

東海再処理施設の廃止措置計画変更認可申請対応等について

令和4年1月13日
再処理廃止措置技術開発センター

○令和4年1月13日 面談の論点

- TVFの運転状況等について
- 工程洗浄の方法について【資料1】
- 廃止措置計画の変更(工程洗浄及び安全対策)に伴う保安規定の変更について【資料2】
- その他

以上

工程洗浄の方法について

【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（HAW）に回収可能核燃料物質を集約しても、高放射性廃液に係る事故対処の有効性や製造するガラス固化体の仕様に影響はない。

令和4年1月13日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

目次

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書（変更前後比較表）

四．廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法

九．使用済燃料，核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物又はこれらによって汚染された物の廃棄

十．廃止措置の工程

十二．回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す方法及び時期

添付書類一 既に回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出していることを明らかにする資料

添付書類十 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す工程に関する説明書

添十別紙 1 回収可能核燃料物質の取出し方法

添十別紙 2 工程洗浄終了の判断基準等について

添十別紙 3 長期停止による想定不具合及び点検項目について

添十別紙 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組について

添十別紙 5 工程洗浄時の施設の安全性

添十別紙 5-1 工程洗浄により回収可能核燃料物質を取り出す送液経路の安全性について

添十別紙 5-1-1 低濃度のプルトニウム溶液の取出しに係る臨界安全性

添十別紙 5-1-2 低濃度のプルトニウム溶液をスチームジェットで送液した場合のプルトニウムポリマー生成について

添十別紙 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

添十別紙 5-3 漏えいに対する安全性

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

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

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濃度到達時間について

添十別紙 6 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽への影響


添十別紙 7 ガラス固化体への影響評価

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書

変更前後比較表

<p>変更前</p> <p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変更後</p>	<p>変更理由</p>
<p>一. 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名 (省略)</p> <p>二. 廃止措置に係る工場又は事業所の名称及び所在地 (省略)</p> <p>三. 廃止措置対象施設及びその敷地 (省略)</p> <p>四. 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法</p> <p>1 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設 (省略)</p> <p>2 廃止措置の基本方針</p> <p>2.1 廃止措置の進め方 (省略)</p> <p>2.2 関係法令等の遵守 (省略)</p> <p>2.3 放射線管理に関する方針</p> <p>放射線業務従事者及び周辺公衆の被ばくが線量告示に定められている線量限度を超えないことはもとより、合理的に達成可能な限り低減するように、適切な除染方法、機器解体工法及び機器解体手順を策定する。</p> <p>放射線業務従事者の被ばく低減のために、汚染された機器は、必要に応じて系統除染を実施する。機器解体に当たり、放射線レベルの高い区域で作業を行う場合は、遠隔操作装置、遮蔽を用いるとともに、汚染拡大防止措置等を施す。</p> <p>周辺公衆の被ばくを低減させるため、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は、再処理事業指定申請書の記載の方法に従って適切に処理を行って放出管理し、平常時における周辺公衆の被ばく線量の評価結果が、再処理事業指定申請書に記載の値を超えないようにする。</p> <p>廃止措置段階における放射性廃棄物の放出管理に当たっては、放射性物質に起因する被ばく線量を低くするための措置を合理的に、かつ、可能な限り講ずる観点から、放出の基準（廃止措置計画に定める1年間の最大放出量等）を定め、廃止措置の進捗に応じて、適宜、これを見直す。放出の基準は、まずは工程洗浄が終了した段階に定め、廃止措置計画の変更を行う。</p> <p>一方、放出の基準を定める間の当面の放出管理として、クリプトン-85、トリ</p>	<p>一. 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名 (変更なし)</p> <p>二. 廃止措置に係る工場又は事業所の名称及び所在地 (変更なし)</p> <p>三. 廃止措置対象施設及びその敷地 (変更なし)</p> <p>四. 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法</p> <p>1 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設 (変更なし)</p> <p>2 廃止措置の基本方針</p> <p>2.1 廃止措置の進め方 (変更なし)</p> <p>2.2 関係法令等の遵守 (変更なし)</p> <p>2.3 放射線管理に関する方針</p> <p>放射線業務従事者及び周辺公衆の被ばくが線量告示に定められている線量限度を超えないことはもとより、合理的に達成可能な限り低減するように、適切な除染方法、機器解体工法及び機器解体手順を策定する。</p> <p>放射線業務従事者の被ばく低減のために、汚染された機器は、必要に応じて系統除染を実施する。機器解体に当たり、放射線レベルの高い区域で作業を行う場合は、遠隔操作装置、遮蔽を用いるとともに、汚染拡大防止措置等を施す。</p> <p>周辺公衆の被ばくを低減させるため、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は、再処理事業指定申請書の記載の方法に従って適切に処理を行って放出管理し、平常時における周辺公衆の被ばく線量の評価結果が、再処理事業指定申請書に記載の値を超えないようにする。</p> <p>廃止措置段階における放射性廃棄物の放出管理に当たっては、放射性物質に起因する被ばく線量を低くするための措置を合理的に、かつ、可能な限り講ずる観点から、放出の基準（廃止措置計画に定める1年間の最大放出量等）を定め、廃止措置の進捗に応じて、適宜、これを見直す。放出の基準は、まずは工程洗浄が終了した段階に定め、廃止措置計画の変更を行う。</p> <p>一方、放出の基準を定める間の当面の放出管理として、クリプトン-85、トリ</p>	

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

変更箇所を _____ 又は  で示す。


変 更 前	変 更 後	変更理由
<p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p> <p>チウムについては、これまでの放出実績等から表4-1, 表4-2 に示す放出管理目標値を定め、これを再処理施設保安規定にて管理する。また、<u>工程洗浄に係る廃止措置計画の変更時においても工程洗浄に伴う放出管理目標値を定め、これを再処理施設保安規定にて管理する。</u></p> <p>放射線管理及び被ばく評価については、「添付書類三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書」に示す。</p> <p>2.4 放射性廃棄物に関する方針 (省略)</p> <p>2.5 施設・設備の維持管理に関する方針 (省略)</p> <p>2.6 安全対策に関する方針 (省略)</p> <p>2.7 技術開発に関する方針 (省略)</p> <p>3 廃止措置の実施区分 (省略)</p> <p>4 リスク低減の取組 (省略)</p> <p>5 使用しない設備の措置 (省略)</p> <p>五. 性能維持施設 (省略)</p> <p>六. 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技術基準規則第二章及び第三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 (省略)</p> <p>七. 使用済燃料、核燃料物質及び使用済燃料から分離された物の管理及び譲渡しの方法 (省略)</p>	<p>チウムについては、これまでの放出実績等から表4-1, 表4-2 に示す放出管理目標値を定め、これを再処理施設保安規定にて管理する。また、<u>工程洗浄での放出管理についても、上記放出管理目標値を遵守する。</u></p> <p>放射線管理及び被ばく評価については、「添付書類三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書」に示す。</p> <p>2.4 放射性廃棄物に関する方針 (変更なし)</p> <p>2.5 施設・設備の維持管理に関する方針 (変更なし)</p> <p>2.6 安全対策に関する方針 (変更なし)</p> <p>2.7 技術開発に関する方針 (変更なし)</p> <p>3 廃止措置の実施区分 (変更なし)</p> <p>4 リスク低減の取組 (変更なし)</p> <p>5 使用しない設備の措置 (変更なし)</p> <p>五. 性能維持施設 (変更なし)</p> <p>六. 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技術基準規則第二章及び第三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 (変更なし)</p> <p>七. 使用済燃料、核燃料物質及び使用済燃料から分離された物の管理及び譲渡しの方法 (変更なし)</p>	<p>工程洗浄の方法の具体化に伴う見直し</p>

<p>変更前</p> <p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変更後</p>	<p>変更理由</p>
<p>八. 使用済燃料又は核燃料物質による汚染の除去 (省略)</p> <p>九. 使用済燃料, 核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物又はこれらによって汚染された物の廃棄</p> <p>1 使用済燃料, 核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物またはこれらによって汚染された物の存在場所ごとの種類及び数量 (省略)</p> <p>2 放射性廃棄物の種類と処理・処分の考え方 (省略)</p> <p>2.1 放射性気体廃棄物 (省略)</p> <p>2.2 放射性液体廃棄物</p> <p>放射性液体廃棄物のうち, 高放射性廃液は, 高放射性廃液蒸発缶により蒸発濃縮し, 必要に応じて組成調整や濃縮を行ったのち, 熔融炉へ送り, ガラス原料とともに熔融し, ガラス固化体容器に注入し固化する。</p> <p>中放射性廃液は, 酸回収蒸発缶または中放射性廃液蒸発缶に供給し蒸発濃縮する。濃縮液は高放射性廃液として熔融炉へ送り, ガラス固化する。凝縮液は, 低放射性廃液として処理する</p> <p>低放射性廃液は, 放射能レベルの区分や性状に応じて蒸発処理, 中和処理及び油分除去等を行い, 海中放出設備の放出管を通じて海中に放出する。放出に当たっては, 放射性液体廃棄物の放出量が再処理施設保安規定の値を超えないように管理する。一方, 蒸発処理に伴い蒸発濃縮した低放射性濃縮廃液については, 今後整備する低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)でセメント固化し放射性廃棄物の貯蔵施設に貯蔵する。廃溶媒については, TBP とドデカンに分離し, TBP については, エポキシ樹脂等を加えプラスチック固化体にし, 放射性廃棄物の貯蔵施設に貯蔵する。ドデカンは主に焼却処理する。放射性液体廃棄物の処理及び管理に係る必要な措置については, 再処理施設保安規定の「放射性液体廃棄物等の管理」に定め, その管理の中で計画, 実施, 評価及び改善を行う。なお, 廃止措置の進捗に応じて, 適宜, 放射性液体廃棄物の処理及び管理について, 再処理施設保安規定を見直す。</p> <p>再処理施設の放射性液体廃棄物の処理フローを図9-3に示す。</p>	<p>八. 使用済燃料又は核燃料物質による汚染の除去 (変更なし)</p> <p>九. 使用済燃料, 核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物又はこれらによって汚染された物の廃棄</p> <p>1 使用済燃料, 核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物またはこれらによって汚染された物の存在場所ごとの種類及び数量 (変更なし)</p> <p>2 放射性廃棄物の種類と処理・処分の考え方 (変更なし)</p> <p>2.1 放射性気体廃棄物 (変更なし)</p> <p>2.2 放射性液体廃棄物</p> <p>放射性液体廃棄物のうち, 高放射性廃液は, 高放射性廃液蒸発缶により蒸発濃縮し, 必要に応じて組成調整や濃縮を行ったのち, 熔融炉へ送り, ガラス原料とともに熔融し, ガラス固化体容器に注入し固化する。</p> <p>中放射性廃液は, 酸回収蒸発缶または中放射性廃液蒸発缶に供給し蒸発濃縮する。濃縮液は高放射性廃液として熔融炉へ送り, ガラス固化する。凝縮液は, 低放射性廃液として処理する</p> <p>低放射性廃液は, 放射能レベルの区分や性状に応じて蒸発処理, 中和処理及び油分除去等を行い, 海中放出設備の放出管を通じて海中に放出する。放出に当たっては, 放射性液体廃棄物の放出量が再処理施設保安規定の値を超えないように管理する。一方, 蒸発処理に伴い蒸発濃縮した低放射性濃縮廃液については, 今後整備する低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)でセメント固化し放射性廃棄物の貯蔵施設に貯蔵する。廃溶媒については, TBP とドデカンに分離し, TBP については, エポキシ樹脂等を加えプラスチック固化体にし, 放射性廃棄物の貯蔵施設に貯蔵する。ドデカンは主に焼却処理する。放射性液体廃棄物の処理及び管理に係る必要な措置については, 再処理施設保安規定の「放射性液体廃棄物等の管理」に定め, その管理の中で計画, 実施, 評価及び改善を行う。なお, 廃止措置の進捗に応じて, 適宜, 放射性液体廃棄物の処理及び管理について, 再処理施設保安規定を見直す。</p> <p>再処理施設の放射性液体廃棄物の処理フローを図9-3に示す。</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p> <p>2.3 放射性固体廃棄物 (省略)</p> <p>3 既存施設(低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)を含む。)における処理と貯蔵 (省略)</p> <p>3.1 高レベル放射性廃棄物 分離施設の分離第1抽出器からの水相、溶媒回収系の第1溶媒洗浄器からの高放射性の溶媒洗浄廃液、酸回収系の酸回収蒸発缶の濃縮液からの高放射性廃液は、高放射性廃液蒸発缶により蒸発濃縮したのち、分離精製工場(MP)及び高放射性廃液貯蔵場(HAW)に貯蔵する。</p> <p>貯蔵した高放射性廃液は、ガラス固化技術開発施設(TVF)にて必要に応じて組成調整や濃縮を行ったのち、熔融炉へ送り、ガラス原料とともに熔融し、ガラス固化体容器に注入してガラス固化する。ガラス固化体は搬出するまで同施設及び今後必要な時期に建設する保管施設に保管する。</p> <p>ガラス固化技術開発施設(TVF)に係る工程等については、「十. 廃止措置の工程」、「十三. 特定廃液の固型化その他の処理を行う方法及び時期」及び「添付書類十一 特定廃液の固型化その他の処理の工程に関する説明書」に示す。</p> <p>3.2 低レベル放射性廃棄物 (省略)</p>	<p><u>工程洗浄により再処理設備本体等から取り出して高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽に送液する使用済燃料せん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液、その他の核燃料物質(工程内の洗浄液等)及びその送液経路の機器に残存する核燃料物質を押し出した洗浄液(以下「押し出し洗浄液」という。)については、高放射性廃液蒸発缶による蒸発濃縮を行わない。</u></p> <p>2.3 放射性固体廃棄物 (変更なし)</p> <p>3 既存施設(低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)を含む。)における処理と貯蔵 (変更なし)</p> <p>3.1 高レベル放射性廃棄物 分離施設の分離第1抽出器からの水相、溶媒回収系の第1溶媒洗浄器からの高放射性の溶媒洗浄廃液、酸回収系の酸回収蒸発缶の濃縮液からの高放射性廃液は、高放射性廃液蒸発缶により蒸発濃縮したのち、分離精製工場(MP)及び高放射性廃液貯蔵場(HAW)に貯蔵する。</p> <p><u>工程洗浄により再処理設備本体等から取り出す使用済燃料せん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液、その他の核燃料物質(工程内の洗浄液等)及び押し出し洗浄液は、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽へ送り、貯蔵する。なお、その他の核燃料物質(工程内の洗浄液等)及び押し出し洗浄液のうち、低放射性廃液として取り扱えるものは、廃棄物処理場(AAF)へ送り、処理する。</u></p> <p>貯蔵した高放射性廃液は、ガラス固化技術開発施設(TVF)にて必要に応じて組成調整や濃縮を行ったのち、熔融炉へ送り、ガラス原料とともに熔融し、ガラス固化体容器に注入してガラス固化する。ガラス固化体は搬出するまで同施設及び今後必要な時期に建設する保管施設に保管する。</p> <p>ガラス固化技術開発施設(TVF)に係る工程等については、「十. 廃止措置の工程」、「十三. 特定廃液の固型化その他の処理を行う方法及び時期」及び「添付書類十一 特定廃液の固型化その他の処理の工程に関する説明書」に示す。</p> <p>3.2 低レベル放射性廃棄物 (変更なし)</p>	<p>実施内容の追加</p> <p>実施内容の追加</p>

変 更 前	変 更 後	変更理由
<p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p> <p>4 新規施設における減容処理及び廃棄体化処理 (省略)</p> <p>5 処分に向けた取組 (省略)</p> <p>表 9-1～9-3 (省略)</p> <p>図 9-1～9-5 (省略)</p> <p>十. 廃止措置の工程</p> <p>1 廃止の工程の全体像</p> <p>再処理施設の廃止措置は、原子炉等規制法に基づく本廃止措置計画の認可以降、この廃止措置計画に基づき実施する。再処理施設の廃止措置工程を表10-1に示す。</p> <p>リスクの早期低減として、再処理維持基準規則を踏まえた安全対策を実施するとともに、ガラス固化技術開発施設(TVF)におけるガラス固化、高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)の廃棄物の取出し/再貯蔵、低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における低放射性廃液のセメント固化を最優先で実施する。</p> <p>施設に保管・貯蔵している使用済燃料及び核燃料物質は、当面の保管・貯蔵の安全を確保するとともに、搬出先が確保できたものから随時施設外へ搬出する。</p> <p>再処理施設の除染・解体等の廃止措置は、管理区域を有する約30施設について所期の目的が終了した建家ごとに基本的に3段階(第1段階:解体準備期間,第2段階:機器解体期間,第3段階:管理区域解除期間)のステップで進める。</p> <p>分離精製工場(MP),ウラン脱硝施設(DN),プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)及びクリプトン回収技術開発施設(Kr)については、先行して上述の除染・解体等の廃止措置に着手し、第1段階となる工程洗浄の詳細な方法、時期については、平成29年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行ったのち、平成31年度以降に工程洗浄に着手する。</p> <p>今後も継続して放射性廃棄物を取り扱う施設では、廃棄物処理を着実に進め、廃棄物の処理フロー(図9-1参照)等を考慮した上で、所期の目的を完了した施設から順に除染・解体に着手する。</p> <p>そのため、除染・解体に着手する範囲を原則として、高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS),ガラス固化技術開発施設(TVF),高放射性廃液貯蔵場(HAW)等の</p>	<p>4 新規施設における減容処理及び廃棄体化処理 (変更なし)</p> <p>5 処分に向けた取組 (変更なし)</p> <p>表 9-1～9-3 (変更なし)</p> <p>図 9-1～9-5 (変更なし)</p> <p>十. 廃止措置の工程</p> <p>1 廃止の工程の全体像</p> <p>再処理施設の廃止措置は、原子炉等規制法に基づく本廃止措置計画の認可以降、この廃止措置計画に基づき実施する。再処理施設の廃止措置工程を表10-1に示す。</p> <p>リスクの早期低減として、再処理維持基準規則を踏まえた安全対策を実施するとともに、ガラス固化技術開発施設(TVF)におけるガラス固化、高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)の廃棄物の取出し/再貯蔵、低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における低放射性廃液のセメント固化を最優先で実施する。</p> <p>施設に保管・貯蔵している使用済燃料及び核燃料物質は、当面の保管・貯蔵の安全を確保するとともに、搬出先が確保できたものから随時施設外へ搬出する。</p> <p>再処理施設の除染・解体等の廃止措置は、管理区域を有する約30施設について所期の目的が終了した建家ごとに基本的に3段階(第1段階:解体準備期間,第2段階:機器解体期間,第3段階:管理区域解除期間)のステップで進める。</p> <p>分離精製工場(MP),ウラン脱硝施設(DN),プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)及びクリプトン回収技術開発施設(Kr)については、先行して上述の除染・解体等の廃止措置に着手し、第1段階となる工程洗浄の詳細な方法、時期については、「十二.回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す方法及び時期」に示す。</p> <p>今後も継続して放射性廃棄物を取り扱う施設では、廃棄物処理を着実に進め、廃棄物の処理フロー(図9-1参照)等を考慮した上で、所期の目的を完了した施設から順に除染・解体に着手する。</p> <p>そのため、除染・解体に着手する範囲を原則として、高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS),ガラス固化技術開発施設(TVF),高放射性廃液貯蔵場(HAW)等の</p>	<p>スケジュールの見直し</p>


<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>高線量の放射性廃棄物を取り扱う施設から低線量の放射性廃棄物を取り扱う施設へと推移していく計画とする。</p> <p>なお、再処理施設から発生する放射性廃棄物を廃棄体化する高線量廃棄物廃棄体化処理技術開発施設(第2期施設)(HWTF-2)と東海固体廃棄物廃棄体化施設(第2期施設)(TWTF-2)を今後必要な時期に建設し廃棄体化処理を行う。</p> <p>上述のとおり、再処理施設の廃止措置は、施設内に保有する放射性廃棄物の処理を行いつつ所期の目的が終了した建家ごとに段階的に進めることから、最終的に管理区域を有する約30施設の廃止措置(管理区域解除)が全て完了するためには、約70年の期間が必要となる見通しである。</p> <p>2 当面の実施工程 (省略)</p> <p>3 廃止措置の工程の管理 (省略)</p> <p>表 10-1 (省略)</p> <p>表 10-2(1) ～表 10-2(29) (省略)</p> <p>表 10-3 再処理維持基準規則を踏まえた主な安全対策に関する工程 (省略)</p>	<p>高線量の放射性廃棄物を取り扱う施設から低線量の放射性廃棄物を取り扱う施設へと推移していく計画とする。</p> <p>なお、再処理施設から発生する放射性廃棄物を廃棄体化する高線量廃棄物廃棄体化処理技術開発施設(第2期施設)(HWTF-2)と東海固体廃棄物廃棄体化施設(第2期施設)(TWTF-2)を今後必要な時期に建設し廃棄体化処理を行う。</p> <p>上述のとおり、再処理施設の廃止措置は、施設内に保有する放射性廃棄物の処理を行いつつ所期の目的が終了した建家ごとに段階的に進めることから、最終的に管理区域を有する約30施設の廃止措置(管理区域解除)が全て完了するためには、約70年の期間が必要となる見通しである。</p> <p>2 当面の実施工程 (変更なし)</p> <p>3 廃止措置の工程の管理 (変更なし)</p> <p>表 10-1 (変更なし)</p> <p>表 10-2(1) ～表 10-2(29) (変更なし)</p> <p>表 10-3 再処理維持基準規則を踏まえた主な安全対策に関する工程 (変更なし)</p>	

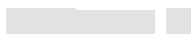

変更箇所を 又は  で示す。

変更前	変更後	変更理由																																																																																																																																																																																																																																																								
<p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>																																																																																																																																																																																																																																																										
<p>表 10-4 工程洗浄に関する工程</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">実施事項</th> <th colspan="2">平成29年度</th> <th colspan="4">H30年度</th> <th colspan="4">H31年度</th> <th colspan="4">H32年度</th> </tr> <tr> <th>第3四半期</th> <th>第4四半期</th> <th>第1四半期</th> <th>第2四半期</th> <th>第3四半期</th> <th>第4四半期</th> <th>第1四半期</th> <th>第2四半期</th> <th>第3四半期</th> <th>第4四半期</th> <th>第1四半期</th> <th>第2四半期</th> <th>第3四半期</th> <th>第4四半期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>洗浄方法、手順の検討</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>安全評価・安全対策の検討</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>安全対策の実施</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>設備の点検・整備</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>教育訓練</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>工程洗浄の実施</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </tbody> </table> <p>本資料は進捗等に応じて適宜見直す。</p>	実施事項	平成29年度		H30年度				H31年度				H32年度				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	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	洗浄方法、手順の検討															安全評価・安全対策の検討															安全対策の実施															設備の点検・整備															教育訓練															工程洗浄の実施															<p>表 10-4 工程洗浄に関する工程</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">実施事項</th> <th colspan="4">R3年度</th> <th colspan="4">R4年度</th> <th colspan="4">R5年度</th> </tr> <tr> <th>第1四半期</th> <th>第2四半期</th> <th>第3四半期</th> <th>第4四半期</th> <th>第1四半期</th> <th>第2四半期</th> <th>第3四半期</th> <th>第4四半期</th> <th>第1四半期</th> <th>第2四半期</th> <th>第3四半期</th> <th>第4四半期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>洗浄方法、手順の検討</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>安全評価、安全対策の検討</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>設備の点検・整備</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>教育訓練</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>工程洗浄の実施</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>(1)使用済燃料せん断粉末</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>(2)低濃度のプルトニウム溶液</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>(3)ウラン溶液、ウラン粉末</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </tbody> </table> <p>本工程は進捗等に応じて適宜見直す。</p>	実施事項	R3年度				R4年度				R5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	洗浄方法、手順の検討													安全評価、安全対策の検討													設備の点検・整備													教育訓練													工程洗浄の実施													(1)使用済燃料せん断粉末													(2)低濃度のプルトニウム溶液													(3)ウラン溶液、ウラン粉末													<p>スケジュールの見直し</p>
実施事項		平成29年度		H30年度				H31年度				H32年度																																																																																																																																																																																																																																														
	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	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期																																																																																																																																																																																																																																												
洗浄方法、手順の検討																																																																																																																																																																																																																																																										
安全評価・安全対策の検討																																																																																																																																																																																																																																																										
安全対策の実施																																																																																																																																																																																																																																																										
設備の点検・整備																																																																																																																																																																																																																																																										
教育訓練																																																																																																																																																																																																																																																										
工程洗浄の実施																																																																																																																																																																																																																																																										
実施事項	R3年度				R4年度				R5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																																																																																																																																																																																																																																														
洗浄方法、手順の検討																																																																																																																																																																																																																																																										
安全評価、安全対策の検討																																																																																																																																																																																																																																																										
設備の点検・整備																																																																																																																																																																																																																																																										
教育訓練																																																																																																																																																																																																																																																										
工程洗浄の実施																																																																																																																																																																																																																																																										
(1)使用済燃料せん断粉末																																																																																																																																																																																																																																																										
(2)低濃度のプルトニウム溶液																																																																																																																																																																																																																																																										
(3)ウラン溶液、ウラン粉末																																																																																																																																																																																																																																																										
<p>表 10-5 ガラス固化処理に関する工程 (省略)</p> <p>十一. 廃止措置に係る品質マネジメントシステム (省略)</p> <p>十二. 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す方法及び時期</p> <p>1 せん断処理施設の操作の停止に関する恒久的な措置 (省略)</p> <p>2 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す方法及び時期 回収可能核燃料物質の存在場所ごとの保有量を表 12-1 に示す。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ため、工程洗浄を実施する。 <u>せん断工程のクリーンアップ作業で収集したせん断粉末の処理及び工程内に残存する核燃料物質を回収することを目的に、一部の工程を作動させ、洗浄を行う。回収したウラン及びプルトニウム溶液については粉末化する。</u></p>	<p>表 10-5 ガラス固化処理に関する工程 (変更なし)</p> <p>十一. 廃止措置に係る品質マネジメントシステム (変更なし)</p> <p>十二. 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す方法及び時期</p> <p>1 せん断処理施設の操作の停止に関する恒久的な措置 (変更なし)</p> <p>2 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す方法及び時期 回収可能核燃料物質の存在場所ごとの保有量を表 12-1 に示す。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ため、工程洗浄を実施する。 <u>回収可能核燃料物質のうち、使用済燃料せん断粉末は濃縮ウラン溶解槽で溶解し、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽に送り貯蔵する。また、低濃度のプルトニウム溶液及びプルトニウム濃縮工程に保有する洗浄液は、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽に送り貯蔵する。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 (3U03) に貯蔵する。</u> <u>また、その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) は、使用済燃料せん断粉末の溶解液又は低濃度のプルトニウム溶液の取出しに合わせて、高放射性廃液</u></p>	<p>回収可能核燃料物質の取出し方法を記載</p>																																																																																																																																																																																																																																																								

<p>変更前</p> <p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変更後</p>	<p>変更理由</p>
<p>工程洗浄は、既に行った「緊急用電源の給電システムの整備」、「全動力電源喪失時の冷却・水素掃気に係る安全対策」に加え、「緊急安全対策設備への被水対策」等の安全対策を行った上で実施する。また、運転を長期停止していたことを配慮し、休止していた設備の点検及び使用する機器の作動確認、整備を実施した後に工程洗浄を開始する。</p> <p>なお、せん断工程のクリーンアップ作業で収集したせん断粉末については、工程洗浄で処理するまでの間、セル内に保管する。</p> <p>工程洗浄は平成31年度から平成32年度に実施する計画であり、詳細な方法、時期については平成29年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</p> <p>工程洗浄の工程等については、「十. 廃止措置の工程」及び「添付書類十 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す工程に関する説明書」に示す。</p>	<p><u>貯蔵場（HAW）に貯蔵するか又は廃棄物処理場（AAF）へ送液する。</u></p> <p><u>回収可能核燃料物質の送液経路の機器に残存する核燃料物質については硝酸又は純水を用いた押し出し洗浄を行う。押し出し洗浄で発生する廃液のうち低放射性廃液として取り扱えるものは、廃棄物処理場（AAF）へ送液し、低放射性廃液として取り扱えないものは、高放射性廃液貯蔵場（HAW）に送り貯蔵する。</u></p> <p><u>なお、工程洗浄は、既存の設備・機器を使用し、設備の新規設置や改造を行うことなく、通常の操作で使用する硝酸や純水を用いることで、既設の安全設計の範囲で実施する。また、運転を長期停止していたことを配慮し、休止していた設備の点検及び使用する機器の作動確認、整備並びに要員の教育及び訓練を実施した後に工程洗浄を開始する。</u></p> <p>せん断工程のクリーンアップ作業で収集した使用済燃料せん断粉末については、工程洗浄で処理するまでの間、セル内に保管する。</p> <p>工程洗浄は令和3年度から令和5年度に実施する。詳細については、「添付書類十 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す工程に関する説明書」に示す。</p>	<p>語句の統一</p> <p>スケジュールの見直し</p>

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

変更箇所を 又は  で示す。


変更前				変更後				変更理由
令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書								
表 12-1 回収可能核燃料物質の存在場所ごとの保有量 平成29年6月30日現在				表 12-1 回収可能核燃料物質の存在場所ごとの保有量 平成29年6月30日現在				
施設	工程名	物質の状態	保有量	施設	工程名	物質の状態	保有量	
分離精製工場 (MP)	せん断	使用済燃料せん断粉末		分離精製工場 (MP)	せん断	使用済燃料せん断粉末		回収可能核燃料物質の定義の見直しに伴う数値の見直し 取扱いを記載 語句の統一 語句の統一
	溶解 清澄・調整	洗浄液			溶解 清澄・調整	洗浄液		
	抽出 (酸回収, リワーク等を含む)	洗浄液			抽出 (酸回収, リワーク等を含む)	洗浄液		
	Pu濃縮	洗浄液			Pu濃縮	洗浄液 ^{※6}		
	Pu製品貯蔵 ^{※3}	プルトニウム溶液			Pu製品貯蔵 ^{※3}	<u>低濃度の</u> プルトニウム溶液		
	U溶液濃縮・試薬調整	ウラン溶液			U溶液濃縮・試薬調整	ウラン溶液		
	U脱硝	ウラン粉末 (貯蔵容器に収納)			U脱硝	ウラン粉末 (三酸化ウラン循環容器に収納)		
ウラン脱硝施設 (DN)	U濃縮・脱硝	ウラン溶液	ウラン脱硝施設 (DN)	U濃縮・脱硝	ウラン溶液			
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	受入・混合 ^{※4}	ウラン溶液	プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	受入・混合 ^{※4}	ウラン溶液			
上記の他, 分析所 (CB) に分析試料等 ( ^{※2}) が存在する。 これらの核燃料物質については, 製品として回収するかまたは放射性廃棄物として取り扱うかについて, 工程洗浄の詳細な方法を定める段階で決定し, 廃止措置計画の変更申請を行う。				上記の他, 分析所 (CB) に分析試料等 ( ^{※2}) が存在する。 これら核燃料物質のうち, 分離精製工場 (MP) の使用済燃料せん断粉末, 低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) は放射性液体廃棄物として取り扱う。分離精製工場 (MP), ウラン脱硝施設 (DN) 及びプルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) のウラン溶液は, 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 (3U03) で保管する。				工程洗浄の方法の具体化に伴う見直し
※1 金属ウラン換算 ※2 金属プルトニウム換算 ※3 施設区分「製品貯蔵施設」 ※4 施設区分「その他再処理設備の附属施設」				※1 金属ウラン換算 ※2 金属プルトニウム換算 ※3 施設区分「製品貯蔵施設」 ※4 施設区分「その他再処理設備の附属施設」 ※5 高放射性廃液として分離した廃液に由来するものは除く。 ※6 低濃度のプルトニウム溶液として扱う。				回収可能核燃料物質の定義の見直し

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

変更箇所を_____又はで示す。


<p>変 更 前</p> <p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p>十三. 特定廃液の固定化その他の処理を行う方法及び時期 (省略)</p>	<p>十三. 特定廃液の固定化その他の処理を行う方法及び時期 (変更なし)</p>	

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

変更箇所を _____ 又は  で示す。

<p>変更前</p> <p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変更後</p>	<p>変更理由</p>
<p>添付書類 一 既に回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出していることを明らかにする資料</p> <p>現在,再処理設備本体には回収可能核燃料物質が残存している。 今後,平成31年度から平成32年度に工程洗浄を実施し,回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出すことから,工程洗浄が終了した後,回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出していることを明らかにする。</p> <p>添付書類 二 (省略)</p> <p>添付書類 三 (省略)</p> <p>添付書類 四 (省略)</p> <p>添付書類 五 (省略)</p> <p>添付書類 六 (省略)</p> <p>添付書類 七 (省略)</p> <p>添付書類 八 (省略)</p> <p>添付書類 九 (省略)</p>	<p>添付書類 一 既に回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出していることを明らかにする資料</p> <p>現在,再処理設備本体には表12-1に示す回収可能核燃料物質が残存しており,工程洗浄を実施し,回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す。工程洗浄の実施時期については,「十二.回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す方法及び時期」に示す。工程洗浄の終了後に回収可能核燃料物質が再処理設備本体から取り出していることを明らかにする。</p> <p>添付書類 二 (変更なし)</p> <p>添付書類 三 (変更なし)</p> <p>添付書類 四 (変更なし)</p> <p>添付書類 五 (変更なし)</p> <p>添付書類 六 (変更なし)</p> <p>添付書類 七 (変更なし)</p> <p>添付書類 八 (変更なし)</p> <p>添付書類 九 (変更なし)</p>	<p>スケジュールの見直し</p>

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

変更箇所を _____ 又は  で示す。

<p>変更前</p> <p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変更後</p>	<p>変更理由</p>
<p>添付書類 十 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す工程に関する説明書</p> <p><u>回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出すため、工程洗浄を実施する。工程洗浄は平成31年度から平成32年度に実施する計画であり、詳細な方法、時期については平成29年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</u></p>	<p>添付書類 十 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す工程に関する説明書</p> <p><u>1. 工程洗浄の基本的考え方</u> 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、<u>工程洗浄によりこれら回収可能核燃料物質の取出しを行う必要がある。このため、長期にわたる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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>工程洗浄において、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は、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。</u></p> <p><u>以上のことから、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し、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。</u></p>	<p>工程洗浄の方法の具体化</p>

<p>変更前</p> <p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変更後</p>	<p>変更理由</p>
	<p><u>2. 工程洗浄の概要</u></p> <p><u>2.1 回収可能核燃料物質の量</u></p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> • <u>せん断機周辺より収集した使用済燃料せん断粉末 (_____ (ウラン, プルトニウム, 核分裂生成物等の混合))</u> • <u>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 (_____)</u> • <u>再処理運転に用いる試薬等のウラン (_____)</u> • <u>その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等)</u> <p><u>2.2 回収可能核燃料物質の取出し方法 (詳細は添付別紙1「回収可能核燃料物質の取出し方法」参照)</u></p> <p>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「工程洗浄による使用済燃料せん断粉末の溶解液, 低濃度のプルトニウム溶液及びウラン溶液の取出しの流れ (概要図)」参照)。</p> <ul style="list-style-type: none"> • <u>使用済燃料せん断粉末は, 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, 現有的高放射性廃液と混ぜてガラス固化体として廃棄する。</u> • <u>低濃度のプルトニウム溶液は, 使用済燃料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, 高放射性廃液と混ぜてガラス固化体として廃棄する。</u> • <u>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 (3U03) で保管する。</u> • <u>その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) は, 使用済核燃料せん断粉末の溶解液又は低濃度のプルトニウム溶液の取出しに合わせて高放射性廃液貯槽に送液する。</u> <p><u>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出し洗浄により, 回収可能核燃料物質を再処理設備本体等から取り出す。</u></p> <p><u>2.3 工程洗浄終了の判断基準 (詳細は添付別紙2「工程洗浄終了の判断基準等について」参照)</u></p> <p><u>核燃料サイクル工学研究所再処理施設では, 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。</u></p> <p><u>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</u></p>	

<p>変更前</p> <p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変更後</p>	<p>変更理由</p>
	<p><u>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。</u></p> <p><u>使用済燃料せん断粉末、低濃度のプルトニウム溶液及びウラン溶液（ウラン粉末を含む。）の取出し作業終了ごとに、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。</u></p> <p><u>工程洗浄による回収可能核燃料物質の取出し前後の核燃料物質量の推定値を表-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」に示す。</u></p> <p><u>2.4 工程洗浄に向けた準備</u></p> <p><u>(1) 体制の整備</u></p> <p><u>工程洗浄は、早期に完了するために高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）の安全性向上対策工事と並行して行うこととし、必要な要員を確保するため、放射エネルギーが多い順に段階的（使用済燃料せん断粉末→低濃度のプルトニウム溶液→ウラン溶液）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「工程洗浄に係る体制及び人員」参照）。</u></p> <p><u>(2) 教育訓練</u></p> <p><u>運転停止期間が長期に続いたことから、要員の力量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。</u></p> <p><u>(3) 設備点検（詳細は添付別紙3「長期停止による想定不具合及び点検項目について」参照）</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>2.5 工程洗浄の実施時期及び期間</u></p> <p><u>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「廃止措置計画の変更認可申請及び工程洗浄の実施時期」参照）。</u></p> <p><u>2.6 工程洗浄の安全性</u></p> <p><u>(1) 環境へ放出される放射性廃棄物の影響の軽減（詳細は添付別紙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組について」参照）</u></p> <p><u>工程洗浄に伴い、使用済燃料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並びに溶解液の送液に伴う廃気及び槽類換気系のオフガス洗浄廃液が発生する。工程洗浄で取り扱う放射エネルギーは再処理運転中に比べて</u></p>	

<p>変更前</p> <p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変更後</p>	<p>変更理由</p>
	<p><u>十分少なく、使用する機器・設備を限定するため、環境へ放出される放射性廃棄物は運転中と比較し十分低い。さらに、使用済燃料せん断粉末の溶解を複数回に分けて実施し、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。</u></p> <p>(2) <u>工程洗浄時の施設の安全性（詳細は添付別紙5「工程洗浄時の施設の安全性」参照）</u></p> <p><u>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ない。使用する試薬は通常の操作で使用する硝酸や純水であり、取り出す回収可能核燃料物質の濃度も再処理運転時に比べ十分低く臨界安全上の問題もない。このため、既設の安全設計の範囲で実施することが可能である。</u></p> <p>(3) <u>工程洗浄時に想定される不具合（詳細は添付別紙5「工程洗浄時の施設の安全性」参照）</u></p> <p><u>工程洗浄で使用する蒸気、冷却水供給設備などについては、性能維持施設の機能を維持することで常時性能を維持している。それ以外に工程洗浄で使用する機器・設備に関しては、事前の点検で健全性を確認する。仮に工程洗浄時に機器・設備に故障などが発生しても予備機への切替え、予備品への交換又は機器の補修により短期間（7日程度）で処置可能であり施設の安全性を維持できる。また、機器や配管などからの漏えい事象が生じたとしても、漏えい液はドリフトレイ等で安全に保持され、漏えい液検知装置等により早期に検知でき、回収装置等により安全に回収できる。</u></p> <p>3. <u>その他の考慮すべき事項</u></p> <p>3.1 <u>高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽への影響（詳細は添付別紙6「高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽への影響」参照）</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>3.2 <u>ガラス固化体への影響（詳細は添付別紙7「ガラス固化体への影響評価」参照）</u></p> <p><u>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と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。</u></p>	

