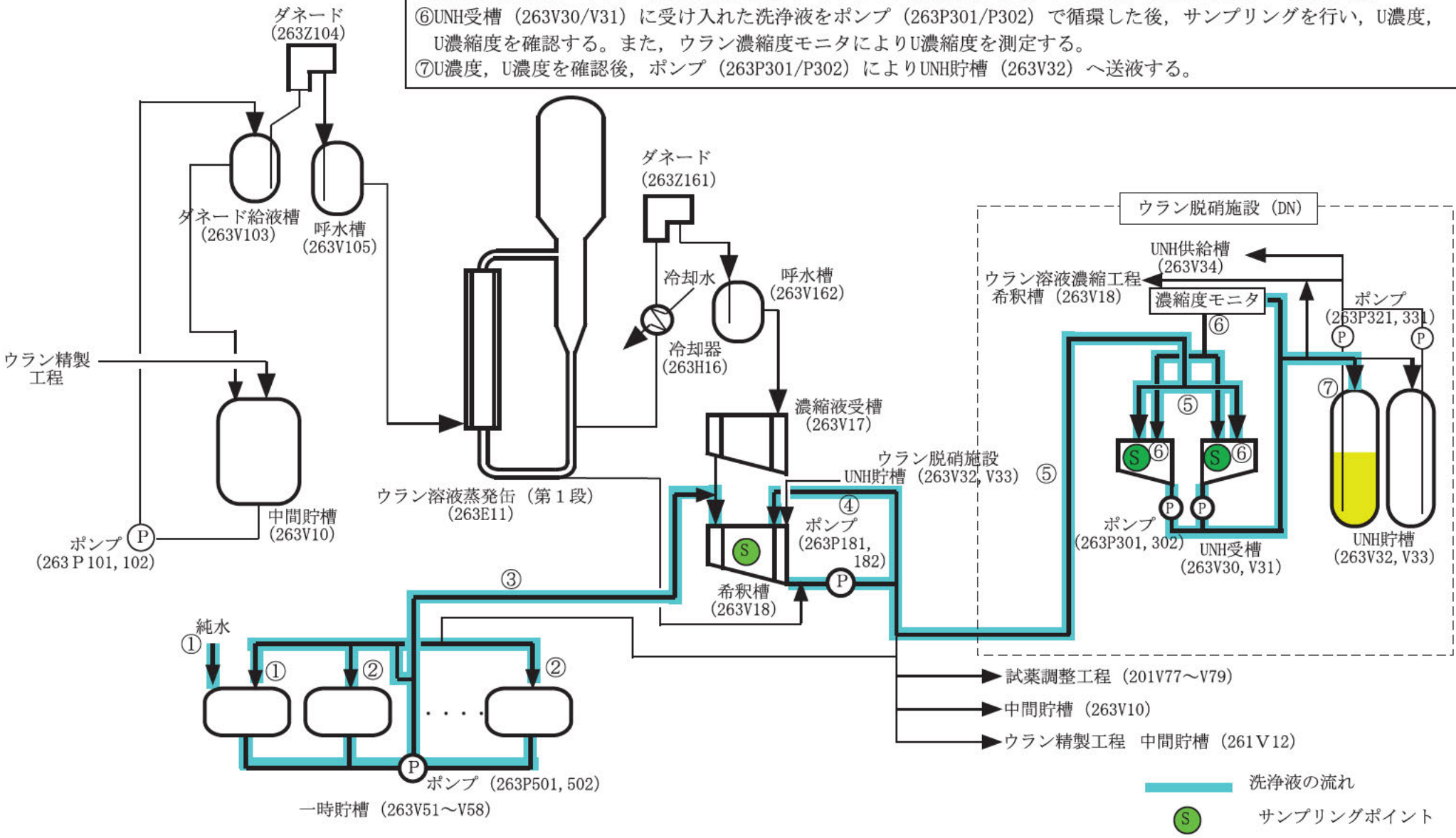
参考図-3-1　プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）のウラン溶液の取り出し

①プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）から，硝酸ウラニル貯槽（P11V14）のU溶液及び硝酸ウラニル受入計量槽（P11V13）硝酸ウラニル貯槽（P11V14）の洗浄液の入った専用の容器を運搬し，一時貯槽(263V51～V58)に受け入れる。
②一時貯槽（263V51～V58）のU溶液をポンプ（263P501/P502）により希釈槽（263V18）へ送液する。
③希釈槽（263V18）に受け入れたU溶液をポンプ（263P181/P182）で循環した後，サンプリングによりU濃度を確認する。
④U濃度確認後，ポンプ（263P181/P182）によりウラン脱硝施設のUNH貯槽（263V30/V31へ送液する。
⑤NH受槽（263V30/V31）に受け入れたU溶液をポンプ（263P301/P302）で循環した後，サンプリングを行い，U濃度，U濃縮度を確認する。また、U濃縮度モニタによりU濃縮度を測定する。
⑥U濃度，U濃縮度を確認後，ポンプ（263P301/P302）によりUNH貯槽（263V32）へ送液する。



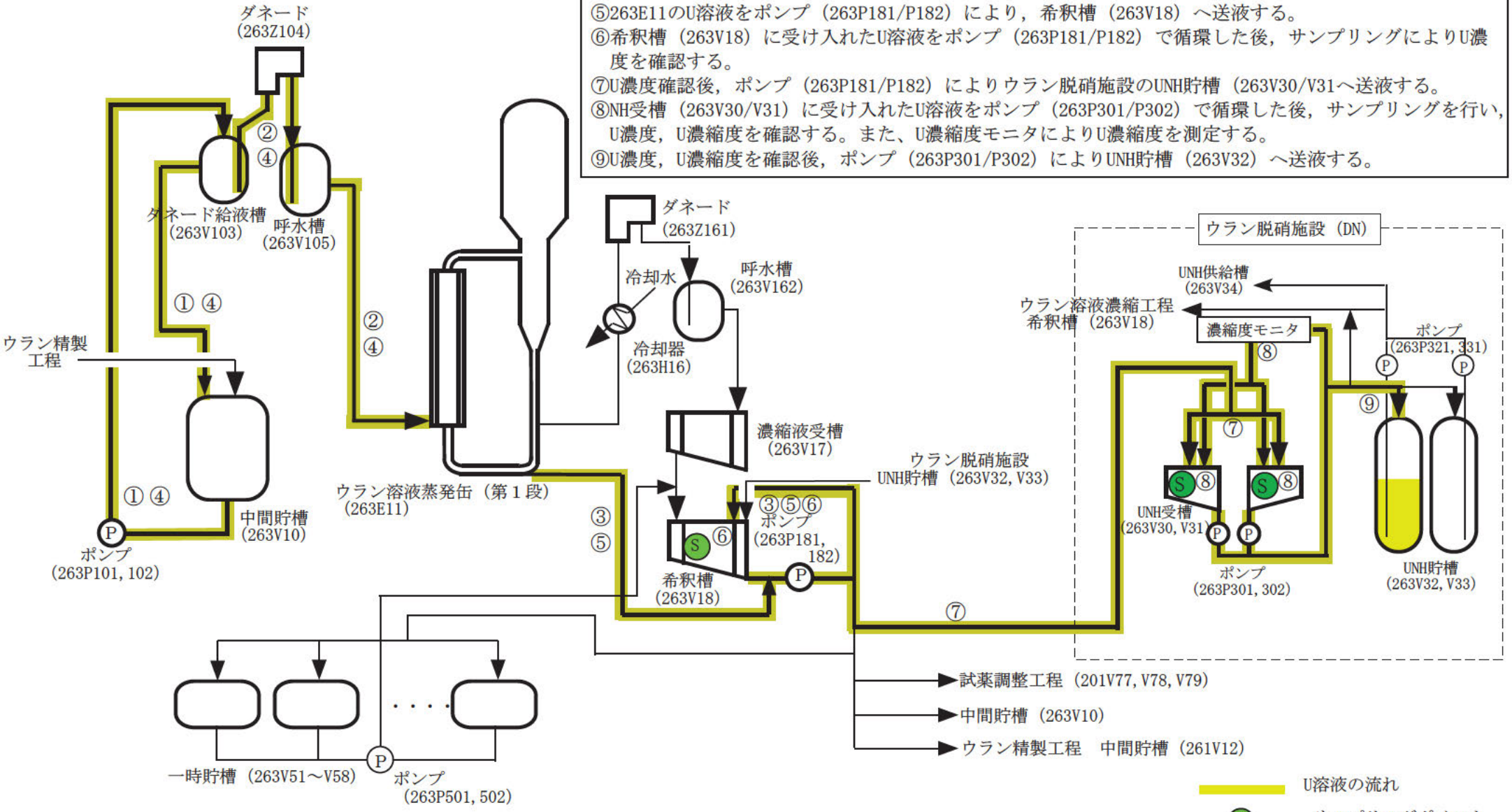

参考図-3-2-1　ウラン溶液の粉末化のためのウラン溶液の取り出し
（PCDFのウラン溶液受入及び一時貯槽（263V51～V58）からDNへのウラン溶液の移送）

①一時貯槽の263V51に純水を供給し，ポンプにより循環する。
②263V51の循環が終了したら，V52からV58まで同様に循環と送液を行う。
③263V58までの押し出し洗浄が終了したら，洗浄液を希釈槽（263V18）へ送液する。
※上記①～③の操作を計3回繰り返す。
④希釈槽（263V18）に受け入れた洗浄液をポンプ（263P181/P182）で循環した後，サンプリングによりU濃度を確認する。
⑤U濃度を確認後，ポンプ（263P181/P182）によりウラン脱硝施設（DN）のUNH受槽（263V30/V31）へ送液する。
⑥UNH受槽（263V30/V31）に受け入れた洗浄液をポンプ（263P301/P302）で循環した後，サンプリングを行い，U濃度，U濃縮度を確認する。また，ウラン濃縮度モニタによりU濃縮度を測定する。
⑦U濃度，U濃度を確認後，ポンプ（263P301/P302）によりUNH貯槽（263V32）へ送液する。



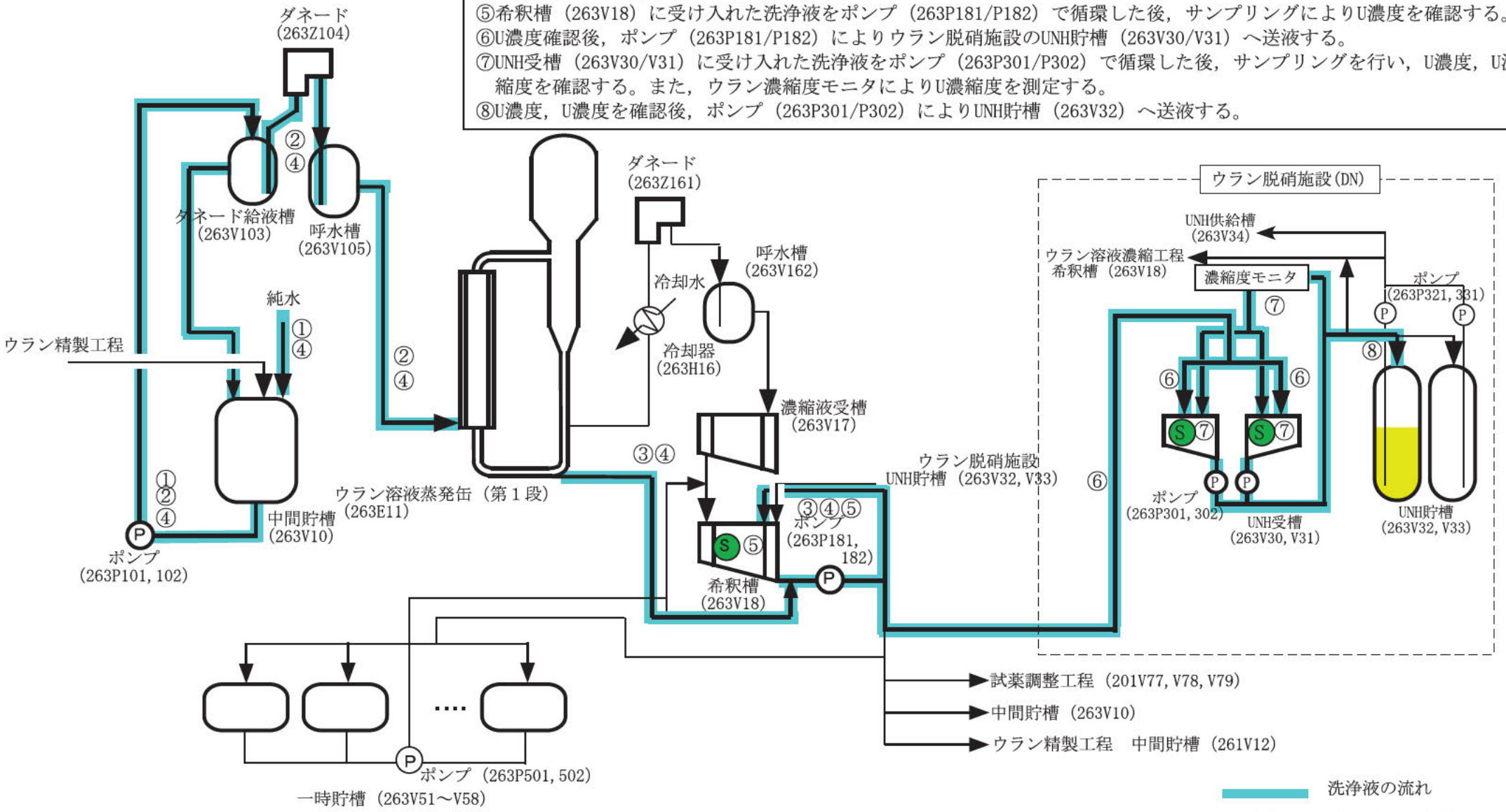

参考図-3-2-2　ウラン溶液の粉末化のためのウラン溶液の取り出し
（一時貯槽（263V51～V58）からDNへの移送経路の押し出し洗浄）

①中間貯槽（263V10）のU溶液をポンプ（263P101/P102）によりダネード供給槽（263V103）間で循環する。
②ダネード（263Z104）により，ダネード供給槽(263V103)のU溶液を呼水槽（263V105）経由でウラン溶液蒸発缶（第１段）（263E11）へ送液する。
③263E11のU溶液をポンプ（263P181/P182）により，希釈槽（263V18）へ送液する。
④中間貯槽（263V10）に残っているU溶液（263V103間で循環中）を再度ダネード（263Z104）を起動させ，263E11に送液する。また263E11の液位上昇が停止したら，ダネード（263Z104）を停止する。
⑤263E11のU溶液をポンプ（263P181/P182）により，希釈槽（263V18）へ送液する。
⑥希釈槽（263V18）に受け入れたU溶液をポンプ（263P181/P182）で循環した後，サンプリングによりU濃度を確認する。
⑦U濃度確認後，ポンプ（263P181/P182）によりウラン脱硝施設のUNH貯槽（263V30/V31へ送液する。
⑧NH受槽（263V30/V31）に受け入れたU溶液をポンプ（263P301/P302）で循環した後，サンプリングを行い，U濃度，U濃縮度を確認する。また、U濃縮度モニタによりU濃縮度を測定する。
⑨U濃度，U濃縮度を確認後，ポンプ（263P301/P302）によりUNH貯槽（263V32）へ送液する。




参考図-3-2-3　ウラン溶液の粉末化のためのウラン溶液の取り出し
（中間貯槽(263V10) からDNへのウラン溶液の移送）

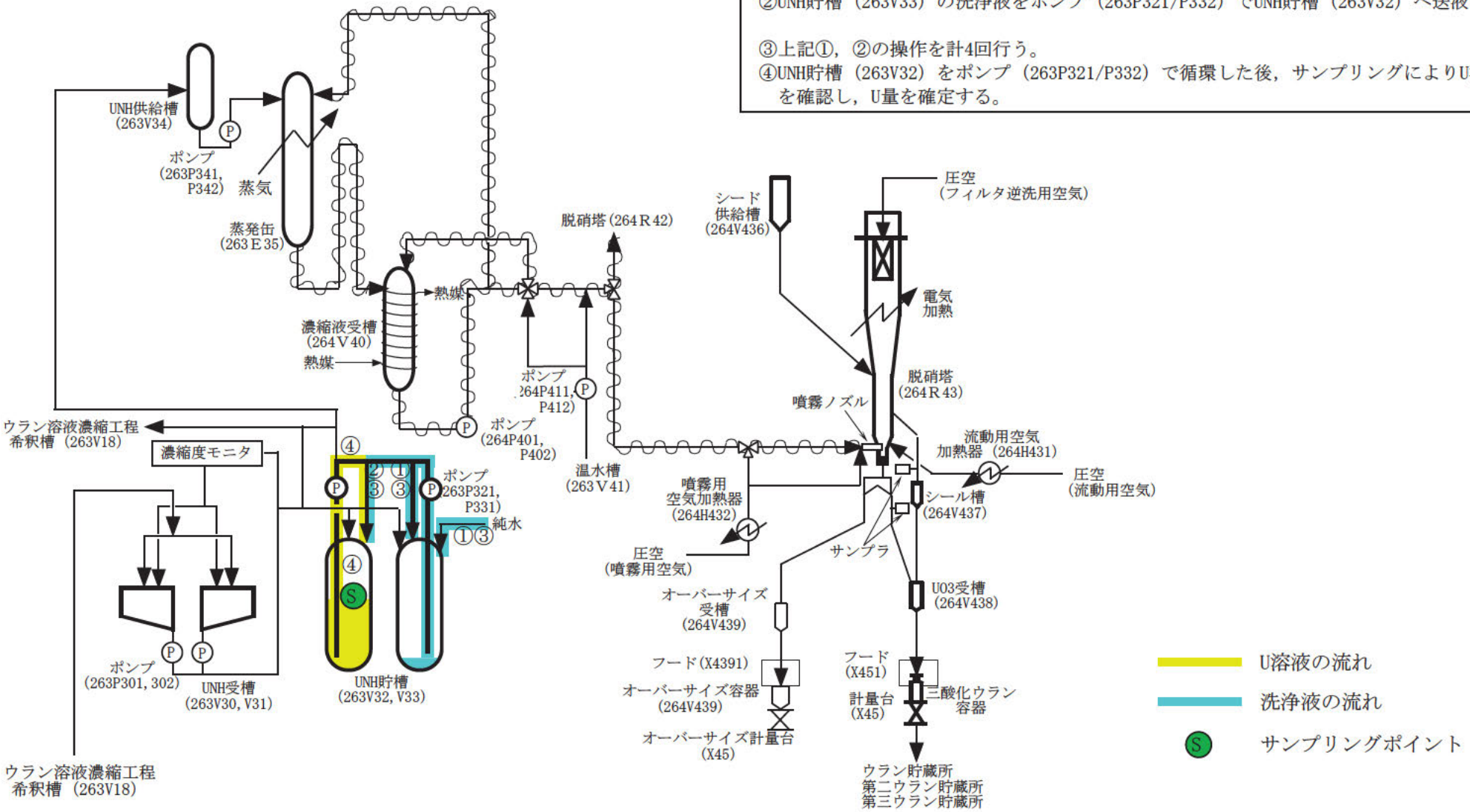
①中間貯槽（263V10）に純水を供給し，ポンプ（263P101/P102）によりダネード供給槽（263V103）間で循環する。
②ダネード（263Z104）により，263V103の洗浄液を呼水槽（263V105)経由でウラン溶液蒸発缶（第１段）（263E11）へ送液する。この時、ポンプ（263P101/P102）の運転音が変わったら、ポンプを停止する。
また，263E11の液位上昇が停止したら，ダネード（263Z104）を停止する。
③263E11の洗浄液をポンプ（263P181/P182）により，希釈槽（263V18）へ送液する。
④上記、①～③の操作を計3回実施する。
⑤希釈槽（263V18）に受け入れた洗浄液をポンプ（263P181/P182）で循環した後，サンプリングによりU濃度を確認する。
⑥U濃度確認後，ポンプ（263P181/P182）によりウラン脱硝施設のUNH貯槽（263V30/V31）へ送液する。
⑦UNH受槽（263V30/V31）に受け入れた洗浄液をポンプ（263P301/P302）で循環した後，サンプリングを行い，U濃度，U濃縮度を確認する。また，ウラン濃縮度モニタによりU濃縮度を測定する。
⑧U濃度，U濃度を確認後，ポンプ（263P301/P302）によりUNH貯槽（263V32）へ送液する。



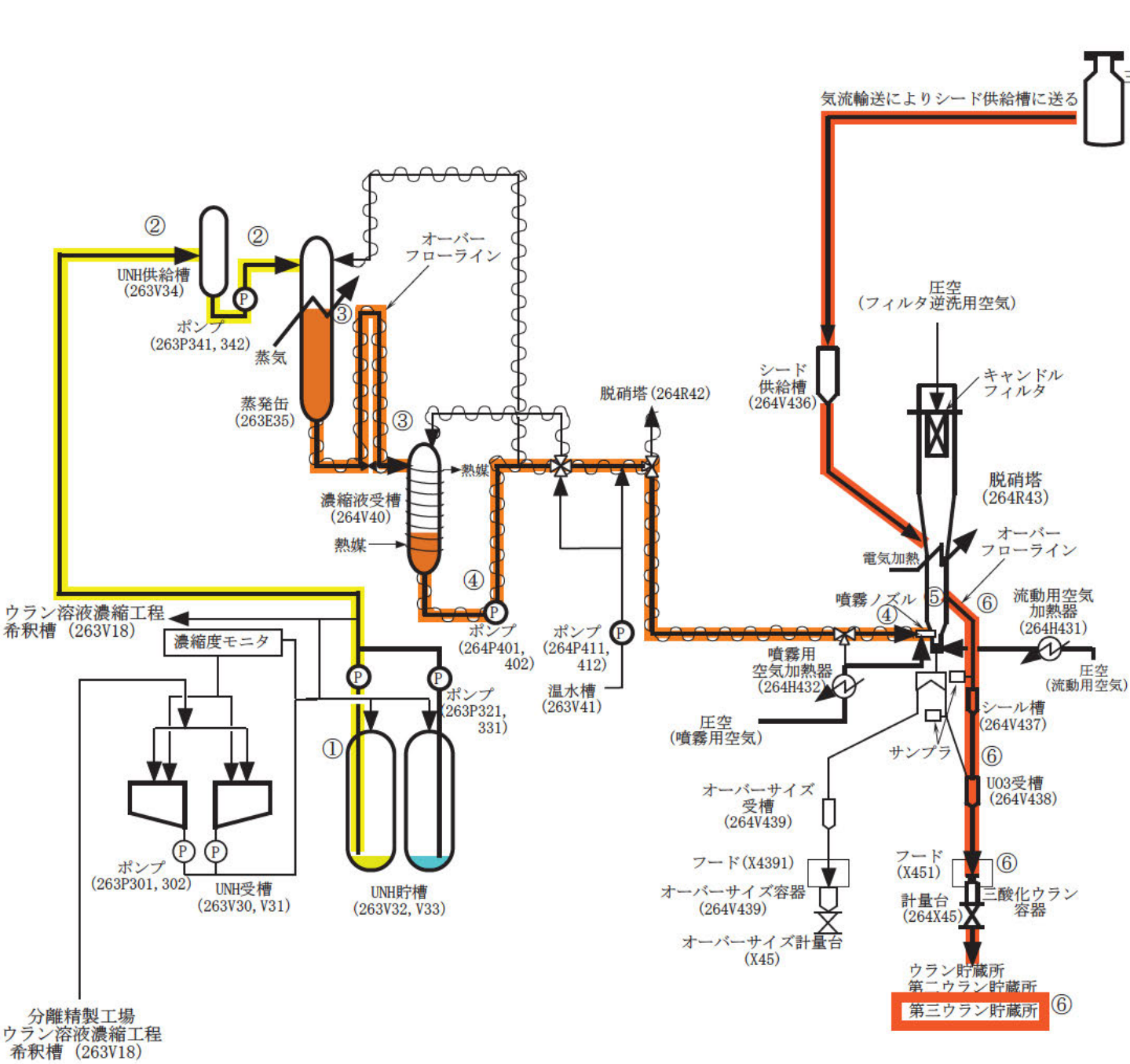

参考図-3-2-4　ウラン溶液の粉末化のためのウラン溶液の取り出し
（中間貯槽(263V10）からDNへの送液系統の押し出し洗浄）

①ヒール状態となっているUNH貯槽（263V33）に純水を供給後，263V33をポンプ（263P321/P332）で循環する。
②UNH貯槽（263V33）の洗浄液をポンプ（263P321/P332）でUNH貯槽（263V32）へ送液する。

③上記①，②の操作を計4回行う。
④UNH貯槽（263V32）をポンプ（263P321/P332）で循環した後，サンプリングによりU濃度を確認し，U量を確定する。




参考図-3-2-5　ウラン溶液の粉末化のためのウラン溶液の取り出し
（UNH貯槽（263V33）の押し出し洗浄）

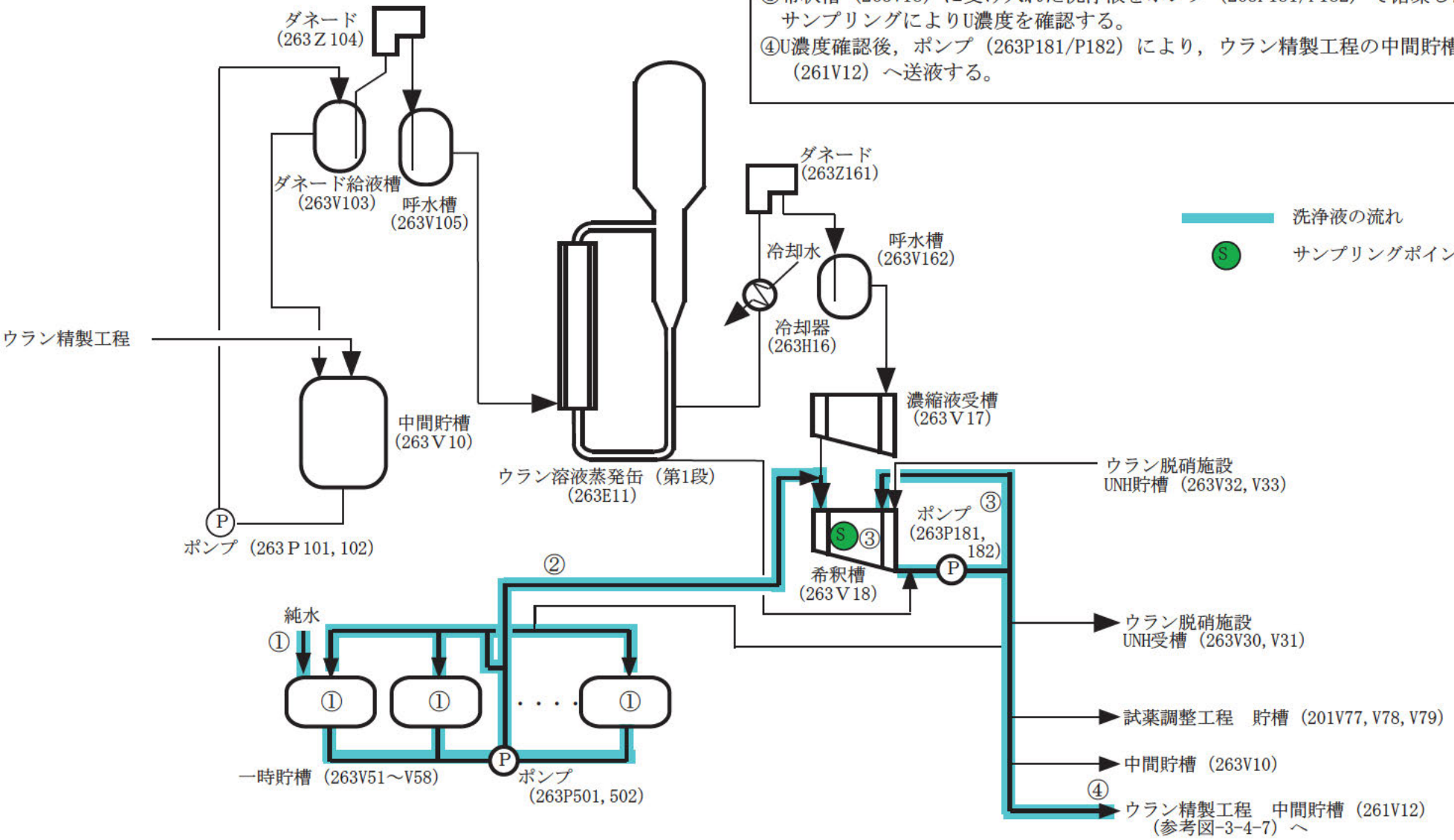



①分離精製工場（MP）に保管している三酸化ウラン循環容器（3本）に充填されているUO3粉末は，ウラン脱硝施設（DN）で三酸化ウラン容器に詰め替えたのち，気流輸送によりシード供給槽（264V436）へ送り，重力流で脱硝塔（264R43）へ供給する。
②UNH貯槽（263V32）に集約したU溶液をUNH供給槽（263V34）経由で蒸発缶（263E35）へ供給する。
③蒸発缶（263E35）で加熱蒸気によりU溶液を濃縮し，濃縮液受槽（264V40）へオーバーフローラインを通じて移送する。
④濃縮液受槽（264V40）からポンプにより脱硝塔に取り付けた噴霧ノズルに供給する。この時，噴霧ノズルで加熱した圧縮空気（噴霧用空気）と混合し，UNHは霧状に脱硝塔（264R43）内に噴霧する。
⑤噴霧したUNHは，脱硝塔（264R43）の加熱（電気ヒータ）及び予め供給しておいたUO3粉末により形成された流動層（注1）（シード）において熱分解（脱硝）し、UO3粉末にする。
⑥脱硝塔（264R43）内のUO3粉末は溢流により取り出し，シール槽（264V437）及びUO3受槽（264V438）を経て三酸化ウラン容器に詰め，UO3粉末として第三ウラン貯蔵所（3UO3）へ運搬し，貯蔵する。

（注1）脱硝塔下部から供給する加熱した圧縮空気（流動用空気）によりUO3粉末が流動化した状態

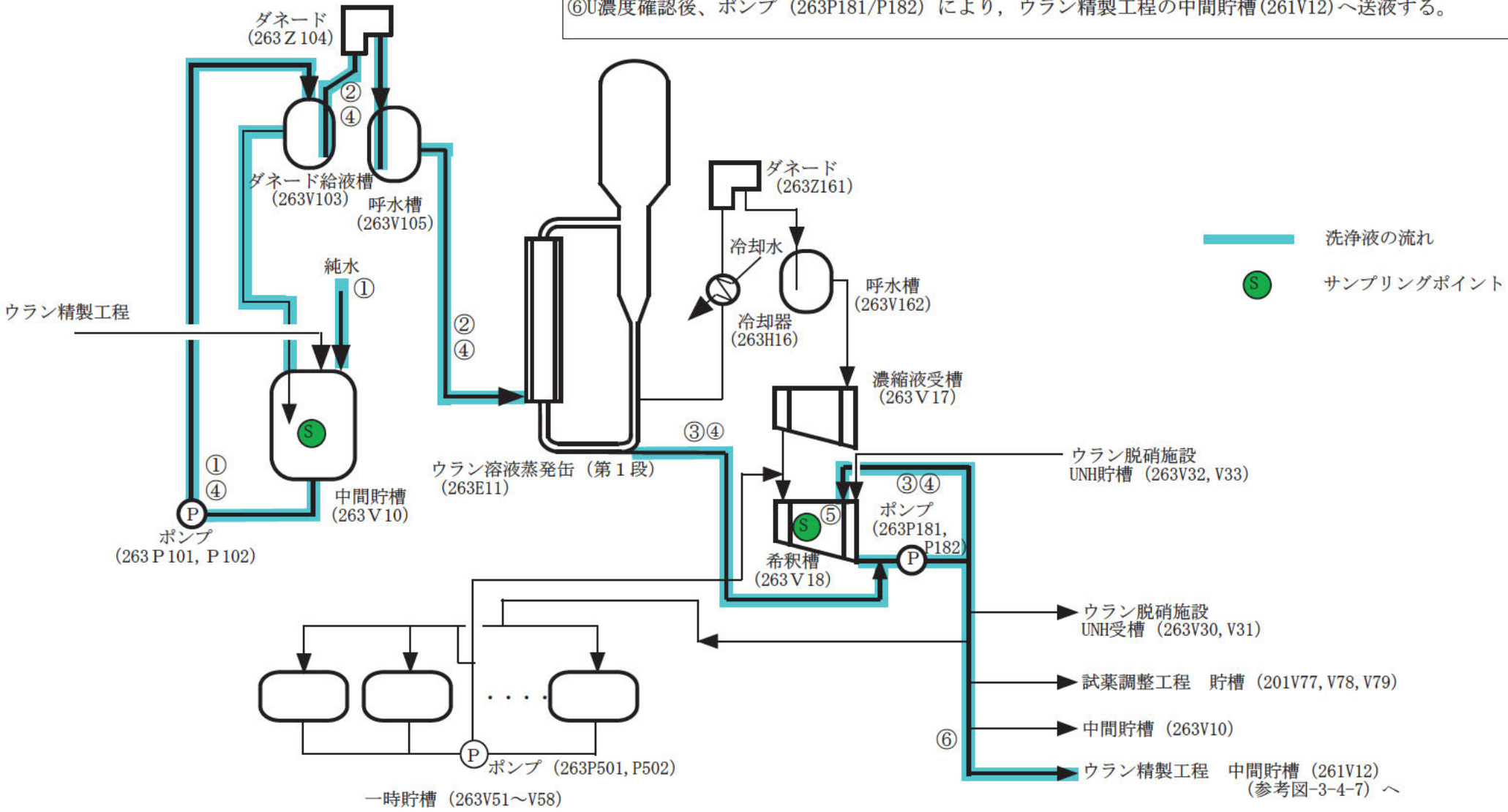
参考図-3-3　ウラン溶液の粉末化

①U濃度の最も低い一時貯槽（263V53）に純水を供給し，ポンプ（263P501/P502）により循環後、U濃度の低い順番に他の一時貯槽へ送液する。
②一時貯槽（263V51～V58）の洗浄液はポンプ（263P501/P502）により希釈槽（263V18）へ送液する。
③希釈槽（263V18）に受け入れた洗浄液をポンプ（263P181/P182）で循環した後，サンプリングによりU濃度を確認する。
④U濃度確認後，ポンプ（263P181/P182）により，ウラン精製工程の中間貯槽（261V12）へ送液する。

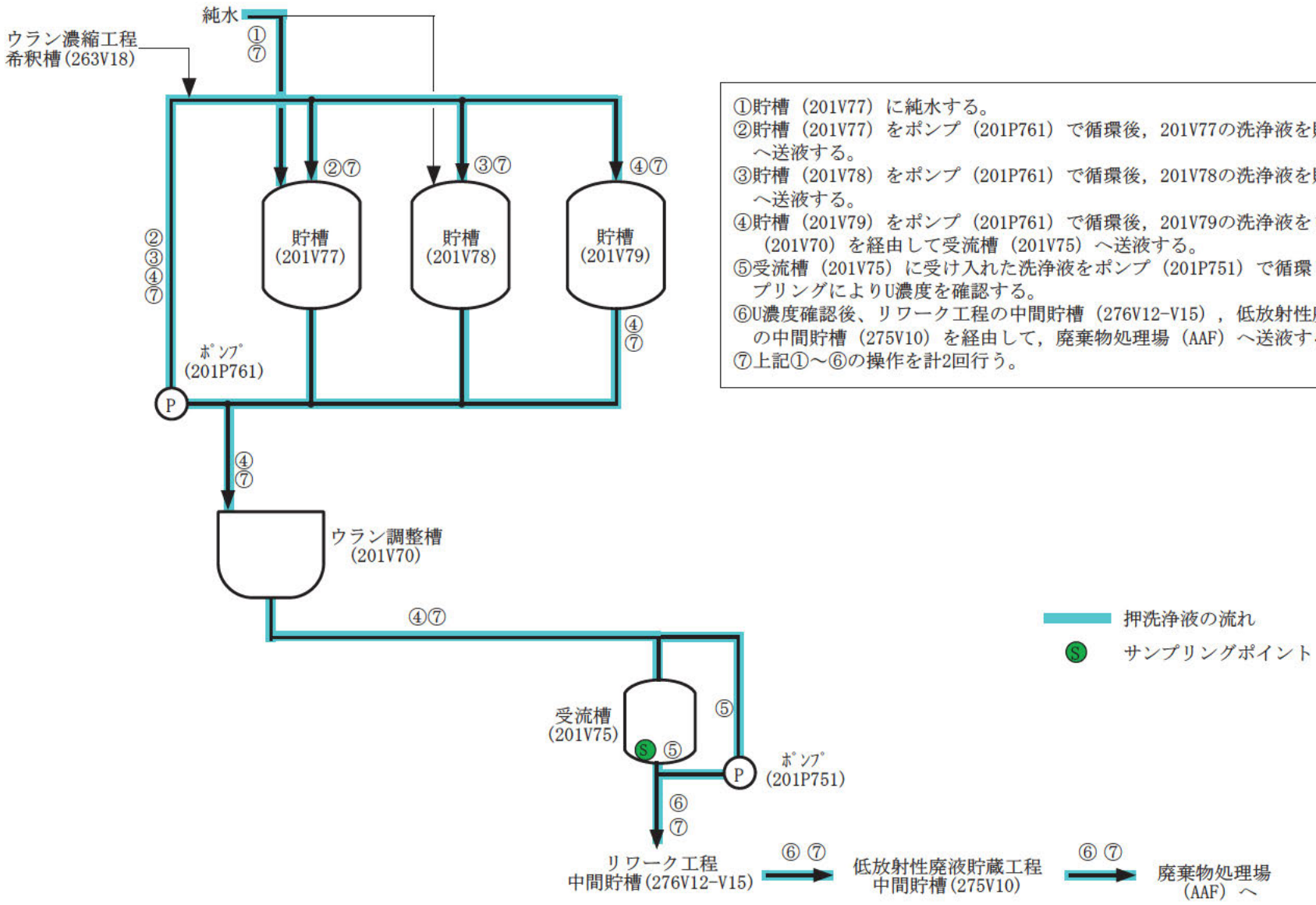



参考図-3-4-1　ウラン溶液の取り出しに用いた系統の押し出し洗浄
（一時貯槽（263V51～V58）の送液経路）

①中間貯槽(263V10)に純水を供給し、ポンプ(263P101/P102)によりダネード供給槽（263V103）間で循環する。
②ダネード(263Z104)により、ダネード供給槽(263V103)の洗浄液を呼水槽(263V105)経由でウラン溶蒸発缶(第１段)（263E11）へ送液する。
③263E11の洗浄液をポンプ（263P181/P182）により、希釈槽(263V18)へ送液する。
④上記②、③を計3回行う。なお、3回目のダネード供給槽（263V103）からウラン溶液発缶(第１段)（263E11）への洗浄液送液時に、ポンプ(263P101/P102)の運転音が変わったら、ポンプを停止する。
　またウラン溶液蒸発缶(第1段)（263E11）の液位の上昇が停止したら、ダネード(263Z104)を停止する。
⑤263V18に受け入れた洗浄液をポンプ（263P181/P182）で循環した後、サンプリングによりU濃度を確認する。
⑥U濃度確認後、ポンプ（263P181/P182）により，ウラン精製工程の中間貯槽(261V12)へ送液する。

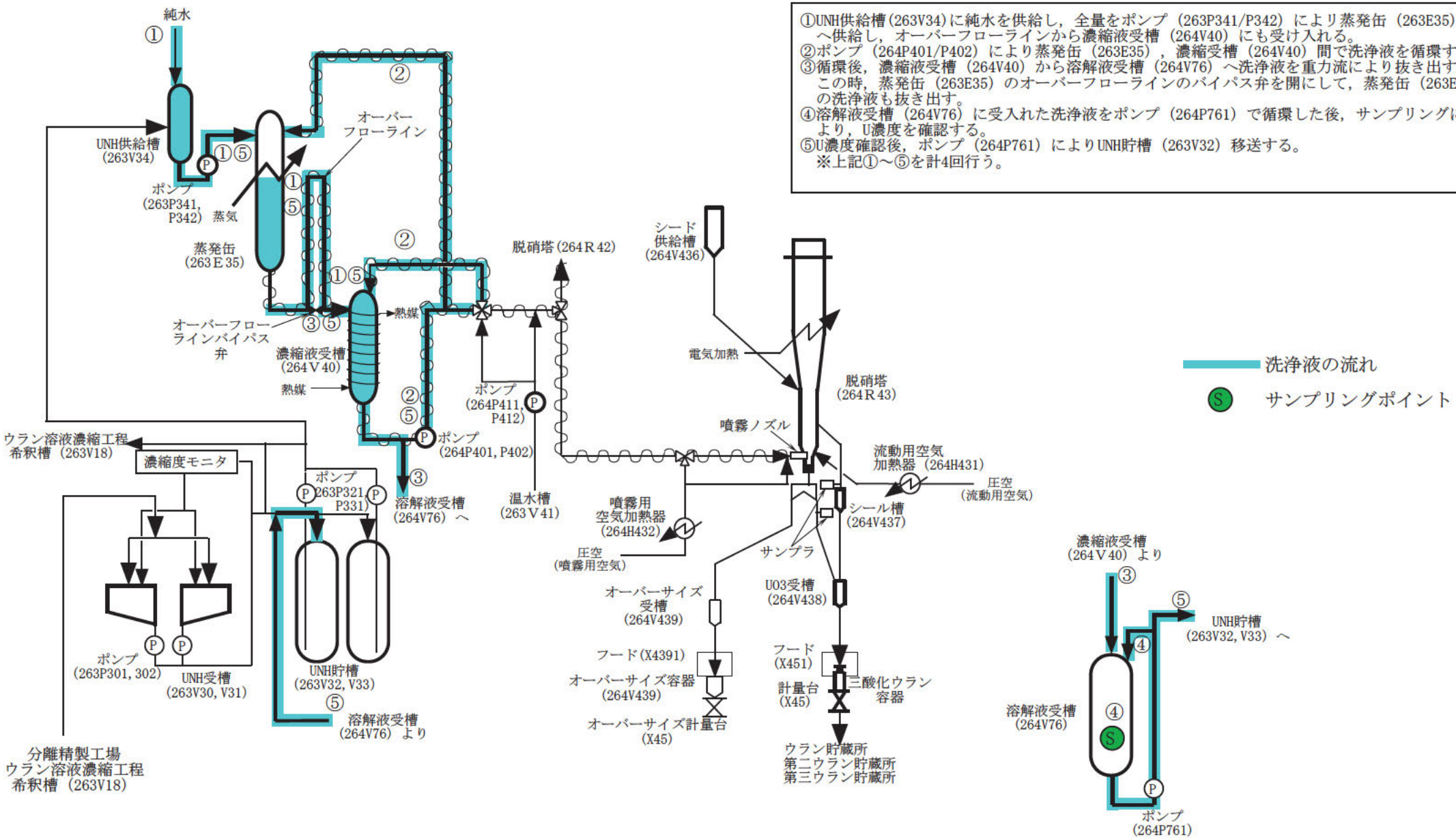



参考図-3-4-2　ウラン溶液の取り出しに用いた系統の押し出し洗浄
（中間貯槽（263V10）の送液経路）

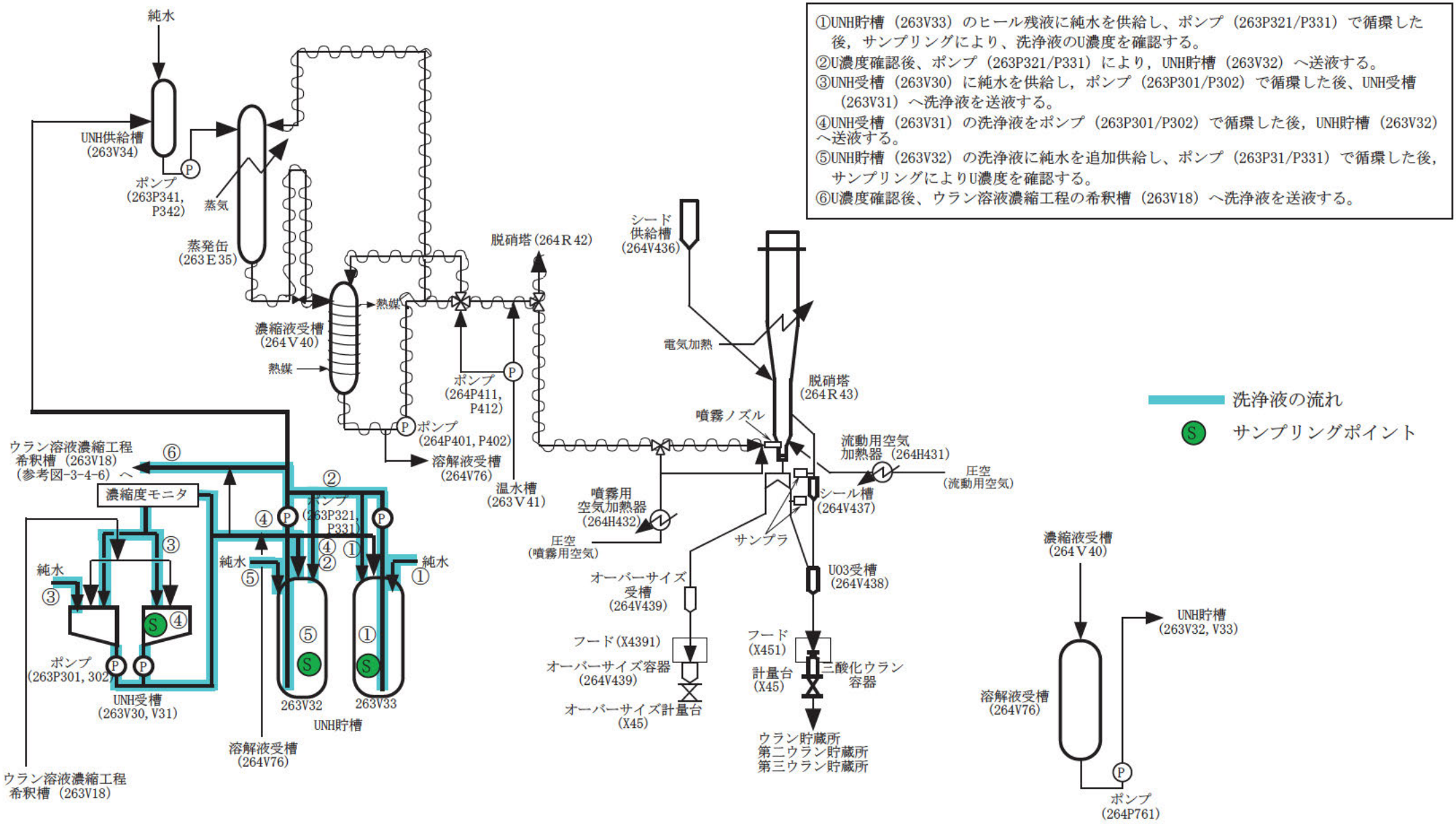



①貯槽（201V77）に純水する。
②貯槽（201V77）をポンプ（201P761）で循環後，201V77の洗浄液を貯槽（201V78）へ送液する。
③貯槽（201V78）をポンプ（201P761）で循環後，201V78の洗浄液を貯槽（201V79）へ送液する。
④貯槽（201V79）をポンプ（201P761）で循環後，201V79の洗浄液をウラン調整槽（201V70）を経由して受流槽（201V75）へ送液する。
⑤受流槽（201V75）に受け入れた洗浄液をポンプ（201P751）で循環した後、サンプリングによりU濃度を確認する。
⑥U濃度確認後、リワーク工程の中間貯槽（276V12-V15），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。
⑦上記①～⑥の操作を計2回行う。

参考図-3-4-3　ウラン溶液の取り出しに用いた系統の押し出し洗浄
（貯槽（201V77～V79）の送液経路）

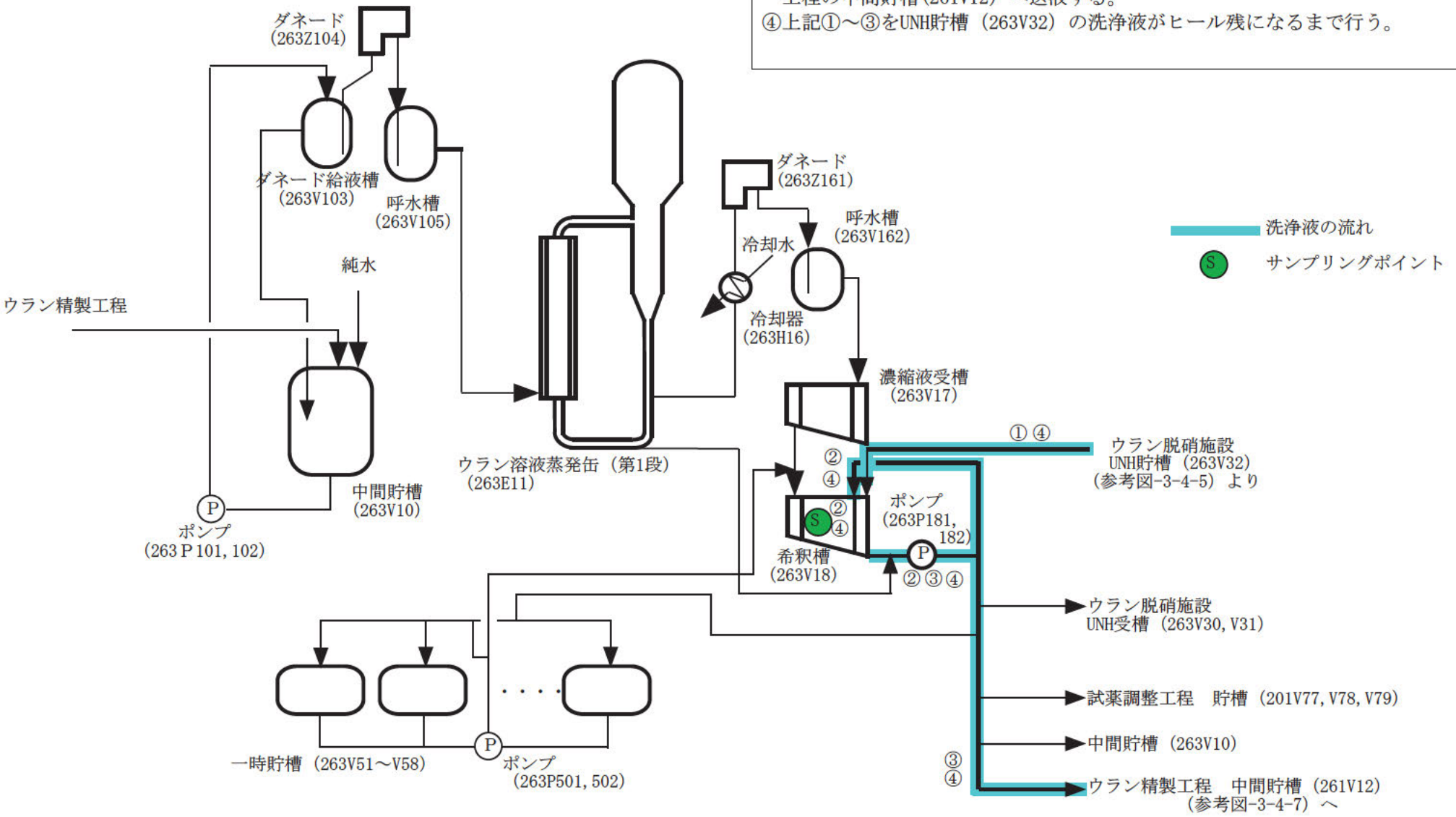



参考図-3-4-4　ウラン溶液の取り出しに用いた系統の押し出し洗浄
(脱硝塔(264R43)へのウラン溶液の送液系統①)

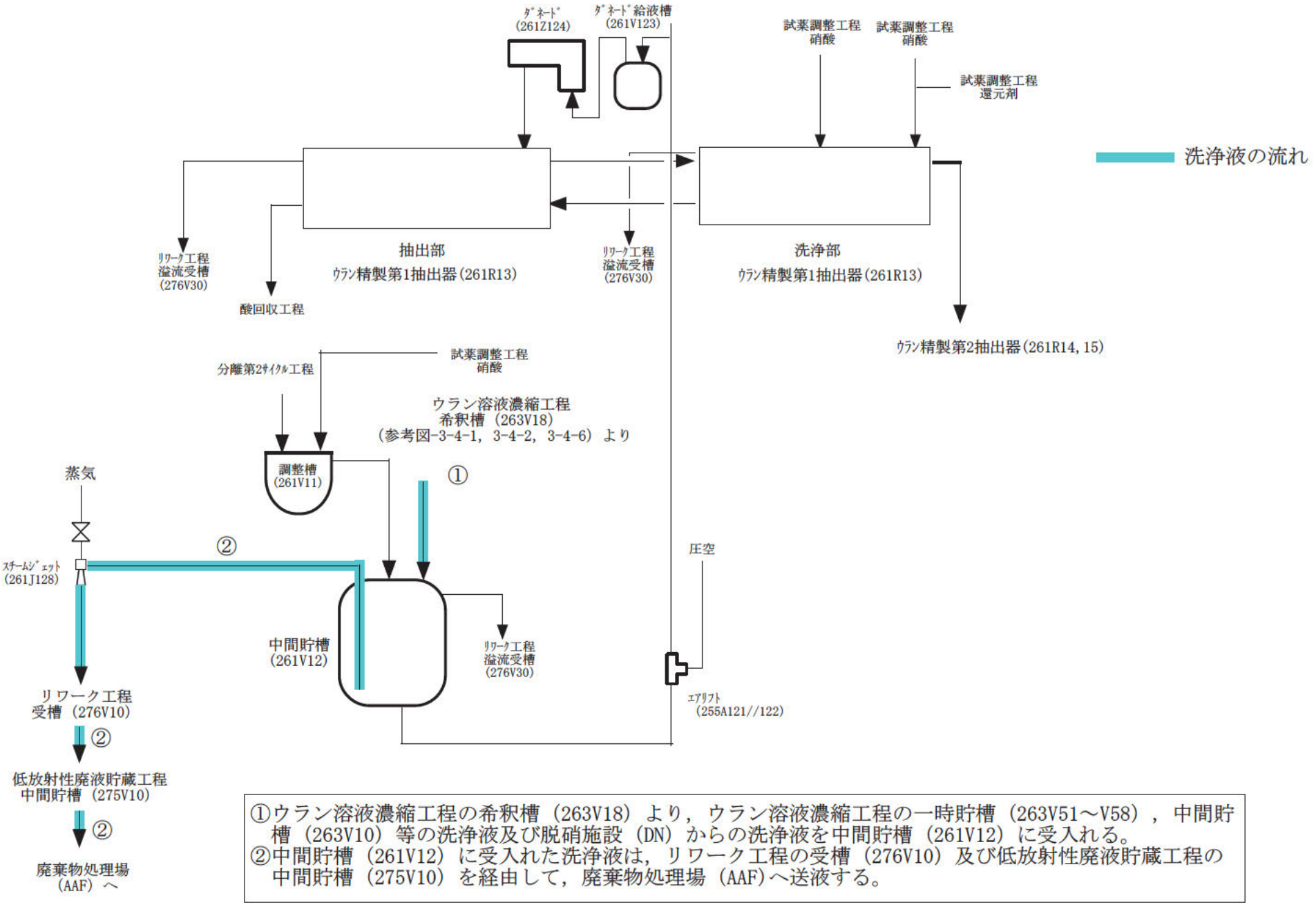



参考図-3-4-5　ウラン溶液の取り出しに用いた系統の押し出し洗浄
（脱硝塔（264R43）へのウラン溶液の送液系統②）

①ウラン脱硝施設（DN）のUNH貯槽(263V32)の洗浄液を希釈槽（263V18)に受け入れる。
②希釈槽(263V18)の洗浄液をポンプ（263P181/P182）で循環した後、サンプリングにより、U濃度を確認する。
③U濃度確認後，希釈槽(263V18)の洗浄液をポンプ（263P181/P182）によりウラン精製工程の中間貯槽(261V12）へ送液する。
④上記①～③をUNH貯槽（263V32）の洗浄液がヒール残になるまで行う。

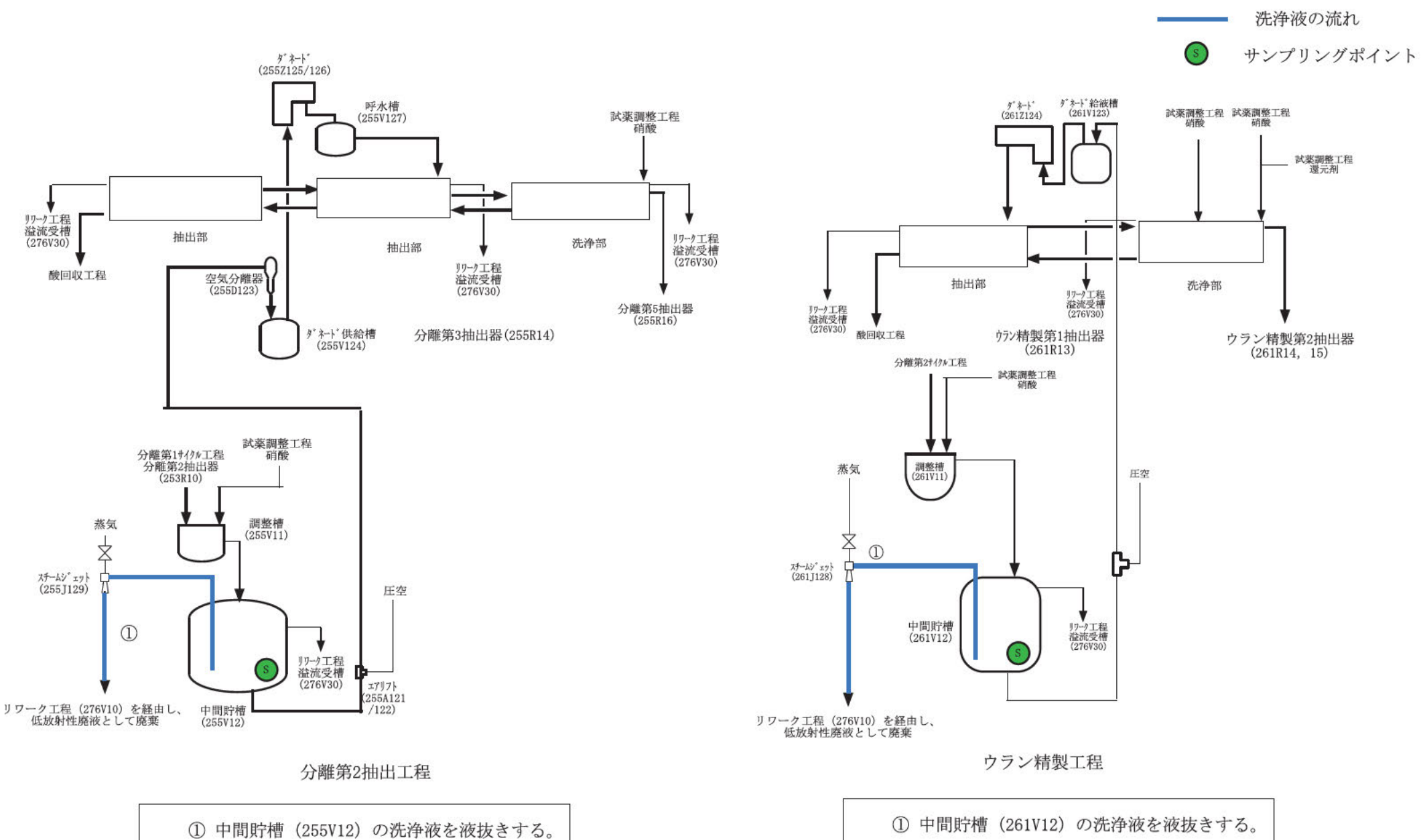



参考図-3-4-6　ウラン溶液の取り出しに用いた系統の押し出し洗浄
（脱硝塔（264R43）へのウラン溶液の送液系統③）




①ウラン溶液濃縮工程の希釈槽（263V18）より，ウラン溶液濃縮工程の一時貯槽（263V51～V58），中間貯槽（263V10）等の洗浄液及び脱硝施設（DN）からの洗浄液を中間貯槽（261V12）に受入れる。
②中間貯槽（261V12）に受入れた洗浄液は，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。