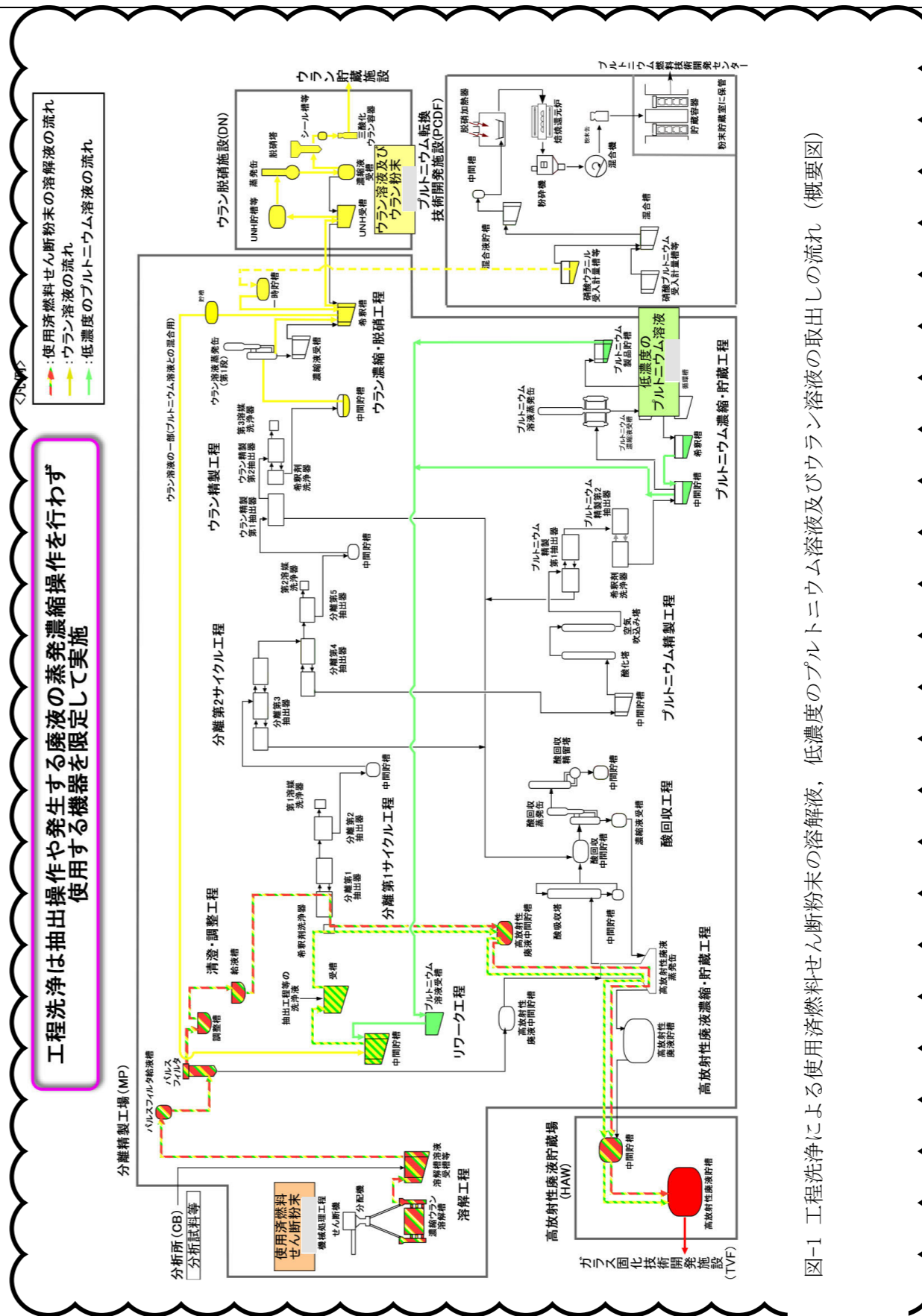
変更前

令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書

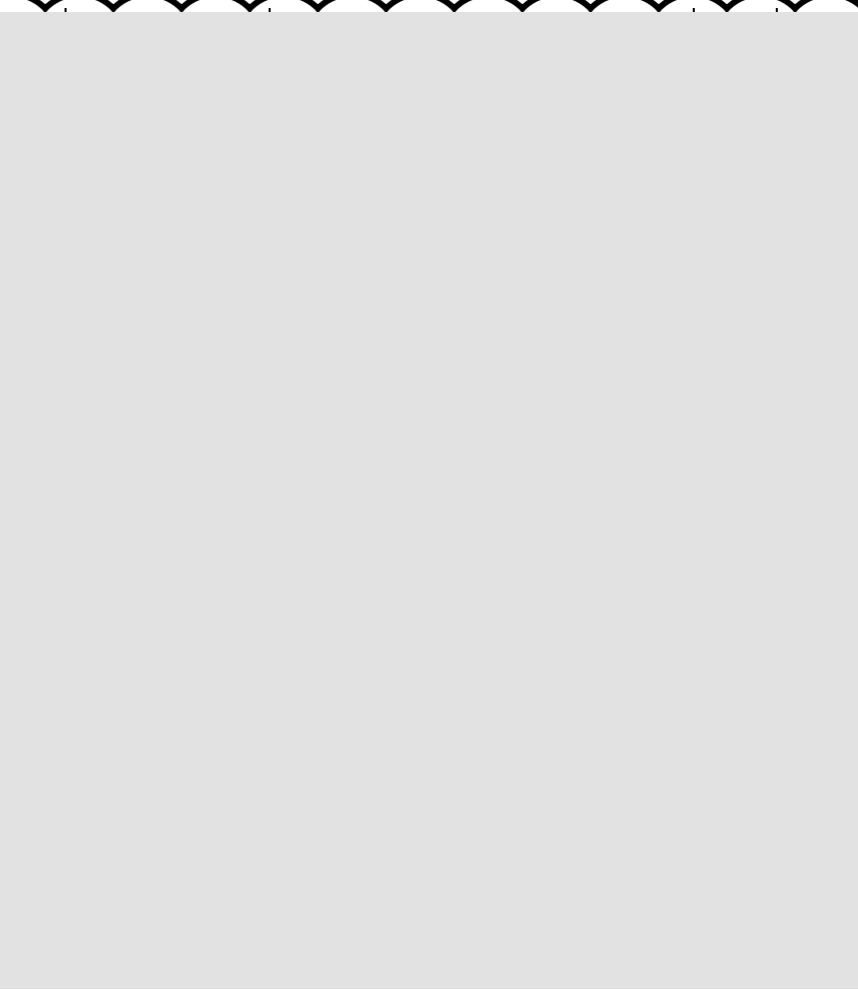
変更後



変更理由

工程洗浄の具体化に伴い図表を追加(以下同じ)




変更箇所を  又は  で示す。


変更前		変更後						変更理由							
令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書		<p style="text-align: center;">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 (1/2)</p> 													
施設	工程名								物質の状態	保管場所		工程洗浄前*1		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*3	保有量内訳	保有量*3
分 離 精 製 工 場 (MP)	せん断								使用済燃料 せん断粉末	除染保守セル	R333				
	溶解 清澄・調整								洗浄液	洗浄液受槽	242V13				
										溶解槽溶液受槽	243V10				
										パルスフィルタ	243F16				
	分離、精製、 酸回収、溶媒 回収、リフォー ク								洗浄液	中間貯槽	255V12				
										中間貯槽	261V12				
	Pu 濃縮								洗浄液	プルトニウム 精製抽出器	265R20, R21, R22				
										濃縮液受槽	273V50				
										プルトニウム 溶液受槽	276V20				
	Pu 製品 貯蔵								プルトニウム 溶液	希釈槽	266V13				
										プルトニウム 製品貯槽	267V10~V16				

変更箇所を  又は  で示す。

変更前		変更後										変更理由
令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書												
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 (2/2)												
施設	工程名	物質の状態	保管場所		工程洗浄前 ^{※1}		工程洗浄後の推定値 ^{※2}		保有量 ^{※3}	保有量 ^{※3}	保有量 ^{※3}	
			機器名称	機器番号	保有量 ^{※3}	保有量 ^{※3}	保有量 ^{※3}	保有量 ^{※3}				
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								
			一時貯槽	263V51～V58								
			受流槽	201V75								
			貯槽	201V77～V79								
ウラン 脱硝施設 (DN)	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								
			UNH 貯槽	263V32, V33								
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								
			中間貯槽	108V10								
分析所 (CB)	分析	分析試料等 ※4	中間貯槽	108V11								
			中間貯槽	108V11								
回収可能核燃料物質の合計												
<p>※1 平成29年6月30日現在</p> <p>※2 工程洗浄終了の判断基準 (U:1 g/L, Pu:10 mg/L) に液量を乗じて算出</p> <p>※3 内訳を合算し、工程毎に大約した値</p>												

変更箇所を 又は  で示す。

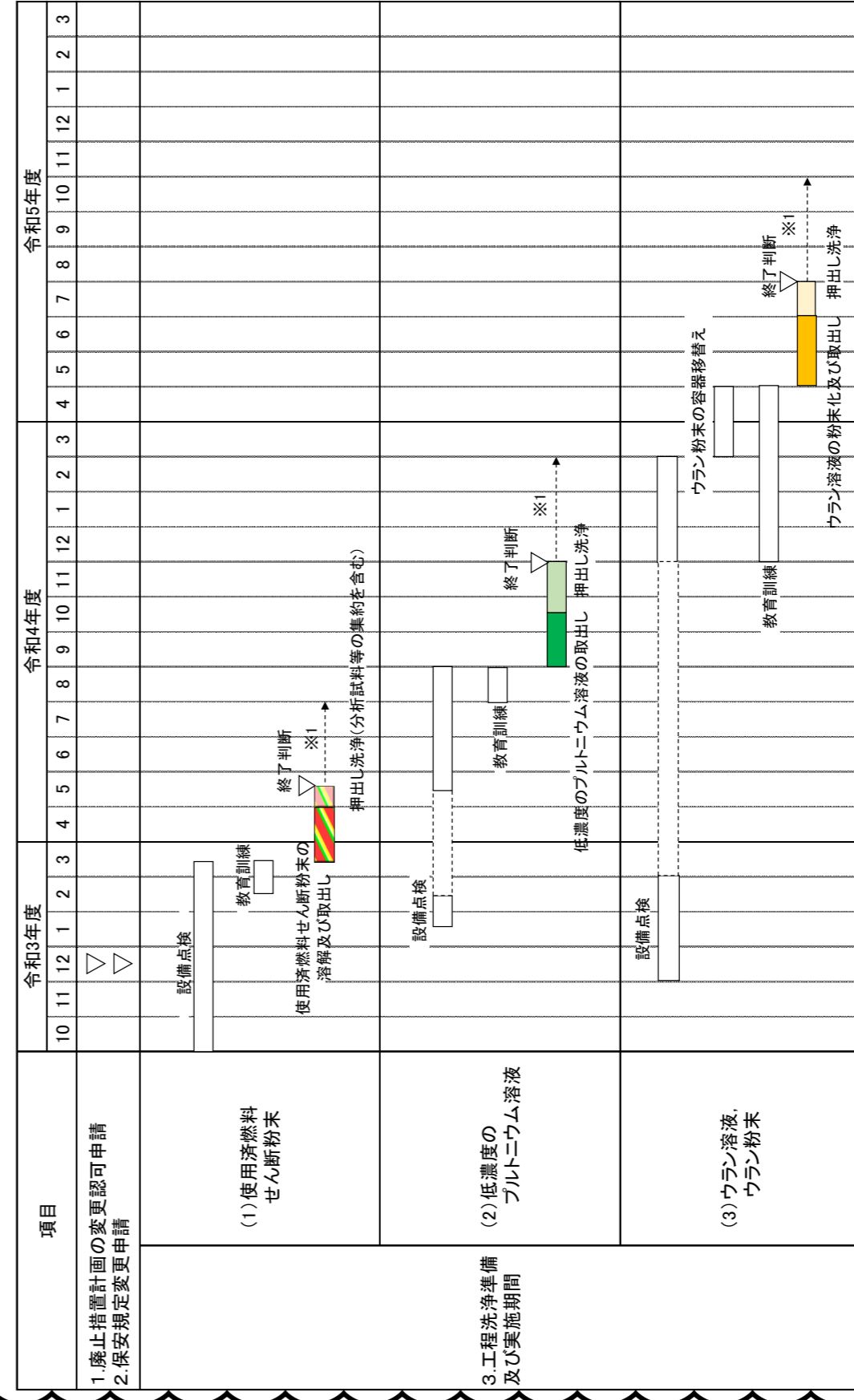
<p>変更前</p> <p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変更後</p>	<p>変更理由</p>
	<p style="text-align: center;">再処理廃止措置技術開発センター長</p> <p style="text-align: center;">施設管理部長</p> <p>(1) 使用済燃料せん断粉末の取出し時 (2) 低濃度のプルトニウム溶液の取出し時</p> <p>(3) ウラン溶液の取出し時</p> <p>前処理施設課長 (要員 7名) 化学処理施設課長 (要員 5名) 分析課長 (要員 10名)</p> <p>化学処理施設課長 (要員 15名) (5人/班×3班) 分析課長 (要員 10名)</p> <p>転換施設課長 (要員 6名) 分析課長 (要員 10名)</p> <p>せん断粉末のセル内移動及び濃縮ウラン溶解槽への装荷、溶解処理及び押し出し洗浄 高放射線性廃液貯蔵場(HAW)までの送液、サブリング及び押し出し洗浄 計量分析及び工程分析</p> <p>ウラン濃縮・脱硝、サブリング、三酸化ウラン粉末容器の移動及び押し出し洗浄 ウラン溶液の移送、サブリング及び押し出し洗浄 計量分析及び工程分析</p> <p>(日勤体制) (日勤体制) (交替勤務体制) (日勤体制)</p> <p style="text-align: center;">図-2 工程洗浄に係る体制及び人員</p>	

変更箇所を 又は  で示す。

変 更 前	変 更 後	変 更 理 由
-------	-------	---------


令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書

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



※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。
ガラス固化技術開発施設(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。

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

変更箇所を_____又はで示す。

<p>変 更 前</p> <p>令和3年10月5日付け原規規発第2110059号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p>添付書類 十一 特定廃液の固型化その他の処理の工程に関する説明書 (省略)</p>	<p>添付書類 十一 特定廃液の固型化その他の処理の工程に関する説明書 (変更なし)</p>	

回収可能核燃料物質の取出し方法

1. 概要

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

2. 工程洗浄の方針

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

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

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

3. 回収可能核燃料物質の場所及び量について

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

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

①せん断粉末

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

②低濃度のプルトニウム溶液

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

③ウラン溶液（ウラン粉末を含む。）

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

④その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）

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

4. 回収可能核燃料物質の詳細な取出し方法

(1) せん断粉末（参考図-1-1～1-5 参照）

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

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

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

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

(2) 低濃度のプルトニウム溶液

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

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

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

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

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

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

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

※2 再処理施設での直近のキャンペーン（2007 年 2 月～5 月）で処理した新型転換炉原型使用済燃料の中で、調整槽（251V10）の分析値から求めたウラン/プルトニウム比の最小値（約 59）から、ウラン/プルトニウム比を 70 として設定

(3) ウラン溶液（ウラン粉末を含む。）

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

(4) その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等)

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

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

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

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

③ 酸回収工程の濃縮液受槽（273V50）（参考図-4-3 参照）

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

④ 分析所（参考図-4-4 参照）

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

以上

分離精製工場 (MP)

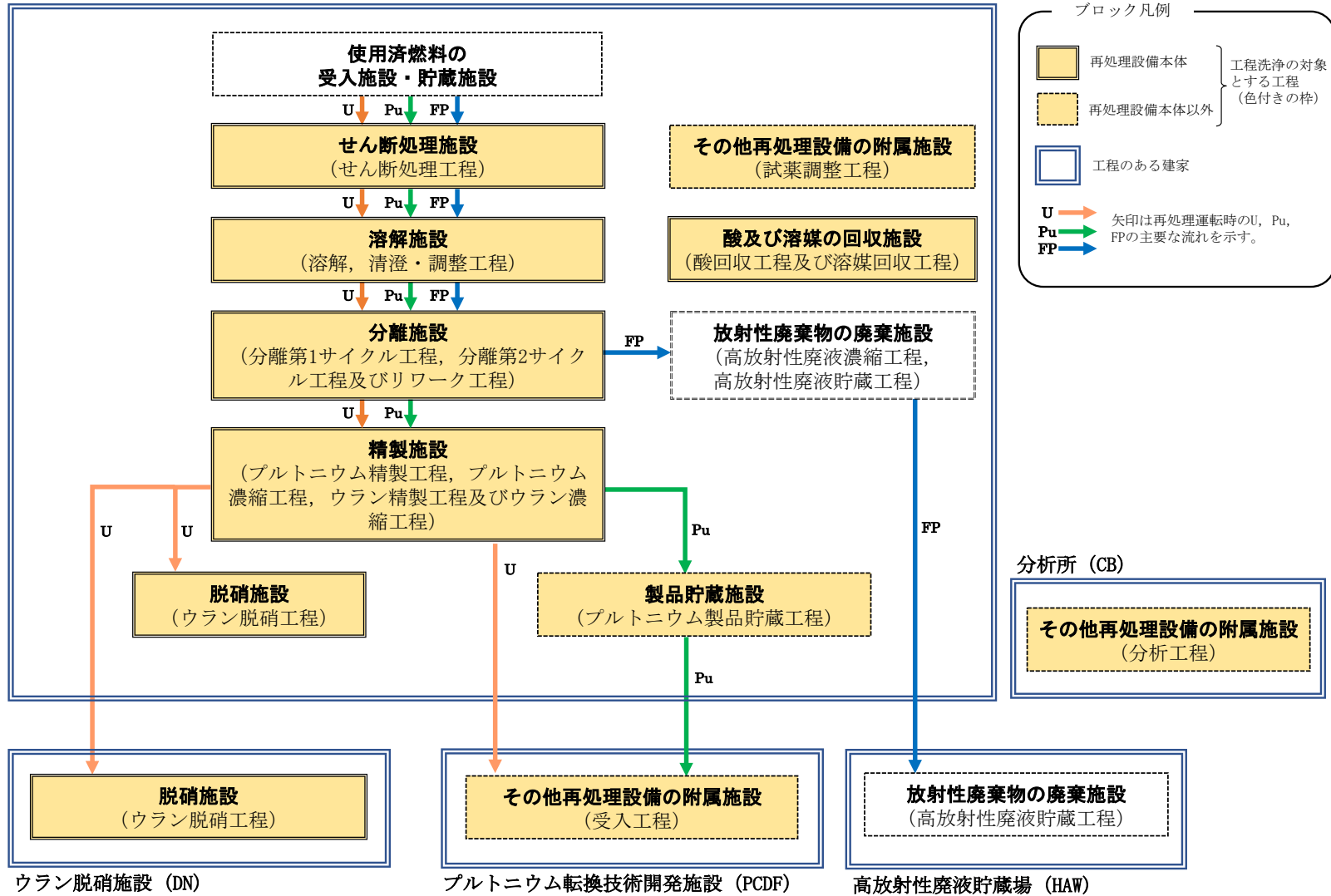


図-1 回収可能核燃料物質を保有する施設 (工程洗浄の対象範囲)

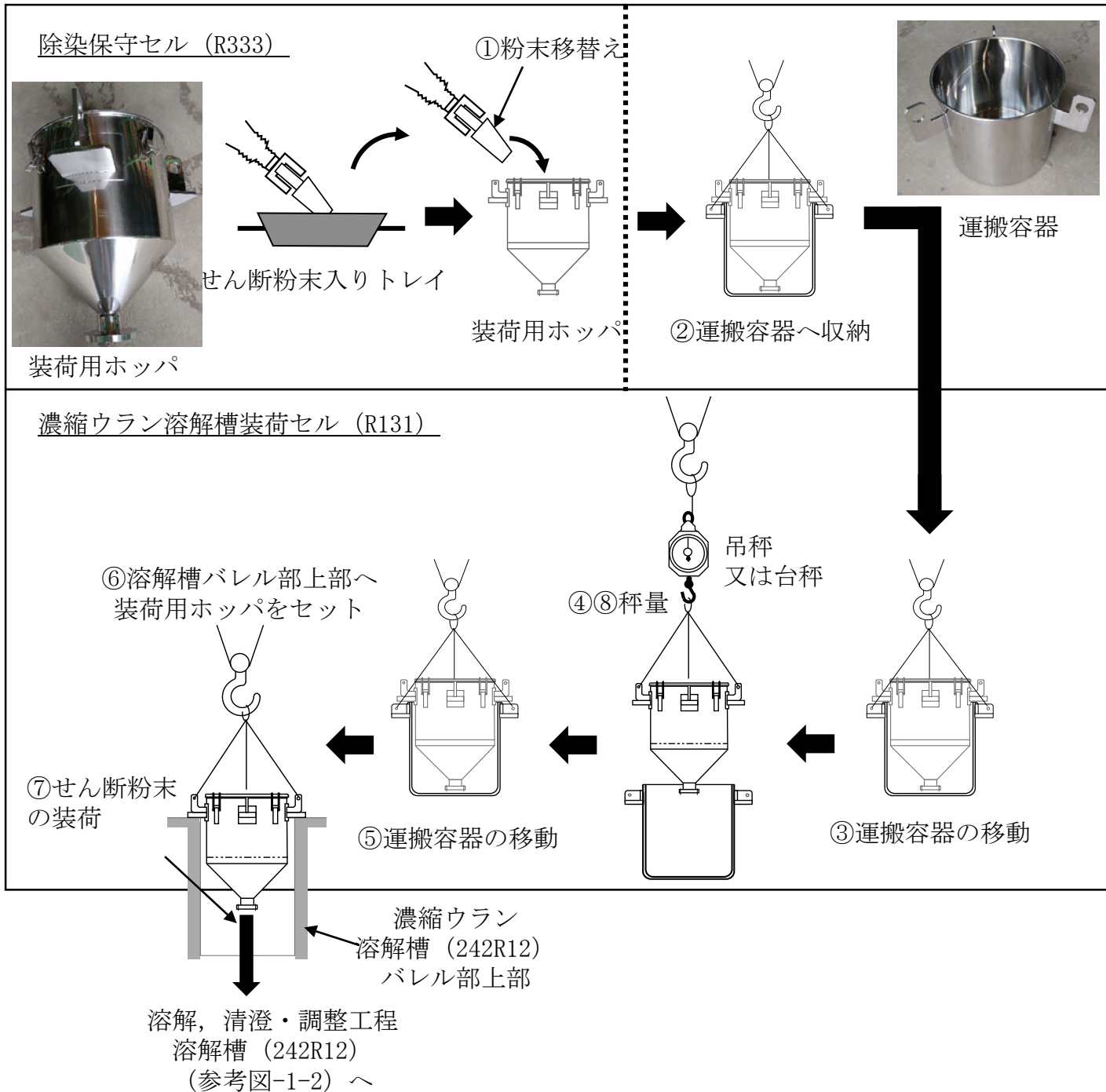
表-1 回収可能核燃料物質を保有する機器

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

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

※1 その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）として扱う。

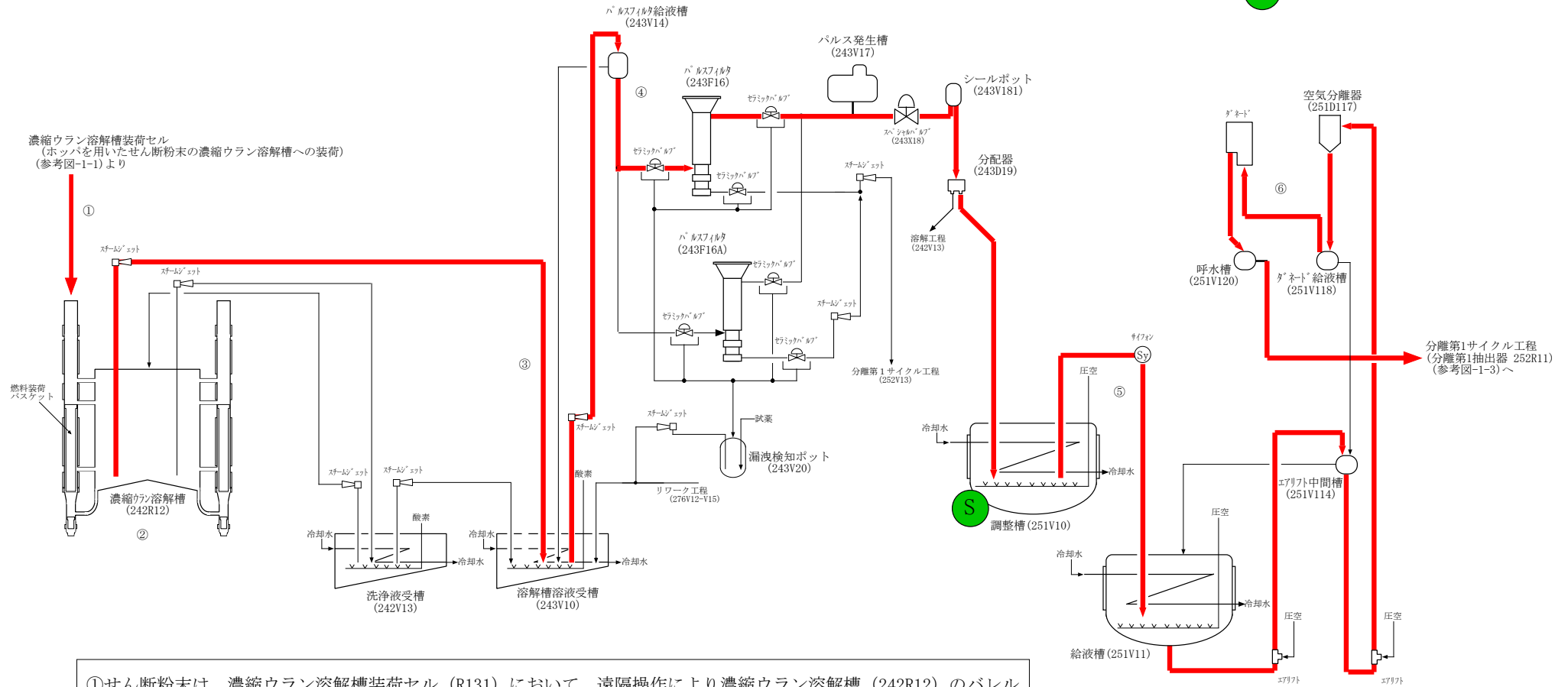
※2 低濃度のプルトニウム溶液として扱う。



- 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せん断粉末を装荷用ホッパに移し替える（移替えの際には必要に応じて塵埃をふるいに掛ける。）。
 - 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（移動中はセル窓からの目視又はセル内カメラにて確認。）。
 - ④ 装荷用ホッパ（せん断粉末を含む。）の質量を吊秤又は台秤で秤量し、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 せん断粉末を濃縮ウラン溶解槽（242R12）へ装荷する（セル窓からの目視又はセル内カメラにより装荷状況及び装荷用ホッパ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。

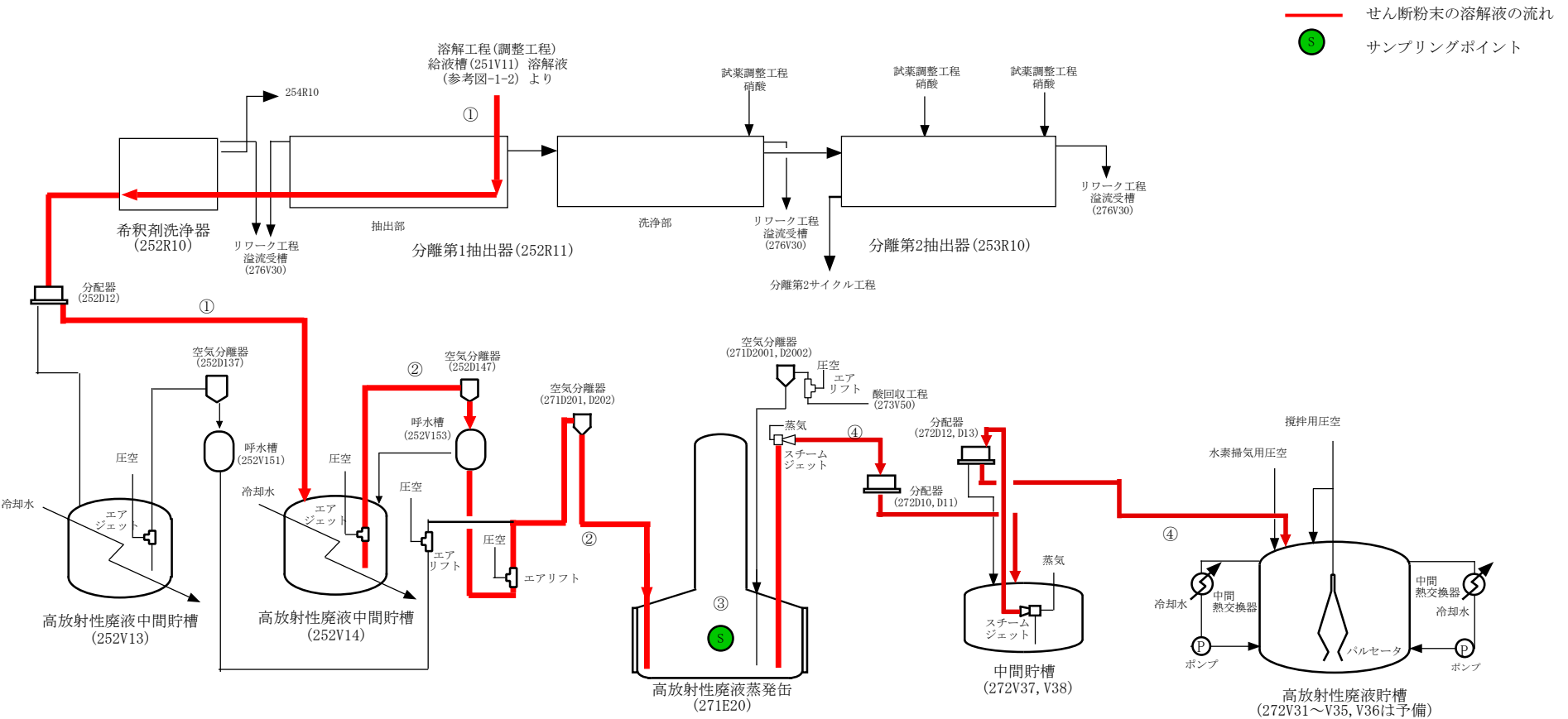
参考図-1-1 ホッパを用いたせん断粉末の濃縮ウラン溶解槽への装荷

— せん断粉末の溶解液の流れ
 S サンプルングポイント



- 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) へ送液する。
- ④パルスフィルタ (243F16) を通し、固体粒子類を分離した後、調整槽 (251V10) へ送液する。
- ⑤調整槽 (251V10) でサンプリングによりウラン濃度及びプルトニウム濃度を確認し、給液槽 (251V11) へ送液する。
- ⑥ダネードにて分離第1サイクル工程の分離第1抽出器 (252R11) へ送液する。

参考図-1-2 せん断粉末の溶解及び溶解液の送液 (溶解、清澄・調整工程)



①調整工程の給液槽(251V11)のせん断粉末の溶解液を、分離第1抽出器(252R11)及び希釈剤洗浄器(252R10)を経由し、高放射性廃液中間貯槽(252V14)へ送液する。

②高放射性廃液中間貯槽(252V14)の溶解液を高放射性廃液中間貯槽(252V14)へ送液する。

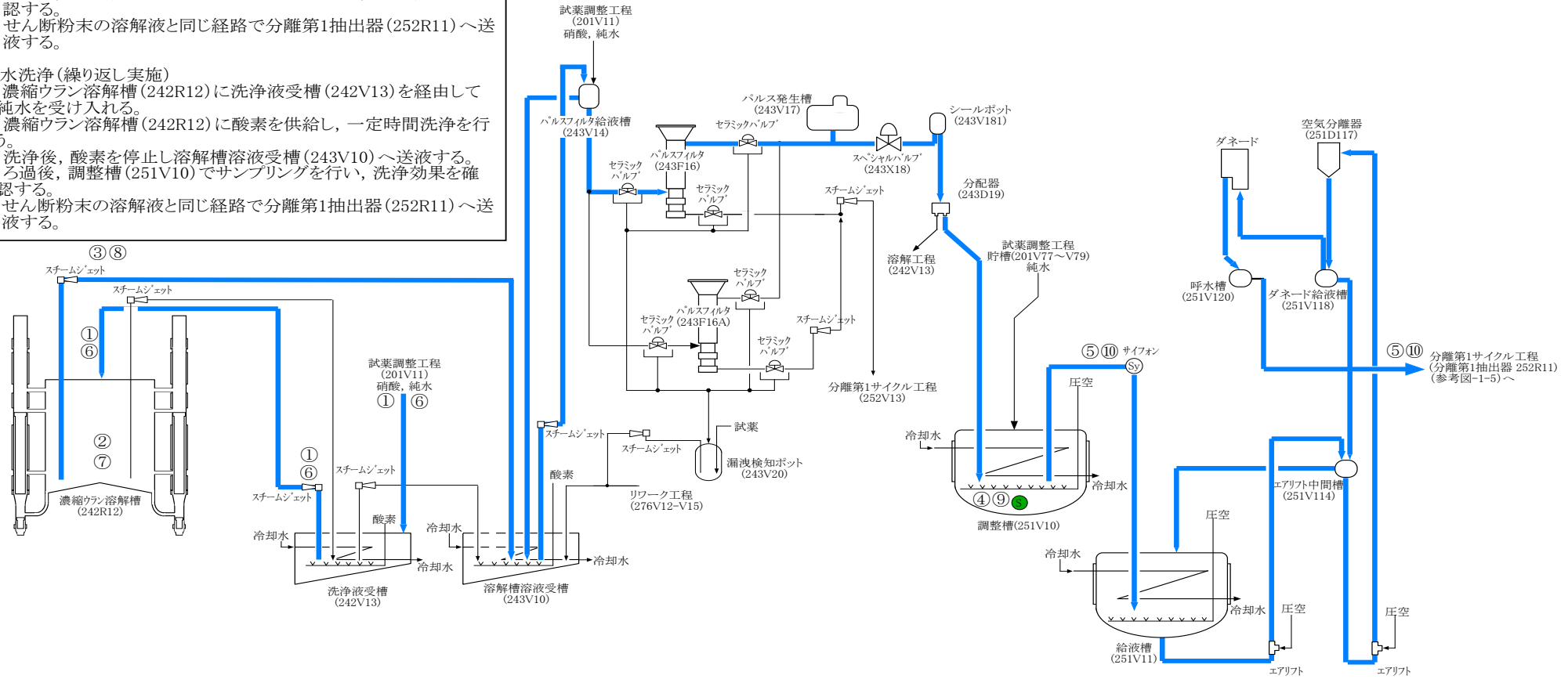
③高放射性廃液蒸発缶(271E20)でサンプリングによりウラン濃度及びプルトニウム濃度を確認する。

④高放射性廃液蒸発缶(271E20)のせん断粉末の溶解液を、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の中間貯槽(272V37, V38)を経由し、高放射性廃液貯蔵貯槽(272V31~V35)に送液し、貯蔵する。

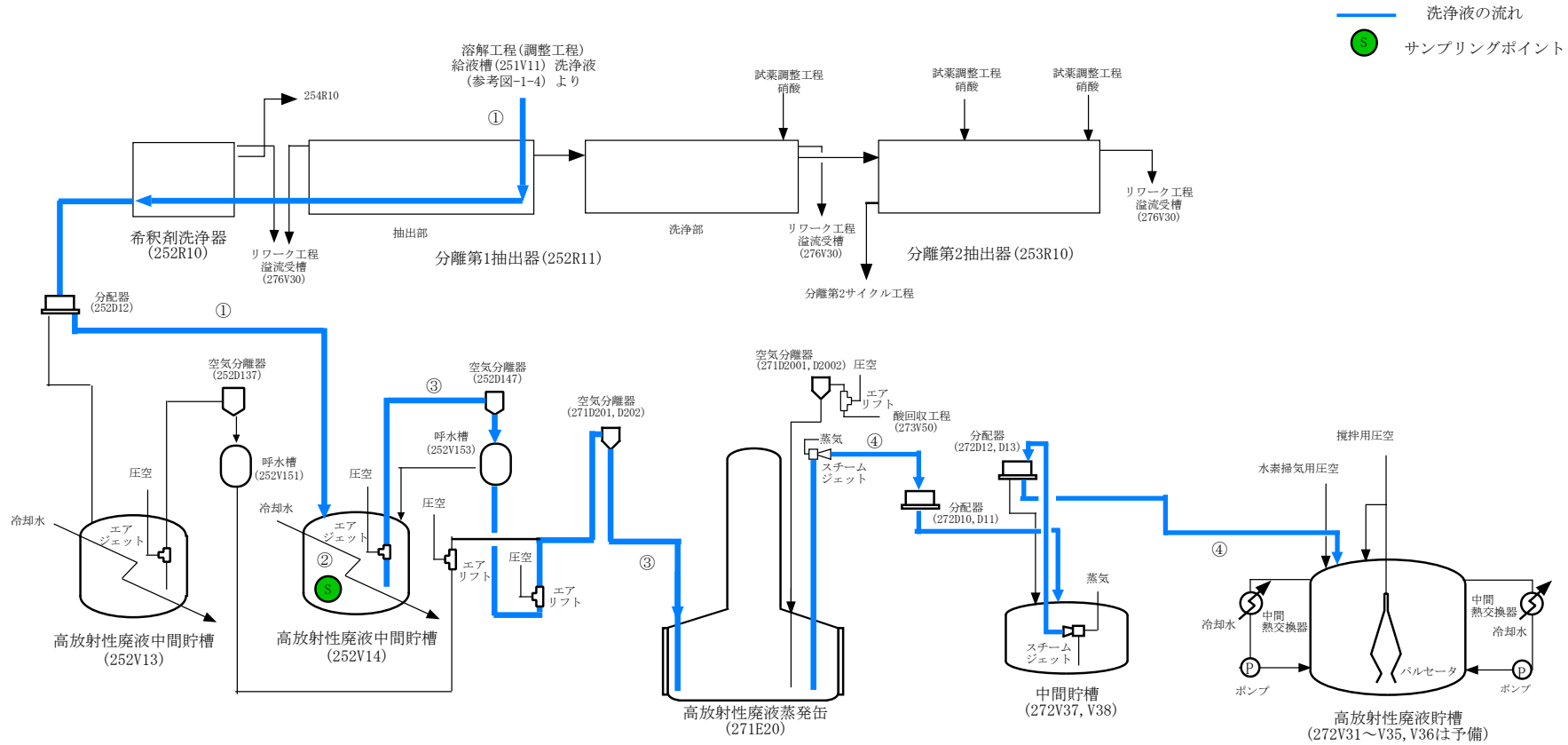
参考図-1-3 せん断粉末の溶解液の送液(分離第1サイクル, 高放射性廃液濃縮, 高放射性廃液貯蔵工程)

- 酸洗浄(繰り返し実施)
- ① 硝酸を試薬調整工程から洗浄液受槽(242V13)を経由して濃縮ウラン溶解槽(242R12)に受け入れる。
 - ② 濃縮ウラン溶解槽(242R12)を蒸気により加熱し、沸騰状態で一定時間洗浄を行う。
 - ③ 洗浄後、60℃以下まで冷却し、溶解槽溶液受槽(243V10)へ送液する。
 - ④ その後、調整槽(251V10)でサンプリングを行い、洗浄効果を確認する。
 - ⑤ せん断粉末の溶解液と同じ経路で分離第1抽出器(252R11)へ送液する。
- 純水洗浄(繰り返し実施)
- ⑥ 濃縮ウラン溶解槽(242R12)に洗浄液受槽(242V13)を経由して純水を受け入れる。
 - ⑦ 濃縮ウラン溶解槽(242R12)に酸素を供給し、一定時間洗浄を行う。
 - ⑧ 洗浄後、酸素を停止し溶解槽溶液受槽(243V10)へ送液する。
 - ⑨ その後、調整槽(251V10)でサンプリングを行い、洗浄効果を確認する。
 - ⑩ せん断粉末の溶解液と同じ経路で分離第1抽出器(252R11)へ送液する。

— : 洗浄液の流れ
● : サンプリングポイント

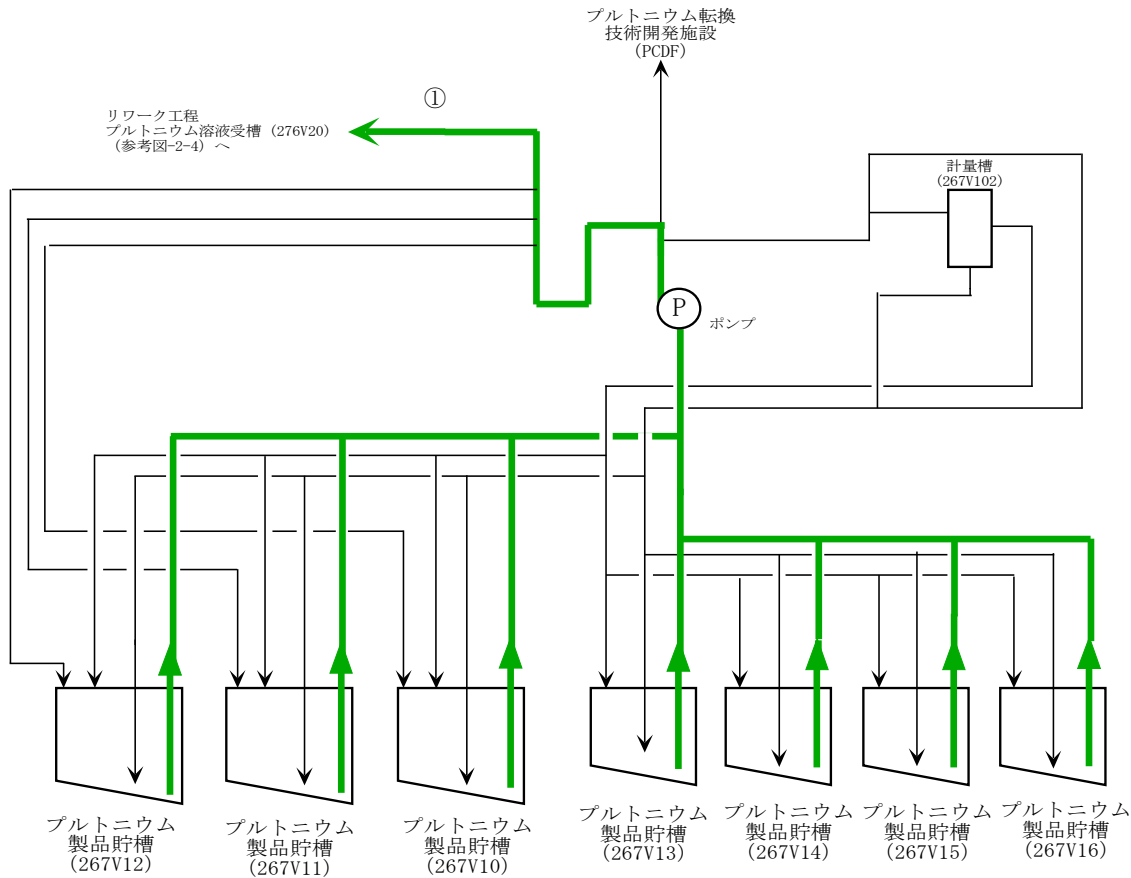


参考図-1-4 せん断粉末の溶解液の取出しに用いた系統の押し出し洗浄
(せん断粉末の溶解液の送液系統(溶解、清澄・調整工程))



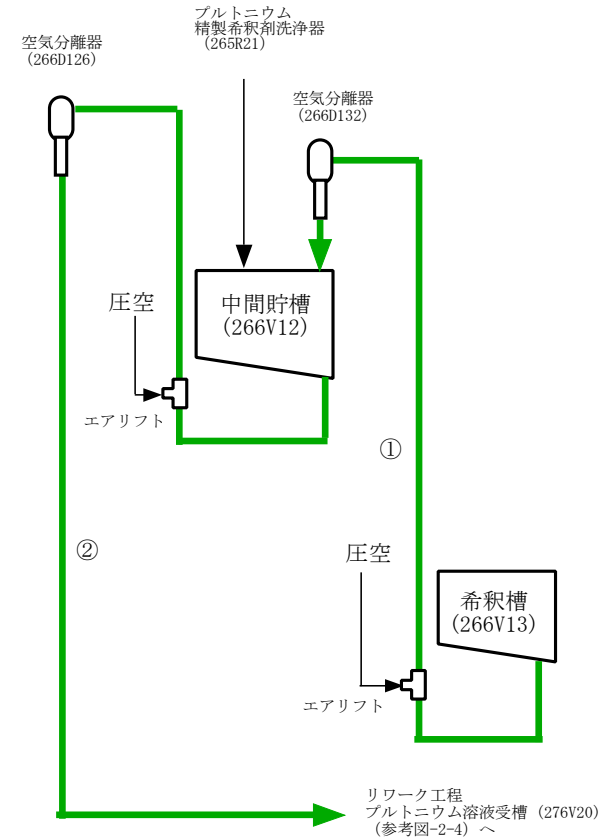
①調整工程の給液槽 (251V11) の洗浄液を分離第1抽出器 (252R11) 及び希釈剤洗浄器 (252R10) を経由し、高放射性廃液中間貯槽 (252V14) へ送液する。
 ②高放射性廃液中間貯槽 (252V14) においてサンプリングを行い、洗浄効果を確認する。
 ③高放射性廃液中間貯槽 (252V14) の洗浄液をエアリフトにて高放射性廃液蒸発缶 (271E20) へ送液する。
 ④高放射性廃液蒸発缶 (271E20) の洗浄液を高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の中間貯槽 (272V37, V38) を経由し、高放射性廃液貯槽 (272V31~35)
 に送液し、貯蔵する。

参考図-1-5 せん断粉末の溶解液の取出しに用いた系統の押し出し洗浄
 (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

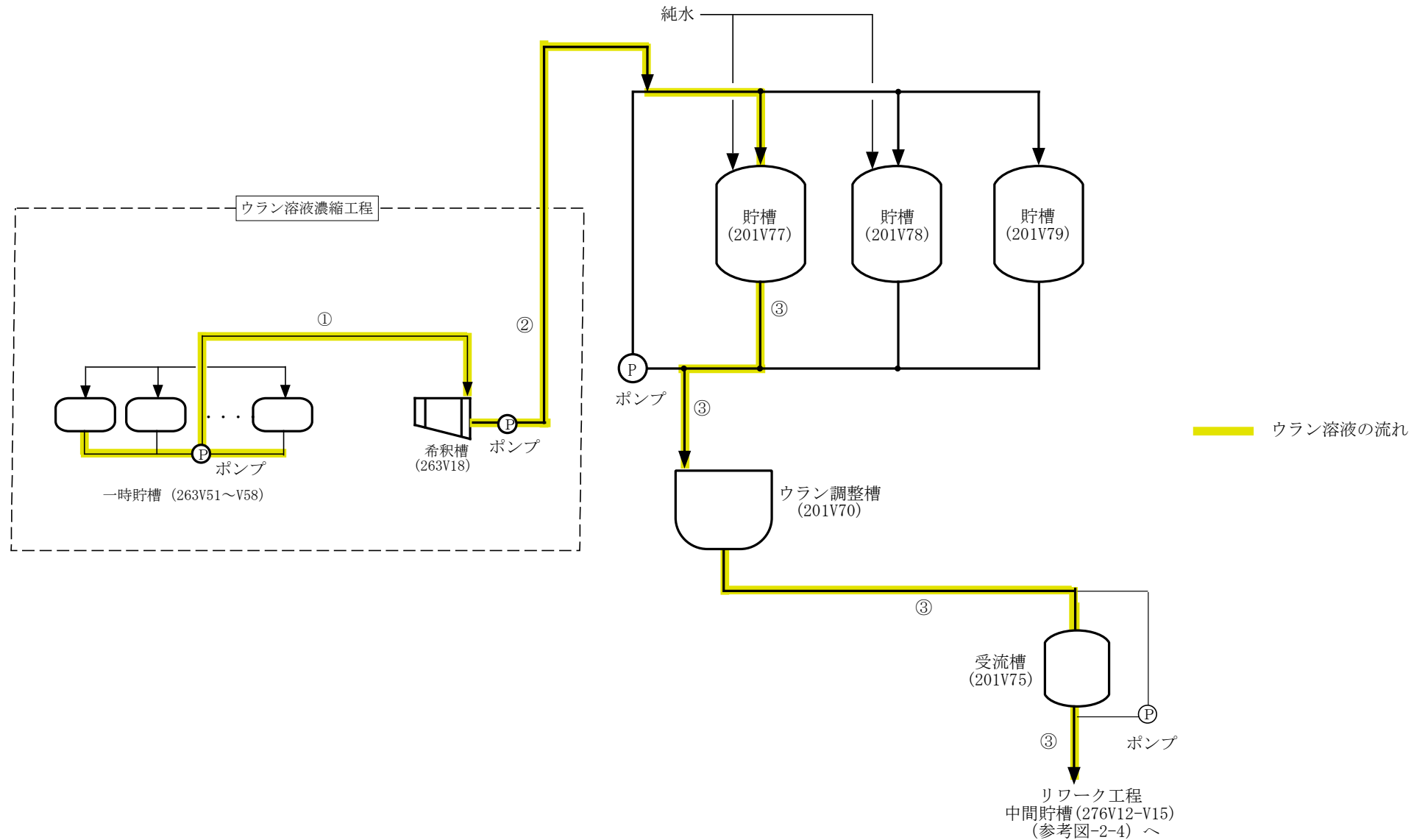
①プルトニウム製品貯槽 (267V10~V16) の低濃度のプルトニウム溶液をポンプでリワーク工程のプルトニウム溶液受槽 (276V20) に送液する。



プルトニウム濃縮工程

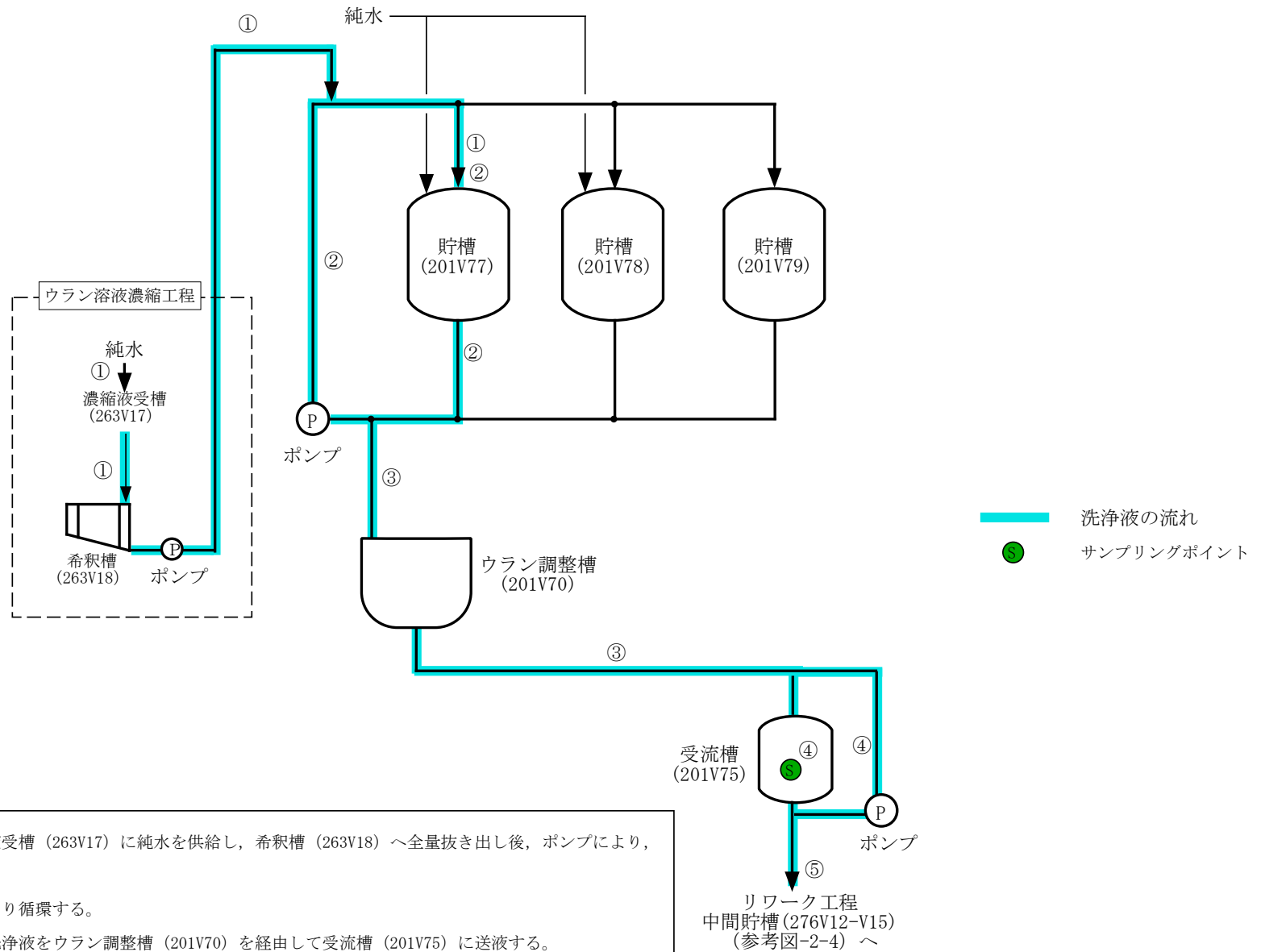
①希釈槽 (266V13) の低濃度のプルトニウム溶液をエアリフトで中間貯槽 (266V12) に送液する。
 ②中間貯槽 (266V12) の低濃度のプルトニウム溶液をエアリフトでリワーク工程のプルトニウム溶液受槽 (276V20) に送液する。

参考図-2-1 低濃度のプルトニウム溶液のリワーク工程 (276V20) への送液 (プルトニウム製品貯蔵, プルトニウム溶液濃縮工程)



- ①一時貯槽 (263V51~V58) のウラン溶液のうち、必要量を低濃度のプルトニウム溶液の混合用としてポンプにより希釈槽 (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) にウラン溶液を送液する。
- ③貯槽 (201V77) へ受け入れたウラン溶液は、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) へ重力流により送液する。

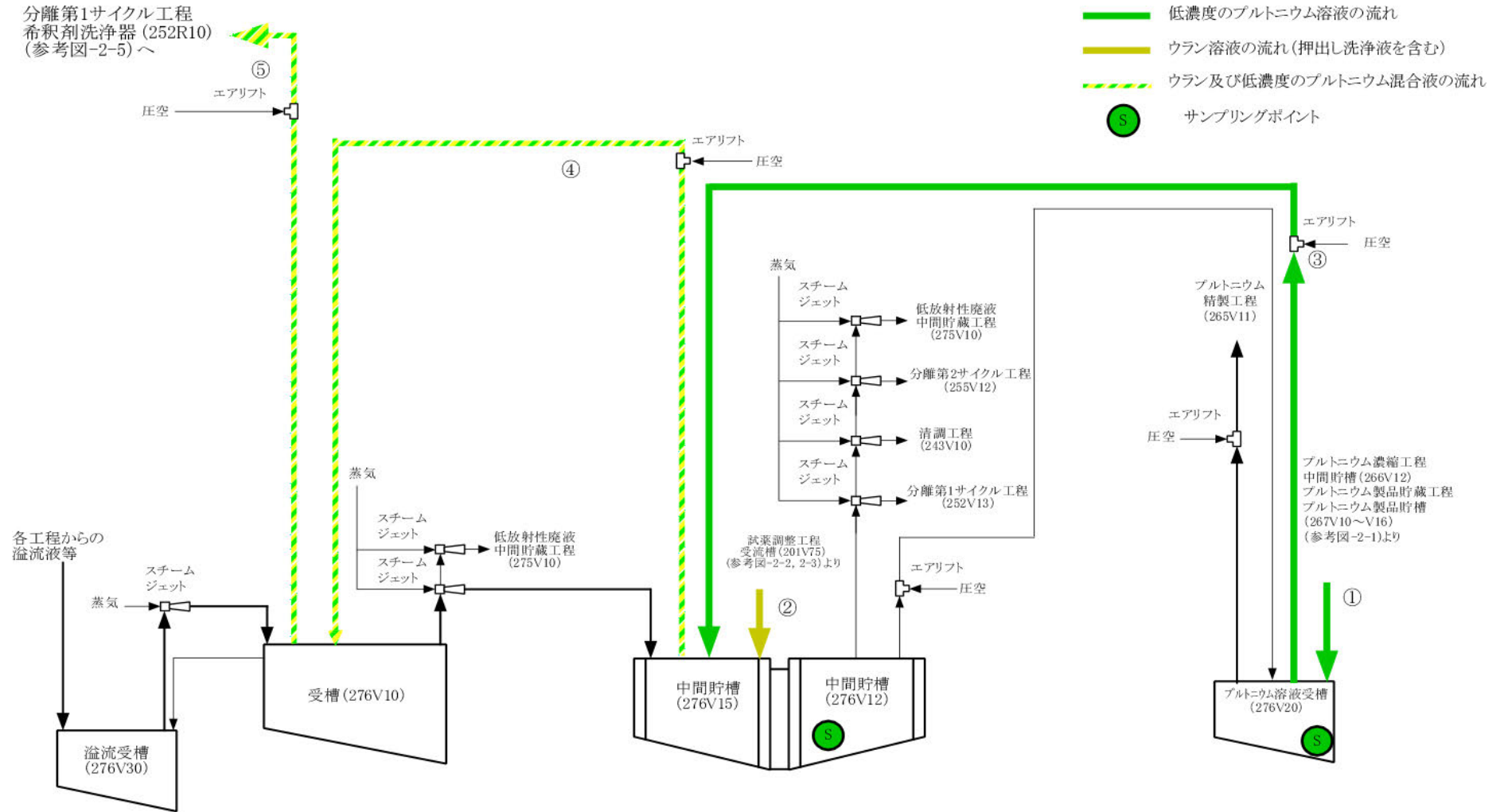
参考図-2-2 低濃度のプルトニウム溶液と混合するウラン溶液の送液 (ウラン溶液濃縮工程, 試薬調整工程)



- 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）でポンプにより循環する。
- ③循環後、貯槽（201V77）の洗浄液をウラン調整槽（201V70）を經由して受流槽（201V75）に送液する。
- ④受流槽（201V75）でポンプにより循環後、サンプリングにより洗浄効果（ウラン濃度）を確認する。
- ⑤ウラン濃度確認後、洗浄液をリワーク工程の中間貯槽（276V12-V15）へ重力流により送液する。

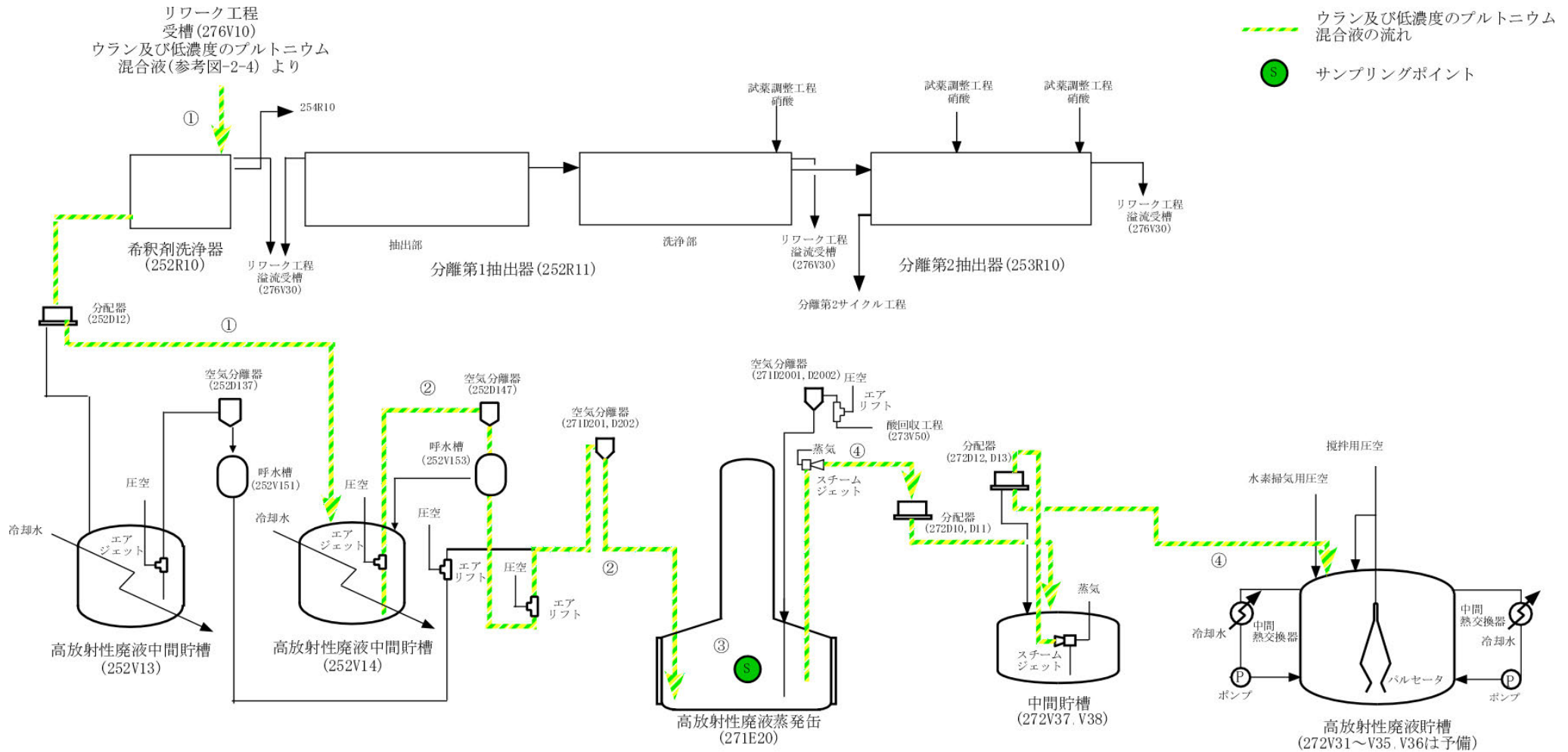
参考図-2-3 低濃度のプルトニウム溶液と混合するウラン溶液の送液経路の押し出し洗浄（ウラン溶液濃縮工程，試薬調整工程）

分離第1サイクル工程
希釈剤洗浄器 (252R10)
(参考図-2-5)へ



- ① プルトニウム溶液受槽(276V20)においてプルトニウム濃度の分析を行う。
- ② 試薬調整工程(201V75)からウラン溶液(押し出し洗浄液を含む。)を中間貯槽(276V12-V15)に受け入れ、ウラン濃度の分析を行う。
- ③ 中間貯槽(276V12-V15)でウラン溶液を保持した状態で、ウラン/プルトニウム比が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-V15)に低濃度のプルトニウム溶液を送液し混合する。
- ④ 中間貯槽(276V12-V15)の分析を行い、ウラン/プルトニウム比が70以上あることを確認後、受槽(276V10)へエアリフトにてウラン及び低濃度のプルトニウム混合液を送液する。
- ⑤ 受槽(276V10)から分離第1サイクル工程の希釈剤洗浄器(252R10)へエアリフトにてウラン及び低濃度のプルトニウム混合液を送液する。

参考図-2-4 ウラン溶液及び低濃度のプルトニウム溶液の混合,
ウラン及びプルトニウム混合液の送液(リワーク工程)



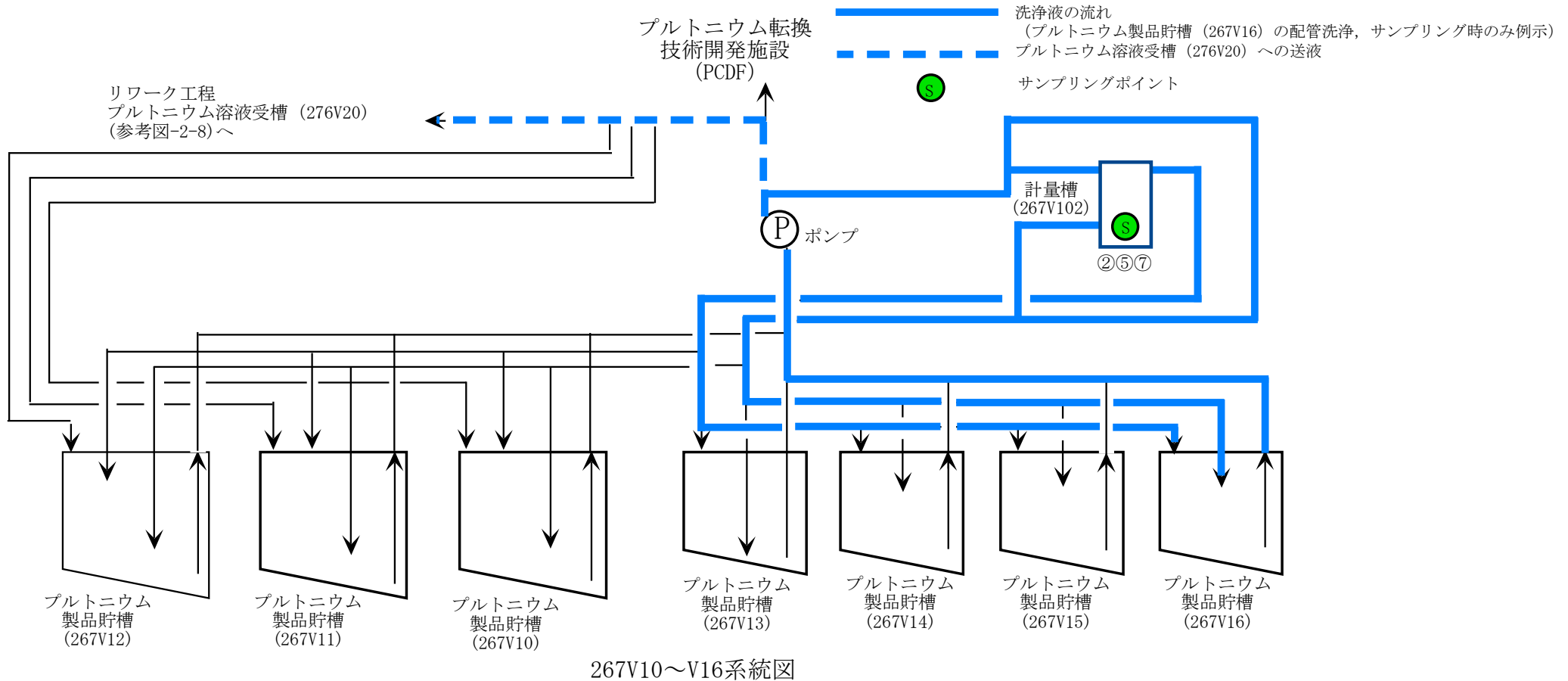
①リワーク工程の受槽（276V10）のウラン及び低濃度のプルトニウム混合液を、希釈剤洗浄器（252R10）を経由し、高放射性廃液中間貯槽（252V14）へ送液する。

②高放射性廃液中間貯槽（252V14）のウラン及び低濃度のプルトニウム混合液を高放射性廃液蒸発缶（271E20）へ送液する。

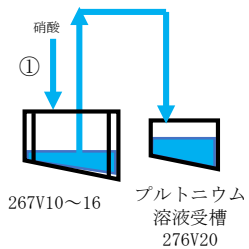
③高放射性廃液蒸発缶（271E20）でサンプルングによりウラン濃度及びプルトニウム濃度を確認する。

④高放射性廃液蒸発缶（271E20）のウラン及び低濃度のプルトニウム混合液を、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の中間貯槽（272V37, V38）を経由し、高放射性廃液貯槽（272V31～V35, V36は予備）に送液し、貯蔵する。

参考図-2-5 ウラン及び低濃度のプルトニウム混合液の送液（分離第1サイクル工程）

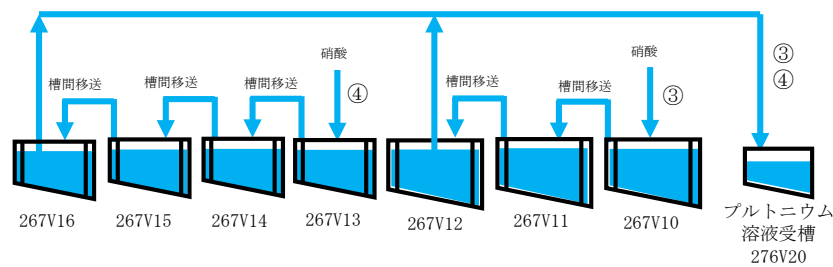


洗浄1回目



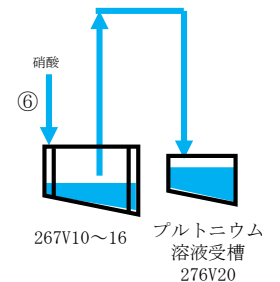
①プルトニウム製品貯槽 (267V10~V16) にそれぞれ硝酸を供給し、配管を循環した後、リワーク工程のプルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する。
②貯槽の配管循環時に、貯槽ごとに計量槽 (267V102) においてサンプルリングを行い、洗浄効果を確認する。

洗浄2回目



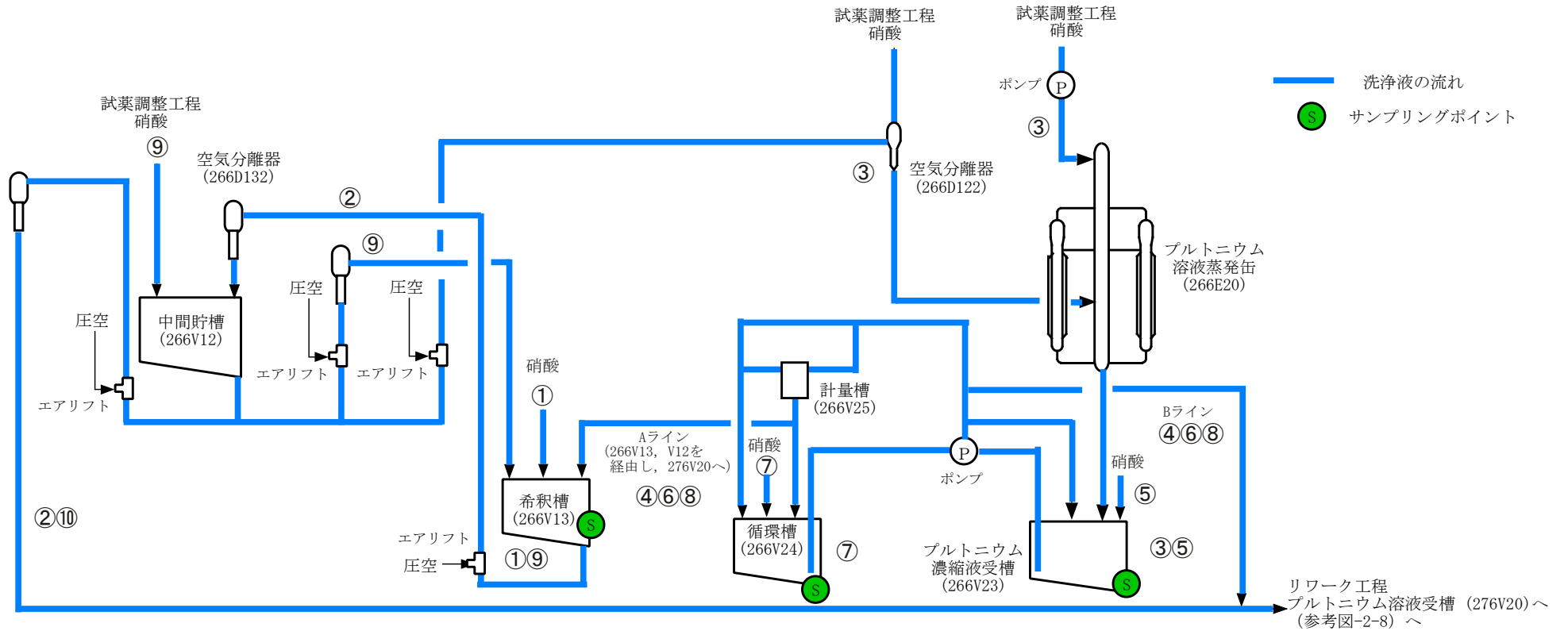
③プルトニウム製品貯槽 (267V10) に硝酸を供給し、プルトニウム製品貯槽 (267V11, V12) への槽間移送を行った後、リワーク工程のプルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する。
④267V13に硝酸を供給し、プルトニウム製品貯槽 (267V14, V15, V16) への槽間移送を行った後、リワーク工程のプルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する。
⑤貯槽の配管循環時に、貯槽ごとに計量槽 (267V102) においてサンプルリングを行い、洗浄効果を確認する。

洗浄3回目



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

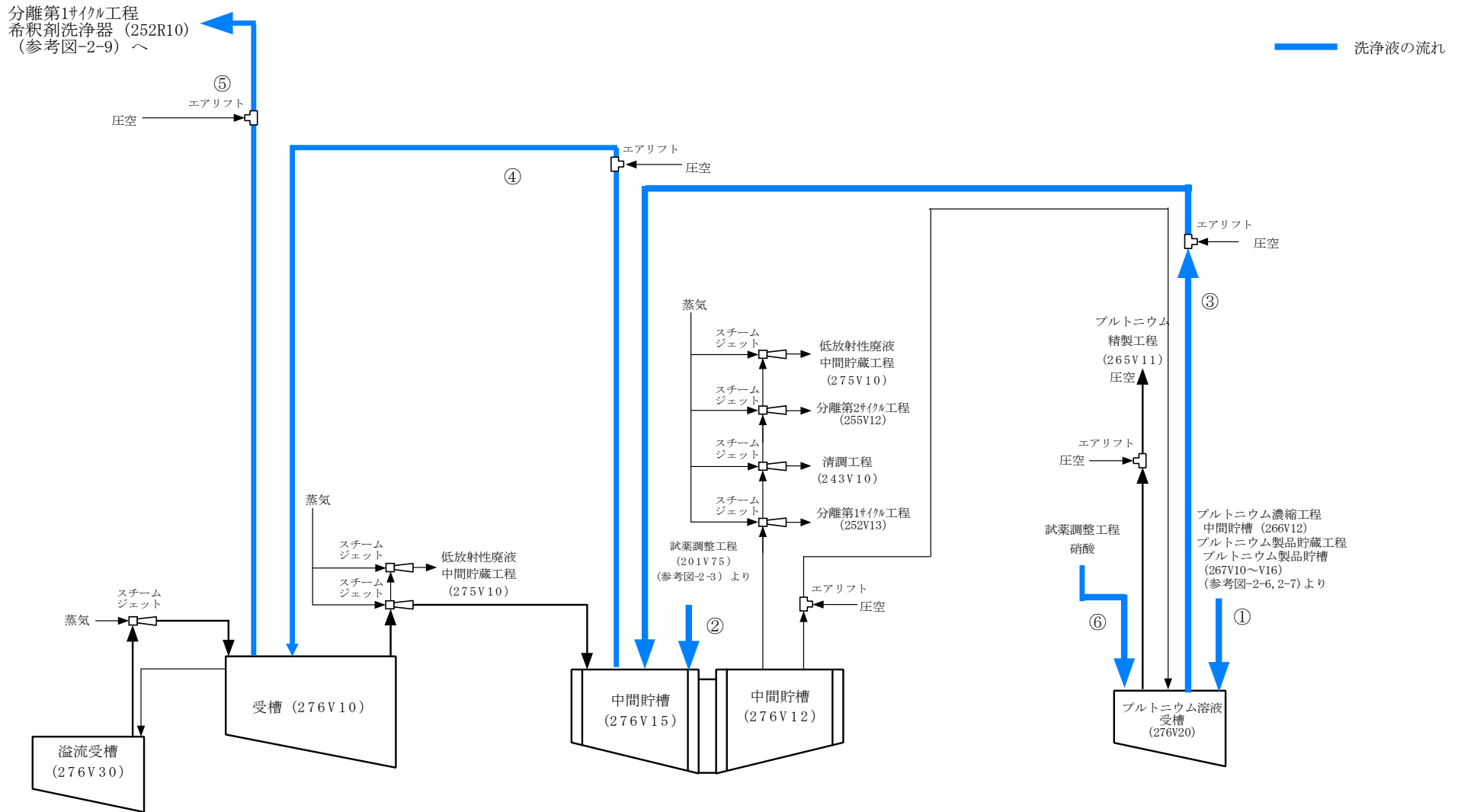
参考図-2-6 低濃度のプルトニウム溶液の取出しに用いた系統の押し出し洗浄
(プルトニウム製品貯蔵工程の送液経路 プルトニウム製品貯槽 (267V10~V16) 及び関連機器)



- 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。
- ② 希釈槽 (266V13) の洗浄液は、中間貯槽 (266V12) を経由し、プルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する。
- ③ プルトニウム溶液蒸発缶 (266E20) へ硝酸を供給し、洗浄液をプルトニウム濃縮液受槽 (266V23) へ送液し、洗浄効果を確認する。
- ④ プルトニウム濃縮液受槽 (266V23) の洗浄液は、プルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する*。
- ⑤ プルトニウム濃縮液受槽 (266V23) へ硝酸を供給し、プルトニウム濃縮液受槽 (266V23) において、洗浄効果を確認する。
- ⑥ プルトニウム濃縮液受槽 (266V23) の洗浄液は、プルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する*。
- 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。
- ⑧ 循環槽 (266V24) の洗浄液は、プルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する*。
- ⑨ 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。
- ⑩ 希釈槽 (266V13) へ送液した洗浄液は、中間貯槽 (266V12) を経由し、プルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する。

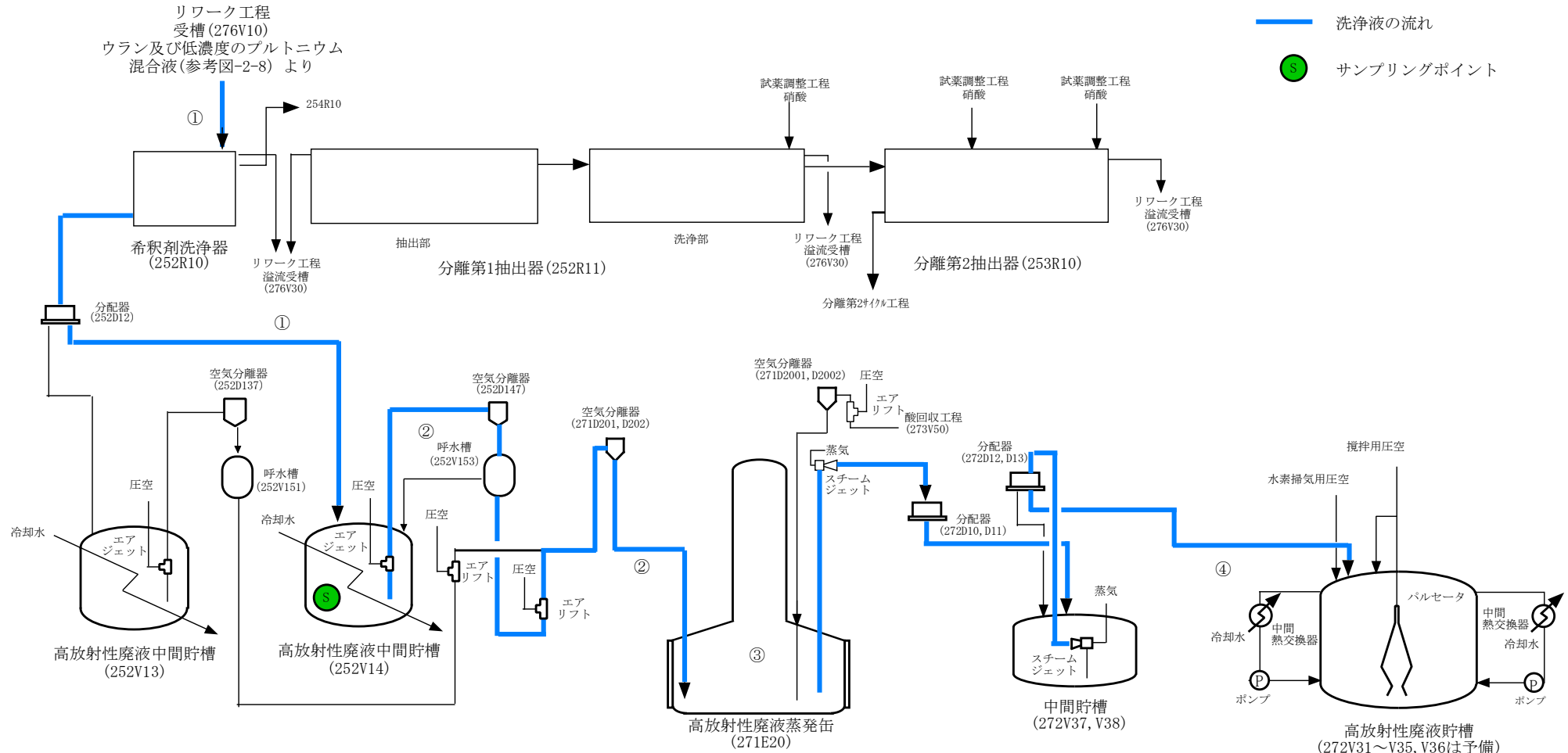
* プルトニウム溶液受槽 (276V20) への送液は、Aライン又はBラインを使用する。

参考図-2-7 低濃度のプルトニウム溶液の取出しに用いた系統の押し出し洗浄
(プルトニウム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) のプルトニウム濃度の分析を行う。
- ② 試薬調整工程 (201V75) からウラン洗浄液を中間貯槽 (276V12-V15) 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-V15) に洗浄液を送液する。
- ④ 中間貯槽 (276V12-V15) から受槽 (276V10) へエアリフトにて洗浄液を送液する。
- 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送液する。
- ⑥ プルトニウム溶液濃縮工程及び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、プルトニウム溶液受槽 (276V20) から下流側機器の洗浄を行う。