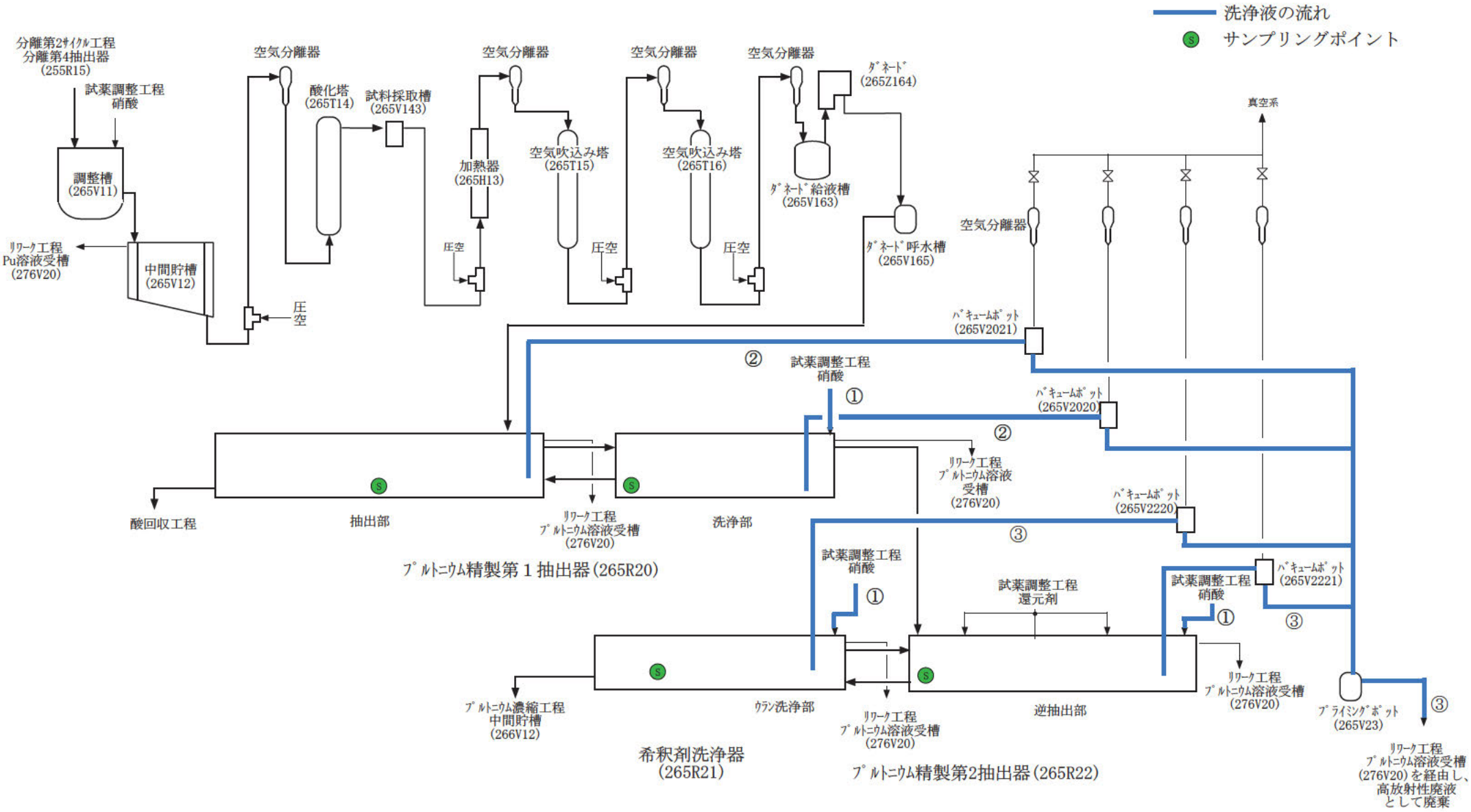
参考図-3-4-7　ウラン溶液の取り出しに用いた系統の押し出し洗浄
（ウラン精製工程の送液系統　中間貯槽（261V12））




① 中間貯槽（255V12）の洗浄液を液抜きする。

① 中間貯槽（261V12）の洗浄液を液抜きする。

参考図-4-1　その他の核燃料物質（洗浄液）の押出し洗浄
（分離第2抽出工程及びウラン精製工程の中間貯槽（255V12、261V12））




① 試薬調整工程から265R20, 21, 22へ硝酸を供給する。
② プルトニウム精製第１抽出器（265R20）の洗浄液を276V20へ液抜きする。
③ 希釈剤洗浄器（265R21）、プルトニウム精製第２抽出器（265R22）の洗浄液を276V20へ液抜きする。
上記①～③による洗浄を2回予定

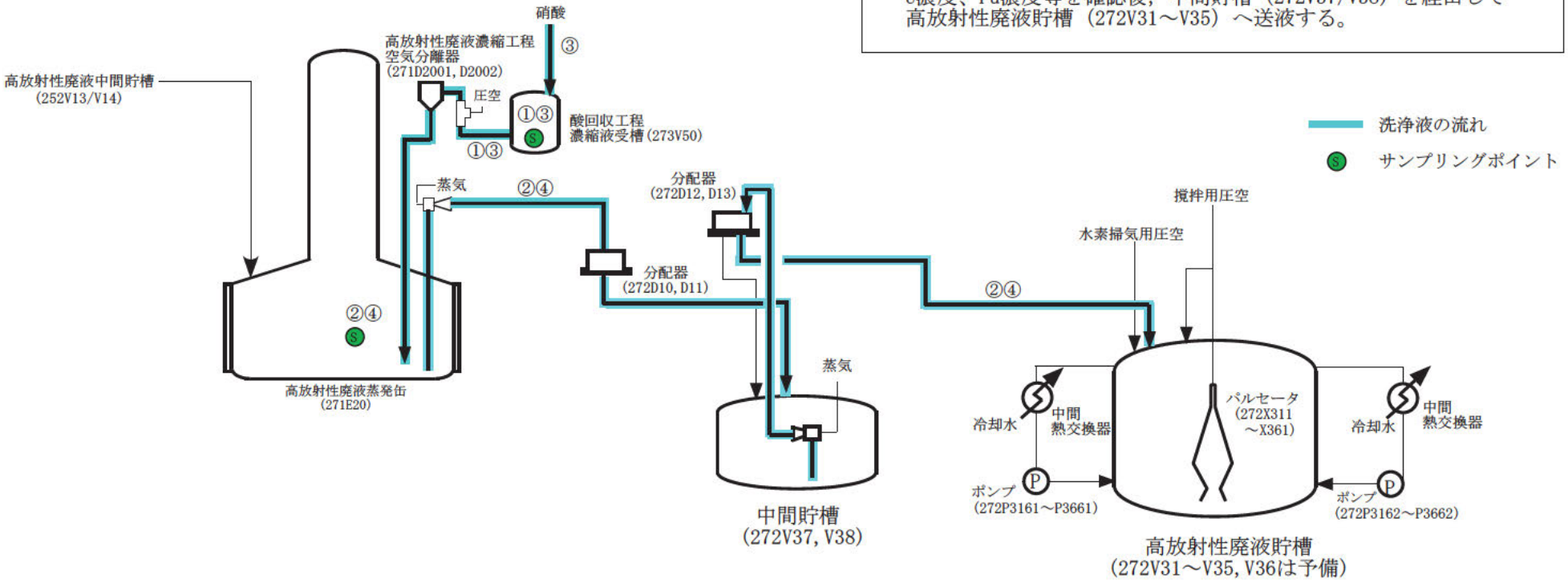
参考図-4-2　その他の核燃料物質（洗浄液）の押し出し洗浄
（Pu精製工程　Pu精製第1抽出器（265R20），希釈剤洗浄器（265R21）、Pu精製第2抽出器（265R22））

①酸回収工程の濃縮液受槽（273V50）でサンプリングを行い，U濃度，Pu濃度を確認後、エアリフトにて高放射性廃液濃縮工程の高放射性廃液蒸発缶（271E20）に送液する。

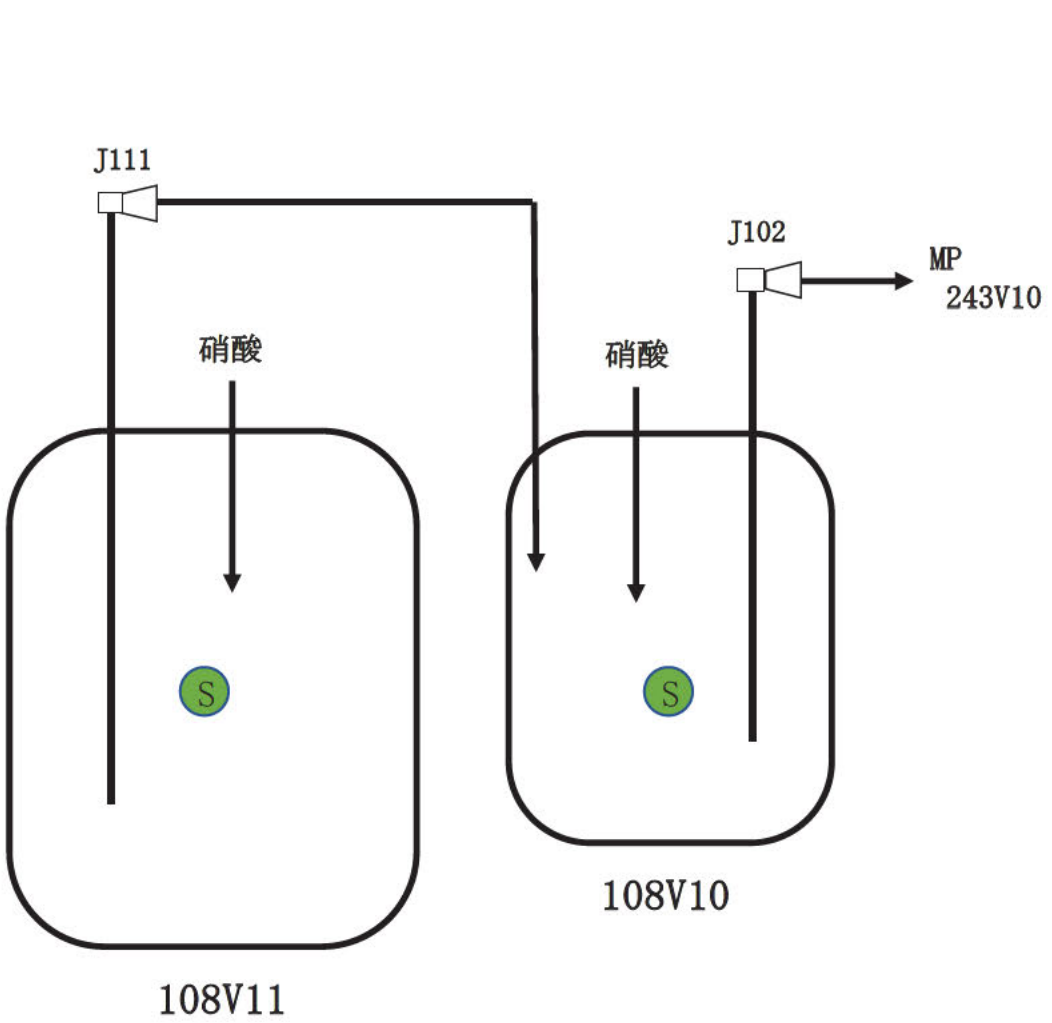
②高放射性廃液蒸発缶（271E20）でサンプリングを行い，U濃度、Pu濃度等を確認後，高放射性廃液貯蔵工程の中間貯槽（272V37/V38）を経由して高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。

③濃縮液受槽（273V50）に硝酸を供給後、サンプリングを行い，洗浄効果を確認後、エアアリフトにて高放射性蒸発缶（271E20）に送液する。
※硝酸による洗浄を計3回実施する。

④高放射性廃液蒸発缶（271E20）で洗浄液のサンプリングを行い，U濃度、Pu濃度等を確認後，中間貯槽（272V37/V38）を経由して高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。




参考図-4-3　その他の核燃料物質(洗浄液)の押し出し洗浄
（酸回収工程　濃縮液受槽（273V50））




(1) その他の洗浄液の送液
① 108V11から108V10へ送液（J111）
② 108V10からMP 243V10へ送液（J102）

(2) 108V11の洗浄液の送液
①108V11ヒール液へ硝酸を供給し，スチームジェットにより一定時間撹拌後，108V10へ移送する（J111）
②上記操作を再度実施する。
③108V10からMP 243V10へ移送する（J102）
④108V11ヒール液へ硝酸を供給し，スチームジェットにより一定時間撹拌後，分析によりU濃度及びPu濃度を確認する。
⑤108V11から108V10へ移送する（J111）
⑥108V10からMP 243V10へ移送する（J102）

(3) 108V10の洗浄の送液
①108V10ヒール液へ硝酸を供給し，スチームジェットにより一定時間撹拌後，分析によりU濃度及びPu濃度を確認する。
②108V10からMP 243V10へ移送する（J102）

参考図-4-4　その他の核燃料物質（洗浄液）の押し出し洗浄
（分析所（CB）の分析試料等の中間貯槽（108V10, V11））

別紙２

# 工程洗浄終了の判断基準等について

1. 工程洗浄終了の判断基準の考え方

工程洗浄では，再処理設備本体等に残存する回収可能核燃料物質を，通常の操作で集約することとし，集約時の押し出し洗浄では，硝酸又は水を用い洗浄効果を確認しながら判断基準を下回るようにする。工程洗浄終了の判断基準については，通常の再処理運転の終了の判断基準を基本とする。

東海再処理施設では，再処理運転の最後に再処理設備本体※1のうち最も重要な機器である分離施設の抽出器を対象に，回収可能な核燃料物質の押し出し洗浄※2（約 14 日間）を実施し，分離第 1 サイクル工程及び分離第 2 サイクル工程の抽出器内のウラン及びプルトニウムをそれらの工程の中間貯槽へ集約した状態で再処理運転を停止している。このとき，分離第 2 サイクル工程の抽出器内の洗浄液のウラン濃度が 1 g/L 未満（通常運転時約 60 g/L），プルトニウム濃度 10 mg/L 未満（通常運転時約 2 g/L）をもって再処理運転の終了としている。

工程洗浄では，上記，再処理運転の終了の判断基準（機器内の溶液のウラン濃度 1 g/L 未満及びプルトニウム濃度 10 mg/L 未満）を用い，再処理設備本体等に残存している回収可能核燃料物質の取り出しを行う。工程洗浄の効果の確認は，回収可能核燃料物質の取り出し経路上で，洗浄効果を確認する機器を定め，適宜，分析結果から核物質濃度変化を確認することによって，洗浄効果を確認する（表-1 参照）。

せん断粉末，プルトニウム溶液及びウラン溶液（ウラン粉末を含む）の取り出し作業終了毎に，判断基準に到達していることを確認し，次の作業に移る。判断基準に到達しない場合には，それまでの取り出し期間，廃液発生量及び洗浄効果の傾向を踏まえて，再度，工程洗浄を行うか，系統除染により除染するかを再処理廃止措置技術開発センター長が判断する。

※1 せん断処理施設，溶解施設，分離施設，精製施設，脱硝施設，酸及び溶媒の回収施設

※2 ウラン溶液を用いたプルトニウム及び核分裂生成物（FP）の押出し洗浄後，硝酸を用いたウランの押し出し洗浄を行う。

2. 工程洗浄終了の判断基準の合理性

○ 工程洗浄終了の判断基準は，従前の再処理運転終了時の洗浄において実績があり，通常の操作（硝酸を用いた押し出し，液移送操作）により到達可能である。

○ 工程洗浄終了の判断基準を達成するための回収可能核燃料物質の取り出し期間としては，せん断粉末で約 2 ヶ月，プルトニウム溶液で約 3 ヶ月，ウラン溶液及びウラン粉末で約 3 ヶ月と，短期間で実施可能である。

○ 工程洗浄の結果，工程洗浄前のウラン量　　未満及びプルトニウム量　　未満に対し，工程洗浄後にはウラン量　　未満，プルトニウム量　　未満程度まで低下させることが可能と推測している（表-2 参照）。

以上

表-1　各機器における洗浄効果の確認ポイント

| 分類 | 施設 | 工程 | 機器名称 | 洗浄効果の確認ポイント | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|
| せん断粉末溶解液の送液経路上の機器 | MP | せん断 | せん断粉末 | － | |
| | | 溶解 | 濃縮ウラン溶解槽（242R12） | 調整槽（251V10） | 洗浄液を調整槽（251V10）に送液し，そこで洗浄効果を確認する。 |
| | | | 洗浄液受槽（242V13） | | |
| | | 清澄 | 溶解槽溶液受槽（243V10） | | |
| | | | パルスフィルタ給液槽（234V14） | | |
| | | | パルスフィルタ（243F16/F16A） | | |
| | | | パルス発生槽（243V17） | | |
| | | | シールポット（243V181） | | |
| | | 調整 | 調整槽（251V10） | 調整槽（251V10） | |
| | | | 給液槽（251V11） | 高放射性廃液中間貯槽（252V14） | 洗浄液を高放射性廃液中間貯槽（252V14）に送液し，そこで洗浄効果を確認する。 |
| | | | エアリフト中間貯槽（251V114） | | |
| | | | ダネード給液槽（251V118） | | |
| | | | 呼水槽（251V120） | | |
| | | 分離第１サイクル | 分離第１抽出器（252R11） | | |
| | | | 希釈剤洗浄器（252R10） | | |
| | | | 高放射性廃液中間貯槽（252V14） | 高放射性廃液中間貯槽（252V14） | |
| Pu 溶液の送液経路上の機器 | MP | Pu 濃縮 | 中間貯槽（266V12） | 希釈槽（266V13） | 洗浄液を希釈槽（266V13）に送液し，そこで洗浄効果を確認する。 |
| | | | 希釈槽（266V13） | 希釈槽（266V13） | |
| | | | プルトニウム溶液蒸発缶（266E20） | プルトニウム濃縮液受槽（266V23） | 洗浄液をプルトニウム濃縮液受槽（266V23）に送液し，そこで洗浄効果を確認する。 |
| | | | プルトニウム濃縮液受槽（266V23） | プルトニウム濃縮液受槽（266V23） | |
| | | | 循環槽（266V24） | 循環槽（266V24） | |
| | | | 計量槽（266V25） | 循環槽（266V24） | 洗浄液を循環槽（266V24）に送液し，そこで洗浄効果を確認する。 |
| | | Pu 製品貯蔵 | プルトニウム製品貯槽（267V10～V16） | 計量槽（267V102） | 洗浄液を計量槽（267V102）（プルトニウム製品貯槽のサンプリング貯槽）送液し，そこで洗浄効果を確認する。 |
| | | | 計量槽（267V102） | 計量槽（267V102） | |
| | | リワーク | 中間貯槽（276V12-V15） | 高放射性廃液中間貯槽（252V14） | 洗浄液を高放射性廃液中間貯槽（252V14）に送液し，そこで洗浄効果を確認する。 |
| | | | プルトニウム溶液受槽（276V20） | | |
| | | | 受槽（276V10） | | |
| | | 分離第１サイクル | 希釈剤洗浄器（252R10） | | |
| | | | 高放射性廃液中間貯槽（252V14） | 高放射性廃液中間貯槽（252V14） | |

表-1　各機器における洗浄効果の確認ポイント

| 分類 | 施設 | 工程 | 機器名称 | 洗浄効果の確認ポイント | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|
| U 溶液（U 粉末）の送液経路上の機器 | MP | U 溶液濃縮 | 中間貯槽（263V10） | 希釈槽（263V18） | 洗浄液を希釈槽（263V18）に送液し，そこで洗浄効果を確認する。 |
| | | | ウラン溶液蒸発缶（第 1 段）（263E11-T12） | | |
| | | | 濃縮液受槽（263V17） | | |
| | | | 希釈槽（263V18） | 希釈槽（263V18） | |
| | | | ダネード給液槽（263V103） | 希釈槽（263V18） | 洗浄液を希釈槽（263V18）に送液し，そこで洗浄効果を確認する。 |
| | | | 呼水槽（263V105） | | |
| | | | 一時貯槽（263V51～V58） | | |
| | | 試薬調整 | 貯槽（201V77～V79） | 受流槽（201V75） | 洗浄液を受流槽（201V75）に送液し，そこで洗浄効果を確認する。 |
| | | | ウラン調整槽（201V70） | | |
| | | | 受流槽（201V75） | 受流槽（201V75） | |
| | | U 脱硝 | 三酸化ウラン循環容器（FRP-5，6，10） | － | |
| | DN | U 脱硝 | UNH 受槽（263V30） | UNH 受槽（263V31） | 洗浄液を UNH 受槽（263V31）に送液し，そこで，洗浄効果を確認する。 |
| | | | UNH 受槽（263V31） | UNH 受槽（263V31） | |
| | | | UNH 貯槽（263V32） | UNH 貯槽（263V32） | |
| | | | UNH 貯槽（263V33） | UNH 貯槽（263V33） | |
| | | | UNH 供給槽（263V34） | 溶解液受槽（264V76） | 洗浄液を溶解液受槽（264V76）に送液し，そこで，洗浄効果を確認する。 |
| | | | 蒸発缶（263E35） | | |
| | | | 濃縮液受槽（264V40） | | |
| | | | 溶解液受槽（264V76） | 溶解液受槽（264V76） | |
| | PCDF | 受入 | 硝酸ウラニル受入計量槽（P11V13） | 硝酸ウラニル貯槽（P11V14） | 洗浄液を硝酸ウラニル貯槽（P11V14）に送液し，そこで洗浄効果を確認する。 |
| | | | 硝酸ウラニル貯槽（P11V14） | 硝酸ウラニル貯槽（P11V14） | |
| その他の核燃料物質 | MP | 分離第 2 サイクル | 中間貯槽（255V12） | 中間貯槽（255V12） | |
| | | U 精製 | 中間貯槽（261V12） | 中間貯槽（261V12） | |
| | | Pu 精製 | プルトニウム精製抽出器（265R20，R21，R22） | プルトニウム精製抽出器（265R20，R21，R22） | |
| | | 酸回収 | 濃縮液受槽（273V50） | 濃縮液受槽（273V50） | |
| | CB | 分析 | 中間貯槽（108V10） | 中間貯槽（108V10） | |
| | | | 中間貯槽（108V11） | 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

表-2　回収可能核燃料物質を保有している機器及び工程洗浄前後の核燃料物質の保有量

| 施設 | 工程名 | 物質の状態 | 保管場所 | | 工程洗浄前 | | 工程洗浄後の推定値※2 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 機器名称 | 機器番号 | 保有量内訳 | 保有量※1 | 保有量内訳 | 保有量 |
| 分離<br>精製工場<br>(MP) | せん断 | 使用済燃料<br>せん断粉末 | 除染保守セル | R333 | － | （推定）<br>（推定） | － | |
| | 溶解<br>清澄・調整 | 洗浄液 | 洗浄液受槽 | 242V13 | 約 0.6 $m^3$<br>未満（推定）<br>未満（推定） | 約 2 $m^3$<br>未満（推定）<br>未満（推定） | 約 0.35 $m^3$<br>未満<br>未満 | 約 1.1 $m^3$<br>未満<br>未満 |
| | | | 溶解槽溶液受槽 | 243V10 | 約 1.1 $m^3$<br>未満（推定）<br>未満（推定） | | 約 0.75 $m^3$<br>未満<br>未満 | |
| | | | パルスフィルタ | 243F16/F16A | | | | |
| | 分離，精製，<br>酸回収，溶媒<br>回収，リワーク | 洗浄液 | 中間貯槽 | 255V12 | 約 1.4 $m^3$<br>未満（推定）<br>未満（推定） | 約 7 $m^3$<br>未満（推定）<br>未満（推定） | 0 $m^3$ | 約 0.75 $m^3$<br>未満<br>未満 |
| | | | 中間貯槽 | 261V12 | 約 3.0 $m^3$<br>未満（推定） | | 0 $m^3$ | |
| | | | プルトニウム<br>精製抽出器 | 265R20,R21,R22 | 約 0.1 $m^3$<br>（推定） | | 約 0.1 $m^3$ | |
| | | | 濃縮液受槽 | 273V50 | 約 1.9 $m^3$<br>未満（推定）<br>未満（推定） | | 約 0.6 $m^3$<br>未満<br>未満 | |
| | | | プルトニウム<br>溶液受槽 | 276V20 | 約 0.2 $m^3$ | | 約 0.05 $m^3$ | |
| | Pu 濃縮 | 洗浄液 | 希釈槽 | 266V13 | 約 0.35 $m^3$ | 1 $m^3$未満 | 0 $m^3$ | 0 $m^3$ |
| | Pu 製品<br>貯蔵 | プルトニウム<br>溶液 | プルトニウム<br>製品貯槽 | 267V10～V16 | 約 1 $m^3$ | 約 1 $m^3$ | 約 0.05 $m^3$未満<br>未満 | 約 0.05 $m^3$未満<br>未満 |

表-2　回収可能核燃料物質を保有している機器及び工程洗浄前後の核燃料物質の保有量

| 施設 | 工程名 | 物質の状態 | 保管場所 | | 工程洗浄前 | | 工程洗浄後の推定値※2 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 機器名称 | 機器番号 | 保有量内訳 | 保有量※1 | 保有量内訳 | 保有量 |
| 分離精製工場(MP) | U溶液濃縮・試薬調整 | ウラン溶液 | 中間貯槽 | 263V10 | 約0.5 $m^3$ | 約10 $m^3$ | 約0.07 $m^3$ 未満 | 約0.134 $m^3$ 未満 |
| | | | 一時貯槽 | 263V51～V58 | 約3.9 $m^3$ | | 約0.06 $m^3$ 未満 | |
| | | | 受流槽 | 201V75 | 約0.3 $m^3$ | | 0 $m^3$ | |
| | | | 貯槽 | 201V77～V79 | 約5.3 $m^3$ | | 約0.004 $m^3$ 未満 | |
| | U脱硝 | ウラン粉末 | 三酸化ウラン循環容器 | FRP-5，6，10 | 3本 | 3本 | 0本 | 0本 |
| ウラン脱硝施設(DN) | U脱硝 | ウラン溶液 | UNH貯槽 | 263V32/V33 | 約8 $m^3$ | 約8 $m^3$ | 約0.28 $m^3$ 未満 | 約0.28 $m^3$ 未満 |
| プルトニウム転換技術開発施設(PCDF) | 受入 | ウラン溶液 | 硝酸ウラニル貯槽 | P11V14 | 約0.03 $m^3$ | 約1 $m^3$未満 | 0 $m^3$ | 0 $m^3$ |
| 分析所(CB) | 分析 | 分析試料等※3 | 中間貯槽 | 108V10 | 約0.2 $m^3$ | 約2 $m^3$ | 約0.1 $m^3$ 未満 未満 | 約0.2 $m^3$ 未満 未満 |
| | | | 中間貯槽 | 108V11 | 約1.4 $m^3$ | | 約0.1 $m^3$ 未満 未満 | |
| 回収可能核燃料物質の合計 | | | | | | 未満 未満 | | 未満 未満 |

※1　内訳を合算し，大約した値（廃止措置計画変更認可申請書，平成30年6月13日認可）。
※2　工程洗浄終了の判断基準 ）に液量を乗じて算出。
※3　分析標準試料は含まない（分析標準試料 ）。

別紙 3

# 長期停止による想定不具合及び点検項目について

1.想定不具合及び点検項目

分離精製工場（MP）及びウラン脱硝施設（DN）は，平成 19 年の再処理運転から長期間作動していないことを踏まえ,長期停止に伴う過去の不具合事象を参考に工程洗浄に用いる機器ごとに想定される不具合を洗い出し，設備の不具合を見つけ正常な状態に復帰させる。なお，槽類換気系の排風機やポンプなど常時運転している機器，定期的な点検（年 1 回以上）を行い正常な状態であることを確認している機器及び故障が考えにくい静的な機器，バルブ類については，原則として本項の点検の対象外とし，濃縮ウラン溶解槽，パルスフィルタ，回転機器，送液装置などを点検する。長期停止に伴う主な想定不具合及び点検項目について,以下に示す（詳細については表-1 参照)。

1）濃縮ウラン溶解槽

07-1 キャンペーンにて使用した溶解槽プラグガスケットは経年劣化が考えられることから予備品と交換し，溶解運転時の溶解槽の気密を確保する。また，溶解槽プラグ可動軸の固着が想定されるため，潤滑剤塗布等の整備，作動確認を行う。

また，加熱蒸気，温水，冷却水，硝酸供給系統の配管，送液装置（スチームジェット)，弁類については，配管等の閉塞・漏れ，弁の固着等，長期停止の影響が無いこと通水（通気)，弁の作動により確認する。

濃縮ウラン溶解槽は，燃料処理運転と同様にせん断粉末の溶解運転を行うことから，安全を考慮し溶解槽本体及びドリップトレイに損傷等の異常のないことを，TV カメラを溶解セルに挿入し観察する。

2）パルスフィルタ

長期停止に伴い，エレメントの目詰まり，シール材（O リング）の劣化等が考えられる。また，真空配管（真空フィルタ）及び圧空配管（ストレーナ）の詰り・漏れ，弁類（VCV，三方弁，手動弁等）の故障（可動部の固着等）が考えられる。以上を系内の洗浄残液を使ってパルスフィルタの作動確認を行い，不具合が見つかれば部品交換（エレメント交換等）を行う。

3）送液装置

送液装置の長期停止による想定不具合を以下に示す。各送液装置の作動確認により健全性を確認する。不具合が見つかればライン洗浄，ストレーナ清掃，部品交換などを行う。

① ダネード：真空配管（真空フィルタ）閉塞・漏れ，弁類の動作不良，計装（流量調節)，本体の閉塞
② スチームジェット：蒸気及び圧空配管（ストレーナ）の閉塞・漏れ，本体及び吸入吐出配管の閉塞
③ エアリフト，エアジェット：圧空配管（ストレーナ）閉塞，圧空流量計破損

④ サイフォン：真空配管（真空フィルタ）閉塞・漏れ，弁類の動作不良

4）バルブ類

バルブ類については，本項の点検の対象外ではあるが，溶解液及びプルトニウム溶液の処理系統である抽出器内の溶液移動に用いる真空調節弁（FC）は，故障（異物噛込み，駆動部固着）による保守が容易ではないことから作動確認を実施する。不具合が見つかれば真空調節弁の補修又は交換を行う。

5）回転機器

回転機器の高経年化や長期停止による主な想定不具合を以下に示す。各回転機器の作動確認により健全性を確認する。不具合が見つかれば，部品交換又は本体の交換を行う。

(1) ポンプ

① 本体：ケーシングの損傷，インペラー損傷，脱落，摺動部固着，シール材劣化，吸入吐出箇所の閉塞
② 電動機：性能低下
③ 軸，軸受等：軸受けの固着，軸の変形・摩耗

(2) 排風機

① 本体：ケーシング変形・割れ，オイル劣化・不足，吸入吐出接手部の緩み
② 電動機：性能低下
③ 軸，軸受等：軸受けの摩耗，グリス劣化・不足，Vベルト/Vプーリー劣化摩耗

(3) 撹拌機（抽出器）

① 本体：軸受の固着，変形，磨耗
② 電動機：性能低下

6）サンプリング系統

サンプリング系統の長期停止による主な想定不具合は，サンプリング系統の循環性能低下，サンプング配管又はニードルの詰まりによる試料採取不可が考えられることから，実際に試料が採取できることの確認を行う。不具合が見つかればライン洗浄などを行い試料が採取できるようにする。

以上

表-1 分離精製工場（MP）及びウラン脱硝施設（DN）における長期停止に伴う主な想定不具合及び点検項目

| 施設 | 分類 | | 機器名 | 工程，機器番号 | | 想定不具合 | 点検項目 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| MP | 1 | 濃縮ウラン溶解槽 | 濃縮ウラン溶解槽 | 溶解工程 | 242R12 | プラグガスケットの劣化 | 作動確認，溶解槽気密確認 |
| | | | | | | プラグ可動軸の伸縮不良 | 外観，作動確認，増し締め |
| | | | | | | 加熱，冷却系統弁類の作動不良 | 作動確認，溶解槽気密確認 |
| | | | | | | 酸素，試薬供給系統弁類の作動不良 | 外観，作動確認 |
| | 2 | フィルタ，ろ過器 | パルスフィルタ | 清澄工程 | 243F16 | シール材劣化 | 作動確認 |
| | | | | | | エレメント目詰まり | 流量確認 |
| | | | | | | シール材劣化 | 流量確認 |
| | | | | | | 真空/圧空系統（VCV，三方弁，タイマ）の作動不良 | 作動確認 |
| | | | | | | シーケンサ制御不良 | 作動確認 |
| | 3 | 送液装置 | ダネード | 調整工程 | 251Z119/Z121 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | | ウラン濃縮工程 | 263Ｚ104 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | スチームジェット | 溶解工程 | 242J111/J112<br>242J1311/J1312/J137 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | | 清澄工程 | 243J102/J103<br>243J161/J163/J164/243V201 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | | 調整工程 | 251J126 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | | 抽出工程 | 255J129/261J128 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |

表-1 分離精製工場（MP）及びウラン脱硝施設（DN）における長期停止に伴う主な想定不具合及び点検項目

| 施設 | 分類 | | 機器名 | 工程，機器番号 | | 想定不具合 | 点検項目 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| MP | 3 | 送液装置（続き） | スチームジェット | リワーク工程 | 276J102/276J124<br>276J126/276J153 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | | HAW 濃縮工程 | 271 J 203/J204/J205 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | | 酸回収工程 | 273 J 204/J205/J501/ J 426 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | | ウラン濃縮工程 | 263 J 131 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | エアージェット | 抽出工程 | 252J139/252J149 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | エアーリフト | 調整工程 | 251A111/A112<br>251A114/A115 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | | 抽出工程 | 252A133/A143 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | | Pu 濃縮・貯蔵工程 | 266A123/A125/A131 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | | リワーク工程 | 276A107/A151/A203 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | | HAW 濃縮工程 | 271Ａ206/A207/A208<br>A209/A2003 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |

表-1 分離精製工場（MP）及びウラン脱硝施設（DN）における長期停止に伴う主な想定不具合及び点検項目

| 施設 | 分類 | | 機器名 | 工程，機器番号 | | 想定不具合 | 点検項目 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| MP | 3 | 送液装置（続き） | エアーリフト（続き） | 試薬調整工程 | 201A132/A133 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | | | サイフォン | 調整工程 | 251S103/S104 | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 作動確認 |
| | 4 | バルブ | 真空調節弁（FC） | 抽出工程 | 252FC101/FC102/FC103/FIC1101<br>FC1102/FC1103/252FC1104/FC1105<br>FC1106/FC1107/FC1108/FC1109.1<br>FC1110/FC1111/FC1112/FC1113<br>FC1113/FC1114/FC1116/FC1117 | 異物噛込み | 作動確認 |
| | | | | | | 駆動部固着 | 作動確認 |
| | 5 | 回転機器 | ポンプ | Pu 濃縮・貯蔵工程 | 266P231<br>267P213 | ケーシングの損傷 | 外観 |
| | | | | | | インペラー損傷，脱落 | 作動確認(流量，異音，振動) |
| | | | | | | 摺動部の固着 | 作動確認(異音，振動) |
| | | | | | | シール材の劣化 | 作動確認(漏えい) |
| | | | | | | 吸入，吐出箇所閉塞 | 作動確認(流量，圧力) |
| | | | | | | 電動機性能低下 | 電流値，振動 |
| | | | | | | 軸受の固着，変形，磨耗 | 作動確認(異音，振動) |
| | | | | U 濃縮・HAW 濃縮工程 | 263P141<br>271P311 | ケーシングの損傷 | 外観 |
| | | | | | | インペラー損傷，脱落 | 作動確認(流量，異音，振動) |
| | | | | | | 摺動部の固着 | 作動確認(異音，振動) |
| | | | | | | シール材の劣化 | 作動確認(漏えい) |
| | | | | | | 吸入，吐出箇所閉塞 | 作動確認(流量，圧力) |

表-1 分離精製工場（MP）及びウラン脱硝施設（DN）における長期停止に伴う主な想定不具合及び点検項目

| 施設 | 分類 | | 機器名 | 工程，機器番号 | | 想定不具合 | 点検項目 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| MP | 5 | 回転機器（続き） | ポンプ（続き） | U 濃縮・HAW 濃縮工程 | 263P141<br>271P311 | 電動機性能低下 | 電流値，振動 |
| | | | | | | 軸受の固着，変形，磨耗 | 作動確認(異音，振動) |
| | | | | 試薬工程 | 201P751<br>201P761<br>201P801<br>201P811<br>201P031<br>201P032 | ケーシングの損傷 | 外観 |
| | | | | | | インペラー損傷，脱落 | 作動確認(流量，異音，振動) |
| | | | | | | 摺動部の固着 | 作動確認(異音，振動) |
| | | | | | | シール材の劣化 | 作動確認(漏えい) |
| | | | | | | 吸入，吐出箇所閉塞 | 作動確認(流量，圧力) |
| | | | | | | 電動機性能低下 | 電流値，振動 |
| | | | | | | 軸受の固着，変形，磨耗 | 作動確認(異音，振動) |
| | | | スターラ | 抽出工程 | 252R10,R11,265R20,R21,R22 | 電動機性能低下，軸受の固着，変形，磨耗 | 作動確認(電流値，異音，振動) |
| | 6 | サンプリング系統 | サンプリング | サンプリング工程 | 255V23/266V24/252V14<br>252R101/252R1101/252R1104<br>251V10/251V11<br>242V13/244V125/244V15/244V12<br>265R2005/265R2010/265R2201<br>265R2206/266V12/266V13/<br>276V12.15/<br>276V10/276V20/<br>271E20/271V31/273V20 | 循環性能低下 | 試料採取確認 |
| | | | | | | サンプング配管，ニードルの詰まり | 試料採取確認 |

表-1 分離精製工場（MP）及びウラン脱硝施設（DN）における長期停止に伴う主な想定不具合及び点検項目

| 施設 | 分類 | | 機器名 | 工程，機器番号 | | 想定不具合 | 点検項目 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| DN | 7 | ポンプ | ポンプ | ウラン濃縮・脱硝工程 | 263P301/P311/P321<br>263P331/P341/P342<br>263P371/P381<br>264P4041/P4042/P411<br>264P412/P601/P611<br>264P631/P632/P634<br>264P635/P641/P651<br>264P721/P756/P761<br>264P7911/P7912/P7921<br>264P7922/P8011/P8021<br>264P8031/P8311/P8312<br>264P8421/P8711/P8712 | 本体の劣化 | 外観 |
| | | | | | | インペラー損傷，脱落 | 作動確認(流量，異音，振動) |
| | | | | | | 摺動部の固着 | 作動確認(異音，振動) |
| | | | | | | シール材の劣化 | 作動確認(漏えい) |
| | | | | | | 吸入，吐出箇所閉塞 | 作動確認(流量，圧力) |
| | | | | | | 基礎(据付)ボルトの腐食，緩み | 外観，触手（トルクチェック） |
| | | | | | | 電動機絶縁低下 | 絶縁抵抗測定 |
| | | | | | | 電動機性能低下 | 電流値，回転数，温度，振動 |
| | | | | | | モータベアリング磨耗 | 作動確認(異音，振動) |
| | | | | | | 基礎(据付)ボルトの腐食，緩み | 外観，触手（トルクチェック） |
| | | | | | | 軸受の固着 | 作動確認(異音，振動) |
| | | | | | | 軸の変形，磨耗 | 作動確認(異音，振動) |
| | 8 | 送排風機 | 送排風機 | ウラン濃縮・脱硝工程 | 264K692 | 羽根等の腐食 | 作動確認（振動，異音） |
| | | | | | | ケーシング変形，割れ | 外観 |
| | | | | | | シール材の劣化 | 作動確認(漏えい) |
| | | | | | | 基礎(据付)ボルトの腐食，緩み | 外観，触手（トルクチェック） |
| | | | | | | オイル劣化，不足 | オイルチェック |
| | | | | | | 吸入吐出継手部の緩み | 外観，触手 |
| | | | | | | 電動機絶縁低下 | 絶縁抵抗測定 |
| | | | | | | 電動機性能低下 | 電流値，回転数，温度，振動 |
| | | | | | | モータベアリング磨耗，はめ合い緩み | 作動確認(異音，振動) |

表-1 分離精製工場（MP）及びウラン脱硝施設（DN）における長期停止に伴う主な想定不具合及び点検項目

| 施設 | 分類 | | 機器名 | 工程，機器番号 | | 想定不具合 | 点検項目 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| DN | 8 | 送排風機 | 送排風機 | ウラン濃縮・脱硝工程 | 264K692 | 基礎(据付)ボルトの腐食，緩み | 外観，触手（トルクチェック） |
| | | | | | | 軸受け，軸の磨耗 | 作動確認(異音，振動) |
| | | | | | | グリス劣化，不足 | 作動確認(異音，振動，温度) |
| | | | | | | Vベルト劣化，Vプーリー磨耗 | 外観，作動確認(異音) |
| | 9 | 移送装置 | 吸引ノズル | ウラン濃縮・脱硝工程 | 264X491 | 本体の変形，インフレートシール脱落 | 外観，作動確認 |
| | | | | | | 車輪(ギア，ローラー等)の劣化，磨耗 | 作動確認(振動) |
| | | | | | | 基礎(据付)ボルトの腐食，緩み | 外観，触手（トルクチェック） |
| | | | | | | 電動機絶縁低下 | 絶縁抵抗測定 |
| | | | | | | 電動機性能低下 | 電流値 |
| | | | | | | 基礎(据付)ボルトの腐食，緩み | 外観，触手（トルクチェック） |
| | | | | | | 軸受け，軸の磨耗 | 作動確認(異音，振動) |
| | | | | | | ベルト，チェーンの劣化 | 外観 |
| | | | | | | 変速機の劣化 | 作動確認(異音) |
| | | | | | | 異物噛み込み | 作動確認(異音) |
| | 10 | 送液装置 | スチームジェット | ウラン濃縮・脱硝工程 | 263J325 | 本体の腐食 | 外観 |
| | | | | | | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の腐食，損傷 | 通水 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 通水 |
| | | | | | | 本体の腐食 | 外観 |
| | | | | | | 装置の性能低下 | 作動確認 |
| | | | | | | 付属配管の腐食，損傷 | 通水 |
| | | | | | | 付属配管の詰まり | 通水 |

表-1 分離精製工場（MP）及びウラン脱硝施設（DN）における長期停止に伴う主な想定不具合及び点検項目

| 施設 | 分類 | | 機器名 | 工程，機器番号 | | 想定不具合 | 点検項目 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| DN | 11 | 制御盤・電源盤 | 現場制御盤 | ウラン濃縮・脱硝工程 | （A111　UO3 抜出し系） | 盤本体，固定ボルトの腐食 | 外観 |
| | | | | | | リレー固着，タイマー作動不良 | 外観，作動確認 |
| | | | | | | 絶縁抵抗低下 | 絶縁抵抗測定 |
| | | | | | | 端子台の腐食 | 外観 |
| | 12 | | サイリスタ整流器盤 | ウラン濃縮・脱硝工程 | （G224） | 盤本体，固定ボルトの腐食 | 外観 |
| | | | | | | リレー固着，タイマー作動不良 | 外観，作動確認 |
| | | | | | | 絶縁抵抗低下 | 絶縁抵抗測定 |
| | | | | | | 端子台の腐食 | 外観 |
| | 13 | その他(秤量器) | 計量台 | ウラン濃縮・脱硝工程 | 264X45 | ケーシングの腐食，損傷 | 外観 |
| | | | | | | ロードセルの作動不良 | 作動 |
| | | | | | | 指示計の作動不良 | 作動 |
| | 14 | | 気送用計量台 | ウラン濃縮・脱硝工程 | 264X49 | ケーシングの腐食，損傷 | 外観 |
| | | | | | | ロードセルの作動不良 | 作動 |
| | | | | | | 指示計の作動不良 | 作動 |
| | 15 | ウラン脱硝塔 | 脱硝塔（破裂板含む） | ウラン濃縮・脱硝工程 | 264Ｒ43（264X4302 含む） | 機器本体，付属配管の腐食，損傷による漏洩 | 外観，通気 |
| | | | | | | 機器本体の損傷による変形 | 外観，通気 |
| | | | | | | ヒーターの健全性 | 外観，通気 |
| | | | | | | 接続部からのリーク | 外観，通気 |
| | | | | | | 関連弁の開閉状況 | 外観，通気 |

表-1 分離精製工場（MP）及びウラン脱硝施設（DN）における長期停止に伴う主な想定不具合及び点検項目

| 施設 | 分類 | | 機器名 | 工程，機器番号 | | 想定不具合 | 点検項目 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| DN | 16 | 熱交換器 | 熱媒加熱器 | ウラン濃縮・脱硝工程 | 264H405 | 機器本体，付属配管の腐食，損傷による漏洩 | 外観，通水 |
| | | | | | | 冷水，冷却水，蒸気配管の閉塞 | 通水，通気 |
| | | | | | | 電気ヒータ絶縁抵抗低下 | 絶縁抵抗測定 |
| | 17 | | 流動用空気加熱器 | ウラン濃縮・脱硝工程 | 264H431 | 機器本体，付属配管の腐食，損傷による漏洩 | 外観，通水 |
| | | | | | | 冷水，冷却水，蒸気配管の閉塞 | 通水，通気 |
| | | | | | | 電気ヒータ絶縁抵抗低下 | 絶縁抵抗測定 |
| | 18 | | 流動用空気加熱器 | ウラン濃縮・脱硝工程 | 264H432 | 機器本体，付属配管の腐食，損傷による漏洩 | 外観，通水 |
| | | | | | | 冷水，冷却水，蒸気配管の閉塞 | 通水，通気 |
| | | | | | | 電気ヒータ絶縁抵抗低下 | 絶縁抵抗測定 |
| | 19 | | 流動用空気加熱器 | ウラン濃縮・脱硝工程 | 264H433 | 機器本体，付属配管の腐食，損傷による漏洩 | 外観，通水 |
| | | | | | | 冷水，冷却水，蒸気配管の閉塞 | 通水，通気 |
| | | | | | | 電気ヒータ絶縁抵抗低下 | 絶縁抵抗測定 |

別紙 4

# 工程洗浄において環境へ放出される放射性廃棄物及び放出に対する取り組みについて

1. はじめに

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設から環境へ放出される放射性廃棄物については，環境への影響をできる限り少なくするように，主要な核種等の年間最大放出量を再処理事業指定申請書に定め許可を受けるとともに保安規定に定め，環境へ放出される放射能物質の濃度を監視している。廃止措置段階の再処理施設は新たに使用済燃料の再処理を行わず，現実的な値を廃止措置計画変更認可申請書（平成 30 年 6 月認可）に放出管理目標値として定め，保安規定で管理している。

今後実施する工程洗浄により放出される放射性廃棄物として，放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出量について，過去の放出実績をもとに評価を行うとともに，環境への影響を低減するための取り組みについて以下に示す。

2. 工程洗浄により環境へ放出される放射性廃棄物（図-1 参照）

工程洗浄により環境へ放出される放射性廃棄物は，せん断粉末の溶解に伴う廃気及び溶解オフガス洗浄廃液，溶解液移送に伴う廃気及び槽類換気系のオフガス洗浄廃液から発生する。プルトニウム溶液及びウラン溶液については，既に精製されており放射性廃棄物の主要な核種等を含んでおらず，廃棄に伴う液移送操作及び粉末化においても環境へ放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物への影響はない。

○せん断粉末の溶解に伴う廃気及び溶解オフガス洗浄廃液

せん断粉末を加熱して溶液化する際に，放射性物質を含む廃気が発生する。この廃気は，濃縮ウラン溶解槽の換気系統でオフガス洗浄を行う。洗浄された廃気は，更にフィルタにより放射性物質を捕集したのちに放射性気体廃棄物として主排気筒より大気中に放出される。オフガス洗浄に用いた洗浄廃液は，再処理運転時と同様に処理され，放射性液体廃棄物として海中放出管より海洋放出される。

○溶解液移送に伴う廃気及び槽類換気系のオフガス洗浄廃液

せん断粉末の溶解液は，抽出工程，高放射性廃液濃縮工程を経由したのち高放射性廃液貯槽へ送液し廃棄する。溶解液移送に係る工程からの廃気は，槽類換気系でオスガス洗浄を行う。洗浄された廃気は，更にフィルタにより放射性物質を捕集したのちに放射性気体廃棄物として主排気筒より大気中に放出される。オフガス洗浄に用いた洗浄廃液は，再処理運転時と同様に処理され，放射性液体廃棄物として海中放出管より海洋放出される。これらの溶解液移送に伴う放出量は蒸発缶での蒸発濃縮操作を行わないことから，せん断粉末の溶解に伴う放射能量よりも十分低い。

3. 環境へ放出される放射性廃棄物の評価

(1) 評価対象

以下に示す再処理事業指定申請書及び保安規定に定めている環境へ放出される主要な核種を評価対象とする。

○放射性気体廃棄物

Kr-85，H-3，C-14，I-129，I-131

○放射性液体廃棄物

H-3，Sr-89，Sr-90，Zr-95，Nb-95，Ru-103，Ru-106/Rh-106，Cs-134，Cs-137，Ce-141，Ce-144/Pr-144，I-129，I-131，Pu（α）

(2) 評価方法

①せん断粉末の放射能量

せん断粉末は，これまでの再処理運転においてせん断処理した様々な使用済燃料のせん断粉末が含まれ，使用済燃料の種類（炉型）や燃焼度等が設定できない。このため，放射能の設定においては再処理施設への受入れ前に必要な冷却期間（設計値）及び受入れ後の冷却期間を組合せ，核種崩壊生成計算コード（ORIGEN）により設定した（表-1 参照）。

②工程洗浄に伴う放射性廃棄物の放出割合

工程洗浄に伴い環境へ放出される放射性廃棄物は，過去の使用済燃料の再処理運転における放出割合をもとに求めた。工程洗浄のように一部の工程のみを稼働させた場合における放射性廃棄物の放出データを有していないことから，使用済燃料の再処理運転時に再処理工程全体を稼働させた場合の放出データから工程洗浄時の放出割合を設定した。

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の環境への放出割合は，再処理運転（直近10 回の運転期間）で再処理した使用済燃料に含まれる主要な核種の放射能量（ORIGEN 計算値）を入量とし，主排気筒（放射性気体廃棄物）又は海中放出管（放射性液体廃棄物）から放出した主要な核種の放出量を出量として，出量／入量の比を求めて最大値とした（表-2，3 参照）。

③せん断粉末の溶解処理に伴い環境へ放出される放射性廃棄物の放出量

「①せん断粉末の放射能量」に「②工程洗浄に伴う放射性廃棄物の放出割合」を乗じたものをせん断粉末の処理に伴う再処理工程全体からの放射性廃棄物の放出量とした（表-4，5 参照）。

(3) 評価の保守性

○ 再処理事業指定申請書に定め許可を受け処理した使用済燃料のうち，主に核分裂生成物が多くなる軽水炉燃料（PWR 燃料）及びアクチニド核種が多くなるふげん MOX タイプ B 燃料を基に，評価に用いるせん断粉末の放射能量等を設定した。以下の条件で PWR 燃料及びふげん MOX タイプ B 燃料の ORIGEN 計算を行い，それぞれの計算結果を主要な核種毎に比較し，放射能量の大きい方の値を組み合わせて，せん断粉末に含まれる主要な核種の放射能量とした（表-1 参照）。

・ 燃焼度：PWR 燃料は 35,000 MWD/t，ふげん MOX タイプ B 燃料で 20,000 MWD/t（東

海再処理施設で取り扱える各燃料の最高燃焼度）

・ 冷却期間：PWR 燃料は 180 日※1＋10 年※2，ふげん MOX タイプ B 燃料は 2 年※1＋10 年※2

※1 再処理事業指定申請書に定める再処理施設への受入れ前に必要な冷却期間

※2 最後の再処理運転を行った 2007 年から現在（2021 年）までの期間（約 14 年）を踏まえて，冷却期間を 10 年間とし，主要な核種の放射能量の減衰を考慮した。

○ 使用済燃料に含まれる主要な核種のうち Kr-85 については，通常の再処理運転のせん断処理時に一部が主排気筒より大気中へ放出されることを確認している。本評価においてはせん断に伴う放出を考慮せず，せん断粉末の溶解時に Kr-85 の全放射能量が放出するものとした。

○ 放射性液体廃棄物の H-3 は，再処理運転時に濃縮ウラン溶解槽，高放射性廃液蒸発缶及び酸回収蒸発缶の加熱操作によって凝縮水（低放射性廃液）へ移行することを確認している。工程洗浄では高放射性廃液蒸発缶及び酸回収蒸発缶の加熱操作を行わず，濃縮ウラン溶解槽のみで加熱操作を行うため，運転中よりも低放射性廃液への放出割合は低下することになるが，再処理運転時（全蒸発缶稼働時）の放出割合を用いて放出量を求めた。

(4) 評価結果

1) 放射性気体廃棄物の放出量

① 工程洗浄に伴い放出される放射性気体廃棄物の主要核種については，年間最大放出量を十分に下回る。また，Kr-85，H-3 については，廃止措置計画に定めた放出管理目標値も十分に下回ることを確認した（表-4 参照）。

② 工程洗浄に伴い放出される主要核種（Kr-85,H-3,C-14,I-129）について，「工程洗浄に伴う放出量」と「再処理停止中の放出量」を核種毎に比較するとともに，再処理停止中の放出量に工程洗浄に伴う放出量を加えて，工程洗浄に伴う放出量による影響を評価した（図-2 参照）。

なお，Kr-85，C-14，I-129 については，運転停止中に環境へ放出が認められていないことから，工程洗浄に伴う放出量のみの評価となる。

○Kr-85

再処理運転の停止に伴い，保守作業等の一部の放出を除き運転停止中はほとんど Kr の放出がなくなる。工程洗浄時の Kr-85 の放出量は $10^4$ GBq オーダーであり，その分，停止中よりも高くなる（再処理運転時より 1 桁程度低い）。

なお，仮に工程洗浄（放出量：$4.5\times10^4$ GBq）に合わせてクリプトン管理放出（放出量：$1\times10^6$ Bq）を行った場合でも，放出管理目標値（$2.0\times10^6$ GBq）を超えることはない。

○H-3

運転期間中は，ほぼ $10^3$～$10^4$ GBq オーダーで推移し，運転停止後，放出量は徐々に低下し直近では $10^1$～$10^2$ GBq オーダーである。工程洗浄時における放出量（放

出量：$2.8\times10^{1}$ GBq）は，運転停止中と同じオーダーであり，2020 年度の放出量に加算したとしても同程度の放出量であり影響はない。

○C-14，I-129

再処理運転の停止に伴い，ほとんど放出がなくなることから， C-14 及び I-129 は工程洗浄分の放出量が増加する（再処理運転時より 1～2 桁程度低い)。

2） 放射性液体廃棄物の放出量

① 工程洗浄に伴い放出される放射性液体廃棄物の主要核種については，年間最大放出量を十分に下回る。また， H-3 については，廃止措置計画に定めた放出管理目標値も十分に下回ることを確認した（表-5 参照)。

② 工程洗浄に伴い放出される主要核種（H-3，I-129，Pu(α)）について，「工程洗浄に伴う放出量」と「再処理停止中の放出量」を核種毎に比較するとともに，再処理停止中の放出量に工程洗浄に伴う放出量を加えて，工程洗浄に伴う放出量による影響を評価した（図-3 参照)。

○H-3，I-129 及び Pu（α）

運転停止中の放出量は，低放射性廃液の発生量等によりばらついており，工程洗浄実施時における放出量は，いずれの核種も運転停止中と同程度の放出量となる。このため，運転停止中の 2008～2020 年度の平均の放出量に工程洗浄分を加算したとしても，同程度の放出量であり影響はない。

4. 放出に対する取り組み

工程洗浄における環境へ放出される放射性廃棄物について，せん断粉末の放射能量の設定，Kr-85 のせん断粉末中への残存率，H-3 の放出割合等を保守的な条件に設定し，放射性気体及び液体廃棄物からの放出量の評価を行った。これらの評価の結果，放射性気体廃棄物の H-3，放射性液体廃棄物の H-3，I-129 及び Pu（α）については運転停止中と同程度になると予想されるものの，放射性気体廃棄物の Kr-85，C-14 及び I-129 については，停止中より放出量が増加すると予想される。

これらの放出に対する環境への影響を低減するための対応として，せん断粉末の溶解を複数回（10 バッチ）に分けて実施することにより，主排気筒から一度に放出される量を低減する対応を図る。また，使用する機器・設備の健全性確認を確実に行うとともに，誤操作防止に係る教育等を実施し，異常な放出を防止するように取り組む。

以上

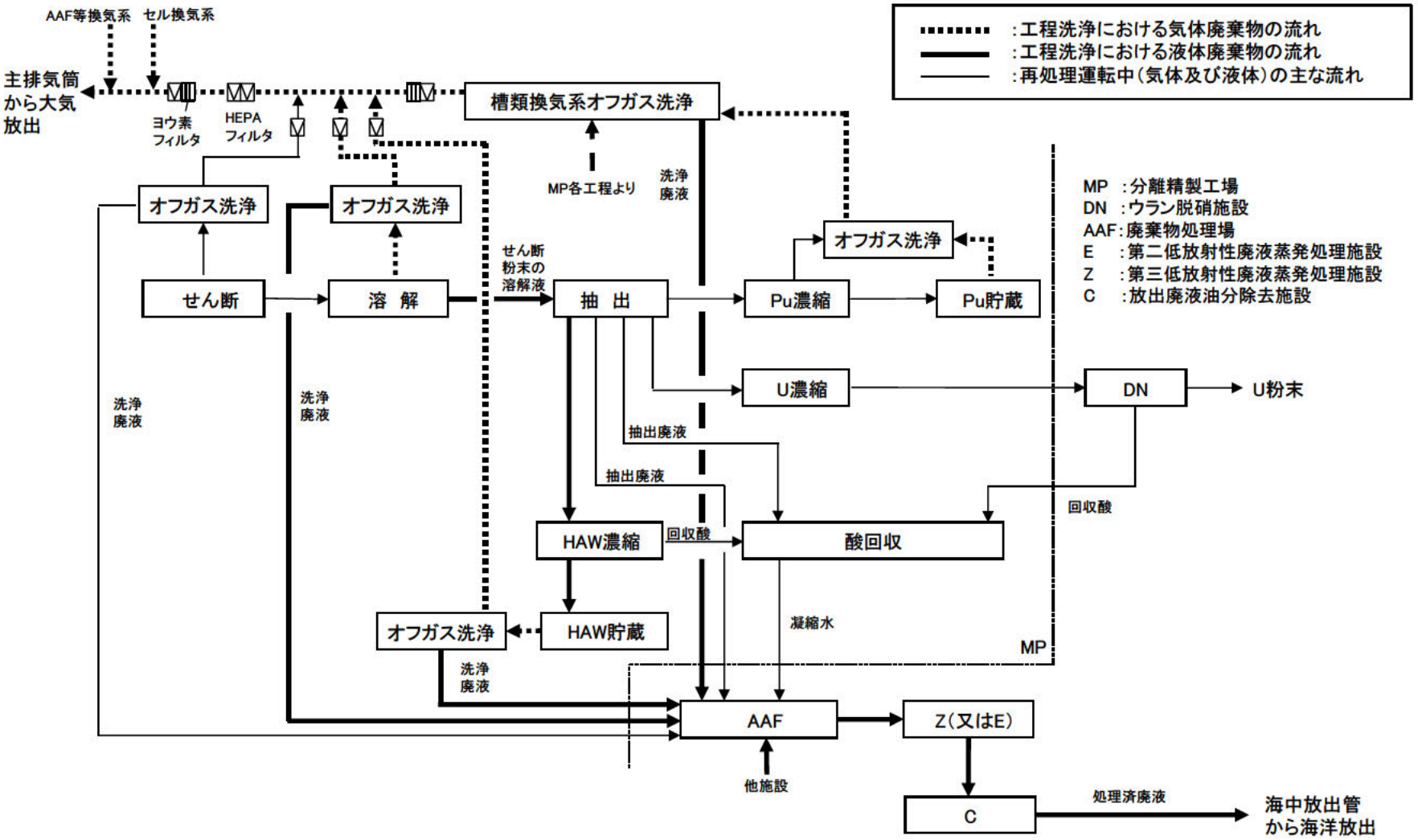



図-1　工程洗浄により発生する放射性廃棄物（気体及び液体）の主な流れ

表-1 せん断粉末に含まれる主要核種の放射能量の設定

| 主要核種 | ORIGEN 計算による放射能量（GBq） | | せん断粉末の放射能量（GBq） |
|---|---|---|---|
| | 軽水炉燃料（PWR 燃料） | ふげん MOX タイプ B 燃料 | |
| Kr-85 | $4.1\times10^{4}$ | $1.9\times10^{4}$ | $4.1\times10^{4}$ |
| H-3 | $2.5\times10^{3}$ | $1.7\times10^{3}$ | $2.5\times10^{3}$ |
| C-14 | 5.6 | $1.3\times10$ | $1.3\times10$ |
| I-129 | $2.6\times10^{-1}$ | $1.7\times10^{-1}$ | $2.6\times10^{-1}$ |
| I-131 | 0*1 | 0*1 | 0*1 |
| Sr-89 | 0*1 | $2.3\times10^{-14}$ | $2.3\times10^{-14}$ |
| Sr-90 | $4.9\times10^{5}$ | $2.1\times10^{5}$ | $4.9\times10^{5}$ |
| Zr-95 | $1.2\times10^{-10}$ | $8.4\times10^{-10}$ | $8.4\times10^{-10}$ |
| Nb-95 | $2.6\times10^{-11}$ | $1.9\times10^{-9}$ | $1.9\times10^{-9}$ |
| Ru-103 | 0*1 | 0*1 | 0*1 |
| Ru-106<br>Rh-106 | $6.1\times10^{3}$ | $1.2\times10^{4}$ | $1.2\times10^{4}$ |
| Cs-134 | $4.0\times10^{4}$ | $1.9\times10^{4}$ | $4.0\times10^{4}$ |
| Cs-137 | $6.8\times10^{5}$ | $4.1\times10^{5}$ | $6.8\times10^{5}$ |
| Ce-141 | 0*1 | 0*1 | 0*1 |
| Ce-144<br>Pr-144 | $1.7\times10^{3}$ | $2.7\times10^{3}$ | $2.7\times10^{3}$ |
| Pu（α） | | | |