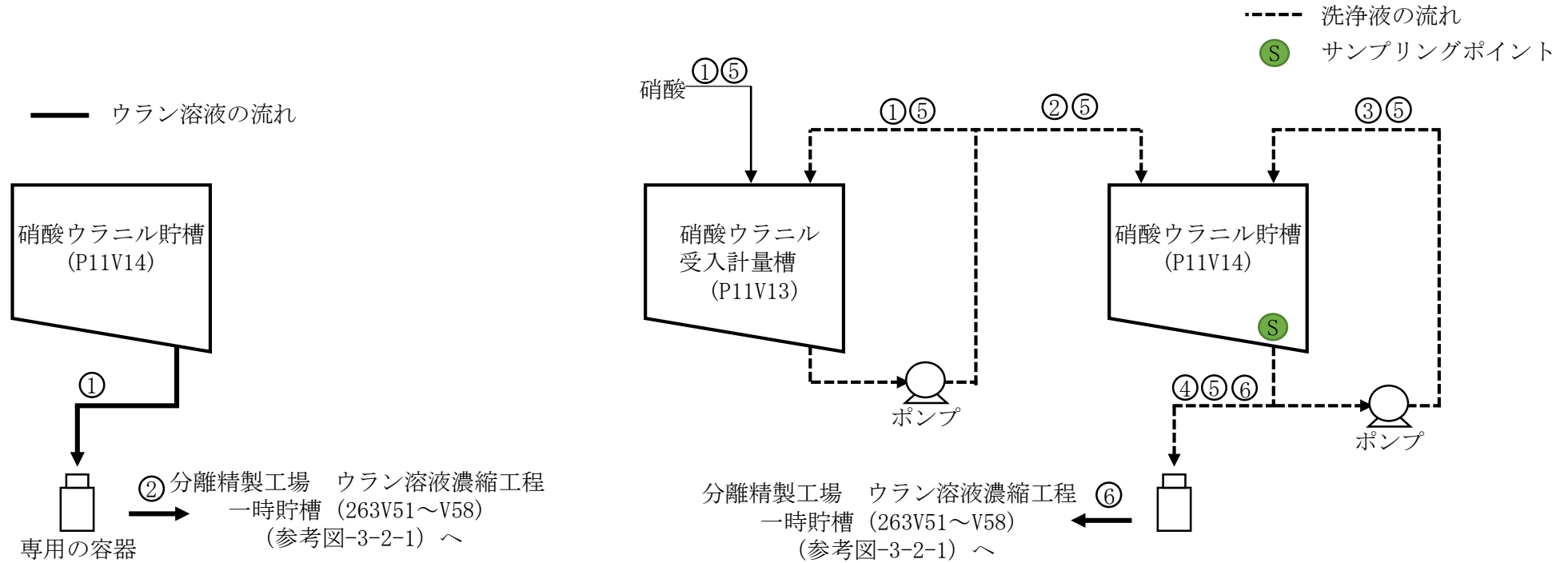
参考図-2-8 低濃度のプルトニウム溶液の取出しに用いた系統の押し出し洗浄



— 洗浄液の流れ
 ● サンプルングポイント

- ①リワーク工程の受槽 (276V10) の洗浄液を、希釈剤洗浄器 (252R10) を経由し、高放射性廃液中間貯槽 (252V14) へ送液する。
- ②高放射性廃液中間貯槽 (252V14) においてサンプルングを行い、洗浄効果を確認する。
- ③高放射性廃液中間貯槽 (252V14) の洗浄液をエアリフトにて高放射性廃液蒸発缶 (271E20) へ送液する。
- ④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 (272V37, V38) を経由し、高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) に送液し、貯蔵する。

参考図-2-9 低濃度のプルトニウム溶液の取出しに用いた系統の押し出し洗浄



【硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) からウラン溶液の取出し】

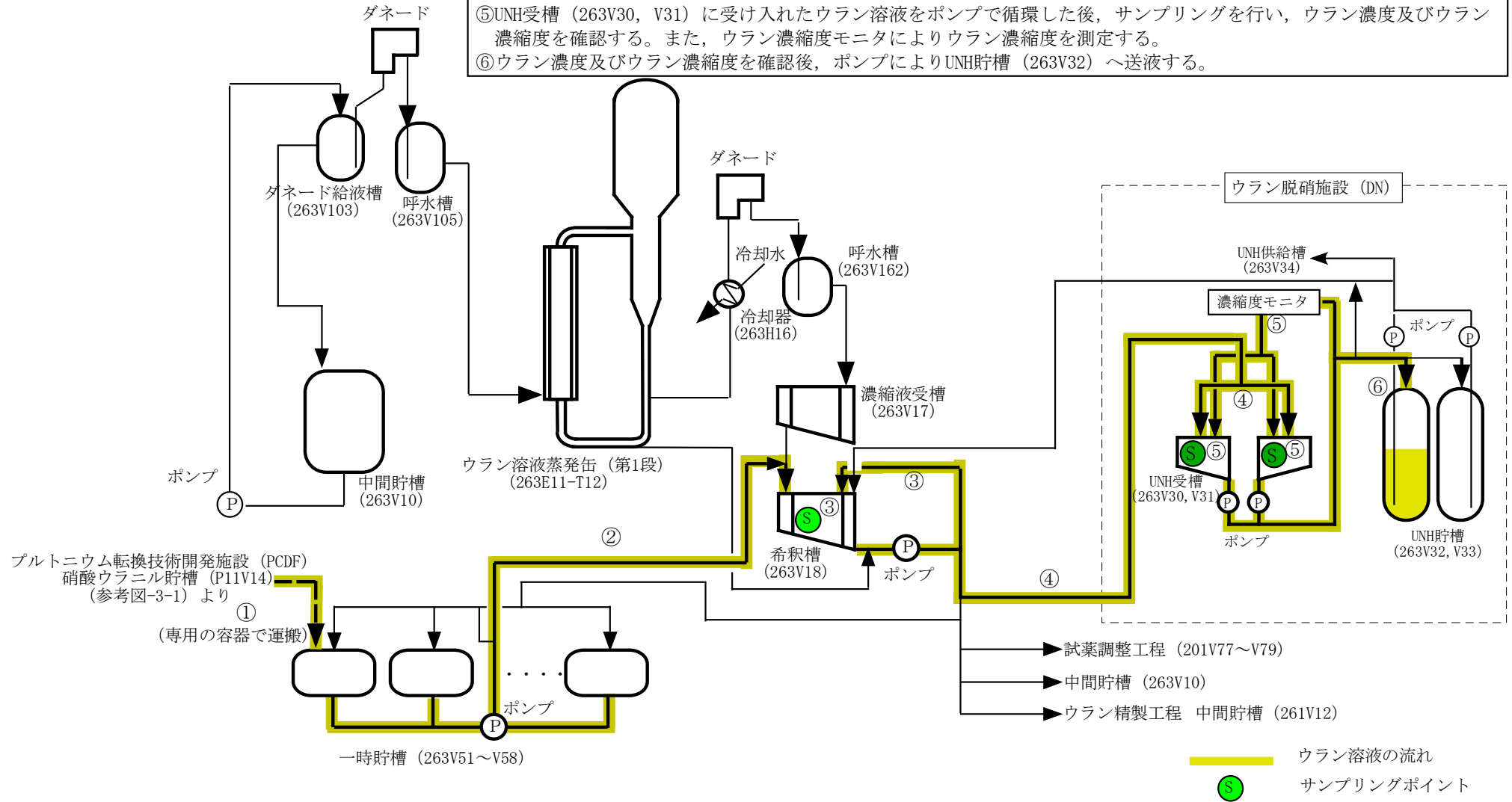
- ① 硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) のウラン溶液をドレンラインから専用の容器へ抜き出す。
- ② ウラン溶液入りの専用容器を分離精製工場のウラン溶液濃縮工程の一時貯槽 (263V51～V58) へ運搬する。

【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) に硝酸を供給し、ポンプで循環する。
- ② 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。
- ③ 硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) に受け入れた洗浄液をポンプで循環する。
- ④ 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。
- ⑤ 硝酸ウラニル受入計量槽 (P11V13) 及び硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) の洗浄を繰り返し行う。
- ⑥ 抜き出した洗浄液のサンプルングを行い、洗浄効果 (ウラン濃度) を確認した後、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。

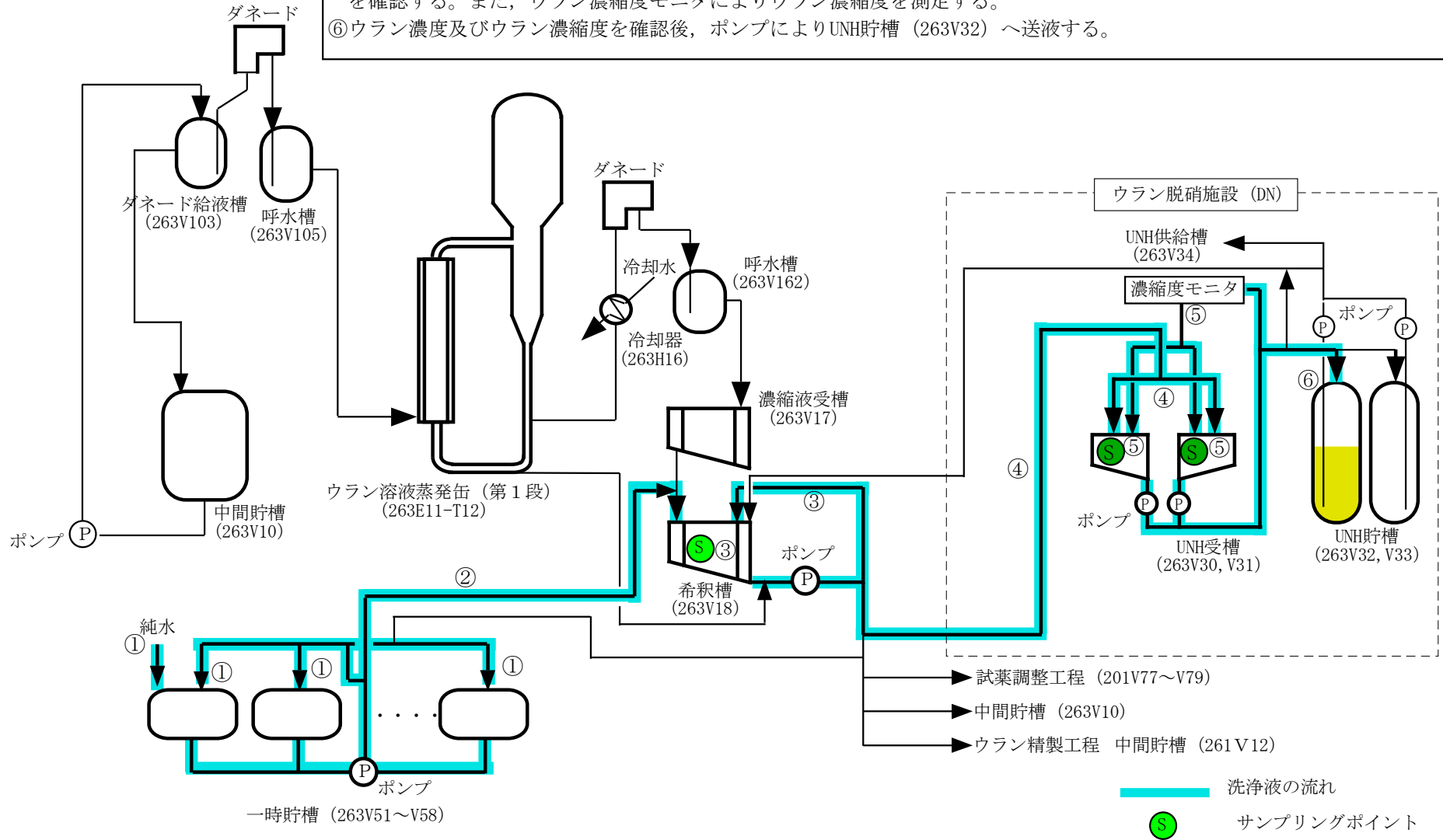
参考図-3-1 プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) のウラン溶液の取出し及び押し出し洗浄

- 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) のウラン溶液並びに硝酸ウラニル受入計量槽 (P11V13) 及び硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) の洗浄液が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) のウラン溶液をポンプにより希釈槽 (263V18) へ送液する。
- ③ 希釈槽 (263V18) に受け入れたウラン溶液をポンプで循環した後、サンプリングによりウラン濃度を確認する。
- ④ ウラン濃度確認後、ポンプによりウラン脱硝施設 (DN) のUNH受槽 (263V30, V31) へ送液する。
- ⑤ UNH受槽 (263V30, V31) に受け入れたウラン溶液をポンプで循環した後、サンプリングを行い、ウラン濃度及びウラン濃縮度を確認する。また、ウラン濃縮度モニタによりウラン濃縮度を測定する。
- ⑥ ウラン濃度及びウラン濃縮度を確認後、ポンプによりUNH貯槽 (263V32) へ送液する。

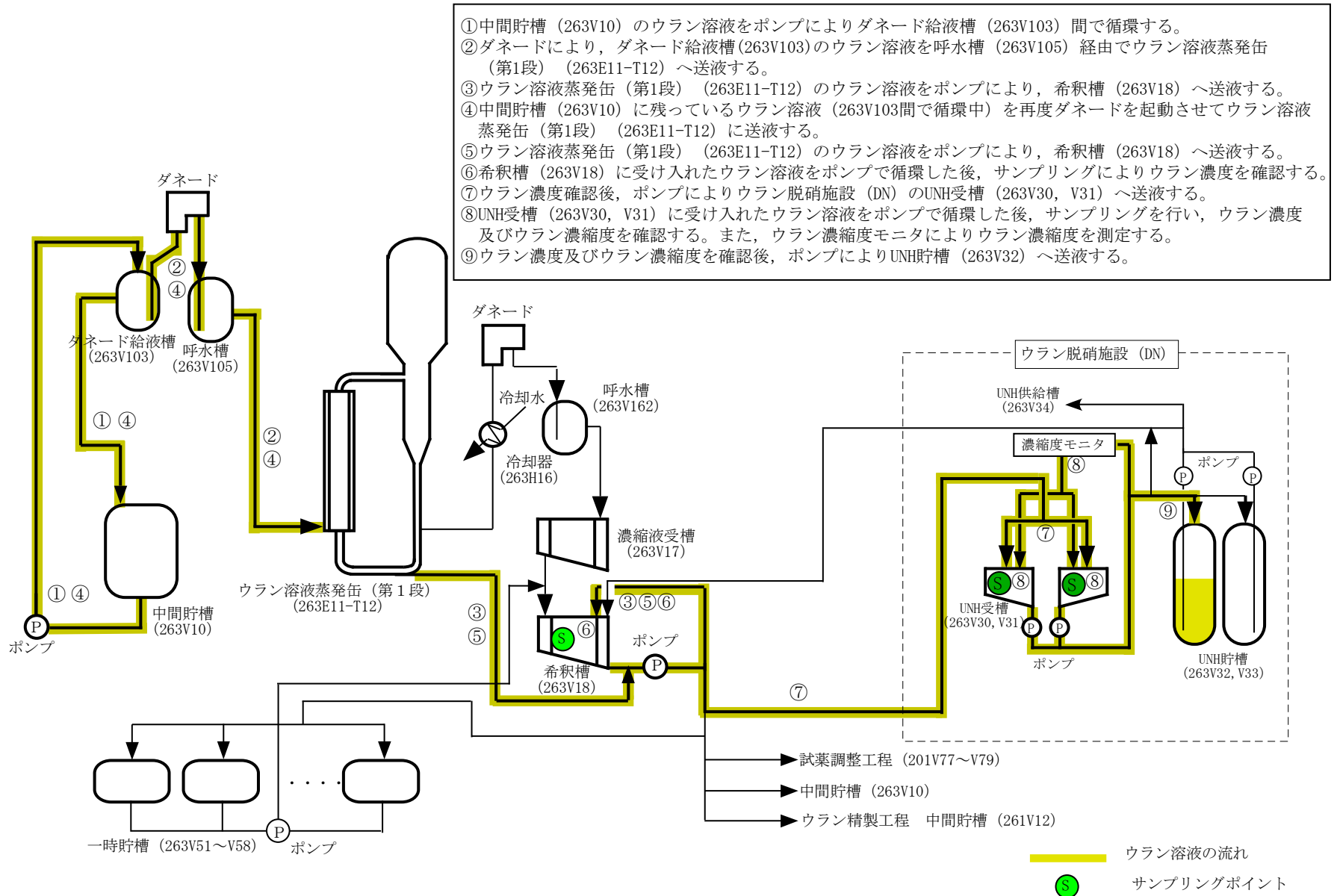


参考図-3-2-1 プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) のウラン溶液受入れ及び一時貯槽 (263V51~V58) からウラン脱硝施設 (DN) へのウラン溶液の送液

- ①ウラン濃度の最も低い一時貯槽（263V53）に純水を供給し、ポンプにより循環後、ウラン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で循環した後、サンプリングにより洗浄効果（ウラン濃度）を確認する。
- ④ウラン濃度を確認後、ポンプによりウラン脱硝施設（DN）のUNH受槽（263V30, V31）へ送液する。
- ⑤UNH受槽（263V30, V31）に受け入れた洗浄液をポンプで循環した後、サンプリングを行い、ウラン濃度及びウラン濃縮度を確認する。また、ウラン濃縮度モニタによりウラン濃縮度を測定する。
- ⑥ウラン濃度及びウラン濃縮度を確認後、ポンプによりUNH貯槽（263V32）へ送液する。

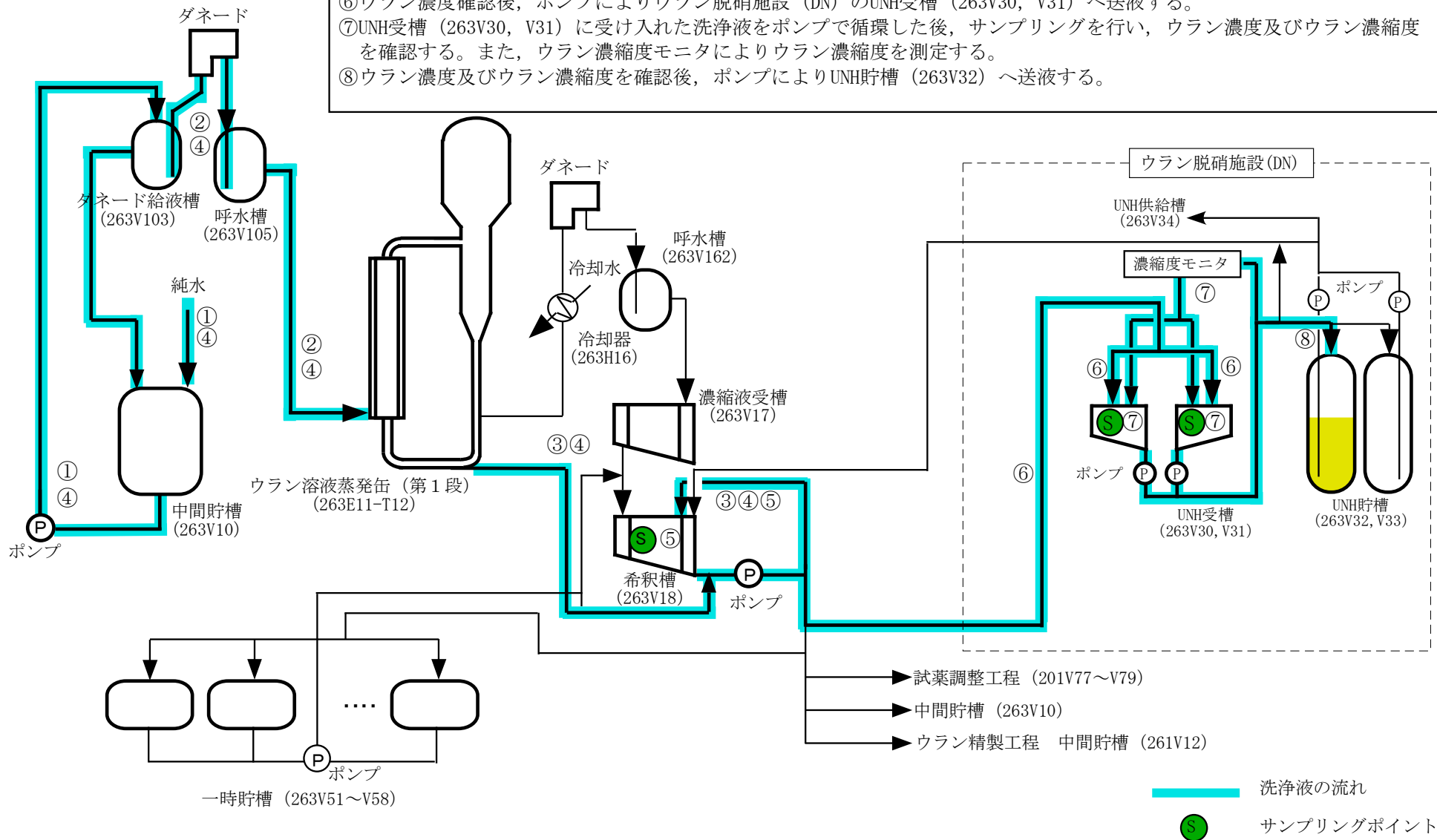


参考図-3-2-2 一時貯槽（263V51～V58）からウラン脱硝施設（DN）への送液経路の押し出し洗浄



参考図-3-2-3 中間貯槽(263V10) からウラン脱硝施設 (DN) へのウラン溶液の送液

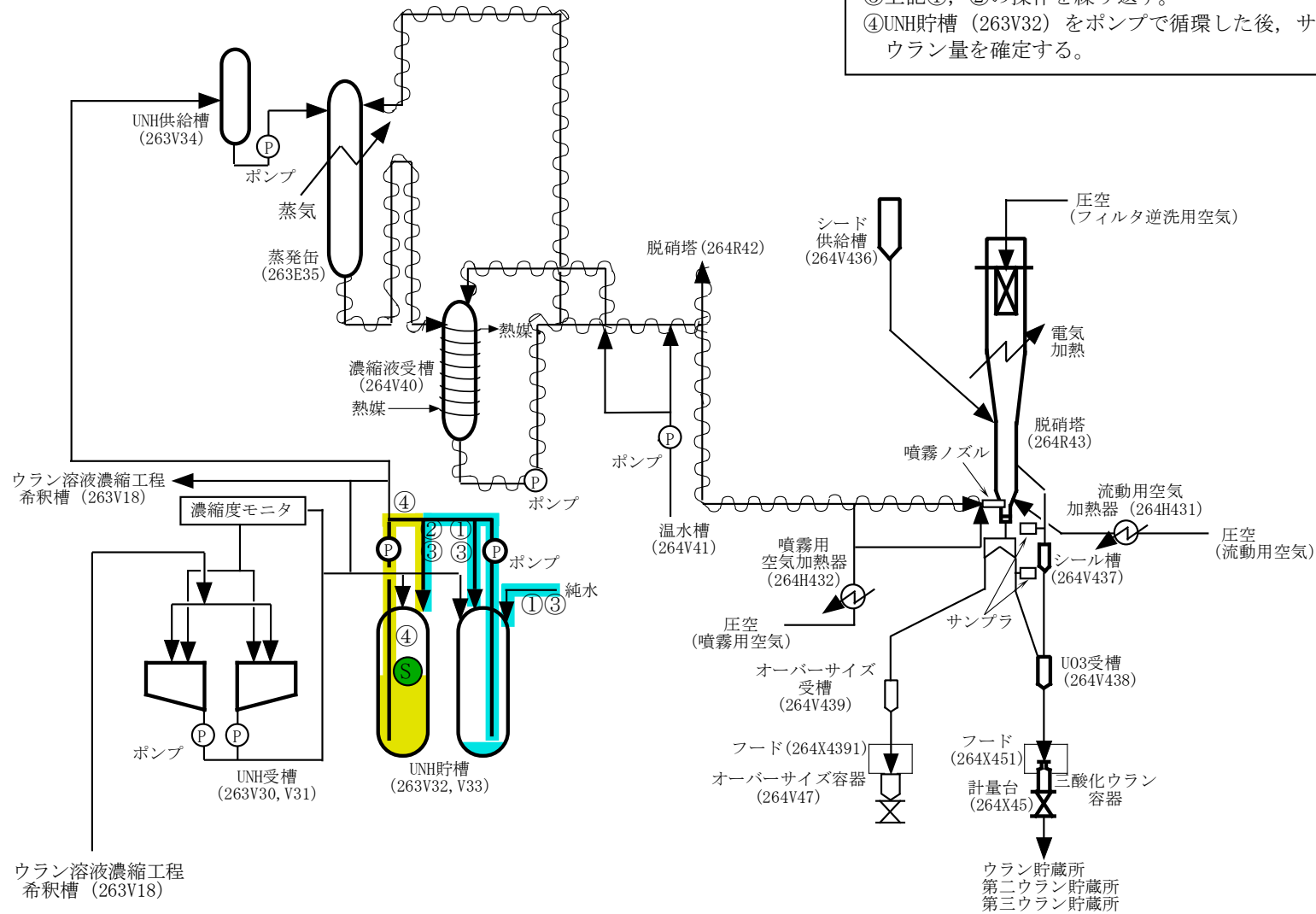
- ①中間貯槽（263V10）に純水を供給し、ポンプによりダネード給液槽（263V103）間で循環する。
- ②ダネードにより、ダネード給液槽（263V103）の洗浄液を呼水槽（263V105）経由でウラン溶液蒸発缶（第1段）（263E11-T12）へ送液する。
- ③ウラン溶液蒸発缶（第1段）（263E11-T12）の洗浄液をポンプにより、希釈槽（263V18）へ送液する。
- ④上記、①～③の操作を繰り返す。
- ⑤希釈槽（263V18）に受け入れた洗浄液をポンプで循環した後、サンプリングにより洗浄効果（ウラン濃度）を確認する。
- ⑥ウラン濃度確認後、ポンプによりウラン脱硝施設（DN）のUNH受槽（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で循環した後、サンプリングを行い、ウラン濃度及びウラン濃縮度を確認する。また、ウラン濃縮度モニタによりウラン濃縮度を測定する。
- ⑧ウラン濃度及びウラン濃縮度を確認後、ポンプによりUNH貯槽（263V32）へ送液する。



添十別紙1-27

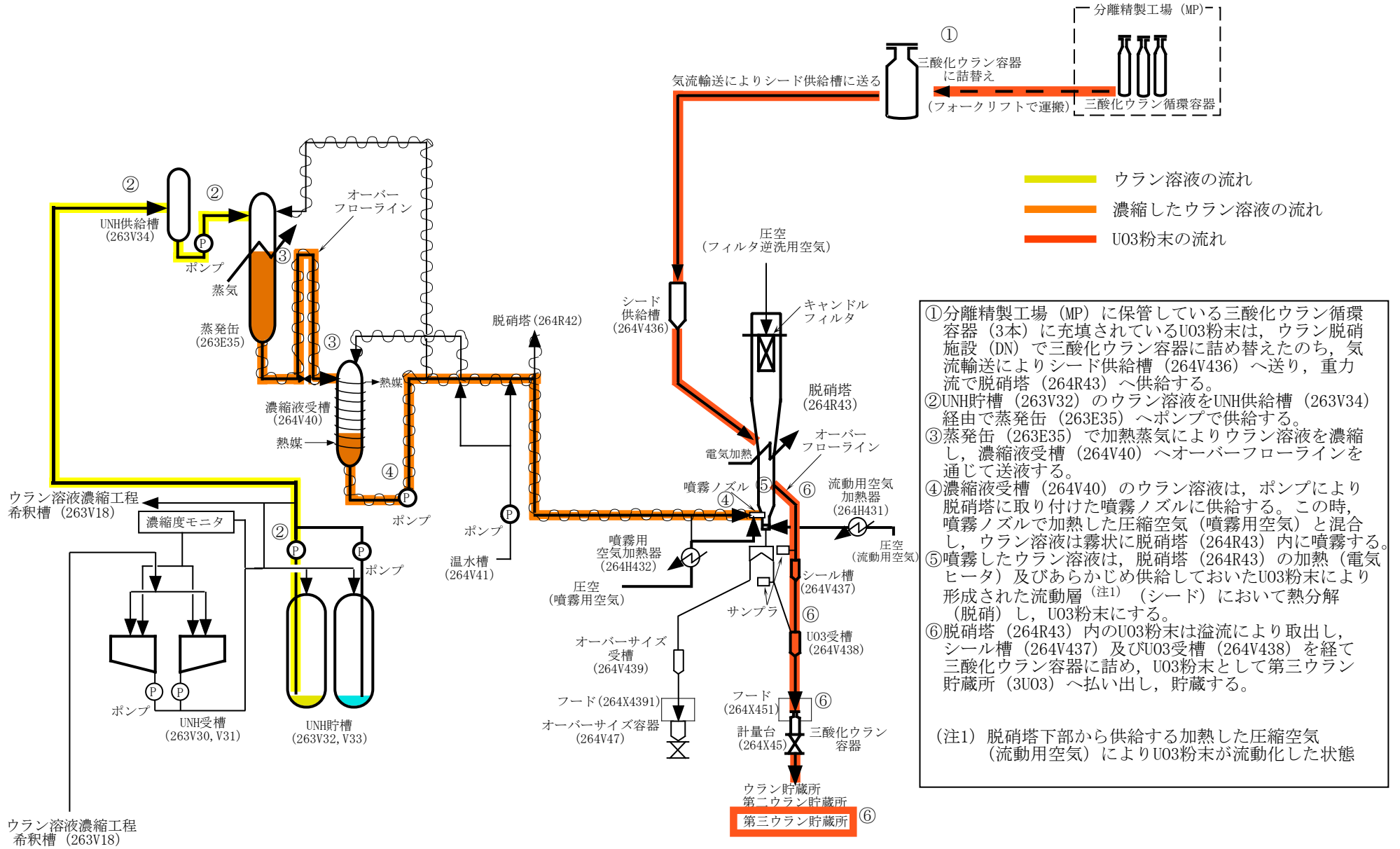
参考図-3-2-4 中間貯槽(263V10)からウラン脱硝施設(DN)への送液系統の押し出し洗浄

- ①ヒール状態となっているUNH貯槽（263V33）に純水を供給後、263V33をポンプで循環する。
- ②UNH貯槽（263V33）の洗浄液をポンプでUNH貯槽（263V32）へ送液する。
- ③上記①、②の操作を繰り返す。
- ④UNH貯槽（263V32）をポンプで循環した後、サンプリングによりウラン濃度を確認し、ウラン量を確定する。



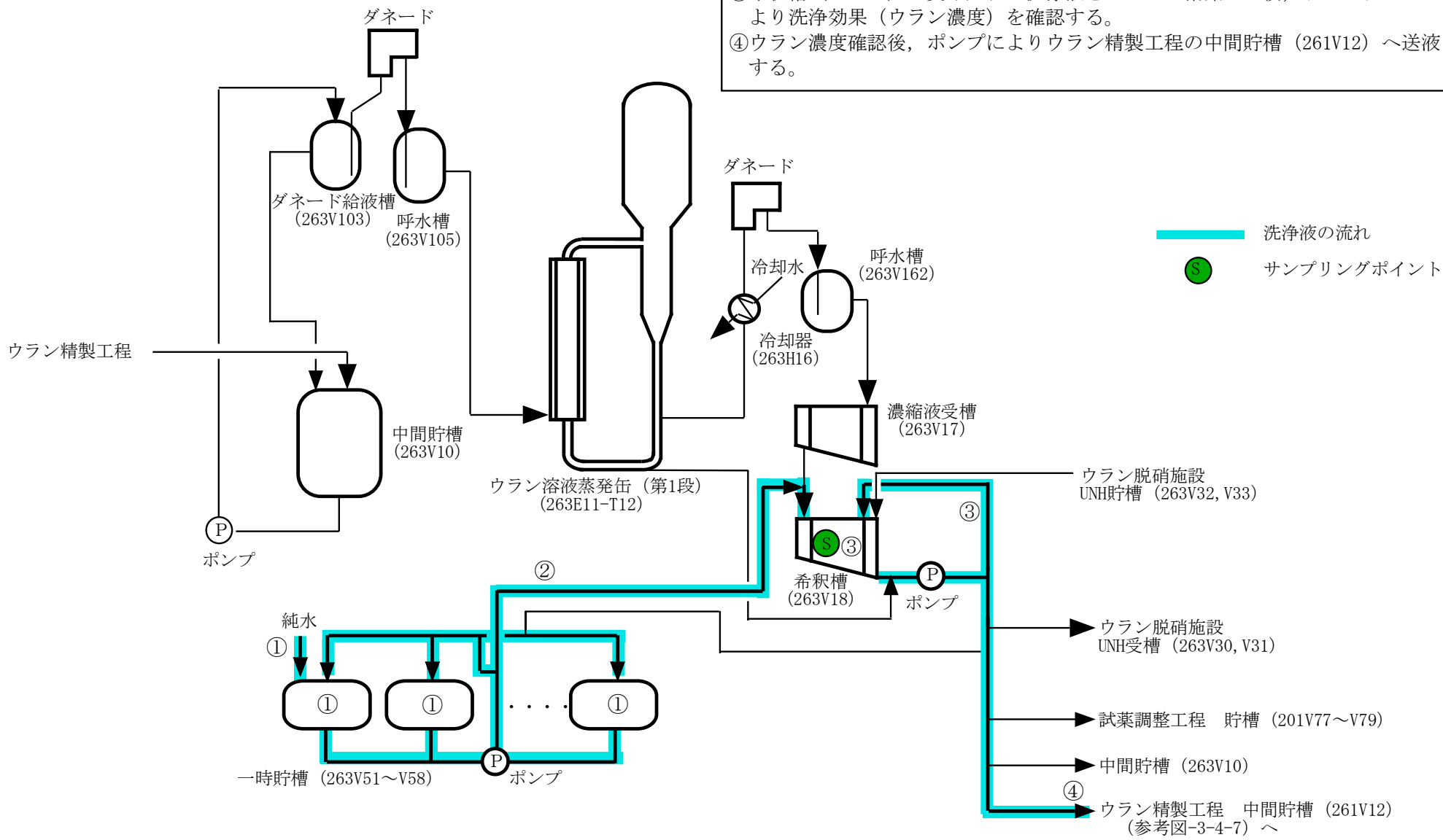
— ウラン溶液の流れ
— 洗浄液の流れ
● サンプリングポイント

参考図-3-2-5 UNH貯槽（263V33）の押し出し洗浄



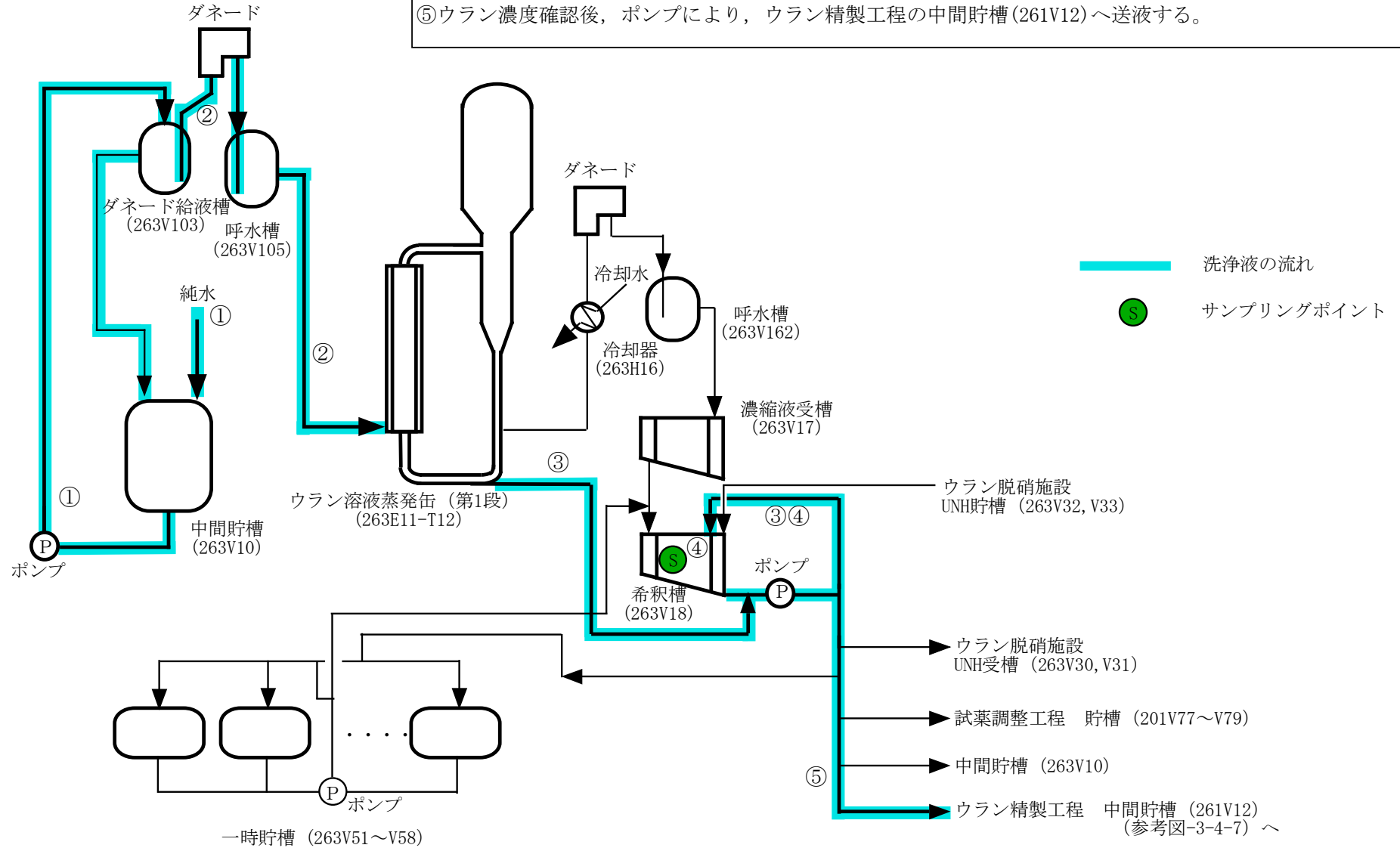
参考図-3-3 ウラン溶液の粉末化

- ①ウラン濃度の最も低い一時貯槽（263V53）に純水を供給し、ポンプにより循環後、ウラン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で循環した後、サンプリングにより洗浄効果（ウラン濃度）を確認する。
- ④ウラン濃度確認後、ポンプによりウラン精製工程の中間貯槽（261V12）へ送液する。

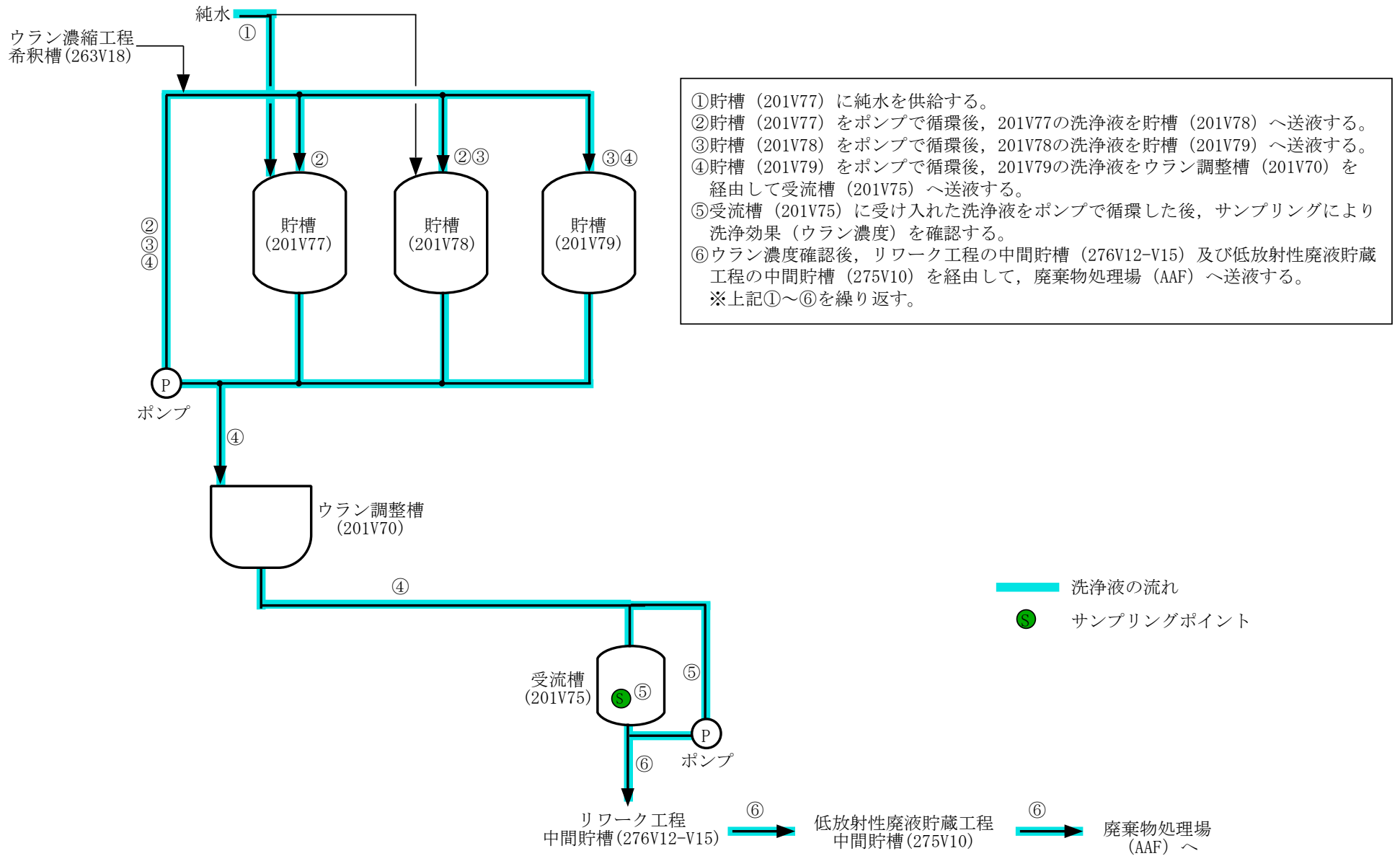


参考図-3-4-1 ウラン溶液の取出しに用いた系統の押し出し洗浄
（一時貯槽（263V51～V58）の送液経路）

- ①中間貯槽 (263V10)に純水を供給し、ポンプによりダネード給液槽 (263V103) 間で循環する。
- ②ダネードにより、ダネード給液槽(263V103)の洗浄液を呼水槽(263V105)経由でウラン溶蒸発缶(第1段) (263E11-T12)へ送液する。
- ③ウラン溶液発缶(第1段) (263E11-T12)の洗浄液をポンプにより、希釈槽(263V18)へ送液する。
※上記①～③を繰り返す。
- ④希釈槽(263V18)に受け入れた洗浄液をポンプで循環した後、サンプリングにより洗浄効果(ウラン濃度)を確認する。
- ⑤ウラン濃度確認後、ポンプにより、ウラン精製工程の中間貯槽(261V12)へ送液する。