*1 ORIGEN 計算上，$10^{-25}$ g 以下の核種の放射能量は「0」として取り扱う

表-2　再処理運転実績から求めた放射性気体廃棄物に含まれる主要核種の放出割合

| キャンペーン名 | 再処理量(tU) | ①使用済燃料の放射能量（ORIGEN計算値）（GBq） | | | | | ②主排気筒からの放出量（実測値）（GBq） | | | | | 放出割合（②/①） | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | Kr-85 | H-3 | C-14 | I-129 | I-131 | Kr-85 | H-3 | C-14 | I-129 | I-131 | Kr-85 | H-3 | C-14 | I-129 | I-131 |
| 02-1<br>（2002.03～2002.06） | 22.3 | 3.0E+06 | 1.9E+05 | 4.8E+02 | 1.8E+01 | 0.0E+00 | 2.3E+06 | 1.6E+03 | 8.7E+01 | 1.4E-02 | 微※2 | 7.7E-01 | 8.4E-03 | 1.8E-01 | 7.9E-04 | - |
| 02-2<br>（2002.10～2002.11） | 6.4 | 8.2E+05 | 5.4E+04 | 1.7E+02 | 6.3E+00 | 0.0E+00 | 8.8E+05 | 4.2E+02 | 2.7E+01 | 1.7E-02 | 微※2 | 1.1E+00 | 7.7E-03 | 1.6E-01 | 2.7E-03 | - |
| 03-2<br>（2003.9～2003.11） | 13.9 | 1.7E+06 | 1.1E+05 | 3.5E+02 | 1.3E+01 | 0.0E+00 | 1.6E+06 | 9.5E+02 | 4.7E+01 | 2.7E-02 | 微※2 | 9.1E-01 | 8.5E-03 | 1.3E-01 | 2.1E-03 | - |
| 04-1<br>（2004.01～2004.06） | 15.3※1 | 1.7E+06 | 1.2E+05 | 4.7E+02 | 1.7E+01 | 0.0E+00 | 1.7E+06 | 1.2E+03 | 8.6E+01 | 4.7E-02 | 微※2 | 9.8E-01 | 1.0E-02 | 1.8E-01 | 2.8E-03 | - |
| 04-2<br>（2004.10～2004.12） | 10.2 | 1.7E+06 | 6.8E+04 | 2.1E+02 | 7.5E+00 | 0.0E+00 | 1.2E+06 | 6.3E+02 | 3.4E+01 | 3.1E-02 | 微※2 | 7.1E-01 | 9.3E-03 | 1.7E-01 | 4.1E-03 | - |
| 05-1<br>（2005.02～2005.06） | 26.9 | 3.2E+06 | 1.9E+05 | 5.8E+02 | 2.2E+01 | 0.0E+00 | 2.6E+06 | 1.7E+03 | 1.2E+02 | 9.9E-02 | 微※2 | 8.1E-01 | 8.6E-03 | 2.1E-01 | 4.5E-03 | - |
| 05-2<br>（2005.10～2005.12） | 13.2 | 1.3E+06 | 8.3E+04 | 3.2E+02 | 1.2E+01 | 0.0E+00 | 1.1E+06 | 5.1E+02 | 4.3E+01 | 5.5E-02 | 微※2 | 8.3E-01 | 6.2E-03 | 1.4E-01 | 4.7E-03 | - |
| 06-1<br>（2006.02～2006.05） | 20.9※1 | 1.1E+06 | 7.2E+04 | 3.7E+02 | 1.4E+01 | 0.0E+00 | 1.2E+06 | 6.5E+02 | 9.7E+01 | 1.7E-01 | 微※2 | 1.0E+00 | 9.1E-03 | 2.6E-01 | 1.2E-02 | - |
| 06-2<br>（2006.11～2006.12） | 5.21 | 6.2E+05 | 3.6E+04 | 9.6E+01 | 3.2E+00 | 0.0E+00 | 5.4E+05 | 3.9E+02 | 2.0E+01 | 2.8E-02 | 微※2 | 8.7E-01 | 1.1E-02 | 2.1E-01 | 8.7E-03 | - |
| 07-1<br>（2007.02～2007.04） | 11.7※1 | 7.9E+05 | 7.3E+04 | 1.9E+02 | 7.8E+00 | 0.0E+00 | 6.6E+05 | 6.6E+02 | 1.8E+01 | 2.8E-02 | 微※2 | 8.3E-01 | 9.0E-03 | 9.6E-02 | 3.6E-03 | - |
| | | | | | | | | | | | 最大値 | 1.1E+00 | 1.1E-02 | 2.6E-01 | 1.2E-02 | - |

※1：ATR-MOX燃料を含む

※2：「微」は定量下限値未満であることを示す

表-3　再処理運転実績から求めた放射性液体廃棄物に含まれる主要核種の放出割合

| 年 | キャンペーン名（期間） | ①使用済燃料の放射能量（ORIGEN計算値）（GBq） | | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | H-3 | Sr89 | Sr90 | Zr95 | Nb95 | Ru103 | Ru106-Rh106 | Cs134 | Cs137 | Ce141 | Ce144-Pr144 | I-129 | I-131 | Pu(α) |
| 2002年 | 02-1キャンペーン（2002.03～2002.06）<br>02-2キャンペーン（2002.10～2002.11） | 2.4E+05 | 2.2E-01 | 4.4E+07 | 1.4E+01 | 3.2E+01 | 3.6E-03 | 6.2E+06 | 7.4E+06 | 6.3E+07 | 4.9E-05 | 4.3E+06 | 2.4E+01 | 0.0E+00 | |
| 2003年 | 03-2キャンペーン（2003.9～2003.11） | 1.1E+05 | 1.4E-12 | 2.3E+07 | 3.6E-08 | 8.0E-08 | 7.9E-17 | 2.9E+05 | 1.5E+06 | 3.2E+07 | 1.6E-20 | 7.9E+04 | 1.3E+01 | 0.0E+00 | |
| 2004年 | 04-1キャンペーン（2004.01～2004.06）<br>04-2キャンペーン（2004.10～2004.12） | 1.8E+05 | 6.9E-04 | 3.8E+07 | 2.7E-01 | 5.9E-01 | 1.0E-06 | 3.7E+06 | 4.1E+06 | 5.5E+07 | 1.2E-09 | 2.5E+06 | 2.4E+01 | 0.0E+00 | |
| 2005年 | 05-1キャンペーン（2005.02～2005.06）<br>05-2キャンペーン（2005.10～2005.12） | 2.8E+05 | 1.4E-01 | 5.6E+07 | 1.6E+01 | 3.6E+01 | 1.1E-03 | 6.9E+06 | 6.4E+06 | 7.9E+07 | 5.9E-06 | 5.3E+06 | 3.2E+01 | 0.0E+00 | |
| 2006年 | 06-1キャンペーン（2006.2～2006.5）<br>06-2キャンペーン（2006.11～2006.12） | 1.1E+05 | 1.4E-01 | 2.6E+07 | 1.2E+01 | 2.7E+01 | 1.3E-03 | 1.9E+06 | 1.5E+06 | 3.6E+07 | 1.0E-05 | 1.9E+06 | 1.6E+01 | 0.0E+00 | |
| 2007年 | 07-1キャンペーン（2007.2～2007.04） | 5.5E+04 | 6.7E-02 | 9.4E+06 | 7.4E+00 | 1.7E+01 | 4.0E-04 | 2.2E+06 | 1.3E+06 | 1.5E+07 | 2.3E-06 | 2.5E+06 | 6.9E+00 | 0.0E+00 | |

| 年 | キャンペーン名（期間） | ②海中放出管からの放出量（実測値）（GBq） | | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | H-3 | Sr89 | Sr90 | Zr95 | Nb95 | Ru103 | Ru106-Rh106 | Cs134 | Cs137 | Ce141 | Ce144-Pr144 | I-129 | I-131 | Pu(α) |
| 2002年 | 02-1キャンペーン（2002.03～2002.06）<br>02-2キャンペーン（2002.10～2002.11） | 8.1E+04 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 6.0E-03 | 微※1 | |
| 2003年 | 03-2キャンペーン（2003.9～2003.11） | 5.4E+04 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 6.7E-03 | 微※1 | |
| 2004年 | 04-1キャンペーン（2004.01～2004.06）<br>04-2キャンペーン（2004.10～2004.12） | 8.2E+04 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 1.9E-02 | 微※1 | |
| 2005年 | 05-1キャンペーン（2005.02～2005.06）<br>05-2キャンペーン（2005.10～2005.12） | 1.4E+05 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 6.6E-03 | 微※1 | |
| 2006年 | 06-1キャンペーン（2006.2～2006.5）<br>06-2キャンペーン（2006.11～2006.12） | 4.9E+04 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 1.3E-02 | 微※1 | |
| 2007年 | 07-1キャンペーン（2007.2～2007.04） | 2.1E+04 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 微※1 | 1.2E-02 | 微※1 | |

※1：「微」は定量下限値未満であることを示す

| 年 | キャンペーン名（期間） | 放出割合（②/①） | | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | H-3 | Sr89 | Sr90 | Zr95 | Nb95 | Ru103 | Ru106-Rh106 | Cs134 | Cs137 | Ce141 | Ce144-Pr144 | I-129 | I-131 | Pu(α) |
| 2002年 | 02-1キャンペーン（2002.03～2002.06）<br>02-2キャンペーン（2002.10～2002.11） | 3.3E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 2.5E-04 | - | |
| 2003年 | 03-2キャンペーン（2003.9～2003.11） | 4.9E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 5.1E-04 | - | |
| 2004年 | 04-1キャンペーン（2004.01～2004.06）<br>04-2キャンペーン（2004.10～2004.12） | 4.5E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 7.8E-04 | - | |
| 2005年 | 05-1キャンペーン（2005.02～2005.06）<br>05-2キャンペーン（2005.10～2005.12） | 4.9E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 2.0E-04 | - | |
| 2006年 | 06-1キャンペーン（2006.2～2006.5）<br>06-2キャンペーン（2006.11～2006.12） | 4.5E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 8.0E-04 | - | |
| 2007年 | 07-1キャンペーン（2007.2～2007.04） | 3.9E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 1.8E-03 | - | |
| | 最大値 | 4.9E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 1.8E-03 | - | |

表-4 工程洗浄に伴う放射性気体廃棄物の主要核種の放出量

| 主要核種 | ①せん断粉末に含まれる主要核種の放射能量（GBq） | ②過去の再処理運転実績を踏まえた放出割合（最大値） | ③せん断粉末の溶解に伴う主排気筒からの放出量（GBq）（①×②） | 年間最大放出量*2（放出管理目標値*3）（GBq/年） |
|---|---|---|---|---|
| Kr-85 | $4.1\times10^{4}$ | 1.1 | $4.5\times10^{4}$<br>$9.5\times10^{5}$ *4 | $8.9\times10^{7}$<br>$(2.0\times10^{6})$ |
| H-3 | $2.5\times10^{3}$ | $1.1\times10^{-2}$ | $2.8\times10$ | $5.6\times10^{5}$<br>$(1.0\times10^{4})$ |
| C-14 | $1.3\times10$ | $2.6\times10^{-1}$ | 3.4 | $5.1\times10^{3}$ |
| I-129 | $2.6\times10^{-1}$ | $1.2\times10^{-2}$ | $3.1\times10^{-3}$ | 1.7 |
| I-131 | 0*1 | - | 微*5 | $1.6\times10$ |

「-」：放出実績なし

*1 放射能量が極めて小さいことから，評価上 0 として取扱う。

*2 再処理事業指定申請書に定める年間最大放出量（3 排気筒の合計値）

*3 廃止措置計画変更認可申請書（平成 30 年 6 月認可）の放出管理目標値（3 排気筒の合計値）

*4 工程洗浄に合わせて Kr 管理放出を実施した場合の放出量

*5 評価期間中における再処理運転での放出実績はないことから，評価上「微」として扱う。

表-5 工程洗浄に伴う放射性液体廃棄物の主要核種の放出量

| 主要核種 | ①せん断粉末に含まれる主要核種の放射能量 (GBq) | ②過去の再処理運転実績を踏まえた放出割合 (最大値) | ③海洋放出量 (GBq) (①×②) | 年間最大放出量*2 (放出管理目標値*3) (GBq/年) |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | $2.5\times10^{3}$ | $4.9\times10^{-1}$ | $1.2\times10^{3}$ | $1.9\times10^{6}$ ($4.0\times10^{4}$) |
| Sr-89 | $2.3\times10^{-14}$ | - | 微*4 | $1.6\times10$ |
| Sr-90 | $4.9\times10^{5}$ | - | 微*4 | $3.2\times10$ |
| Zr-95 Nb-95 | $2.7\times10^{-9}$ | - | 微*4 | $4.1\times10$ |
| Ru-103 | 0*1 | - | 微*4 | $6.4\times10$ |
| Ru-106 Rh-106 | $1.2\times10^{4}$ | - | 微*4 | $5.1\times10^{2}$ |
| Cs-134 | $4.0\times10^{4}$ | - | 微*4 | $6.0\times10$ |
| Cs-137 | $6.8\times10^{5}$ | - | 微*4 | $5.5\times10$ |
| Ce-141 | 0*1 | - | 微*4 | 5.9 |
| Ce-144 Pr-144 | $2.7\times10^{3}$ | - | 微*4 | $1.2\times10^{2}$ |
| I-129 | $2.6\times10^{-1}$ | $1.8\times10^{-3}$ | $4.7\times10^{-4}$ | $2.7\times10$ |
| I-131 | 0*1 | - | 微*4 | $1.2\times10^{2}$ |
| Pu（α） | | | | |

「-」：放出実績なし

*1 放射能量が極めて小さいことから，評価上 0 として取扱う。

*2 再処理事業指定申請書に定める年間最大放出量

*3 廃止措置計画変更認可申請書（平成 30 年 6 月認可）の放出管理目標値

*4 評価期間中における再処理運転での放出実績はないことから，評価上「微」として扱う。

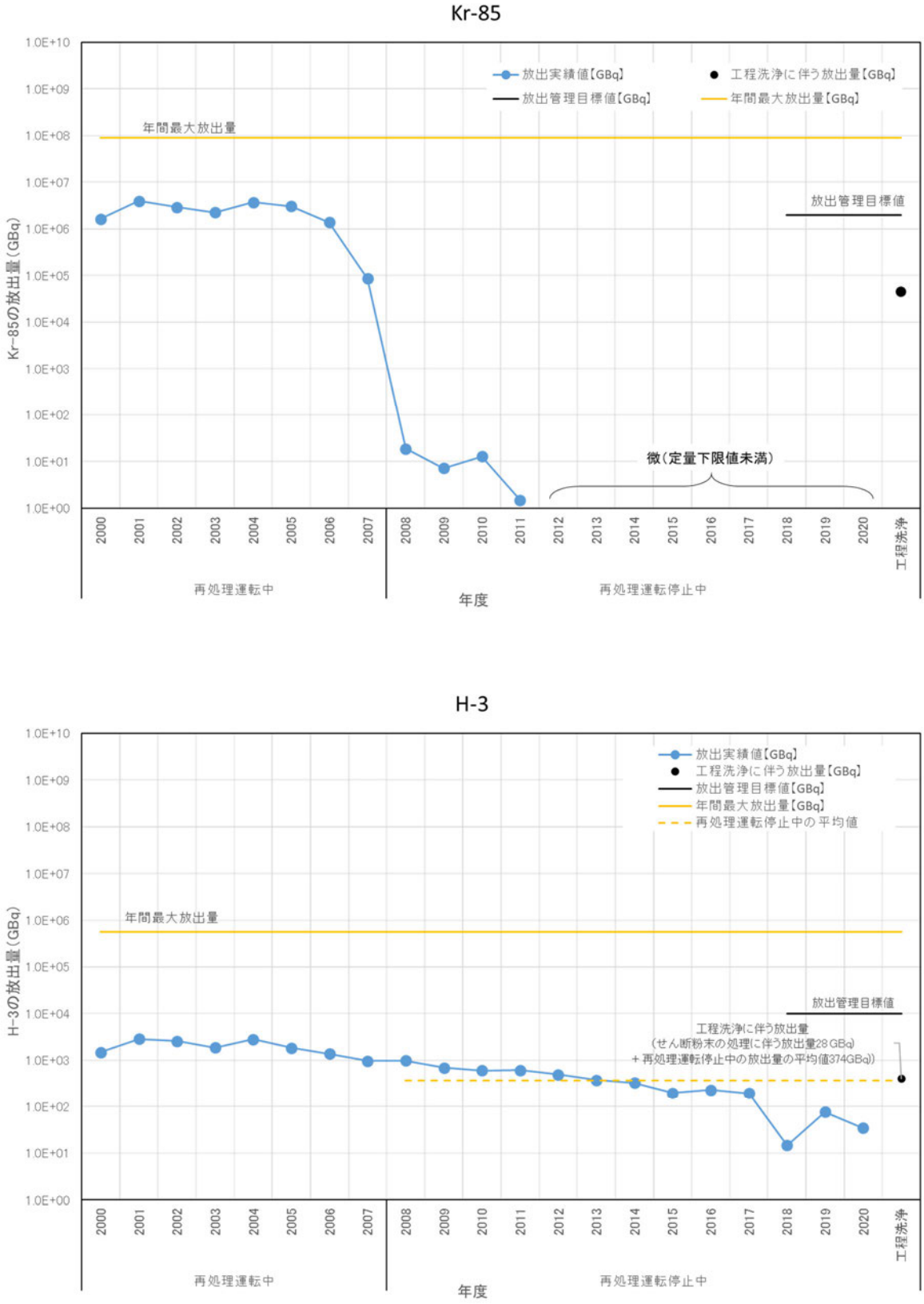



図-2　放射性気体廃棄物の放出量（Kr-85，H-3）

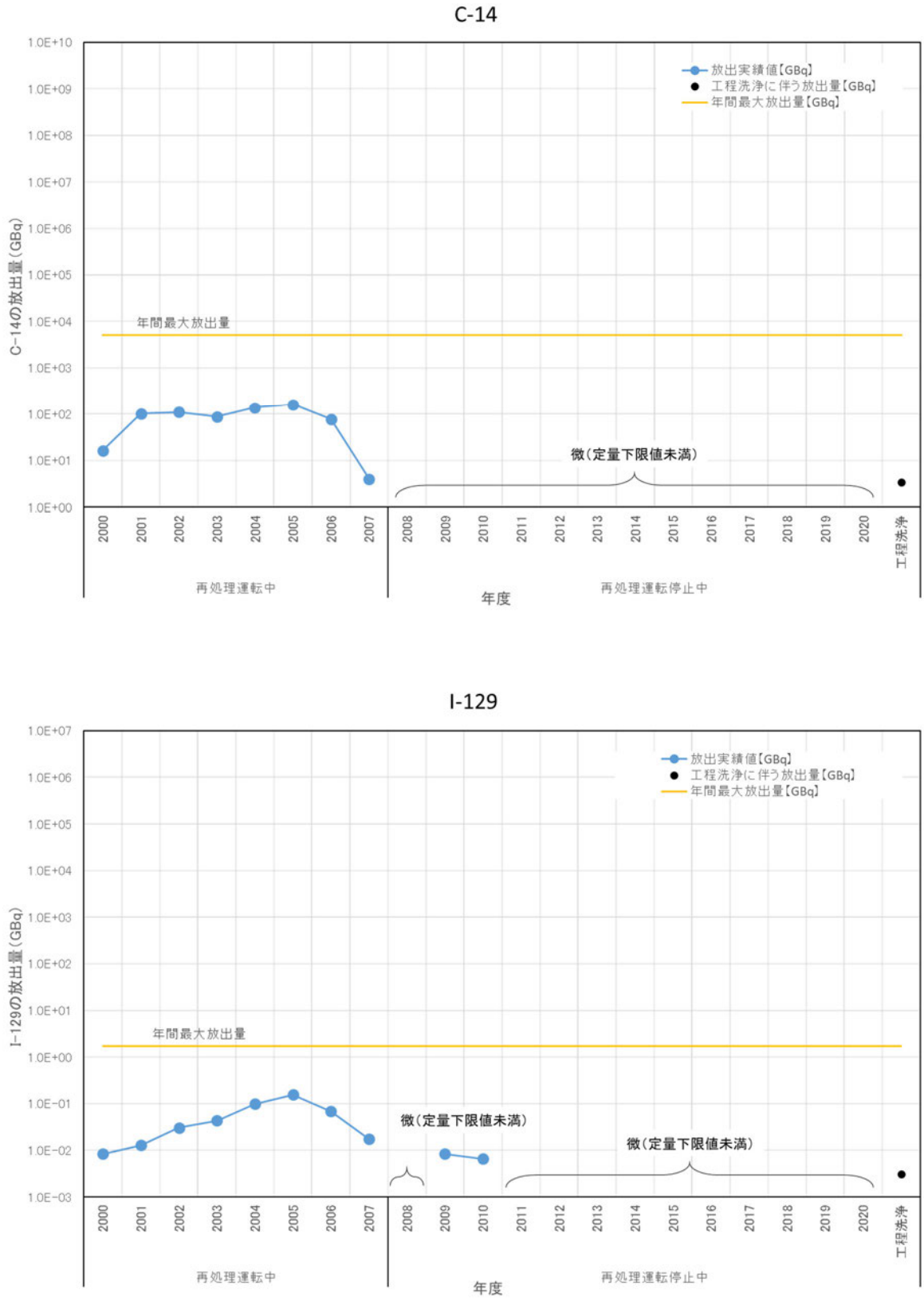



図-2　放射性気体廃棄物の放出量（C-14，I-129）

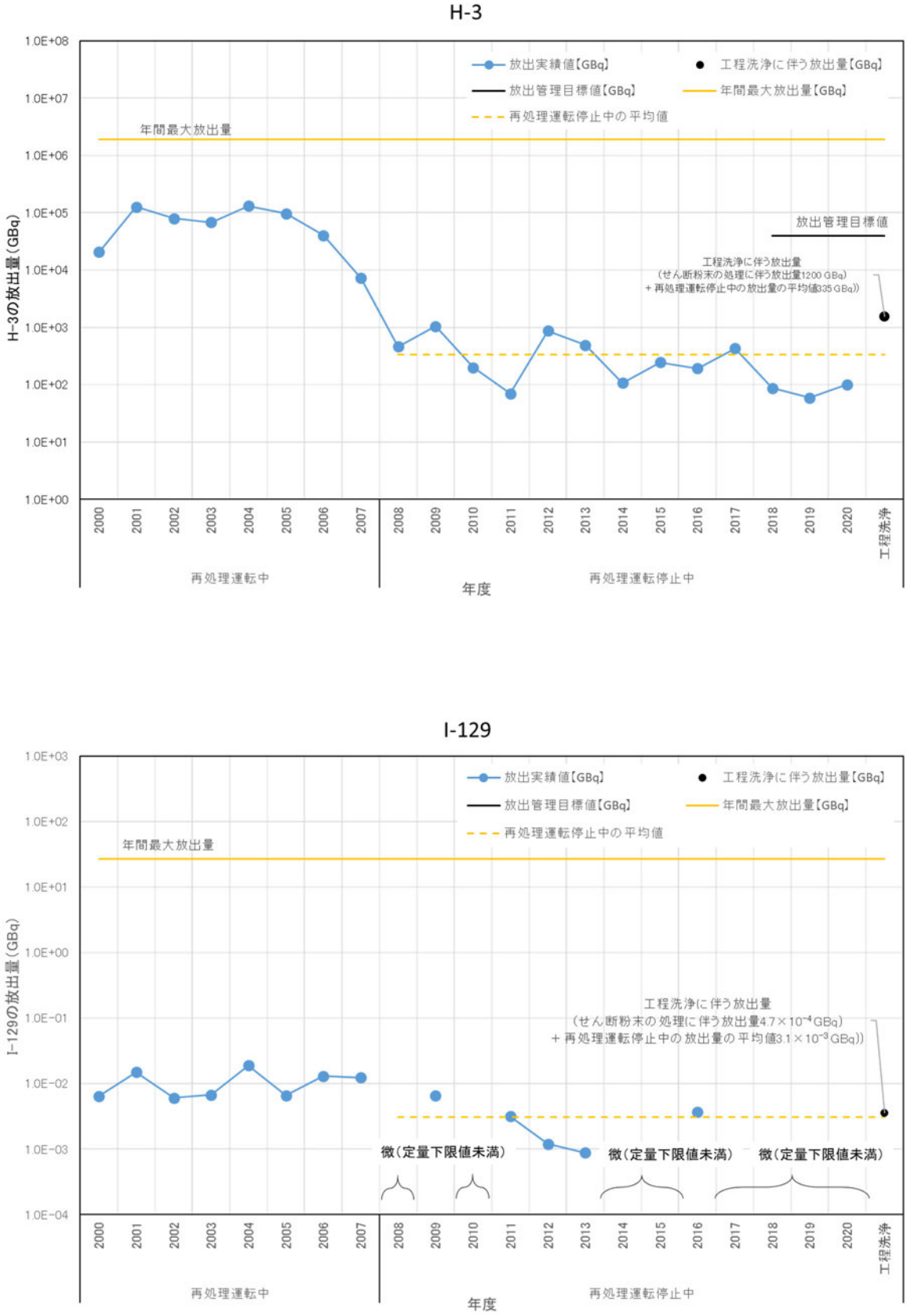



図-3　放射性液体廃棄物の放出量（H-3，I-129）

図-3　放射性液体廃棄物の放出量（Pu(α)）

別紙５

# 工程洗浄時の施設の安全性

1. 概要

工程洗浄では既存の設備・機器を使用し，設備の新規設置や改造は行わず，回収可能核燃料物質の取り出しは既設の安全設計の範囲で実施する。このため，再処理設備本体等からの回収可能核燃料物質の取り出しに用いる送液経路の安全性の確認においては，過去に発生した不具合や故障等から工程洗浄時に想定される不具合事象を抽出し，復旧方法等について整理した。

2. 評価結果

1）送液経路の安全性

回収可能核燃料物質を保持する機器及びそれらの取り出し経路の機器は，臨界安全が担保された機器であり臨界のおそれはない。また，取り出し経路ではない機器への誤操作（誤送液）を想定しても臨界のおそれはなく，送液経路の安全性に問題はない（詳細については別紙 5-1 参照）。

2）工程洗浄において想定される不具合事象及び復旧方法

回収可能核燃料物質の取り出しに用いる機器に対して，過去に発生した不具合や故障等から発生する可能性のある不具合事象を抽出し，復旧方法及び復旧に要する期間を整理した。

工程洗浄において想定される主な不具合事象として，機器の動作不良，腐食故障に伴う漏えい等が挙げられる。機器の動作不良に対しては，予備機への切り替え，予備品への交換又は機器の補修により短期間（7 日程度）で復旧可能であり施設の安全性を維持できる（詳細については別紙 5-2 参照）。

また，漏えい事象が生じたとしても，漏えい液はトリップトレイ等で安全に保持され，ドリップトレイに設置した漏えい検知装置等により速やかに検知可能であり，安全に回収できる設計であることから，安全性に問題はない（詳細については別紙 5-3 参照）。

上記の通り，既設の安全設計により十分対応可能であるものの，仮に工程洗浄の対象機器の崩壊熱除去機能の喪失が継続したとしても，内包する回収可能核燃料物質を含む溶液が沸騰するには 32 日程度（断熱評価），水素掃気機能の喪失が継続したとしても，機器内が水素の爆発下限界濃度に到達するまで 15 日程度（インベントリを保守的に設定して評価）の時間裕度があり，崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を復旧するまでの時間に対して十分な時間余裕がある（詳細については参考資料 1 参照）。

別紙 5-1

# 工程洗浄により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

工程洗浄により，せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液，ウラン溶液（ウラン粉末を含む。）及びその他の核燃料物質（洗浄液）を放射性液体廃棄物又は製品として取り出す。工程洗浄に用いる機器は，臨界管理（形状，濃度又は質量）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，送液経路において誤操作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り出しに用いる機器（図 2-1 参照）

濃縮ウラン溶解槽（242R12）のせん断粉末の溶解量は 1 バッチのせん断粉末の溶解量約 30 kg 以下する。仮に 2 重装荷（せん断粉末全量）したとしても濃縮ウラン溶解槽の設計値（400 kgU/バッチ）に対して十分に少なく,安全上の問題はない。

濃縮ウラン溶解槽（242R12）のせん断粉末の溶解液のウラン濃度は，1 バッチのせん断粉末の溶解量約 30 kgU 及び溶解液量（850 L）から最大約 40 gU/L となる。せん断粉末の溶解液は，溶解槽溶液受槽（243V10）へ送液し，溶解槽溶液受槽（243V10）に予め供給しておく硝酸（300 L）と混合して約 26 gU/L 程度となる。

これは,再処理運転時の使用済燃料の溶解液のウラン濃度約 500 gU/L 及び清澄工程の調整槽（251V10）の制限値（240 gU/L）よりも十分に低く，使用済燃料の溶解液が通過する機器の濃縮ウラン溶解槽（242R12）から分離第一抽出器（252R11）の臨界安全上の問題はない。

再処理運転時に使用済燃料の溶解液が通過しない機器としては，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 及び V38）及び高放射性廃液貯槽（272V31～V35）があるが，これらについても，通過するせん断粉末の溶解液のウラン濃度約 26 gU/L が，無限体系の臨界濃度＞340 gU/L に比べてはるかに小さいことから,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，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。

(2) プルトニウム溶液の取り出しに用いる機器（図 2-2 参照）

分離精製工場（MP）のプルトニウム製品貯槽（267V10～267V16）に貯蔵しているプルトニウム溶液及び希釈槽（266V13）に保有しているウラン及びプルトニウム混合溶液（以下「低濃度プルトニウム溶液」という。）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（272V31～272V35）に送液する。

低濃度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

機器を経由して送液するため送液経路の機器の臨界安全性について文献 [1] の臨界評価結果を参考に評価した。

その結果，低濃度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（272V31～272V35）は無限増倍率（$k_\infty$）が 0.75 未満となり，臨界安全上の問題はない(別紙 5-1-1「プルトニウム溶液の取り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)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「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（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（洗浄液）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により取り出しを行う。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，ウランの最小臨界質量 58 kgU（均質系 $UO_2$-$H_2O$，濃縮度 4 %）未満であり，手持ち運搬による臨界安全上の問題はない。

その他の核燃料物質(洗浄液)は,せん断粉末の溶解液のウラン濃度等より低いこと,せん断粉末の溶解液等の取り出しに用いない機器についても，通常の運転時の送液経路で取り出しを行うことから臨界安全上の問題はない。

3. 工程洗浄に伴い要領書等の見直し等が必要な操作

再処理施設は,アスファルト事故後の安全性確認作業 [2] において，各工程の事故の発生防止策に対して妥当性を確認するとともに,必要に応じて運転要領書の改訂及び設備を改善している。

工程洗浄は再処理運転時の操作を踏襲するものの,せん断粉末及びプルトニウム溶液の取り出し時に一部で通常とは異なる送液経路があり，それらに対して運転要領書及び操作手順書の有無を確認した。運転要領書及び操作手順書の改訂等が必要な操作について以下に示す。

(1) せん断粉末の濃縮ウラン溶解槽（242R12）への直接装荷

通常，せん断機によりせん断された使用済燃料は，分配器（せん断機シュートを含む。）を経由して濃縮ウラン溶解槽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，せん断粉末を遠隔操作（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）の溶解部の開口部から燃料装荷バスケットへ直接装荷する。

当該作業については運転要領書の改訂及び操作手順の制定が必要であり，せん断粉末の溶解量（30 kg/バッチ）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）への直接移送
(271E20→272V37/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）を経由し，高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。

せん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に，高放射性廃液蒸発缶（271E20）から直接中間貯槽（272V37 又は V38）を経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*を踏まえて保安規定で禁止している。工程洗浄において取り出すせん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界の 4 %に到達する。

(3) 中間貯槽（276V12-V15）における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（276V12-15）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，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(276V12-15)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)でのプルトニウム/ウラン比を使用済燃料の溶解液相当に調整する操作については運転要領書に新たに記載する。また，調整目標とするプルトニウム/ウラン比（1/70 以下*）については，管理値として再処理施設保安規定に定める。

＊ 東海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）の計量分析値から求めたプルトニウム/ウラン比の最大値（約 1/59）から，プルトニウム/ウラン比を 1/70 として設定

(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)への払い出しについては,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)「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

2)「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

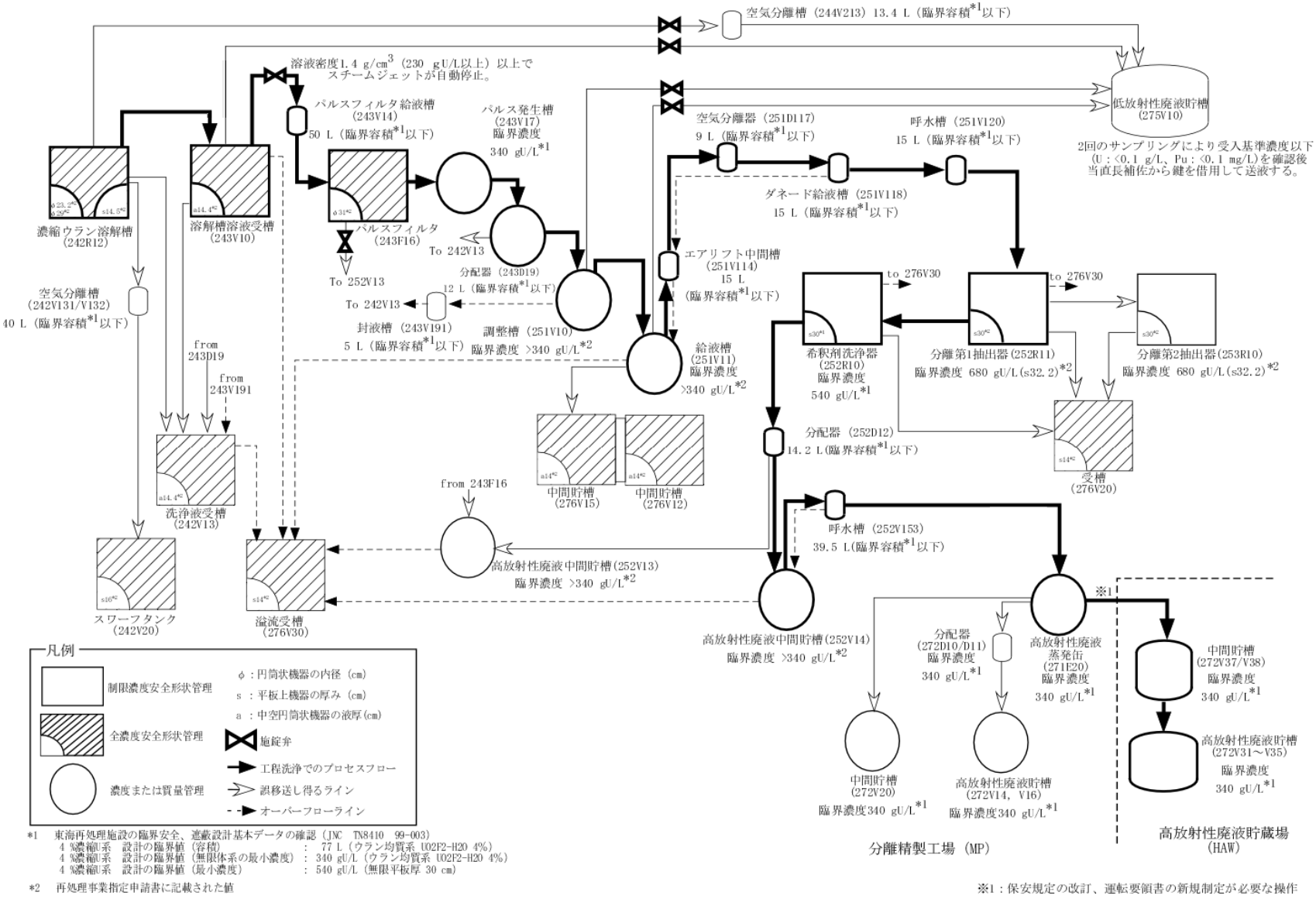



図-2-1 せん断粉末の溶解液の移送経路及び臨界管理系統図

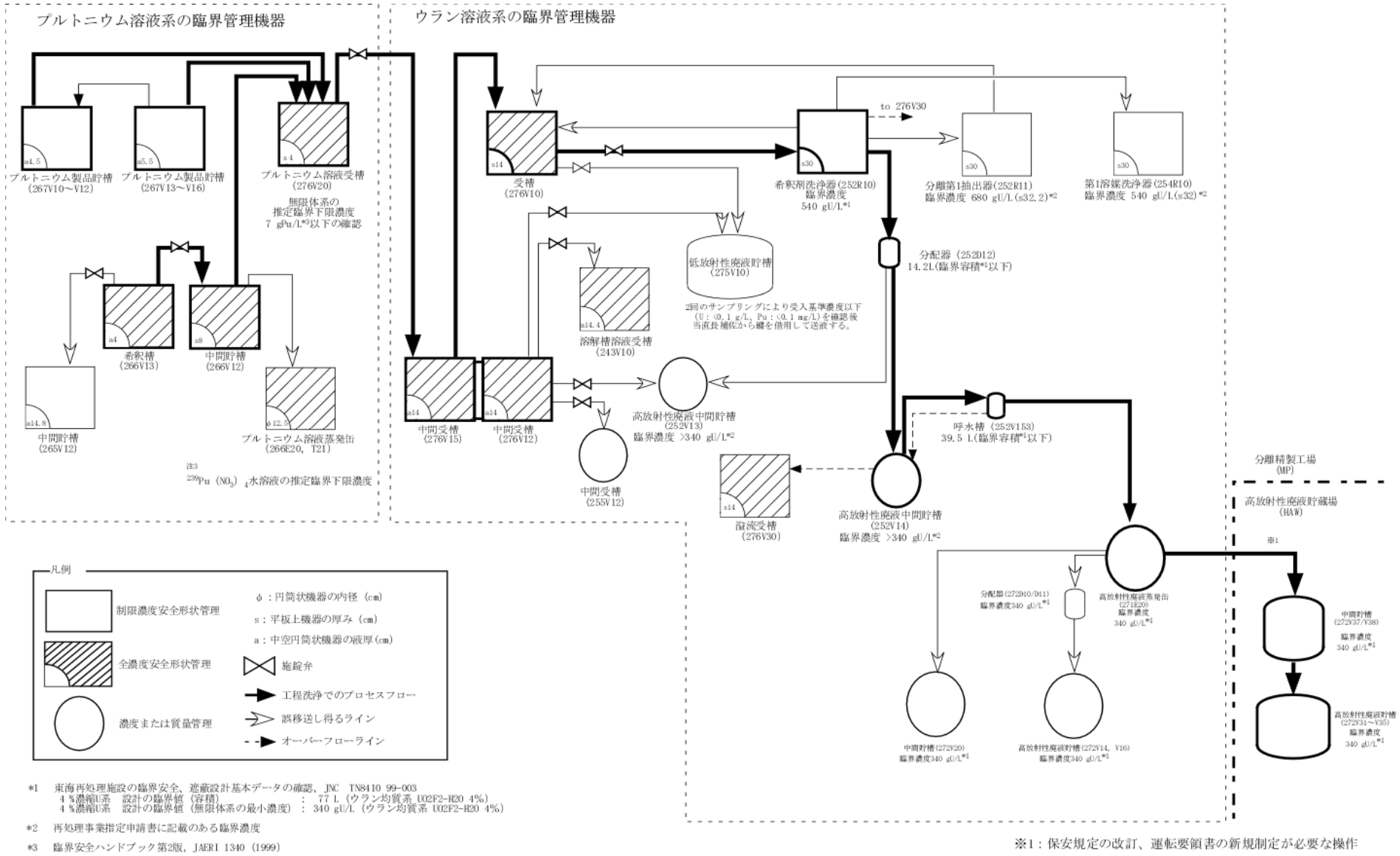



図-2-2 のプルトニウム溶液の移送経路及び臨界管理系統図

別紙 5-1-1

# プルトニウム溶液の取り出しに係る臨界安全性

1.概要

工程洗浄においては,分離精製工場(MP)のプルトニウム製品貯槽(267V10～267V16)に保有しているプルトニウム溶液及び希釈槽（266V13）に貯蔵しているウラン及びプルトニウム混合溶液（以下「低濃度プルトニウム溶液」という。）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（272V31～272V35）に送液する。

低濃度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（272V31～272V35）は無限増倍率（$k_\infty$）が 0.75 未満となり，臨界安全上の問題はない。

2.低濃度プルトニウム溶液の取り出し方法

低濃度プルトニウム溶液の取り出し方法について以下に示す（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）の低濃度プルトニウム溶液を中間貯槽（276V12-V15）へ送液し，②で予め受入れていた調整用のウラン溶液と混合する。

④ 低濃度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。)については,分析によりウラン濃度及びプルトニウム濃度を確認し,プルトニウム/ウラン比がふげん MOX タイプ B 燃料のプルトニウム/ウラン比（1/70）以下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 272V38）を経由し，高放射性廃液貯槽（272V31～V272V35）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プルトニウム溶液及び調整用のウラン溶液

は，分析値からウラン濃度，ウラン濃縮度，プルトニウム濃度及びそれらの同位体組成を把握している。混合液の臨界評価は，無限体系におけるウラン（濃縮度 1.6 %）及びプルトニウム濃度　$k_\infty$の関係を示した文献[1)]の臨界評価結果を参考に無限増倍率（$k_\infty$）を評価する。

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 を考慮して無限増倍率を評価している。低濃度プルトニウム溶液の同位体には核分裂性核種でない Pu-238 及び Pu-242 も含まれているが核分裂性核種でないことから，それらについては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（267V10～267V16）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

低濃度プルトニウム溶液の送液ルート及び混合液の送液ルートの機器及び配管，並びに混合液の送液後の高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）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，低濃度プルトニウム溶液の送液ルート（配管含む。）及びそれらを送液した場合における高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）の対象溶液の無限増倍率（$k_\infty$）は，ウラン濃度（　　），ウラン濃縮度 1.6 %，プルトニウム濃度（　　）であることから，0.75 未満となり臨界安全上の問題がない。

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

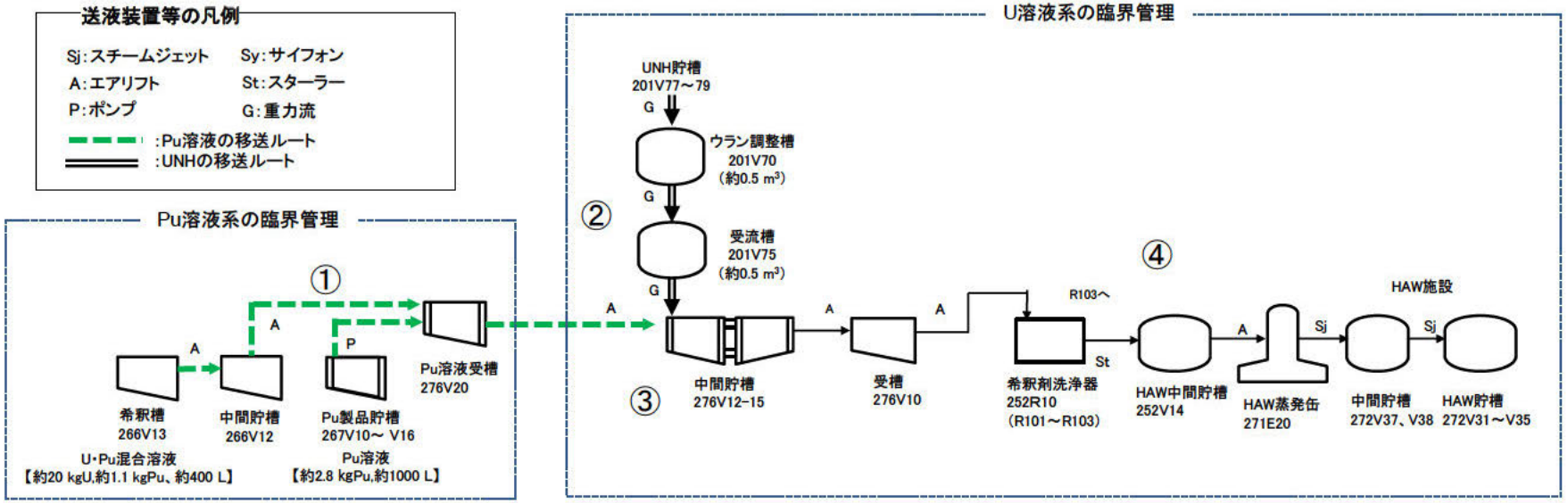



図 2-1 プルトニウム溶液の取り出し方法及び送液方法

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 | |
| 低濃度プルトニウムの送液経路 | 266V12（266V13 の溶液受入れ時） | | | | | |
| | 266V13 | | | | | |
| | 267V10～267V16 | | | | | プルトニウム溶液の最小臨界濃度（250 gPu/L）未満，既存の臨界評価結果と比較は不要 |
| | 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 | | | | | |
| 混合液の送液先 | 272V31～V35 | | | | | |

※1 Pu-239，Pu-240 及び Pu-241 の分析値で評価

※2 令和 2 年 8 月 31 日時点の高放射性廃液にせん断粉末の溶解液，低濃度のプルトニウム溶液，プルトニウム/ウラン比調整用のウラン溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）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<br>［図 3-2-1 の評価点番号］ | ウラン濃度<br>［g/L］ | ウラン濃縮度<br>［%］ | プルトニウム濃度<br>［g/L］ | プルトニウムの<br>同位体組成※1<br>(Pu-239:Pu-240:Pu-241) |
|---|---|---|---|---|
| 低濃度プルトニウム溶液の送液経路の機器<br>［評価点 A］ | | | | |
| 混合液の送液経路の機器<br>［評価点 B］ | | | | |
| 混合液の送液後の高放射性廃液貯槽<br>［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，プルトニウム同位体組成のうち核分裂性核種の Pu-239 及び Pu-241 の組成が多い方が，中性子吸収核種の Pu-240 が少ない方が保守的となる。当該条件は，表 3-2-1 で設定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 の少なくなる文献[1)]のプルトニウム同位体組成である。

また，低濃度プルトニウム溶液の送液経路の機器（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 DIQ（設計情報質問）より表 3-2-3 のとおり定められている。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 Pu 濃度を求める高精度分析法である。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 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，$\mathrm{Sa} = \sqrt{R^2 + S^2}, \mathrm{A} = \sqrt{R^2 + S^2}$,全体誤差 $= \mathrm{Sa} + \mathrm{A}$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（B）及び混合液の送液後の高放射性廃液貯槽（C）についても同様の理由により保守的である。

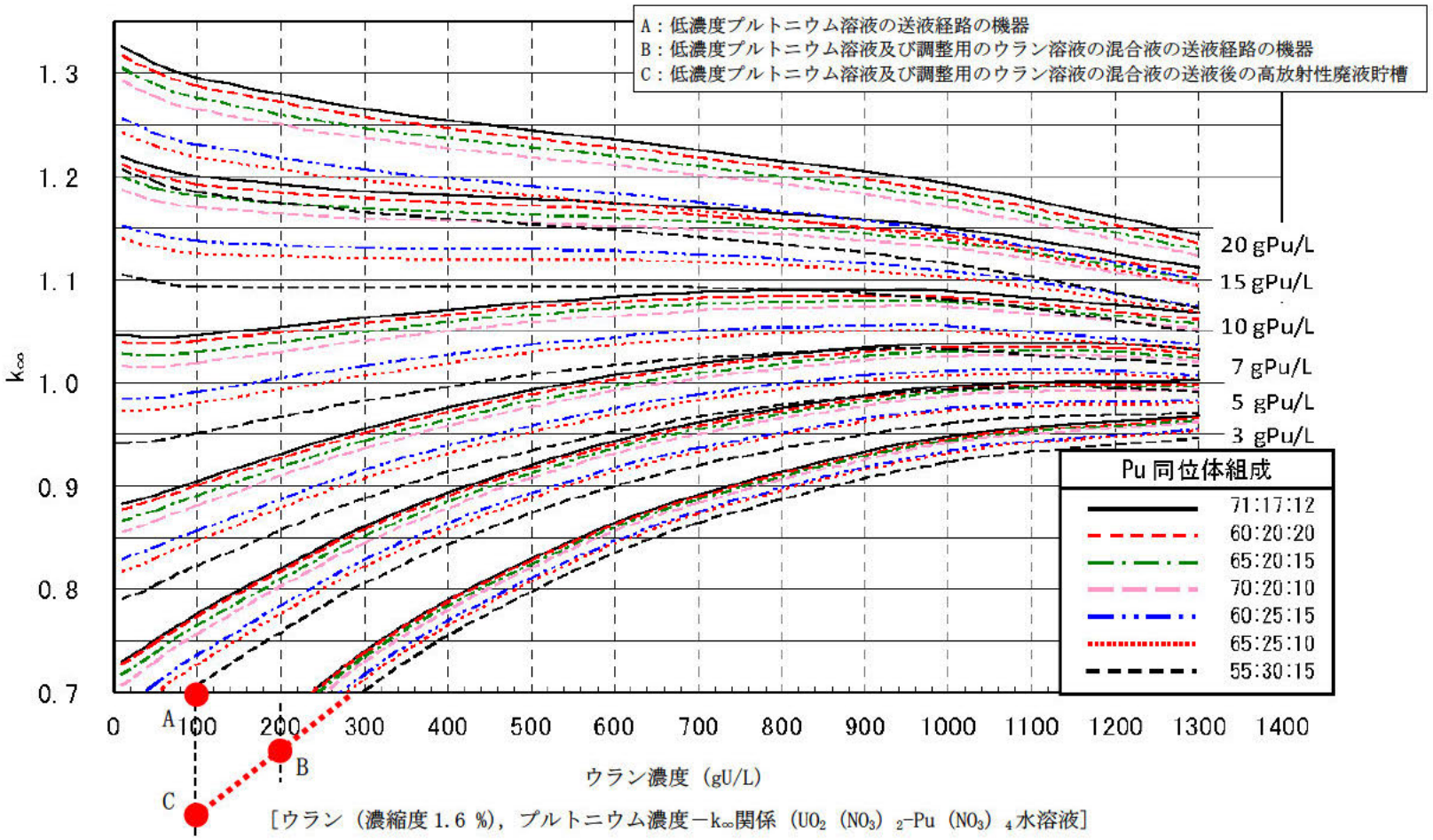



図 3-2-1 工程洗浄で取り出すプルトニウム溶液と既存の無限体系での臨界評価の比較

別紙 5-1-2

# 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に送液し，高放射性廃液として送液することを検討している。高放射性廃液貯槽への送液には，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（以下「Pu ポリマー」という。）が生成し，さらに沈殿が生じると非均質系となり臨界安全上の問題となる。

工程洗浄においては，Pu 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，使用済燃料の溶解液と同等のプルトニウム/ウラン比（1/70 以下）とすることで Pu ポリマーの生成を防止する。Pu 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（通常の約 50 分の 1 の濃度）と，洗浄廃液のウラン・プルトニウム混合溶液（　　）を取り出す。これら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プルトニウム溶液と Pu ポリマーの生成条件との比較

Pu 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プルトニウム溶液の性状を当てはめ，Pu 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 Pu ポリマーへの影響についても検討した。

3.1 Pu 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 Pu ポリマーの生成条件を図-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 Pu ポリマーは生成しやすくなる。

図 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 4 mol/L）が SJ により約 100℃まで昇温されたとしても，Pu 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，Pu 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，Pu ポリマー生成の可能性は否定できない。

3.2 Pu 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 Pu 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。

Pu 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 Pu 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 Pu 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プルトニウム溶液（プルトニウム濃度　　，酸濃度 4 mol/L，温度 35℃）では約 $7.8\times10^3$ 年，SJ により 10 倍に希釈されたプルトニウム溶液（プルトニウム濃度　　，酸濃度 0.4 mol/L，温度 100℃）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

東海再処理施設では，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，米国の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 Pu ポリマーは確認されなかったと報告されている[2)]。

しかしながら，「Pu 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 Pu 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，Pu 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 ウラン共存下における Pu ポリマーへの影響

ウラン共存下においては，ウランが Pu ポリマーの成長末端と直接結合し Pu ポリマーの生成を抑制するとされている。Toth[2)3)]らによるとプルトニウム/ウラン比が 1/10（プルトニウム濃度約 12 g/L，酸濃度 0.092～0.26 mol/L）の場合，Pu ポリマーの生成速度が約 30%抑制され，プルトニウム/ウラン比が 1/500 の場合，Pu ポリ

マーは発生しないとしている。ただし，Puポリマー生成に関するプルトニウム/ウラン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，東海再処理施設ではプルトニウムの含有量が多いATR-MOXタイプB燃料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。東海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）の計量分析値から求めたプルトニウム/ウラン比の最大値は約1/59であり，濃縮ウラン溶解槽で溶解した使用済燃料の溶解液は，SJ送液を2回行い入量計量しているが，計量管理上問題となるようなプルトニウム量ロスは無かった。これは，Puポリマーの生成・沈降がなく，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。

以上のことから，Puポリマーが生成しないプルトニウム/ウラン比は明確でないものの，使用済燃料の溶解液と同等のプルトニウム/ウラン比以下であれば，SJによる送液をしてもPuポリマーは生成しないと考えられる。

## 4. まとめ

工程洗浄で取扱うプルトニウム溶液はプルトニウム濃度が低くPuポリマー生成の可能性は低いものの，プルトニウム溶液単体をSJで送液した場合，Puポリマーが生成する可能性を否定できない。

よって，工程内の一部のウラン溶液をプルトニウム溶液と混合し，使用済燃料の溶解液と同等のプルトニウム/ウラン比（1/70）以下として送液することで，Puポリマーの生成を防止する。

## 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プルトニウム溶液の組成

| | 低濃度のプルトニウム溶液 | 洗浄廃液のウラン・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 | 希釈槽 |
| プルトニウム濃度※1<br>（プルトニウム量） | | |
| ウラン濃度※1<br>（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 Pu 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 | （約 $2.0\times10^{-2}$ mol/L） | （約 $2.0\times10^{-3}$ mol/L） |
| 酸濃度 | 約 4 mol/L | 約 4 mol/L |
| 温度 | 35℃<br>（308 K） | 100℃<br>（373 K） |
| Pu ポリマーの生成時間 | 約 $7.8\times10^{3}$ 年 | 約 66 時間 |

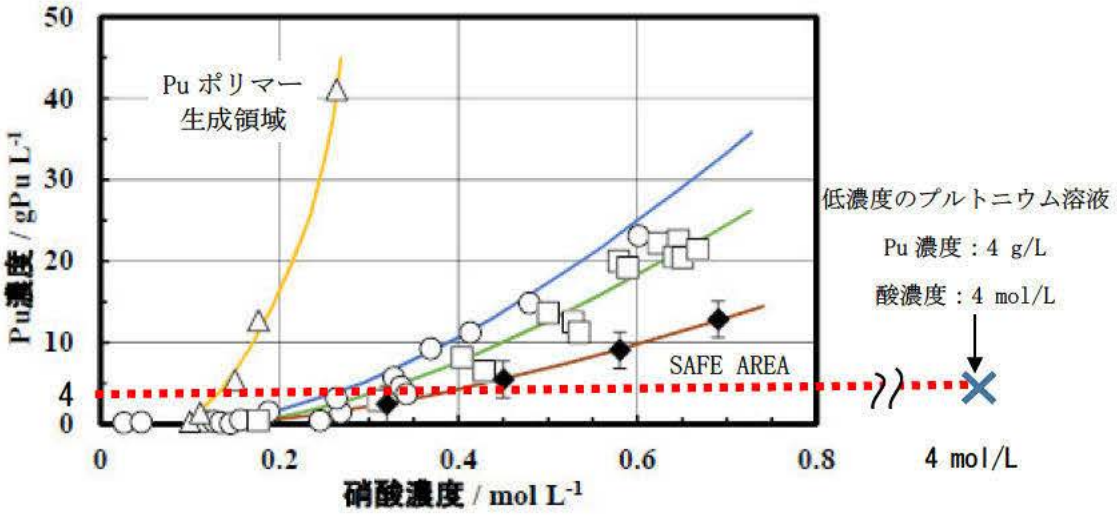



図 1 Pu ポリマー生成条件（Brunstad, A., Ind. Eng. Chem., 51, 1959, 温度△：25℃, ○：80℃, □：90℃, ◆：100℃, 各曲線の上あるいは左の領域でポリマーが生成）

別紙 5-2

# 工程洗浄において想定される不具合事象と
# その対処方法について

1. 不具合事象と処置対策

工程洗浄に用いる設備に対して，過去に発生した不具合や故障等から発生する可能性のある不具合事象を抽出し，想定される要因とその対策，さらに不具合事象が発生した際の処置対策にかかる期間について整理した（表-1)。

工程洗浄において設備の故障等の不具合事象が発生した場合は，予備機があるものは予備機への切り替えを行い，予備機がないものは予備品との交換又は設備の補修等の処置対策を行うことで，7 日程度で安全な状態に移行することが可能である。工程洗浄における各回収可能核燃料物質の取り出し前（せん断粉末，プルトニウム溶液，ウラン溶液及びウラン粉末）には，早期に不具合事象の処置対策が可能なように手順書等の整備を行う。

なお，工程洗浄の対象機器の崩壊熱除去機能を有する動的機器（資材庫の浄水ポンプ，ユーティリティ施設の冷却水系統のポンプ，プルトニウム製品貯槽等の空気冷却を行うための分離精製工場のセル換気系排風機）及び水素掃気機能を有する動的機器（ユーティリティ施設の圧縮空気設備の空気圧縮機）については，2 基（常用 1 基/予備 1 基）で構成され，仮に使用中の機器が故障したとしても圧力警報や負圧警報により速やかに異常を検知でき，自動的に予備機に切り替わるなどにより崩壊熱除去機能及び水素掃気機能は維持可能である。

以上

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（1/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| せん断粉末の溶解液の取り出しに用いる系統 | せん断粉末の装荷 | ○除染保守セルに保管するせん断粉末をふるい分け及び秤量<br>○せん断粉末をホッパへ入れ濃縮ウラン溶解槽装荷セルへ移動<br>○ホッパから濃縮ウラン溶解槽内<br><br>（既設のセル内遠隔機器等，ふるい，吊り秤，ホッパ等） | マニプレータ作動不良 | 爪，手動動作，電動動作の不調 | ・爪，電気部品（リレー，ヒューズ，駆動モーター，リミットスイッチ等），操作ボタン，接続配線の整備・交換<br>予備機への交換 | 約5日 |
| | | | セル内クレーン，ホイスト作動不良 | 異常動作，動作停止 | ・制御盤内電気部品の交換<br>・遠隔給電ケーブルの再セット | 約5日 |
| | | | パワーマニプレータ作動不良 | 異常動作，動作停止 | ・制御盤内電気部品の交換 | 約5日 |
| | | | 反転装置の作動不良 | 異常動作，動作停止 | ・摺動部への潤滑剤塗布<br>・給電系統の整備<br>・駆動モーターの切離し，手動による反転，又は垂直操作 | 約3日 |
| | | | セル内カメラの作動不良 | 映像不良 | ・給電ケーブルコネクタの再接続，給電ケーブルの交換<br>・予備カメラ，予備制御器への交換 | 約1日 |
| | | | 吊り秤の計重不良 | 計重不良 | ・予備品への交換 | 約1日 |
| | | | 電動ふるいの作動不良 | 異常動作，動作停止 | ・予備品への交換 | 約1日 |
| | | | セル内照明の不灯 | 照明の不灯 | ・水銀灯の交換 | 約5日 |
| | | | セル間扉の開閉不良 | 異常動作，動作停止 | ・油圧ホースの再接続，油圧タンクの圧空ラインの整備<br>・手動開閉 | 約3日 |
| | | | 吊具の動作不良 | ロック，アンロック不良 | ・潤滑剤の塗布，予備の吊具への交換 | 約2日 |
| | | | ホッパからの漏れ | 閉止栓の作動不良 | ・予備閉止栓への交換 | 約1日 |
| | | | チェーンスリングの吊上げ不良 | チェーンスリングの変形，脱落 | ・予備品への交換 | 約1日 |
| | せん断粉末の溶解 | ○せん断粉末の溶液化<br>（濃縮ウラン溶解槽，セル内遠隔機器，蒸気供給系統，純水供給系統，試薬供給系統，オフガス処理系統） | 濃縮ウラン溶解槽の気密不良 | 濃縮ウラン溶解槽プラグのガスケット劣化，破損，脱落 | ・ガスケット交換（工程洗浄開始前に交換を実施する） | 約2日 |
| | | | | 濃縮ウラン溶解槽プラグの閉口不良 | ・伸縮軸への潤滑剤塗布<br>・クラウンの増締め | 約1日 |
| | | | | オフガス処理系統の閉止弁の内通 | ・閉止弁の調整又は交換 | 約5日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（2/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| せん断粉末の溶解液の取り出しに用いる系統 | せん断粉末の装荷 | ○せん断粉末の溶液化<br>（濃縮ウラン溶解槽，セル内遠隔機器，蒸気供給系統，純水供給系統，試薬供給系統，オフガス処理系統）（つづき） | 濃縮ウラン溶解槽の気密不良（つづき） | オフガスフィルタケーシングのインリーク | ・フィルタケーシングガスケットの増締め，交換 | 約１日 |
| | | | 濃縮ウラン溶解槽の異常反応 | せん断粉末の異常反応 | ・加熱蒸気停止，冷却<br>・オフガス換気系のサンプリング及び洗浄 | 約２日 |
| | | | 加熱蒸気量の制御不良 | 圧空調節弁作動不良，調節計/計装機器部からの蒸気漏えい | ・計装点検，予備品と交換（必要に応じて 242R10 又は 242R11 該当箇所と入れ替え） | 約１日 |
| | | | 濃縮ウラン溶解槽から蒸気凝縮水系への漏洩 | 濃縮ウラン溶解槽の加熱蒸気ジャケットの故障 | ・加熱蒸気停止，冷却<br>・凝縮水系統のサンプリング及び洗浄 | 約２日 |
| | | | 濃縮ウラン溶解槽のバレル洗浄ラインの水洗不調 | セル内の耐圧ホースの劣化・接続不良，水供給ラインの不良，水供給停止不調（漏れ，バルブの閉止不調） | ・耐圧ホースの交換，再接続<br>・水供給ラインの整備<br>・上流側バルブによる閉止 | 約５日 |
| | | | ファンネル，バスケット，スワフの吊上げ不良 | 吊具のロック不良，吊荷重の異常 | ・潤滑剤の塗布，予備の吊具への交換<br>・濃縮ウラン溶解槽のバレル洗浄ラインの水洗，チェーンスリングによる仮吊り | 約２日 |
| | せん断粉末の溶解液の清澄 | ○溶解液のろ過<br>（パルスフィルタ，真空供給系統，圧空供給系統，セラミックバルブ） | ろ過流量の低下 | フィルタ詰り | ・フィルタ洗浄 | 約２日 |
| | | | ろ過流量の急激な低下 | O リング，フィルタの破損 | ・予備品のフィルタと交換 | 約５日 |
| | | | 真空圧の異常 | 真空系統の異常 | ・VCV，VC フィルタ，電磁弁交換 | 約５日 |
| | | | 圧空の異常 | 圧空系統(251V102)の計装系異常 | ・計装点検，予備品と交換 | 約１日 |
| | | | 圧空と真空の切替えタイマーの設定不良 | 制御盤のタッチパネル劣化等 | ・計装点検・作動確認（工程洗浄前にバックライト交換を実施する） | 約１日 |
| | | | ろ過作動（圧空と真空の切替え動作）不良 | 三方弁の不良 | ・三方弁の補修<br>・予備品の三方弁と交換 | 約５日 |
| | せん断粉末の溶解液の清澄 | ○溶解液のろ過<br>（パルスフィルタ，真空供給系統，圧空供給系統，セラミックバルブ） | パルスフィルタの系統切替えバルブ（セラミックバルブ）の開閉不可 | アクチュエータの駆動エアの不良， | ・駆動エア接続確認手動操作 | 約１日 |
| | | | | バルブ摺動部へのスラッジ噛みこみ | ・予備のセラミックバルブと交換 | 約５日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（3/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| せん断粉末の溶解液の取り出しに用いる系統 | 移送装置 | ○送液操作（スチームジェット,エアリフト,ダネード，サイフォン） | スチームジェット作動不良 | 本体ノズル閉塞 | ・凍結栓を用いた詰り除去 | 約３日 |
| | | | | 本体ストレーナ詰り | ・本体ストレーナ詰り除去 | 約５日 |
| | | | | 蒸気ストレーナ閉塞 | ・ストレーナ清掃，交換 | 約１日 |
| | | | エアリフト送液不可 | エア供給系統の閉塞 | ・ストレーナ清掃，交換 | 約１日 |
| | | | 移送ラインの閉塞 | スラッジの堆積 | ・凍結栓を用いた詰り除去 | 約１日 |
| | | | ダネード流量制御不可 | 真空系の異常，本体閉塞 | ・真空コントロール弁，真空フィルタ，電磁弁交換<br>本体洗浄 | 約２日 |
| | | | サイフォン制御不可 | 真空配管（真空フィルタ）閉塞・漏れ，弁類の動作不良 | ・真空配管洗浄,真空フィルタ交換,弁類交換 | 約５日 |
| | | ○撹拌機（抽出器） | サーマルトリップ | モーター部の故障 | ・キャスク交換方式による撹拌機交換 | 約７日 |
| | | ○流量コントローラ（抽出器） | 抽出器内溶液の移動不可 | 真空調節弁，差圧調節器の故障 | ・真空調節弁，差圧調節器の交換 | 約５日 |
| | 槽類換気<br>ｵﾌｶﾞｽ洗浄 | ○廃ガス貯留（圧縮機） | 圧縮機作動不良 | 電動機故障，Ｖベルト劣化 | ・電動機交換，Ｖベルト交換 | 約２日 |
| | | ○槽類換気（排風機） | Ｖベルト破損 | Ｖベルト劣化 | ・Ｖベルト交換 | 約１日 |
| | | | 換気停止<br>負圧維持不可 | 電動機故障，摺動部噛込み | ・予備機切替 | 約１日 |
| | | ○オフガス洗浄（ポンプ，フィルタ） | プライミング不良 | 電動機故障，摺動部噛込み | ・予備機切替 | 約１日 |
| | | | | | ・ポンプ交換（予備機がない系統） | 約５日 |
| | | | フィルタ線量率の大幅な上昇 | オフガス洗浄塔の機能不全（放射性物質除去率低下）フィルタへの放射性物質の付着 | ・線量率上昇の原因調査，予備側フィルタへの切替 | 約１日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（4/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| せん断粉末の溶解液の取り出しに用いる系統 | 槽類換気<br>ｵﾌｶﾞｽ洗浄<br>（つづき） | ○気体放出（槽類換気）（オフガス処理工程） | ヨウ素異常放出 | オフガス洗浄塔（配管）の漏洩<br>オフガス洗浄液の誤移送<br>洗浄塔アルカリ濃度低下 | ・原因特定（ヨウ素サンプリング，換気系運転状態確認）<br>・換気系運転状態を正常に復帰<br>・ヨウ素除去装置（AgX フィルタ）予備系に切替<br>・洗浄塔循環系統の予備系切替，停止 | 約２日 |
| | 共通 | ○液移送 | 漏えい検知器の作動 | 機器，配管の漏えい | ・ドリップトレイ液抜き，洗浄 | 約２日 |
| | | ○サンプリング<br>（サンプリングベンチ，気送管） | 試料採取不可 | 試料採取用トングブーツの破損 | ・試料採取用トングブーツ交換 | 約７日 |
| | | | | 試料採取用トング故障 | ・試料採取用トング交換 | 約５日 |
| | | | | サンプリングラインの閉塞 | ・ライン洗浄，ニードル交換 | 約２日 |
| | | | | 真空圧の低下 | ・真空フィルタ交換，電磁弁交換 | 約５日 |
| | | | | 試料気送器の故障 | ・試料気送器交換 | 約５日 |
| | | ○試薬・ユーティリティ | 流量制御不可 | 制御系の故障，閉塞等 | ・計装点検，制御系の交換，詰り除去等 | 約２日 |
| | | | 硝酸供給の不具合 | 積算流量計の故障 | ・積算流量計の点検整備，交換 | 約１日 |
| | | | 酸素ラインに酸素流れない | 酸素ラインの詰り（沈殿，凝固物：溶解槽，溶解液受槽等） | ・高圧水による詰り除去洗浄 | 約1～2日 |
| | | | 硝酸供給ラインからの漏えい | フランジ部のガスケット劣化 | ・フランジ部のガスケット交換 | 約１日 |
| | | ○弁類 | 手動弁，圧空作動弁作動不良 | ダイアフラム破損，軸破損等 | ・弁交換 | 約１日 |
| | | | 漏えい | パッキン劣化 | ・パッキン交換，弁交換 | 約１日 |
| | | ○計装計器 | 指示異常 | 計装配管の閉塞 | ・エアーブロー等 | 約１日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（5/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 低濃度のプルトニウム溶液の取り出しに用いる系統 | 移送装置 | ○送液操作（スチームジェット,エアリフト,ポンプ） | スチームジェット作動不良 | 本体ノズル閉塞 | ・硝酸浸漬等による詰り除去 | 約５日 |
| | | | | 蒸気ストレーナ閉塞 | ・ストレーナ清掃，交換 | 約１日 |
| | | | エアリフト送液不可 | エア供給系統の閉塞 | ・ストレーナ清掃，交換 | 約１日 |
| | | | | 真空三方弁等の故障 | ・真空三方弁等の交換 | 約５日 |
| | | | 移送ラインの閉塞 | スラッジの堆積 | ・凍結栓を用いた詰り除去 | 約１日 |
| | | | ポンプのプライミング不良 | 電動機故障，パッキン劣化 | ・ポンプ交換（予備機なし） | 約５日 |
| | | ○撹拌機（抽出器） | サーマルトリップ | モーターの故障 | ・キャスク交換方式による撹拌機交換 | 約７日 |
| | | ○流量コントローラ（抽出器） | 抽出器内溶液の移動不可 | 真空調節弁，差圧調節器の故障 | ・真空調節弁，差圧調節器の交換 | 約５日 |
| | 槽類換気ｵﾌｶﾞｽ洗浄 | ○換気（排風機） | Ｖベルト破損 | Ｖベルト劣化 | ・Ｖベルト交換 | 約１日 |
| | | | 換気停止<br>負圧維持不可 | 電動機故障，摺動部噛込み | ・予備機切替 | 約１日 |
| | | ○Pu 系ｵﾌｶﾞｽ洗浄（エアジェット） | 負圧低下 | エアジェット閉塞等 | ・エアジェット洗浄 | 約２日 |
| | Pu 溶液の移送 | ○弁操作（グローブボックス） | グローブ不良（ピンホール，肌荒れ） | グローブの劣化等 | ・グローブ交換 | 約１日 |
| | | ○液位計測 | 高精度デジタルマノメータ指示不良 | マノメータ故障，伝送不良 | ・マノメータ交換等 | 約２日 |
| | 共通 | ○液移送 | 漏えい検知器の作動 | 機器,配管の漏えい | ・ドリップトレイ液抜き,洗浄 | 約２日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（6/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 低濃度のプルトニウム溶液の取り出しに用いる系統 | 共通 | ○サンプリング<br>（サンプリングベンチ，気送管） | 試料採取不可 | 試料採取用トングブーツの破損 | ・試料採取用トングブーツ交換 | 約７日 |
| | | | | 試料採取用トング故障 | ・試料採取用トング交換 | 約５日 |
| | | | | サンプリングラインの閉塞 | ・ライン洗浄，ニードル交換 | 約２日 |
| | | | | 真空圧の低下 | ・真空フィルタ交換,電磁弁交換 | 約５日 |
| | | | | 試料気送器の故障 | ・試料気送器交換 | 約５日 |
| | | ○オフガス洗浄（ポンプ） | プライミング不良 | 電動機故障,摺動部噛込み | ・予備機切替 | 約１日 |
| | | | | | ・ポンプ交換（予備機がない系統） | 約５日 |
| | | ○試薬・ユーティリティ | 流量制御不可 | 制御系の故障，閉塞等 | ・計装点検，制御系の交換，詰り除去等 | 約２日 |
| | | | 硝酸供給ラインからの漏えい | フランジ部のガスケット劣化 | ・フランジ部のガスケット交換 | 約１日 |
| | | ○弁類 | 手動弁，圧空作動弁作動不良 | ダイアフラム破損，軸破損等 | ・弁交換 | 約１日 |
| | | | 漏えい | パッキン劣化 | ・パッキン交換，弁交換 | 約１日 |
| | | ○計装計器 | 指示異常 | 計装配管の閉塞 | ・エアーブロー等 | 約１日 |
| ウラン溶液の取り出しに用いる系統 | ウラン溶液の抜出し(PCDF) | ○ウラン溶液の抜出し<br>（循環ポンプ，弁） | 抜出弁からの漏洩 | パッキン劣化 | ・弁交換 | 約１日 |
| | 硝酸ウラニル貯槽の洗浄（PCDF） | ○槽洗浄<br>（循環ポンプ，弁） | プライミング不良 | ウラン溶液による固着 | ・ポンプ分解による洗浄 | 約２日 |
| | | | | 電動機故障 | ・ポンプ交換（予備機なし） | 約３日 |
| | | | 硝酸供給ラインからの漏洩 | フランジ部ガスケット劣化 | ・弁交換 | 約１日 |
| | ウラン溶液の払出し（PCDF） | ○液移動<br>（シーラー，運搬容器） | シーラーの作動不良 | ケーブルの絶縁不良等 | ・シーラーの交換 | 約１日 |
| | | | 運搬容器の損傷 | 容器の破損 | ・運搬容器交換 | 約１日 |
| | | | 移動経路の汚染 | 溶液の漏洩 | ・容器蓋部のシール<br>・容器ビニールバック２重シール | 約２日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（7/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| ウラン溶液の取り出しに用いる系統 | ウラン溶液の濃縮 | ○蒸発缶<br>（263E35） | 蒸発缶内の圧力上昇 | 排風機（264K664 又は K665）の故障 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・排風機の予備機への切替 | 約 7 日 |
| | | | | 加熱用蒸気の供給調節弁<br>（263TRCV35.1）の故障による蒸気流量過多 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・調節弁の点検，補修，交換 | 約 2 日 |
| | | | | 蒸発缶凝縮器(263H36)冷却水量の減少 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・冷却水ポンプの予備機への切替 | |
| | | | 蒸発缶内液量<br>（液位）の上昇 | オーバーフローラインの閉塞<br>（ウラン溶液の晶析） | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・リボンヒータ等を用いたオーバーフローライン加熱による詰り除去 | 約 2 日 |
| | | | 蒸発缶内のウラン溶液濃度低下 | 加熱用蒸気の供給調節弁<br>（263TRCV35.1）の故障による蒸気流量減少 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・調節弁の点検・補修，交換 | 約 2 日 |
| | ウラン溶液の脱硝 | ○脱硝塔<br>（264R43） | 脱硝塔内の圧力上昇 | 排風機（264K664 又は K665）の故障 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・排風機の予備機への切替 | 約 7 日 |
| | | | | 脱硝塔上部の固気分離フィルタ（キャンドルフィルタ）の目詰まり | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・塔内 ウラン粉末の完全抜出<br>・脱硝塔分解にてフィルタを交換 | 約 7 日 |
| | | | 脱硝塔内の圧力上昇 | 脱硝塔凝縮器(264H48)への冷却水量の減少 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・塔内 ウラン粉末の完全抜出<br>・冷却水ポンプの予備機への切替 | |
| | | | 脱硝塔内部温度の低下 | 脱硝塔ヒータの故障<br>（加熱器の電気部品の故障） | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・電気部品の点検，補修，交換 | 約 7 日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（8/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| ウラン溶液の取り出しに用いる系統 | ウラン溶液の脱硝<br>（つづき） | ○脱硝塔<br>（264R43）<br>（つづき） | 脱硝塔内部温度の低下<br>（つづき） | ウラン粉末流動用の空気加熱器<br>（264H431）の故障 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・塔内 ウラン粉末の完全抜出<br>・加熱器の点検，補修，交換 | 約7日 |
| | | | | ウラン溶液噴霧用の空気加熱器<br>（264H432）の故障 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・塔内 ウラン粉末の完全抜出<br>・加熱器の点検，補修，交換 | 約2～5日 |
| | | | 脱硝塔からのウラン粉末抜出不可 | オーバーフローラインの閉塞 | ・オーバーフローラインへのハンマリングによるウラン粉末ケーキングの除去 | 約1日 |
| | | | | | 【上記ハンマリングで除去不可の場合】<br>・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止　・塔内 ウラン粉末の完全抜出<br>・オーバーフローラインを分解（継手部）し，閉塞除去 | 約2日 |
| | | | 脱硝塔へのウラン溶液供給不可 | 噴霧ノズルの閉塞 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・塔内 ウラン粉末の完全抜出<br>・噴霧ノズルの交換 | 約7日 |
| | | | | ウラン溶液供給ポンプ（264P401 又は P402）の故障 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・予備機への切替 | 約1日 |
| | | | | ウラン溶液供給ラインの閉塞 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・リボンヒータ等を用いた ウラン溶液供給ライン加熱による詰り除去 | 約2日 |
| | | | 脱硝塔へのウラン溶液供給不可 | ウラン溶液噴霧用の空気供給調節弁<br>(264FRCV432.1)の故障 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・調節弁の点検，補修，交換 | 約2日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（9/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| ウラン溶液の取り出しに用いる系統 | ウラン溶液の脱硝<br>（つづき） | ○脱硝塔<br>（264R43）<br>（つづき） | ウラン溶液供給ラインの継手等からのウラン溶液漏えい（滲み） | 加熱によるバルブ，フランジ継手等のボルトナットの緩み | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・ボルトナットの増し締め | 約１日 |
| | | | | バルブ，フランジ継手等のパッキン，ガスケット類の劣化 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・パッキン，ガスケット類の交換 | 約２日 |
| | | | ウラン溶液供給ラインのフレキシブルホースからのウラン溶液漏えい（滲み） | フレキシブルホースの損傷（亀裂，ピンホール，０リングの劣化等） | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・フレキシブルホースの交換 | 約２日 |
| | | | 分散板の圧損の上昇（目詰り） | 分散板上に塊（ノズルケーキング）の堆積量増加 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・塔内 ウラン粉末の完全抜出<br>・下部フランジを分解し，分散板の交換 | 約７日 |
| | | | 脱硝塔へのウラン溶液供給不可 | 噴霧ノズルの閉塞 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・塔内 ウラン粉末の完全抜出<br>・噴霧ノズルの交換 | 約７日 |
| | | | | ウラン溶液供給ポンプ（264P401 又は P402）の故障 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・ウラン溶液供給ポンプの予備機への切替 | 約１日 |
| | | | | ウラン溶液供給ラインの閉塞 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・リボンヒータ等を用いた ウラン溶液供給ライン加熱による詰り除去 | 約２日 |
| | | | | ウラン溶液噴霧用の空気供給調節弁（264FRCV432.1）の故障 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・調節弁の点検，補修，交換 | 約２日 |
| | | | ウラン溶液供給ラインの継手等からのウラン溶液漏えい（滲み） | 加熱によるバルブ，フランジ継手等のボルトナットの緩み | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・ボルトナットの増し締め | 約１日 |
| | | | | バルブ，フランジ継手等のパッキン，ガスケット類の劣化 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・パッキン，ガスケット類の交換 | 約２日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（10/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| ウラン溶液の取り出しに用いる系統 | ウラン溶液の脱硝（つづき | ○脱硝塔<br>（264R43）<br>（つづき） | ウラン溶液供給ラインのフレキシブルホースからのウラン溶液漏えい（滲み） | フレキシブルホースの損傷（亀裂，ピンホール，０リングの劣化等） | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・フレキシブルホースの交換 | 約２日 |
| | | | 分散板の圧損の上昇（目詰り） | 分散板上に塊（ノズルケーキング）の堆積量増加 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・塔内 ウラン粉末の完全抜出<br>・下部フランジを分解し，分散板の交換 | 約７日 |
| | | | 脱硝塔内ウラン粉末の流動不可 | 未脱硝のウラン溶液による塔内閉塞 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・塔内 ウラン粉末の完全抜出<br>・下部フランジを分解し，塔内の閉塞を除去 | 約７日 |
| | | | | 分散板の目詰り（噴霧ノズルからのウラン溶液液だれ等） | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・蒸発缶濃縮運転の停止<br>・塔内 ウラン粉末の完全抜出<br>・下部フランジを分解し，分散板の交換 | 約７日 |
| | | | | ウラン粉末流動用の空気供給調節弁（264FRCV431.1）の故障 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・調節弁の点検，補修，交換 | 約２日 |
| | ウラン粉末の抜出し | ○U03 粉末取扱い系統 | ウラン粉末サンプリング装置（264X4371）によるサンプリング不可 | サンプリング装置故障 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・サンプリング装置の点検，補修，交換 | 約２日 |
| | | | | 塊（ノズルケーキング）による配管の閉塞 | | |
| | | | U03 受槽（264V438）から三酸化ウラン容器への充填不可 | U03 受槽（264V438）下流側の抜き出し配管の閉塞 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・抜き出し配管を分解（継手部）し，閉塞除去 | 約２日 |
| | | | 加熱によるウラン粉末抜き出しラインの継手等からのウラン粉末漏えい（付着） | 加熱によるバルブ，フランジ継手等のボルトナットの緩み | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・ボルトナットの増し締め | 約１日 |
| | | | ウラン粉末抜き出しラインの伸縮継手（ベローズ）からのウラン粉末漏えい（付着） | 伸縮継手フランジ部のボルトナットの緩み | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・ボルトナットの増し締め | 約１日 |
| | | | | 伸縮継手の損傷（亀裂，ピンホール等） | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・伸縮継手の交換 | 約１日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（11/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| ウラン溶液の取り出しに用いる系統 | ウラン粉末の抜出し（つづき） | ○ウラン粉末<br>取扱い系統（つづき） | UO3 受槽（264V438）等の圧力上昇 | UO3 受槽（264V438），三酸化ウラン容器等のベント配管（均圧ライン）の閉塞 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・ベント配管のハンマリング<br>・又は，ベント配管を分解（継手部）し，閉塞除去 | 約 2 日 |
| | シード用ウラン粉末の供給 | ○気流輸送装置 | シード用ウラン粉末の気流輸送不可 | 排風機（264K6925）の故障 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・排風機の点検，補修，交換 | 約 3～5 日 |
| | | | | シード供給槽（264V436）のフィルタの閉塞 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・フィルタの交換 | 約 2 日 |
| | | | | 気流輸送配管の閉塞 | ・脱硝塔処理運転の停止<br>・気流輸送配管のハンマリング<br>・又は気流輸送配管を分解（継手部）し，閉塞除去 | 約 2 日 |
| | 槽類換気ｵﾌｶﾞｽ洗浄 | ○排風機 | V ベルト破損 | Ｖベルト劣化 | ・V ベルト交換 | 約 1 日 |
| | | | 電動機不調 | 電動機故障，摺動部噛込み | ・電動機交換 | 約 2 日 |
| | 共通 | ○液移送 | 漏えい検知器の作動 | 機器，配管の漏えい | ・ドリップトレイ液抜き，洗浄 | 約 2 日 |
| | | ○サンプリング | 試料採取不可 | ニードルの詰り | ・ニードル交換 | 約 1 日 |
| | | ○試薬・ユーティリティ | 流量制御不可 | 制御系の故障，閉塞等 | ・計装点検，制御系の交換，詰り除去等 | 約 2 日 |
| | | | 試薬供給ラインからの漏えい | ガスケット劣化 | ・フランジ部のガスケット交換 | 約 1 日 |
| | | ○ポンプ | プライミング不良 | 電動機故障，摺動部噛込み | ・ポンプ交換 | 約 5 日 |
| | | ○ダネード | 流量制御不可 | 真空系の異常，本体閉塞 | ・真空コントロール弁，真空フィルタ，本体洗浄 | 約 2 日 |
| | | ○計装計器 | 指示異常 | 計装配管の閉塞 | ・エアーブロー等 | 約 1 日 |
| | | ○弁類 | 手動弁，圧空作動弁作動不良 | ダイアフラム，軸破損等 | ・弁交換 | 約 1 日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（12/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| その他の洗浄液の取出しに用いる系統 | 依頼試料の分析 | ○分析セルライン | マニプレータ作動不良 | ・爪先開閉不良<br>・ワイヤー切れ<br>・ブーツの破れ | ・爪先の交換<br>・マニプレータ本体の交換<br>・ブーツ交換 | 約２日 |
| | | | トング作動不良 | ・爪先開閉不良<br>・本体作動不良<br>・ブーツの破れ | ・爪先の交換<br>・トング本体の交換<br>・ブーツ交換 | 約２日 |
| | | | コンベアベルト作動不良 | ・ベルトのき裂 | ・ベルト交換 | 約３日 |
| | | | | ・駆動モーターの故障 | ・代替え手段（手動運搬治具）による対応 | 約１日 |
| | | ○グローブボックス | グローブ作業による汚染 | ・グローブの破れ，ピンホール | ・グローブの交換 | 約１日 |
| | | | バッグイン・アウト作業による汚染 | ・ビニールバッグの破れ・ピンホール | ・ビニールバッグの交換 | |
| | | ○試料気送設備 | 気送不良 | ・送受信器作動不良<br>・気送タイマー作動不良<br>・気送管の詰まり | ・送受信器の交換<br>・手動操作による対応<br>・空気送及び水試料気送 | 約１日 |
| | | | | ・気送ブロア作動不良 | ・一部バッグアウト，バッグインで対応 | 約２日 |
| | | | | | ・予備品への交換 | 約７日 |
| | | ○自動滴定装置 | 機器作動不良 | ・本体作動不良 | ・予備品への交換 | 約２日 |
| | | | | ・滴定電極破損 | ・滴定電極の交換 | 約１日 |
| | | | | ・試薬供給ラインき裂・詰まり | ・試薬ラインの交換 | |
| | | ○分光光度計 | 機器作動不良 | ・本体作動不良 | ・予備品への交換 | 約１日 |
| | | | | ・測定セル曇り，詰まり | ・測定セルの交換 | 約２日 |
| | | | | ・光ファイバーケーブル光源不良 | ・光ファイバーケーブルの交換 | 約３日 |
| | | | | ・試薬供給ラインき裂・詰まり | ・試薬ラインの交換 | 約１日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（13/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| その他の洗浄液の取出しに用いる系統 | 依頼試料の分析<br>（つづき） | ○放射能測定装置 | 機器作動不良 | ・本体作動不良 | ・予備品への交換 | 約１日 |
| | | | | ・検出器の作動不良，性能低下 | ・測定検出器の交換 | 約２日 |
| | | ○質量分析計 | 機器作動不良 | ・真空ポンプ作動不良 | ・予備品への交換 | 約３日 |
| | | | | ・電源系統の作動不良 | ・装置の点検整備，電源ユニット等の交換 | 約５日 |
| | | | | ・制御系統の作動不良 | ・装置の点検整備，予備部品への交換 | |
| | | ○分析試料サンプリング装置 | 機器作動不良 | ・本体作動不良 | ・予備品への交換 | 約１日 |
| | | | | ・サンプリングライン き裂・詰まり | ・サンプリングライン交換 | |
| | | ○電子天秤 | 機器作動不良 | ・本体作動不良 | ・予備品への交換 | 約１日 |
| | 中間貯槽の送液・洗浄 | ○貯槽液サンプリング | 試料採取不可 | サンプリングラインの詰まり | ・サンプリングラインの洗浄 | 約１日 |
| | | | | | ・サンプリングラインの交換 | 約２日 |
| | | ○貯槽洗浄液供給 | 洗浄液供給不可 | 供給ラインの詰まり | ・別系統からの供給(貯槽撹拌ライン使用) | 約１日 |
| | 液移送装置 | ○送液操作（スチームジェット,エアリフト） | スチームジェット作動不良 | 本体ノズル閉塞 | ・硝酸浸漬等による詰り除去 | 約５日 |
| | | | | 蒸気ストレーナ閉塞 | ・ストレーナ清掃，交換 | 約１日 |
| | | | エアリフト送液不可 | エア供給系統の閉塞 | ・ストレーナ清掃，交換 | 約１日 |
| | 抽出器洗浄 | ○撹拌機（抽出器） | サーマルトリップ | モーター部の故障 | ・バックイン,バックアウト方式による撹拌機交換 | 約１日 |
| | | ○真空三方弁 | 抽出器液抜き不可 | 真空三方弁等の故障 | ・真空三方弁等の交換 | 約５日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（14/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| その他の洗浄液の取出しに用いる系統 | 共通 | ○液移送 | 漏えい検知器の作動 | 機器,配管の漏えい | ・ドリップトレイ液抜き,洗浄 | 約２日 |
| | | ○サンプリング<br>（サンプリングベンチ，気送管） | 試料採取不可 | 試料採取用トングブーツの破損 | ・試料採取用トングブーツ交換 | 約７日 |
| | | | | 試料採取用トング故障 | ・試料採取用トング交換 | 約５日 |
| | | | | サンプリングラインの閉塞 | ・ライン洗浄，ニードル交換 | 約２日 |
| | | | | 真空圧の低下 | ・真空フィルタ交換,電磁弁交換 | 約５日 |
| | | | | 試料気送器の故障 | ・試料気送器交換 | 約５日 |
| | | ○試薬・ユーティリティ | 硝酸供給ラインからの漏えい | フランジ部のガスケット劣化 | ・フランジ部のガスケット交換 | 約２日 |
| | | ○弁類 | 手動弁，圧空作動弁作動不良 | ダイアフラム破損，軸破損等 | ・弁交換 | 約１日 |
| | | | 漏えい | パッキン劣化 | ・パッキン交換，弁交換 | 約１日 |
| | | ○流量計 | 流量計測不可 | 流量計ガラス管破損等 | ・流量計交換 | 約１日 |
| | | ○計装計器 | 指示異常 | 計装配管の閉塞 | ・エアーブロー等 | 約１日 |
| 共通 | 換気・ユーティリティ供給 | ○硝酸供給設備<br>（ポンプ,弁接手） | 硝酸供給ラインの漏えい | フランジ部のガスケット劣化 | ・ガスケット交換 | 約２日 |
| | | | 硝酸供給停止 | 硝酸ポンプの故障 | ・別系統（手動操作）で移送 | 約１日 |
| | | ○蒸気供給設備<br>（ボイラー,弁接手） | 蒸気供給ラインの漏えい | パッキン劣化 | ・パッキン交換，弁交換 | 約３日 |
| | | | | 配管のピンホール | ・クランプ等による補修 | 約７日 |
| | | | 蒸気供給停止 | ボイラーの故障 | ・予備ボイラーへの切替 | 約１日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（15/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 共通 | 換気・ユーティリティ供給 | ○純水供給設備<br>（ポンプ，弁接手） | 純水供給ラインの漏えい | パッキン劣化 | ・パッキン交換，弁交換 | 約３日 |
| | | | | 配管のピンホール | ・クランプ等による補修 | 約３日 |
| | | | 純水供給停止 | 純水ポンプの故障 | ・予備機への切替 | 約１日 |
| | | ○温水供給設備<br>（ポンプ，弁接手） | 温水供給ラインの漏えい | パッキン劣化 | ・パッキン交換，弁交換 | 約３日 |
| | | | | 配管のピンホール | ・クランプ等による補修 | 約３日 |
| | | | 温水供給停止 | 温水ポンプの故障 | ・予備機への切替 | 約１日 |
| | | ○圧縮空気設備<br>（圧縮機，弁接手） | 圧空供給ラインの漏えい | パッキン劣化 | ・パッキン交換，弁交換 | 約３日 |
| | | | | 配管のピンホール | ・クランプ等による補修 | 約３日 |
| | | | 圧空供給停止 | 脱湿器の故障 | ・予備機への切替 | 約１日 |
| | | | | 空気圧縮機の故障 | ・予備機への切替 | 約１日 |
| | | ○冷却水供給設備<br>（ポンプ，弁接手） | 冷却水供給ラインの漏えい | パッキン劣化 | ・パッキン交換，弁交換 | 約３日 |
| | | | | 配管のピンホール | ・クランプ等による補修 | 約３日 |
| | | | 冷却水供給停止 | 冷却水ポンプの故障 | ・予備機への切替 | 約１日 |
| | | ○冷水供給設備<br>（ポンプ，弁接手） | 冷水供給ラインの漏えい | パッキン劣化 | ・パッキン交換，弁交換 | 約３日 |
| | | | | 配管のピンホール | ・クランプ等による補修 | 約３日 |
| | | | | 熱交換器の漏れ<br>詰まり | ・予備機への切替 | 約１日 |
| | | | 冷水供給停止 | 冷水ポンプの故障 | ・予備機への切替 | 約１日 |

表-1　工程洗浄による核燃料物質の取り出し時に想定される主な不具合事象と処置対策（16/16）

| 系統 | 操作項目 | 主な操作内容<br>（使用する設備） | 操作に伴う不具合事象 | 想定される要因 | 処置対策 | 処置対策にかかる期間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 共通 | 換気・ユーティリティ供給 | ○浄水供給設備<br>（ポンプ，弁接手） | 浄水供給ラインの漏えい | パッキン劣化 | ・パッキン交換，弁交換 | 約3日 |
| | | | | 配管のピンホール | ・クランプ等による補修 | 約3日 |
| | | | 浄水供給停止 | 浄水ポンプの故障 | ・予備機への切替 | 約1日 |
| | | ○真空供給設備<br>（ポンプ，弁接手） | 真空供給ラインの漏えい | パッキン劣化 | ・パッキン交換，弁交換 | 約7日 |
| | | | | 配管のピンホール | ・クランプ等による補修 | 約7日 |
| | | | 真空供給停止 | 真空ポンプの故障 | ・予備機への切替 | 約1日 |
| | | ○建家，セル換気<br>（排風機） | Vベルト破損 | Vベルト劣化 | ・Vベルト交換 | 約1日 |
| | | | 換気停止<br>負圧維持不可 | 電動機故障<br>摺動部噛込み | ・予備機への切替 | 約1日 |

# 漏えいに対する安全性

1. 概要

工程洗浄の対象機器については，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。

しかしながら，工程洗浄の対象機器の主な機器については，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について確認する。

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，ドリップ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ップトレイ等で安全に保持される。ドリップ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）からのプルトニウム溶液の漏えいが生じた場合は，ドリップトレイへウラン溶液を供給し，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（276V12-15）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

| 回収可能<br>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<br>回収装置 | 漏えい液の<br>送液先 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| せん断粉末<br>の溶解液 | MP | 濃縮ウラン溶解槽<br>(242R12) | 濃縮ウラン溶解セル<br>(R003) | ドリップトレ<br>(204U003) | 液位上限注意<br>(204LW+003) | スチームジェット<br>(204J003A) | 洗浄槽<br>(235V10) |
| | | 洗浄液受槽<br>(242V13) | 給液調整セル<br>(R006) | ドリップトレ<br>(204U006) | 液位上限注意<br>(204LW+006) | スチームジェット<br>(204J006A) | |
| | | 溶解槽溶液受槽<br>(243V10) | | | | | |
| | | パルスフィルタ給液槽<br>(243V14) | | | | | |
| | | パルスフィルタ<br>(243F16) | 分離第１セル<br>(R107A) | ドリップトレ<br>(204U107A) | 漏洩検知装置<br>(204LW+107A) | スチームジェット<br>(204J107A) | 受槽<br>(276V10) |
| | | パルスフィルタ<br>(243F16A) | 放射性配管分岐室<br>(R026) | ドリップトレ<br>(204U026) | 液位上限注意<br>(204LW+026A) | スチームジェット<br>(204J026) | |
| | | 配管<br>(242R12→243V10) | 放射性配管分岐室<br>(R027) | ドリップトレ<br>(204U027) | 液位上限注意<br>(204LW+027) | スチームジェット<br>(204J027) | 洗浄槽<br>(235V10) |
| | | パルス発生槽<br>(243V17) | 給液調整セル<br>(R006) | ドリップトレ<br>(204U006) | 液位上限注意<br>(204LW+006) | スチームジェット<br>(204J006A) | 洗浄槽<br>(235V10) |
| | | 調整槽<br>(251V10) | | | | | |
| | | 給液槽<br>(251V11) | | | | | |
| | | エアリフト中間貯槽<br>(251V114) | | | | | |
| | | ダネード給液槽<br>(251V118) | 分離第１セル<br>(R107A) | ドリップトレ<br>(204U107A) | 漏洩検知装置<br>(204LW+107A) | スチームジェット<br>(204J107A) | 受槽<br>(276V10) |
| | | 呼水槽<br>(251V120) | | | | | |
| | | 分離第１抽出器<br>(252R11) | | | | | |
| | | 希釈剤洗浄器<br>(252R10) | | | | | |

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

| 回収可能<br>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<br>回収装置 | 漏えい液の<br>送液先 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| せん断粉末<br>の溶解液 | MP | 分配器<br>(252D12) | 給液調整セル<br>(R006) | ドリップトレ<br>(204U006) | 液位上限注意<br>(204LW+006) | スチームジェット<br>(204J006A) | 洗浄槽<br>(235V10) |
| | | 高放射性廃液中間貯槽<br>(252V14) | | | | | |
| | | 呼水槽<br>(252V153) | | | | | |
| | | 高放射性廃液蒸発缶<br>(271E20) | 高放射性廃液濃縮セル<br>(R018) | ドリップトレ<br>(204U018) | 漏洩検知装置<br>(204LW+018) | スチームジェット<br>(204J018A) | 呼水槽<br>(273V293) |
| | | 分配器<br>(272D10, D11) | 分配器セル<br>(R216) | ドリップトレ<br>(204U216) から重力流<br>によりドリップトレ<br>(204U017) へ | 漏洩検知装置<br>(204LW+017) | スチームジェット<br>(204J017) | 高放射性廃液貯槽<br>(272V12, V14, V16, V18) |
| | HAW | 分配器<br>(272D12) | 分配器セル<br>(R201) | ドリップトレ<br>(272U201) から重力流<br>により水封槽<br>(272V206) へ | ドリップトレ流量<br>上限警報<br>(272FA+201) | 無<br>(重力流) | 水封槽<br>(272V206) |
| | | 分配器<br>(272D13) | 分配器セル<br>(R202) | ドリップトレ<br>(272U202) から重力流<br>により水封槽<br>(272V207) へ | ドリップトレ流量<br>上限警報<br>(272FA+202) | 無<br>(重力流) | 水封槽<br>(272V207) |
| | | 中間貯槽<br>(272V37, V38) | 中間貯槽セル<br>(R008) | ドリップトレ<br>(272U008) | 漏洩検知装置<br>(272LA+008) | スチームジェット<br>(272J0081) | 中間貯槽<br>(272V37) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0082) | 放射性廃液貯槽<br>(272V50) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0083) | 中間貯槽<br>(272V38) |
| | | 高放射性廃液貯槽<br>(272V31) | 高放射性廃液貯槽セル<br>(R001) | ドリップトレ<br>(272U001) | 漏洩検知装置<br>(272LA+001) | スチームジェット<br>(272J0011) | 水封槽<br>(272V206) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0012) | 放射性廃液貯槽<br>(272V50) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0013) | 水封槽<br>(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

| 回収可能<br>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<br>回収装置 | 漏えい液の<br>送液先 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| せん断粉末の溶解液 | HAW | 高放射性廃液貯槽<br>(272V32) | 高放射性廃液貯槽セル<br>(R002) | ドリップトレ<br>(272U002) | 漏洩検知装置<br>(272LA+002) | スチームジェット<br>(272J0021) | 水封槽<br>(272V206) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0022) | 放射性廃液貯槽<br>(272V50) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0023) | 水封槽<br>(272V207) |
| | | 高放射性廃液貯槽<br>(272V33) | 高放射性廃液貯槽セル<br>(R003) | ドリップトレ<br>(272U003) | 漏洩検知装置<br>(272LA+003) | スチームジェット<br>(272J0031) | 水封槽<br>(272V206) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0032) | 放射性廃液貯槽<br>(272V50) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0033) | 水封槽<br>(272V207) |
| | | 高放射性廃液貯槽<br>(272V34) | 高放射性廃液貯槽セル<br>(R004) | ドリップトレ<br>(272U004) | 漏洩検知装置<br>(272LA+004) | スチームジェット<br>(272J0041) | 水封槽<br>(272V206) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0042) | 放射性廃液貯槽<br>(272V50) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0043) | 水封槽<br>(272V207) |
| | | 高放射性廃液貯槽<br>(272V35) | 高放射性廃液貯槽セル<br>(R005) | ドリップトレ<br>(272U005) | 漏洩検知装置<br>(272LA+005) | スチームジェット<br>(272J0051) | 水封槽<br>(272V206) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0052) | 放射性廃液貯槽<br>(272V50) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0053) | 水封槽<br>(272V207) |
| 低濃度のプルトニウム溶液 | MP | 中間貯槽<br>(266V12) | プルトニウム精製セル<br>(R015) | ドリップトレ<br>(204U015.2) | 漏洩検知装置<br>(204LW+015.2) | スチームジェット<br>(204J015.2) | プルトニウム<br>溶液受槽<br>(276V20) |
| | | 希釈槽<br>(266V13) | | | | | |
| | | プルトニウム溶液<br>蒸発缶（266E20） | プルトニウム<br>濃縮セル<br>(R125B) | ドリップトレ<br>(204U125B）から重力流によりドレン受槽<br>(266V40, V41）へ | 漏洩検知装置<br>(204FW+125B) | 無<br>（重力流） | ドレン受槽（266V40, V41） |

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

| 回収可能<br>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<br>回収装置 | 漏えい液の<br>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<br>(266V23) | プルトニウム濃縮セル<br>(R025A) | ドリップトレ<br>(204U025A) から重力流によりドレン受槽<br>(266V40, V41) へ | ドレン受槽液位計<br>266LIR41.1 | 無<br>(重力流) | ドレン受槽（266V40, V41) |
| | | 循環槽<br>(266V24) | | | | | |
| | | 計量槽<br>(266V25) | グローブボックス<br>(266X63) | グローブボックス<br>(266X63) から重力流によりドレン受槽<br>(266V40, V41) へ | ドレン受槽液位計<br>266LIR41.1 | 無<br>(重力流) | |
| | | プルトニウム<br>製品貯槽<br>(267V10～12) | プルトニウム<br>製品貯蔵セル<br>(R023) | ドリップトレ<br>(204U023) | 漏洩検知装置<br>(204LW+023) | ポンプ<br>(267P101) | プルトニウム<br>製品貯槽<br>(267V10～V16) |
| | | プルトニウム<br>製品貯槽<br>(267V13～V16) | プルトニウム<br>製品貯蔵セル<br>(R041) | ドリップトレ<br>(204U041) | 漏洩検知装置<br>(204LW+041) | ポンプ<br>(267P101) | プルトニウム<br>製品貯槽<br>(267V10～V16) |
| | | 計量槽<br>(267V102) | グローブボックス<br>(266X62B) | グローブボックス<br>(266X62B) から重力流によりプルトニウム製品貯槽<br>(267V10) へ | 目視確認<br>（サンプリング時作業員が常駐）*1<br>プルトニウム製品貯槽液位上昇警報<br>267LA+10.2 | 無<br>(重力流) | プルトニウム<br>製品貯槽<br>(267V10) |
| | | プルトニウム溶液受槽<br>(276V20) | リワークセル<br>(R008) | ドリップトレ<br>(204U008) | 漏洩検知装置<br>(204LW+008) | スチームジェット<br>(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<br>(276V12-V15) | | | | | 受槽<br>(276V10) |
| | | 受槽<br>(276V10) | | | | | 漏えい液を受槽（276V10）に回収しながら中間貯槽（276V12-V15）等に送液 |
| | | 希釈剤洗浄器<br>(252R10) | 分離第１セル<br>(R107A) | ドリップトレ<br>(204U107A) | 漏洩検知装置<br>(204LW+107A) | スチームジェット<br>(204J107A) | 受槽<br>(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

| 回収可能<br>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<br>回収装置 | 漏えい液の<br>送液先 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 低濃度のプルトニウム溶液 | MP | 分配器<br>(252D12) | 給液調整セル<br>(R006) | ドリップトレ<br>(204U006) | 液位上限注意<br>(204LW+006) | スチームジェット<br>(204J006A) | 洗浄槽<br>(235V10) |
| | | 高放射性廃液中間貯槽<br>(252V14) | | | | | |
| | | 呼水槽<br>(252V153) | | | | | |
| | | 高放射性廃液蒸発缶<br>(271E20) | 高放射性廃液濃縮セル<br>(R018) | ドリップトレ<br>(204U018) | 漏洩検知装置<br>(204LW+018) | スチームジェット<br>(204J018A) | 呼水槽<br>(273V293) |
| | | 分配器<br>(272D10, D11) | 分配器セル<br>(R216) | ドリップトレ<br>(204U216) から重力流によりドリップトレ<br>(204U017) へ | 漏洩検知装置<br>(204LW+017) | スチームジェット<br>(204J017) | 高放射性廃液貯槽<br>(272V12, V14, V16, V18) |
| | HAW | 分配器<br>(272D12) | 分配器セル<br>(R201) | ドリップトレ<br>(272U201) から重力流により水封槽<br>(272V206) へ | ドリップトレ流量上限警報<br>(272FA+201) | 無<br>(重力流) | 水封槽<br>(272V206) |
| | | 分配器<br>(272D13) | 分配器セル<br>(R202) | ドリップトレ<br>(272U202) から重力流により水封槽<br>(272V207) へ | ドリップトレ流量上限警報<br>(272FA+202) | 無<br>(重力流) | 水封槽<br>(272V207) |
| | | 中間貯槽<br>(272V37, V38) | 中間貯槽セル<br>(R008) | ドリップトレ<br>(272U008) | 漏洩検知装置<br>(272LA+008) | スチームジェット<br>(272J0081) | 中間貯槽<br>(272V37) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0082) | 放射性廃液貯槽<br>(272V50) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0083) | 中間貯槽<br>(272V38) |
| | | 高放射性廃液貯槽<br>(272V31) | 高放射性廃液貯槽セル<br>(R001) | ドリップトレ<br>(272U001) | 漏洩検知装置<br>(272LA+001) | スチームジェット<br>(272J0011) | 水封槽<br>(272V206) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0012) | 放射性廃液貯槽<br>(272V50) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0013) | 水封槽<br>(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

| 回収可能<br>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<br>回収装置 | 漏えい液の<br>送液先 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 低濃度のプルトニウム溶液 | HAW | 高放射性廃液貯槽<br>(272V32) | 高放射性廃液貯槽セル<br>(R002) | ドリップトレ<br>(272U002) | 漏洩検知装置<br>(272LA+002) | スチームジェット<br>(272J0021) | 水封槽<br>(272V206) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0022) | 放射性廃液貯槽<br>(272V50) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0023) | 水封槽<br>(272V207) |
| | | 高放射性廃液貯槽<br>(272V33) | 高放射性廃液貯槽セル<br>(R003) | ドリップトレ<br>(272U003) | 漏洩検知装置<br>(272LA+003) | スチームジェット<br>(272J0031) | 水封槽<br>(272V206) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0032) | 放射性廃液貯槽<br>(272V50) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0033) | 水封槽<br>(272V207) |
| | | 高放射性廃液貯槽<br>(272V34) | 高放射性廃液貯槽セル<br>(R004) | ドリップトレ<br>(272U004) | 漏洩検知装置<br>(272LA+004) | スチームジェット<br>(272J0041) | 水封槽<br>(272V206) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0042) | 放射性廃液貯槽<br>(272V50) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0043) | 水封槽<br>(272V207) |
| | | 高放射性廃液貯槽<br>(272V35) | 高放射性廃液貯槽セル<br>(R005) | ドリップトレ<br>(272U005) | 漏洩検知装置<br>(272LA+005) | スチームジェット<br>(272J0051) | 水封槽<br>(272V206) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0052) | 放射性廃液貯槽<br>(272V50) |
| | | | | | | スチームジェット<br>(272J0053) | 水封槽<br>(272V207) |
| ウラン溶液 | MP | 中間貯槽<br>(263V10) | ウラン濃縮脱硝室<br>(A022) | ドリップトレ<br>(204U022) | 漏洩検知装置<br>(204LW+022) | 無[*2] | 一時保管容器 |
| | | ウラン溶液蒸発缶<br>（第１段）<br>(263E11-T12) | ウラン濃縮脱硝室<br>(A122，A222，A322) | ドリップトレ<br>(204U12) | 無[*1] | 無<br>（重力流） | ドリップトレ（204U18）を経由し，低放射性廃液中間貯槽（275V20）へ |
| | | 濃縮液受槽<br>(263V17) | ウラン濃縮脱硝室<br>(A122) | ドリップトレ<br>(204U18) | 無[*1] | 無<br>（重力流） | |
| | | 希釈槽<br>(263V18) | | | | | |

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

| 回収可能<br>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<br>回収装置 | 漏えい液の<br>送液先 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| ウラン溶液 | MP | ダネード給液槽<br>(263V103) | ウラン濃縮脱硝室<br>(A322) | ドリップトレ<br>(204U12) | 無*1 | 無<br>（重力流） | ドリップトレ（204U18）を経由し，低放射性廃液中間貯槽（275V20）へ |
| | | 呼水槽<br>(263V105) | | | | | |
| | | 一時貯槽<br>(263V51～V58) | 分岐室<br>(A147) | ドリップトレ<br>(204U147）から重力流によりドリップトレ<br>(204U022）へ | 液位上限注意<br>(204LW+022) | 無*2 | 中間貯槽<br>(263V10) |
| | | 貯槽<br>(201V77～79) | ウラン試薬調整室<br>(G644) | ドリップトレ<br>(201U762）から重力流により溢流槽（201V75）へ | 201LIW+75　*1 | 無<br>（重力流） | 受流槽<br>(201V75) |
| | | ウラン調整槽<br>(201V70) | ウラン試薬調整室<br>(G544) | ドリップトレ<br>(201U752) | 276LR12.1　*1 | 無<br>（重力流） | 中間貯槽<br>(276V12-V15) |
| | | 受流槽<br>(201V75) | ウラン試薬調整室<br>(G544) | ドリップトレ<br>(201U752) | 276LR12.1　*1 | 無<br>（重力流） | 中間貯槽<br>(276V12-V15) |
| | DN | UNH 受槽<br>(263V30) | UNH 受槽室<br>(A016) | ドリップトレ<br>(263U30) | 漏洩検知装置<br>(263LW+30.3) | 無*1 | UNH 受槽<br>(263V31) |
| | | UNH 受槽<br>(263V31) | UNH 受槽室<br>(A017) | ドリップトレ<br>(263U31) | 漏洩検知装置<br>(263LW+31.3) | 無*1 | UNH 受槽<br>(263V30) |
| | | UNH 貯槽<br>(263V32) | UNH 貯蔵室<br>(A012) | ドリップトレ<br>(263U32) | 漏洩検知装置<br>(263LW+32.3) | スチームジェット<br>(263J325) | UNH 受槽<br>(263V33) |
| | | UNH 貯槽<br>(263V33) | UNH 貯蔵室<br>(A014) | ドリップトレ<br>(263U33) | 漏洩検知装置<br>(263LW+33.3) | スチームジェット<br>(263J335) | UNH 受槽<br>(263V32) |
| | | UNH 供給槽<br>(263V34) | 濃縮脱硝室<br>(A211) | ドリップトレ<br>(263U40) | 漏洩検知装置<br>(263LW+40.3) | 無<br>（重力流） | 溶解液受槽<br>(264V76) |
| | | 蒸発缶<br>(263E35) | | ドリップトレ（263U35）から重力流によりドリップトレ（263U40）へ | | | |
| | | 濃縮液受槽<br>(264V40) | | ドリップトレ<br>(263U40) | | | |
| | | 溶解液受槽<br>(264V76) | 廃液貯蔵室<br>(A011) | ドリップトレ<br>(263U75) | 漏洩検知装置<br>(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

| 回収可能<br>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<br>回収装置 | 漏えい液の<br>送液先 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| ウラン溶液 | PCDF | 硝酸ウラニル受入計量槽<br>(P11V13) | 受入室<br>(A027) | 受入室ドリップトレ<br>(P11U027-1) | 液位上限注意<br>(P11LW+13-4) | 無*1 | 硝酸ウラニル貯槽<br>(P11V14) |
| | | 硝酸ウラニル貯槽<br>(P11V14) | 受入室<br>(A027) | 受入室ドリップトレ<br>(P11U027-2) | 液位上限注意<br>(P11LW+14-3) | 無*1 | 硝酸ウラニル受入計量槽<br>(P11V13) |
| その他の<br>核燃料物質<br>（洗浄液） | MP | 中間貯槽<br>(255V12) | 分離第３セル<br>(R109B) | ドリップトレ<br>(204U109B) | 漏洩検知装置<br>(204LW+109B) | スチームジェット<br>(204J109B) | 受槽<br>(276V10) |
| | | 中間貯槽<br>(261V12) | ウラン精製セル<br>(R114) | ドリップトレ<br>(204U114) | 漏洩検知装置<br>(204LW+114) | スチームジェット<br>(204J114) | 受槽<br>(276V10) |
| | | プルトニウム精製抽出器<br>(265R20, R21, R22) | プルトニウム精製セル<br>(R015) | ドリップトレ<br>(204U015.2) | 漏洩検知装置<br>(204LW+015.2) | スチームジェット<br>(204J015.2) | プルトニウム溶液受槽<br>(276V20) |
| | | 濃縮液受槽<br>(273V50) | 酸回収セル<br>(R020) | ドリップトレ<br>(204U020) | 液位上限注意<br>(204LW+020) | スチームジェット<br>(204J020) | 酸回収中間貯槽<br>(273V20) |
| | CB | 中間貯槽<br>(108V10, V11) | 廃液貯蔵セル<br>(R027) | ドリップトレ<br>(108R027) | 漏えい検知装置<br>(108LW+027) | スチームジェット<br>(108J105) | 中間貯槽<br>(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。

参考資料 1

# 工程洗浄における崩壊熱除去機能及び水素掃気機能喪失時の影響評価について

1.概要

工程洗浄の対象機器の崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を有する動的機器は 2 基（常用 1 基/予備 1 基）で構成され，使用中の機器が故障したとしても圧力警報や負圧警報により速やかに異常を検知でき，自動的に予備機に切り替わるなどにより短期間（7 日程度）で復旧可能であり，施設の安全性に問題はないものの，仮に崩壊熱除去機能及び水素掃気機能が喪失した場合の影響評価として，沸騰到達時間及び水素の爆発下限界濃度到達時間（以下「爆発下限界到達時間」という。）を評価する。

評価の結果，工程洗浄時に崩壊熱除去機能が喪失した場合の沸騰到達時間は 32 日程度，水素掃気機能が喪失した場合の爆発下限界到達時間は 15 日程度であり，崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を復旧するまでの時間に対して十分な時間余裕があることを確認した。

2. 工程洗浄でする核燃料物質のインベントリの設定

工程洗浄で集約する核燃料物質は,「別紙 1 工程洗浄の方針及び具体的な方法」の「3. 回収可能核燃料物質の場所及び量について」に示すとおりであり，以下のように保守的に設定する。

(1)せん断粉末

せん断粉末の質量は,せん断粉末の質量測定のばらつきを考慮し,保守性を持たせて 1.1 を乗じた　　として設定する。また,評価に用いる 1 溶解当りのせん断粉末の量は 30 kg と設定する。

せん断粉末の放射能量等は,ORIGEN 計算により設定する。評価に用いる核種ごとの放射能量や発熱量は,事業指定申請書に記載している基準燃料（軽水炉燃料及びふげん MOX タイプ B 燃料）に対して,平成 19 年のキャンペーン終了後からの冷却期間を考慮した年数（10 年間）を設定して求める。それら燃料の ORIGEN 計算結果から　　分の核種ごとに放射能量や発熱量を比較し,値の大きい方を選択して,評価用のせん断粉末の放射能量とする。計算に用いた各条件について表-2-1,せん断粉末の核種ごとの放射能量等を表-2-2 に示す。

(2) プルトニウム溶液

2021 年 PIT 時の分析値（プルトニウム濃度,アメリシウム 241 濃度及びウラン濃度）により求めたインベントリに保守性を持たせるために,分析誤差を考慮し 1.1 を乗じる。アメリシウム 241 は，プルトニウム 241（半減期：14.35 年）の $\beta$ 崩壊により増加することから,保守的に 10 年間（2031 年まで）の増加分（プルトニウム 241 の減衰は考慮しない。）を加えたものを評価用インベントリとする（表-2-3)。

(3) ウラン溶液

現有溶液の送液経路の機器については 2021 年 PIT 時のウラン濃度と設計図書の使用液量からインベントリを設定する。ウラン脱硝施設（DN）の蒸発缶により濃縮したウラ

ン溶液を受入れる機器のウラン濃度は,設計図書に記載された各蒸発缶の最大ウラン濃度（1200 gU/L）及び使用液量からインベントリを設定する（表-2-4)。

(4) その他の核燃料物質（洗浄液）

分析所（CB）中間貯槽（108V10 及び 108V11）のウラン量及びプルトニウム量は，2021 年 PIT 時のウラン濃度及びプルトニウム濃度より求めたインベントリに保守性を持たせるために 1.1 を乗じて設定する。アメリシウム 241 は，プルトニウム 241（半減期：14.35 年）のβ 崩壊により増加することから,保守的に 10 年間（2031 年まで）の増加分（プルトニウム 241 の減衰は考慮しない。）を加えたものを評価用インベントリとする。なお，プルトニウムの同位体組成及び初期アメリシウム 241 濃度等の分析値がない場合は，プルトニウム溶液を扱う機器の分析値から保守的に設定する（表-2-5)。

3. 影響評価の方法及び結果について

(1) 沸騰到達時間の評価

沸騰到達時間は,廃止措置計画変更認可申請書　添四別紙 1-1-26「高放射性廃液貯蔵場(HAW)における高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」（令和 3 年 4 月 27 日認可）と同様に，全交流電源喪失時に溶液の発熱量が全て溶液の温度上昇に寄与するものとして保守的に評価する。

評価の結果，沸騰到達時間は 32 日以上であり十分な時間裕度があることを確認した。詳細は「参考資料 1-1 工程洗浄における崩壊熱除去機能喪失時の沸騰到達時間について」に示す。

(2) 爆発下限界到達時間の評価

爆発下限界到達時間は,機器内の空間容量,水素発生量等から算出した。飽和水素濃度は,機器内の水素濃度が平衡状態に達したものと考え,水素発生量と機器内に供給される気体量から算出し,水素発生量は水素発生 G 値と各機器が内包する溶液の発熱量の積から算出する。機器内の空間容量については,空間容量の小さい方がより保守的な評価となることから,原則,各機器の設計図書における全容量と使用液量の差から求めた空間容量を設定し，保守的に評価する。

評価の結果，爆発下限界到達時間は 15 日以上であり十分な時間裕度があることを確認した。詳細は「参考資料 1-2 工程洗浄における水素掃気機能喪失時の水素の爆発下限界濃度到達時間について」に示す。

参考文献

1)　「東海再処理施設の軽水炉基準燃料及びふげん MOX 燃料の内蔵放射能」（白井他 2005）JAERI-Research 2005-001

2)　「東海再処理施設における C-14 の挙動」（永里他 2001） JNC TN8410 2001-021

表-2-1　ORIGEN における計算条件

| 炉型 | 軽水炉<br>(PWR) | 新型転換炉原型炉<br>(ATR) | 出典（設定根拠） |
|---|---|---|---|
| 燃料 | $UO_2$ | MOX タイプ B | |
| ウラン濃縮度 | | | 東海再処理施設の軽水炉基準燃料及びふげん MOX 燃料の内蔵放射能 [1] |
| プルトニウム fissile | - | | |
| 初期プルトニウム<br>装荷量 | - | | ・過去の安全審査に用いた値 |
| 燃焼度 | 35,000 MWD/t | 20,000 MWD/t | ・「再処理事業指定申請書」より 1 体あたりの最高燃焼度を採用 |
| 比出力 | 35 MW/t | 20 MW/t | ・再処理事業指定申請書 |
| 初期不純物量<br>水素 | 2 ppm | 0 ppm | ・軽水炉:「発電用核燃料物質に関する技術基準を定める省令」<br>・MOX-B :「燃料設計認可申請書」 |
| 初期不純物量<br>炭素 | 100 ppm | 200 ppm | |
| 初期不純物量<br>フッ素 | 15 ppm | 25 ppm | |
| 初期不純物量<br>窒素 | 40 ppm | 200 ppm | ・東海再処理施設における C-14 の挙動 [2] |
| Pu 同位体<br>組成率 | — | | ・過去の安全審査を基に ORIGEN2.2 により再計算 |
| Am-241<br>含有率 | — | 0.05 % | ・過去の安全審査に用いた値 |
| 冷却期間 | 3,830 日 | 4,380 日 | ・各燃料の冷却期期間（軽水炉：180 日，MOX：2 年）に 10 年（3650 日）を加えた日数 |