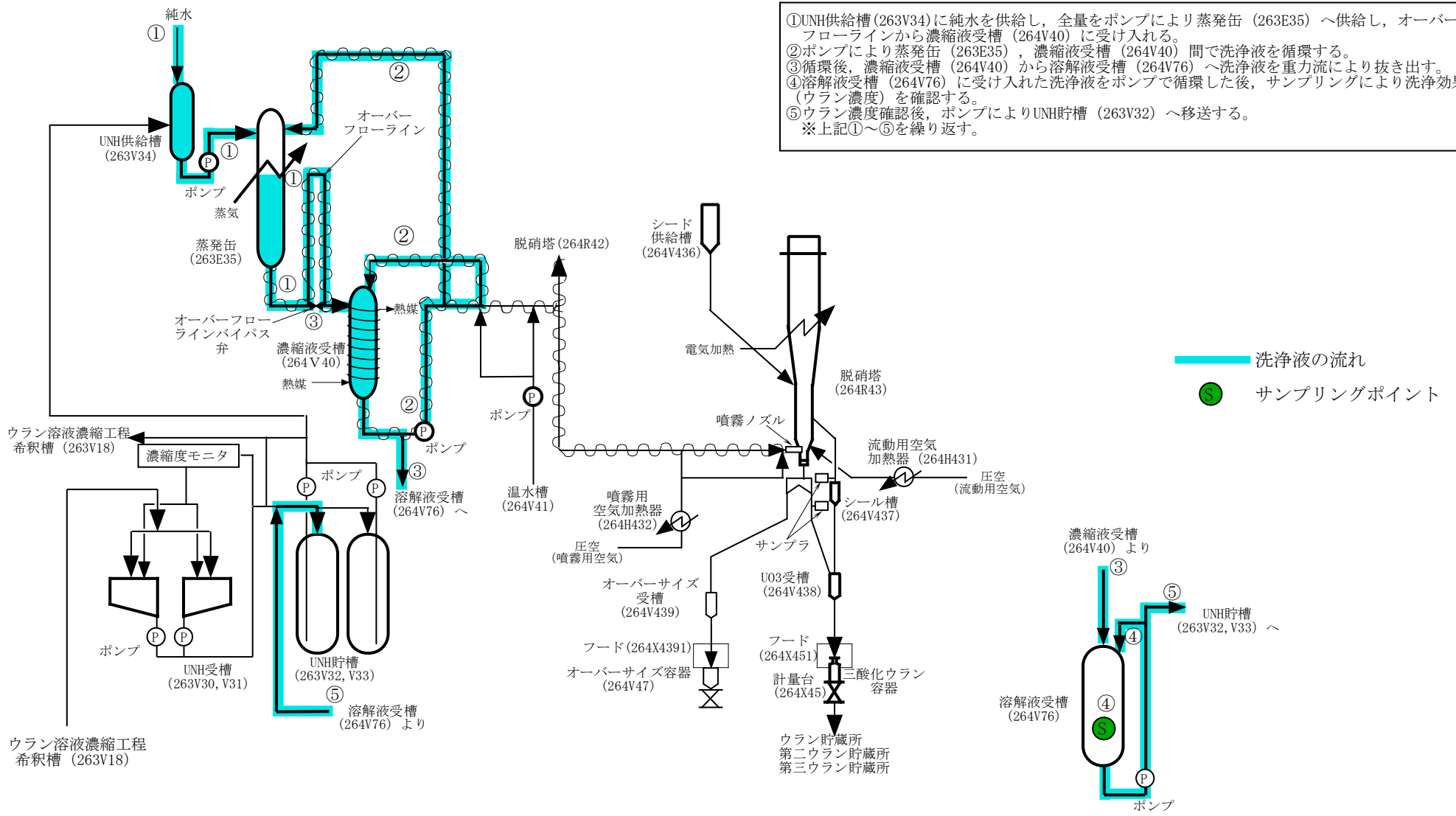


参考図-3-4-2 ウラン溶液の取出しに用いた系統の押し出し洗浄
(中間貯槽 (263V10) の送液経路)

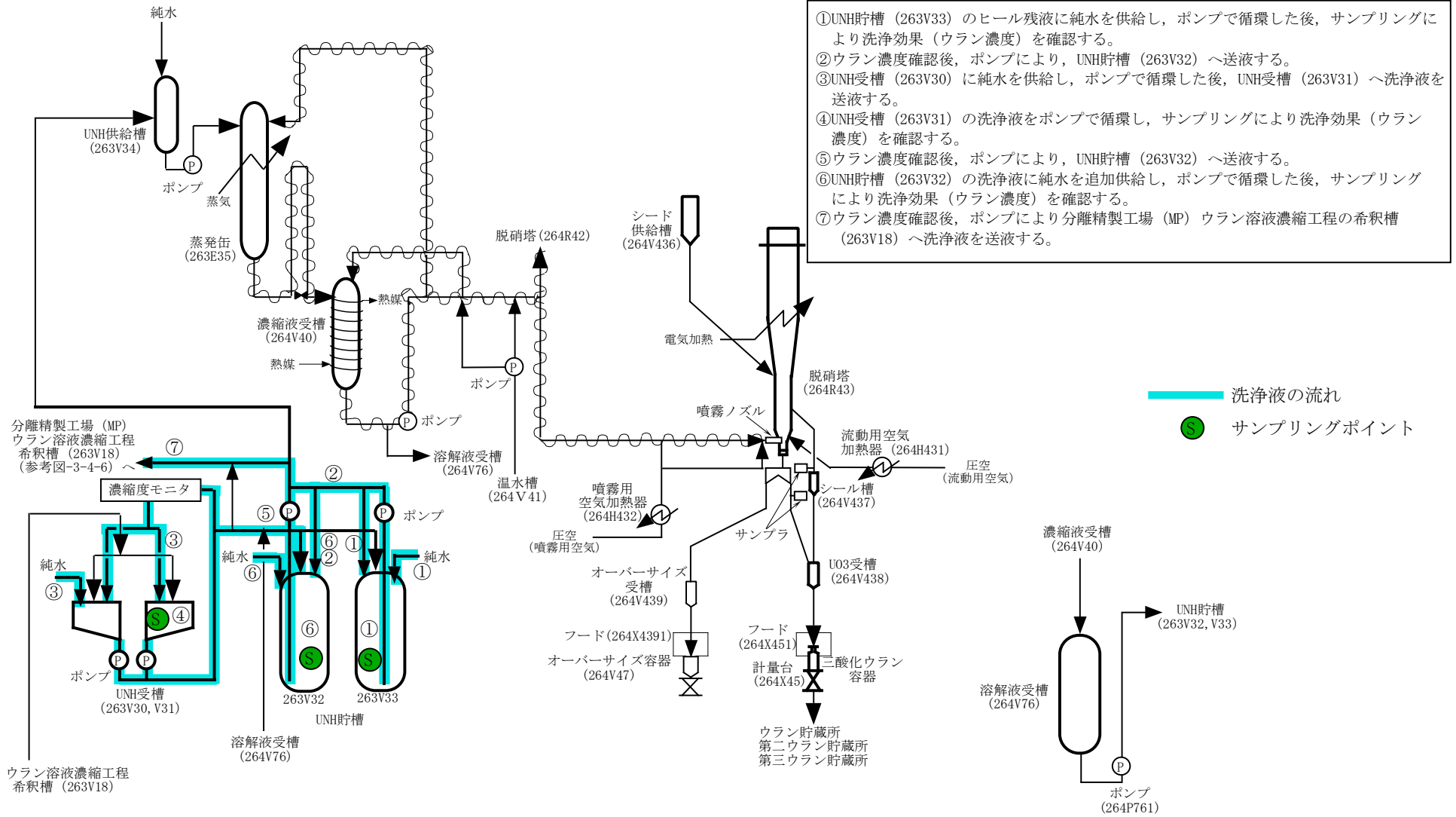


参考図-3-4-3 ウラン溶液の取出しに用いた系統の押し出し洗浄 (貯槽 (201V77～V79) の送液経路)

①UNH供給槽(263V34)に純水を供給し、全量をポンプにより蒸発缶(263E35)へ供給し、オーバーフローラインから濃縮液受槽(264V40)に受け入れる。
 ②ポンプにより蒸発缶(263E35)、濃縮液受槽(264V40)間で洗浄液を循環する。
 ③循環後、濃縮液受槽(264V40)から溶解液受槽(264V76)へ洗浄液を重力流により抜き出す。
 ④溶解液受槽(264V76)に受け入れた洗浄液をポンプで循環した後、サンプリングにより洗浄効果(ウラン濃度)を確認する。
 ⑤ウラン濃度確認後、ポンプによりUNH貯槽(263V32)へ移送する。
 ※上記①～⑤を繰り返す。

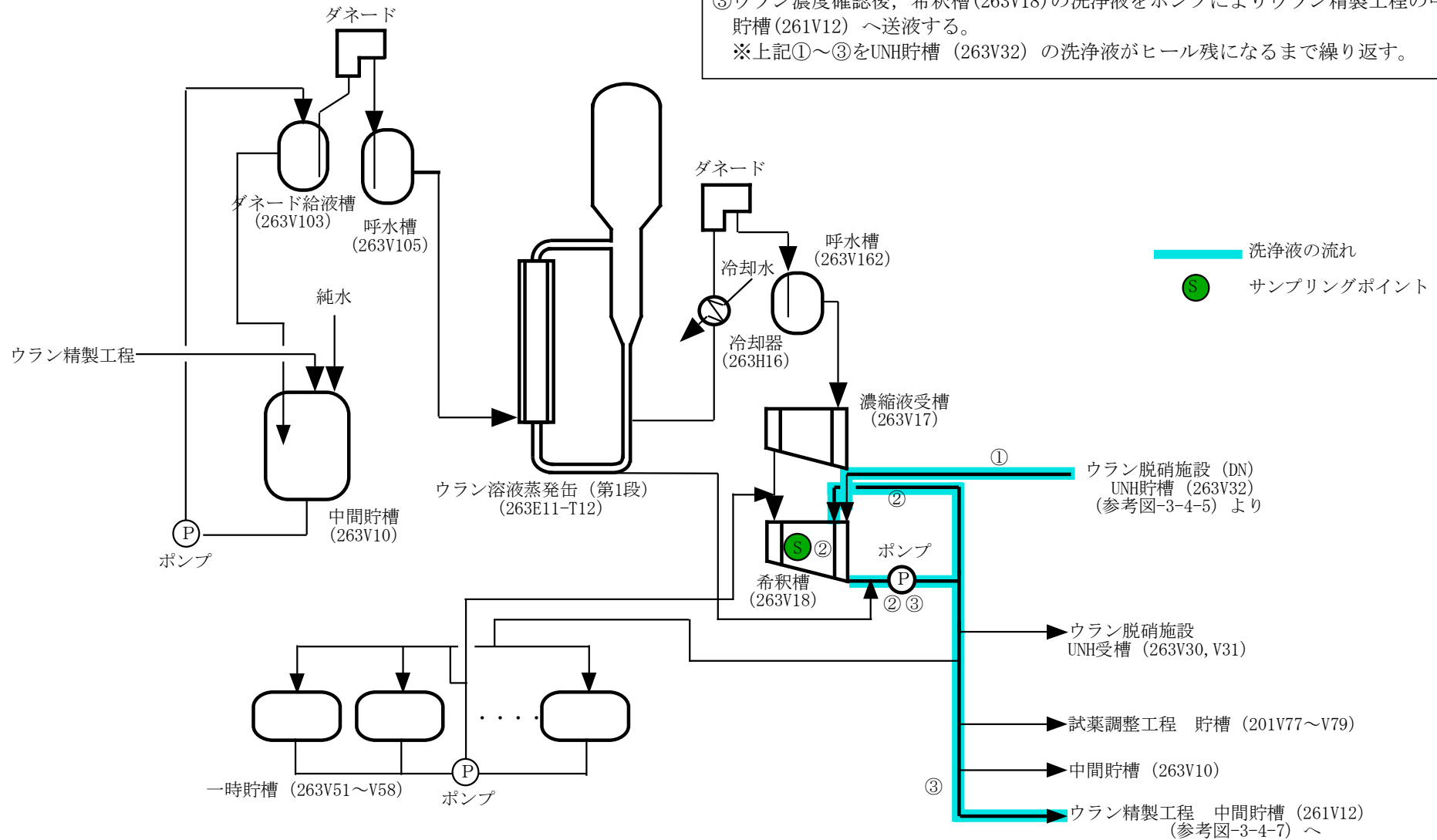


参考図-3-4-4 ウラン溶液の取出しに用いた系統の押し出し洗浄(脱硝塔(264R43)へのウラン溶液の送液系統①)

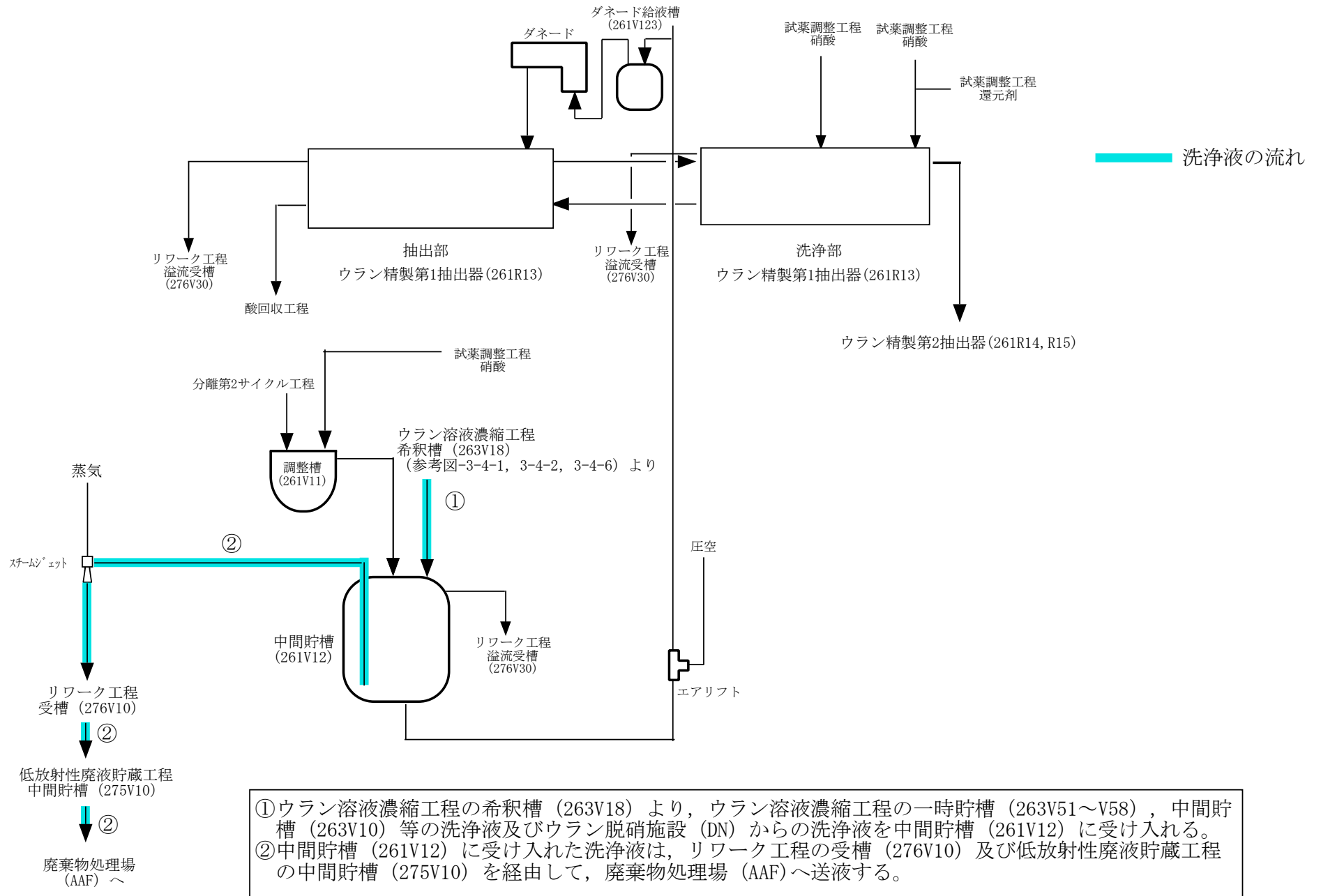


参考図-3-4-5 ウラン溶液の取出しに用いた系統の押し出し洗浄 (脱硝塔 (264R43) へのウラン溶液の送液系統②)

- 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)に受け入れた洗浄液をポンプで循環した後、サンプリングにより洗浄効果 (ウラン濃度)を確認する。
 ③ウラン濃度確認後、希釈槽 (263V18)の洗浄液をポンプによりウラン精製工程の中間貯槽 (261V12)へ送液する。
 ※上記①～③をUNH貯槽 (263V32)の洗浄液がヒール残になるまで繰り返す。

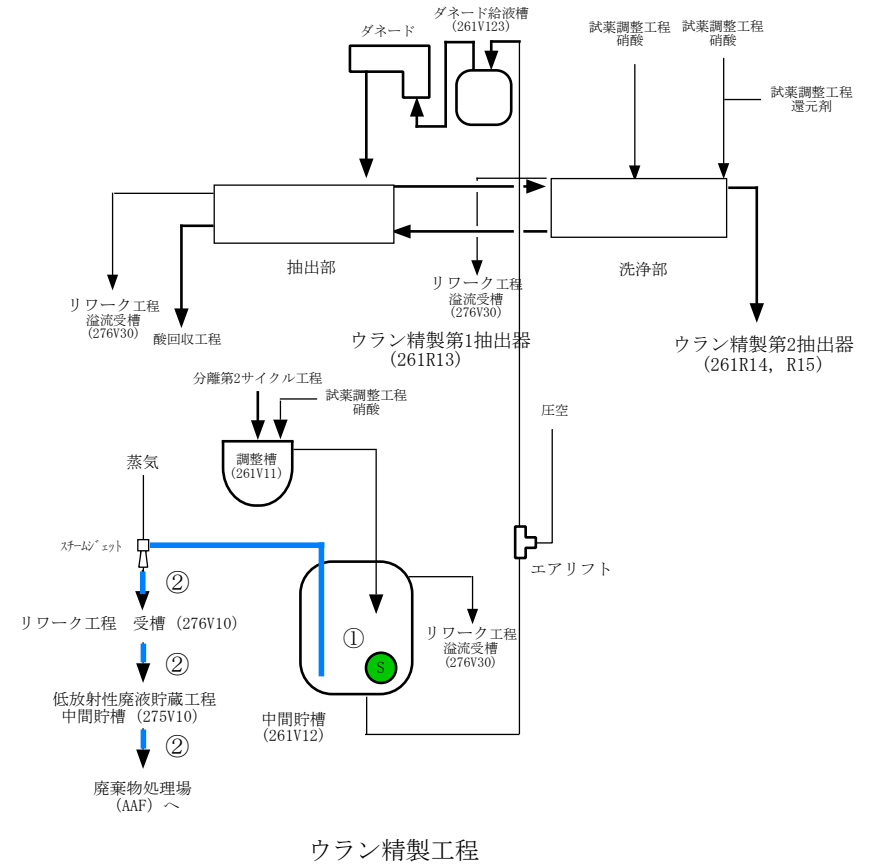
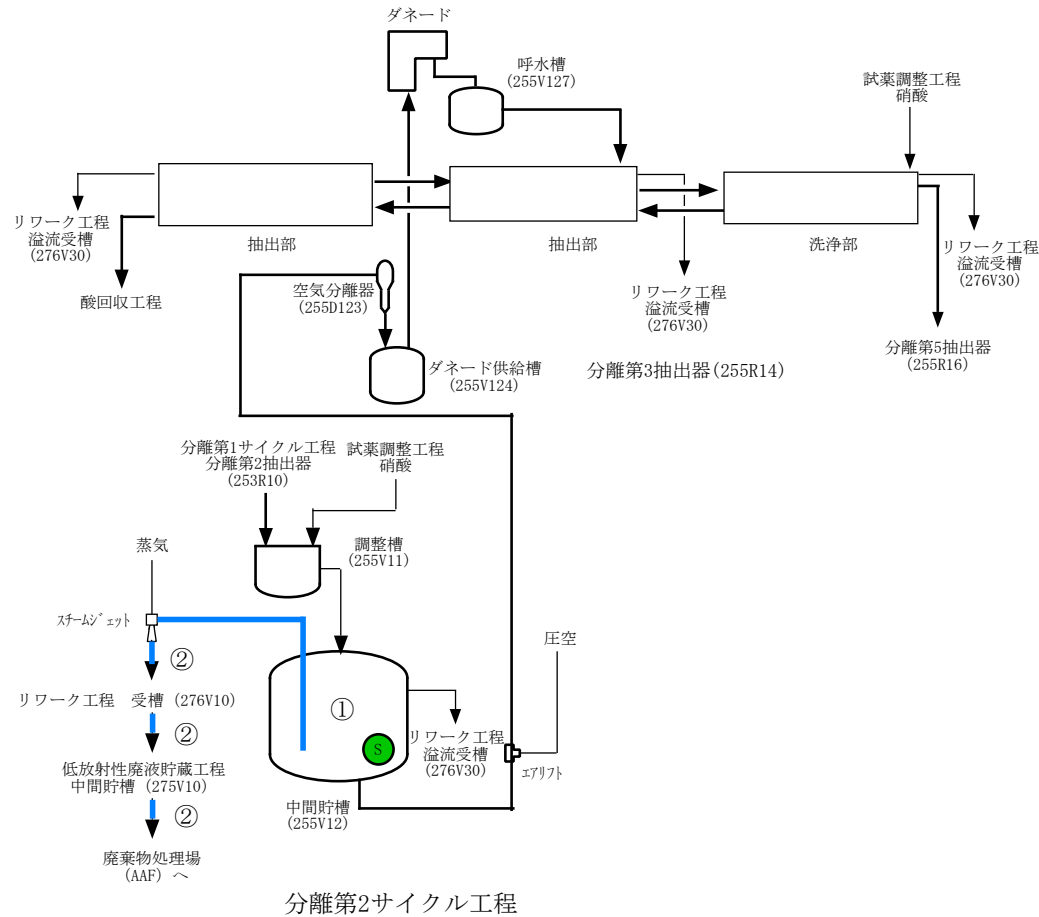


参考図-3-4-6 ウラン溶液の取出しに用いた系統の押し出し洗浄 (脱硝塔 (264R43) へのウラン溶液の送液系統③)



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

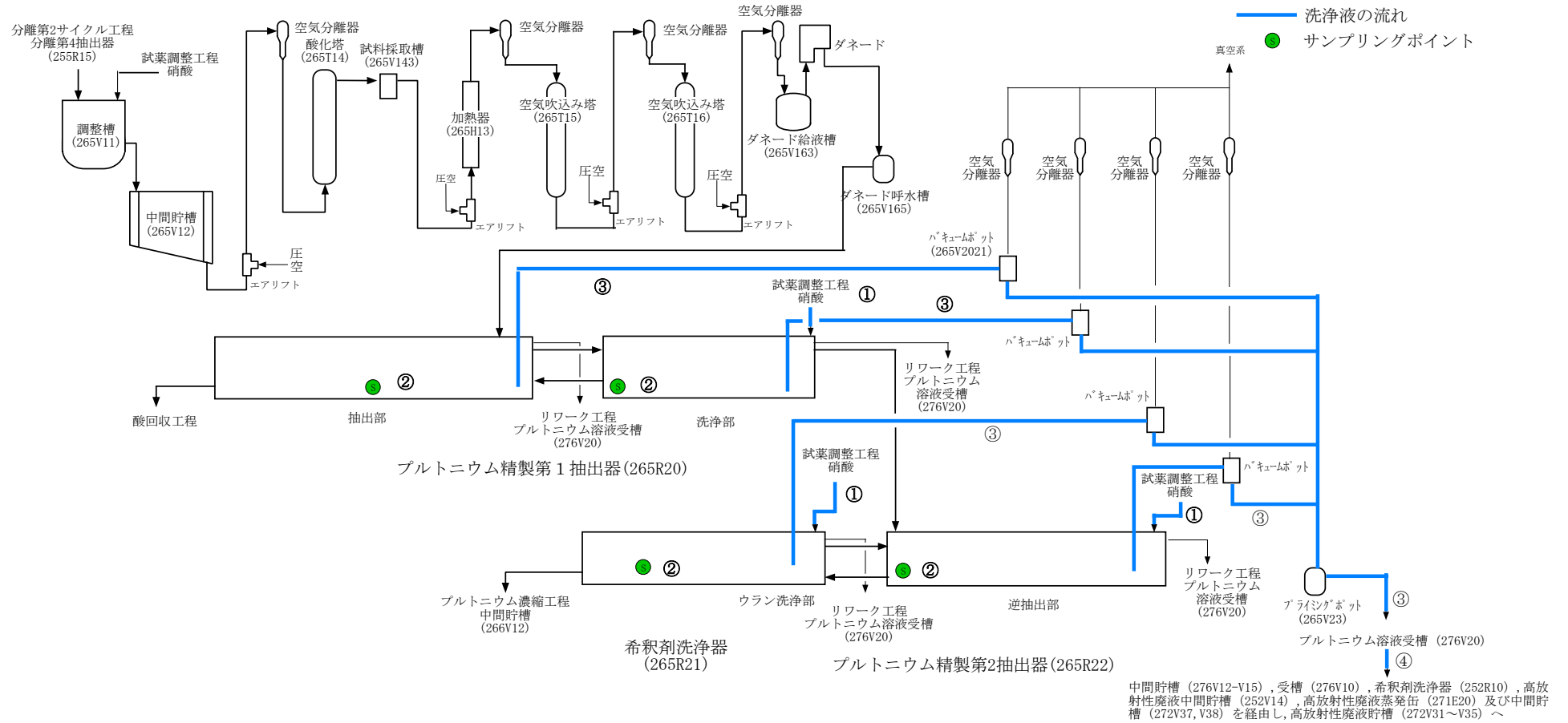
— 洗浄液の流れ
 ● サンプルングポイント



- ① 中間貯槽 (255V12) の洗浄液の濃度を確認し、洗浄効果を確認する。
- ② 中間貯槽 (255V12) の洗浄液をスチームジェットにより受槽 (276V10) へ送液し、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。

- ① 中間貯槽 (261V12) の洗浄液の濃度を確認し、洗浄効果を確認する。
- ② 中間貯槽 (261V12) の洗浄液をスチームジェットにより受槽 (276V10) へ送液し、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。

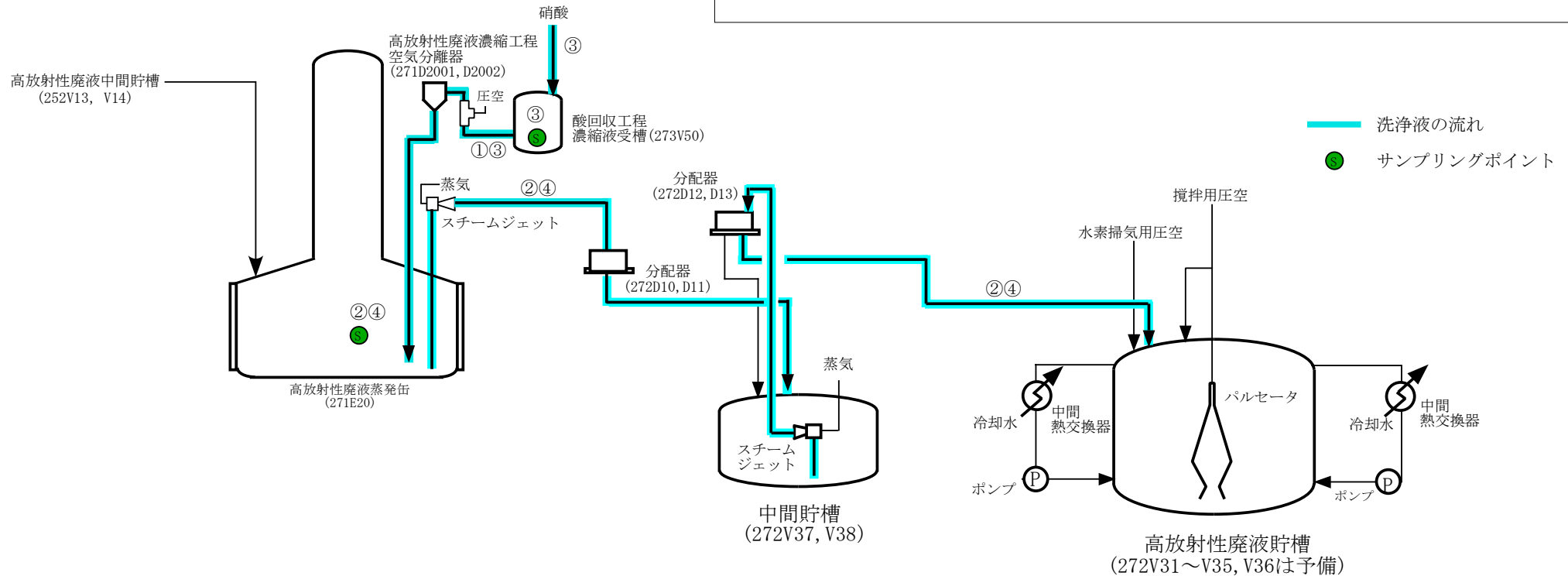
参考図-4-1 その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) の押し出し洗浄 (分離第2サイクル工程及びウラン精製工程の中間貯槽 (255V12, 261V12))



参考図-4-2 その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) の押し出し洗浄

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

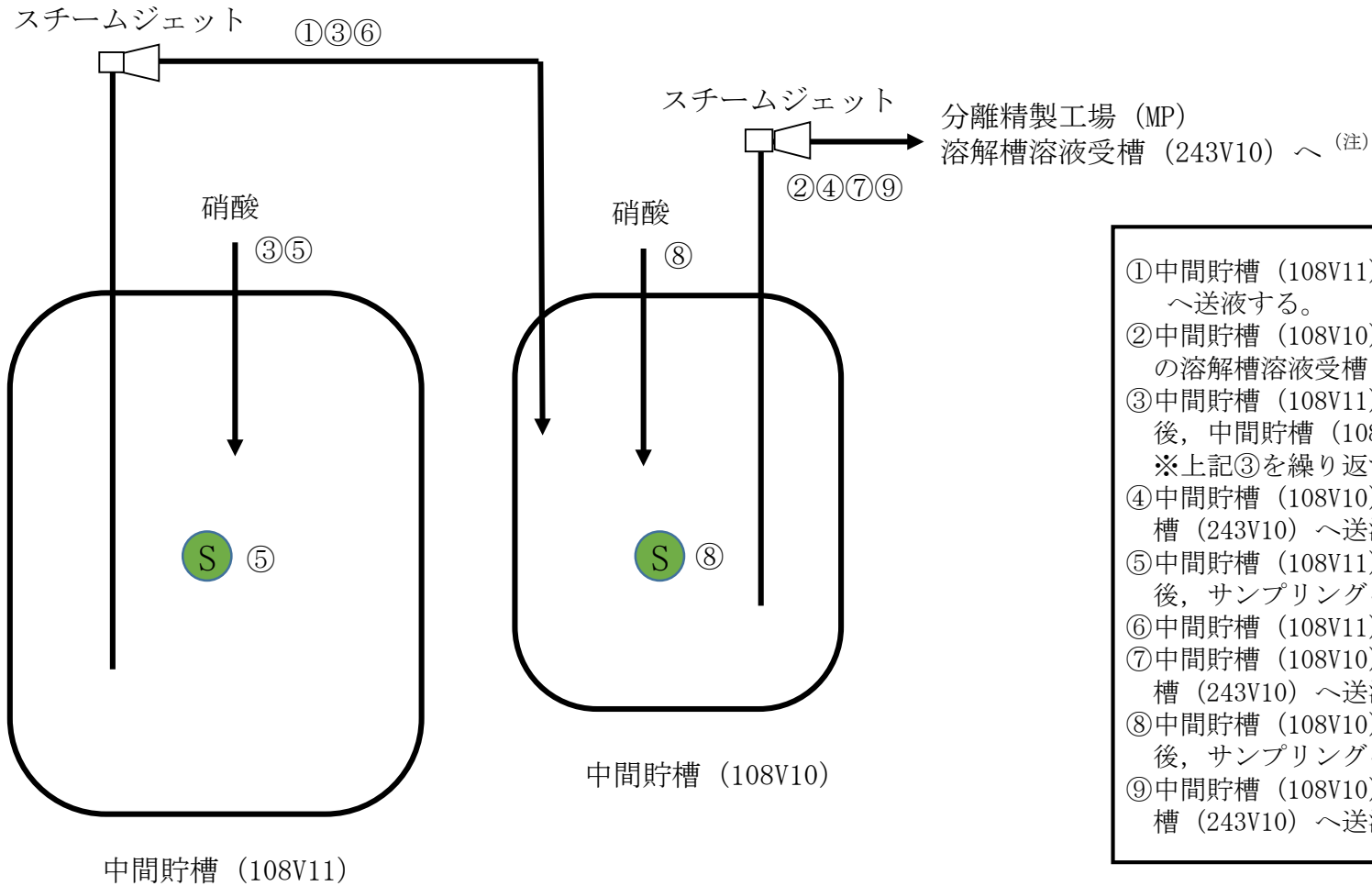
- ①酸回収工程の濃縮液受槽（273V50）の洗浄液は、エアリフトにより高放射性廃液濃縮工程の高放射性廃液蒸発缶（271E20）へ送液する。
- ②高放射性廃液蒸発缶（271E20）でサンプリングを行い、ウラン濃度及びプルトニウム濃度等を確認後、高放射性廃液貯蔵工程の中間貯槽（272V37, V38）を経由して高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。
- ③濃縮液受槽（273V50）の送液残液の洗浄液に硝酸を供給後、サンプリングを行い、ウラン濃度及びプルトニウム濃度等を確認後、エアリフトにより高放射性廃液蒸発缶（271E20）へ送液する。
- ④高放射性廃液蒸発缶（271E20）で洗浄液のサンプリングを行い、ウラン濃度及びプルトニウム濃度等を確認後、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(工程内の洗浄液等)の押し出し洗浄
(酸回収工程 濃縮液受槽 (273V50))

— : 洗浄液の流れ

●S : サンプルポイント



- ① 中間貯槽 (108V11) の分析試料等を中間貯槽 (108V10) へ送液する。
- ② 中間貯槽 (108V10) から分析試料等を分離精製工場 (MP) の溶解槽溶液受槽 (243V10) へ送液する。
- ③ 中間貯槽 (108V11) の送液残液へ硝酸を供給し、攪拌した後、中間貯槽 (108V10) へ送液する。
※上記③を繰り返す。
- ④ 中間貯槽 (108V10) から分離精製工場 (MP) の溶解槽溶液受槽 (243V10) へ送液する。
- ⑤ 中間貯槽 (108V11) の送液残液へ硝酸を供給し、攪拌した後、サンプリングを行い洗浄効果を確認する。
- ⑥ 中間貯槽 (108V11) から中間貯槽 (108V10) へ送液する。
- ⑦ 中間貯槽 (108V10) から分離精製工場 (MP) の溶解槽溶液受槽 (243V10) へ送液する。
- ⑧ 中間貯槽 (108V10) の送液残液へ硝酸を供給し、攪拌した後、サンプリングを行い洗浄効果を確認する。
- ⑨ 中間貯槽 (108V10) から分離精製工場 (MP) の溶解槽溶液受槽 (243V10) へ送液する。

(注) 溶解槽溶液受槽 (243V10) へ送液した洗浄液等は、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。

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

工程洗淨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、通常の操作で再処理設備本体等から取り出すこととし、送液残液の押し出し洗浄では、硝酸又は純水を用い押し出し洗浄の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は、通常の再処理運転の終了の判断基準を基本とする。

核燃料サイクル工学研究所の再処理施設では、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。この時、分離第2サイクル工程の分離第2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）及びプルトニウム濃度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行う（表-1参照）。

せん断粉末、低濃度のプルトニウム溶液及びウラン溶液（ウラン粉末を含む。）の取出し作業の終了ごとに、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）の押し出し洗浄後、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（硝酸等を用いた押し出し及び送液操作）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出し期間としては、せん断粉末で約2か月、低濃度のプルトニウム溶液で約3か月、ウラン溶液及びウラン粉末で約3か月と、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約 [] 未満及びプルトニウム量約 [] 未満に対し、工程洗浄後にはウラン量約 [] 未満、プルトニウム量約 [] 未満程度まで低下させることが可能と推定している（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 (1/2)

分類	施設*	工程	機器名称	洗浄効果の確認ポイント	備考		
せん断粉末の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、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)				
			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、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)					
低濃度のプルトニウム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、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、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、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)	計量槽 (267V102)	洗浄液を計量槽 (267V102) に送液し、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)	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、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 (2/2)

分類	施設*	工程	機器名称	洗浄効果の確認ポイント	備考		
ウラン溶液 (ウラン粉末を含む。)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、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)		
				ダネード給液槽 (263V103)	希釈槽 (263V18)	洗浄液を希釈槽 (263V18) に送液し、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、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、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、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、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 (工程内の洗浄液等)	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)			

※ ; 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 (1/2)

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)	せん断処理	使用済燃料 せん断粉末	除染保守セル	R333				
	溶解 清澄・調整	洗浄液	洗浄液受槽	242V13				
			溶解槽溶液受槽	243V10				
			パルスフィルタ	243F16				
	分離, 精製, 酸回収, 溶媒 回収, リワーク	洗浄液	中間貯槽	255V12				
			中間貯槽	261V12				
			プルトニウム 精製抽出器	265R20, R21, R22				
			濃縮液受槽	273V50				
			プルトニウム 溶液受槽	276V20				
	プルトニウム 濃縮	洗浄液	希釈槽	266V13				
プルトニウム 製品貯蔵	低濃度の プルトニウム 溶液	プルトニウム 製品貯槽	267V10～V16					

添十別紙 2-4

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 (2/2)

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)	ウラン 溶液濃縮・ 試薬調整	ウラン溶液	中間貯槽	263V10				
			一時貯槽	263V51～V58				
			受流槽	201V75				
			貯槽	201V77～V79				
ウラン脱硝	ウラン粉末	三酸化ウラン 循環容器	FRP-5, 6, 10					
ウラン 脱硝施設 (DN)	ウラン脱硝	ウラン溶液	UNH 貯槽	263V32, V33				
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				
分析所 (CB)	分析	分析試料等 ^{※3}	中間貯槽	108V10				
			中間貯槽	108V11				
回収可能核燃料物質の合計								

※1 内訳を合算し、大約した値（平成 29 年 6 月 30 日現在）

※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 ）。

長期停止による想定不具合及び点検項目について

工程洗浄では、保安規定に基づく施設管理計画の保全重要度分類の考え方にに基づき点検を行うとともに、工程が長期にわたり停止していたことから、設備の長期停止を考慮した点検を行う。長期停止を考慮した設備点検の考え方をフローに示す（図-1 参照）。

長期停止を考慮した設備点検では、加熱機器について、閉じ込め機能、冷却機能及び加熱操作に対する点検を実施する。一方、加熱操作を伴わない静的機器については、シール材の劣化、バルブの固着、送液装置等の詰りなどに対する点検を実施する。また、回転機器等の動的機器については、絶縁抵抗等の電気点検、作動確認を実施する。なお、常時運転している機器や定期的な点検を行っている機器については、性能を維持していることから本点検の対象外とする。