表-2-2　安全評価用のせん断粉末　　の仕様（主要核種抜粋）

| 核種 | 発熱量[W] | | | 放射能量[Bq] | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 軽水炉 ($PWR-UO_2$) | 新型転換炉 (ATR-MOX B) | せん断粉末 | 軽水炉 ($PWR-UO_2$) | 新型転換炉 (ATR-MOX B) | せん断粉末 |
| H-3 | $2.3\times10^{-3}$ | $1.5\times10^{-3}$ | $2.3\times10^{-3}$ | $2.5\times10^{12}$ | $1.7\times10^{12}$ | $2.5\times10^{12}$ |
| C-14 | $4.4\times10^{-5}$ | $1.0\times10^{-4}$ | $1.0\times10^{-4}$ | $5.6\times10^{9}$ | $1.3\times10^{10}$ | $1.3\times10^{10}$ |
| Kr-85 | 1.7 | $7.8\times10^{-1}$ | 1.7 | $4.1\times10^{13}$ | $1.9\times10^{13}$ | $4.1\times10^{13}$ |
| Sr-89 | 0※1 | $2.2\times10^{-18}$ | $2.2\times10^{-18}$ | 0※1 | $2.3\times10^{-5}$ | $2.3\times10^{-5}$ |
| Sr-90 | $1.6\times10$ | 6.6 | $1.6\times10$ | $4.9\times10^{14}$ | $2.1\times10^{14}$ | $4.9\times10^{14}$ |
| Y-90 | $7.4\times10$ | $3.2\times10$ | $7.4\times10$ | $4.9\times10^{14}$ | $2.1\times10^{14}$ | $4.9\times10^{14}$ |
| Zr-95 | $1.6\times10^{-15}$ | $1.1\times10^{-13}$ | $1.1\times10^{-13}$ | $1.2\times10^{-2}$ | $8.4\times10^{-1}$ | $8.4\times10^{-1}$ |
| Nb-95 | $3.4\times10^{-15}$ | $2.4\times10^{-13}$ | $2.4\times10^{-13}$ | $2.6\times10^{-2}$ | 1.9 | 1.9 |
| Tc-99 | $1.5\times10^{-3}$ | $8.9\times10^{-4}$ | $1.5\times10^{-3}$ | $1.1\times10^{11}$ | $6.6\times10^{10}$ | $1.1\times10^{11}$ |
| Ru-103 | 0※1 | 0※1 | 0※1 | 0※1 | 0※1 | 0※1 |
| Rh-106 | $7.9\times10^{-1}$ | 1.6 | 1.6 | $3.0\times10^{12}$ | $6.2\times10^{12}$ | $6.2\times10^{12}$ |
| Sb-125 | $7.0\times10^{-1}$ | $4.4\times10^{-1}$ | $7.0\times10^{-1}$ | $8.3\times10^{12}$ | $5.2\times10^{12}$ | $8.3\times10^{12}$ |
| I-129 | $3.2\times10^{-6}$ | $2.1\times10^{-6}$ | $3.2\times10^{-6}$ | $2.6\times10^{8}$ | $1.7\times10^{8}$ | $2.6\times10^{8}$ |
| I-131 | 0※1 | 0※1 | 0※1 | 0※1 | 0※1 | 0※1 |
| Cs-134 | $1.1\times10^{1}$ | 5.3 | $1.1\times10^{1}$ | $4.0\times10^{13}$ | $1.9\times10^{13}$ | $4.0\times10^{13}$ |
| Cs-137 | $2.0\times10^{1}$ | $1.2\times10^{1}$ | $2.0\times10^{1}$ | $6.8\times10^{14}$ | $4.1\times10^{14}$ | $6.8\times10^{14}$ |
| Ba-137m | $6.8\times10^{1}$ | $4.1\times10$ | $6.8\times10^{1}$ | $6.4\times10^{14}$ | $3.8\times10^{14}$ | $6.4\times10^{14}$ |
| Ce-141 | 0※1 | 0※1 | 0※1 | 0※1 | 0※1 | 0※1 |
| Ce-144 | $1.5\times10^{-2}$ | $2.4\times10^{-2}$ | $2.4\times10^{-2}$ | $8.6\times10^{11}$ | $1.4\times10^{12}$ | $1.4\times10^{12}$ |
| Pr-144 | $1.7\times10^{-1}$ | $2.7\times10^{-1}$ | $2.7\times10^{-1}$ | $8.6\times10^{11}$ | $1.4\times10^{12}$ | $1.4\times10^{12}$ |
| Pr-144m | $9.5\times10^{-5}$ | $1.5\times10^{-4}$ | $1.5\times10^{-4}$ | $1.0\times10^{10}$ | $1.6\times10^{10}$ | $1.6\times10^{10}$ |
| Pm-147 | $6.9\times10^{-1}$ | $7.5\times10^{-1}$ | $7.5\times10^{-1}$ | $7.1\times10^{13}$ | $7.7\times10^{13}$ | $7.7\times10^{13}$ |
| Sm-151 | $1.1\times10^{-2}$ | $7.5\times10^{-3}$ | $1.1\times10^{-2}$ | $3.5\times10^{12}$ | $2.4\times10^{12}$ | $3.5\times10^{12}$ |
| Eu-154 | 7.7 | 4.6 | 7.7 | $3.2\times10^{13}$ | $1.9\times10^{13}$ | $3.2\times10^{13}$ |
| Eu-155 | $2.3\times10^{-1}$ | $1.5\times10^{-1}$ | $2.3\times10^{-1}$ | $1.2\times10^{13}$ | $7.9\times10^{12}$ | $1.2\times10^{13}$ |

※1 ORIGEN 計算上,せん断粉末 1t 当たりの重量が $10^{-24}$ g 未満の核種のインベントリは「0」として取り扱う

表-2-2　安全評価用のせん断粉末　　の仕様（主要核種抜粋）

| 核種 | 発熱量[W] | | | 放射能量[Bq] | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 軽水炉 ($PWR-UO_2$) | 新型転換炉 (ATR-MOX B) | せん断粉末 | 軽水炉 ($PWR-UO_2$) | 新型転換炉 (ATR-MOX B) | せん断粉末 |
| U-232 | $2.1\times10^{-4}$ | $1.4\times10^{-5}$ | $2.1\times10^{-4}$ | | | |
| U-233 | $2.2\times10^{-7}$ | $2.2\times10^{-8}$ | $2.2\times10^{-7}$ | | | |
| U-234 | $8.7\times10^{-3}$ | $5.8\times10^{-4}$ | $8.7\times10^{-3}$ | | | |
| U-235 | $1.4\times10^{-4}$ | $6.9\times10^{-5}$ | $1.4\times10^{-4}$ | | | |
| U-236 | $1.8\times10^{-3}$ | $4.9\times10^{-4}$ | $1.8\times10^{-3}$ | | | |
| U-237 | $8.0\times10^{-4}$ | $1.1\times10^{-3}$ | $1.1\times10^{-3}$ | | | |
| U-238 | $1.7\times10^{-3}$ | $1.7\times10^{-3}$ | $1.7\times10^{-3}$ | | | |
| Pu-236 | $3.6\times10^{-4}$ | $3.8\times10^{-5}$ | $3.6\times10^{-4}$ | | | |
| Pu-238 | $1.9\times10$ | $2.0\times10$ | $2.0\times10$ | | | |
| Pu-239 | 2.5 | 2.0 | 2.5 | | | |
| Pu-240 | 3.2 | 7.4 | 7.4 | | | |
| Pu-241 | $5.4\times10^{-1}$ | $7.1\times10^{-1}$ | $7.1\times10^{-1}$ | | | |
| Pu-242 | $9.4\times10^{-3}$ | $3.3\times10^{-2}$ | $3.3\times10^{-2}$ | | | |
| Np-235 | $1.1\times10^{-10}$ | $1.9\times10^{-11}$ | $1.1\times10^{-10}$ | $6.7\times10^{4}$ | $1.2\times10^{4}$ | $6.7\times10^{4}$ |
| Np-237 | $2.6\times10^{-3}$ | $4.6\times10^{-4}$ | $2.6\times10^{-3}$ | $3.2\times10^{9}$ | $5.6\times10^{8}$ | $3.2\times10^{9}$ |
| Np-238 | $8.0\times10^{-5}$ | $1.2\times10^{-4}$ | $1.2\times10^{-4}$ | $6.2\times10^{8}$ | $9.6\times10^{8}$ | $9.6\times10^{8}$ |
| Np-239 | $8.0\times10^{-3}$ | $2.2\times10^{-2}$ | $2.2\times10^{-2}$ | $1.2\times10^{11}$ | $3.3\times10^{11}$ | $3.3\times10^{11}$ |
| Am-241 | $1.3\times10$ | $1.7\times10$ | $1.7\times10$ | $1.5\times10^{13}$ | $1.9\times10^{13}$ | $1.9\times10^{13}$ |
| Am-242 | $3.8\times10^{-3}$ | $5.9\times10^{-3}$ | $5.9\times10^{-3}$ | $1.2\times10^{11}$ | $1.9\times10^{11}$ | $1.9\times10^{11}$ |
| Am-242m | $1.3\times10^{-3}$ | $2.1\times10^{-3}$ | $2.1\times10^{-3}$ | $1.2\times10^{11}$ | $1.9\times10^{11}$ | $1.9\times10^{11}$ |
| Am-243 | $1.1\times10^{-1}$ | $2.9\times10^{-1}$ | $2.9\times10^{-1}$ | $1.2\times10^{11}$ | $3.3\times10^{11}$ | $3.3\times10^{11}$ |
| Cm-242 | $1.0\times10^{-1}$ | $1.6\times10^{-1}$ | $1.6\times10^{-1}$ | $1.0\times10^{11}$ | $1.6\times10^{11}$ | $1.6\times10^{11}$ |
| Cm-243 | $9.5\times10^{-2}$ | $1.7\times10^{-1}$ | $1.7\times10^{-1}$ | $9.6\times10^{10}$ | $1.7\times10^{11}$ | $1.7\times10^{11}$ |
| Cm-244 | 9.1 | $1.7\times10$ | $1.7\times10$ | $9.6\times10^{12}$ | $1.8\times10^{13}$ | $1.8\times10^{13}$ |
| Cm-245 | $1.1\times10^{-3}$ | $1.5\times10^{-3}$ | $1.5\times10^{-3}$ | $1.2\times10^{9}$ | $1.7\times10^{9}$ | $1.7\times10^{9}$ |
| Cm-246 | $1.7\times10^{-4}$ | $2.1\times10^{-4}$ | $2.1\times10^{-4}$ | $1.9\times10^{8}$ | $2.4\times10^{8}$ | $2.4\times10^{8}$ |

表-2-3　プルトニウム溶液の評価用のインベントリ

| 機器名 | 機器番号 | 液量<br>[L] | プルトニウム濃度<br>[g/L] | プルトニウム重量<br>[g] | アメリシウム 241 濃度<br>[g/L] | アメリシウム 241 重量<br>[g] | ウラン濃度<br>[g/L] | ウラン重量<br>[g] |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 希釈槽 | 266V13 | 321 | | | 0.15 | 49※ | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V10 | 177 | | | 0.14 | 24 | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V11 | 83 | | | 0.17 | 14 | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V12 | 120 | | | 0.16 | 19 | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V13 | 121 | | | 0.13 | 15 | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V14 | 126 | | | 0.14 | 17 | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V15 | 114 | | | 0.14 | 16 | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V16 | 139 | | | 0.14 | 19 | | |

※ アメリシウム 241 の分析値のない希釈槽（266V13）については，2021 年 PIT 時にアメリシウム 241/プルトニウム重量比が最大となるプルトニウム製品貯槽（267V15）の比より算出した。

表-2-4　安全評価用のウラン溶液の仕様

| 施設名※1 | 機器名称 | 機器番号 | 液容量[L] | ウラン濃度[gU/L]※2 |
|---|---|---|---|---|
| MP | ウラン溶液蒸発缶[第1段] | 263E11+T12 | 220 | |
| | 中間貯槽 | 263V10 | 3000 | |
| | 希釈槽 | 263V18 | 700 | |
| | 一時貯槽 | 263V51 | 2000 | |
| | 一時貯槽 | 263V52 | 2000 | |
| | 一時貯槽 | 263V53 | 2000 | |
| | 一時貯槽 | 263V54 | 2000 | |
| | 一時貯槽 | 263V55 | 2000 | |
| | 一時貯槽 | 263V56 | 2000 | |
| | 一時貯槽 | 263V57 | 2000 | |
| | 一時貯槽 | 263V58 | 2000 | |
| | ウラン調整槽 | 201V70 | 500 | |
| | 受流槽 | 201V75 | 500 | |
| | 貯槽 | 201V77 | 2000 | |
| | 貯槽 | 201V78 | 2000 | |
| | 貯槽 | 201V79 | 2000 | |
| DN | 蒸発缶 | 263E35 | 140 | |
| | UNH 受槽 | 263V30 | 700 | |
| | UNH 受槽 | 263V31 | 700 | |
| | UNH 貯槽 | 263V32 | 30000 | |
| | UNH 供給槽 | 263V34 | 270 | |
| | 濃縮液受槽 | 264V40 | 200 | |
| | 脱硝塔洗浄廃液受槽 | 264V72 | 150 | |
| | 溶解液受槽 | 264V76 | 500 | |
| | 脱硝塔 | 264R43 | — | |
| PCDF | 硝酸ウラニル貯槽 | P11V14 | 1000 | |

※1：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
※2：濃縮されたウラン溶液を受入れることから，設工認等の記載値を用いた。
※3：設工認等のウラン量（粉末）の記載値を用いた。
※4：他の貯槽からウラン溶液を受入れないP11V14はPIT測定時(2021年時の値)のウラン濃度から十の位を切上げた値を評価用ウラン濃度とした。

表-2-5　安全評価用のその他の核燃料物質（分析試料等）の仕様

| 機器名 | 機器番号 | プルトニウム重量〔g〕 | アメリシウム 241 重量〔g〕 | ウラン重量〔g〕 |
|---|---|---|---|---|
| 中間貯槽 | 108V10 | | 0.07※ | |
| 中間貯槽 | 108V11 | | 0.3※ | |

※ 中間貯槽（108V10，108V11）はアメリシウム 241 の分析値がないため 2021 年 PIT 時にアメリシウム 241/プルトニウム重量比が最大となるプルトニウム製品貯槽（267V15）の比より算出した。

参考資料 1-1

# 工程洗浄における崩壊熱除去機能喪失時の沸騰到達時間について

1. 概要

工程洗浄の対象機器の崩壊熱除去機能を有する動的機器としては，資材庫の浄水ポンプ，ユーティリティ施設の冷却水系統のポンプ，プルトニウム製品貯槽等の空気冷却を行うための分離精製工場のセル換気系排風機がある。これら動的機器は 2 基（常用 1 基/予備 1 基）で構成され，使用中の機器が故障したとしても圧力警報や負圧警報により速やかに異常を検知でき，自動的に予備機に切り替わるなどするため崩壊熱除去機能が維持されることから，安全に問題はないものの，仮に崩壊熱除去機能が喪失した場合の影響評価として，沸騰到達時間を評価する。

沸騰到達時間の評価方法は,廃止措置計画変更認可申請書　添四別紙 1-1-26「高放射性廃液貯蔵場(HAW)における高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」(令和 3 年 4 月 27 日認可)（以下「高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」という。）と同様に，溶液の発熱量が全て溶液の温度上昇に寄与するものとして保守的に評価する。なお，工程洗浄時に沸騰状態の溶液を取扱う加熱機器等は，自然空冷により除熱可能であることを確認する。

評価の結果，沸騰到達時間まで十分な時間裕度（32 日以上）があること，沸騰状態の溶液を取扱う加熱機器等については，セル内の空気温度より数度高い温度で平衡温度に達することから，自然冷却による除熱により沸騰状態が継続しないことを確認した。

2. 評価対象

(1) せん断粉末の溶解液を取扱う機器

せん断粉末の溶解液が通過する機器のうち,崩壊熱除去機能喪失時に溶液を保持しない空気分離器等を除いた機器を評価対象とする。

(2) プルトニウム溶液を取扱う機器

プルトニウム溶液及びプルトニウム溶液とウラン溶液の混合液が通過する機器のうち,崩壊熱除去機能喪失時に溶液を保持しない空気分離器等を除いた機器を評価対象とする。

(3) ウラン溶液を取扱う機器

ウラン溶液が通過する機器のうち,崩壊熱除去機能喪失時に溶液を保持しない空気分離器等を除いた機器を評価対象とする。

(4) その他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器

分析所 (CB) の分析試料等を保有する中間貯槽 (108V10, 108V11) を評価対象とする。

なお，分析所（CB）の分析試料等の通過する分離精製工場（MP）の機器の評価は，せん断粉末の溶解液の評価に包含される。

なお，せん断粉末の溶解液を取扱う機器及びウラン溶液を取扱う機器のうち，加熱機器

等の濃縮ウラン溶解槽（242R12），蒸発缶（263E35）及び濃縮液受槽（264V40）については，自然空冷により除熱可能であることを確認する（参考資料 1-1-1「工程洗浄に用いる加熱機器等の崩壊熱除去機能喪失時の平衡温度」参照）。

3. 評価方法

沸騰到達時間は，各機器からセル等への放熱を考慮せず，断熱条件（発熱量が全て溶液及び構造材の温度上昇に寄与）で，沸点に達するのに必要とする熱量を時間当たりの発熱量で除すことで評価する。

沸騰到達時間の算出式を以下に示す。

$$t = \rho V C_1 \times (T_a - T_o)/Q$$

ここで，

$t$　：沸騰到達時間（h）
$\rho$　：溶液の密度（kg/m$^3$）
$V$　：評価液量（m$^3$）
$C_1$　：溶液の比熱（J/kg/K）
$T_a$　：溶液の沸点（℃）
$T_o$　：溶液の初期温度（℃）
$Q$　：各機器の発熱量（W）

4. 評価条件

(1) 発熱量

① せん断粉末の溶解液を取扱う機器

1 溶解分のせん断粉末の溶解液を保持可能な貯槽は，せん断粉末 30 kg 分の発熱量を設定する。パルスフィルタ（243F16）等，1 溶解分の溶解液の容量に満たない機器の発熱量は，溶解槽溶液受槽（243V10）の溶液（せん断粉末の溶解液と濃縮ウラン溶解槽の洗浄液の混合液）の発熱密度と各機器の設計図書の使用液量から発熱量を設定する。

② プルトニウム溶液を取扱う機器

プルトニウム溶液を現有している機器で，他貯槽からプルトニウム溶液を受入れない機器の発熱量は，分析値より求めた核種ごとの重量に，ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。

他貯槽からプルトニウム溶液を受入れるプルトニウム溶液受槽（276V20）は，受入れる貯槽のうち最大の発熱密度及び受入量から発熱量を設定する。

プルトニウム溶液とウラン溶液の混合液を取扱う機器については，ウランに寄与

する発熱量がプルトニウムに比べて非常に低いことから，ウランの発熱量は考慮しない。

③ ウラン溶液を取扱う機器

各機器の設計図書の使用液量，ウラン濃度及び現有するウラン溶液の分析値より求めた最も発熱量が大きくなるウラン同位体組成比並びに ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。

④ その他の核燃料物質（洗浄液）

分析所（CB）の分析試料等の発熱量は，各機器の分析値より求めた核種ごとの重量に,ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。

(2) 評価液量

各機器の評価液量は，原則，保守的な評価となるよう（発熱密度が高くなるよう。）に設計図書又は運転管理値から求めた使用液量を用いる。

プルトニウム溶液を取扱う機器のうち，現有するプルトニウム溶液のみを取扱う機器（他貯槽からプルトニウム溶液を受入れない機器）の評価液量は現有する液量とする。他貯槽からプルトニウム溶液を受入れるプルトニウム溶液受槽（276V20）は，受入れる貯槽のうち最大の発熱密度の貯槽の液量と設定する。

分析所（CB）の分析試料等を取扱う機器のうち，現有する分析試料等のみを取扱う機器（他貯槽から分析試料等を受入れない機器）の評価液量は現有する液量とする。

(3) 初期温度及び沸点

初期温度は,運転要領書,プロセスフローダイヤグラム等に記載がある機器については,それらの値をもとに設定し,記載がないものは,隣接する貯槽の初期温度等から設定する。

沸点は，保守的な評価となるよう 100℃に設定する。

(4) 密度

密度は,評価する溶液の密度が低い程，沸点到達時間が短くなることから，保守的な評価となるよう水の密度（1000 kg/m$^3$）を用いて評価する。

(5) 比熱

① せん断粉末の溶解液を取扱う機器

せん断粉末の溶解液の比熱は,1 バッチ当りせん断粉末 30 kg を処理した場合における各機器のウラン濃度及び酸濃度を用いて JAERI-Tech 2003-045 の比熱算定式[1)]より算出する。

② プルトニウム溶液を取扱う機器

プルトニウム溶液を現有している機器で，他貯槽からプルトニウム溶液を受入れない機器の比熱は，プルトニウム濃度及び酸濃度を用いて JAERI-Tech 2003-045 の比熱算定式[1)]より算出する。他貯槽からプルトニウム溶液を受入れるプルトニウム溶液受槽（276V20）は，受入れる貯槽のうち最大の発熱密度の貯槽のプルトニウム濃度及び酸濃度を用いて JAERI-Tech 2003-045 の比熱算定式[1)]より算出する。

また，プルトニウム溶液とウラン溶液の混合液は各機器の金属濃度（プルトニウム重量及びウラン重量の和を評価液量で除して算出）及び酸濃度を用いて JAERI-Tech 2003-045 の比熱算定式[1)]より算出する。

③ ウラン溶液を取扱う機器

各機器のウラン濃度及び酸濃度を用いて JAERI-Tech 2003-045 の比熱算定式[1)]より算出する。

なお，1200 gU/L のウラン溶液の比熱は上記の式で算出できないため，記載のある最大濃度の硝酸ウラニル水溶液 2.6 mol/L（約 1000 gU/L）の比熱 約 2 J/g/K[2)]（＝0.48 kcal/kg/℃）を用いて評価する。

④ その他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器

各機器のウラン濃度及び酸濃度を用いて JAERI-Tech 2003-045 の比熱算定式[1)]より算出する。

5. 評価結果

せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液，ウラン溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器の沸騰到達時間を表-5-1 に示す。

せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液，ウラン溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器については，沸騰到達時間まで十分な時間裕度（32 日以上）があることを確認した。

また，工程洗浄において沸騰状態の溶液を扱う濃縮ウラン溶解槽（242R12），蒸発缶（263E35）及び濃縮液受槽（264V40）は，取扱うせん断粉末溶解液等の発熱量が非常に低く，全交流電源喪失時においても，セル内の空気温度より数度高い温度で平衡温度に達することから，自然冷却による除熱により沸騰状態が継続しないことを確認した。

参考文献

1) 「熱流動解析コード PHOENICS を組み込んだ燃料溶液体系の動特性解析コードの開発及び TRACY の自然冷却特性実験の解析」（渡辺他 2003）JAERI-Tech 2003-045

2) 「再処理プロセス・化学ハンドブック第 2 版」 JAEA-Review-2008-037

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液，ウラン溶液及びその他の核燃料物質を取扱う機器の沸騰到達時間の評価結果

| | 施設名※1 | 機器名 | 評価液量 (L) | 発熱密度 (W/L) | 評価硝酸濃度 (mol/L) | ウラン濃度等※2 (g/L) | 密度 ($kg/m^3$) | 比熱 (kcal/kg/℃) | 初期温度 (℃) | 沸点 (℃) | 沸騰到達時間 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| せん断粉末の溶解液 | MP | 濃縮ウラン溶解槽 (242R12) | 850 | $3.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.2\times10^{-1}$ | 沸騰状態 | 100 | ※3 | せん断粉末溶解液の液組成での評価 |
| | | 溶解槽溶液受槽 (243V10) | 1150 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 60 | 100 | 約 55 日 | 溶解液量に 243V10 の水封液量 300 L を加えて評価 |
| | | パルスフィルタ (243F16) | 140 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 60 | 100 | 約 55 日 | |
| | | パルスフィルタ給液槽 (243V14) | 50 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 60 | 100 | 約 55 日 | |
| | | パルス発生槽 (243V17) | 141 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 60 | 100 | 約 55 日 | |
| | | シールポット (243V181) | 14.5 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 60 | 100 | 約 55 日 | |
| | | 調整槽 (251V10) | 1150 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 97 日 | |
| | | 給液槽 (251V11) | 1150 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 97 日 | |
| | | エアリフト中間貯槽 (251V114) | 15 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 97 日 | |
| | | ダネード給液槽 (251V118) | 15 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 97 日 | |
| | | 呼水槽 (251V120) | 15 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 97 日 | |
| | | 分離第一抽出器 (252R11) | 825 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 97 日 | |
| | | 希釈剤洗浄器 (252R10) | 275 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 97 日 | |
| | | 高放射性廃液分配器 (252D12) | 14.2 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 97 日 | |
| | | 高放射性廃液中間貯槽 (252V14) | 1150 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 97 日 | |
| | | 呼水槽 (252V153) | 30 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 97 日 | |
| | | 高放射性廃液蒸発缶 (271E20) | 1150 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 97 日 | |
| | HAW | 中間貯槽 (272V37/V38) | 1150 | $2.9\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $8.3\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 97 日 | |

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液，ウラン溶液及びその他の核燃料物質を取扱う機器の沸騰到達時間の評価結果

| | 施設名※1 | 機器名 | 評価液量 (L) | 発熱密度 (W/L) | 評価硝酸濃度 (mol/L) | ウラン濃度等※2 (g/L) | 密度 (kg/m³) | 比熱 (kcal/kg/℃) | 初期温度 (℃) | 沸点 (℃) | 沸騰到達時間 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| プルトニウム溶液 | MP | 中間貯槽 (266V12) | 321 | $5.9\times10^{-2}$ | 3.1 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.8\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 38 日 | 266V13 に保有する溶液の液組成で評価 |
| | | 希釈槽 (266V13) | 321 | $5.9\times10^{-2}$ | 3.1 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.8\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 38 日 | 現有する溶液の液組成で評価 |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V10) | 177 | $4.9\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.0\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 42 日 | |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V11) | 83 | $6.3\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.0\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 32 日 | |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V12) | 120 | $5.9\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.0\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 34 日 | |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V13) | 121 | $4.6\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.0\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 44 日 | |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V14) | 126 | $4.7\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.0\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 43 日 | |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V15) | 114 | $4.7\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.0\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 43 日 | |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V16) | 139 | $4.8\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.0\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 42 日 | |
| | | プルトニウム溶液受槽 (276V20) | 83 | $6.3\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.0\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 34 日 | 最も発熱密度が高い 267V11 の液組成で評価 |
| | | 中間貯槽 (276V12-V15) | 520 | $3.7\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.1\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 61 日 | 266V13 に保有する溶液にウラン/プルトニウム比が 70 となるようウランを加えた液組成で評価 |
| | | | 1574 | $2.8\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $5.9\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 65 日 | 267V10～V16 に保有する溶液にウラン/プルトニウム比が 70 となるようウランを加えた液組成で評価 |
| | | 受槽 (276V10) | 520 | $3.7\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.1\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 61 日 | 266V13 に保有する溶液にウラン/プルトニウム比が 70 となるようウランを加えた液組成で評価 |
| | | | 928 | $2.8\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $5.9\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 65 日 | 267V10～V16 に保有する溶液にウラン/プルトニウム比が 70 となるようウランを加えた液組成で評価 |
| | | 希釈剤洗浄器 (252R10) | 275 | $3.7\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.1\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 61 日 | 266V13 に保有する溶液にウラン/プルトニウム比が 70 となるようウランを加えた液組成で評価 |
| | | | 275 | $2.8\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $5.9\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 65 日 | 267V10～V16 に保有する溶液にウラン/プルトニウム比が 70 となるようウランを加えた液組成で評価 |

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液，ウラン溶液及びその他の核燃料物質を取扱う機器の沸騰到達時間の評価結果

| | 施設名※1 | 機器名 | 評価液量 (L) | 発熱密度 (W/L) | 評価硝酸濃度 (mol/L) | ウラン濃度等※2 (g/L) | 密度 ($kg/m^3$) | 比熱 (kcal/kg/℃) | 初期温度 (℃) | 沸点 (℃) | 沸騰到達時間 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| プルトニウム溶液 | MP | 高放射性廃液分配器 (252D12) | 14.2 | $3.7\times10^{-2}$ | 3.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $7.1\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 61 日 | 266V13 に保有する溶液にウラン/プルトニウム比が 70 となるようウランを加えた液組成で評価 |
| | | | 14.2 | $2.8\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $5.9\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 65 日 | 267V10～V16 に保有する溶液にウラン/プルトニウム比が 70 となるようウランを加えた液組成で評価 |
| | | 高放射性廃液中間貯槽 (252V14) | 2094 | $3.0\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $5.8\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 60 日 | 266V12 及び 267V10～V16 の溶液並びにウラン溶液を混合した液組成で評価 |
| | | 呼水槽 (252V153) | 30 | $3.0\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $5.8\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 60 日 | |
| | | 高放射性廃液蒸発缶 (271E20) | 2094 | $3.0\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $5.8\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 60 日 | |
| | HAW | 中間貯槽 (272V37/V38) | 2094 | $3.0\times10^{-2}$ | 6.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $5.8\times10^{-1}$ | 35 | 100 | 約 60 日 | |
| ウラン溶液 | MP | ウラン溶液蒸発缶[第 1 段] (263E11+T12) | 220 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 25 | 100 | 約 58 年 | 加熱濃縮操作は実施しないものの，設計図書等に記載された最大ウラン濃度及び使用液量で評価。 |
| | | 中間貯槽 (263V10) | 3000 | $1.3\times10^{-5}$ | $1.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $9.3\times10^{-1}$ | 25 | 100 | 約 712 年 | 設計図書等に記載された最大ウラン濃度及び使用液量で評価 |
| | | 希釈槽 (263V18) | 700 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V51) | 2000 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V52) | 2000 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V53) | 2000 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V54) | 2000 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V55) | 2000 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液，ウラン溶液及びその他の核燃料物質を取扱う機器の沸騰到達時間の評価結果

| | 施設名※1 | 機器名 | 評価液量 (L) | 発熱密度 (W/L) | 評価硝酸濃度 (mol/L) | ウラン濃度等※2 (g/L) | 密度 ($kg/m^3$) | 比熱 (kcal/kg/℃) | 初期温度 (℃) | 沸点 (℃) | 沸騰到達時間 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| ウラン溶液 | MP | 一時貯槽 (263V56) | 2000 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | 設計図書等に記載された最大ウラン濃度及び使用液量で評価 |
| | | 一時貯槽 (263V57) | 2000 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V58) | 2000 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | ウラン調整槽 (201V70) | 500 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | 受流槽 (201V75) | 500 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | 貯槽 (201V77) | 2000 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | 貯槽 (201V78) | 2000 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | 貯槽 (201V79) | 2000 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | DN | 蒸発缶 (263E35) | 140 | $2.4\times10^{-4}$ | 2.6 | | $1.0\times10^{3}$ | $4.8\times10^{-1}$※4 | 沸騰状態 | 100 | ※3 | |
| | | UNH 受槽 (263V30) | 700 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | UNH 受槽 (263V31) | 700 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | UNH 貯槽 (263V32) | 30000 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | | UNH 供給槽 (263V34) | 270 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |

表 5-1 工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液，ウラン溶液及びその他の核燃料物質を取扱う機器の沸騰到達時間の評価結果

| | 施設名※1 | 機器名 | 評価液量 (L) | 発熱密度 (W/L) | 評価硝酸濃度 (mol/L) | ウラン濃度等※2 (g/L) | 密度 ($kg/m^3$) | 比熱 (kcal/kg/℃) | 初期温度 (℃) | 沸点 (℃) | 沸騰到達時間 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| ウラン溶液 | DN | 濃縮液受槽 (264V40) | 200 | $2.4\times10^{-4}$ | 2.6 | | $1.0\times10^{3}$ | $4.8\times10^{-1}$※4 | 沸騰状態 | 100 | ※3 | 設計図書等に記載された最大ウラン濃度及び使用液量で評価 |
| | | 脱硝塔洗浄廃液受槽 (264V72) | 150 | $9.0\times10^{-5}$ | 2.0 | | $1.0\times10^{3}$ | $4.7\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 41 年 | |
| | | 溶解液受槽 (264V76) | 500 | $9.0\times10^{-5}$ | $8.2\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $5.2\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 46 年 | |
| | PCDF | 硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) | 1000 | $8.0\times10^{-5}$ | $3.4\times10^{-1}$ | | $1.0\times10^{3}$ | $6.0\times10^{-1}$ | 40 | 100 | 約 59 年 | 現有する溶液のウラン濃度及び設計図書等に記載された使用液量で評価 |
| その他の核燃料物質 | CB | 中間貯槽 (108V10) | 169 | $1.7\times10^{-4}$ | 1.04 | | $1.0\times10^{3}$ | $9.5\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 52 年 | 現有する溶液の液組成で評価 |
| | | 中間貯槽 (108V11) | 1358 | $8.1\times10^{-5}$ | 1.04 | | $1.0\times10^{3}$ | $9.5\times10^{-1}$ | 30 | 100 | 約 109 年 | |

※1：MP:分離精製工場，HAW：高放射性廃液貯蔵場，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
※2：せん断粉末の溶解液及びウラン溶液及びその他の核燃料物質はウラン濃度，プルトニウム溶液はウラン濃度，プルトニウム濃度及びアメリシウム濃度の合計
※3：通常運転中は沸騰状態の機器であり，処理中に崩壊熱除去機能が喪失したとしても，セル内空気により除熱可能であることを確認した(参考資料 1-1-1 参照)。
※4：硝酸ウラニル 2.6 mol/L（約 1000 gU/L）の比熱 2 J/g/K(=0.48 kcal/kg/℃)を用いて評価

参考資料 1-1-1

# 工程洗浄に用いる加熱機器等の崩壊熱除去機能喪失時の平衡温度

1. 概要

工程洗浄に用いる機器（加熱機器及び沸騰溶液を受け入れる貯槽を除く。）は，崩壊熱除去機能喪失時における断熱条件下で沸騰到達時間を評価し，十分な時間裕度があることを確認している。

一方，溶液が沸騰状態である加熱機器等に対して同様な評価を行うと，崩壊熱除去機能喪失時に沸騰状態が継続することとなる。沸騰状態の溶液を取扱う機器に対しては，崩壊熱除去機能喪失時においてもセル内等の空気により自然冷却により温度が低下することを評価するため，静止中空気の対流熱伝達を考慮し，加熱機器と空気の平衡温度を求めた。

評価の結果，濃縮ウラン溶解槽（242R12）等は，取扱うせん断粉末溶解液の発熱量が非常に低く，崩壊熱除去機能喪失時においても，セル内の空気温度よりも数度高い温度で平衡温度（約 42.5℃）に達することから，自然冷却による除熱により沸騰状態が継続しない。

2. 評価対象

工程洗浄で用いる加熱機器及び沸騰状態の溶液を受け入れる機器としては，分離精製工場（MP）濃縮ウラン溶解槽（242R12），ウラン脱硝施設（DN）蒸発缶（263E35）及び濃縮液受槽（264V40）がある。

(1) 濃縮ウラン溶解槽（242R12）

濃縮ウラン溶解槽（242R12）は，2 本の溶解部（一部：外径φ336 mm×2850 mm）と貯液部（幅：約 2500 mm，高さ：約 2600 mm）から構成され，工程洗浄での 1 溶解あたりのせん断粉末溶解液の発熱量は約 33 W である。

(2) 蒸発缶（263E35）

蒸発缶（263E35）は，円筒容器（外径φ412 mm，長さ 2000 mm）で構成され，工程洗浄で取扱うウラン溶液の発熱量は約 $3.4\times10^{-2}$ W である。ウラン溶液の発熱量は，せん断粉末溶解液と比べ 2 桁低く，蒸発缶（263E35）の表面積は濃縮ウラン溶解槽（242R12）より 1 桁低い程度である。蒸発缶（263E35）の平衡温度は，濃縮ウラン溶解槽（242R12）の平衡温度の評価に包含される。

(3) 濃縮液受槽（264V40）

濃縮液受槽（264V40）は，円筒容器（外径φ400 mm，長さ 2000 mm）で構成され，工程洗浄で取扱うウラン溶液の発熱量は約 $4.8\times10^{-2}$ W である。ウラン溶液の発熱量は，せん断粉末溶解液と比べ 2 桁低く，濃縮液受槽（264V40）の表面積は濃縮ウラン溶解槽（242R12）より 1 桁低い程度である。濃縮液受槽（264V40）の平衡温度は，濃縮ウラン溶解槽（242R12）の平衡温度の評価に包含される。

3．平衡温度の評価方法

全交流電源喪失時において，濃縮ウラン溶解槽（242R12）の発熱量$Q_{\mathrm{in}}$と静止中空気との対流熱伝達による除熱量$Q_{\mathrm{out}}$が等しくなる温度を濃縮ウラン溶解槽（242R12）の平衡温度$\mathrm{T}_w$とすると，除熱量$Q_{\mathrm{out}}$は以下の方法により簡易的に求められる。

$$Q_{\mathrm{out}} = Q_{\mathrm{in}} = hA(\mathrm{T}_w - \mathrm{T}_\infty)$$

式を変形し，

$$\mathrm{T}_w = \frac{Q_{\mathrm{in}}}{hA} + \mathrm{T}_\infty \quad = \text{約 } 42.5℃$$

ここで，

$h$ ：1 W/m$^2$K（静止大気中の対流熱伝達率の概略値 1～10（W/m$^2$K）[1)]）

$A$ ：表面積 13（m$^2$）（スラブ部の垂直面の表面積を設定）

$\mathrm{T}_\infty$：セル内の空気温度 40℃（水戸気象台の日最高気温 38.4℃より設定）

なお，セル内の空気温度は，セル内の空気及びセル躯体（コンクリート）の熱容量に対し，せん断粉末溶解液の発熱量が小さく，セル内の空気及びセル躯体の温度が上昇し難いことから一定として評価する。

参考文献

1）空気調和・衛生工学便覧（2010），空気調和・衛生工学会

参考資料 1-2

# 工程洗浄における水素掃気機能喪失時の水素の爆発下限界濃度到達時間について

1. 概要

工程洗浄の対象機器の水素掃気機能を有する動的機器としては，ユーティリティ施設の圧縮空気設備の空気圧縮機がある。空気圧縮機は 2 基（常用 1 基/予備 1 基）で構成され，使用中の機器が故障したとしても圧力警報や負圧警報により速やかに異常を検知でき，自動的に予備機に切り替わるなどするため水素掃気機能が維持されることから，安全に問題はないものの，仮に水素掃気機能が喪失した場合の影響評価として水素の爆発下限界濃度到達時間（以下「爆発下限界到達時間」という。）を評価し，時間裕度を確認する。

評価の結果，工程洗浄に用いる機器は水素掃気機能を喪失しても，爆発下限界到達時間まで 15 日以上の時間裕度を確保していることを確認した。

2. 評価対象

(1) せん断粉末の溶解液を取扱う機器

せん断粉末の溶解液が通過する機器のうち，水素掃気機能喪失時に溶液を保持しない空気分離器等を除いた機器を評価対象とする。

(2) プルトニウム溶液を取扱う機器

プルトニウム溶液及びプルトニウム溶液とウラン溶液の混合液が通過する機器のうち，水素掃気機能喪失時に溶液を保持しない空気分離器等を除いた機器を評価対象とする。

(3) ウラン溶液を取扱う機器

ウラン溶液が通過する機器のうち，水素掃気機能喪失時に溶液を保持しない空気分離器等を除いた機器を評価対象とする。

(4) その他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器

分析所（CB）の分析試料等を保有する中間貯槽（108V10，108V11）を評価対象とする。

なお，分析所（CB）の分析試料等の通過する分離精製工場（MP）の機器の評価は，せん断粉末の溶解液の評価に包含される。

3. 評価方法

爆発下限界到達時間は，「東海再処理施設の安全性確認に係る基本データの確認－放射線分解により発生する水素の検討－」[1)] の評価方法に従い実施する。

爆発下限界到達時間は以下のとおり。

$$t = \frac{(C_L - C_0) \times V}{(100 - C_L) \times H}$$

ここで,

$t$　：爆発下限界到達時間（h）

$C_L$　：水素の爆発下限界濃度（vol%）

機器内に酸素供給を行う濃縮ウラン溶解槽（242R12）及び溶解槽送液受槽（243V10）については，酸素雰囲気の水素の爆発下限界濃度の 3.9 vol%，これら以外の機器は空気雰囲気の 4.0 vol%を設定する。

$H$　：水素発生量（$Nm^3/h$）

$$H = \frac{G \times P \times 22.4(\mathrm{NL/mol}) \times 3600(\mathrm{s/h})}{6.02 \times 10^{23}(\text{分子数/mol}) \times 100(\mathrm{eV}) \times 1.60 \times 10^{-19}(\mathrm{J/eV}) \times 1000(\mathrm{NL/Nm^3})} = 8.36 \times 10^{-6} GP$$

$G$　：水素発生 G 値（分子数/100eV）

$P$　：高放射性廃液の発熱量（W）※

※単位体積の溶液の発熱量は単位体積の溶液に吸収される放射線のエネルギーと等しいと仮定して評価

$C_0$　：初期水素濃度（vol%）

機器内に溶液が保持されてから十分に時間が経過している場合は，機器内の水素濃度が平衡状態に達していると考えられることから，初期水素濃度は飽和水素濃度として以下のとおり求める。

$$C_0 = 100H/(F+H)$$

$F$　：機器内に供給される気体量（$Nm^3/h$）

$V$　：機器の空間容量($m^3$)

4. 評価条件

(1) 機器の発熱量

① せん断粉末の溶解液を取扱う機器

1 溶解分のせん断粉末の溶解液を保持可能な貯槽は，せん断粉末 30 kg 分の発熱量を設定する。パルスフィルタ（243F16）等，1 溶解分の溶解液の容量に満たない機器の発熱量は，溶解槽溶液受槽（243V10）の溶液（せん断粉末の溶解液と濃縮ウラン溶解槽の洗浄液の混合液）の発熱密度と各機器の設計図書の使用液量から発熱量を設定する。

② プルトニウム溶液を取扱う機器

プルトニウム溶液を現有している機器で，他貯槽からプルトニウム溶液を受入れない機器の発熱量は，分析値より求めた核種ごとの重量に，ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。他貯槽からプルトニウム溶液を受入れる機器は，受入れる溶液の発熱密度及び受入量を考慮し，発熱量が高くなるものを設定する。

プルトニウム溶液とウラン溶液の混合液を取扱う機器については，ウランに寄与する発熱量がプルトニウムに比べて非常に低いことから，ウランの発熱量は考慮し

ない。

③ ウラン溶液を取扱う機器

ウラン溶液を取扱う機器の発熱量は，各機器の設計図書等の使用液量，ウラン濃度及び分析値より求めたウラン同位体組成比並びに ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。

④ その他の核燃料物質（洗浄液）

分析所（CB）の分析試料等の発熱量は，各機器の分析値より求めた核種ごとの重量に，ORIGEN 崩壊ライブラリーの値に基づく核種ごとの単位重量当りの発熱量を乗じて設定する。

(2) 機器の空間容量

機器の空間容量は，機器の全容量から評価液量を差し引いて求める。各機器の評価液量は，原則，設計図書又は運転管理値から求めた使用液量とする。

プルトニウム溶液を取扱う機器のうち，現有するプルトニウム溶液のみを取扱う機器（他貯槽からプルトニウム溶液を受入れない機器）は，現有の液量を評価液量とする。

(3) 水素発生 G 値

① せん断粉末の溶解液を取扱う機器

プルトニウム，アメリシウム，キュリウム及び $\beta\gamma$ 線を放出する元素の酸濃度に対する水素発生 G 値[2)~6)]に対して近似式を求め，当該機器の酸濃度から水素発生 G 値を設定する。

② プルトニウム溶液を取扱う機器

せん断粉末の溶解液を取扱う機器と同様に，プルトニウム，アメリシウムの酸濃度に対する水素発生 G 値に対して近似式を求め，当該機器の酸濃度から水素発生 G 値を設定する。

③ ウラン溶液を取扱う機器

ウラン濃度に対する水素発生 G 値の近似式[7)]より，450 gU/L 未満のウラン溶液には 1.7 を，450 gU/L 以上のウラン溶液には 0.6 と設定する。

④ その他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器

せん断粉末の溶解液を取扱う機器と同様に，プルトニウム，アメリシウムの酸濃度に対する水素発生 G 値に対して近似式を求め，当該機器の酸濃度から水素発生 G 値を設定する。

5. 評価結果

せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器の爆発下限界到達時間を表-5-1 に，ウラン溶液を取扱う機器の爆発下限界到達時間を表-5-2 に示す。

せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液，ウラン溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器の時間裕度は 15 日以上であることを確認した。

参考文献


1) 「東海再処理施設の安全性確認に係る基本データの確認-放射線分解により発生する水素の検討-（技術報告）」（大森他 1999 年 10 月），JNC TN8410 2000-003
2) M.V.Vladimirova”α-and β-Radiolysis of Aqueous Solutions of Light and Heavy Water”, UDC541.15 (1964)
3) N.E.Bibler”Curium-244 Alpha Radiolysis of Nitric Acid. Oxygen Production from Direct Radiolysis Of Nitrate Ions”, DP-MS-72-68, Conf-730403-4 (1973)
4) JON R.Weiss, ”Calculation of Hydrogen Generation from Plutonium Induced Alpha Radiolysis of Nitric, Sulfuric, and Perchloric Acids”, Radiation Effects, vol.19 pp.191-193 (1973)
5) H.A.Mahlman, “The OH yield in the Co-60 γ radiolysis of NHO3”, The Journal of Chemical Physics Vol. 35, 〔3〕, 936 (1961)
6) J.P.Holland et al., “The Radiolysis of Dodecane-Tributylphosphate Solutions”, NUCLER INSTRUMENTS AND METHOD 153, p589 (1978)
7) H.M.Forehand, Jr., “Effect of radiolytic gas on nuclear excursions in aqueous solutions”, NUREG/CR-2517 (1982).

表-5-1　せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器の爆発下限界到達時間評価結果

| | 施設名※1 | 機器名 | 全容量 (L) | 評価液量 (L) | 空間容量 (L) | 評価用酸濃度 (mol/L) | 発熱量（W）※2 | | | | 水素発生G値(分子数/100 eV) | | | | 水素発生量 ($Nm^3/h$) | 水素の爆発下限界到達時間 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | Pu | Am | Cm | $\beta\ \gamma$ | Pu | Am | Cm | $\beta\ \gamma$ | | | |
| せん断粉末の溶解液 | MP | 濃縮ウラン溶解槽 (242R12) | 1270 | 850 | 420 | 3.0 | 3.8 | 2.1 | 2.1 | 25 | 0.11 | 0.11 | 0.24 | 0.06 | $2.1\times10^{-5}$ | 約 33 日 | |
| | | 溶解槽溶液受槽 (243V10) | 2623 | 1150 | 1473 | 2.0 | 3.8 | 2.1 | 2.1 | 25 | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $2.8\times10^{-5}$ | 約 87 日 | せん断粉末の溶解液全量（850 L）に243V10 水封液量（300 L）を追加して評価液量を設定 |
| | | パルスフィルタ パルスフィルタ給液槽 (243F16，243V14) | 215 | 190 | 51※ | 2.0 | $6.3\times10^{-1}$ | $3.5\times10^{-1}$ | $3.5\times10^{-1}$ | 4.2 | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $4.7\times10^{-6}$ | 約 18 日 | ※243V14 の空間容量（25 L）と243V14 と接続する気液分離ポットの容量（26 L）を合わせた値 |
| | | パルス発生槽 (243V17) | 190 | 141 | 49 | 2.0 | $4.6\times10^{-1}$ | $2.6\times10^{-1}$ | $2.6\times10^{-1}$ | 3.1 | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $3.5\times10^{-6}$ | 約 24 日 | |
| | | シールポット (243V181) | 17 | 14.5 | 7.3※ | 2.0 | $4.8\times10^{-2}$ | $2.7\times10^{-2}$ | $2.7\times10^{-2}$ | $3.2\times10^{-1}$ | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $3.6\times10^{-7}$ | 約 35 日 | ※243V181 の空間容量（2.5 L）と243V181 接続する配管(1.1 L)と X18 ケーシング（3.7 L)空間容量を合わせた値 |
| | | 調整槽 (251V10) | 4650 | 1150 | 1650 | 2.0 | 3.8 | 2.1 | 2.1 | 25 | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $2.8\times10^{-5}$ | 約 100 日 | |
| | | 給液槽 (251V11) | 5646 | 1150 | 846 | 2.0 | 3.8 | 2.1 | 2.1 | 25 | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $2.8\times10^{-5}$ | 約 51 日 | |
| | | エアリフト中間貯槽 (251V114) | 21 | 15 | 6 | 2.0 | $4.9\times10^{-2}$ | $2.8\times10^{-2}$ | $2.8\times10^{-2}$ | $3.3\times10^{-1}$ | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $3.7\times10^{-7}$ | 約 28 日 | |
| | | ダネード給液槽 (251V118) | 21 | 15 | 6 | 2.0 | $4.9\times10^{-2}$ | $2.8\times10^{-2}$ | $2.8\times10^{-2}$ | $3.3\times10^{-1}$ | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $3.7\times10^{-7}$ | 約 28 日 | |
| | | 呼水槽 (251V120) | 21 | 15 | 6 | 2.0 | $4.9\times10^{-2}$ | $2.8\times10^{-2}$ | $2.8\times10^{-2}$ | $3.3\times10^{-1}$ | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $3.7\times10^{-7}$ | 約 28 日 | |
| | | 分離第一抽出器 (252R11) | 1245 | 825 | 420 | 2.0 | 2.7 | 1.5 | 1.5 | 18 | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $2.0\times10^{-5}$ | 約 35 日 | |
| | | 希釈剤洗浄器 (252R10) | 410 | 275 | 135 | 2.0 | $9.1\times10^{-1}$ | $5.1\times10^{-1}$ | $5.1\times10^{-1}$ | 6.0 | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $6.8\times10^{-6}$ | 約 33 日 | |
| | | 分配器 (252D12) | 25 | 14.2 | 10.8 | 2.0 | $4.7\times10^{-2}$ | $2.6\times10^{-2}$ | $2.6\times10^{-2}$ | $3.1\times10^{-1}$ | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $3.5\times10^{-7}$ | 約 53 日 | |
| | | 高放射性廃液中間貯槽 (252V14) | 6135 | 1150 | 1135 | 2.0 | 3.8 | 2.1 | 2.1 | 25 | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $2.8\times10^{-5}$ | 約 68 日 | |
| | | 呼水槽 (252V153) | 39.5 | 30 | 9.5 | 2.0 | $9.9\times10^{-2}$ | $5.6\times10^{-2}$ | $5.5\times10^{-2}$ | $6.6\times10^{-1}$ | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $7.4\times10^{-7}$ | 約 22 日 | |
| | | 高放射性廃液蒸発缶 (271E20) | 8850 | 1150 | 5850 | 2.0 | 3.8 | 2.1 | 2.1 | 25 | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $2.8\times10^{-5}$ | 約 349 日 | |
| | HAW | 中間貯槽 (272V37/V38) | 13000 | 1150 | 3000 | 2.0 | 3.8 | 2.1 | 2.1 | 25 | 0.14 | 0.14 | 0.30 | 0.08 | $2.8\times10^{-5}$ | 約 183 日 | |

表-5-1　せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器の爆発下限界到達時間評価結果

| | 施設名※1 | 機器名 | 全容量 (L) | 評価液量 (L) | 空間容量 (L) | 評価用酸濃度 (mol/L) | 発熱量（W）※2 | | | | 水素発生G値(分子数/100 eV) | | | | 水素発生量 ($Nm^3/h$) | 水素の爆発下限界到達時間 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | Pu | Am | Cm | $\beta\ \gamma$ | Pu | Am | Cm | $\beta\ \gamma$ | | | |
| プルトニウム溶液 | MP | 中間貯槽 (266V12) | 440 | 321 | 157※ | 3.1 | $1.3\times10$ | 5.6 | － | － | 0.10 | 0.10 | － | － | $1.6\times10^{-5}$ | 約 15 日 | 266V13 に現有する溶液で評価<br>※266V12 のベント系配管の空間容量（38 L）を合わせた値 |
| | | 希釈槽 (266V13) | 544 | 321 | 223 | 3.1 | $1.3\times10$ | 5.6 | － | － | 0.10 | 0.10 | － | － | $1.6\times10^{-5}$ | 約 22 日 | 現有する溶液で評価 |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V10) | 750 | 177 | 573 | 4.0 | 5.8 | 2.8 | － | － | 0.08 | 0.08 | － | － | $5.9\times10^{-6}$ | 約 167 日 | 現有する溶液の液組成等で評価 |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V11) | 750 | 83 | 667 | 4.0 | 3.6 | 1.6 | － | － | 0.08 | 0.08 | － | － | $3.6\times10^{-6}$ | 約 319 日 | |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V12) | 750 | 120 | 630 | 4.0 | 4.9 | 2.2 | － | － | 0.08 | 0.08 | － | － | $4.9\times10^{-6}$ | 約 223 日 | |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V13) | 540 | 121 | 419 | 4.0 | 3.9 | 1.8 | － | － | 0.08 | 0.08 | － | － | $3.9\times10^{-6}$ | 約 186 日 | |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V14) | 540 | 126 | 414 | 4.0 | 4.0 | 2.0 | － | － | 0.08 | 0.08 | － | － | $4.2\times10^{-6}$ | 約 172 日 | |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V15) | 540 | 114 | 426 | 4.0 | 3.6 | 1.8 | － | － | 0.08 | 0.08 | － | － | $3.7\times10^{-6}$ | 約 198 日 | |
| | | プルトニウム製品貯槽 (267V16) | 540 | 139 | 401 | 4.0 | 4.5 | 2.2 | － | － | 0.08 | 0.08 | － | － | $4.6\times10^{-6}$ | 約 149 日 | |
| | | プルトニウム溶液受槽 (276V20) | 513 | 321 | 192 | 3.1 | $1.3\times10$ | 5.6 | － | － | 0.10 | 0.10 | － | － | $1.6\times10^{-5}$ | 約 20 日 | 評価液量が最も多く厳しい評価になる 266V13 に現有する溶液で評価 |
| | | 中間貯槽 (276V12-V15) | 5350 | 520 | 350 | 3.0 | $1.3\times10$ | 5.6 | － | － | 0.11 | 0.11 | － | － | $1.7\times10^{-5}$ | 約 36 日 | 266V13 に保有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価 |
| | | | 5350 | 1574 | 350 | 3.0 | $3.0\times10$ | $1.4\times10$ | － | － | 0.11 | 0.11 | － | － | $4.0\times10^{-5}$ | 約 15 日 | 267V10～267V16 に現有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価 |
| | | 受槽 (276V10) | 1136 | 520 | 616 | 3.0 | $1.3\times10$ | 5.6 | － | － | 0.11 | 0.11 | － | － | $1.7\times10^{-5}$ | 約 62 日 | 266V13 に保有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価 |
| | | | 1136 | 928※ | 208 | 3.0 | $1.8\times10$ | 8.4 | － | － | 0.11 | 0.11 | － | － | $2.3\times10^{-5}$ | 約 15 日 | 267V10～267V16 に現有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価<br>※運転時の最大保有液量（$LA^+$より設定） |
| | | 希釈剤洗浄器 (252R10) | 410 | 275 | 135 | 3.0 | 7.1 | 3.0 | － | － | 0.11 | 0.11 | － | － | $8.9\times10^{-6}$ | 約 25 日 | 266V13 に保有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価 |
| | | | 410 | 275 | 135 | 3.0 | 5.3 | 2.5 | － | － | 0.11 | 0.11 | － | － | $6.9\times10^{-6}$ | 約 32 日 | 267V10～V16 に現有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価 |

表-5-1　せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を取扱う機器の爆発下限界到達時間評価結果

| | 施設名※1 | 機器名 | 全容量 (L) | 評価液量 (L) | 空間容量 (L) | 評価用酸濃度 (mol/L) | 発熱量（W）※2 | | | | 水素発生G値(分子数/100 eV) | | | | 水素発生量 ($Nm^3/h$) | 水素の爆発下限界到達時間 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | Pu | Am | Cm | $\beta\ \gamma$ | Pu | Am | Cm | $\beta\ \gamma$ | | | |
| プルトニウム溶液 | MP | 分配器 (252D12) | 25 | 14.2 | 10.8 | 3.0 | $3.6\times10^{-1}$ | $1.5\times10^{-1}$ | － | － | 0.11 | 0.11 | － | － | $4.6\times10^{-7}$ | 約 40 日 | 266V13 に保有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価 |
| | | | 25 | 14.2 | 10.8 | 3.0 | $2.7\times10^{-1}$ | $1.3\times10^{-1}$ | － | － | 0.11 | 0.11 | － | － | $3.6\times10^{-7}$ | 約 52 日 | 267V10～V16 に現有する溶液及びウラン溶液を混合した液組成等で評価 |
| | | 高放射性廃液中間貯槽 (252V14) | 6135 | 2094 | 1135 | 3.0 | $4.4\times10$ | $2.0\times10$ | － | － | 0.11 | 0.11 | － | － | $5.6\times10^{-5}$ | 約 34 日 | 266V13及び267V10～V16に現有する溶液並びにウラン溶液を混合した液組成等で評価 |
| | | 呼水槽 (252V153) | 39.5 | 30 | 9.5 | 3.0 | $6.3\times10^{-1}$ | $2.9\times10^{-1}$ | － | － | 0.11 | 0.11 | － | － | $8.1\times10^{-7}$ | 約 20 日 | |
| | | 高放射性廃液蒸発缶 (271E20) | 8850 | 2094 | 5850 | 3.0 | $4.4\times10$ | $2.0\times10$ | － | － | 0.11 | 0.11 | － | － | $5.6\times10^{-5}$ | 約 172 日 | |
| | HAW | 中間貯槽 (272V37/V38) | 13000 | 2094 | 3000 | 3.0 | $4.4\times10$ | $2.0\times10$ | － | － | 0.11 | 0.11 | － | － | $5.6\times10^{-5}$ | 約 92 日 | |
| その他の核燃料物質（洗浄液） | CB | 中間貯槽 (108V10) | 1267 | 169 | 267 | $9.4\times10^{-1}$ | $2.0\times10^{-2}$ | $8.5\times10^{-3}$ | － | － | 0.20 | 0.20 | － | － | $4.8\times10^{-8}$ | 約 26 年 | 現有する溶液の液組成等で評価 |
| | | 中間貯槽 (108V11) | 2490 | 1358 | 490 | $9.4\times10^{-1}$ | $7.7\times10^{-2}$ | $3.3\times10^{-2}$ | － | － | 0.20 | 0.20 | － | － | $1.8\times10^{-7}$ | 約 13 年 | |

※1：MP:分離精製工場，HAW：高放射性廃液貯蔵場，CB：分析所

※2：せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液（266V13，276V12-V15，276V10，252R10，252D12，252V14，252V153，271E20 及び 272V37/V36）及びその他の核燃料物質（洗浄液）に含まれるウランの発熱量は，プルトニウム，アメリシウム等の発熱量に対して十分低いことから考慮しない。

表-5-2　ウラン溶液を取扱う機器の全交流電源喪失時の水素の爆発下限界到達時間評価結果

| | 施設名※1 | 機器名 | 全容量 (L) | 評価液量 (L) | 空間容量 (L) | 評価用酸濃度 (mol/L) | 発熱量 (W) U | 水素発生G値(分子数/100 eV)※2 U | 水素発生量 ($Nm^3/h$) | 水素の爆発下限界到達時間 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| ウラン溶液 | MP | ウラン溶液蒸発缶[第１段] (263E11+T12) | 920 | 220 | 700 | － | $2.0\times10^{-2}$ | 0.60 | $9.9\times10^{-8}$ | 約 34 年 | 設計図書等に記載された最大ウラン濃度及び評価液量で評価 |
| | | 中間貯槽 (263V10) | 3695 | 3000 | 695 | － | $3.9\times10^{-2}$ | 1.70 | $5.5\times10^{-7}$ | 約６年 | |
| | | 希釈槽 (263V18) | 830 | 700 | 130 | － | $6.3\times10^{-2}$ | 0.60 | $3.2\times10^{-7}$ | 約２年 | |
| | | 一時貯槽 (263V51) | 4000 | 2000 | 2000 | － | $1.8\times10^{-1}$ | 0.60 | $9.0\times10^{-7}$ | 約 11 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V52) | 4000 | 2000 | 2000 | － | $1.8\times10^{-1}$ | 0.60 | $9.0\times10^{-7}$ | 約 11 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V53) | 4000 | 2000 | 2000 | － | $1.8\times10^{-1}$ | 0.60 | $9.0\times10^{-7}$ | 約 11 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V54) | 4000 | 2000 | 2000 | － | $1.8\times10^{-1}$ | 0.60 | $9.0\times10^{-7}$ | 約 11 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V55) | 4000 | 2000 | 2000 | － | $1.8\times10^{-1}$ | 0.60 | $9.0\times10^{-7}$ | 約 11 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V56) | 4000 | 2000 | 2000 | － | $1.8\times10^{-1}$ | 0.60 | $9.0\times10^{-7}$ | 約 11 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V57) | 4000 | 2000 | 2000 | － | $1.8\times10^{-1}$ | 0.60 | $9.0\times10^{-7}$ | 約 11 年 | |
| | | 一時貯槽 (263V58) | 4000 | 2000 | 2000 | － | $1.8\times10^{-1}$ | 0.60 | $9.0\times10^{-7}$ | 約 11 年 | |
| | | ウラン調整槽 (201V70) | 601 | 500 | 101 | － | $4.5\times10^{-2}$ | 0.60 | $2.3\times10^{-7}$ | 約２年 | |
| | | 受流槽 (201V75) | 605 | 500 | 105 | － | $4.5\times10^{-2}$ | 0.60 | $2.3\times10^{-7}$ | 約２年 | |
| | | 貯槽 (201V77) | 2920 | 2000 | 920 | － | $1.8\times10^{-1}$ | 0.60 | $9.0\times10^{-7}$ | 約５年 | |
| | | 貯槽 (201V78) | 2920 | 2000 | 920 | － | $1.8\times10^{-1}$ | 0.60 | $9.0\times10^{-7}$ | 約５年 | |
| | | 貯槽 (201V79) | 2920 | 2000 | 920 | － | $1.8\times10^{-1}$ | 0.60 | $9.0\times10^{-7}$ | 約５年 | |
| | DN | 蒸発缶 (263E35) | 228 | 140 | 88 | － | $3.4\times10^{-2}$ | 0.60 | $1.7\times10^{-7}$ | 約２年 | |
| | | UNH 受槽 (263V30) | 840 | 700 | 140 | － | $6.3\times10^{-2}$ | 0.60 | $3.2\times10^{-7}$ | 約２年 | |
| | | UNH 受槽 (263V31) | 840 | 700 | 140 | － | $6.3\times10^{-2}$ | 0.60 | $3.2\times10^{-7}$ | 約２年 | |

表-5-2　ウラン溶液を取扱う機器の全交流電源喪失時の水素の爆発下限界到達時間評価結果

| | 施設名※1 | 機器名 | 全容量 (L) | 評価液量 (L) | 空間容量 (L) | 評価用酸濃度 (mol/L) | 発熱量 (W) U | 水素発生G値(分子数/100 eV)※2 U | 水素発生量 ($Nm^3/h$) | 水素の爆発下限界到達時間 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| ウラン溶液 | DN | UNH貯槽 (263V32) | 37000 | 30000 | 7000 | - | 2.7 | 0.60 | $1.4\times10^{-5}$ | 約2年 | 設計図書等に記載された最大ウラン濃度及び使用液量で評価 |
| | | UNH供給槽 (263V34) | 340 | 270 | 70 | - | $2.4\times10^{-2}$ | 0.60 | $1.2\times10^{-7}$ | 約3年 | |
| | | 濃縮液受槽 (264V40) | 250 | 200 | 50 | - | $4.8\times10^{-2}$ | 0.60 | $2.4\times10^{-7}$ | 約1年 | |
| | | 脱硝塔洗浄廃液受槽 (264V72) | 200 | 150 | 50 | - | $1.4\times10^{-2}$ | 0.60 | $6.8\times10^{-8}$ | 約4年 | |
| | | 溶解液受槽 (264V76) | 560 | 500 | 60 | - | $4.5\times10^{-2}$ | 0.60 | $2.3\times10^{-7}$ | 約1年 | |
| | PCDF | 硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) | 1250 | 1000 | 250 | - | $8.0\times10^{-2}$ | 1.70 | $1.1\times10^{-6}$ | 約1年 | 現有する溶液のウラン濃度及び設計図書等に記載された評価液量で評価 |

※1：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
※2：ウラン溶液の水素発生G値は，ウラン濃度に対する近似式より，450 gU/L未満のウラン溶液には1.7を，450 gU/L以上のウラン溶液には0.6を設定した。

別紙 6

# 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽への影響

1. 概要

工程洗浄により再処理設備本体等から取り出した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に集約した場合の全交流電源喪失時の沸騰到達時間及び水素濃度が爆発下限界（4%）に至る時間を評価した。

評価の結果，最短の沸騰到達時間は 77 時間から約 95 時間と長くなること，水素濃度が爆発下限界（4%）に至る時間は最短で約 1 年であることから，事故対処の有効性評価への影響はないことを確認した。

2. 工程洗浄により高放射性廃液貯槽に集約する核燃料物質の発熱量の設定

工程洗浄おいては，せん断粉末，プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質を高放射性廃液貯槽に集約する。それら核燃料物質の発熱量は以下のように保守的に設定する。

(1) せん断粉末

せん断粉末の質量は,せん断粉末の質量測定のばらつきを考慮し,保守性を持たせて 1.1 を乗じた 240 kg として設定する。

せん断粉末の発熱量は,ORIGEN 計算により設定する。評価に用いる核種ごとの放射能量や発熱量は,事業指定申請書に記載している基準燃料（軽水炉燃料及びふげん MOX タイプ B 燃料）に対して,平成 19 年のキャンペーン終了後からの冷却期間を考慮した年数（10 年間）を設定して求める。それら燃料の ORIGEN 計算結果から 240 kg 分の核種ごとに発熱量を比較し,値の大きい方を選択して,評価用のせん断粉末の発熱量とする。計算に用いた各条件について表-2-1,せん断粉末の核種ごとの発熱量を表-2-2 に示す。

(2) プルトニウム溶液

工程洗浄で再処理設備本体等から取り出すプルトニウム溶液の内訳を表-2-3 に示す。これに対し以下の通り評価用の発熱量を保守的に設定する。

2021 年 PIT 時の分析値(プルトニウム濃度,アメリシウム 241 濃度及びウラン濃度)により求めた核種ごとの重量に比発熱量を乗じた後，保守性を持たせるために，分析誤差を考慮し 1.1 を乗じる。アメリシウム 241 は，プルトニウム 241（半減期：14.35 年）のβ崩壊により増加することから,保守的に 10 年間（2031 年まで）の増加分（プルトニウム 241 の減衰は考慮しない。）を加えたものを評価用の発熱量とする（表-2-4)。

(3) その他の核燃料物質（洗浄液）

分析所（CB）中間貯槽（108V10 及び 108V11）の発熱量は，2021 年 PIT 時のウラン濃度及びプルトニウム濃度より求めたウラン重量及びプルトニウム重量に比発熱量を乗じた後，保守性を持たせるために 1.1 を乗じて設定する。アメリシウム 241 は，プルトニウム 241（半減期：14.35 年）のβ 崩壊により増加することから,保守的に

10 年間（2031 年まで）の増加分（プルトニウム 241 の減衰は考慮しない。）を加えたものを評価用の発熱量とする。なお，プルトニウムの同位体組成及び初期アメリシウム 241 濃度等の分析値がない場合は，プルトニウム溶液を扱う機器の分析値から保守的に設定する（表-2-5)。

(4) 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液

高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の発熱量は，2020 年 8 月 31 日時点の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の発熱量（令和 3 年 4 月 27 日認可済）に，上記（1）～（3）で定めたせん断粉末，プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）の発熱量を加えて設定する。

なお，高放射性廃液貯槽（272V31～V35）は工程洗浄により生じる全ての高放射性廃液（55 $m^3$）を受け入れられないものの，1 つの貯槽に全て受け入れたものとして評価する。

3. 全交流電源喪失時の沸騰到達時間の評価

3.1 沸騰到達時間の評価方法

全交流電源喪失時の沸騰到達時間は,廃止措置計画変更認可申請書　添四別紙 1-1-26「高放射性廃液貯蔵場(HAW)における高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」（令和 3 年 4 月 27 日認可）（以下「高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」という。）と同様に，高放射性廃液貯槽からセル等への放熱を考慮せず，断熱条件(発熱量が全て溶液及び構造材の温度上昇に寄与)で，沸点に達するのに必要とする熱量を時間当たりの発熱量で除すことで評価する。

沸騰到達時間の算出式を以下に示す。

$$t = (\rho V C_1 + M C_2) \times (T_a - T_o)/Q$$

ここで,

$t$　：沸騰到達時間（h）
$\rho$　：高放射性廃液の密度（$kg/m^3$）
$V$　：評価液量（$m^3$）
$C_1$　：高放射性廃液の比熱（J/kg/K）
$MC_2$　：高放射性廃液貯槽の構造材の熱容量（J/K）
（貯槽の構造材の質量$M$（kg）と貯槽の構造材の比熱$C_2$（J/kg/K）の積）
$T_a$　：高放射性廃液の沸点（℃）
$T_o$　：高放射性廃液の初期温度（℃）
$Q$　：高放射性廃液の発熱量（W）

3.2 沸騰到達時間の評価条件

(1) 評価液量

高放射性廃液の評価液量は,高放射性廃液の貯槽(272V31～V35)液量管理値の 90 $m^3$ とする（各貯槽に工程洗浄により集約する核燃料物質を含む溶液 55 $m^3$ を全て送液すると仮定した評価とする。)。

(2) 初期温度及び沸点

高放射性廃液の初期温度及び沸点は,「高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」と同様に初期温度を 35℃，沸点を 102℃とする。

(3) 密度

高放射性廃液の密度は「高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」と同様に実測値を使用する。

(4) 比熱

高放射性廃液の比熱は,「高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」と同様に約 2930 J/kg/K（＝0.7 kcal/kg/℃）とする。

3.3 沸騰到達時間の評価結果

せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を送液した場合の高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の沸騰到達時間を表-3-3-1 に示す。

高放射性廃液貯槽（272V31～V35）については最短の沸騰到達時間が 77 時間から約 95 時間（272V35）と長くなることから，事故対処の有効性評価への影響はない。

4. 全交流電源喪失時の水素の爆発下限界到達時間の評価

4.1 水素の爆発下限界到達時間の評価方法

爆発下限界到達時間は,「東海再処理施設の安全性確認に係る基本データの確認－放射線分解により発生する水素の検討－」[3] の評価方法に従い実施する。

爆発下限界到達時間は以下のとおり。

$$t = \frac{(C_L - C_0) \times V}{(100 - C_L) \times H}$$

ここで,

$t$ ：爆発下限界到達時間（h）

$C_L$ ：水素の爆発下限界濃度（4 vol%）

$H$ ：水素発生量（$Nm^3/h$）

$$H = \frac{G \times P \times 22.4(\mathrm{NL/mol}) \times 3600(\mathrm{s/h})}{6.02 \times 10^{23}(\text{分子数/mol}) \times 100(\mathrm{eV}) \times 1.60 \times 10^{-19}(\mathrm{J/eV}) \times 1000(\mathrm{NL/Nm^3})}$$
$$= 8.36 \times 10^{-6} GP$$

$G$　：水素発生 G 値（分子数/100eV）

$P$　：高放射性廃液の発熱量（W）※

※単位体積の溶液の発熱量は単位体積の溶液に吸収される放射線のエネルギーと等しいと仮定して評価

$C_0$　：初期水素濃度（vol%）

機器内に溶液が保持されてから十分に時間が経過している場合は，機器内の水素濃度が平衡状態に達していると考えられることから，初期水素濃度は飽和水素濃度として以下のとおり求める。

$C_0 = 100H/(F+H)$

$F$　：高放射性廃液貯槽に供給される気体量（$Nm^3/h$）

$V$　：高放射性廃液貯槽の空間容量($m^3$)

4.2 水素の爆発下限界到達時間の評価条件

（1）高放射性廃液貯槽の空間容量

高放射性廃液貯槽の空間容量は，高放射性廃液貯槽の全容量から評価液量を差し引いて求める。高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の評価液量は液量管理値の 90 $m^3$ とする。

（3）水素発生 G 値

高放射性廃液貯槽（272V31～V35）に保有している高放射性廃液は，これまでに実施した再処理運転時に抽出（分離・精製）できなかったウラン及びプルトニウムを含んでおり，せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液，ウラン溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を受入れても高放射性廃液の組成は大きく変わることはなく，高放射性廃液貯蔵場(HAW)で実施した高放射性廃液のオフガス中に含まれる水素濃度の測定結果から算出した水素発生 G 値（$6.0\times10^{-5}$）を基に，先行例[4]を踏まえて沸騰時の水素発生 G 値（静止状態の 5 倍（$3.0\times10^{-4}$））を設定する。

4.3 水素の爆発下限界到達時間の評価結果

せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液，ウラン溶液及びその他の核燃料物質（洗浄液）を集約した場合の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の水素の爆発下限界到達時間を表-4-3-1 に示す。高放射性廃液の沸騰状態を考慮した保守的な評価においても 1 年以上の時間裕度があり，事故対処の有効性評価への影響はないことを確認した。

参考文献

1)　「熱流動解析コード PHOENICS を組み込んだ燃料溶液体系の動特性解析コードの開発及び TRACY の自然冷却特性実験の解析」（渡辺他 2003）JAERI-Tech 2003-045

2)　「再処理プロセス・化学ハンドブック第2版」 JAEA-Review-2008-037
3)　「東海再処理施設の安全性確認に係る基本データの確認-放射線分解により発生する水素の検討-（技術報告）」（大森他 1999年10月）, JNC TN8410 2000-003
4)　第335回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合資料「資料3-2 放射性分解により発生する水素による爆発への対処」（日本原燃株式会社 2020年2月

表-2-1　ORIGEN における計算条件

| 炉型 | 軽水炉<br>(PWR) | 新型転換炉原型炉<br>(ATR) | 出典（設定根拠） |
|---|---|---|---|
| 燃料 | $UO_2$ | MOX タイプ B | |
| ウラン濃縮度 | | | 東海再処理施設の軽水炉基準燃料及びふげん MOX 燃料の内蔵放射能 [1] |
| プルトニウム fissile | - | | |
| 初期プルトニウム<br>装荷量 | - | | ・過去の安全審査に用いた値 |
| 燃焼度 | 35,000 MWD/t | 20,000 MWD/t | ・「再処理事業指定申請書」より 1 体あたりの最高燃焼度を採用 |
| 比出力 | 35 MW/t | 20 MW/t | ・再処理事業指定申請書 |
| 初期不純物量<br>水素 | 2 ppm | 0 ppm | ・軽水炉:「発電用核燃料物質に関する技術基準を定める省令」<br>・MOX-B :「燃料設計認可申請書」 |
| 初期不純物量<br>炭素 | 100 ppm | 200 ppm | |
| 初期不純物量<br>フッ素 | 15 ppm | 25 ppm | |
| 初期不純物量<br>窒素 | 40 ppm | 200 ppm | ・東海再処理施設における C-14 の挙動 [2] |
| Pu 同位体<br>組成率 | — | | ・過去の安全審査を基に ORIGEN2.2 により再計算 |
| Am-241<br>含有率 | — | 0.05 % | ・過去の安全審査に用いた値 |
| 冷却期間 | 3,830 日 | 4,380 日 | ・各燃料の冷却期期間（軽水炉：180 日，MOX：2 年）に 10 年（3650 日）を加えた日数 |

表-2-2　評価用のせん断粉末　　の仕様（主要核種抜粋）（1/2）

| 核種 | 発熱量[W] | | |
|---|---|---|---|
| | 軽水炉(PWR-$UO_2$) | 新型転換炉(ATR-MOX B) | せん断粉末 |
| H-3 | $2.3\times10^{-3}$ | $1.5\times10^{-3}$ | $2.3\times10^{-3}$ |
| C-14 | $4.4\times10^{-5}$ | $1.0\times10^{-4}$ | $1.0\times10^{-4}$ |
| Kr-85 | 1.7 | $7.8\times10^{-1}$ | 1.7 |
| Sr-89 | 0※1 | $2.2\times10^{-18}$ | $2.2\times10^{-18}$ |
| Sr-90 | $1.6\times10$ | 6.6 | $1.6\times10$ |
| Y-90 | $7.4\times10$ | $3.2\times10$ | $7.4\times10$ |
| Zr-95 | $1.6\times10^{-15}$ | $1.1\times10^{-13}$ | $1.1\times10^{-13}$ |
| Nb-95 | $3.4\times10^{-15}$ | $2.4\times10^{-13}$ | $2.4\times10^{-13}$ |
| Tc-99 | $1.5\times10^{-3}$ | $8.9\times10^{-4}$ | $1.5\times10^{-3}$ |
| Ru-103 | 0※1 | 0※1 | 0※1 |
| Rh-106 | $7.9\times10^{-1}$ | 1.6 | 1.6 |
| Sb-125 | $7.0\times10^{-1}$ | $4.4\times10^{-1}$ | $7.0\times10^{-1}$ |
| I-129 | $3.2\times10^{-6}$ | $2.1\times10^{-6}$ | $3.2\times10^{-6}$ |
| I-131 | 0※1 | 0※1 | 0※1 |
| Cs-134 | $1.1\times10^{1}$ | 5.3 | $1.1\times10^{1}$ |
| Cs-137 | $2.0\times10^{1}$ | $1.2\times10^{1}$ | $2.0\times10^{1}$ |
| Ba-137m | $6.8\times10^{1}$ | $4.1\times10$ | $6.8\times10^{1}$ |
| Ce-141 | 0※1 | 0※1 | 0※1 |
| Ce-144 | $1.5\times10^{-2}$ | $2.4\times10^{-2}$ | $2.4\times10^{-2}$ |
| Pr-144 | $1.7\times10^{-1}$ | $2.7\times10^{-1}$ | $2.7\times10^{-1}$ |
| Pr-144m | $9.5\times10^{-5}$ | $1.5\times10^{-4}$ | $1.5\times10^{-4}$ |
| Pm-147 | $6.9\times10^{-1}$ | $7.5\times10^{-1}$ | $7.5\times10^{-1}$ |
| Sm-151 | $1.1\times10^{-2}$ | $7.5\times10^{-3}$ | $1.1\times10^{-2}$ |
| Eu-154 | 7.7 | 4.6 | 7.7 |
| Eu-155 | $2.3\times10^{-1}$ | $1.5\times10^{-1}$ | $2.3\times10^{-1}$ |

※1 ORIGEN 計算上，せん断粉末 1 t 当たりの重量が $10^{-24}$ g 未満の核種のインベントリは「0」として取り扱う

表-2-2　評価用のせん断粉末　　の仕様（主要核種抜粋）（2/2）

| 核種 | 発熱量[W] | | |
|---|---|---|---|
| | 軽水炉(PWR-$UO_2$) | 新型転換炉(ATR-MOX B) | せん断粉末 |
| U-232 | $2.1\times10^{-4}$ | $1.4\times10^{-5}$ | $2.1\times10^{-4}$ |
| U-233 | $2.2\times10^{-7}$ | $2.2\times10^{-8}$ | $2.2\times10^{-7}$ |
| U-234 | $8.7\times10^{-3}$ | $5.8\times10^{-4}$ | $8.7\times10^{-3}$ |
| U-235 | $1.4\times10^{-4}$ | $6.9\times10^{-5}$ | $1.4\times10^{-4}$ |
| U-236 | $1.8\times10^{-3}$ | $4.9\times10^{-4}$ | $1.8\times10^{-3}$ |
| U-237 | $8.0\times10^{-4}$ | $1.1\times10^{-3}$ | $1.1\times10^{-3}$ |
| U-238 | $1.7\times10^{-3}$ | $1.7\times10^{-3}$ | $1.7\times10^{-3}$ |
| Pu-236 | $3.6\times10^{-4}$ | $3.8\times10^{-5}$ | $3.6\times10^{-4}$ |
| Pu-238 | $1.9\times10$ | $2.0\times10$ | $2.0\times10$ |
| Pu-239 | 2.5 | 2.0 | 2.5 |
| Pu-240 | 3.2 | 7.4 | 7.4 |
| Pu-241 | $5.4\times10^{-1}$ | $7.1\times10^{-1}$ | $7.1\times10^{-1}$ |
| Pu-242 | $9.4\times10^{-3}$ | $3.3\times10^{-2}$ | $3.3\times10^{-2}$ |
| Np-235 | $1.1\times10^{-10}$ | $1.9\times10^{-11}$ | $1.1\times10^{-10}$ |
| Np-237 | $2.6\times10^{-3}$ | $4.6\times10^{-4}$ | $2.6\times10^{-3}$ |
| Np-238 | $8.0\times10^{-5}$ | $1.2\times10^{-4}$ | $1.2\times10^{-4}$ |
| Np-239 | $8.0\times10^{-3}$ | $2.2\times10^{-2}$ | $2.2\times10^{-2}$ |
| Am-241 | $1.3\times10$ | $1.7\times10$ | $1.7\times10$ |
| Am-242 | $3.8\times10^{-3}$ | $5.9\times10^{-3}$ | $5.9\times10^{-3}$ |
| Am-242m | $1.3\times10^{-3}$ | $2.1\times10^{-3}$ | $2.1\times10^{-3}$ |
| Am-243 | $1.1\times10^{-1}$ | $2.9\times10^{-1}$ | $2.9\times10^{-1}$ |
| Cm-242 | $1.0\times10^{-1}$ | $1.6\times10^{-1}$ | $1.6\times10^{-1}$ |
| Cm-243 | $9.5\times10^{-2}$ | $1.7\times10^{-1}$ | $1.7\times10^{-1}$ |
| Cm-244 | 9.1 | $1.7\times10$ | $1.7\times10$ |
| Cm-245 | $1.1\times10^{-3}$ | $1.5\times10^{-3}$ | $1.5\times10^{-3}$ |
| Cm-246 | $1.7\times10^{-4}$ | $2.1\times10^{-4}$ | $2.1\times10^{-4}$ |
| 合計 | | | 約 266 |

表-2-3　現有のプルトニウム溶液の仕様(2021 年 PIT 時の分析値)

| 機器名 | 機器番号 | 液量[L] | プルトニウム濃度[g/L] | プルトニウム重量[g] | アメリシウム 241 濃度[g/L] | アメリシウム 241 重量[g] | ウラン濃度[g/L] | ウラン重量[g] |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 希釈槽 | 266V13 | 321 | | | 0.11 | 34※ | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V10 | 177 | | | 0.09 | 17 | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V11 | 83 | | | 0.12 | 10 | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V12 | 120 | | | 0.11 | 13 | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V13 | 121 | | | 0.09 | 10 | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V14 | 126 | | | 0.09 | 12 | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V15 | 114 | | | 0.09 | 11 | | |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V16 | 139 | | | 0.09 | 13 | | |
| 合計 | | 1201 | | | | 120 | | |

※ アメリシウム 241 の分析値のない希釈槽（266V13）については，2021 年 PIT 時にアメリシウム 241/プルトニウム重量比が最大となるプルトニウム製品貯槽（267V15）の比より算出した。

表-2-4　評価用のプルトニウム溶液の仕様（発熱量含む）

| 機器名 | 機器番号 | 液量 [L] | プルトニウム濃度 [g/L] | プルトニウム重量 [g] | アメリシウム 241 濃度 [g/L] | アメリシウム 241 重量 [g] | ウラン濃度 [g/L] | ウラン重量 [g] | 発熱量 [W] |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 希釈槽 | 266V13 | 321 | | | 0.15 | 49※ | | | 19 |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V10 | 177 | | | 0.14 | 24 | | | 8.6 |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V11 | 83 | | | 0.17 | 14 | | | 5.2 |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V12 | 120 | | | 0.16 | 19 | | | 7.1 |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V13 | 121 | | | 0.13 | 15 | | | 5.6 |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V14 | 126 | | | 0.14 | 17 | | | 6.0 |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V15 | 114 | | | 0.14 | 16 | | | 5.4 |
| プルトニウム製品貯槽 | 267V16 | 139 | | | 0.14 | 19 | | | 6.7 |
| 合計 | | 1201 | | | | 173 | | | 約 64 |

※ アメリシウム 241 の分析値のない希釈槽（266V13）については，2021 年 PIT 時にアメリシウム 241/プルトニウム重量比が最大となるプルトニウム製品貯槽（267V15）の比より算出した。

表-2-5　評価用のその他の核燃料物質（分析試料等）の仕様

| 機器名 | 機器番号 | プルトニウム重量〔g〕 | アメリシウム 241 重量〔g〕 | ウラン重量〔g〕 | 発熱量［W］ |
|---|---|---|---|---|---|
| 中間貯槽 | 108V10 | | 0.07※ | | $2.9\times10^{-2}$ |
| 中間貯槽 | 108V11 | | 0.3※ | | $1.1\times10^{-1}$ |
| 合計 | | | 0.4 | | $1.4\times10^{-1}$ |

※　中間貯槽（108V10，108V11）はアメリシウム 241 の分析値がないため 2021 年 PIT 時にアメリシウム 241/プルトニウム重量比が最大となるプルトニウム製品貯槽（267V15）の比より算出した。

表-3-3-1　工程洗浄により工程内の核燃料物質を集約した場合の高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽の沸騰到達時間

| 高放射性廃液貯槽 | 貯槽の構造材 | 令和 2 年 8 月 31 日現在の高放射性廃液 | | 評価用発熱量［W］ | 評価用液量※1［$m^3$］ | 貯槽の構造材の質量［kg］ | 貯槽の構造材の比熱［J/kg/K］ | 密度［$kg/m^3$］ | 比熱［J/kg/K］ | 硝酸濃度［mol/L］ | 沸点［℃］ | 初期温度［℃］ | 沸騰到達時間［h］ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 発熱量［W］ | 液量［$m^3$］ | | | | | | | | | | |
| 272V31 | ステンレス鋼 | $3.82\times10^4$ | 55.0 | $3.85\times10^4$ | 90 | 53000 | 499 | 1203 | 2930 | 2 | 102 | 35 | 166 |
| 272V32 | ステンレス鋼 | $5.73\times10^4$ | 65.6 | $5.76\times10^4$ | 90 | 53000 | 499 | 1211 | 2930 | 2 | 102 | 35 | 111 |
| 272V33 | ステンレス鋼 | $4.19\times10^4$ | 69.2 | $4.22\times10^4$ | 90 | 53000 | 499 | 1249 | 2930 | 2 | 102 | 35 | 156 |
| 272V34 | ステンレス鋼 | $6.25\times10^4$ | 74.9 | $6.28\times10^4$ | 90 | 53000 | 499 | 1228 | 2930 | 2 | 102 | 35 | 103 |
| 272V35 | ステンレス鋼 | $6.87\times10^4$ | 71.6 | $6.90\times10^4$ | 90 | 53000 | 499 | 1244 | 2930 | 2 | 102 | 35 | 95 |

※1：高放射性廃液貯槽は工程洗浄により集約する全ての廃液（55 $m^3$）を受け入れられないものの，全て受け入れたものとし，液量管理値（90 $m^3$）で評価

表-4-3-1　高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽の水素の爆発下限界到達時間

| 高放射性廃液貯槽 | 令和2年8月31日現在の高放射性廃液 | | 全容量 [$m^3$] | 評価液量※1 [$m^3$] | 空間容量 [$m^3$] | 工程洗浄後の発熱量 [W] | 水素発生G値(分子数/100 eV)※2 | 水素発生量 [$Nm^3/h$] | 水素の爆発下限界到達時間 [年] |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 発熱量 [W] | 液量 [$m^3$] | | | | | | | |
| 272V31 | $3.82\times10^4$ | 55.0 | 139 | 90 | 49 | $3.85\times10^4$ | $3.0\times10^{-4}$ | $9.65\times10^{-5}$ | 2 |
| 272V32 | $5.73\times10^4$ | 65.6 | 139 | 90 | 49 | $5.76\times10^4$ | $3.0\times10^{-4}$ | $1.44\times10^{-4}$ | 1 |
| 272V33 | $4.19\times10^4$ | 69.2 | 139 | 90 | 49 | $4.22\times10^4$ | $3.0\times10^{-4}$ | $1.06\times10^{-4}$ | 2 |
| 272V34 | $6.25\times10^4$ | 74.9 | 139 | 90 | 49 | $6.28\times10^4$ | $3.0\times10^{-4}$ | $1.57\times10^{-4}$ | 1 |
| 272V35 | $6.87\times10^4$ | 71.6 | 139 | 90 | 49 | $6.90\times10^4$ | $3.0\times10^{-4}$ | $1.73\times10^{-4}$ | 1 |

※1：高放射性廃液貯槽は工程洗浄により送液する全ての廃液（55 $m^3$）を受け入れられないものの，全て受け入れたものとし，液量管理値（90 $m^3$）で評価

※2：高放射性廃液貯蔵場（HAW）で実施した高放射性廃液のオフガス中に含まれる水素濃度の測定結果から算出した水素発生G値（$6.0\times10^{-5}$）を基に，先行評価例を踏まえて沸騰状態におけるG値（静止状態の5倍($3.0\times10^{-4}$)）を設定

別紙 7

# ガラス固化体への影響評価

1. 概要

工程洗浄では，せん断粉末の溶解液，プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（洗浄廃液）（以下「せん断粉末の溶解液等」という。）を現有する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等の送液に伴い，現有する高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の高放射性廃液はアクチニド元素の含有割合が高くなることから，せん断粉末の溶解液等を混合した高放射性廃液をガラス固化処理した場合のガラス固化体の組成への影響及びガラス固化体の製造本数の増加量について評価する。

評価の結果，せん断粉末の溶解液等と高放射性廃液の混合廃液をガラス固化したとしても，ガラス固化体の標準組成（アクチニド酸化物量 2.5 wt%以下）の範囲内で製造でき，せん断粉末の溶解液等の受入れによるガラス固化体の製造本数の増加は 14 本程度であることを確認した。

2. ガラス固化体の仕様について

ガラス固化技術開発施設（TVF）で製造するガラス固化体（300 kg/本）の仕様としては，アクチニド酸化物（ウラン，プルトニウム，アメリシウム等を含む。）を約 2.5 wt％(7.5 kg)以下，金属酸化物量($Na_2O$ を除く。)を 15 wt％(45 kg)以下，発熱量を 1400 W/本以下としている[1)]。

3. ガラス固化体への影響評価

3.1 評価条件

せん断粉末の溶解液等は高放射性廃液貯蔵場（HAW）の既存の高放射性廃液と混合してガラス固化体を製造することを考えている。

ガラス固化体への影響評価はガラス固化技術開発施設（TVF）への送液実績のある貯槽（272V31，V32 及び V35）の高放射性廃液を対象とし，各貯槽の金属酸化物量，アクチニド酸化物及びナトリウム（$Na_2O$）酸化物量については，分析結果等を基に設定すると共に，保守側の評価となるようにガラス固化技術開発施設（TVF）の運転による高放射性廃液の減少（金属酸化物の減少）を考慮して設定した。また，せん断粉末の溶解液等に含まれる金属酸化物量は，ガラス固化体に含まれるアクチニド酸化物割合が高くなるよう保守的に全てアクチニド酸化物とし，約 610 kg と設定した（せん断粉末（二酸化ウラン $UO_2$）　　，プルトニウム溶液　　，プルトニウム溶液と混合するウラン溶液　　，その他の洗浄廃液約 27 kg※1 の合計）。

※1 各溶液に含まれるプルトニウム，ウラン及びアメリシウム重量に酸化物係数を乗じて算出

高放射性廃液及びせん断粉末の溶解液等に含まれる金属酸化物量及び発熱量を表 3-1 に示す。

工程洗浄により発生するせん断粉末の溶解液等は約 55 $m^3$ 発生する計画である。高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）は，安全性向上対策と

して液量管理値（約 90 $m^3$/基）を設けているため，液量管理値を超えないようにせん断粉末の溶解液等は分散して高放射性廃液貯槽(272V31～V35)に受入れる。

3.2 せん断粉末の溶解液等を高放射性廃液と混合した場合のガラス固化体製造本数への影響評価

(1) 評価方法

① 高放射性廃液（272V31，V32 及び V35）のアクチニド酸化物量をガラス固化体 1 体あたりのアクチニド酸化物量（7.5 kg）で除して，アクチニド酸化物律速のガラス固化体の製造本数を求める。

② 高放射性廃液（272V31，V32 及び V35）の金属酸化物量($Na_2O$ を除く。）をガラス固化体 1 体あたりの金属酸化物量($Na_2O$ を除く。）45 kg で除して，金属酸化物($Na_2O$ を除く。）律速のガラス固化体の製造本数を求める。

③ 高放射性廃液（272V31，V32 及び V35）の発熱量をガラス固化体 1 体あたりの発熱量 1400 W で除して発熱量律速のガラス固化体の製造本数を求める。

④ ①～③のうち，ガラス固化体の製造本数の多い方を高放射性廃液（272V31，V32 及び V35）の処理に必要なガラス固化体の製造本数とする。

⑤ 高放射性廃液（272V31，V32 及び V35）とせん断粉末の溶解液等の混合液についても，①～④と同じ計算を行い，処理に必要なガラス固化体の製造本数とする。

⑥ ④と⑤の差から，せん断粉末溶解液等の処理に伴うガラス固化体製造本数の増加量を算出する。

(2) 評価結果

せん断粉末の溶解液等の処理に伴うガラス固化体製造本数への影響を評価した結果を表 3-2 に示す。

せん断粉末の溶解液等を高放射性廃液と混合して処理する場合は，ガラス固化体が約 14 本増加する。

3.3 せん断粉末の溶解液等のガラス固化体の組成への影響評価

ガラス固化技術開発施設（TVF）で受け入れた高放射性廃液の分析結果及びせん断粉末の溶解液等の組成を用いて，せん断粉末の溶解液等と高放射性廃液の混合液をガラス固化体とした場合のガラス固化体のアクチニド酸化物量の割合及び発熱量を評価する。

(1) 評価方法

① アクチニド酸化物量及び発熱量を算出する。

② アクチニド酸化物量を 3.2 項で求めたガラス固化体の製造本数及びガラス固化体 1 体あたりの質量（300 kg）で除することでアクチニド酸化物量の割合を求め，仕様を下回ることを確認する。

③ 発熱量を 3.2 項で求めたガラス固化体の製造本数で除することでガラス固化体 1 体あたりの発熱量を求め，仕様を下回ることを確認する。

(2) 評価結果

高放射性廃液とせん断粉末の溶解液等の混合液をガラス固化体とした場合のガラス固化体のアクチニド酸化物量の割合を表 3-3 に示す。

現有する高放射性廃液貯槽（272V31，V32 及び V35）の高放射性廃液でガラス固化体を製造した場合のアクチニド酸化物量の割合は約 1.6 wt%である。せん断粉末の溶解液等を混合したとしても，アクチニド酸化物量の割合は 2.2 wt%となり，標準組成 2.5 wt%以下を満足する。また，現有する高放射性廃液貯槽（272V31，V32 及び V35）の高放射性廃液にせん断粉末の溶解液等を混合してガラス固化体を製造した場合の発熱量については，約約 571 W/本となり仕様（1400 W/本）に対して十分低い。

なお，せん断粉末の溶解液等は，本評価条件としていない高放射性廃液貯槽（272V33 及び V34）にも，送液することから，ガラス固化体のアクチニド酸化物量の割合は更に低下するものと考えている。

参考文献

1) 「地層処分対象放射性物質の品質マネジメント ～地層処分において必要と考えられる高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の特性～ 報告書」，平成 22 年 1 月，日本原子力学会「地層処分対象放射性廃棄物の品質マネジメント」特別専門委員会

表 3-1　高放射性廃液及びせん断粉末の溶解液等に含まれる金属酸化物量及び発熱量

| 対象 | 全金属<br>酸化物量<br>[kg] | ナトリウム<br>($Na_2O$)<br>酸化物量<br>[kg] | 金属酸化物量<br>($Na_2O$ を除く)<br>[kg] | アクチニド<br>酸化物<br>[kg] | 発熱量<br>[W] | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 高放射性廃液貯槽<br>(272V31) | 6077 | 2279 | 3798 | 373 | $3.82\times10^4$ | 直近の分析結果及び<br>返送廃液の組成を基に設定 |
| 高放射性廃液貯槽<br>(272V32) | 3656 | 1376 | 2280 | 221 | $5.73\times10^4$ | 直近の分析結果及び高放射性廃液の貯蔵量（令和 2 年 8 月 31 日時点）から組成割合を算出し，最低貯蔵量（30 $m^3$）での組成を設定 |
| 高放射性廃液貯槽<br>(272V35) | 9548 | 3310 | 6239 | 665 | $6.87\times10^4$ | 直近の分析結果及び他貯槽から<br>受入れた廃液の組成を基に設定 |
| せん断粉末の<br>溶解液等 | 610 | － | 610 | 610 | 330 | － |

表 3-2 せん断粉末の溶解液等の処理に伴うガラス固化体製造本数

| 評価対象 | ①金属酸化物量（$Na_2O$ を除く）［kg］ | ②アクチニド酸化物［kg］ | ③発熱量［W］ | ④金属酸化物量（$Na_2O$ を除く）律速のガラス固化体の製造数［本］ ①/45 kg/本 | ⑤アクチニド酸化物律速のガラス固化体の製造数［本］ ②/7.5 kg/本 | ⑥発熱量律速のガラス固化体の製造数［本］ ③/1400W/本 | ガラス固化体の製造数※［本］ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 高放射性廃液（272V31，V32 及び V35）の混合溶液 | 12317 | 1258 | $1.642\times10^5$ | 274 | 168 | 118 | 274 |
| 高放射性廃液（272V31，V32 及び V35）及びせん断粉末等の混合溶液 | 12927 | 1869 | $1.645\times10^5$ | 288 | 250 | 118 | 288（増加量：14） |

※　③，④及び⑤のガラス固化体の製造本数のうち，多い方

表 3-3　高放射性廃液等のガラス固化処理時におけるガラス固化体のアクチニド酸化物の質量割合及び発熱量

| 評価対象 | アクチニド酸化物［kg］ | 金属酸化物量（$Na_2O$ を除く）律速のガラス固化体の製造数［本］ | ガラス固化体（300 kg）あたりのアクチニド酸化物割合［wt%］ | ガラス固化体（300 kg）あたりの発熱量［W/本］ |
|---|---|---|---|---|
| 高放射性廃液（272V31，V32 及び V35）の混合溶液 | 1258 | 274 | 約 1.6 | 約 600 |
| 高放射性廃液（272V31，V32 及び V35）及びせん断粉末等の混合溶液 | 1869 | 288 | 約 2.2 | 約 571 |

# 再処理施設の廃止措置計画（安全対策、工程洗浄）の変更に伴う保安規定の変更について

【概要】

○　再処理施設の安全対策については、令和 2 年 5 月 29 日の補正提出、令和 2 年 8 月 7 日、令和 2 年 10 月 30 日、令和 3 年 2 月 10 日、令和 3 年 6 月 29 日及び令和 3 年 9 月 30 日における廃止措置計画変更認可申請をもって申請を完了した。

これらの安全対策に係る保安規定の変更と、工程洗浄に係る保安規定の変更を合わせ、令和 3 年 12 月末に変更申請を行う。

○　安全対策に係る保安規定の変更は、各想定事象（内部火災、溢水、津波、竜巻及び火山等）に対する計画を策定し、計画に従い必要な活動を行うことを追加する。また、工程洗浄に係る保安規定の変更は、工程洗浄に必要な業務及び運転管理について追加する。

令和3年12月2日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

別紙

# 再処理施設の廃止措置計画（安全対策、工程洗浄）の変更に伴う保安規定の変更について

令和3年12月末に予定している保安規定の変更申請内容は、以下のとおり。

## １．安全対策に係る保安規定の変更

令和3年10月5日付けで認可を受けた廃止措置計画及び9月30日付けで変更申請した廃止措置計画により、再処理施設においては、各想定事象（内部火災、溢水、津波、竜巻及び火山等）及び高放射性廃液の蒸発乾固を想定した事故対処に係る安全対策を定めた。

これらの安全対策が確実に実施されるよう、「東海再処理施設の保安規定の認可の審査に関する考え方」の要求事項を踏まえ、各想定事象に応じて再処理施設の保全活動計画を策定し、本計画に従って必要な要員の配置、教育訓練及び資機材の確保等の活動を行うことを規定する。

## ２．工程洗浄に係る保安規定の変更

工程洗浄の実施にあたっては、工程洗浄に必要な業務及び運転管理を保安規定に追加し安全を確保する。工程洗浄に必要な主な運転管理としては、せん断粉末の取扱い、プルトニウム溶液の集約に係る対応、ウラン溶液の施設間の受け払い時の確認などを追加する。

## ３．その他

(1)保全区域の変更

保全区域について、現在の保全区域フェンスの外側に設置している既設フェンスに保全区域境界を変更する。

(2)ＱＭＳ文書の追加

核燃料サイクル工学研究所に係るＱＭＳ文書「安全文化の育成及び維持並びに関係法令の遵守活動に係る実施要領書」を文書体系図等に追記する。

(3)記載の適正化

品質管理規則及び再処理規則を踏まえ、修辞的な見直しを行う。

・品質マネジメント計画における設計・開発の妥当性確認の一部記載の見直し
「必要な記録」→「必要な処置」

・再処理施設の施設管理に係る一部記載の見直し
「施設管理の実施に関する計画の結果」→「施設管理実施計画の評価の結果」

## ３．添付資料

参考１　保安規定変更スケジュール

参考２　核燃料サイクル工学研究所 再処理施設保安規定 改正前後比較表

参考３　廃止措置計画に示した安全対策の保安規定等への反映　保安規定と下部規定類の関係整理表

以上

# 保安規定変更スケジュール

R03.12.2 現在

| 項　目 | 変更概要 | 令和２年度 | | | | 令和３年度 | | | | 令和４年度 | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 第１四半期 | 第２四半期 | 第３四半期 | 第４四半期 | 第１四半期 | 第２四半期 | 第３四半期 | 第４四半期 | 第１四半期 | 第２四半期 | 第３四半期 | 第４四半期 |
| 廃止措置計画 | ○安全対策に係る廃止措置計画の変更認可申請状況 | ▼①補正提出 | ▼②変更申請 | ▼③変更申請 | ▼④変更申請 | ▼⑤その１変更申請 | | ▼⑤その２変更申請 | | | | | |
| 保安規定 | ○安全対策に係る廃止措置計画の変更認可申請に伴う変更<br><br>・条文に安全対策に係る事項の計画策定等の管理を追加<br>（火災防護計画の策定、津波防護措置の管理等を追加する。） | | | | | | | ▼申請 | ▼施行（予定） | | | | |
| | ・安全対策に係る設備を性能維持施設として追加<br>（工事等を必要とし、配備等が完了していない設備についても申請し、性能維持施設としての適用は、配備後とすることを附則に明記する。） | | | | | | | ▼申請 | ▼施行（予定） | | | （例）津波防護柵の管理 | |
| | | | | | | | | （申請時期未定） | | | | 配備後に適用 | |
| | | | | | | | | （例）津波防護柵の設置工事 | | | | | |

①補正提出：令和２年　５月 29 日　HAW の地震・津波対策に係る評価等、地震対策に係る工事の計画　等
②変更申請：令和２年　８月　７日　TVF の地震・津波対策に係る評価等、HAW・TVF の竜巻・火山・外部火災対策に係る評価等、地震・津波対策に係る工事の計画　等
③変更申請：令和２年 10 月 30 日　制御室の安全対策に係る評価等、地震・津波・制御室の安全対策に係る工事の計画　等
④変更申請：令和３年　２月 10 日　HAW・TVF の事故対処に係る評価等、津波対策に係る工事の計画　等
⑤その１　変更申請：令和３年　６月 29 日　HAW・TVF の内部火災・溢水対策に係る評価等、地震・津波・竜巻対策に係る工事の計画　等
⑤その２　変更申請：令和３年　９月 30 日　事故対処・内部火災・溢水対策に係る工事の計画　等

# ガラス固化技術開発施設（TVF）における固化処理状況について

令和3年12月2日

日本原子力研究開発機構（JAEA）

DRAFT

# 1. TVF次回運転に向けた取り組み状況
## （1） 現在の状況

今回の運転（21-1CP)において、主電極間補正抵抗値が管理指標まで低下したことから、運転要領書に従い停止操作を進め、溶融炉の運転を一時中断した。その後、溶融炉内部の観察を行い、炉底部（炉底部補助電極間及び西側炉底傾斜面上部）に白金族濃度が高いと考えられる残留ガラスを確認した。

次回運転に向けてこれらの残留ガラスを除去する必要があると判断し、今回の運転を終了することとした。

今回の運転では、主電極間補正抵抗値が予想よりも早く低下したことから、炉内点検整備（残留ガラス除去）と併行して要因の絞り込みを行い、対策を検討し、次回の運転に対策を反映する。

- 残留ガラス除去

  10月12日から11月16日までの期間、コールド施設（工学試験棟）において実作業を模擬（模擬溶融炉、模擬ガラス）した操作訓練を2交替で実施した。本訓練では、作業手順の確認、作業員のスキルアップを図るとともに、除去装置の作動確認を行った。訓練結果を踏まえたフォローアップを実施中。

  除去装置を固化セル内に搬入して溶融炉に設置し、動作確認の後、12月中旬頃から炉内残留ガラス除去作業（4班3交替）を開始する予定。

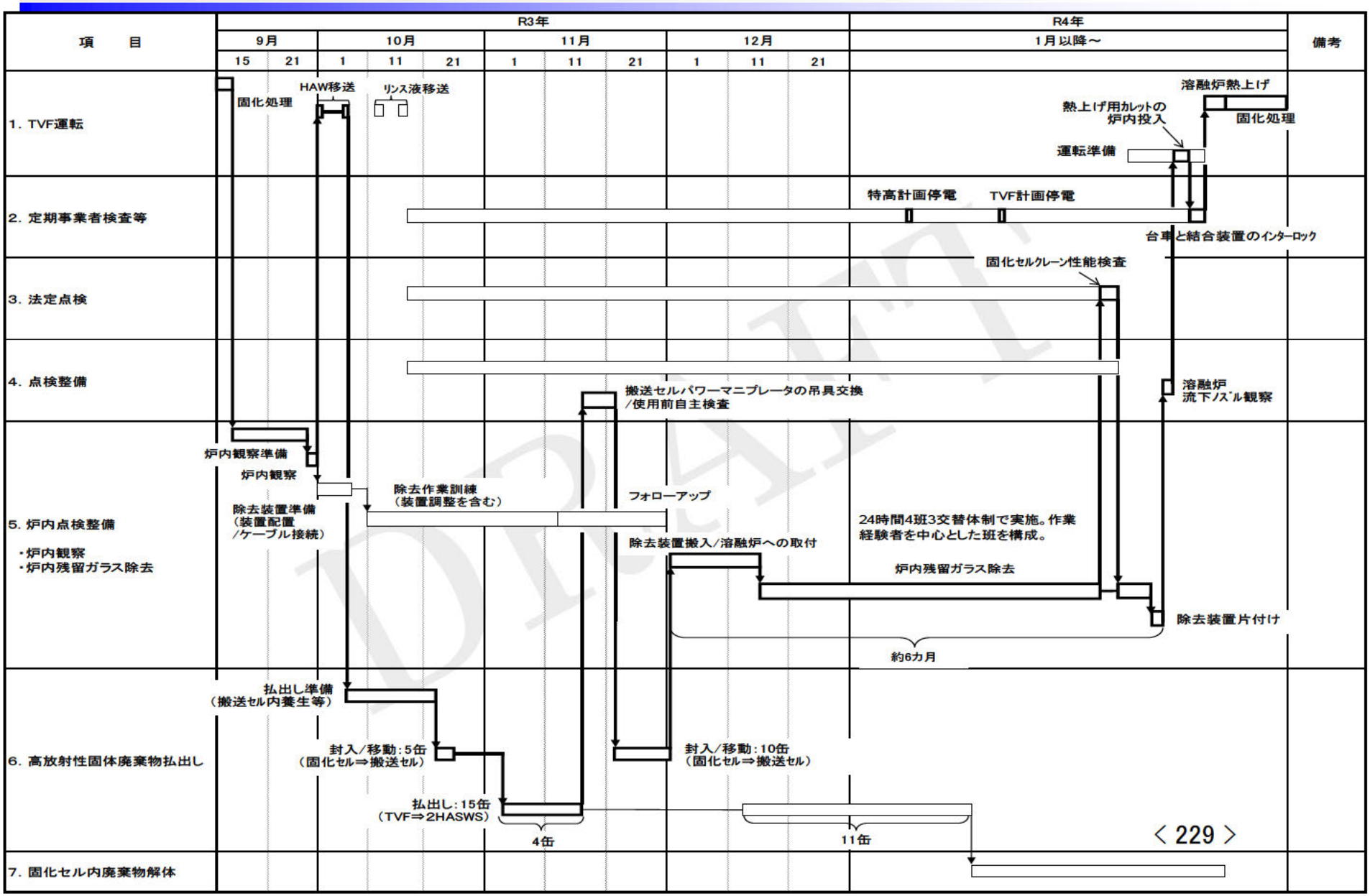
- 高放射性固体廃棄物の払い出し

  固化セル内の高放射性固体廃棄物は、除去作業と作業場所が干渉するため搬出場所である搬送セルに移動し、第2高放射性固体廃棄物貯蔵施設（2HASWS）へ払い出すことから、除去作業を開始する前までに行う計画である。

  この準備作業として、10月20日までに搬送セル内の養生を実施した。その後、10月27日から搬送セルへ固化セル内の高放射性固体廃棄物の移動を開始し、2HASWSへの払い出しを11月8日から開始しており、現在15缶中4缶まで搬出を完了した。

DRAFT

# 1. TVF再開に向けた取り組み状況
## （2） 次回運転までのスケジュール




DRAFT

# 1. TVF再開に向けた取り組み状況
## （3） 残留ガラス除去（1/2）

**＜模擬ガラスを使用した除去訓練の様子＞**

▲ 模擬溶融炉及び
残留ガラス除去装置の外観

▲ 開口部を覆った
模擬溶融炉の外観

▲目視及びITVカメラ映像により、
除去装置の動きやカメラの視野
を確認している様子

▲ 残留ガラスの切削や粉砕等に
使用する先端工具の使い方を
訓練している様子（ダイヤモンド
カッターの例）

先端工具の一例

エアチッパー ▶
（ガラスの破砕）

ダイヤモンドカッター ▶
（ガラスの切削）

ニードルスケーラ ▶
(レンガ表面の仕上げ)

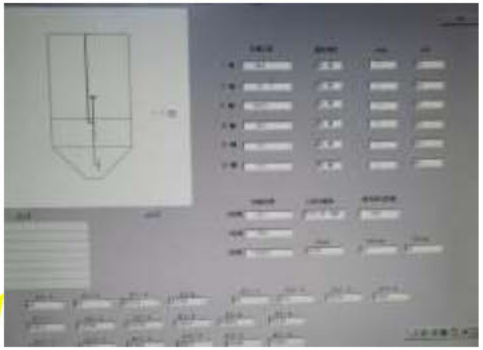
空圧ハンド ▶
（ガラス片把持）

# 1. TVF再開に向けた取り組み状況
## （3） 残留ガラス除去（2/2）

**＜模擬ガラスを使用した除去訓練の様子＞**

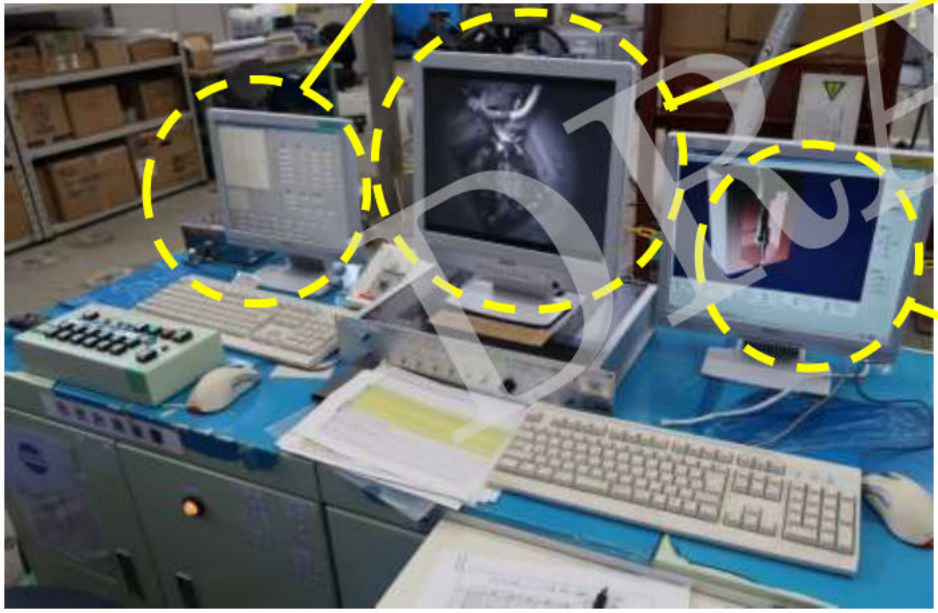
ITVカメラ映像、目視等により、除去装置の姿勢や、除去装置と炉壁や残留ガラスとの位置関係を確認

▲ 目視による姿勢確認



▲位置情報画面による姿勢確認

▲ITVカメラ映像による姿勢確認



▲ 除去装置の操作に用いる制御盤の外観

▲ 3D画面による姿勢確認

# 2. 主電極間補正抵抗の早期低下に係る原因調査
## (1) 原因調査の概要

令和3年10月4日第57回東海再処理施設安全監視チーム会合資料
一部改訂

### 運転の経緯

| 年 | 2017 | 2018 | 2019 | 2020 | 2021 |
|---|---|---|---|---|---|
| 運　転 | 17-1CP | | 19-1CP | | 21-1CP |

### 前々回運転（17-1CP）
- 主電極間補正抵抗値が管理指標まで低下したため、溶融炉を停止した。
- ドレンアウト後、炉内残留ガラス除去を行った。

### 前回運転（19-1CP）
- 1～7本目の流下は正常に終了した。
- 8本目の流下において、約120kg流下した時点で漏電により流下停止事象が発生した。
- その後、3回の流下を試みたが漏電により流下できず溶融炉内にガラスを保有した状態で停止した。
- 漏電対策として結合装置の交換を行った。

### 今回運転（21-1CP）
- 8本目（累計15本目）に溶接機の調整のため2日間の保持運転を行った。
- 9本目（累計16本目）に閉じ込め確認の再検査のため3日間の保持運転を行った。
- 11本目（累計18本目）で主電極間補正抵抗値が管理指標まで低下したため、溶融炉を停止した。
- ドレンアウト後、炉内残留ガラス除去を行う予定。

### 原因調査の概要

#### 21-1CP開始時とドレンアウト前の炉内状態の推定

(1) 19-1CPと21-1CPの運転データの比較
（19-1CP停止時の影響を検討）

(2) 21-1CP運転経過に伴う運転データの変化からドレンアウト前の炉内状態を推定

(3) 炉内観察の結果を(2)で推定した炉内状態と照合

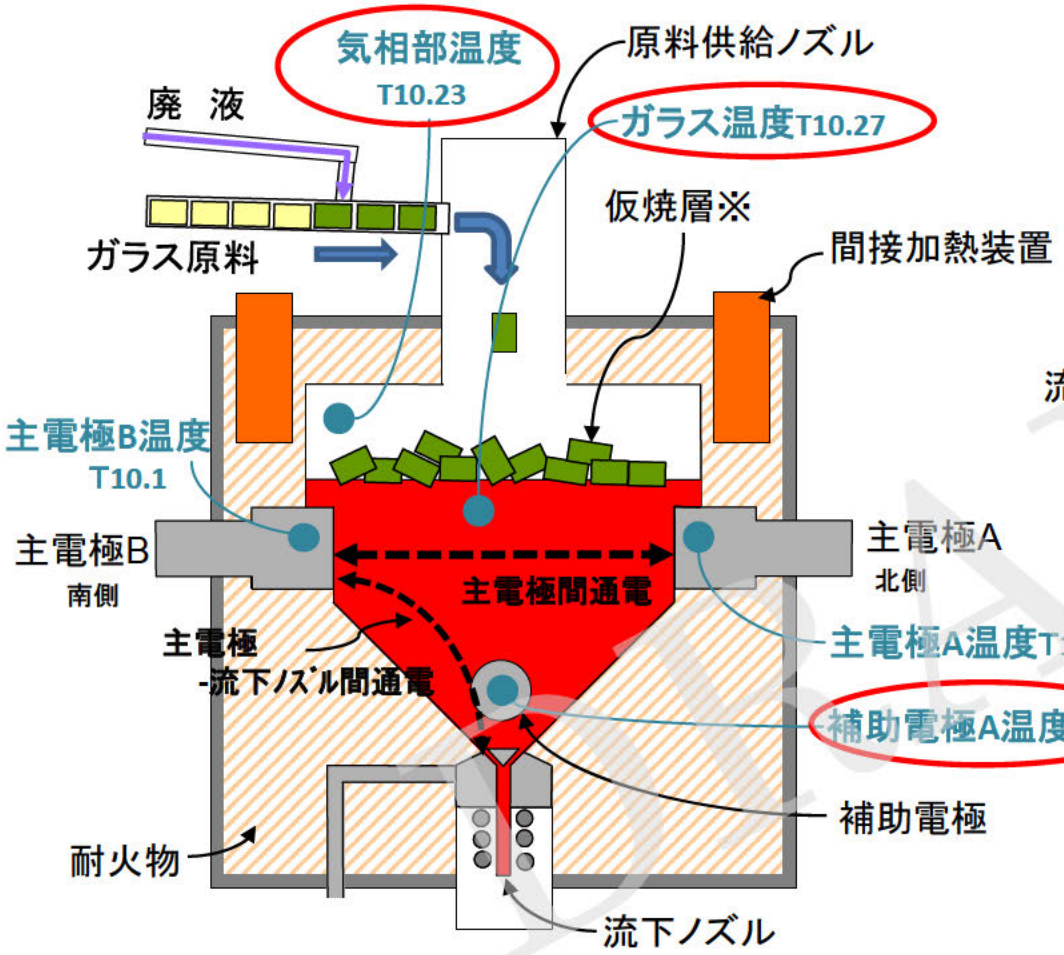
#### 21-1CPドレンアウト前の炉内状態に至った要因の絞込み

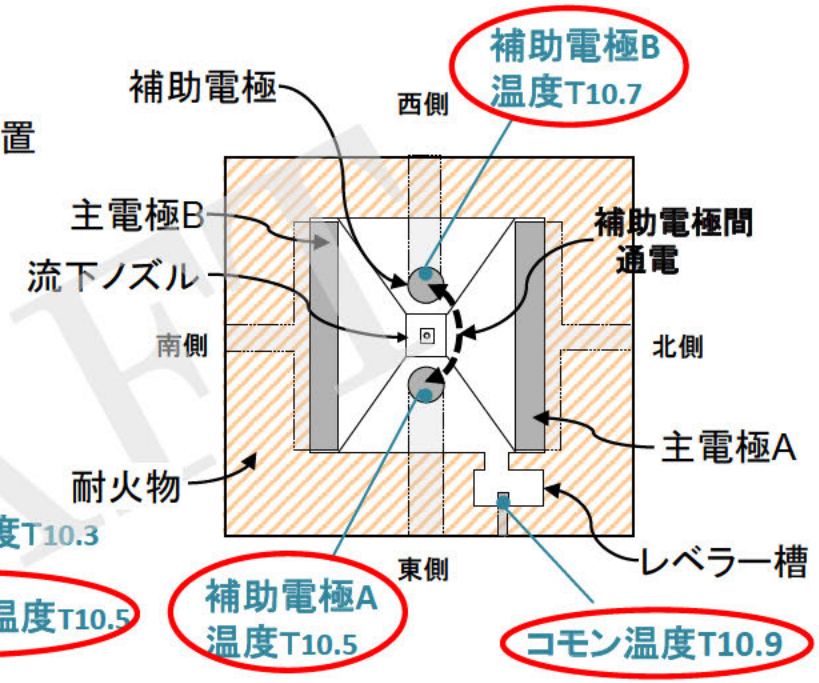
(1) 21-1CPのこれまでの運転との違いや変更点（結合装置の交換、溶接機の調整に伴う保持運転など）を踏まえた要因解析図により、想定よりも少ない本数で主電極間補正抵抗が低下した要因の洗出し

(2) 流動解析などにより、洗出した要因の絞込み　〈 232 〉

DRAFT

# 2. 主電極間補正抵抗の早期低下に係る原因調査
## (2) ガラス溶融炉の構造概念図




**溶融炉内平面図**

東側にガラス液位を確認するレベラー槽があるため、東側の耐火物は西側より厚い

※仮焼層：廃液をしみ込ませたガラス原料を加熱することにより、溶融ガラス表面において、廃液の水分の蒸発、脱硝酸、酸化等の反応が起こるとともに、ガラス原料が溶融し廃棄物成分と混ざり合う過程の層を形成する。
溶融炉の運転において溶融ガラス表面を覆う仮焼層の表面積が小さくなると溶融ガラス表面から気相部への放熱量が増えて気相部の温度が上昇し、大きくなると溶融ガラス表面から気相部への放熱量が減り、気相部の温度が低下する。