主な点検対象機器として濃縮ウラン溶解槽、パルスフィルタ、脱硝塔、送液装置等の想定不具合及び点検項目を以下に示す（詳細については表-1 参照）。

1) 濃縮ウラン溶解槽

平成 19 年の再処理運転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及び作動確認を行う。

加熱蒸気、温水、冷却水及び硝酸供給系統の配管、送液装置（スチームジェット）並びに弁類は、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を通水（通気）及び弁の作動確認により確認する。

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を行うことから、溶解槽本体及びドリフトレイに損傷等の異常のないことを濃縮ウラン溶解セルにカメラを挿入し観察する。また、加熱部に圧縮空気を入れ溶解槽内部に漏れがないことを確認する。

2) 脱硝塔、蒸発缶

脱硝塔（264R43）の電気加熱ヒータは、長期停止期間中において加熱操作を行っておらず、ヒータの損傷、加熱性能の低下等が考えられることから、絶縁抵抗を測定し、異常が確認された場合はヒータの更新（巻直し）を行う。

蒸発缶は、外観、通水、加熱操作により健全であることを確認する。

3) パルスフィルタ

長期停止に伴い、エレメントの目詰り、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。

これら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、不具合を見つけた場合は、部品交換（エレメント交換等）を行う。

4) 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。不具合を見つけた場合は、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）の閉塞及び漏れ、弁類の動作不良、計装（流量調節）並びに本体の閉塞

- ② スチームジェット
蒸気配管及び圧空配管（ストレーナ）の閉塞及び漏れ並びに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）の閉塞，弁類の故障及び圧空流量計の破損
 - ④ サイフォン
真空配管（真空フィルタ）の閉塞，漏れ及び弁類の動作不良
- 5) バルブ類
バルブ類については，長期間使用していないバルブは，固着等が考えられることから，工程洗浄で使用する系統のバルブ類は外観点検，作動確認を行い，不具合を見つけた場合は，補修又は交換を行う。
- 6) 回転機器
回転機器の高経年化及び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。不具合を見つけた場合は，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，シール材劣化及び吸入吐出箇所の閉塞
 - ② 電動機：性能低下
 - ③ 軸，軸受等：軸受けの固着及び軸の変形・摩耗
 - (2) 排風機
 - ① 本体：ケーシングの変形及び割れ，オイルの劣化及び不足並びに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，グリスの劣化及び不足，Vベルト/プーリーの劣化並びに摩耗
 - (3) 攪拌機（抽出器）
 - ① 本体：軸受の固着，変形及び摩耗
 - ② 電動機：性能低下
- 7) サンプリング系統
サンプリングブーツの劣化による損傷及びサンプリングニードルの詰りによる試料採取不可が考えられることから，サンプリング操作による負圧確認や試料採取の確認を行い，必要に応じてサンプリングブーツやサンプリングニードルの交換を行う。

以上

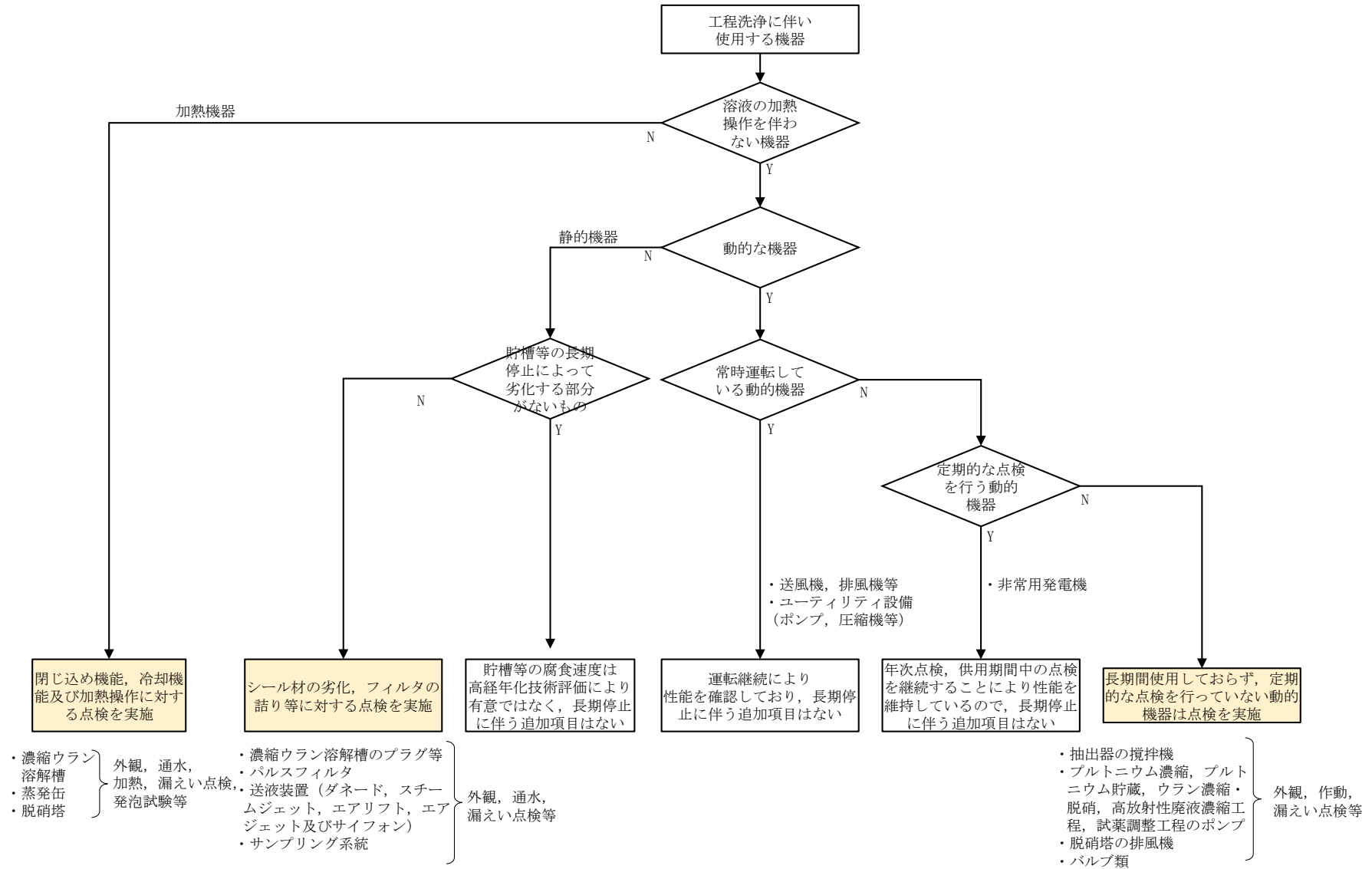


図-1 長期停止を考慮した設備点検項目の考え方

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
						加熱部からの漏えい	外観，加圧・発泡試験
	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
						エレメント目詰り	作動確認（流量）
						シール材劣化	作動確認（流量）
						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
				ウラン溶液濃縮工程	263Z104	付属配管の詰り	作動確認
			スチームジェット	溶解工程	242J111，J112	装置の性能低下	作動確認
					242J1311，J1312，J137	付属配管の詰り	作動確認
		清澄工程		243J102，J103	装置の性能低下	作動確認	
				243J161，J163，J164，243V201	付属配管の詰り	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	スチーム ジェット (続き)	リワーク工程	276J102, 276J124 276J126, 276J153	装置の性能低下	作動確認	
					付属配管の詰り	作動確認	
			HAW 濃縮工程	271J203, J204, J205	装置の性能低下	作動確認	
					付属配管の詰り	作動確認	
					付属配管の詰り	作動確認	
					付属配管の詰り	作動確認	
			エアジェット	抽出工程	252J149	装置の性能低下	作動確認
						付属配管の詰り	作動確認
		エアリフト	調整工程	251A111, A112, 114, A115	装置の性能低下	作動確認	
					付属配管の詰り	作動確認	
			抽出工程	252A143	装置の性能低下	作動確認	
					付属配管の詰り	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	
					付属配管の詰り	作動確認	
			HAW 濃縮工程	271A206, A207, A2003	装置の性能低下	作動確認	
					付属配管の詰り	作動確認	
			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	4	バルブ	真空調節弁 (FC)	抽出工程 252FC101, FC102, FC103, FIC1101, FC1102, FC1103, FC1104, FC1105, FC1106, FC1107, FC1108, FC1109.1, FC1110, FC1111, FC1112, FC1113, FC1114, FC1115, FC1116, FC1117	異物噛みこみ	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 266P101 267P231	ケーシングの損傷	外観確認
					インペラー損傷, 脱落	作動確認(聴音, 振動)
					摺動部の固着	作動確認(聴音, 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(圧力)
					電動機性能低下	絶縁抵抗測定 作動確認(電流値, 振動)
					軸受の固着, 変形, 摩耗	作動確認(聴音, 振動)
					インペラー損傷, 脱落	作動確認(聴音, 振動)
					摺動部の固着	作動確認(聴音, 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)		
			軸受の固着, 変形, 摩耗	作動確認(聴音, 振動)		
			試薬調整工程 201P751, P761	ケーシングの損傷	外観確認	
				インペラー損傷, 脱落	作動確認(聴音, 振動)	
	摺動部の固着	作動確認(聴音, 振動)				
	シール材の劣化	作動確認(漏えい)				
	スターラ	抽出工程	252R10, 252R11 265R20, 265R21, 265R22	電動機の性能低下, 軸受の固着, 変形, 摩耗	作動確認(電流値, 聴音, 振動)	
				軸受の固着, 変形, 摩耗	作動確認(聴音, 振動, 温度)	
6	サンプリング系統	サンプリング	サンプリング工程 251V10, 252V14, 266V13, 255V12 261V12, 265R20, 265R21, 265R22 271E20, 273V50, 276V20, 276V12-V15	サンプリングブーツの劣化損傷	外観確認, 負圧確認	
				循環性能低下	試料採取確認	
				サンプリングニードルの詰り	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	ウラン脱硝工程	263P301, P311, P321, P331, P341, P342, P371, P381, 264P4041, P4042, P411, P412, P601, P611, P631, P632, P634, P635, P641, P651, P761, P7911, P7912, P7921, P7922, P8011, P8021, P8031, P8311, P8312, P8421, P8711, P8712	ケーシングの劣化	外観確認
					インペラーの損傷, 脱落	作動確認(聴音, 振動)
					摺動部の固着	作動確認(聴音, 振動)
					シール材の劣化	作動確認(漏えい)
					吸入, 吐出箇所の閉塞	作動確認(圧力, 聴音)
					電動機の性能低下	絶縁抵抗測定 作動確認(電流値, 振動)
					軸受の固着, 変形, 摩耗	作動確認(聴音, 振動)
					ケーシングの変形, 割れ	外観確認
					オイルの劣化, 不足	オイル量等の確認
					吸入吐出継手部の緩み	外観確認, 緩み確認
		電動機の性能低下	絶縁抵抗測定 作動確認(電流値, 振動)			
		排風機 (気流輸送用)	ウラン脱硝工程	264K692	軸受けの摩耗, グリスの劣化, 不足	作動確認(聴音, 振動, 温度)
		吸引ノズル (気流輸送用)	ウラン脱硝工程	264X491	Vベルトの劣化(亀裂), プーリーの摩耗	外観確認, 作動確認
					本体の変形, 損傷	外観確認, 作動確認
					駆動部の固着	作動確認
					電動機の性能低下	絶縁抵抗測定 作動確認(聴音)
軸受けの摩耗, グリスの劣化, 不足	作動確認(聴音, 振動)					
変速機(歯車)の劣化摩耗, 異物の噛みこみ	外観確認, 作動確認(聴音)					
8	送液装置	スチーム ジェット	ウラン脱硝工程	263J325, J335	装置の性能低下	作動確認
					付属配管の詰り	作動確認
9	制御盤・電源盤	現場制御盤	ウラン脱硝工程	(A111)	盤本体の損傷, 端子台の腐食	外観確認
		サイリスタ 整流器盤	ウラン脱硝工程	(G224)	リレー固着, タイマーの作動不良	外観確認, 作動確認
10	その他(秤量 器)	計量台	ウラン濃縮・脱硝工 程	264X45	ロードセル, 昇降装置の作動不良	作動確認
		気送用計量台	ウラン脱硝工程	264X49	指示計の作動不良	作動確認
11	ウラン溶液濃縮	蒸発缶	ウラン脱硝工程	263E35	ロードセル, 昇降装置の作動不良	作動確認
					指示計の作動不良	作動確認
					機器本体, 付属配管の腐食, 損傷による漏えい	外観確認, 通水確認, 加熱確認

添付別紙 3-7

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	12	ウラン脱硝塔 (破裂板含む)	ウラン脱硝工程	264R43 (264X4302 含む)	機器本体，付属配管の腐食，損傷による漏えい	外観確認，通水確認，加熱確認	
					電気ヒータの性能低下	絶縁抵抗測定，加熱確認	
					接続部からのリーク	通気確認，加熱確認	
	13	熱交換器	熱媒加熱器	ウラン脱硝工程	264H405	機器本体，付属配管の腐食，損傷による加熱性能の低下	加熱確認
						冷却水，蒸気配管の閉塞	通水確認
			流動用空気加熱器	ウラン脱硝工程	264H431	電気ヒータの性能低下	絶縁抵抗測定，加熱確認
			噴霧用空気加熱器	ウラン脱硝工程	264H432	電気ヒータの性能低下	絶縁抵抗測定，加熱確認
	ページ用空気加熱器	ウラン脱硝工程	264H433	電気ヒータの性能低下	絶縁抵抗測定，加熱確認		

工程洗浄において環境へ放出される放射性廃棄物及び
放出に対する取組について

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再処理施設保安規定に定め、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、再処理施設保安規定で管理している。

今後実施する工程洗浄で放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出量を、過去の放出実績をもとに評価を行い、環境への影響を低減するための取組について以下に示す。

2. 工程洗浄で環境へ放出される放射性廃棄物（図-1 参照）

工程洗浄で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並びにせん断粉末の溶解液の送液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。低濃度のプルトニウム溶液及びウラン溶液は、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、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）への送液操作及び粉末化で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（242R12）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後、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から海洋放出される。

○せん断粉末の溶解液の送液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後、高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液し廃棄する。せん断粉末の溶解液の送液に係る工程からの廃気は、槽類換気系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後、放射性気体廃棄物として主排気筒から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から海洋放出される。これらのせん断粉末の溶解液の送液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エネルギーよりも十分低い。

3. 環境へ放出される放射性廃棄物の評価

(1) 評価対象

再処理事業指定申請書及び再処理施設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 せん断粉末の放射エネルギー

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み合わせ、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での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の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回の再処理運転期間）で再処理した使用済燃料に含まれる主要な核種の放射エネルギー（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力として、出力／入量の比を求めて最大値とした（表-2 及び表-3 参照）。

③ せん断粉末の溶解に伴い環境へ放出される放射性廃棄物の放出量

「①せん断粉末の放射エネルギー」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 及び表-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型原子炉使用済燃料（以下「PWR 燃料」という。）及びアクチニド核種が多くなる新型転換炉原型炉使用済燃料のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下「ふげん MOX タイプ B 燃料」という。）をもとに、評価に用いるせん断粉末の放射エネルギー等を設定した。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ごとに比較し、放射エネルギー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エネルギーとした(表-1 参照)。

- ・ 燃焼度：PWR 燃料は 35,000 MWD/t、ふげん MOX タイプ B 燃料は 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、主要な核種の放射エネルギーの減衰を考慮した。

- 使用済燃料に含まれる主要な核種のうち Kr-85 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。本評価では、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 の全放射エネルギー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 (242R12)、高放射性廃液蒸発缶 (271E20) 及び酸回収蒸発缶 (273E30) 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 (271E20) 及び酸回収蒸発缶 (273E30) の加熱操作を行わず、濃縮ウラン溶解槽 (242R12) のみで加熱操作を行うため、再処理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は、年間最大放出量を十分に下回る。また、Kr-85 及び 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)。なお、I-131 についてはせん断粉末に含まれておらず、工程洗浄に伴う放出量はないものと考えられる。
- ② 工程洗浄に伴い放出される主要核種 (Kr-85, H-3, C-14 及び I-129) は、「工程洗浄に伴う放出量」と「再処理運転停止中の放出量」を核種ごとに比較するとともに、再処理運転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 及び I-129 は、再処理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再処理運転停止中はほとんど Kr-85 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、再処理運転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： 4.5×10^4 GBq）に合わせてクリプトン管理放出（放出量： 1×10^6 GBq）を行った場合でも、放出管理目標値（ 2.0×10^6 GBq）を超えることはない。

○H-3

再処理運転期間中は、ほぼ $10^3 \sim 10^4$ GBq オーダーで推移し、再処理運転停止後、放出量は徐々に低下し直近では $10 \sim 10^2$ GBq オーダーである。工程洗浄時の放出量（放出量： 2.8×10 GBq）は、再処理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)) は、「工程洗浄に伴う放出量」と「再処理運転停止中の放出量」を核種ごとに比較するとともに、再処理運転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)

再処理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きが生じる。再処理運転停止中の 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、工程洗浄実施時の放出量は、いずれの核種も再処理運転停止中のばらつきの範囲内と推定できることから影響はない。

4. 放出に対する取組

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、せん断粉末の放射エネルギーの設定、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、放射性気体廃棄物及び放射性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) は再処理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、再処理運転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を行うとともに、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

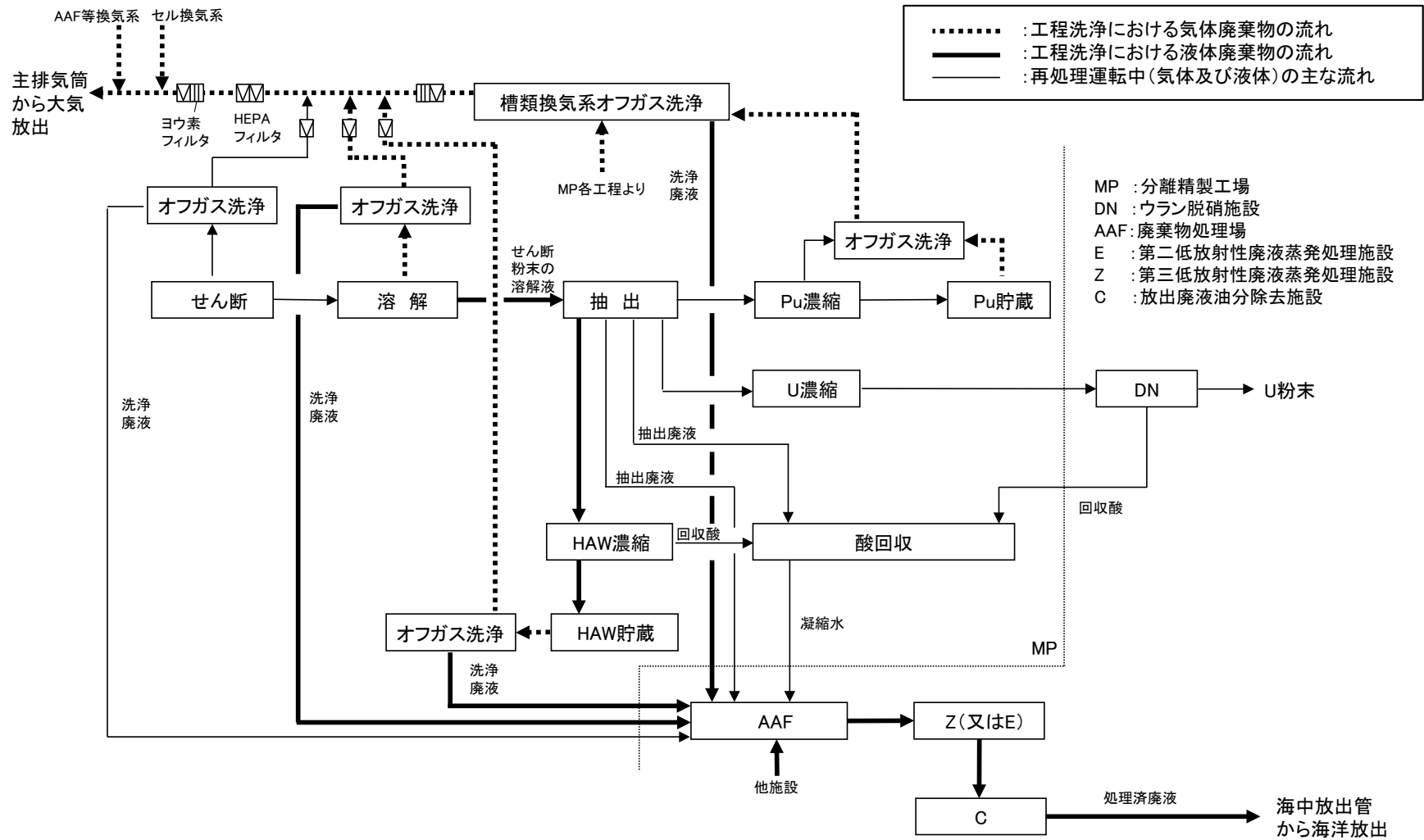


図-1 工程洗浄により発生する放射性廃棄物（気体及び液体）の主な流れ

表-1 せん断粉末に含まれる主要核種の放射エネルギーの設定

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

* ORIGEN 計算上, 10^{-24} g 以下の核種の放射エネルギーは「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 (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 (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 (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 (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 (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 (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 (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 (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 (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 (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

AAGU10:AHJ	キャンペーン名 (期間)	①使用済燃料の放射能 (ORIGEN計算値) (GBq)													
		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)
2002年	02-1キャンペーン (2002.03~2002.06)	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	
	02-2キャンペーン (2002.10~2002.11)														
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)	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	
	04-2キャンペーン (2004.10~2004.12)														
2005年	05-1キャンペーン (2005.02~2005.06)	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	
	05-2キャンペーン (2005.10~2005.12)														
2006年	06-1キャンペーン (2006.2~2006.5)	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	
	06-2キャンペーン (2006.11~2006.12)														
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	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)	
2002年	02-1キャンペーン (2002.03~2002.06)	8.1E+04	微*1	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	
	02-2キャンペーン (2002.10~2002.11)															
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	微*1	6.7E-03	微*1	
2004年	04-1キャンペーン (2004.01~2004.06)	8.2E+04	微*1	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	
	04-2キャンペーン (2004.10~2004.12)															
2005年	05-1キャンペーン (2005.02~2005.06)	1.4E+05	微*1	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	
	05-2キャンペーン (2005.10~2005.12)															
2006年	06-1キャンペーン (2006.2~2006.5)	4.9E+04	微*1	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	
	06-2キャンペーン (2006.11~2006.12)															
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	微*1	1.2E-02	微*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	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)	
2002年	02-1キャンペーン (2002.03~2002.06)	3.3E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2.5E-04	-	
	02-2キャンペーン (2002.10~2002.11)															
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)	4.5E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	7.8E-04	-	
	04-2キャンペーン (2004.10~2004.12)															
2005年	05-1キャンペーン (2005.02~2005.06)	4.9E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2.0E-04	-	
	05-2キャンペーン (2005.10~2005.12)															
2006年	06-1キャンペーン (2006.2~2006.5)	4.5E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	8.0E-04	-	
	06-2キャンペーン (2006.11~2006.12)															
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	-	4.5E-09
-----	---------	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---------	---	---------

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	4.1×10^4	1.1	4.5×10^4 9.5×10^5 * ⁴	8.9×10^7 (2.0×10^6)
H-3	2.5×10^3	1.1×10^{-2}	2.8×10	5.6×10^5 (1.0×10^4)
C-14	1.3×10	2.6×10^{-1}	3.4	5.1×10^3
I-129	2.6×10^{-1}	1.2×10^{-2}	3.1×10^{-3}	1.7
I-131	0* ¹	-	微* ⁵	1.6×10

「-」：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として取り扱う。

*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 工程洗浄に合わせてクリプトン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、定量下限値未満の放出量があるものとして「微」として取り扱う。

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エネルギー (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	2.5×10^3	4.9×10^{-1}	1.2×10^3	1.9×10^6 (4.0×10^4)
Sr-89	2.3×10^{-14}	-	微*4	1.6×10
Sr-90	4.9×10^5	-	微*4	3.2×10
Zr-95 Nb-95	2.7×10^{-9}	-	微*4	4.1×10
Ru-103	0*1	-	微*4	6.4×10
Ru-106 Rh-106	1.2×10^4	-	微*4	5.1×10^2
Cs-134	4.0×10^4	-	微*4	6.0×10
Cs-137	6.8×10^5	-	微*4	5.5×10
Ce-141	0*1	-	微*4	5.9
Ce-144 Pr-144	2.7×10^3	-	微*4	1.2×10^2
I-129	2.6×10^{-1}	1.8×10^{-3}	4.7×10^{-4}	2.7×10
I-131	0*1	-	微*4	1.2×10^2
Pu (α)				

「-」：放出実績なし

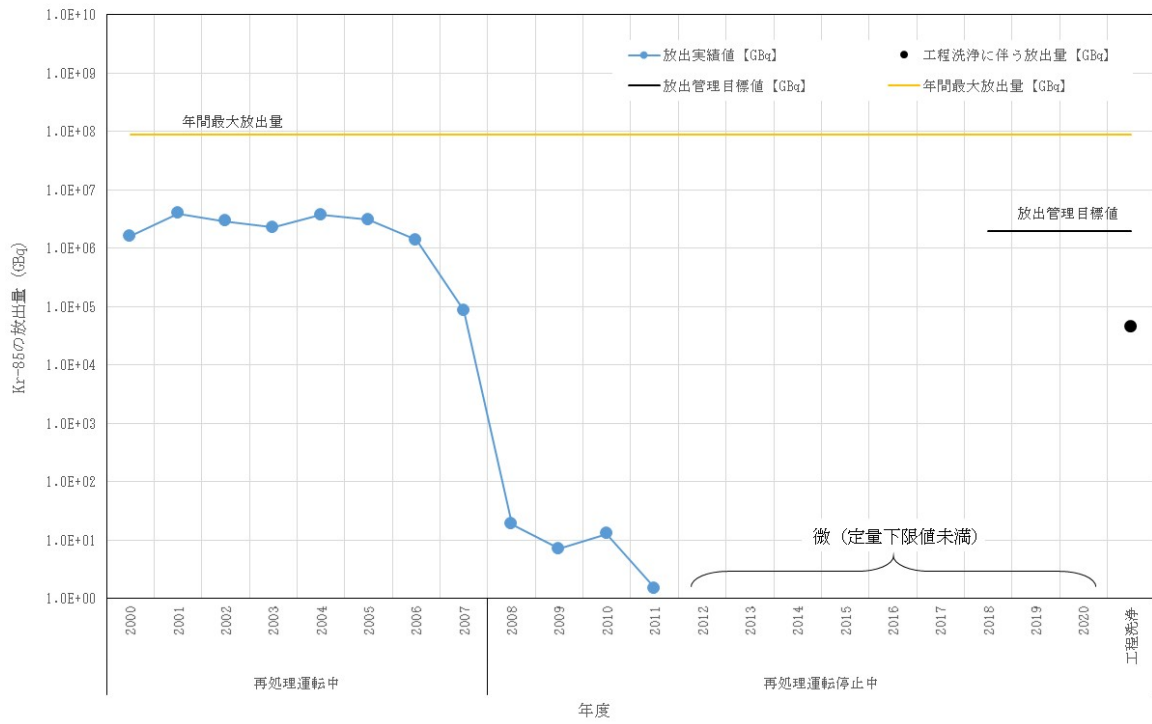
*1 放射エネルギーが極めて小さいことから、評価上0として取り扱う。

*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、定量下限値未満の放出量があるものとして「微」として取り扱う。

Kr-85



H-3

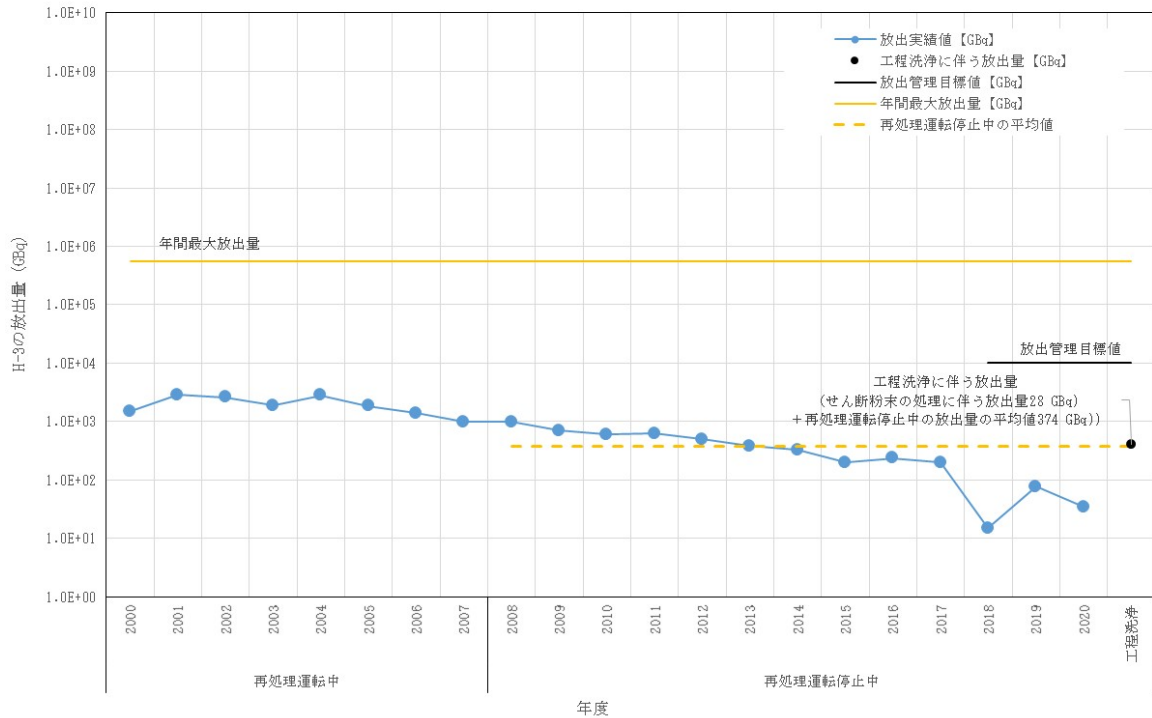
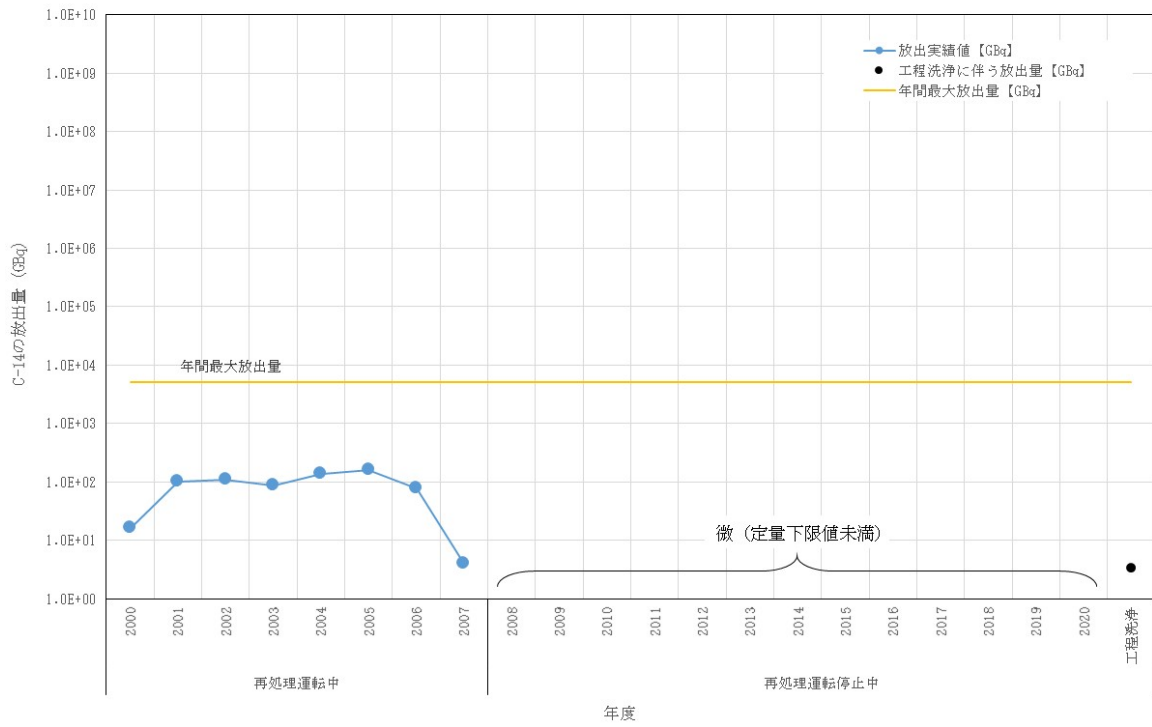


図-2 放射性気体廃棄物の放出量 (Kr-85, H-3)

C-14



I-129

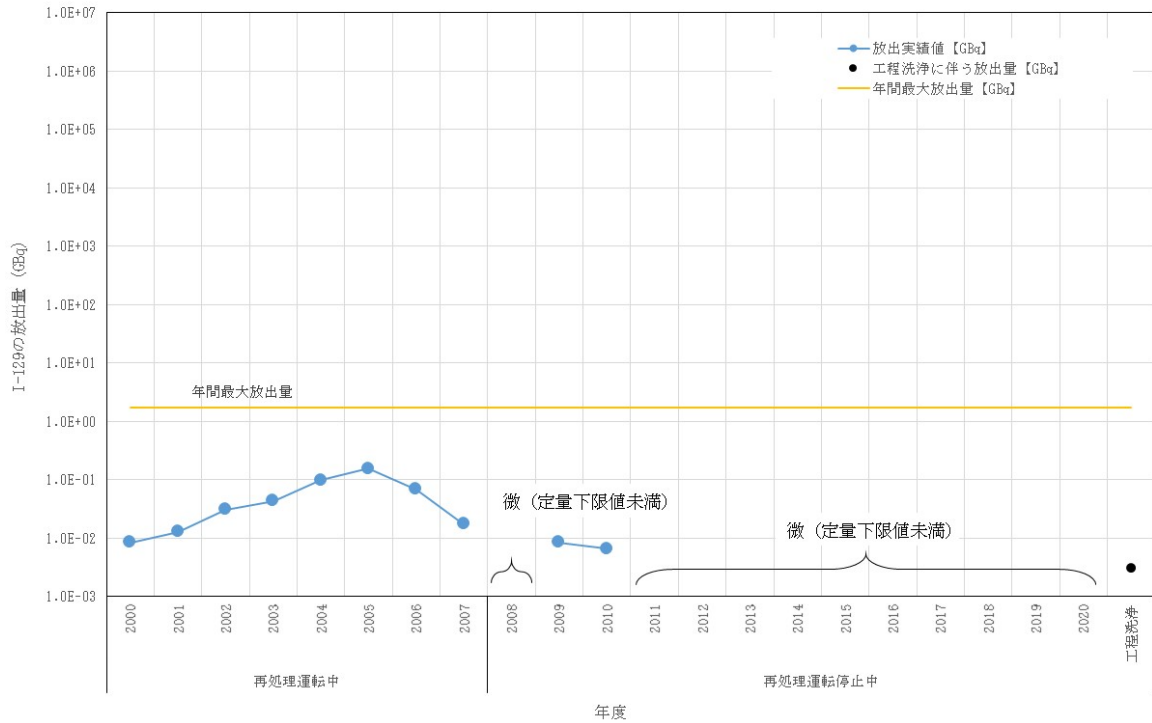
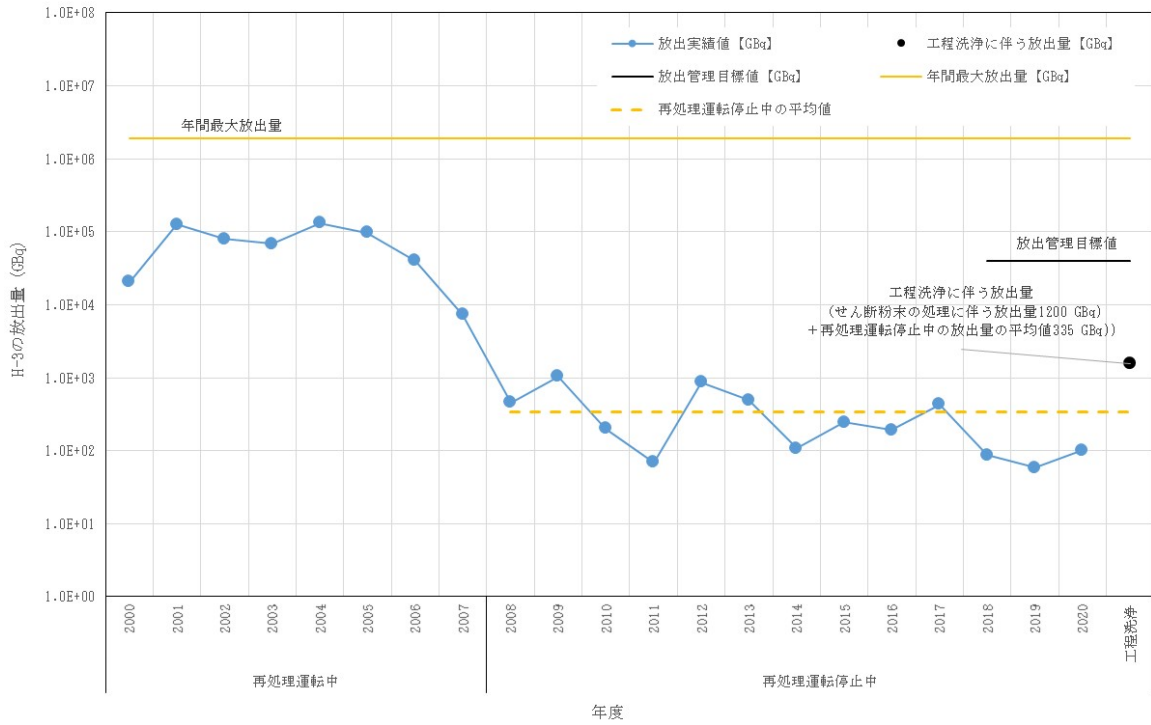


図-2 放射性気体廃棄物の放出量 (C-14, I-129)

H-3



I-129

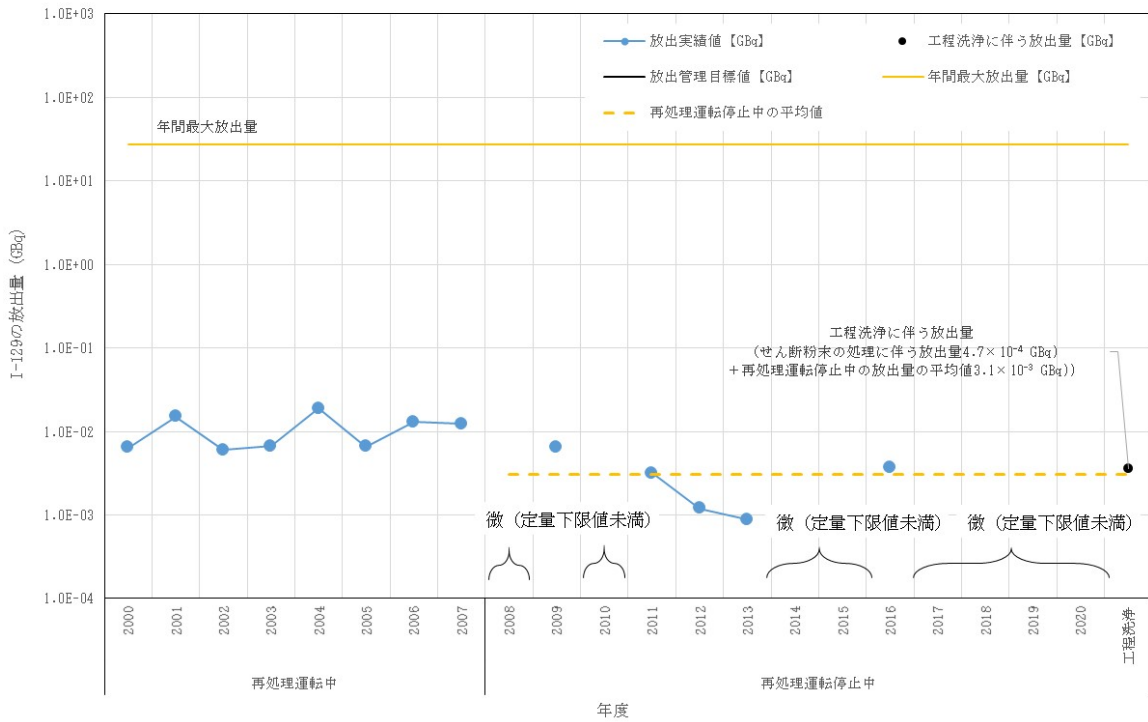


図-3 放射性液体廃棄物の放出量 (H-3, I-129)