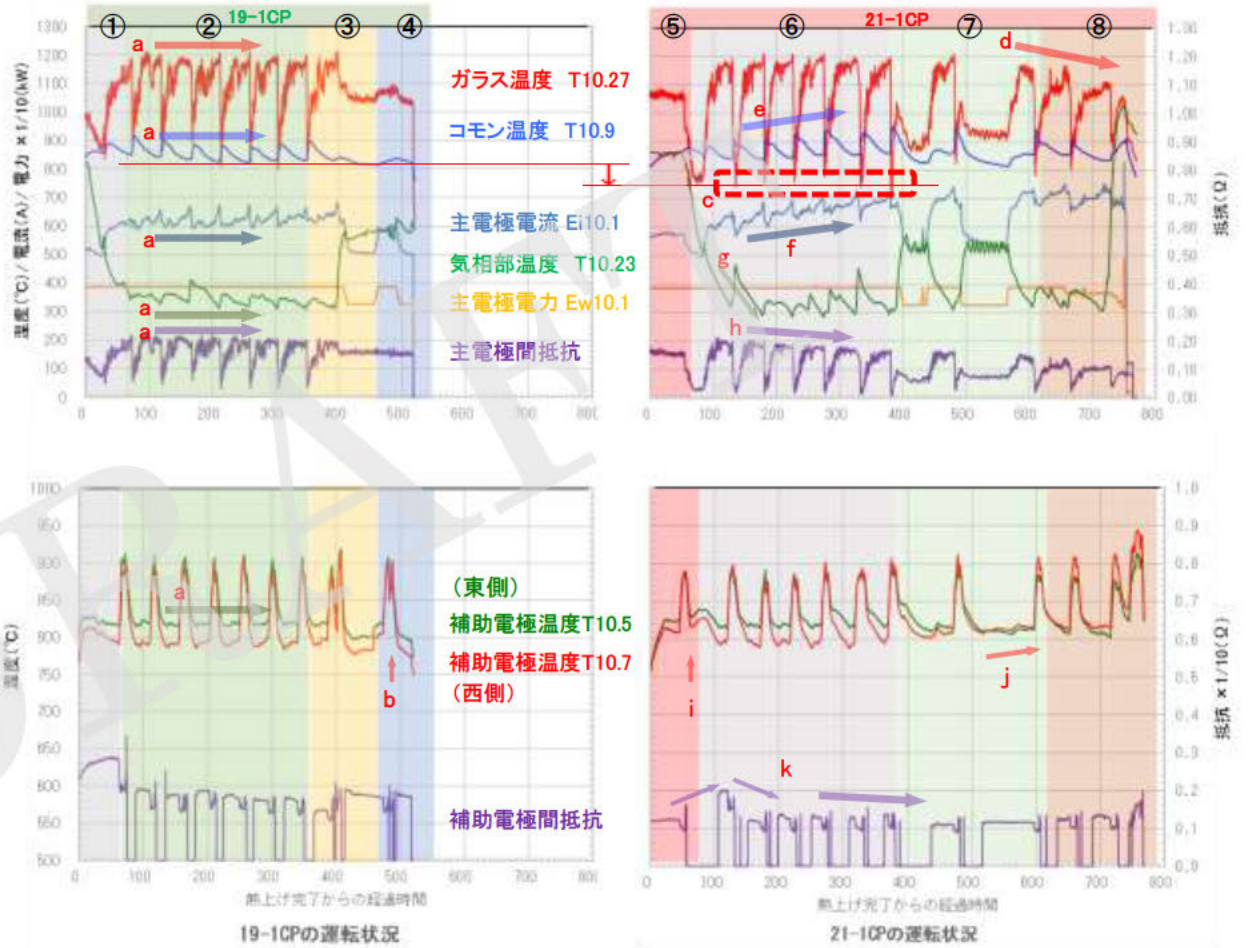
**ガラス溶融炉構造概念図**

# 2. 主電極間補正抵抗の早期低下に係る原因調査
## (3) 19-1CPと21-1CPの運転データ比較(1/6)

21-1CP開始時とドレンアウト前の炉内状態を推定するため、19-1CP及び21-1CPの運転トレンドより、各運転パラメータの変化の傾向を踏まえ、炉内状況が変化するタイミングを以下のとおり①～⑧に分類した。

【19-1CP】
①1本目
:初期状態
②2～7本目
:ガラス温度、主電極間電流/抵抗、気相部温度、補助電極温度等一定:**a**
③8本目:流下停止事象(保持運転含む)
④8本目:再流下に向けた加熱操作(流下できず運転終了)
:補助電極温度差が減少:**b**

【21-1CP】
⑤仕掛品(累計8本目)
:補助電極温度の逆転、流下後のガラス温度の低下:**i,c**
⑥2～7本目(累計9～14本目)
:流下後のガラス温度の低下、主電極電流の増加、主電極間抵抗の低下、コモン温度の上昇、気相温度低下:**c,e,f,g,h**
⑦8～9本目(累計15～16本目_機器不具合等による保持運転を含む)
:補助電極温度の上昇:j
⑧10～12本目(累計17～19本目)
:ガラス温度の低下:**d**




主電極間補正抵抗の早期低下は、19-1CPで流下停止事象により複数回加熱したが流下できなかったこと、その状態から21-1CPを開始したこと、西側炉底傾斜面上部に堆積したガラス等により溶融炉内温度や炉内流動が変化したことによるものと推定しており、変化の兆候が確認された③、④、⑤、⑥、⑧の炉内状況を以降に推定した。< 234 >

# 2. 主電極間補正抵抗の早期低下に係る原因調査
## (3) 19-1CPと21-1CPの運転データ比較(2/6)

【19-1CP】

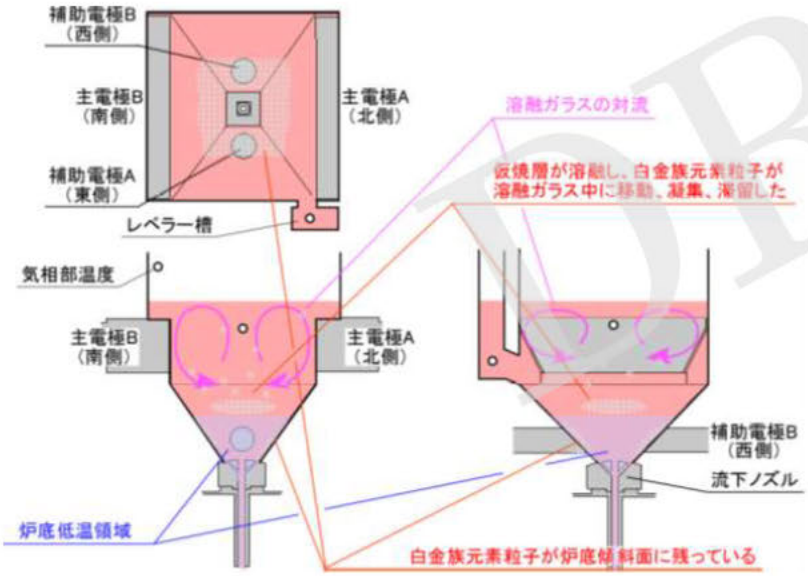
### ③:8本目の流下停止事象(保持運転を含む)

**推定事象**

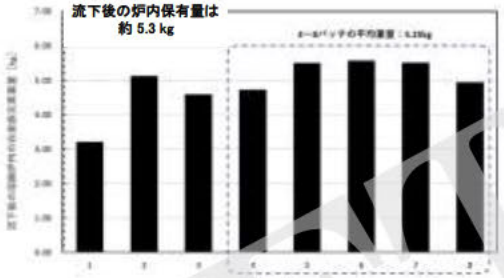
・溶融ガラスを約120kg流下したところで流下が途中停止した(通常300kg流下)。

・残り180kgを流下するために、再度、炉底加熱を実施し、流下を試みたが、同様に流下が停止したことから、一旦保持運転(炉底低温)に移行した。

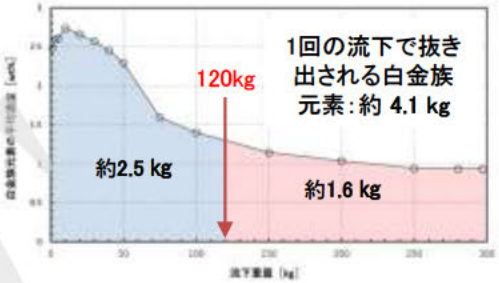
⇒ 本来抜出される白金族元素(約1.6 kg)が炉内に残り、約6.9kg(約5.3kg ＋ 約1.6 kg)に相当する白金族元素の一部が炉底傾斜面に沈降した。




【流下途中停止後の保持運転(炉底低温)時の炉内推定イメージ】

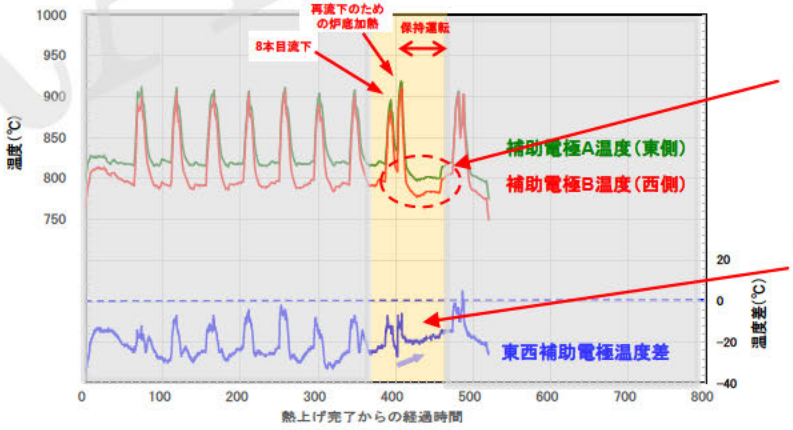



流下後の溶融炉内白金族元素重量
(2号炉コールド作動試験データ)




流下重量と白金族元素濃度の関係
(2号炉コールド作動試験データ)

流下途中停止により、本来流下ガラスとともに抜出される白金族元素(約 1.6 kg)が多く残り、19-1CPでは最終的に炉内に約6.9 kg(約5.3 kg + 約1.6 kg)の白金族元素を保有する状態となった。




19-1CPの運転状況

✓ 再流下のための炉底加熱後の保持運転では、炉底低温運転ができている。

✓ 8本目の流下(途中停止)とその次の炉底加熱後、西側と東側のの補助電極温度差が小さくなり、西側に多く堆積したものと推定

8本目の流下途中停止後、再度流下を試み、流下ができなかったことから炉底冷却を行い、保持運転に移行した。再流下の炉底加熱後、補助電極温度差が小さくなっていることから、炉底加熱で炉底部に運ばれた白金族元素が西側に比較的に多く堆積した。

DRAFT

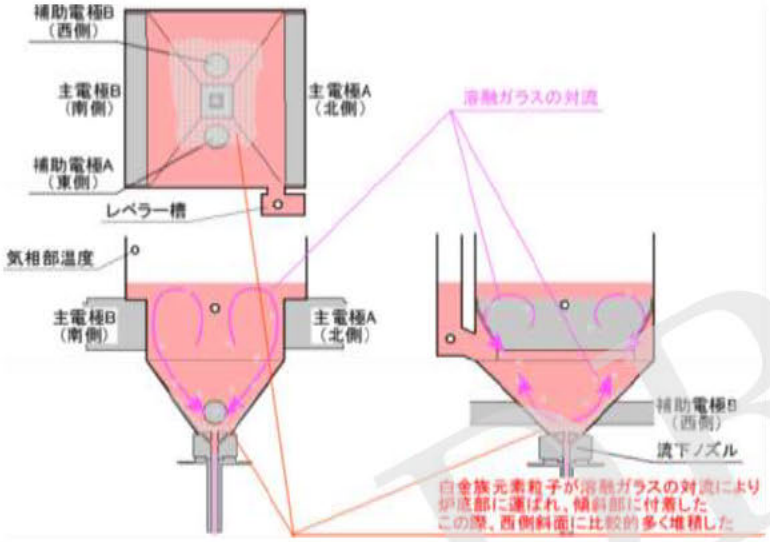
# 2. 主電極間補正抵抗の早期低下に係る原因調査
## (3) 19-1CPと21-1CPの運転データ比較(3/6)

【19-1CP】

### ④:再流下に向けた加熱操作(流下できずに運転終了)

**推定事象:④-1 再流下のための炉底加熱**

・保持運転後、再流下のための炉底加熱を実施した。
・炉底加熱により生じるガラスの流動により、溶融ガラス中の白金族元素が炉底部全体に運ばれ、炉底に沈降・堆積した。



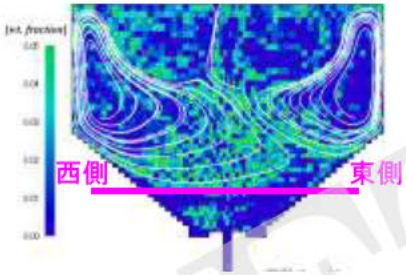

【再流下のための炉底加熱時の炉内推定イメージ】

**推定事象:④-2 ガラスを保持した状態での溶融炉停止**

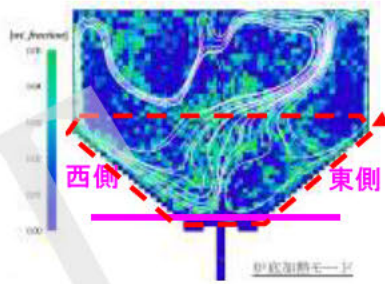
・炉底加熱を行ったが、再流下開始直後に流下停止事象が発生し、ほとんど流下ができなかったため、炉底部に運ばれた白金族元素を抜き出すことができず、一部の白金族元素が炉底傾斜面に沈降、堆積した。
・炉底傾斜面への堆積は炉底部の補助電極温度差より、西側が比較的に多くなったものと推察している。

※下線部の推定箇所については、解析等により別途検証を進める。

○炉内粒子流動解析



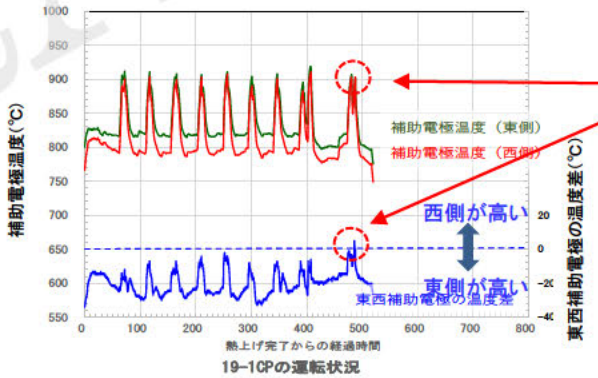

炉底低温運転時の粒子流動
(炉底ガラス温度:830℃)




炉底部のガラス温度を上げた場合の
粒子流動(炉底ガラス温度:1000℃)

炉底部を加熱することにより、炉底部までガラスの流動が達し、粒子が炉底部全体に運ばれる。

炉底加熱を繰り返したことにより、炉内に保有する白金族元素は炉底部全体に運ばれ、多くの白金族元素が炉底傾斜面に沈降、堆積した。




- ✓ 運転開始から補助電極温度は、東側の方が高かったが、再流下のための炉底加熱時に西側と東側の補助電極温度の差がなくなった。
- ✓ 炉底加熱時の主電極-流下ノズル間通電では炉底傾斜部に堆積物があった場合、堆積物の抵抗が低いため、電流が回り込み温度が上昇する。

東側より多く西側の炉底傾斜面に白金族元素が堆積していることから、炉底加熱時の主電極-ノズル間電流が西側に流れやすくなり、西側の方が東側より大きく昇温した。

# 2. 主電極間補正抵抗の早期低下に係る原因調査
## (3) 19-1CPと21-1CPの運転データ比較(4/6)

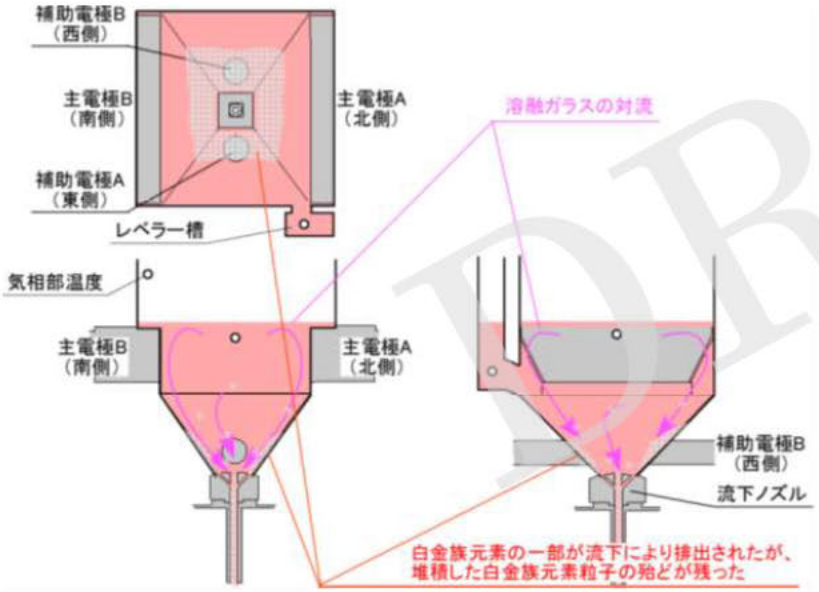
【21-1CP】

### ⑤:仕掛品の流下(累計8本目)

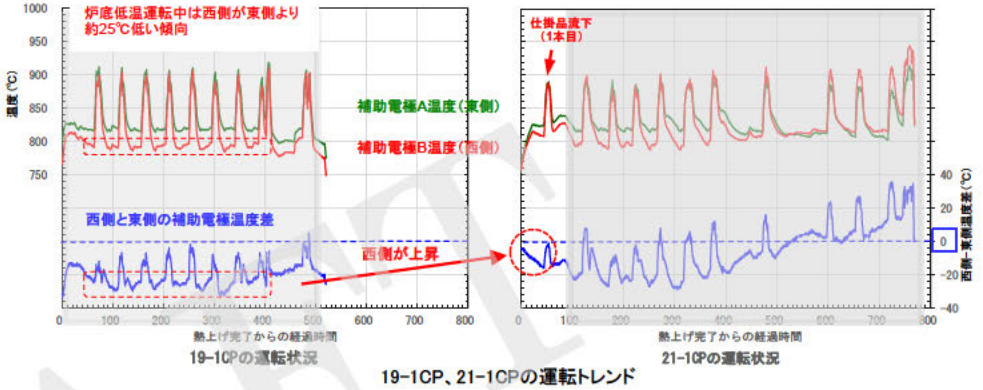
**推定事象**

・21-1CPは流下途中(300kg流下するところ約120kgで流下停止)で運転を終了した状態から熱上げを行い、仕掛品(残り180kg)の流下(1本目)を実施した。

・仕掛品の流下により、補助電極間補正抵抗の一時的な上昇から、補助電極位置近傍に堆積した白金族元素の一部は抜き出された。また、21-1CP開始時の補助電極温度差から炉底傾斜面上部付近に堆積した白金族元素は同様の位置付近に残ったものと推察している。

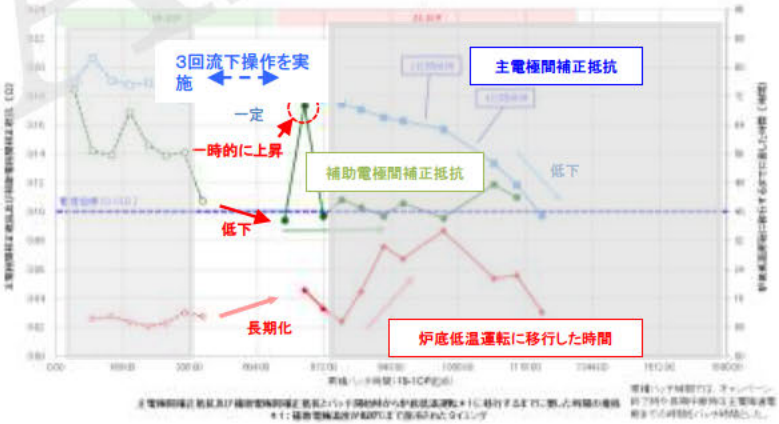



【仕掛品の流下後の炉内推定イメージ】




19-1CP、21-1CPの運転トレンド

21-1CPの1本目(仕掛品流下前)の炉底低温運転時における補助電極温度(西側)が19-1CP時に比べて高いことから、西側に多くの白金族元素が堆積したものと推定




流下により、炉底部(補助電極間)に沈降・堆積していた白金族元素の一部が抜き出されるとともに、炉底部は、白金族元素濃度の低い炉上部のガラスに置き換わったことから、次バッチは一時的に補助電極間抵抗が上昇した。

19-1CP終了時、炉底傾斜面に多くの白金族元素が沈降・堆積したため、1本目の補助電極間抵抗が低下した。また、炉底部への主電極間電流の回り込みにより、1本目の流下後、炉底低温運転に移行する時間が長期化した。

DRAFT

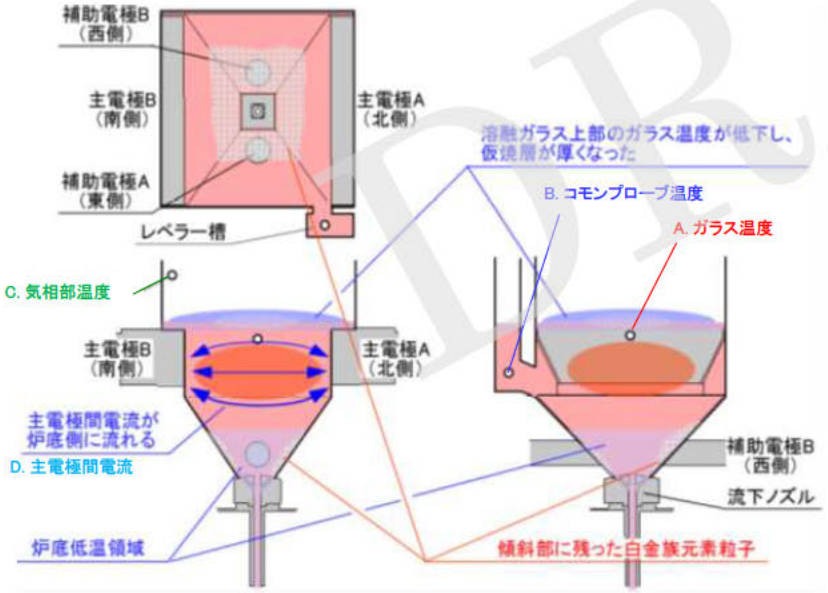
# 2. 主電極間補正抵抗の早期低下に係る原因調査
## (3) 19-1CPと21-1CPの運転データ比較(5/6)

【21-1CP】

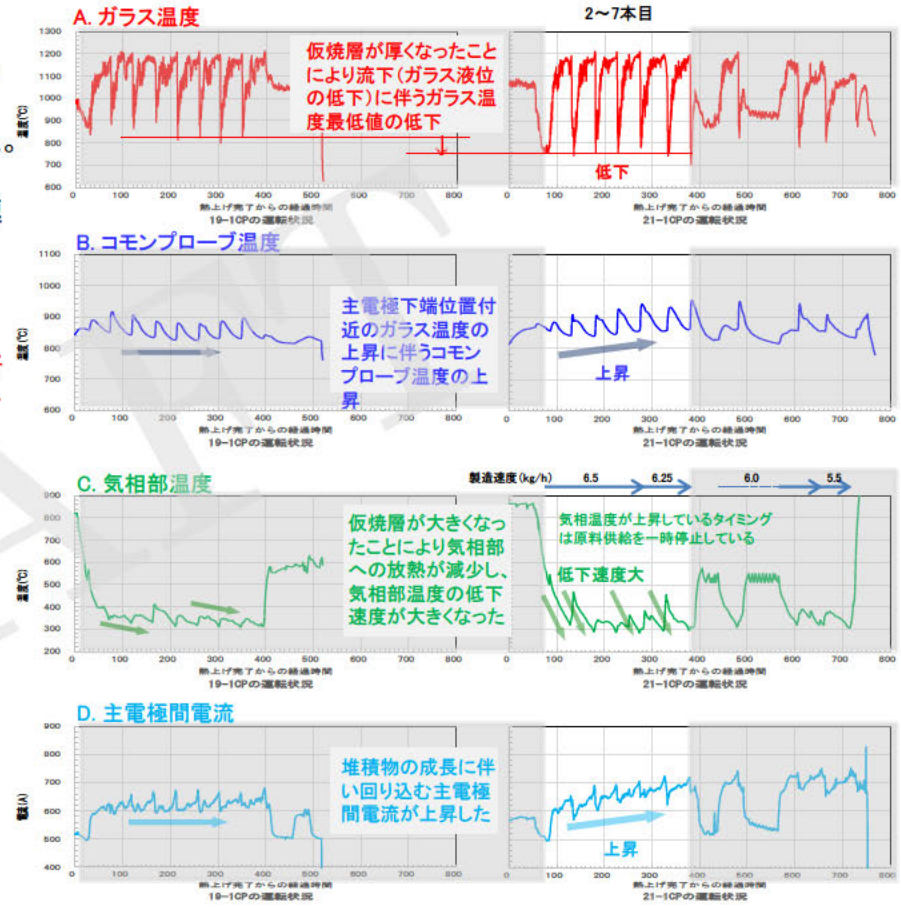
### ⑥ 2～7本目(累計9～14本目)

**推定事象**

- 主電極の近傍である西側傾斜面上部の白金族元素を多く含む電気抵抗の小さい堆積物に主電極間電流が流れることにより、主電極下端位置より下方の炉底傾斜面上部レベルのガラス温度(コモンプローブ温度)が上昇した。
- また、上方の溶融ガラス表面の仮焼層付近のガラスに流れる主電極間電流が減少したため、当該付近の温度が低下し、供給した原料の溶け込み速度が低下した。
- これにより、仮焼層が大きくなり、溶融ガラスの表面を覆い、気相部への放熱が少なくなり、気相部温度が低下する。
- 炉底傾斜面上部レベルの温度が高くなることにより、ガラスの流動が変化して白金族元素が多く運ばれ、傾斜面上部の堆積量が増えたものと推察している。
- 炉底傾斜面上部の白金族元素の堆積物が増えて主電極間電流が更に流れ、上記の事象が進展していった。




【運転前半(2～7本目)の炉底低温運転中の炉内推定イメージ】




19-1CP、21-1CPの運転トレンド

供給した原料の溶け込み速度が低下し、仮焼層が大きくなり、炉底傾斜面上部の温度が高くなり、炉底傾斜面上部の堆積物(白金族元素)が成長が進展していった。

# 2. 主電極間補正抵抗の早期低下に係る原因調査
## (3) 19-1CPと21-1CPの運転データ比較(6/6)

【21-1CP】

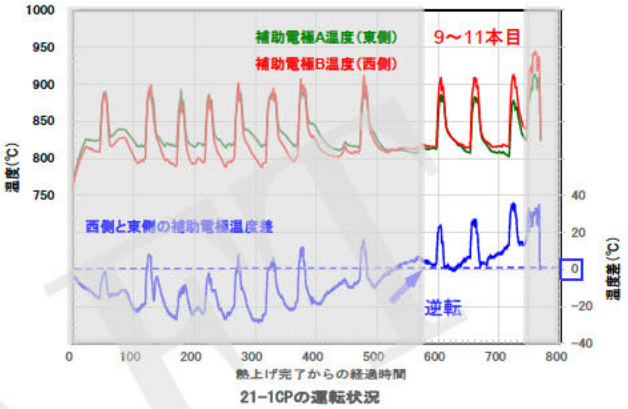
### ⑧ 10～12本目(累計17～19本目)

**推定事象**(主電極間抵抗の低下が確認)

・気相部温度の低下速度が大きいことから、仮焼層が大きく、厚い状態が継続しているものと推定し、溶融速度を下げるために、原料供給速度を低下させた。

・原料供給速度を低下させたにもかかわらず、主電極間電流の下方への廻り込みにより、溶融ガラス上部のガラス温度は上昇せず、仮焼層の溶け込み速度は上昇せず、厚くなる状態は継続した。

・西側の補助電極温度の上昇が大きくなったことから、西側炉底部への白金族元素の堆積量はさらに増加し、主電極間電流が多く流れ西側と東側の補助電極温度が逆転した。また、主電極間補正抵抗が急激に低下していることから、白金族元素を多く含む堆積物が主電極下端に接触したものと推定した。

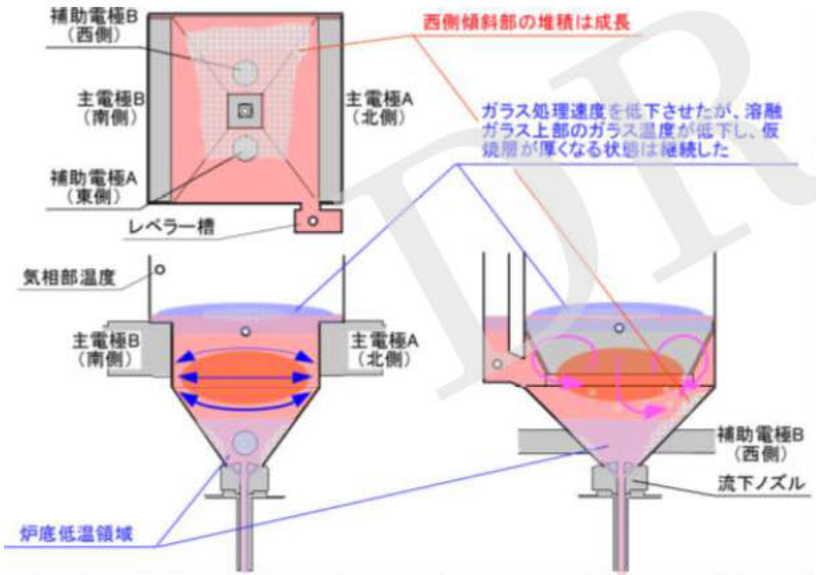


21-1CPの運転状況

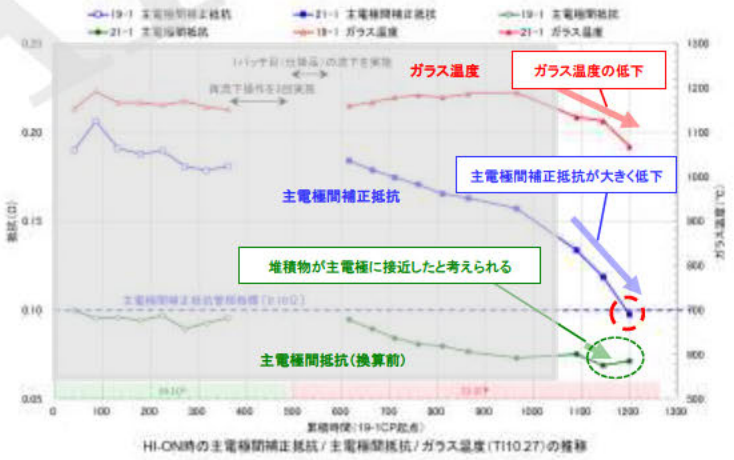
炉底加熱時の西側補助電極温度の上昇が大きくなった。また、炉底低温時の温度が上昇傾向。

⇩

西側補助電極付近まで堆積が成長した。



【運転後半(11本目)の炉底低温運転中の炉内推定イメージ】



HI-ON時の主電極間補正抵抗/主電極間抵抗/ガラス温度(TI10.27)の推移

※ 補正抵抗:ガラス温度の違いによる抵抗値を評価するため、10000℃で換算している。

11本目では西側の堆積物の成長が進行し、主電極に接触するとともにガラス温度指示値が低下し、主電極間補正抵抗(1000℃換算)が大きく低下し、管理指標に達した。

# 2. 主電極間補正抵抗の早期低下に係る原因調査
## (4) 主電極間補正抵抗が低下する要因解析(1/3)

炉内状況の推定と並行して、これまでの運転との違いについて要因分析を進めている。

要因分析:主電極間補正抵抗の早期低下に係る要因分析(これまでの運転との違い)

| 行No. | 事象 | 要因1 | 要因2 | 要因3 | 要因4 | 要因5 | 想定される影響、事象 | 調査項目 | 調査確認結果 | 違い | 抵抗低下 | 傾在増傾 | 資料 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | 炉底部に白金族元素が早期に堆積したことについて、これまでの運転との違いを調査する。 | 供給系:<br>ガラス原料及び廃液の影響 | ガラス原料 | ガラス原料の仕様 | ガラス原料の組成 | | ・ガラス原料の成分組成がれまでの運転と違いがあるとにより、溶融性に影響が出る。構成成分のうち、ホウ素(B)、リチウム(L)は粘性を下げる働きがある。<br>・製造ロットが異なると溶融性に違いが出る可能性がある。 | ・ガラス原料組成等(工場検査記録)確認 | <調査済み><br>・ガラス原料工場検査記録から各組成の含有率に問題はなかった。<br>・21-1CPの初期(3バッチまで)は19-1CPと同様のロット(LotNo.191113)を使用しており違いはない。 | × | × | × | ① |
| 2 | | | | | ガラス原料の物性 | | ・ガラス原料の物性がこれまでの運転と違いがあるとにより、炉内での状態が異なり、溶融性に影響が出る。重量、寸法、浸み込み性及び落下強度に違いがないことを確認する。 | ・ガラス原料組成等(工場検査記録)確認<br>・重量、寸法、浸み込み性、落下強度 | <調査済み><br>・ガラス原料工場検査記録から重量(67.5g±20g)、寸法(70mm±1mm)、浸み込み量(3.2ml/g)等の検査結果に問題はなかった。 | × | × | ／ | ② |
| 3 | | | | ガラス原料の供給状態 | ガラス原料の供給誤差 | 積算カウンタの誤差 | ・ガラス原料の投入数(カウンタの積算値)に違いがあると仮焼層の状態や溶融性に違いが生じ、運転状態に影響が出る。 | ・積算カウンタ校正記録 | <調査済み><br>・積算カウンタの校正記録から30個連続作動させ誤差は0であり、カウンタの作動に問題はなかった。 | × | × | × | ③ |
| 4 | | | | | | ガラス原料の供給量 | ・ガラス原料の投入数(供給量)に違いがあると仮焼層の状態や溶融性に違いが生じ、運転状態に影響が出る。<br>・炉内に投入する前に発生する粉塵の量が多いと投入数(カウンタ積算)から求める供給重量が異なり、運転状態に影響が出る。 | ・ガラス積算と実供給量との差<br>・粉塵発生量の確認 | <調査済み><br>・全体でのガラス積算約33,100個と実供給個数約33,000個との差は0.3%であり問題はない。<br>・粉塵発生量は、19-1CPが0.45%、21-1CPが0.36%であり、設定した0.5%範囲内であり問題ではない。 | × | × | × | ④ |
| 5 | | | | | ガラス原料の供給速度 | | ・ガラス原料の供給速度が計画した製造速度と違いがあると炉内の温度バランスが崩れ、運転状態に影響が出る。 | ・廃液・ガラス原料供給記録(固化体組成記録)確認<br>・ガラス積算記録(供給速度)の確認 | <調査済み><br>・製造したガラス固化体の組成記録から組成比に問題はなく、また、ガラス積算記録からガラス原料の投入は所定の間隔で行われており、各バッチで供給速度にずれが生じるなどの問題はなかった。 | × | × | × | ⑤ |
| 6 | | | 廃液 | 廃液の組成 | 分析誤差 | | ・高放射性廃液の成分組成の分析結果に基づき、廃液の調整や供給量を決定していることから、分析値に違いがあると運転状態に影響が出る。 | ・分析装置、分析値の校正記録確認 | <調査済み><br>・分析機器の校正記録及び分析前後で実施する検量線の確認から、測定誤差は管理基準以内であり問題ない。 | × | × | ／ | ⑥ |
| 7 | | | | | 受入れた廃液成分 | | ・高放射性廃液の含有組成、組成比の違いにより溶融性に影響が出る。特に、全酸化物(WO)とNa2Oの比(WO:Na2O=15:10)は、運転条件の指標としていることから運転状態に影響が出る。 | ・受入廃液の元素分析記録確認<br>全酸化物(WO)とNa2Oの比、各成分含有率<br>・受入槽、濃縮器の液量管理の状況確認 | <調査済み><br>・過去の運転(16-1～19-1CP)と比較した結果、HAW受入後の分析結果、WOに対するNa2Oの比が高かった。WOの中では、沈殿成分、CP成分及び二次廃液処理系から受け入れた廃液中のガラス由来成分の減少が見られた。<br>・液量管理(受入層5.5m3、濃縮器1.0m3)のもと廃液を取扱った。 | △ | △ | △ | ⑦-1<br>⑦-2 |
| 8 | | | | | 供給した廃液成分 | 白金族元素濃度、割合 | ・供給した廃液の白金族元素濃度や割合が高い場合、白金族元素の沈降・堆積する量が多くなり、運転性に影響が出る。 | ・受入廃液の元素分析記録確認<br>・廃液・ガラス原料供給記録(固化体組成記録)確認 | <調査済み><br>・過去の運転(16-1～19-1CP)と比較した結果、HAW受入後の分析結果に白金族元素の濃度と割合に大きな違いはなかった。<br>・製造したガラス固化体の組成比から白金族元素濃度に問題はない。 | × | × | × | ⑧-1<br>⑧-2 |
| 9 | | | | | | 全酸化物、Na2O等<br>(白金族元素以外) | ・供給した廃液の成分組成、組成比の違いにより溶融性に影響が出る。特に、全酸化物(WO)とNa2Oの比(WO:Na2O=15:10)は、運転条件の指標としていることから運転状態に影響が出る。 | ・受入廃液の元素分析記録確認<br>・廃液・ガラス原料供給記録(固化体組成記録)確認<br>・流下ガラスのサンプルの組成確認 | <調査中><br>・Na2OとWOは、10wt%、25wt%付近で供給されており著しい違いはなく問題はない。<br>・流下ガラスサンプルの分析結果からNa2O濃度が10.7wt%であり、溶融性は問題ない。それ以外の元素も過去の分析結果と同様であり問題ない。 | × | × | × | ⑨ |

DRAFT

# 2. 主電極間補正抵抗の早期低下に係る原因調査
## (4) 主電極間補正抵抗が低下する要因解析(2/3)

| | | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10 | 運転操作系:溶融炉運転の影響 | 供給運転 | 温度管理 | 廃液の供給状態 | 供給量の誤差(供給流量の校正記録等) | | ・廃液供給量に違いがあると仮焼層の状態や溶融性に違いが生じ、運転状態に影響が出る。 | ・廃液供給に係る貯槽の液位計等の校正記録、供給流量のループ校正記録確認 | 〈調査済み〉<br>・各貯槽の液位、密度、供給流量のループ校正記録から流量0～40L/hにおいて誤差は 最大0.04L/h(0.1%)であり、問題のない。 | × | × | × | ⑨ |
| 11 | | | | | 廃液の供給速度 | | ・廃液供給速度に違いがあると仮焼層の状態や溶融性に違いが生じ、運転状態に影響が出る。<br>・廃液供給量が実際の量と計算値とで異なっていると運転状態に影響が出る。 | ・廃液・ガラス原料供給記録(固化体組成記録)確認<br>・廃液供給量、供給速度の記録確認 | 〈調査中〉<br>・供給した廃液の供給量(廃棄物含有率)に問題はなかった。<br>・21-1CPで供給開始した2、3バッチ目の廃液供給速度が大きい(約13L/h)。19-1CP(平均12.5L/h)よりも蒸発熱量が約0.4kW多くなる。 | ○ | △ | △ | ⑪ |
| 12 | | | | 温度指示値 | | | ・溶融炉の運転において、温度計指示値に違いがあると運転性に影響が出る。 | ・温度指示値のループ校正記録確認 | 〈調査済み〉<br>・温度指示値のループ校正記録から問題はないことを確認した。校正結果の近似直線から炉底低温やガラス溶融に係る温度範囲(700～1050℃)の誤差は最大3℃程度であり問題ない。 | × | × | × | ⑫ |
| 13 | | | | 溶融運転 | 温度バランス | | ・溶融炉はガラス製造速度に対して、主電極電力を39kW一定として、ガラス原料及び廃液の供給量とガラス温度、炉底部温度が安定して推移することが重要である。<br>・温度バランスが崩れた場合は、炉底低温運転ができなくなるなど運転状態に影響が出る。 | ・炉内気相部温度、ガラス温度のトレンド記録確認<br>・定常解析実施<br>炉底部(炉底傾斜面上部)に白金族元素が堆積している条件にて、定常解析を実施し、主電極間電流の狭り込みの有無、炉底傾斜面上部の温度上昇の有無を確認する。 | 〈調査中〉<br>・21-1CPでは従来どおり原料供給初期から主電極間電力約39kW、製造速度0.5kg/hで運転した。<br>・初期バッチから気相部温度の低下速度が大きく、流下後のガラス温度の最低値が低いことから仮焼層が大きく、原料の溶解速度が低下している。 | ○ | △ | △ | ⑬ |
| 14 | | | | | | 通電系(投入電力等) | ・溶融炉に投入する電力に違いがあると運転性に影響が出る。<br>・表示した電力値と出力される電力に違いがあると運転性に影響が出る。 | ・主電極電力指示値のループ校正記録確認<br>・炉内気相部温度、ガラス温度のトレンド記録確認<br>・模擬負荷運転による新旧電力盤の出力確認 | 〈調査中〉<br>・主電極電力指示値のループ校正記録から指示値には問題はない。<br>・バッチの継続に伴い主電極間電流値が大きくなっていった。<br>・新旧電力盤の出力確認結果により、通常出力39kWに対して新電力盤では旧電力盤より 0.8kW小さかった。 | ○ | △ | △ | ⑭ |
| 15 | | | | | | 主電極冷却空気流量 | ・溶融炉の運転は、温度バランスが重要であり、主電極冷却空気流量が異なると運転性に影響が出る。 | ・ガラス温度等のトレンド記録確認<br>・主電極冷却空気流量の設定状態確認 | 〈調査済み〉<br>・主電極冷却空気流量(出力)は、21-1CPで64～66%であり、19-1CPの64%と同様であるが、21-1CPではガラス温度指示値の最低値が低くなっている。主電極冷却空気量以外の要因で仮焼層が厚くなっている可能性がある。 | △ | △ | △ | ⑮ |
| 16 | | | | 炉底低温運転 | | | ・炉底部への白金族元素の沈降・堆積を抑制するため、炉底低温運転を行っている。この温度状態に違いがあると白金族元素の沈降・堆積や抜出性に影響が出る。 | ・補助電極温度等のトレンド記録確認<br>・炉底低温移行時間の確認 | 〈調査済み〉<br>・6～8本目に炉底低温移行時間が27時間～34時間に長くなったが、9本目以降、短くなった。<br>・これまでは主電極間補正抵抗が低下する前に炉底低温運転移行時間が長期化するが、21-1CPでは炉底低温運転ができていた。 | △ | △ | △ | ⑯ |
| 17 | | | 液位管理 | | | | ・溶融炉は運転中にLo-Hi間でガラス液位を確認し、流下操作を実施している。液位に違いがある場合は、炉内の温度や通電状態に影響が出る可能性がある。 | ・溶融炉制御盤(ガラスレベル検知システム内蔵)の点検整備記録確認<br>・運転中のL-on、H-onの管理 | 〈調査済み〉<br>・溶融炉制御盤の点検整備記録から問題はないことを確認した。<br>・21-1CPでは、19-1CPと比し、H-on時は262kgに対して平均約4kg(液位で2.3mm)多い程度であり液位管理に問題ない。 | × | × | × | ⑰-1<br>⑰-2 |
| 18 | | 保持運転 | 温度管理 | 19-1CPでの保持運転(流下停止等表)(炉底加熱実施) | | | ・運転中の不具合等により復旧までに時間が掛かる場合は、保持運転を行い、復旧後、すぐに再開できるようにしている。<br>・19-1CPで実施した保持運転に従来と違いがある場合は運転性に影響が出る可能性がある。 | ・ガラス温度、補助電極温度のトレンド記録確認<br>・保持運転前後での各電極間抵抗の確認 | 〈調査中〉<br>・流下途中停止後(再流下の炉底加熱を含む)の東西の補助電極温度差から西側の温度が上昇し、保持運転後の炉底加熱時に西側の温度が高くなった。<br>・21-1CP仕掛り流下前は補助間抵抗値が低下したことから、白金族元素が炉底部に沈降堆積したと推定。 | ○ | △ | △ | ⑱-1<br>⑱-2 |
| 19 | | | | 21-1CPでの保持運転(炉底低温) | | | ・運転中の不具合等により復旧までに時間が掛かる場合は、保持運転を行い、復旧後、すぐに再開できるようにしている。<br>・21-1CPで実施した保持運転に従来と違いがある場合は運転性に影響が出る可能性がある。 | ・ガラス温度、補助電極温度のトレンド記録確認<br>・保持運転前後での各電極間抵抗の確認 | 〈調査中〉<br>・8、9本目の保持運転中において、9本目の炉底低温運転では東西の補助電極温度差が小さくなり、途中から西側の方が高くなった。 | ○ | △ | △ | ⑲ |

DRAFT

# 2. 主電極間補正抵抗の早期低下に係る原因調査
## (4) 主電極間補正抵抗が低下する要因解析(3/3)

| | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 20 | 流下操作系:<br>流下による影響(抜出性) | 炉底加熱操作 | 温度管理 | | ・流下前に炉底部の加熱を行う。炉底部を加熱することは、白金族元素の沈降・堆積に影響を与える。加熱時の温度はガラスの粘性に影響をする。 | ・流下操作前の炉底加熱時のトレンド記録確認 | <調査済み><br>・すべてのバッチで炉底加熱により全段加熱時の底部電極(流下ノズル上段)温度を約745℃に昇温しており違いはない。 | × | × | × | ⑳ |
| 21 | | | 加熱操作 | | ・流下前に炉底部の加熱を行う。炉底部を加熱することは、白金族元素の沈降・堆積に影響を与える。加熱操作は、炉底部の状態(白金族元素の挙動)に影響する。 | ・補助電極間通電、主ノズル間通電のトレンド記録確認 | <調査済み><br>炉底加熱時の補助電極間通電、主ノズル間通電の通電時間、各電流値に大きな違いはなく、加熱操作に問題はない。 | × | × | × | ㉑ |
| 22 | | 流下操作 | 流下重量 | | ・1本流下することにより、炉内から1本分の白金族元素の抜出し、白金族元素保有量のバランスを保っている。流下重量に違いがあると白金族元素の抜出性に影響が出る。 | ・流下速度を算出するための重量計の校正記録確認 | <調査済み><br>重量計の校正記録、ループ試験記録から入力292.5kg(バネ定数補正後)に対してDC盤表示値292.7kg(差:0.2kg)であり、問題ないことを確認した。 | × | × | × | ㉒ |
| 23 | | | 流下速度 | | ・ガラスの流下は所定温度から開始し、流下初期は流速を抑え、約3時間で流下することで約1本分の白金族元素の抜出を行っている。このバランスに違いがあると白金族元素の抜き差し性に影響が出る可能性がある。 | ・流下速度のトレンド記録確認 | <調査済み><br>流下のトレンドから流下状況(操作、流下速度)に異常のないことを確認した。 | × | × | × | ㉓ |
| 24 | 排気系:<br>溶融炉廃気の影響(除熱量) | 排風量 | 排気量 | | ・溶融炉の安定運転には温度バランスが重要である。溶融炉からの排気量に違いがあると運転性に影響が出る。 | ・溶融炉換気系の排気風量、温度のトレンド記録確認 | <調査中><br>溶融炉からの廃気温度(19-1CPと21-1CPで同様)、溶融炉換気系のインテーク弁開度に除熱を促進する状況は確認されなかった。 | × | × | × | ㉔ |
| 25 | | | インリーク量 | | ・溶融炉の安定運転には温度バランスが重要である。21-1CP前の結合装置交換後における結合装置からのインリーク量が多いと運転性に影響が出る。 | ・21-1CP前の結合装置交換後における結合装置からのインリーク量評価(簡易計算)<br>・溶融炉へのパージエア量の確認 | <調査済み><br>・結合装置交換前と交換後のインリーク量を結合装置内圧調節弁の開度と結合装置内圧、炉内圧から算出した結果、2.1%の増加(除熱量は0.016kW増加)であり影響しない。 | × | × | × | ㉕ |
| 26 | | 温度 | 炉内気相部温度 | | ・溶融炉の安定運転には温度バランスが重要である。炉内気相部温度に違いがあると運転性に影響が出る。 | ・炉内気相部温度、ガラス温度のトレンド記録確認 | <調査済み><br>・初期バッチから気相部温度の低下速度が速く、流下後のガラス温度指示値の最低値が低いことから仮焼層が大きく、仮焼層の溶融速度が低下している。 | △ | △ | △ | ㉖ |
| 27 | 設備 | 溶融炉 | 溶融炉本体 | 溶融炉健全性 | ・溶融炉はケーシング内に耐火物を組積し、ケーシングは架台に据え付けている。<br>・溶融炉本体が健全でないと運転性に影響が出る。 | ・検査成績書により溶融炉と溶融炉架台の傾きの確認<br>・炉内観察 | <調査済み><br>溶融炉架台、溶融炉の検査結果により、著しい傾きはないことを確認した。<br>炉内観察から傾斜面上部に残留物が確認されたが、炉内に損傷等は確認されていない。 | × | × | × | ㉗ |
| 28 | | | | 残留ガラス除去 / 映像等による評価 | ・2号溶融炉は白金族元素の堆積を確認した場合は、ドレンアウトし、残留ガラス除去を行うこととしている。<br>・残留ガラスが除去されていないと運転性に影響が出る。 | ・19-1CP前の炉内残留ガラス除去作業結果の検証(過去の炉内残留ガラス除去作業後の炉内観察結果(16-1CP前)との比較) | <調査済み><br>19-1CP前の除去作業の結果は、16-1CP前の結果と比較し、同程度に除去されていた。 | × | × | × | ㉘ |
| 29 | | | | 運転状態による評価 | ・2号溶融炉は白金族元素の堆積を確認した場合は、ドレンアウトし、残留ガラス除去を行うこととしている。<br>・残留ガラス除去後、炉内の状態に違い(目視では確認困難)があると運転性に影響が出る。 | ・16-1CPと19-1CPとの熱上げ状態、初期バッチの状態の比較 | <調査済み><br>・16-1CPと19-1CPの熱上げ時の温度状況等はほぼ同様である。<br>・運転開始初期の補助電極間抵抗は19-1CPが16-1CPより低い。 | △ | △ | △ | ㉙-1<br>㉙-2 |
| 30 | | | 結合措置 | | ・21-1CP前に更新した結合装置による影響により運転状態に違いがある場合には、運転性に影響が出る。 | ・結合装置内圧等のトレンド記録確認 | <調査済み><br>・流下操作時は-0.4kPa(MV約70%)で制御されていた。<br>・流下操作時以外は、24項目(インリーク量)と同様。 | × | × | × | ㉚ |
| 31 | | 制御系 | 工程制御装置 | | ・19-1CP前に更新した工程制御装置の出力や表示値に違いがある場合は、運転性に影響が出る可能性がある。 | ・主電極電力指示値のループ校正記録確(電力盤～工程監視盤、工程制御装置) | <調査済み><br>電力盤の外部端子から工程制御仕置へ模擬入力を行い、制御室側(工程監視盤(CP盤)-工程制御装置(ΦC盤))の指示値を確認し、精度±0.2%内であり問題ない。 | × | × | × | ㉛ |

DRAFT

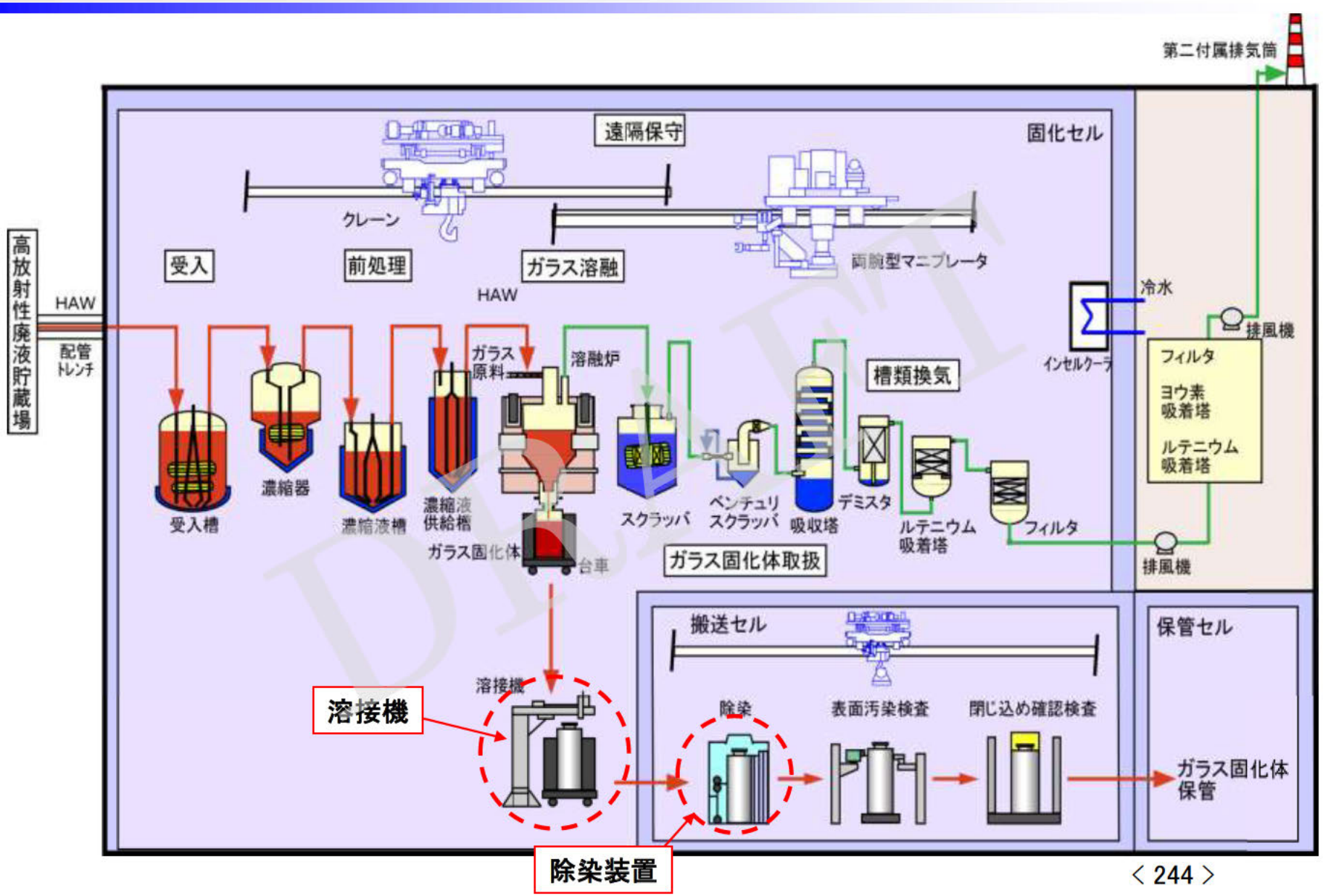
# 2. 主電極間補正抵抗の早期低下に係る原因調査
## (5) 主電極間補正抵抗が低下した推定シナリオ

運転データ、要因解析から想定よりも早く白金族元素の堆積に係る管理指標に達したシナリオを以下のとおり推定している 。

| No | 時期 | 事象(操作等) | 推定シナリオ(炉内状況) |
|---|---|---|---|
| 1 | 19-1CP<br>③ 8本目流下途中での停止<br>④ 再流下に向けた加熱操作<br>(流下できず運転終了) | 19-1CPの流下停止事象により、複数回の炉底加熱したが、流下できずに運転を終了した。 | 炉内の白金族元素が炉底傾斜面全体に沈降・堆積し、温度分布等によるガラス流動の違いにより西側に比較的多く堆積した。 |
| 2 | 21-1CP<br>⑤ 仕掛品の流下(累計8本目) | ― | 仕掛り流下後、炉底部の白金族元素は抜き出せたが、西側傾斜面上部に比較的に多く堆積物が残留した。 |
| 3 | 21-1CP<br>⑥ 2 本目～7 本目(累計9～14本目) | 従来どおりガラス製造速度を6.5kg/h、主電極電力39kW一定として流下を継続したが、主電極下方のガラス温度が上昇するとともに、気相部の温度が低下した。 | ガラス原料及び廃液供給開始以降、西側傾斜面上部の白金族元素を多く含む堆積物に主電極間電流が廻り込むことにより、仮焼層の溶け込み速度が低下※し、これにより仮焼層が大きくなり、主電極下端付近のガラス温度が上昇したことで、炉底傾斜面上部へのガラス流動により白金族元素が多く運ばれ、西側の堆積量が増えた。 |
| 4 | 21-1CP<br>⑧ 主電極間抵抗の低下が確認された10～11本目 | [3] の状態が継続することで、西側傾斜面上部の白金族を多く含む堆積物量が増え、主電極に接触した。 | 西側傾斜面上部の白金族を多く含む堆積物が主電極下端に接触するとともに、ガラス温度指示値が低下し、主電極間補正抵抗が管理指標に達した。 |

※:仮焼層の溶け込み速度の低下の加速要因として、廃液供給速度等が影響していると推定している(詳細検討中)。

# 3. 今回のTVF固化処理(21-1CP)の実績
## 主な不具合の対応(1/2)



# 3. 今回のTVF固化処理(21-1CP)の実績 主な不具合の対応(2/2)

- 今回のガラス固化処理(21-1CP)の実績を踏まえ、次回運転に向けて以下の対応を図る。

ガラス固化体除染装置(高圧水ポンプ)の停止

⇒圧力ダンプナーの開度調整後は、同様の事象は発生しなかったが、次回運転前までに圧力計や配管の点検清掃を行い、圧力ダンプナー閉塞のリスク低減を図る。

ガラス固化体蓋溶接の溶接機の停止

⇒溶接作業(電極交換、位置検出、テストアーク、仮付け溶接、温度測定、本溶接)のうち、温度測定子を把持しているときに、Z軸の位置制御が不安定となっていたことから、Z軸の位置制御プログラムに修正した。その後、温度測定子を把持しているときに同様の停止事象は発生しなかったが、その他の溶接作業時(本溶接等)にもZ軸を使用することから、同様に位置制御プログムに修正する。

- 上記の事象以外についても、溶融炉の運転が継続できるように固化体取扱工程を中心に、設備機器の点検整備、予備品への交換、代替策の検討を進める。

DRAFT

# 4. 今後の取り組み

➢ 運転再開に向けた対応

① 溶融炉内に残留したガラスを機械的に除去（残留ガラス除去）する。残留ガラス量は、溶融炉へのガラス原料の供給量・抜き出し量の収支から約36kgと想定しており、作業期間は6ヶ月程度を想定している。その後、流下ノズルと加熱コイルのクリアランス観察や熱上げ用のガラスカレットの炉内投入などの運転準備作業を行った後に運転を再開する。

② 今回の運転における主電極間補正抵抗の低下による溶融炉の停止は、予め想定していた事象であったものの想定よりも少ない本数で低下したことから、残留ガラス除去と併行して要因の絞り込みを行い、対策を検討し、次回の運転に反映する。また、溶接機などの不具合事象の対策を検討する。

③ ガラス固化処理計画については、今回の運転結果、前述の対策を踏まえ、キャンペーン毎の運転本数や3号溶融炉への更新時期の前倒し等の検討を行い、ガラス固化処理を着実に進めていく。

④ 3号溶融炉の製作については、工程どおり進捗し、耐火レンガ、電極、ケーシング等の加工に着手しており、R4年1月頃より築炉を開始する計画である。
また、結合装置の予備品については、2号炉用（予備品）及び3号炉用として共用可能な段階まで準備を進めており、メーカにて、材料手配及び加工を実施中。