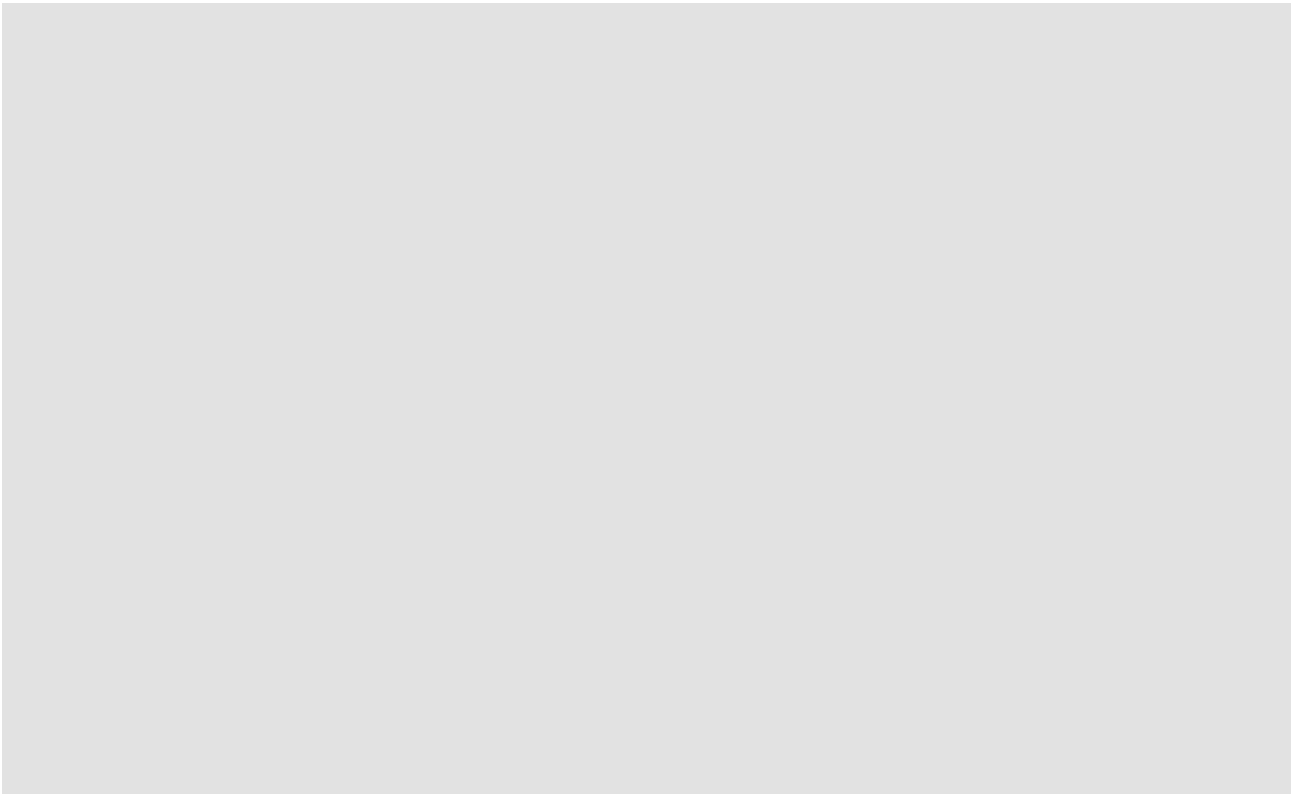


図-3 放射性液体廃棄物の放出量 (Pu(α))

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出しは既設の安全設計の範囲で実施する。

また、再処理設備本体等からの回収可能核燃料物質の取出しに用いる送液経路の安全性の確認は、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、復旧方法等を整理した。

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有する機器及びそれらの取出し経路の機器は、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、取出し経路ではない機器への誤操作（誤移送）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（詳細は添十別紙 5-1「工程洗浄により回収可能核燃料物質を取り出す送液経路の安全性について」参照）。

2) 工程洗浄で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出しに用いる機器に対して、過去に経験した不具合や故障等から、工程洗浄の際に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。

工程洗浄の際に発生する可能性のある不具合事象としては、機器の動作不良、腐食故障に伴う漏えい等が想定される。機器の動作不良に対しては、予備機への切替え、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（詳細については添十別紙 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」参照）。

また、漏えい事象が生じたとしても、漏えい液はド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（詳細については添十別紙 5-3「漏えいに対する安全性」参照）。

上記のとおり、既設の安全設計で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）の時間余裕があり、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「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」参照）。

工程洗浄により回収可能核燃料物質を取り出す
送液経路の安全性について

1. 概要

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

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

2. 工程洗浄に用いる機器の臨界安全性

(1) せん断粉末の溶解液の取出しに用いる機器（図-2-1 参照）

濃縮ウラン溶解槽（242R12）でのせん断粉末の溶解量は1回当たり30 kg以下とする。仮にせん断粉末を一度に全量装荷したとしても濃縮ウラン溶解槽（242R12）の設計値（1回当たり400 kgU）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、せん断粉末の1回当たりの溶解量約30 kgU及び液量（850 L）から最大約40 gU/Lとなる。せん断粉末の溶解液のウラン濃度は、溶解槽溶液受槽（243V10）へ送液し、溶解槽溶液受槽（243V10）にあらかじ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において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又はV38）及び高放射性廃液貯槽（272V31～V35）があるものの、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、無限体系の最小臨界濃度（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）されていること及び無限体系の最小臨界濃度を超えないことから臨界安全上の問題はない。

(2) 低濃度のプルトニウム溶液の取出しに用いる機器（図-2-2 参照）

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

低濃度のプルトニウム溶液は、プルトニウム溶液系及びウラン溶液系の臨界管理の

機器を經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、低濃度のプルトニウム溶液の送液経路の機器及びそれらを送液する高放射線廃液貯槽(272V31～V35)は無限実効増倍率(k_{∞})が0.75未満となり、臨界安全上の問題はない(別紙5-1-1「低濃度のプルトニウム溶液の取出しに係る臨界安全性」参照)。

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

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

分離精製工場(MP)及びウラン脱硝施設(DN)のウラン溶液は、通常の運転操作と同じ送液経路で取出しを行う。これら送液経路の機器は、臨界管理(形状、濃度又は質量)されていることから、臨界安全上の問題はない。プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)のウラン溶液()については、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(工程内の洗浄液等)は、通常の運転時の送液経路で、せん断粉末の溶解液のウラン濃度等より低い濃度で取出しを行うことから臨界安全上の問題はない。

3. 工程洗浄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⁾で、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、せん断粉末及び低濃度のプルトニウム溶液の取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。)を經由して濃縮ウラン溶解槽(242R12)の燃料装荷バスケットに装荷される。

工程洗浄では、濃縮ウラン溶解槽装荷セル(R131)において、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)のバレル部上部から燃料装荷バスケットへ直接装荷する。

当該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(1回当たり30 kg)については再処理施設保安規定に定める。

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

再処理運転時、高放射性廃液は、分離精製工場 (MP) の高放射性廃液蒸発缶 (271E20) から分離精製工場 (MP) の高放射性廃液貯槽 (272V14 又は V16) に送液する。その後、高放射性廃液貯槽 (272V14 又は V16) から高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の中間貯槽 (272V37 又は V38) を経由し、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。工程洗浄で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濃度の 4% に到達する。

(3) 中間貯槽 (276V12-V15) での低濃度のプルトニウム溶液とウラン溶液の混合

プルトニウム溶液受槽 (276V20) から中間貯槽 (276V12-V15) 及び受槽 (276V10) から希釈剤洗浄器 (252R10) の送液に係る操作手順書の送液基準の見直し並びに希釈剤洗浄器 (252R10) のみを稼働させる操作手順及びウラン溶液の受流槽 (201V75) から中間貯槽 (276V12-V15) の送液に係る操作手順の新規制定が必要であることを確認した。なお、それらの操作及び中間貯槽 (276V12-V15) でのウラン/プルトニウム比を使用済燃料の溶解液相当に調整する操作は運転要領書に新たに記載する。また、調整目標とするウラン/プルトニウム比 (70 以上*) は、管理値として再処理施設保安規定に定める。

* 核燃料サイクル工学研究所 再処理施設での直近のキャンペーン (2007 年 2 月～5 月) で処理したふげん MOX-B 燃料の中で、調整槽 (251V10) の分析値から求めたウラン/プルトニウム比の最小値 (約 59) から、ウラン/プルトニウム比を 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) への払出しは、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

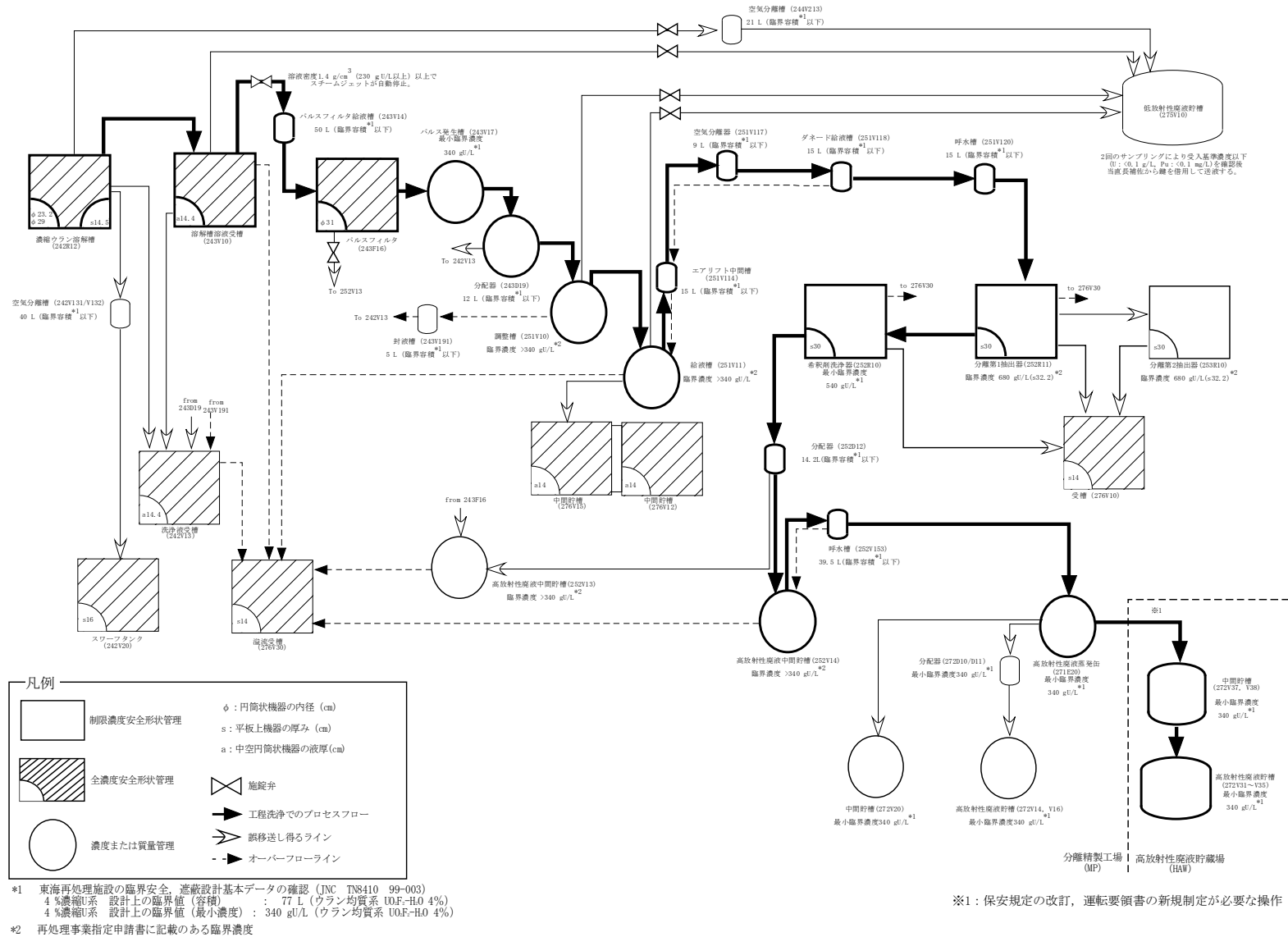


図-2-1 せん断粉末の溶解液の送液経路及び臨界管理系統図

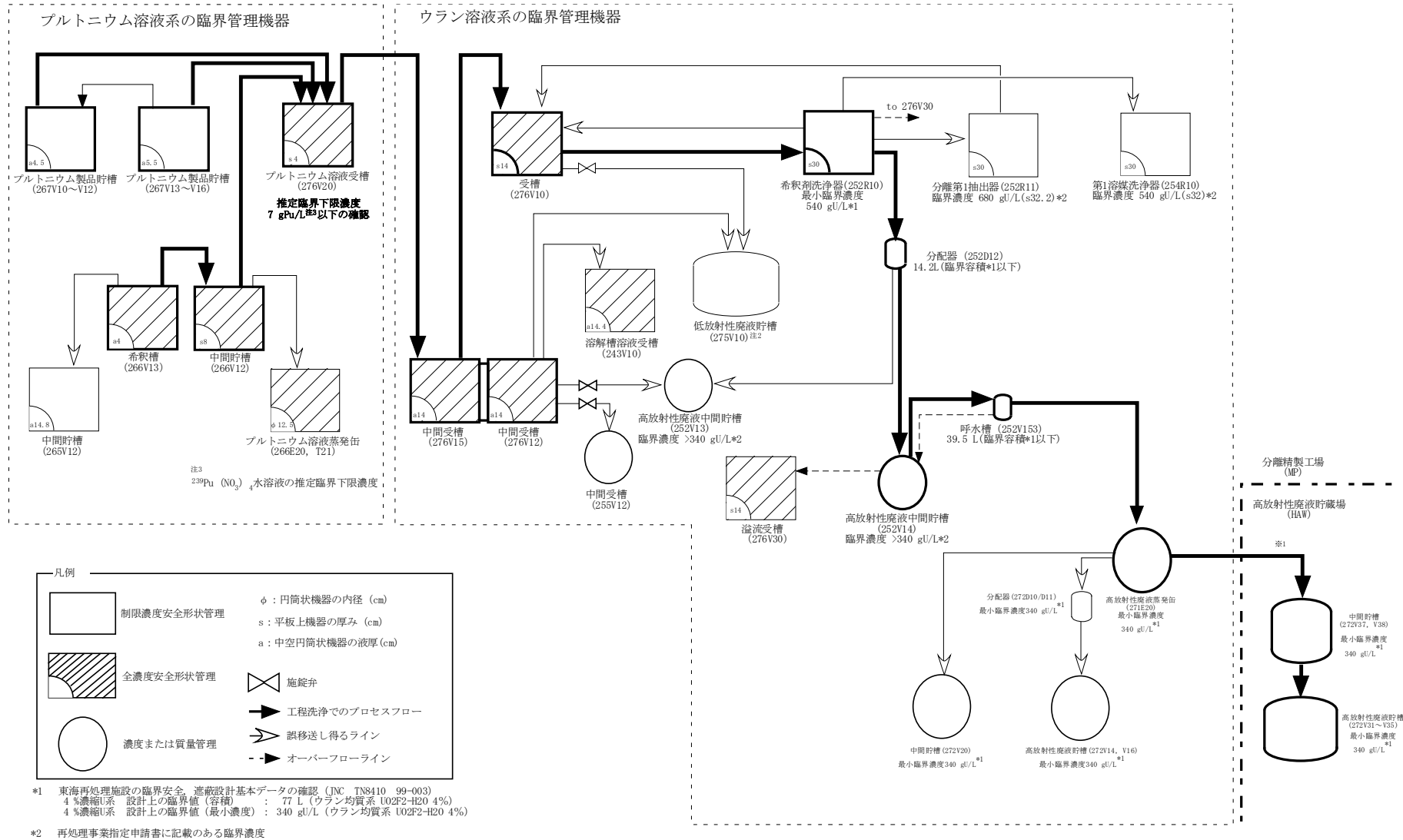


図-2-2 低濃度のプルトニウム溶液の送液経路及び臨界管理系統図

低濃度のプルトニウム溶液の取出しに係る臨
界
安全性

1. 概要

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

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

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

2. 低濃度のプルトニウム溶液の取出し方法

低濃度のプルトニウム溶液の取出し方法を以下に示す（図 2-1 参照）。

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

3. 臨界安全性の評価

3.1 評価方法

再処理設備本体等から取り出す低濃度のプルトニウム溶液及び調整用のウラン溶液の評価は、実液のウラン濃度、プルトニウム濃度及びそれらの同位体組成の分析値

を用いる。混合液の臨界評価は、無限体系におけるウラン濃度（濃縮度 1.6%）及びプルトニウム濃度と無限実効増倍率（ k_{∞} ）の関係を示した文献¹⁾の臨界評価結果を参考にしている。

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

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

3.2 評価結果

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

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

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

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

4. 参考文献

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

以上

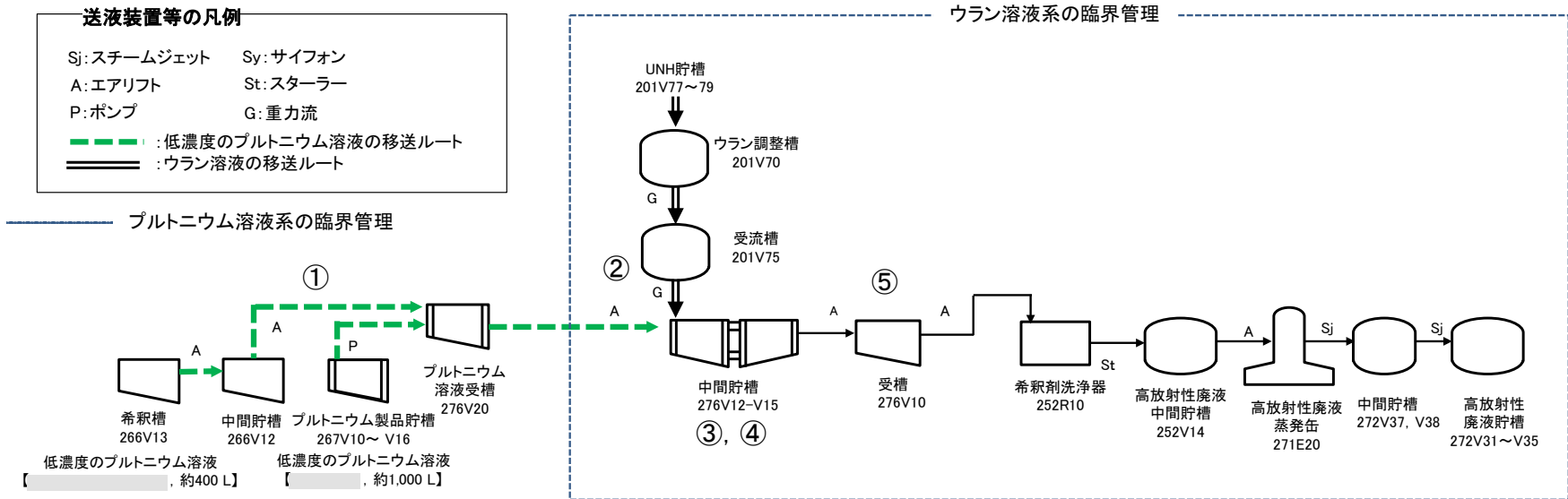


図 2-1 低濃度のプルトニウム溶液の取出し方法及び送液方法

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

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

※1 Pu-239, Pu-240 及び Pu-241 の分析値で評価

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

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

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

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

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

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

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

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

表 3-2-3 プルトニウム同位体組成の誤差

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

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

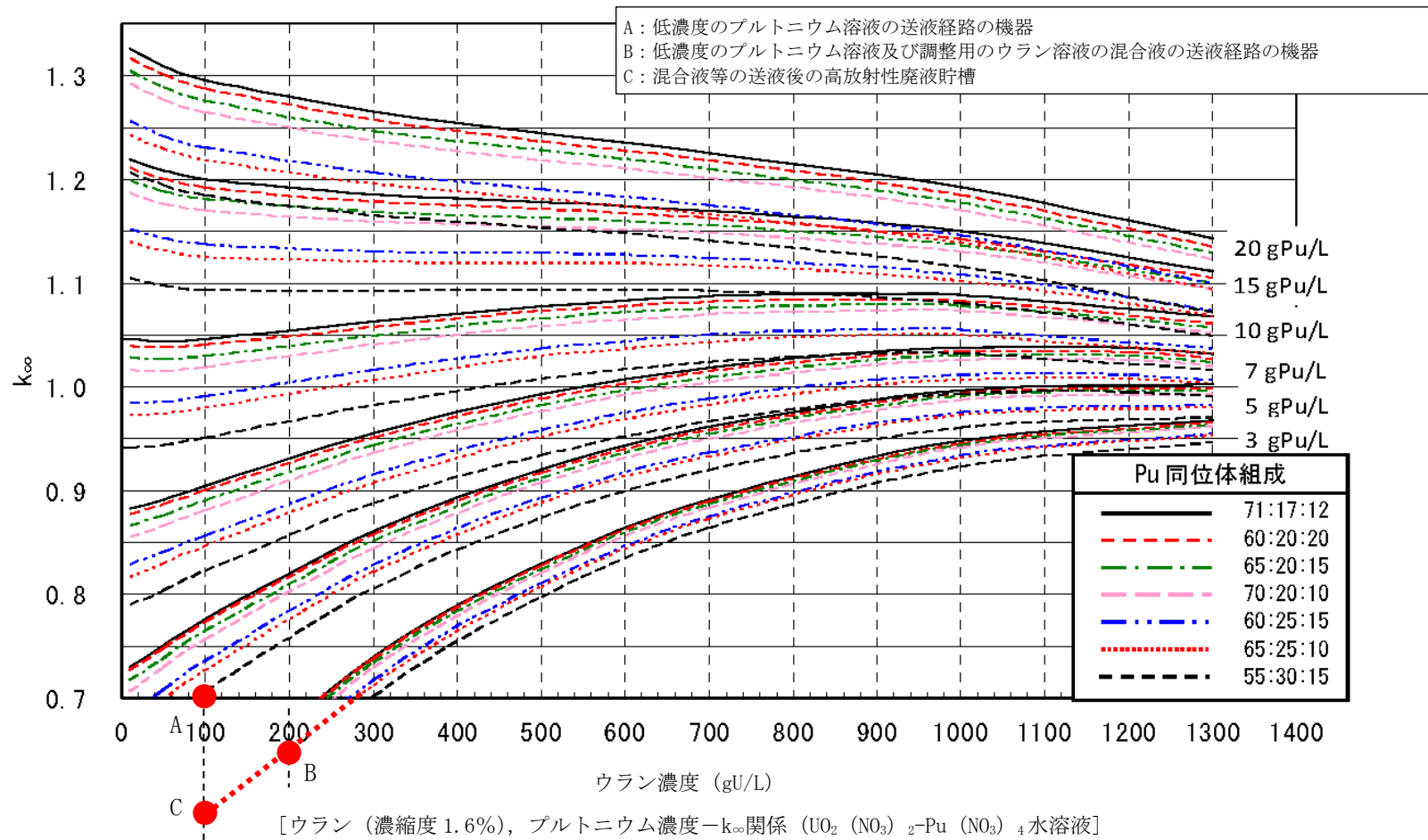


図 3-2-1 工程洗浄で低濃度のプルトニウム溶液が経由する機器等の条件と文献¹⁾の既存の無限体系の臨界評価との比較

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

1. はじめに

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

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

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

2. 工程洗浄で取り出す低濃度のプルトニウム溶液の性状（表 2-1）

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

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

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

3.1 プルトニウムポリマーの生成条件

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

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

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

3.2 プルトニウムポリマーの生成に要する時間

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

プルトニウムポリマーの生成に要する時間の計算式を以下に示す。

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

ここで、

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

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

3.3 プルトニウム溶液をSJで送液した実績

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

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

3.4 ウラン共存下でのプルトニウムポリマーへの影響

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

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

一方, 再処理施設ではプルトニウムの含有量が多い新型転換炉原型炉使用済燃料のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 (以下「ふげん MOX タイプ B 燃料」という。) を処理しているものの, 今までに問題となることはなかった。再処理施設での直近のキャンペーン (2007 年 2 月~5 月) で処理したふげん MOX タイプ B 燃料の中で, 調整槽 (251V10) の分析値から求めたウラン/プルトニウム比の最小値は約 59 であり, 濃縮ウラン溶解槽 (242R10~R12) で溶解した使用済燃料の溶解液は, SJ 送液を 2 回行った後, 分析により計量しているが, 計量管理上問題となるようなプルトニウム量ロスはなかった。これは, プルトニウムポリマーの生成・沈降がなく, 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, プルトニウムポリマーが生成しないウラン/プルトニウム比は明確でないものの, 使用済燃料の溶解液と同等のウラン/プルトニウム比以下であれば, SJ による送液をしてもプルトニウムポリマーは生成しないと考えられる。

4. まとめ

工程洗浄で取り扱うプルトニウム溶液はプルトニウム濃度が低くプルトニウム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, プルトニウム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低濃度の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ウラン/プルトニウム比 (70) 以上として送液することで, プルトニウム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低濃度のプルトニウム溶液の組成

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

※1 2021 年 PIT における分析値

※2 プルトニウム製品貯槽における酸濃度の管理値

表 2-2 工程洗浄におけるプルトニウムポリマーの生成時間

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

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

工程洗淨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

工程洗浄における設備の故障等の不具合事象が発生した場合の対処の考え方を整理した(図-1 参照)。動的機器の故障の場合、予備機があるものは予備機を起動し、予備機がない場合は、予備品との交換又は補修による処置を行い対応する。一方、静的機器の故障の場合、回収可能核燃料物質を取り扱う機器からの漏えいであれば、漏えい液の回収処置を行い、回収可能核燃料物質を取り扱わない機器(ユーティリティ設備・配管等)や溶液の漏えいを伴わない場合は、予備品との交換又は補修による処置を行う。処置対策方法について参考図-1～5に例を示す。

これら処置を行うことで動的機器、静的機器ともに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工程洗浄中に発生する可能性のある不具合事象を抽出した。次に、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上記の考え方をもとに整理した(表-1)。

工程洗浄で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。工程洗浄で各回収可能核燃料物質の取出し前(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い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及び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)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

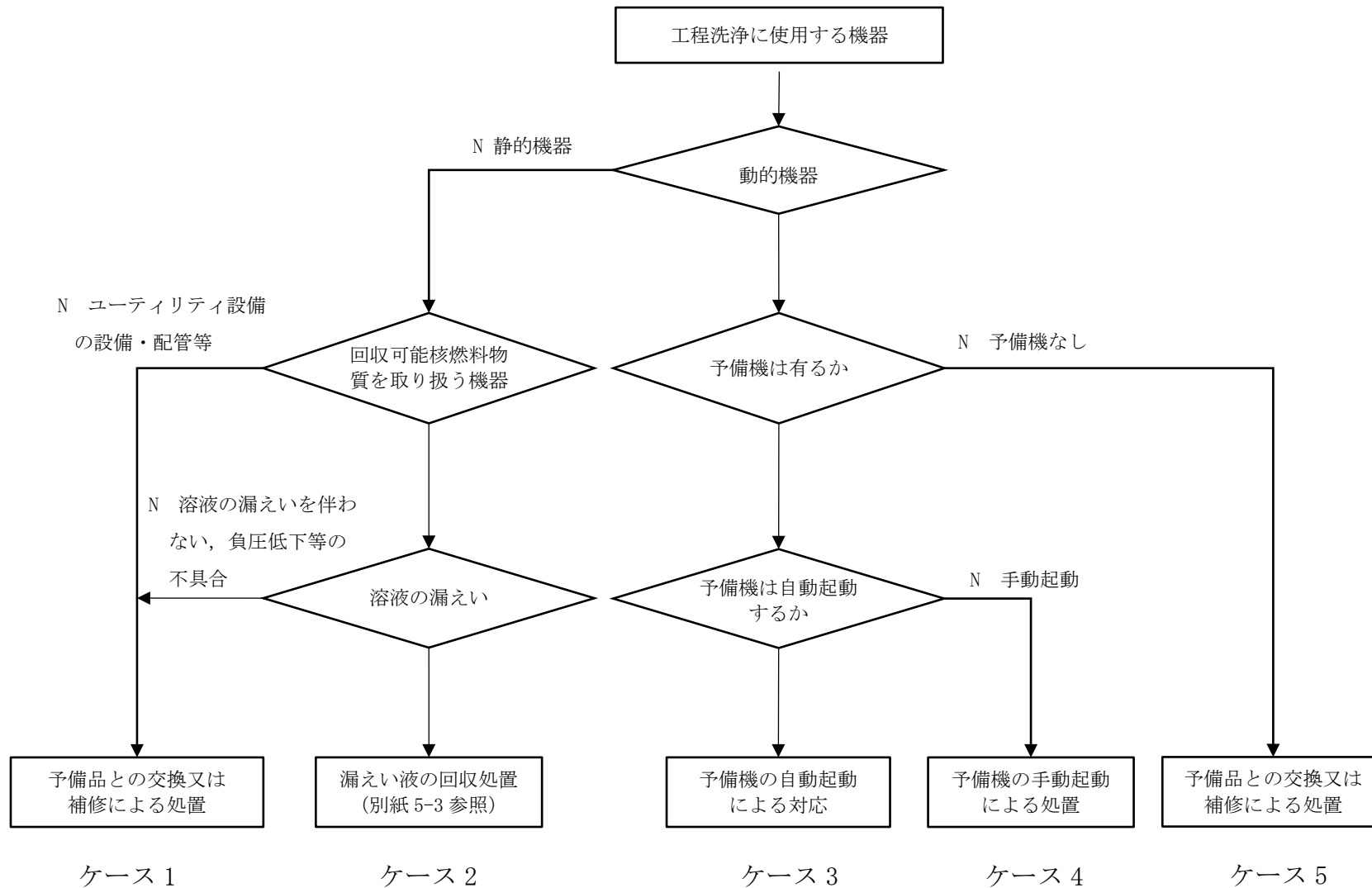
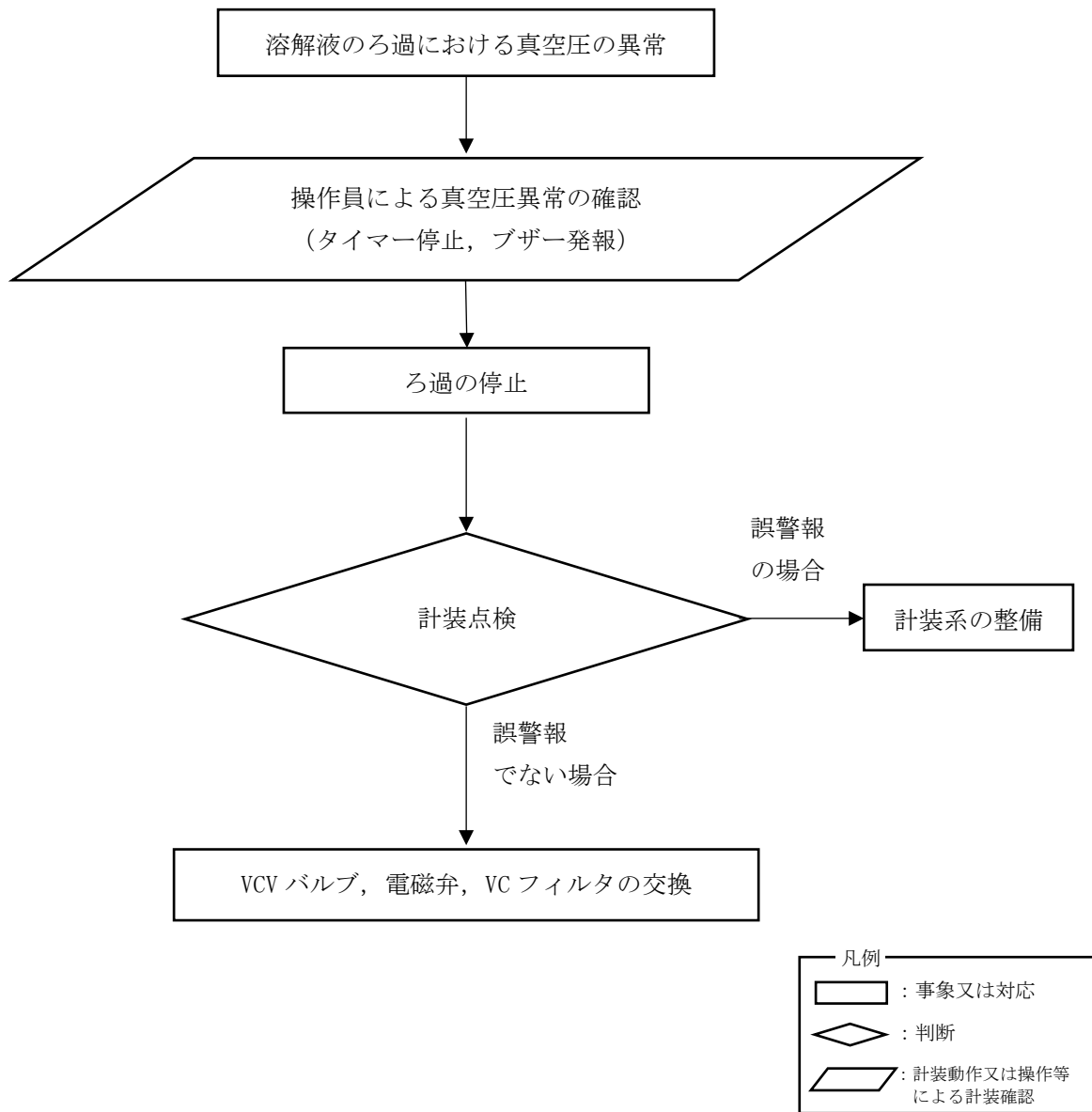
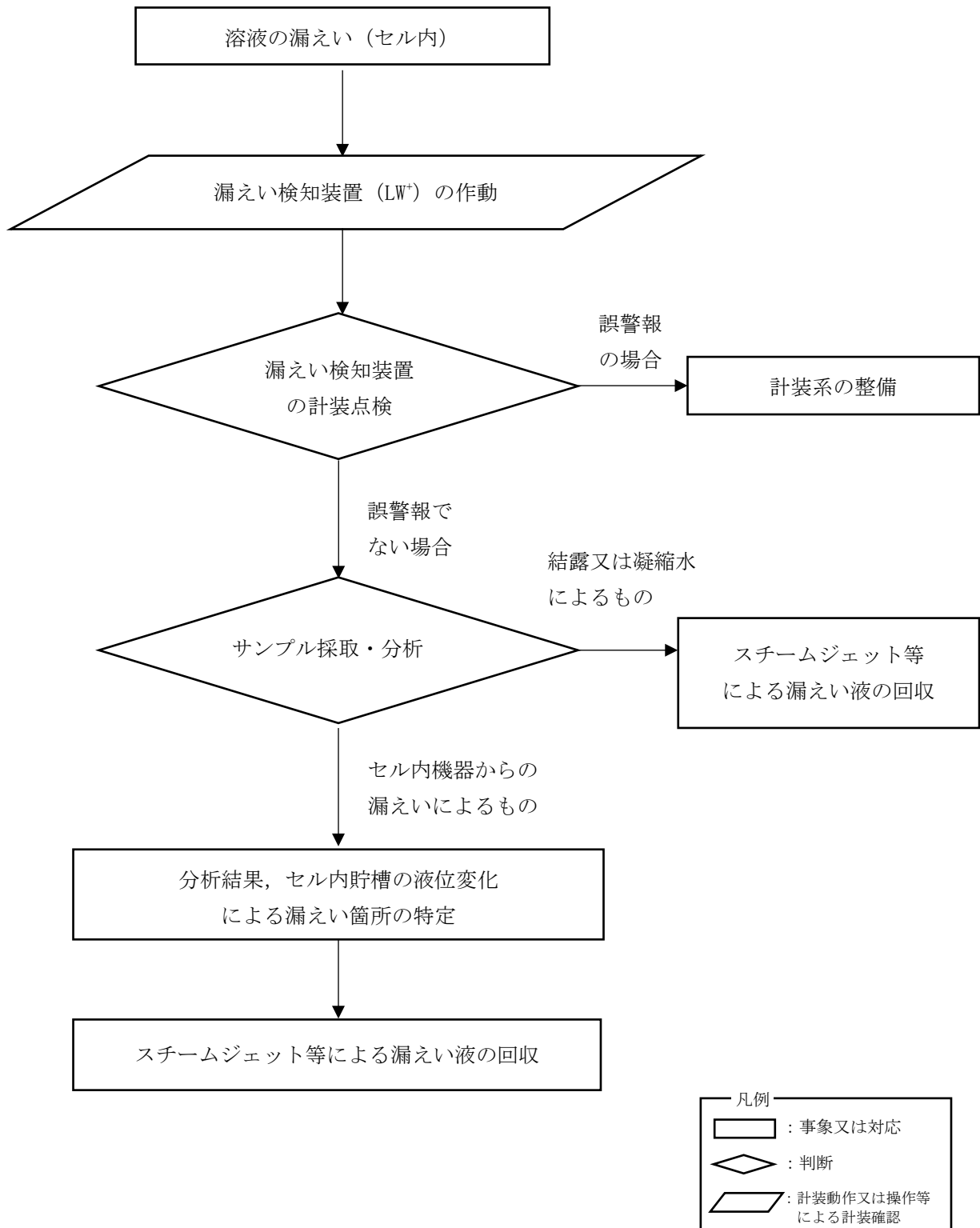


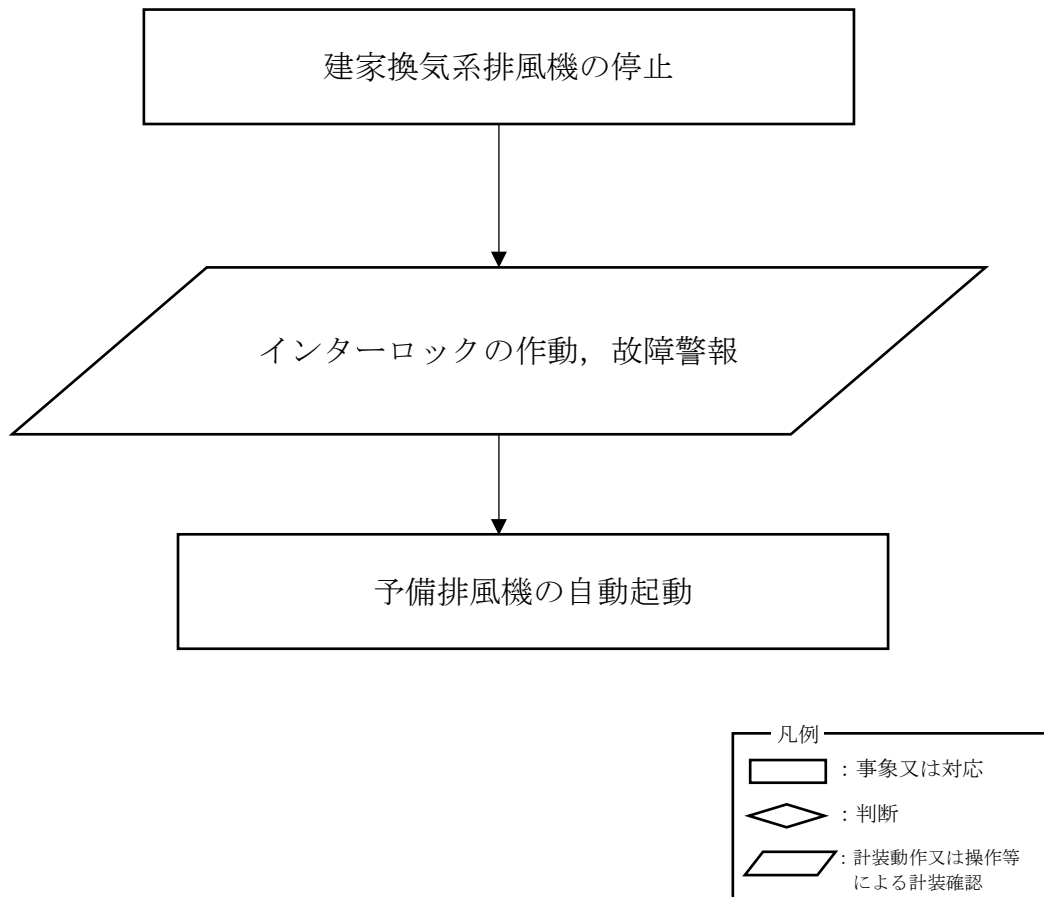
図-1 工程洗浄による回収可能核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策