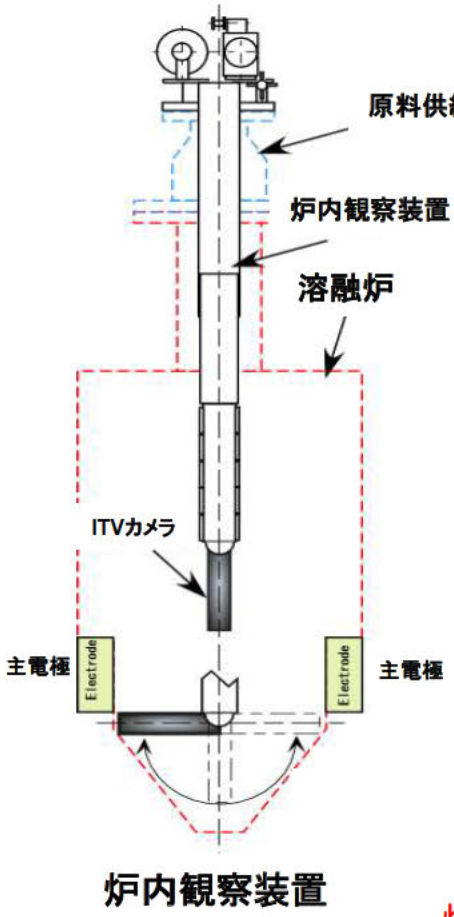
DRAFT

# 参考資料

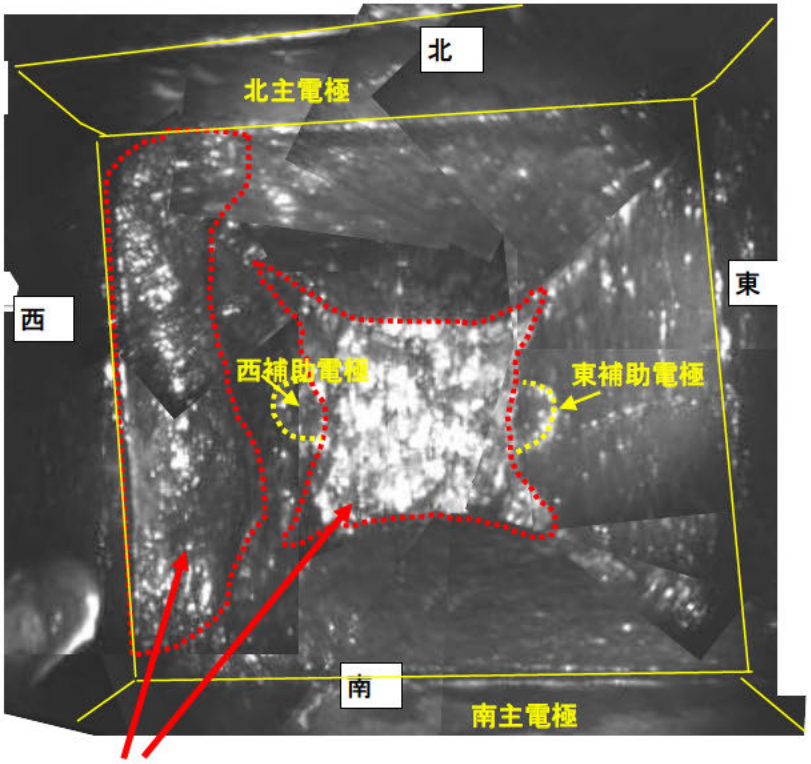
# 21-1CP後（ドレンアウト後）の溶融炉内観察結果

令和3年10月4日第57回東海再処理
施設安全監視チーム会合資料

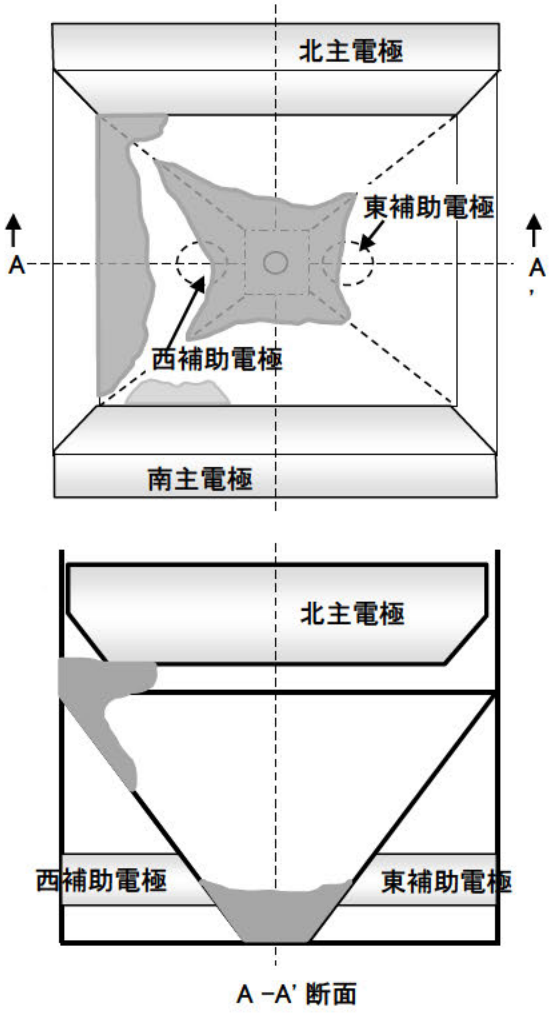
## 【炉内観察の結果】




炉内観察装置




炉内に残留しているガラス



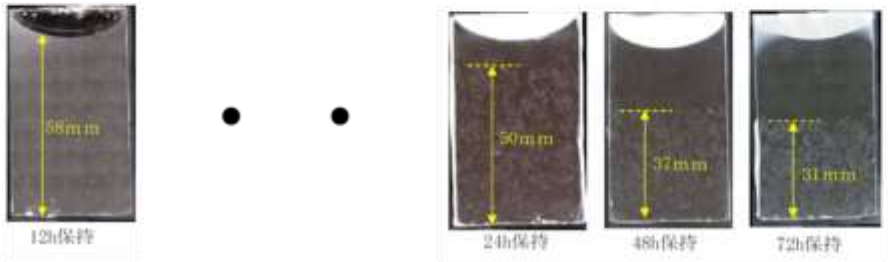
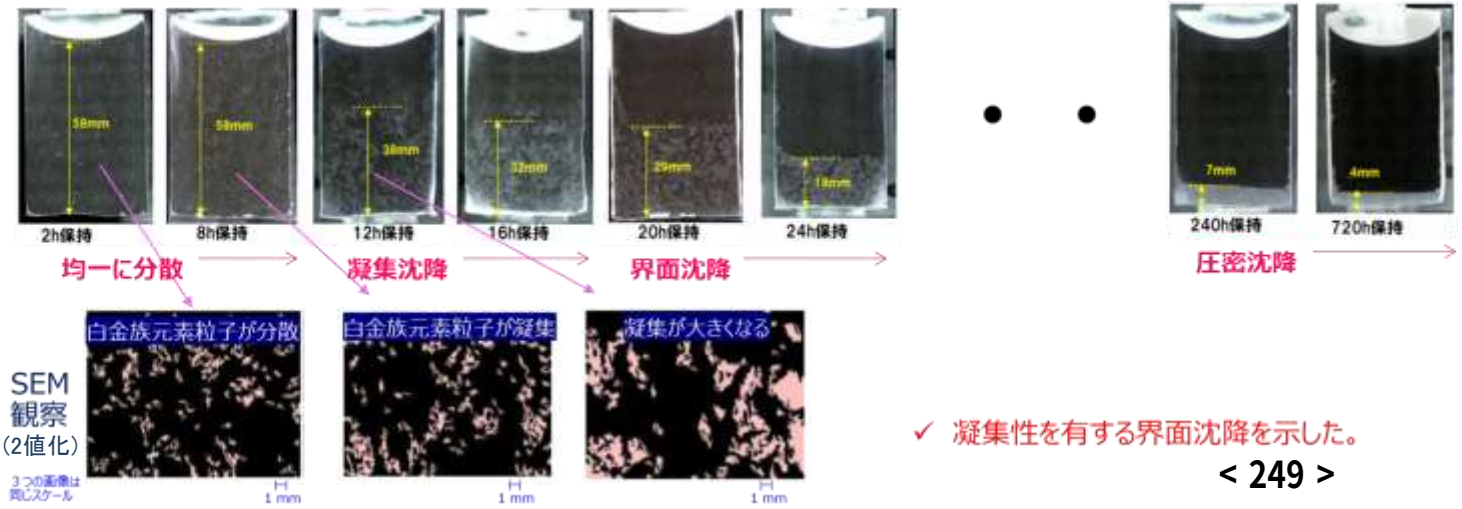

A－A' 断面

# 模擬ガラスによる静置沈降による沈降挙動評価

➢ 試験条件

・溶融ガラスの流動 ： なし
・溶融ガラスの温度 ： 1000℃、1100℃ 一定
・溶融ガラスの白金族元素濃度 : 1.1 wt%（TVF標準ガラス組成に合わせた）
・所定の時間後の白金族粒子の懸濁した粒子層と上澄み層の界面から底部までの距離を測定

➢ 試験結果

| 条件 | 沈降速度 | 沈降状況 |
|---|---|---|
| 1000℃保持 | 約 0.4 mm/h（～24h） |  |
| 1100℃保持 | 約 1.7 mm/h（～24h） |  |

✓ 凝集性を有する界面沈降を示した。

# 模擬ガラスによる静置沈降による沈降挙動評価

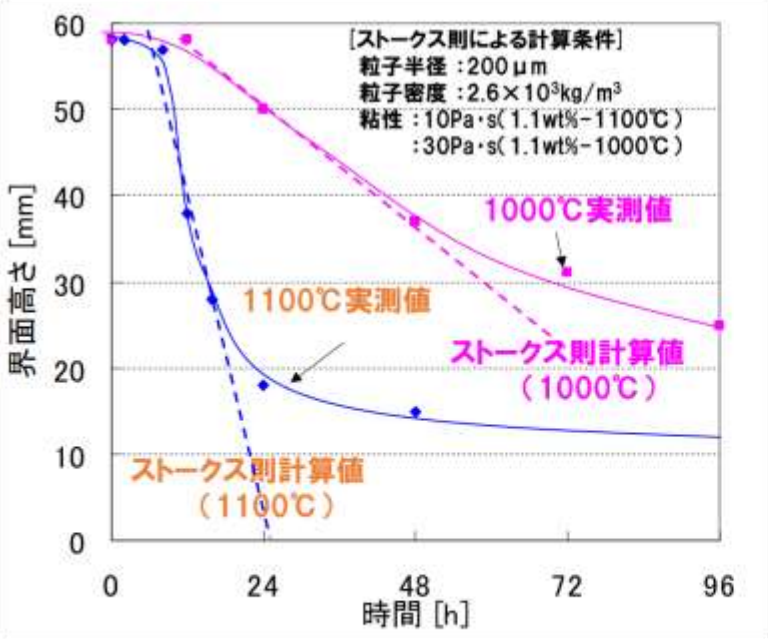
- 結論
  - ✓ 沈降速度は1000℃（約0.4 mm/h）と1100℃（約1.7 mm/h）となり、低温の方が遅くなる（約1/4倍）。
  - ✓ 沈降が進むと圧密の影響により、沈降速度が遅くなる。
  - ✓ 圧密せずに沈降する領域では、ストークスの式に概ね近似できる。

ストークスの方程式（粘性流体中の粒子の沈降速度を表す式）

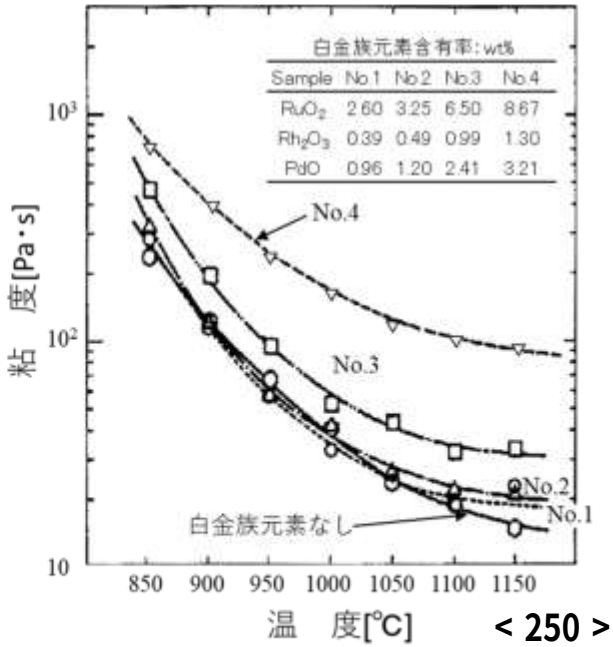
$$v = \frac{2}{9} \cdot \frac{(\rho_n - \rho_m)}{\eta} \cdot g \cdot r^2$$

$v$：終末沈降速度、$r$：粒子径、$\rho_n$：粒子密度、$\rho_m$：ガラス密度、$\eta$：粘度

⇒ 溶融ガラス中の静止状態での沈降速度は、約 1～2 mm/h 程度（1000～1100℃）であると考える。



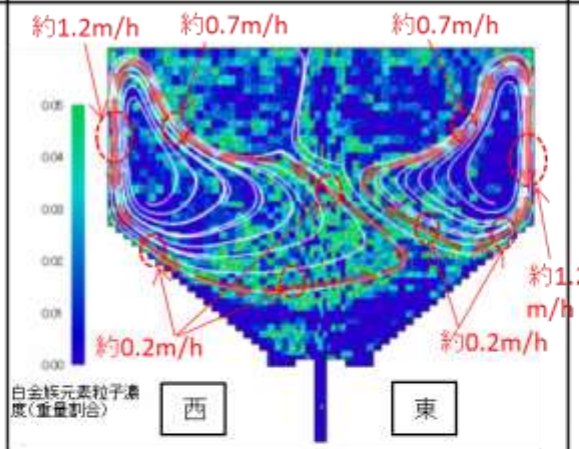
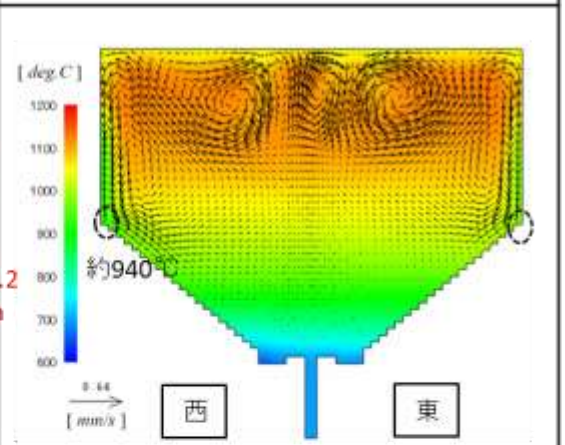
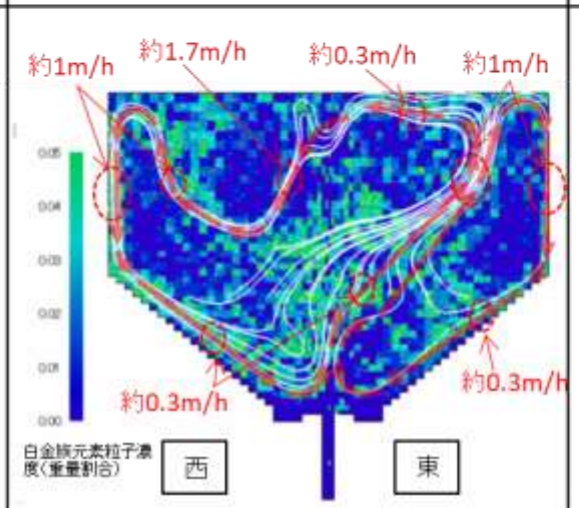
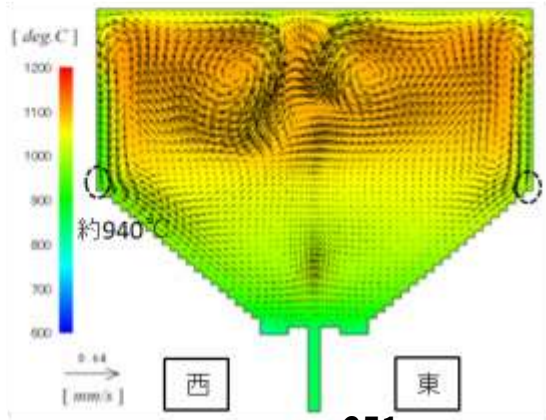

白金族濃度1.1wt%ガラス沈降曲線



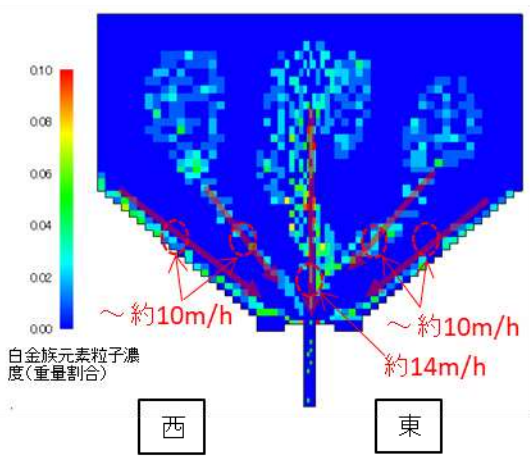
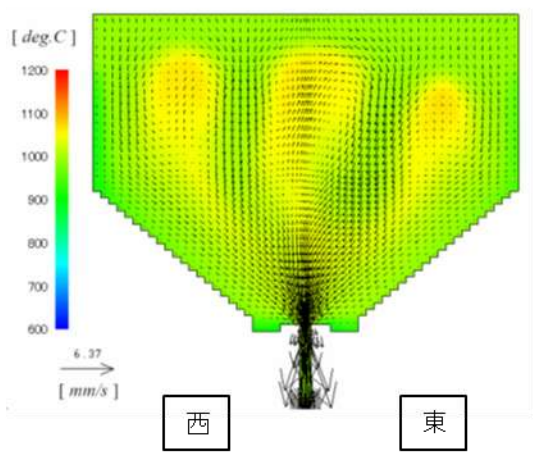

白金族元素含有ガラスの粘度と温度の関係

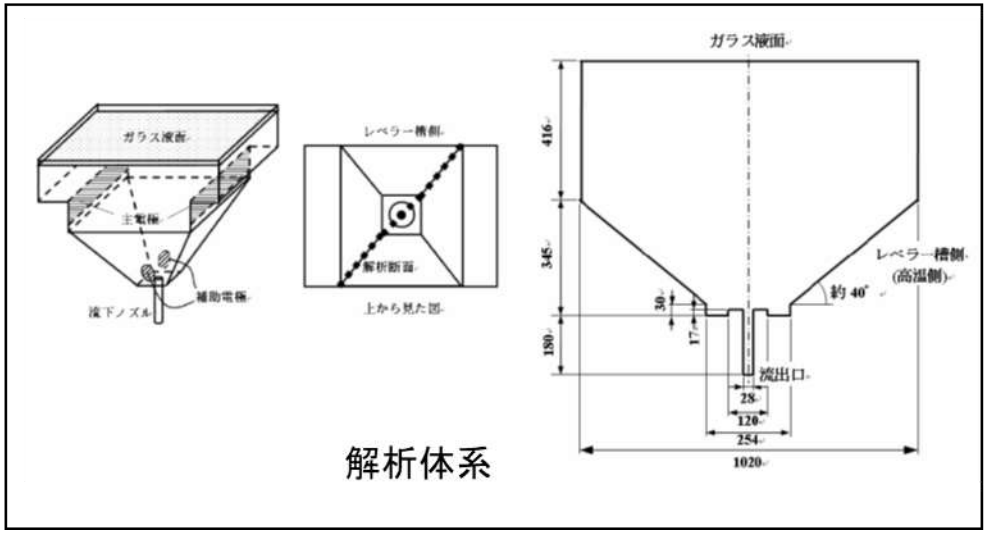
# ガラスの流動と白金族元素濃度に係る解析結果

- **白金族元素粒子は、ガラスの流れに沿って分布している。**
- **斜面近傍では、流れが遅くなり、白金族元素濃度が高くなる。**

| 溶融炉運転モード | ガラスの流動等の特徴 | ガラスの主要な流れと白金族元素粒子分布 | 流速及び温度分布 |
|---|---|---|---|
| 溶融モード（炉底低温運転） | • 白金族元素粒子は、主電極近傍に形成された渦の流れに沿って分布している。<br>• ガラスは、約0.2～1.2m/hの速度で対流している。<br>• 西側の方が東側よりも渦が大きい。 |  |  |
| 流下前の炉底加熱モード | • 白金族元素粒子は、主電極近傍に形成された渦の流れに沿って分布している。<br>• 炉底部を加熱することで、渦は炉底部まで広がり、白金族元素粒子が炉底部まで運ばれる。<br>• ガラスは、約0.3～1.7m/hの速度で対流している。<br>• 斜面近傍では、流速が遅くなり、白金族元素粒子の濃度が高くなる。<br>• 西側の方が東側よりも渦が大きい。 |  |  |

# ガラスの流動と白金族元素濃度に係る解析結果

| 溶融炉運転モード | ガラスの流動等の特徴 | ガラスの主要な流れと白金族元素粒子分布 | 流速及び温度分布 |
|---|---|---|---|
| 【参考】<br>流下モード | • ガラスが抜き出される流れが支配的になり、炉底加熱時の大きな渦が打ち消される。<br>• ガラスは、最大約14m/hの速度で流下ノズルに向けて流れる。 |  |  |



# 白金族元素の沈降・堆積挙動について

○ 溶融ガラス中の白金族元素の沈降速度

・溶融ガラス中の白金族元素の沈降速度　　約 1～2 mm/h

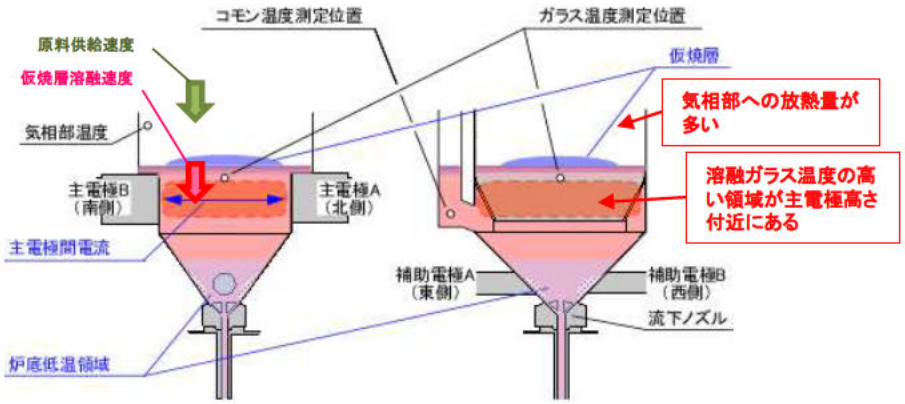
○ 溶融炉内の溶融ガラス中の白金族元素の流動

・溶融ガラス中の白金族元素の流動速度　　約 0.2～1.7 m/h

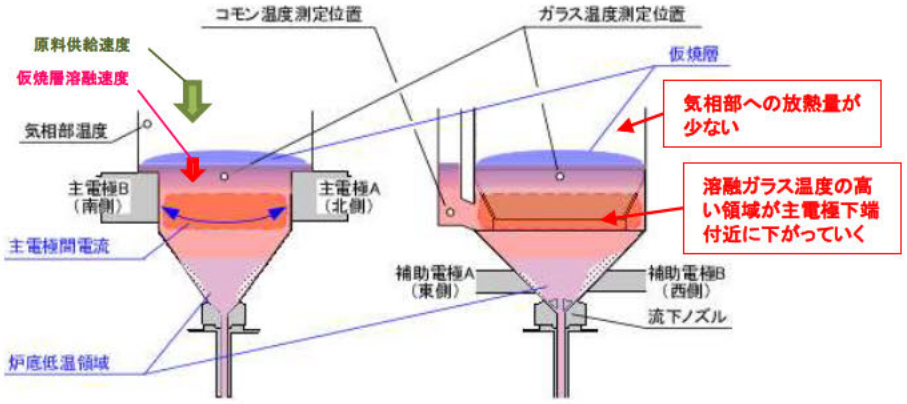
白金族元素の沈降・堆積は、溶融ガラスの流動により運ばれて炉底に沈降し、堆積していくものと考える。

【参考資料】

# 溶融炉に供給した原料の溶融速度が低下した場合の炉内状態（イメージ）




19-1CPの炉内状態
（原料供給速度*1（一定）に対して 仮焼層の溶融速度 が等しい）




21-1CPの炉内状態
（原料供給速度*1（一定）に対して 仮焼層の溶融速度 が小さい）

① ガラス温度（流下後の最低温度）

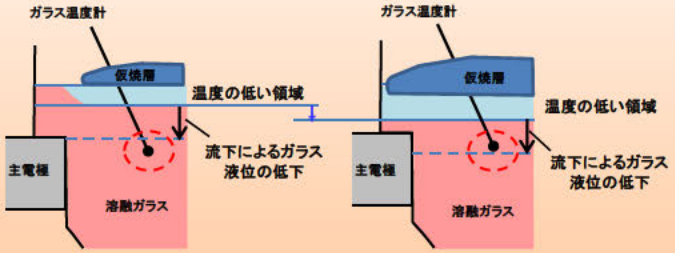
仮焼層が大きい（厚い）（原料供給速度に対して仮焼層の溶融速度が小さい）場合、溶融ガラス温度の高い領域が主電極下端側にあるため、流下により炉内ガラスレベルが下がると厚くなっている仮焼層の影響を受けガラス温度指示値が800℃を下回る（19-1CPに比べて50～100℃程度低い）。

② 気相部温度*2

原料供給速度と仮焼層の溶融速度のバランスが取れている場合、溶融ガラスから気相部への放熱量が安定しているため、気相部温度は一定の範囲内で推移する。原料供給速度に対して仮焼層の溶融速度が小さい場合は、仮焼層が大きくなり、気相部への放熱量が減少し、気相部温度が低下する。

③ コモン温度*3

仮焼層が大きい（厚い）場合、溶融ガラス上部の温度が低下することから主電極間通電の領域が下がり、溶融ガラス温度の高い領域が主電極下端側に下がるため、コモン温度測定位置付近の温度が上昇する。




仮焼層が小さい場合　　仮焼層が大きい場合

流下時の炉内イメージ

流下によりガラス液位が低下(約17cm)する。このためガラス温度計の指示値は溶融ガラス上部の温度（仮焼層の厚さ）の影響を受ける。

＊1 原料供給速度：ガラス原料と廃液を合わせた供給速度
＊2 気相部温度　：気相部では供給した廃液の揮発成分の蒸発が行われる。気相部の温度は、溶融ガラス表面からの放熱や、流下により炉内ガラスレベルが下がることで、溶融ガラスと接触していた炉壁からの放熱により上昇し、原料供給に伴って徐々に低下していく温度変化を繰り返す。



＊3 コモン温度　：流下による炉内ガラス液位の低下に伴い、溶融ガラス温度の高い領域が下がり、コモン温度測定位置付近の温度が上昇する。ガラス液位の上昇に伴って徐々に温度は低下していく推移を繰り返す。

# 更新や交換等に係る廃止措置計画変更について

令和3年 11 月 25 日
再処理廃止措置技術開発センター

## 1. はじめに

東海再処理施設においては，廃止措置の完了まで長期間にわたって施設を維持する必要があり，今後，多くの設備・機器の更新や交換等が想定される。

これらの更新や交換等に係る廃止措置計画変更認可申請を合理的に行うとの観点から，今後の対応方針，運用方法について検討した。

## 2. 現状

### 2.1 更新・交換等の許認可

東海再処理施設の設備・機器の更新・交換については，「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所（再処理施設）の廃止措置計画の認可の審査に関する考え方」における施設の改造等についての記載を踏まえ，更新・交換の必要が生じた都度，個別に廃止措置計画（設計及び工事の計画）の変更認可申請を行い，認可を受けた上で工事を実施している。

ただし，一部の設備・機器については今後の交換も含めて変更認可申請に記載することにより，その後の交換が可能な状況としている。また，別紙 1 に示される部品交換等については廃止措置計画及び再処理施設保安規定　第 115 条（廃止措置段階における運転及び保守管理に係る計画）に基づき，自主的な管理を行っている。

### 2.2 更新・交換等の管理

施設の管理は、保安規定第 183 条の 2（再処理施設の施設管理実施計画）に基づき，以下の事項等を「施設管理実施計画」を含めて計画し，施設管理を実施している。

・再処理施設の設計及び工事に関すること。

・再処理施設の工事及び点検等を実施する際に行う保安の確保のための措置に関すること。

「施設管理実施計画」に係る「再処理施設の工事の方法及び時期」は，再処理規則に基づく定期事業者検査報告書（開始時及び終了時）の記載事項とされており，廃止措置計画の表 6-3-1 及び表 6-3-2 に掲げる工事を行うことを記載し，原子力規制庁へ報告している。

## 3. 今後想定される更新・交換等

東海再処理施設の設備・機器は概ね表-1 のように分類される。このうち，原子力規制委員会設置以降，設工認申請・廃止措置計画変更認可申請を行った更新・交換等は以下のとおりであり，今後も同様の更新・交換等が想定される。

・ユーティリティ系配管（冷却水，蒸気，真空，浄水，蒸気凝縮水，飲料水，非放射性排水）
・管理区域境界に設置された窓ガラス
・グローブボックスのパネル
・ポンプ
・排風機
・電動機（送風機，排風機，インセルクーラ）
・制御盤
・その他（焙焼還元炉の伸縮継手，溶融炉，溶融炉の間接加熱装置，溶融炉の結合装置，ガラス固化体吊具，焼却炉の温度計保護管，トリチウムカーボンサンプラ，冷水設備等）

4. 今後の対応方針案

設計及び工事の計画の主要な記載事項として，設計条件及び仕様，工事の方法（工事の手順，試験・検査項目，検査方法，工事上の安全対策等）がある。更新・交換を行う機器・設備の設計条件及び仕様が同等以上であり，工事の方法の妥当性が実績等により確認されている場合，事業者側が保安規定等に定められた自主的な管理（別紙 2 参照）を確実に行うことにより，性能維持施設や重要な安全機能に該当するもの，耐震性等を考慮すべきものも含め，設計及び工事の品質は確保できると考えられる。

このため，これらの設備・機器の更新・交換等をリスト化し，更新・交換等の方針を付記したものを廃止措置計画等に追加し，以降，自主的な管理のもとで更新・交換等を行うことにより，許認可の合理化を図ることとしたい。リストに記載する更新・交換等について仕様の変更及び過去の更新・交換を行うための許認可の有無等の類型を以下に示す。また，具体例を別紙 3 に示す。

①既設と同等以上の仕様の設備・機器への更新・交換で，過去に更新・交換の許認可を行ったもの

当該更新・交換については，既往の許認可と同様の方法の工事，検査を行うことにより，工事の品質を確保する。

例（交換）：送排風機（本体，電動機），ポンプ，ユーティリティ配管等の一部

②既設と同等以上の仕様の設備・機器への更新・交換で，過去に類似する機器・設備の更新・交換の許認可を行ったもの

当該更新・交換については，適切な既往の許認可を参照し，同様の方法の工事，検査を行うことにより，工事の品質を確保する。

例（同型品への交換）：上記以外の送排風機（本体，電動機），ポンプ，ユーティリティ配管等

③許認可に記載している材料・寸法等の諸元に変更はあるが，過去に更新・交換の許認可を行ったものまたは類似する機器・設備の更新・交換の許認可を行ったもの

当該更新・交換については諸元の変更に伴う耐震性等の評価を行った上で，適切な既往の許認可を参照し，同様の方法の工事，検査を行うことにより，設計及び工事の品質を確保する。

例 1（高経年化対応等のため，許認可に記載された材料を変更して更新）：ユーティリティ配管等

例 2（製造終了等により，許認可に記載された寸法等を変更）：送排風機（本体，電動機），制御盤，電源盤等

④既設と同等以上の仕様の設備・機器への更新・交換・補修で，一般的に確立された方法で行うもの

当該更新・交換・補修については，一般的に確立された方法の工事，検査を行うことにより，工事の品質を確保する。

例：ユーティリティ配管，ダクト等（当て板による補修等）

今後も想定される設備・機器の交換，補修等の具体化・整理，基本方針やリストに記載する設備・機器，具体的な記載内容等について検討を継続する。

以上

表−1　設備・機器の分類

| 動的機器 | 静的機器 |
|---|---|
| せん断機 | 濃縮ウラン溶解槽 |
| 抽出器 | ウラン脱硝塔 |
| ポンプ | 焙焼還元炉 |
| 送排風機 | 溶融炉 |
| 空気圧縮機 | ライニング型貯槽 |
| ディーゼル発電機 | 槽類 |
| ボイラ | 塔類 |
| 冷却塔 | 蒸発缶 |
| 冷凍機 | デミスタ類 |
| インセルクーラー | フィルタ，ろ過器 |
| 移送装置 | 送液装置 |
| クレーン | ドリップトレイ，ライニング |
| バルブ | グローブボックス，サンプリングベンチ |
| その他 | フード |
| | 熱交換器 |
| | 配管 |
| | ダクト |
| | 制御盤，電源盤 |
| | 直流電源装置 |
| | 無停電電源装置 |
| | 放射線管理機器 |
| | 計装 |
| | 遮へい建具 |
| | その他 |

# 第Ⅲ編　廃止措置段階における運転管理

## 第１章　廃止措置段階における運転及び保守管理に係る計画、実施、評価及び改善

（廃止措置段階における運転及び保守管理に係る計画）

第115条　センター長、放射線管理部長及び工務技術部長は、品質マネジメント計画に基づき、運転及び保守管理に関する計画（廃止措置管理を含む。以下同じ。）を実行に適した様式で策定し、文書化する。

２　センター長、放射線管理部長及び工務技術部長は、前項の計画策定に当たっては、次の各号に掲げる事項を明確にする。

（１）　運転及び保守管理に関する品質目標

（２）　前号の目標を達成するために必要な要求事項（適用される法律・基準・規格等）

（３）　運転及び保守管理に必要な要員及び設備

（４）　運転及び保守管理に必要な要領書

（５）　運転及び保守管理において、再処理施設の性能の維持のために行う設備の部品交換等の措置に係る以下の事項

イ）　再処理施設の性能の維持のために行う、第Ⅲ－1－(1)表に示す部品交換等の措置及び検査の実施並びにそれらの記録を作成すること

ロ）　経年変化により想定される事象等を検知するために行う、第Ⅲ－1－(1)表に示す部品に係る点検等の計画の策定及び当該事象等を検知した場合の措置（安全確保のための措置を含む。）を行うこと

ハ）　あらかじめ想定していない劣化等により部品交換等が必要となった場合における第198条の５に基づく設計及び工事の計画の手続及び第196条に基づく検査の要否を確認すること

ニ）　保守に係る要領書に定めて交換できる部品等の判断に当たり技術部長の同意を得ること

ホ）　その他、イ）からニ）までを適切に運用するために必要な事項

（６） 運転監視に必要な設備とその監視項目

（７） 前号に定める運転監視設備の検査（方法、頻度及び判定基準）

（８） 第６号に定める監視結果及び前号に定める検査結果の記録

３ センター長、放射線管理部長及び工務技術部長は、第１項に定める計画について、次の各号に掲げる事項を事前に評価し、必要であれば改善し、その結果を記録する。

（１） 業務に対する要求事項を定めていること

（２） 要求事項が以前と異なる場合は、その処置がなされていること

（３） 要求事項を達成するために必要な資源を有していること

４ センター長、放射線管理部長及び工務技術部長は、要求事項が書面で示されない場合には、要求事項を確認すること。

５ センター長、放射線管理部長及び工務技術部長は、業務に対する要求事項が変更されたことに伴い計画を変更する場合には、品質マネジメントシステム全体の体系と矛盾なく整合が取れていることを確認し、変更事項を運転及び保守管理に係る従業員へ周知する。

（廃止措置段階における運転及び保守管理の実施）

第115条の２ センター長、放射線管理部長及び工務技術部長は、前条に定める計画に従い業務を実施するときは、次の各号に掲げる措置を講じる。

（１） 運転及び保守管理に必要な情報(運転計画、保守計画等)が利用できること

（２） 運転及び保守管理に必要な設備の操作手順書が利用できること

（３） 運転及び保守管理に必要な設備の第195条及び第196条に定める検査が実施されていること

（４） 運転及び保守管理に必要な監視･測定が実施されていること。

（５） 第120条の当直長間の引き継ぎ、第198条の保守作業後の連絡などが実施されていること

第Ⅲ－１－(1)表　設備等の性能の維持のための部品交換等（第115条関係）(1/2)

| 対象機器 | 対象部品等[*1] | 経年変化により想定される事象等 | 検査項目[*2] |
|---|---|---|---|
| 回転機器類<br>・ポンプ<br>・送、排風機<br>・冷凍機<br>・攪拌機<br>・圧縮機 等 | ・シール材（メカニカルシール、パッキン、ガスケット、オイルシール、0リング 等） | ・シール材の劣化による接続部からの微小な漏えい | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 漏えい検査<br>(3) 据付・外観検査<br>(4) 作動確認検査 |
| | ・回転機器構成部品　（電磁弁、ベルト、ファン、軸、軸受、ポンプ用ブレード、圧力計等の機器付属品、安全弁[*3]、接続継手 等） | ・摩耗、き裂、異音、振動、緩み等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| | ・電動機 | ・絶縁低下、摩耗、回転数低下、異音等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| 機械装置類 | ・シール材（パッキン、ガスケット、0リング 等） | ・シール材の劣化による接続部からの微小な漏えい | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 漏えい検査<br>(3) 据付・外観検査<br>(4) 作動確認検査 |
| | ・軸受、電磁弁、スイッチ、ブーツ、潤滑油 等<br>・消耗品類（ヒューズ 等） | ・摩耗、き裂、異音、振動、緩み等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| | ・マニプレータ構成部品、クレーン構成部品、エレベータ構成部品 等 | ・摩耗、き裂、異音、振動、緩み等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| 塔槽類、熱交換器類 | ・シール材（パッキン、ガスケット 等） | ・シール材の劣化による接続部からの微小な漏えい | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 漏えい検査<br>(3) 据付・外観検査<br>(4) 作動確認検査 |
| | ・シースヒータ、圧力容器用安全弁[*3] 等 | ・流量低下、温度低下、温度上昇等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| 配管、ダクト、継手部類 | ・シール材（パッキン、ガスケット、0リング 等） | ・シール材の劣化による接続部からの微小な漏えい | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 漏えい検査<br>(3) 据付・外観検査 |
| | ・継手、ボルト、ナット、クイックコネクト、ホース、グリーンカバー、保温材、ラッキング 等 | ・き裂、孔食、緩み等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| 弁、アクセサリー類 | ・シール材（パッキン、ガスケット、0リング 等） | ・シール材の劣化による接続部からの微小な漏えい | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 漏えい検査<br>(3) 据付・外観検査<br>(4) 作動確認検査 |
| | ・手動弁、圧空作動弁、調節弁、逆止弁、安全弁、減圧弁、電磁弁、仕切弁、切替弁、アクチェータ、ポジショナやスイッチ等の弁付属品、スチームトラップ、ストレーナ 等 | ・摩耗、き裂、内通等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| フィルタ類 | ・シール材（0リング 等）<br>・消耗品類（ろ材、ビニールバック 等） | ・差圧上昇、除去効率の低下、線量率上昇 | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 差圧確認<br>(3) 据付・外観検査 |
| 放射線管理用機器類 | ・シール材（パッキン 等） | ・シール材の劣化による接続部からの微小な漏えい | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 漏えい検査<br>(3) 据付・外観検査<br>(4) 作動確認検査 |
| | ・消耗品類（ヒューズ、ランプ、ケーブル、ホース、継手、リレー、タイマー、スイッチ、ファン、コネクタ、ブザー、スピーカ 等） | ・球切れ、き裂、異音の発生、接触不良等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| | ・回転機器構成部品（ベルト、ファン、軸、軸受、ポンプ用ブレード、フィルタ、圧力計等の機器付属品 等） | ・摩耗、き裂、異音、振動、緩み、温度上昇、指示不良等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| | ・検出器、計測モジュール、基板、センサ、計器類（記録計 等）、電磁弁、シーケンサ、表示モニタ、サンプラ、ドライポンプ 等 | ・計数不良、警報作動不良、制御不良、表示不良等、及びこれらに起因する性能の低下 | |

Ⅲ － 表 － 1

第Ⅲ－１－(1)表　設備等の性能の維持のための部品交換等（第115条関係）(2/2)

| 対象機器 | 対象部品等[*1] | 経年変化により想定される事象等 | 検査項目[*2] |
|---|---|---|---|
| 電気機器類 | ・シール材（パッキン 等） | ・シール材の劣化による接続部からの微小な漏えい | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 漏えい検査<br>(3) 据付・外観検査<br>(4) 作動確認検査 |
| | ・基板、遮断器、計器類（電圧計、周波数計、変換器 等）、インバータ、電磁接触器、表示器、トランス、照明器具、マニュアルバイパススイッチ、保護継電器 等<br>・消耗品類（リレー、タイマー、ヒューズ、ランプ、バッテリ、触媒栓 等） | ・制御不良、表示不良、出力不良、球切れ等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| 防消火機器類[*3] | ・感知器、基板、誘導灯、消火器、消防ホース、炭酸ガスボンベ 等<br>・消耗品類（ランプ、バッテリ 等） | ・制御不良、球切れ等、及びこれらに起因する性能の低下 | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 据付・外観検査<br>(3) 作動確認検査 |
| グローブボックス類 | ・シール材（0リング 等） | ・シール材の劣化による接続部からの微小な漏えい | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 漏えい検査<br>(3) 据付・外観検査<br>(4) 負圧・差圧検査 |
| | ・消耗品類（フィルタ 等）<br>・グローブ、ビニールバック、グローブポート、ポート押さえ、ニードル、トング、ブーツ、リング、温度計、差圧計、スイッチ 等 | ・圧力上昇、き裂等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| 建家・構築物類 | ・シール材（パッキン 等） | ・シール材の劣化による接続部からの微小な漏えい | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 据付・外観検査 |
| | ・建家及び構築物の構成部品（ドアノブ、クローザー、防水シート 等）<br>・航空障害灯[*3] 等<br>・浮標構成部品[*3]（バッテリ、係留具 等） | ・摩耗、き裂、球切れ等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| 計測制御機器、監視・通信機器類 | ・シール材（パッキン、0リング、ガスケット 等） | ・シール材の劣化による接続部からの微小な漏えい | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 漏えい検査<br>(3) 据付・外観検査<br>(4) 作動確認検査 |
| | ・消耗品類（リレー、タイマー、コネクタ、ケーブル、バッテリ、ヒューズ、ランプ 等）<br>・カメラ、モニタ 等<br>・計器類（圧力計、温度計、流量計、差圧計、記録計、指示計、調節計、積算計、変換器 等）、基板、センサ、スイッチ、加湿器、ブザー、ファン、シーケンサ 等 | ・制御不良、表示不良、出力不良、球切れ等、及びこれらに起因する性能の低下 | |
| 発電機類 | ・シール材（パッキン、ガスケット 等）<br>・消耗品類（フィルタ 等） | ・シール材の劣化による接続部からの微小な漏えい、フィルタの詰まり等、及びこれらに起因する性能の低下 | (1) 交換品の仕様確認<br>(2) 漏えい検査<br>(3) 据付・外観検査 |
| ボイラ類[*3] | ・シール材（パッキン、ガスケット 等）<br>・耐火材 等 | ・シール材の劣化による接続部からの微小な漏えい、耐火材のはく離等、及びこれらに起因する性能の低下 | (1) 交換部品の仕様確認<br>(2) 漏えい検査<br>(3) 据付・外観検査 |

＊1：「対象部品等」欄に記載する部品等の交換であっても以下のいずれかに該当する部品等は除くものとする。
以下の①から③に該当するか否かの考え方については、第Ⅰ－1－(1)表に示す第115条に基づき定める文書による。

① 安全機能に影響する故障により交換するもの
② 経年変化により想定される事象等でないもの
③ 定期的に交換（又は点検）することを保守に係る要領書に定めていないもの

要領書に定めて交換できる部品等は、以下の判断基準のいずれにも該当する部品等とし、判断内容については、品質保証課長の確認を受け、品質保証課長は、確認結果を技術部長へ報告する。

【系統上の判断基準】

イ）設計時点で定期的な点検に伴い交換することが想定されているもの（設計及び工事の計画の認可に係る申請書に交換することを前提に記載している部品又は交換に伴い溶接等の工事を必要としない部品等）

ロ）交換作業において安全機能に影響を及ぼさないもの（部品を取り外した場合においても、当該系統の安全機能を維持しながら交換できる部品等）

【単体部品の判断基準】

交換できる部品等は、当該部品に求められる機能に変更がなく、交換前の部品等と同性能であるもの（日本産業規格、一般市販品の規格等により同等の性能であることを確認できる部品（汎用品））

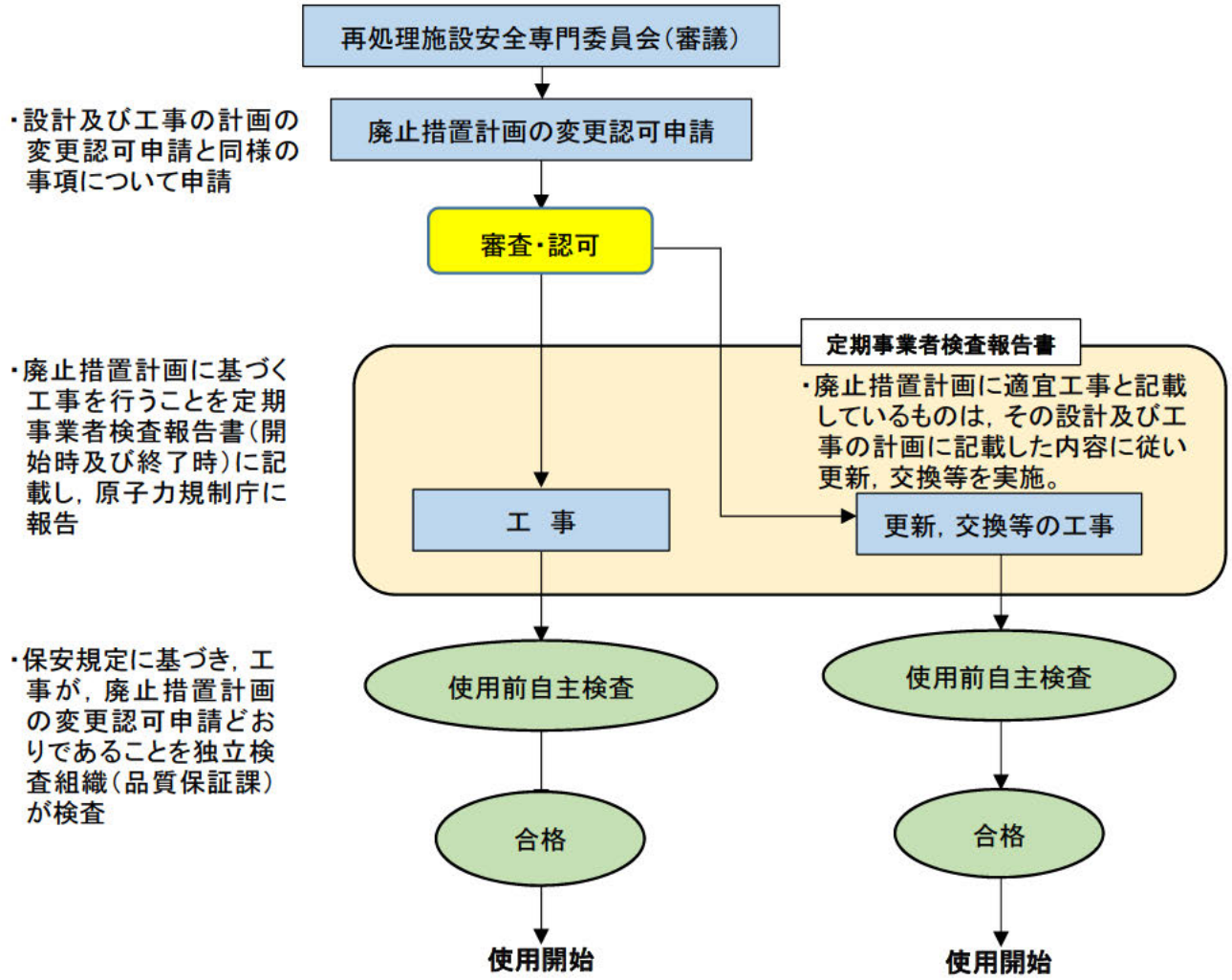
ただし、機能の変更を伴わない場合であっても、当該部品の性能が安全機能に影響する可能性があるもの（閉じ込め機能上必要な排風機の電動機及び逆止ダンパ、保安電源機能上必要な無停電電源装置のインバータ等）及び後継機であっても安全機能に影響する変更（重量増により耐震評価に影響する場合等）が確認された場合は、交換の対象外とする。

＊２：交換部品等に応じて必要な検査を実施する。なお、実施困難な場合は、適切な代替検査を実施する。

＊３：「消防法」、「労働安全衛生法」、「高圧ガス保安法」、「航空法」又は「航路標識法」に基づく点検に伴う交換部品

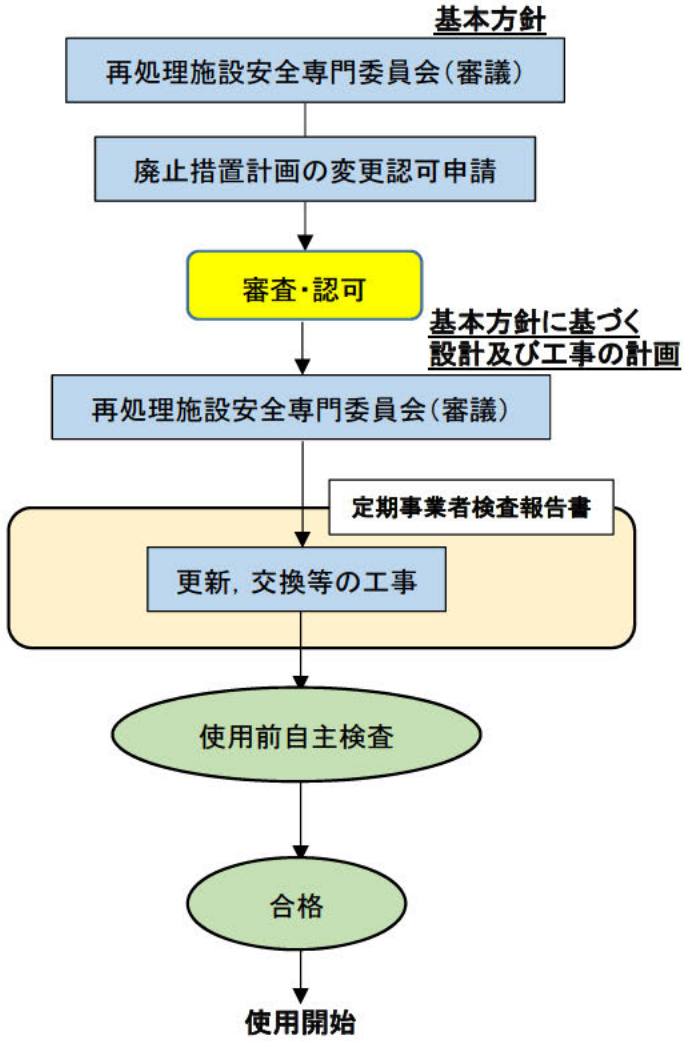
## 再処理施設の工事(新設・改造等)の現状

＊更新，交換等についても同様




## 今後の対応(案)

・廃止措置計画に基本方針を明記(変更認可申請)し，その方針に従い更新，交換等の設計及び工事を計画し実施。




## 更新・交換等の工事管理

設備及び機器の更新・交換等の具体例

| No. | 項　目 | 対象施設 | 更新・交換等の概要 | 更新・交換等の方針等 | 検査 | 備考 | | 設計及び工事の品質の確保について |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | 送排風機の電動機の更新 | 全施設 | 現在，廃止措置計画において適宜交換できる対象*としている施設の排風機の電動機以外の送風機及び排風機(グリーン系，アンバー系，槽類系)の電動機に異常な兆候が確認された場合等に適時交換する。 | ・仕様が同等以上であることが，交換前に確認できものを対象とし，廃止措置計画において適時交換できるとしている対象*と同様の方法の工事及び検査を実施する。<br>・型式変更等により，耐震性への影響が考えられる場合は，既設と同じクラスの耐震性を有することを確認する。 | ①仕様確認<br>②絶縁抵抗検査<br>③据付・外観検査<br>④作動試験(1)<br>（作動確認）<br>⑤作動試験(2)<br>（回転数測定）<br>⑥作動試験(3)<br>（負圧測定） | ＊MP 等のセル系排風機，MP のアンバー系排風機(廃止措置計画:別冊 1-11) | 送排風機 | ・性能維持施設，重要な安全機能に該当するものが含まれる。<br>・型式変更等により，耐震性への影響が考えられる場合は，既設と同じクラスの耐震性を有することを確認する。<br>・系統は異なるが過去に廃止措置計画の認可を受けている電動機と類似する機器であり，同様の方法の工事，検査を行うことにより，設計及び工事の品質を確保する。 |
| 2 | インセルクーラの電動機ユニットの交換 | TVF | 固化セルのインセルクーラのファンの構成品である電動機ユニットを既設と同一仕様の電動機ユニットに異常な兆候が確認された場合等に適時交換する。 | ・仕様が同等以上であることが，交換前に確認できるものを対象とし，過去に廃止措置計画と同様の方法の工事及び検査を実施する。 | ①仕様確認<br>②材料確認検査<br>③絶縁抵抗検査<br>④重量検査<br>⑤据付・外観検査<br>⑥作動試験(1)<br>（回転数測定）<br>⑦作動試験(2)<br>（作動確認） | (廃止措置計画:別冊 1-4) | インセルクーラ | ・重要な安全機能に該当する。<br>・過去に廃止措置計画の認可を受けている電動機ユニットと同様の方法の工事，検査を行うことにより，設計及び工事の品質を確保する。 |
| 3 | ポンプ | 全施設 | ポンプについて，異常な兆候が確認された場合等に適時交換する。 | ・仕様が同等以上であることが，交換前に確認できるものを対象とし，既往の設工認と同様の方法の工事及び検査を実施する。<br>・型式変更等により，耐震性への影響が考えられる場合は，既設と同じクラスの耐震性を有することを確認する。 | 既往の設工認と同様の検査 | 既往の設工認 | ポンプ | ・性能維持施設，重要な安全機能に該当するものが含まれる。<br>・型式変更等により，耐震性への影響が考えられる場合は，既設と同じクラスの耐震性を有することを確認する。<br>・過去に認可を受けている既往の設工認と同様の方法の工事，検査を行うことにより，設計及び工事の品質を確保する。 |

**設備及び機器の更新・交換等の具体例**

| No. | 項　目 | 対象施設 | 更新・交換等の概要 | 更新・交換等の方針等 | 検査 | 備考 | | 設計及び工事の品質の確保について |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 4 | ユーティリティ配管類の更新 | 全施設 | ユーティリティ配管及び配管付属品について，予防保全や事後保全のため，同等以上の仕様の配管等に更新する。 | ・仕様が同等以上であることが交換前に規格等で確認できるものを対象とし，既往の設工認と同様の方法の工事及び検査を実施する。<br>・材質変更等により，耐震性への影響が考えられる場合は，既設と同じクラスの耐震性を有することを確認する。 | 既往の設工認と同様の検査 | 既往の設工認 | 配管 | ・性能維持施設，重要な安全機能に関連するものが含まれる。<br>・材質変更等により，耐震性への影響が考えられる場合は，既設と同じクラスの耐震性を有することを確認する。<br>・過去に認可を受けている既往の設工認と同様の方法の工事，検査を行うことにより，設計及び工事の品質を確保する。 |
| 5 | ユーティリティ配管の補修 | 全施設 | ユーティリティ配管について，適時補修を行う。 | 日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格」に規定された補修方法に従って補修できるものを対象とし，同規格に規定された方法の工事及び検査を実施する。 | 同規格に規定された検査 | 日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格」 | 配管 | ・性能維持施設，重要な安全機能に関連するものが含まれる。<br>・一般的な方法による工事，検査を行うことにより，設計及び工事の品質を確保する。 |
| 6 | 制御盤の更新 | 全施設 | 高経年化を踏まえ,制御盤を更新する。 | ・仕様が同等以上であることが交換前に規格等で確認できるものを対象とし，既往の設工認と同様の方法の工事及び検査を実施する。<br>・盤内の機器の変更等により，耐震性への影響が考えられる場合は，既設と同じクラスの耐震性を有することを確認する。 | 既往の設工認と同様の検査 | 既往の設工認 | 制御盤 | ・性能維持施設，重要な安全機能に該当するものが含まれる。<br>・盤内の機器の変更により，耐震性への影響が考えられる場合は，既設と同じクラスの耐震性を有することを確認する。<br>・過去に認可を受けている既往の設工認と同様の方法の工事，検査を行うことにより，設計及び工事の品質を確保する。 |

| 使用済燃料の再処理の事業に関する規則<br>（令和２年４月１日　施行版） | 核燃料サイクル工学研究所（再処理施設）の<br>廃止措置計画の認可の審査に関する考え方<br>（令和２年４月１日　改訂版） | 「試験研究用等原子炉施設及び核燃料施設に係る設計及び工事の計画の認可の審査並びに使用前確認等の進め方について<br>（令和２年９月30日規制委員会資料） |
|---|---|---|
| **（廃止措置計画の変更の認可の申請）**<br>第十九条の六　法第五十条の五第三項において読み替えて準用する法第十二条の六第三項の認可を受けようとする者は、次の各号に掲げる事項を記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。<br>（以下略）<br><br>**（廃止措置計画に係る軽微な変更）**<br>第十九条の七　法第五十条の五第三項において準用する法第十二条の六第三項ただし書に規定する原子力規制委員会規則で定める軽微な変更は、廃止措置の実施に伴う災害の防止上支障のない変更とする。<br>２　法第五十条の五第二項の規定により認可を受けた者は、前項の変更をしたときは、その変更の日から三十日以内に、その旨を原子力規制委員会に届け出なければならない。 | **第４　基本的考え方**<br>**２　廃止措置を実施する上で必要な施設の改造等について**<br>廃止措置を実施する上で施設の改造又は設置（以下「改造等」という。）が必要となった場合は、①事業の変更の許可の申請並びに設計及び工事の方法並びに溶接の方法の認可の申請において必要とされる事項と同様の事項が廃止措置計画に定められ、②その内容が再処理施設の現況や再処理維持基準規則等に照らして適切と認められるのであれば、認可を受けた廃止措置計画に定めるところにより当該改造等を行うことを認める。<br><br>**使用済燃料の再処理の事業に関する規則**<br>**（設計及び工事の計画の認可を要しない工事等）**<br>第一条の五　法第四十五条第一項の原子力規制委員会規則で定める工事は、変更の工事であつて、次条第一項第三号に掲げる事項の変更を伴う工事以外の工事とする。<br>２　法第四十五条第二項ただし書の原子力規制委員会規則で定める軽微な変更は、設備又は機器の配置の変更であつて、当該機器の相互の間隔を法第四十四条第一項の指定又は法第四十四条の四第一項の許可を受けたところによる核的制限値である間隔より小さくしないものその他再処理施設の保全上支障のない変更とする。<br>（以下略）<br><br>**（設計及び工事の計画の認可の申請）**<br>第二条　法第四十五条第一項の規定により、再処理施設に関する設計及び工事の計画について認可を受けようとする者は、次の各号に掲げる事項を記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。<br>（略）<br>三　次の区分による再処理施設に関する設計及び工事の方法（再処理施設の変更の場合にあつては、当該変更に係るものに限る。）<br>イ　使用済燃料の受入施設及び貯蔵施設<br>ロ　再処理設備本体（略）<br>ハ　製品貯蔵施設<br>ニ　計測制御系統施設<br>ホ　放射性廃棄物の廃棄施設<br>ヘ　放射線管理施設<br>ト　その他再処理設備の附属施設<br>四　工事工程表<br>（以下略）<br><br>**第５　申請書に記載する廃止措置計画に定めるべき事項に対する審査**<br>**６　性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能、その性能を維持すべき期間並びに再処理維持基準規則の第２章及び第３章に定めるところにより難い特別の事情がある場合はその内容**<br>③ 性能維持施設の改造等を行う場合は、設計、工事、当該工事の管理及び試験・検査の方法に関すること（当該工事において溶接を行う場合は、溶接の設計、施工管理及び試験・検査の方法に関することを含む。）が定められていること。<br>⑤ 性能維持施設の保守管理その他の事項について保安規定において具体的な対応等を定める場合は、その旨が記載されていること。 | **別紙１　試験研究用等原子炉施設及び核燃料施設に係る設計及び工事の計画の認可申請の審査並びに使用前確認等の進め方について**<br><br>**３．設工認の審査の進め方について**<br>**（１）設工認申請において明確化すべき主要な事項**<br>（略）<br>**（２）設工認申請に係る審査の基本方針**<br>更新や交換等の基本方針について、設工認の審査及びその後の使用前確認等（事業者の品質管理の方法を含む）で確認できたものについては、今後、その基本方針に沿った更新や交換等に限って、設工認申請を必要としない等の対応を行うことができるものとする。<br><br>**（３）廃止措置中の試験研究炉及び核燃料施設の改造工事について**<br>○　東海再処理施設など、廃止措置中の試験研究炉及び核燃料施設の改造工事に際して設工認申請は不要であるが、当該工事については廃止措置計画変更認可において審査を行っているため、本審査においても、必要に応じ上記（１）及び（２）の方針を準用することとする。 |

東海再処理施設の安全対策に係る面談スケジュール(案)

令和3年11月25日
再処理廃止措置技術開発センター

| 面談項目<br>(下線:次回変更審査案件) | | | 10月 | | | | | 11月 | | | | 12月 | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | ～1日 | ～8日 | ～15日 | ～22日 | ～29日 | ～5日 | ～12日 | ～19日 | ～26日 | ～3日 | ～10日 | ～17日 | ～24日 | ～28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 | | | 必要に応じて適宜説明 | | | | | | | | | | | |
| 安全対策 | 事故対処 | ○事故対処設備の保管場所の整備<br>○PCDF斜面補強 | | | | | | | | | | | | | | |
| 安全対策 | 内部火災 | ○代替措置の有効性<br>○HAW及びTVF内部火災対策工事 | | | | | | | | | | | | | | |
| 安全対策 | 溢水 | ○HAW及びTVF溢水対策工事 | | | | | | ▼4 | | | | | | | | |
| 安全対策 | その他/工事進捗 | ○安全対策工事の進捗 | ▼30 | ◆4 | | | | | | | | | | | | |
| 安全対策 | 保安規定変更 | | ▼30 | ◆4 | | | | | | | ▽25 | ◇2 | | | | |
| 当面の工程の見直しについて | | | | | | | | ▼4 | | ▼18 | ▽25 | ◇2 | | | | |
| LWTFの計画変更<br>セメント固化設備及び硝酸根分解設備の設置 | | ○LWTF運転に向けたスケジュール<br>○実証規模プラント試験の試験計画について<br>○LWTFに係る安全対策の基本方針について | | | | | | | | ▼18 | ▽25 | ◇2 | | | | |
| 工程洗浄 | | | ▼30 | ◆4 | ▼13 | | | ▼4 | ▼9 | ▼18 | ▽25 | ◇2 | ▽8 | | | |
| 設備更新・補修等の考え方について | | | | | | | | | | ▼18 | ▽25 | ◇2 | ▽8 | | | |
| その他 | | ○TVF保管能力増強に係る一部補正<br>○その他の設工認・報告事項 | | | ▼13 | | | ▼4 | | | | | | | | |
| **廃止措置の状況** | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ガラス固化処理の進捗状況 | 進捗状況は適宜報告 | | ▼30 | ◆4 | ▼13 | | | ▼4 | ▼9 | ▼18 | ▽25 | ◇2 | | | | |

▽:面談 ◇:監視チーム会合