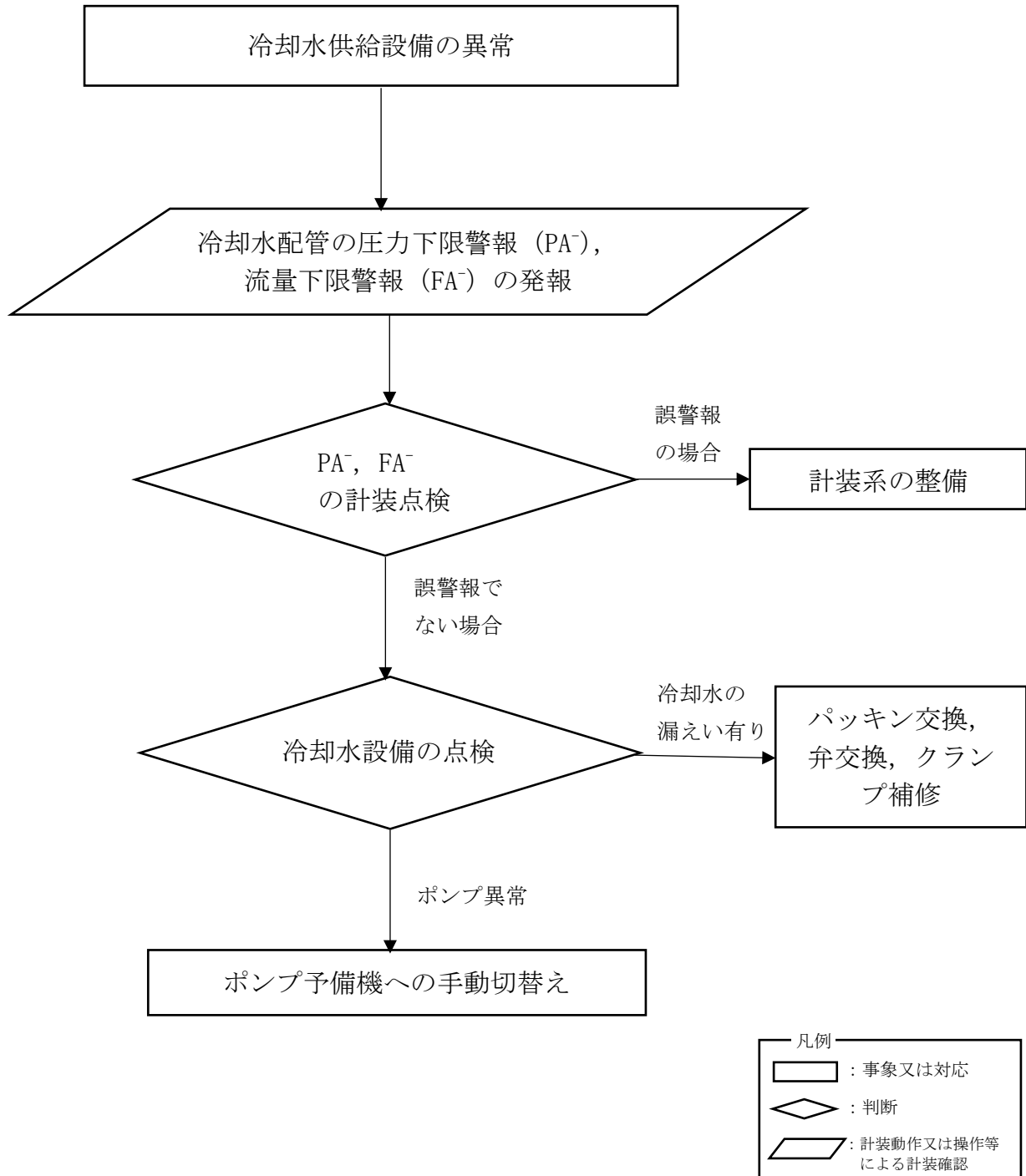
参考図-1 不具合事象ケース 1 の例
(溶解液のろ過中に真空圧が異常となった場合の検知方法及びその対応)



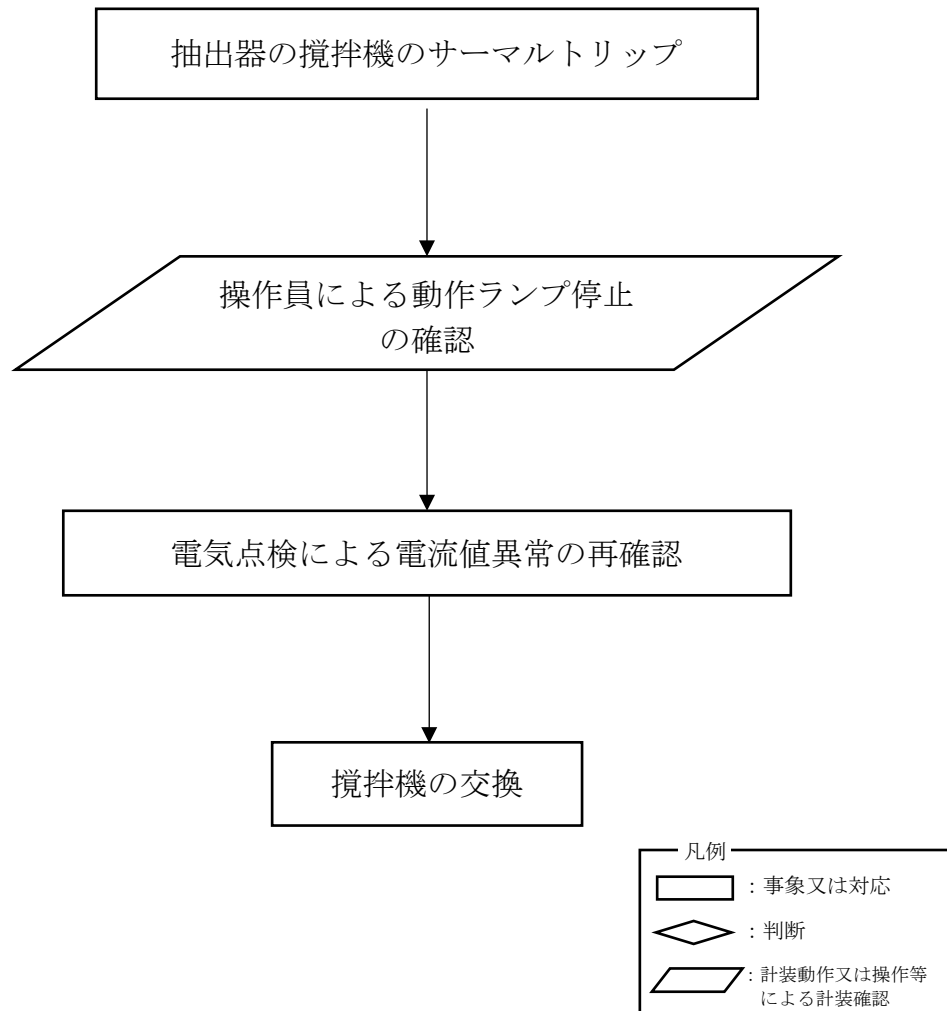
参考図-2 不具合事象ケース2の例
 (溶液が漏えいした場合の検知方法及びその対応)



参考図-3 不具合事象ケース 3 の例
 (建家換気系排風機が停止した場合の検知方法及びその対応)



参考図-4 不具合事象ケース4の例
(冷却水系に異常が発生した場合の検知方法及びその対応)



参考図-5 不具合事象ケース5の例
 (抽出器の攪拌機に異常が発生した場合の検知方法及びその対応)

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

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース
せん断粉末の溶解液の取出しに用いる系統	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 ○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 ○ホッパから濃縮ウラン溶解槽内 (セル内遠隔操作機器、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、リミットスイッチ等）、操作ボタン、接続配線の整備・交換 予備機への交換	約5日	5
			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 ・遠隔給電ケーブルの再セット	約5日	5
			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	5
			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 ・給電系統の整備 ・駆動モータの切離し、手動による反転、又は垂直操作	約3日	5
			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 ・予備カメラ、予備制御器への交換	約1日	1
			吊り秤の計重不良	計重不良	・予備品への交換	約1日	1
			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	5
			セル内照明の不灯	照明の不灯	・水銀灯の交換	約5日	1
			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 ・手動開閉	約3日	5
			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	1
			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	1
	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	1		
	せん断粉末の溶解	○せん断粉末の溶液化（濃縮ウラン溶解槽、セル内遠隔操作機器、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	約2日	1
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 ・クラウンの増締め	約1日	1	
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	1	

添十別紙5-2-8

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (2/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース
せん断粉末の溶解液の取出しに用いる系統	せん断粉末の溶解 (つづき)	○せん断粉末の溶液化 (濃縮ウラン溶解槽, セル内遠隔操作機器, 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	1
			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 ・オフガス換気系のサンプリング及び洗浄	約2日	1
			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 該当箇所と入替え)	約1日	1
			濃縮ウラン溶解槽から蒸気凝縮水系への漏えい	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 ・凝縮水系のサンプリング及び洗浄	約2日	1
			濃縮ウラン溶解槽のパ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 ・水供給ラインの整備 ・上流側バルブによる閉止	約5日	1
			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 ・濃縮ウラン溶解槽のパ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	1
	せん断粉末の溶解液の清澄	○溶解液のろ過 (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	1
			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	1
			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	1
			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	1
			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	1
			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 ・予備品の三方弁と交換	約5日	1
○溶解液のろ過 (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	5		
		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	5		

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (3/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース
せん断粉末の溶解液の取出しに用いる系統	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	1
				本体ストレーナ詰り	・本体ストレーナ詰り除去	約5日	1
				蒸気ストレーナ閉塞	・ストレーナ清掃, 交換	約1日	1
			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	1
			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	1
			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 ・本体洗浄	約2日	1
			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	1
	○攪拌機 (抽出器)	サーマルトリップ	モータ部の故障	・キャスク交換方式による攪拌機交換	約7日	5	
	○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	1	
	槽類換気 オフガス洗浄	○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	4
				Vベルト破損	Vベルト劣化	・Vベルト交換	約1日
		○槽類換気 (排風機)	換気停止 負圧維持不可	電動機故障, 摺動部噛みこみ	・予備機切替え	約1日	3
				プライミング不良	・予備機切替え ・ポンプ交換 (予備機がない系統)	約1日 約5日	4 5
		○オフガス洗浄 (ポンプ, フィルタ)	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え	約1日	1

添十別紙 5-2-10

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (4/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース			
せん断粉末の溶解液の取出しに用いる系統	槽類換気 オフガス洗 浄 (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) の漏えい オフガス洗浄液の誤移送 洗浄塔アルカリ濃度低下	<ul style="list-style-type: none"> 原因特定 (ヨウ素サンプリング, 換気系運転状態確認) 換気系運転状態を正常に復帰 ヨウ素除去装置 (AgX フィルタ) 予備系に切替え 洗浄塔循環系統の予備系切替え, 停止 	約2日	1			
	共通	○液移送 ○サンプリング (サンプリングベンチ, 気送管)	○液移送	漏えい検知器の作動	機器, 配管の漏えい	・ドリフトレイ液抜き, 洗浄	約2日	2		
				試料採取不可	試料採取用トンゲブーツの破損	・試料採取用トンゲブーツ交換	約7日	5		
					試料採取用トンゲ故障	・試料採取用トンゲ交換	約5日	5		
					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	1		
					真空圧の低下	・真空フィルタ交換, 電磁弁交換	約5日	1		
				○試薬・ユーティリティ	試料気送器の故障	試料気送器の故障	・試料気送器交換	約5日	5	
						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	1
						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	1
						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2日	1
				○弁類	○計装計器	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	1
						手動弁, 圧空作動弁作動不良	ダイヤフラム破損, 軸破損等	・弁交換	約1日	1
						漏えい	パッキン劣化	・パッキン交換, 弁交換	約1日	1,2
				指示異常	計装配管の閉塞	・エアブロー等	約1日	1		

添十別紙 5-2-11

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (5/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース
低濃度のプルトニウム溶液の取出しに用いる系統	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	1
				蒸気ストレーナ閉塞	・ストレーナ清掃, 交換	約1日	1
			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	1
				真空三方弁等の故障	・真空三方弁等の交換	約5日	1
			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	1
			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	5
		○攪拌機 (抽出器)	サーマルトリップ	モータの故障	・キャスク交換方式による攪拌機交換	約7日	5
	○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	1	
	槽類換気 オフガス洗浄	○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	5
				換気停止 負圧維持不可	電動機故障, 摺動部噛みこみ	・予備機切替え	約1日
		○Pu系オフガス洗浄 (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	1
	低濃度のプルトニウム溶液の移送	○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	1
		○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	1
共通	○液移送	漏えい検知器の作動	機器, 配管の漏えい	・ドリフトトレイ液抜き, 洗浄	約2日	2	

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (6/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース
低濃度のプルトニウム溶液の取出しに用いる系統	共通 (つづき)	○サンプリング (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	5
				試料採取用トング故障	・試料採取用トング交換	約5日	5
				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	1
				真空圧の低下	・真空フィルタ交換, 電磁弁交換	約5日	1
				試料気送器の故障	・試料気送器交換	約5日	5
		○オフガス洗浄 (ポンプ)	プライミング不良	電動機故障, 摺動部噛みこみ	・予備機切替え ・ポンプ交換 (予備機がない系統)	約1日 約5日	4 5
		○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	1
			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	1
		○弁類	手動弁, 圧空作動弁作動不良	ダイヤフラム破損, 軸破損等	・弁交換	約1日	1
			漏えい	パッキン劣化	・パッキン交換, 弁交換	約1日	1
		○計装計器	指示異常	計装配管の閉塞	・エアブロー等	約1日	1
		ウラン溶液の取出しに用いる系統	ウラン溶液の抽出し (PCDF)	○ウラン溶液の抽出し (循環ポンプ, 弁)	抽出弁からの漏えい	パッキン劣化	・弁交換
硝酸ウラニル貯槽の洗浄 (PCDF)	○槽洗浄 (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	5
			電動機故障	・ポンプ交換 (予備機なし)	約3日	5	
			硝酸供給ラインからの漏えい	フランジ部ガスケット劣化	・弁交換	約1日	1
ウラン溶液の抽出し (PCDF)	○液移動 (シーラ, 運搬容器)		シーラの作動不良	ケーブルの絶縁不良等	・シーラの交換	約1日	1
			運搬容器の損傷	容器の破損	・運搬容器交換	約1日	1
			移動経路の汚染	溶液の漏えい	・容器蓋部のシーラ ・容器ビニールバック 2重シーラ	約2日	2

添十別紙 5-2-13

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (7/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース
ウラン溶液の取出しに用いる系統	ウラン溶液の濃縮	○蒸発缶 (263E35)	蒸発缶内の圧力上昇	排風機 (264K664 又は K665) の故障	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 排風機の予備機への切替え 	約 2 日	3
				加熱用蒸気の供給調節弁 (263TRCV35. 1) の故障による蒸気流量過多	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 調節弁の点検, 補修, 交換 	約 2 日	1
				蒸発缶凝縮器 (263H36) 冷却水量の減少	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 冷却水ポンプの予備機への切替え 		1
			蒸発缶内液量 (液位) の上昇	オーバーフローラインの閉塞 (ウラン溶液の晶析)	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 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	1
			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 (263TRCV35. 1) の故障による蒸気流量減少	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 調節弁の点検・補修, 交換 	約 2 日	1
	ウラン溶液の脱硝	○脱硝塔 (264R43)	脱硝塔内の圧力上昇	排風機 (264K664 又は K665) の故障	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 排風機の予備機への切替え 	約 2 日	3
				脱硝塔上部の固気分離フィルタ (キャンドルフィルタ) の目詰り	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 塔内 ウラン粉末の完全抜出 脱硝塔分解にてフィルタを交換 	約 7 日	1
			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	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 冷却水ポンプの予備機への切替え 	約 2 日	1
			脱硝塔内部温度の低下	脱硝塔ヒータの故障 (加熱器の電気部品の故障)	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 電気部品の点検, 補修, 交換 	約 7 日	1

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (8/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース
ウラン溶液の取出しに用いる系統	ウラン溶液の脱硝 (つづき)	○脱硝塔 (264R43) (つづき)	脱硝塔内部温度の低下 (つづき)	ウラン粉末流動用の空気加熱器 (264H431) の故障	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 塔内 ウラン粉末の完全拔出 加熱器の点検, 補修, 交換 	約7日	1
				ウラン溶液噴霧用の空気加熱器 (264H432) の故障	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 塔内 ウラン粉末の完全拔出 加熱器の点検, 補修, 交換 	約7日	1
			脱硝塔からのウラン粉末拔出不可	オーバーフローラインの閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 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	1
				【上記ハンマリングで除去不可の場合】	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 塔内 ウラン粉末の完全拔出 オーバーフローラインを分解 (継手部) し, 閉塞除去 	約7日	1
			脱硝塔へのウラン溶液供給不可	噴霧ノズルの閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 塔内 ウラン粉末の完全拔出 噴霧ノズルの交換 	約7日	1
				ウラン溶液供給ポンプ (264P401 又は P402) の故障	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 予備機への切替え 	約1日	4
				ウラン溶液供給ラインの閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 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	1
				ウラン溶液噴霧用の空気供給調節弁 (264FRCV432.1) の故障	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 調節弁の点検, 補修, 交換 	約2日	1

添十別紙 5-2-15

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (9/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース
ウラン溶液の取出しに用いる系統	ウラン溶液の脱硝 (つづき)	○脱硝塔 (264R43) (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	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 ボルトナットの増締め 	約1日	1
				バルブ、フランジ継手等のパッキン、ガスケット類の劣化	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 パッキン、ガスケット類の交換 	約2日	1
			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、Oリングの劣化等)	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 フレキシブルホースの交換 	約2日	1
			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	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 塔内 ウラン粉末の完全拔出 下部フランジを分解し、分散板の交換 	約7日	1
			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	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 塔内ウラン粉末の完全拔出 下部フランジを分解し、塔内の閉塞を除去 	約7日	1
				分散板の目詰り (噴霧ノズルからのウラン溶液液だれ等)	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 蒸発缶濃縮運転の停止 塔内 ウラン粉末の完全拔出 下部フランジを分解し、分散板の交換 	約7日	1
	ウラン粉末流動用の空気供給調節弁 (264FRCV431.1) の故障	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 調節弁の点検、補修、交換 		約2日	1		
	ウラン粉末の拔出し	○ウラン粉末 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	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 サンプリング装置の点検、補修、交換 	約2日	5
				塊 (ノズルケーキング) による配管の閉塞			1
			U03 受槽 (264V438) から三酸化ウラン容器への充填不可	U03 受槽 (264V438) 下流側の拔出し配管の閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 拔出し配管を分解 (継手部) し、閉塞除去 	約2日	1
			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	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 ボルトナットの増締め 	約1日	1
			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	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 ボルトナットの増締め 	約1日	1
伸縮継手の損傷 (亀裂、ピンホール等)	<ul style="list-style-type: none"> 脱硝塔処理運転の停止 伸縮継手の交換 	約1日		1			

添十別紙 5-2-16

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (10/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース	
ウラン溶液の取出しに用いる系統	ウラン粉末の 抜き出し (つづき)	○ウラン粉末 取扱い系統 (つづき)	U03 受槽 (264V438) 等の圧力上昇	U03 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 ・ベント配管のハンマリング又はベント配管を分解 (継手部) し, 閉塞除去	約 2 日	1	
	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 (264K692) の故障	・脱硝塔処理運転の停止 ・排風機の点検, 補修, 交換	約 5 日	5	
				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 ・フィルタの交換	約 2 日	1	
				気流輸送配管の閉塞	・脱硝塔処理運転の停止 ・気流輸送配管のハンマリング又は気流輸送配管を分解 (継手部) し, 閉塞除去	約 2 日	1	
	槽類換気 オフガス洗浄	○排風機		V ベルト破損	V ベルト劣化	・V ベルト交換	約 1 日	5
				電動機不調	電動機故障, 摺動部噛みこみ	・電動機交換	約 2 日	1
	共通	○液移送		漏えい検知器の作動	機器, 配管の漏えい	・ドリフトトレイ液抜き, 洗浄	約 2 日	1
		○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	1
		○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	1	
			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	1	
		○ポンプ		プライミング不良	電動機故障, 摺動部噛みこみ	・ポンプ交換	約 5 日	5
		○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	1
		○計装計器		指示異常	計装配管の閉塞	・エアブロー等	約 1 日	1
		○弁類		手動弁, 圧空作動弁作動不良	ダイヤフラム, 軸破損等	・弁交換	約 1 日	1

添十別紙 5-2-17

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (11/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース
その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）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，ワイヤー切れ，ブーツの破れ	<ul style="list-style-type: none"> ・爪先の交換 ・マニプレータ本体の交換 ・ブーツ交換 	約2日	5
			トング作動不良	爪先開閉不良，本体作動不良，ブーツの破れ	<ul style="list-style-type: none"> ・爪先の交換 ・トング本体の交換 ・ブーツ交換 	約2日	5
			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	5
				駆動モータの故障	・代替え手段(手動運搬器具)による対応	約1日	5
		○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	1
			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		1
		○試料気送設備	気送不良	送受信器作動不良，気送タイマー作動不良，気送管の詰り	<ul style="list-style-type: none"> ・送受信器の交換 ・手動操作による対応 ・空気送及び水試料気送 	約1日	5
				気送プロア作動不良	一部バッグアウト，バッグインで対応	約2日	5
					予備品への交換	約7日	5
		○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	1
				滴定電極破損	・滴定電極の交換	約1日	1
				試薬供給ラインき裂，詰り	・試薬ラインの交換		1
		○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	1
				測定セル曇り，詰り	・測定セルの交換	約2日	1
				光ファイバケーブル光源不良	・光ファイバケーブルの交換	約3日	1
				試薬供給ラインき裂，詰り	・試薬ラインの交換	約1日	1

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (12/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース
その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）の取出しに用いる系統	依頼試料の 分析 (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	1
				検出器の作動不良, 性能低下	・測定検出器の交換	約2日	1
		○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	5
				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	1
				制御系統の作動不良	・装置の点検整備, 予備部品への交換		1
		○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	1
				サンプリングラインき裂・詰り	・サンプリングライン交換		1
	○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	1	
	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り	・サンプリングラインの洗浄	約1日	1
					・サンプリングラインの交換	約2日	1
		○貯槽洗浄液供給	洗浄液供給不可	供給ラインの詰り	・別系統からの供給(貯槽攪拌ライン使用)	約1日	1
	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	1
				蒸気ストレーナ閉塞	・ストレーナ清掃, 交換	約1日	1
			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	1
	抽出器洗浄	○攪拌機(抽出器)	サーマルトリップ	モータ部の故障	・バックイン, バックアウト方式による攪拌機交換	約1日	1
		○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	1

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (13/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース
その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）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	・ドリフトレイ液抜き、洗浄	約2日	2
		○サンプリング (サンプリングベンチ, 気送管)	試料採取不可	試料採取用トンゴブーツの破損	・試料採取用トンゴブーツ交換	約7日	5
				試料採取用トンゴ故障	・試料採取用トンゴ交換	約5日	5
				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	1
				真空圧の低下	・真空フィルタ交換、電磁弁交換	約5日	1
				試料気送器の故障	・試料気送器交換	約5日	5
		○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	1
		○弁類	手動弁、圧空作動弁作動不良	ダイヤフラム破損、軸破損等	・弁交換	約1日	1
			漏えい	パッキン劣化	・パッキン交換、弁交換	約1日	1
		○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	1
○計装計器	指示異常	計装配管の閉塞	・エアブロー等	約1日	1		
共通	換気・ユーティリティ供給	○硝酸供給設備 (ポンプ、弁継手)	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	1
			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	5
		○蒸気供給設備 (ボイラー、弁継手)	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	1
				配管のピンホール	・クランプ等による補修	約7日	1
			蒸気供給停止	ボイラーの故障	・予備ボイラーへの切替え	約1日	1

表-1 工程洗浄による核燃料物質の取出し時に想定される主な不具合事象と処置対策 (14/15)

系統	操作項目	主な操作内容 (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	不具合 ケース
共通	換気・ユーティリティ供給	○純水供給設備 (ポンプ, 弁)	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	1
				配管のピンホール	・クランプ等による補修	約3日	1
			純水供給停止	純水ポンプの故障	・予備機への切替え	約1日	4
		○温水供給設備 (ポンプ, 弁)	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	1
				配管のピンホール	・クランプ等による補修	約3日	1
			温水供給停止	温水ポンプの故障	・予備機への切替え	約1日	4
		○圧縮空気設備 (圧縮機, 弁)	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	1
				配管のピンホール	・クランプ等による補修	約3日	1
			圧空供給停止	脱湿器の故障	・予備機への切替え	約1日	5
				空気圧縮機の故障	・予備機への切替え	約1日	5
		○冷却水供給設備 (ポンプ, 弁継手)	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	1
				配管のピンホール	・クランプ等による補修	約3日	1
			冷却水供給停止	冷却水ポンプの故障	・予備機への切替え	約1日	3, 4
		○冷水供給設備 (ポンプ, 弁継手)	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	1
				配管のピンホール	・クランプ等による補修	約3日	1
				熱交換器の漏れ, 詰り	・予備機への切替え	約1日	1
			冷水供給停止	冷水ポンプの故障	・予備機への切替え	約1日	4

添十別紙 5-2-21

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

系統	操作項目	主な操作内容 (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 にかかかる 期間	不具合 ケース
共通	換気・ユーティリティ供給	○浄水供給設備 (ポンプ, 弁)	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	1
				配管のピンホール	・クランプ等による補修	約3日	1
			浄水供給停止	浄水ポンプの故障	・予備機への切替え	約1日	4
		○真空供給設備 (ポンプ, 弁)	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	1
				配管のピンホール	・クランプ等による補修	約7日	1
			真空供給停止	真空ポンプの故障	・予備機への切替え	約1日	4
		○建家, セル換気 (排風機)	Vベルト破損	Vベルト劣化	・Vベルト交換	約1日	5
			換気停止 負圧維持不可	電動機故障 摺動部噛みこみ	・予備機への切替え	約1日	3

漏えいに対する安全性

1. 概要

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

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

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

2. 確認方法

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

3. 確認結果

工程洗浄の対象機器及び配管から回収可能核燃料物質の漏えい事象が発生したとしても、漏えい液は、ドリフトレイに設置した漏えい検知装置等により検知でき、形状で臨界管理されたドリフトレイ等で安全に保持される。ドリフトレイ等に保持された漏えい液は、スチームジェット等の回収装置により安全に回収できることを確認した（表-1 参照）。

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

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

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

添付別紙 5-3-2

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

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

添十別紙 5-3-3

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

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

添十別紙 5-3-4

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

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

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

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

添十別紙 5-3-6

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

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

添十別紙 5-3-7

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

回収可能核燃料物質	建家	対象機器 (配管含む)	設置セル等	漏えい先	漏えいの検知手段	漏えい液の回収装置	漏えい液の送液先
ウラン溶液	MP	ダネード給液槽 (263V103)	ウラン濃縮脱硝室 (A322)	ドリフトレイ (204U12)	無*1	無 (重力流)	ドリフトレイ (204U18) を経由し、低 放射性廃液中間貯槽 (275V20) へ
		呼水槽 (263V105)					
		一時貯槽 (263V51~V58)	分岐室 (A147)	ドリフトレイ (204U147) から重力流 によりドリフトレイ (204U022) へ	液位上限注意 (204LW*022)	無*2	中間貯槽 (263V10)
		貯槽 (201V77~79)	ウラン試薬調整室 (G644)	ドリフトレイ (201U762) から重力流 により溢流槽 (201V75) へ	201LIW*75	無 (重力流)	受流槽 (201V75)
		ウラン調整槽 (201V70)	ウラン試薬調整室 (G544)	ドリフトレイ (201U752)	276LR12. 1*1	無 (重力流)	中間貯槽 (276V12-V15)
		受流槽 (201V75)	ウラン試薬調整室 (G544)	ドリフトレイ (201U752)	276LR12. 1*1	無 (重力流)	中間貯槽 (276V12-V15)
	DN	UNH 受槽 (263V30)	UNH 受槽室 (A016)	ドリフトレイ (263U30)	漏えい検知装置 (263LW*30. 3)	無*2	UNH 受槽 (263V31)
		UNH 受槽 (263V31)	UNH 受槽室 (A017)	ドリフトレイ (263U31)	漏えい検知装置 (263LW*31. 3)	無*2	UNH 受槽 (263V30)
		UNH 貯槽 (263V32)	UNH 貯蔵室 (A012)	ドリフトレイ (263U32)	漏えい検知装置 (263LW*32. 3)	スチームジェット (263J325)	UNH 受槽 (263V33)
		UNH 貯槽 (263V33)	UNH 貯蔵室 (A014)	ドリフトレイ (263U33)	漏えい検知装置 (263LW*33. 3)	スチームジェット (263J335)	UNH 受槽 (263V32)
		UNH 供給槽 (263V34)	濃縮脱硝室 (A211)	ドリフトレイ (264U40)	漏えい検知装置 (264LW*40. 3)	無 (重力流)	溶解液受槽 (264V76)
		蒸発缶 (263E35)		ドリフトレイ (263U35) から重力流に よりドリフトレイ (264U40) へ			
		濃縮液受槽 (264V40)		ドリフトレイ (264U40)			
		溶解液受槽 (264V76)	廃液貯蔵室 (A011)	ドリフトレイ (264U75)	漏えい検知装置 (264LW*75. 3)	無*2	一時保管容器

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

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

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

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

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余裕があることを確認した。

2. 回収可能核燃料物質のインベントリの設定

工程洗浄において再処理設備本体等から取り出す回収可能核燃料物質は、「添十別紙 1 回収可能核燃料物質の取出し方法」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際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 溶解当たりのせん断粉末の量は 30 kg と設定する。

せん断粉末の放射エネルギー等は、ORIGEN 計算により設定する。評価に用いる核種ごとの放射エネルギーや発熱量は、事業指定申請書に記載している基準燃料（軽水型原子炉使用済燃料（以下「PWR 燃料」という。）及び新型転換炉原型炉使用済燃料のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下「ふげん MOX タイプ B 燃料」という。））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エネルギーや発熱量を比較し、値の大きい方を選択して、安全評価用のせん断粉末の放射エネルギーとする。ORIGEN 計算の条件を表-2-1 に、せん断粉末の核種ごとの放射エネルギー等を表-2-2 に示す。

(2) 低濃度のプルトニウム溶液

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 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。）を加えたものを安全評価用の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は 2021 年 PIT 時のウラン濃度と設計図書の使用液量から

安全評価用の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け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) 及び使用液量から安全評価用のインベントリを設定する (表-2-4)。

(4) その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等)

分析所 (CB) の分析試料等を保有する中間貯槽 (108V10 及び 108V11) を評価対象とする。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。) を加えたものを安全評価用の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、低濃度の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。

表-2-1 ORIGEN 計算の条件

炉型	軽水型原子炉	新型転換炉原型炉	出典（設定根拠）
燃料	PWR 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 率	-		
初期プルトニウム装荷量	-		・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 体当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 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」 ・MOX-B：「燃料設計認可申請書」
初期不純物量 炭素	100 ppm	200 ppm	
初期不純物量 フッ素	15 ppm	25 ppm	
初期不純物量 窒素	40 ppm	200 ppm	・東海再処理施設における C-14 の挙動 ²⁾
Pu 同位体組成率	-		・過去の安全審査を基に ORIGEN2.2 により再計算
Am-241 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	・各燃料の冷却期間（軽水炉：180 日，MOX：2 年）に 10 年（3650 日）を加えた日数

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-2-2 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]		
	PWR 燃料	MOX タイプ B	せん断粉末	PWR 燃料	MOX タイプ B	せん断粉末
H-3	2.3×10^{-3}	1.5×10^{-3}	2.3×10^{-3}	2.5×10^{12}	1.7×10^{12}	2.5×10^{12}
C-14	4.4×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.0×10^{-4}	5.6×10^9	1.3×10^{10}	1.3×10^{10}
Kr-85	1.7	7.8×10^{-1}	1.7	4.1×10^{13}	1.9×10^{13}	4.1×10^{13}
Sr-89	0 ^{*1}	2.2×10^{-18}	2.2×10^{-18}	0 ^{*1}	2.3×10^{-5}	2.3×10^{-5}
Sr-90	1.6×10	6.6	1.6×10	4.9×10^{14}	2.1×10^{14}	4.9×10^{14}
Y-90	7.4×10	3.2×10	7.4×10	4.9×10^{14}	2.1×10^{14}	4.9×10^{14}
Zr-95	1.6×10^{-15}	1.1×10^{-13}	1.1×10^{-13}	1.2×10^{-2}	8.4×10^{-1}	8.4×10^{-1}
Nb-95	3.4×10^{-15}	2.4×10^{-13}	2.4×10^{-13}	2.6×10^{-2}	1.9	1.9
Tc-99	1.5×10^{-3}	8.9×10^{-4}	1.5×10^{-3}	1.1×10^{11}	6.6×10^{10}	1.1×10^{11}
Ru-103	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}
Rh-106	7.9×10^{-1}	1.6	1.6	3.0×10^{12}	6.2×10^{12}	6.2×10^{12}
Sb-125	7.0×10^{-1}	4.4×10^{-1}	7.0×10^{-1}	8.3×10^{12}	5.2×10^{12}	8.3×10^{12}
I-129	3.2×10^{-6}	2.1×10^{-6}	3.2×10^{-6}	2.6×10^8	1.7×10^8	2.6×10^8
I-131	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}
Cs-134	1.1×10	5.3	1.1×10	4.0×10^{13}	1.9×10^{13}	4.0×10^{13}
Cs-137	2.0×10	1.2×10^1	2.0×10	6.8×10^{14}	4.1×10^{14}	6.8×10^{14}
Ba-137m	6.8×10	4.1×10	6.8×10	6.4×10^{14}	3.8×10^{14}	6.4×10^{14}
Ce-141	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}	0 ^{*1}
Ce-144	1.5×10^{-2}	2.4×10^{-2}	2.4×10^{-2}	8.6×10^{11}	1.4×10^{12}	1.4×10^{12}
Pr-144	1.7×10^{-1}	2.7×10^{-1}	2.7×10^{-1}	8.6×10^{11}	1.4×10^{12}	1.4×10^{12}
Pr-144m	9.5×10^{-5}	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	1.0×10^{10}	1.6×10^{10}	1.6×10^{10}
Pm-147	6.9×10^{-1}	7.5×10^{-1}	7.5×10^{-1}	7.1×10^{13}	7.7×10^{13}	7.7×10^{13}
Sm-151	1.1×10^{-2}	7.5×10^{-3}	1.1×10^{-2}	3.5×10^{12}	2.4×10^{12}	3.5×10^{12}
Eu-154	7.7	4.6	7.7	3.2×10^{13}	1.9×10^{13}	3.2×10^{13}
Eu-155	2.3×10^{-1}	1.5×10^{-1}	2.3×10^{-1}	1.2×10^{13}	7.9×10^{12}	1.2×10^{13}

※1 ORIGEN 計算上、 10^{-24} g 以下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]			放射エネルギー[Bq]		
	PWR 燃料	MOX タイプ B	せん断粉末	PWR 燃料	MOX タイプ B	せん断粉末
U-232	2.1×10^{-4}	1.4×10^{-5}				
U-233	2.2×10^{-7}	2.2×10^{-8}				
U-234	8.7×10^{-3}	5.8×10^{-4}				
U-235	1.4×10^{-4}	6.9×10^{-5}				
U-236	1.8×10^{-3}	4.9×10^{-4}				
U-237	8.0×10^{-4}	1.1×10^{-3}				
U-238	1.7×10^{-3}	1.7×10^{-3}				
Pu-236	3.6×10^{-4}	3.8×10^{-5}				
Pu-238	1.9×10	2.0×10				
Pu-239	2.5	2.0				
Pu-240	3.2	7.4				
Pu-241	5.4×10^{-1}	7.1×10^{-1}				
Pu-242	9.4×10^{-3}	3.3×10^{-2}				
Np-235	1.1×10^{-10}	1.9×10^{-11}	1.1×10^{-10}	6.7×10^4	1.2×10^4	6.7×10^4
Np-237	2.6×10^{-3}	4.6×10^{-4}	2.6×10^{-3}	3.2×10^9	5.6×10^8	3.2×10^9
Np-238	8.0×10^{-5}	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	6.2×10^8	9.6×10^8	9.6×10^8
Np-239	8.0×10^{-3}	2.2×10^{-2}	2.2×10^{-2}	1.2×10^{11}	3.3×10^{11}	3.3×10^{11}
Am-241	1.3×10	1.7×10	1.7×10	1.5×10^{13}	1.9×10^{13}	1.9×10^{13}
Am-242	3.8×10^{-3}	5.9×10^{-3}	5.9×10^{-3}	1.2×10^{11}	1.9×10^{11}	1.9×10^{11}
Am-242m	1.3×10^{-3}	2.1×10^{-3}	2.1×10^{-3}	1.2×10^{11}	1.9×10^{11}	1.9×10^{11}
Am-243	1.1×10^{-1}	2.9×10^{-1}	2.9×10^{-1}	1.2×10^{11}	3.3×10^{11}	3.3×10^{11}
Cm-242	1.0×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.0×10^{11}	1.6×10^{11}	1.6×10^{11}
Cm-243	9.5×10^{-2}	1.7×10^{-1}	1.7×10^{-1}	9.6×10^{10}	1.7×10^{11}	1.7×10^{11}
Cm-244	9.1	1.7×10	1.7×10	9.6×10^{12}	1.8×10^{13}	1.8×10^{13}
Cm-245	1.1×10^{-3}	1.5×10^{-3}	1.5×10^{-3}	1.2×10^9	1.7×10^9	1.7×10^9
Cm-246	1.7×10^{-4}	2.1×10^{-4}	2.1×10^{-4}	1.9×10^8	2.4×10^8	2.4×10^8

表-2-3 安全評価用の低濃度のプルトニウム溶液のインベントリ

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			0.15	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インベントリ

施設名 ^{※1}	機器名	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	3,000	
	希釈槽	263V18	700	
	一時貯槽	263V51	2,000	
	一時貯槽	263V52	2,000	
	一時貯槽	263V53	2,000	
	一時貯槽	263V54	2,000	
	一時貯槽	263V55	2,000	
	一時貯槽	263V56	2,000	
	一時貯槽	263V57	2,000	
	一時貯槽	263V58	2,000	
	ウラン調整槽	201V70	500	
	受流槽	201V75	500	
	貯槽	201V77	2,000	
	貯槽	201V78	2,000	
貯槽	201V79	2,000		
DN	蒸発缶	263E35	140	
	UNH 受槽	263V30	700	
	UNH 受槽	263V31	700	
	UNH 貯槽	263V32	30,000	
	UNH 貯槽	263V33	30,000	
	UNH 供給槽	263V34	270	
	濃縮液受槽	264V40	200	
	溶解液受槽	264V76	500	
	脱硝塔	264R43	—	
PCDF	硝酸ウラニル貯槽	P11V14	1,000	

※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け入れることから，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け入れない P11V14 は PIT 測定時(2021 年時の値)のウラン濃度から十の位を切り上げた値を安全評価用のウラン濃度とした。

表-2-5 安全評価用のその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）のインベントリ

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 及び 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。

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及び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り扱う加熱機器等は、自然空冷により除熱可能であることを確認する(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)。

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り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り扱う機器

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) 低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器

低濃度のプルトニウム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。

(3) ウラン溶液を取り扱う機器

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(工程内の洗浄液等)を取り扱う機器

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

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り扱う機器及びウラン溶液を取り扱う機器のうち、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。

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 (s)
- ρ : 溶液の密度 (kg/m³)
- V : 評価液量 (m³)
- C_1 : 溶液の比熱 (J/kg/K)
- T_a : 溶液の沸点 (°C)
- T_o : 溶液の初期温度 (°C)
- 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り扱う機器

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 低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器

低濃度のプルトニウム溶液を現有している機器で、他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け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たりの発熱量を乗じて設定する。

他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れるプルトニウム溶液受槽（276V20）は、受け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。

低濃度のプルトニウム溶液を取り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 ウラン溶液を取り扱う機器

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から算出し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たりの発熱量を乗じて設定する。

④ その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）

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た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。

低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器のうち、現有する低濃度のプルトニウム溶液のみを取り扱う機器（他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れない機器）の評価液量は現有する液量とする。他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れるプルトニウム溶液受槽（276V20）は、受け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）の分析試料等を取り扱う機器のうち、現有する分析試料等のみを取り扱う機器（他貯槽から分析試料等を受け入れない機器）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ア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（1,000 kg/m³）を用いて評価する。

(5) 比熱

① セン断粉末の溶解液を取り扱う機器

セン断粉末の溶解液の比熱は、1 バッチ当たりセン断粉末 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 低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器

低濃度のプルトニウム溶液を現有している機器で、他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け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。他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れるプルトニウム溶液受槽 (276V20) は、受け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、低濃度の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 ウラン溶液を取り扱う機器

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、1,200 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、文献²⁾に記載のある最大濃度の硝酸ウラニル水溶液 2.6 mol/L (約 1,000 gU/L) の比熱 約 2 J/g/K (=0.48 kcal/kg/°C) を用いて評価する。

④ その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) を取り扱う機器

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

セン断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) を取り扱う機器の沸騰到達時間を表-5-1 に示す。

セン断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) を取り扱う機器については、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、取り扱うセン断粉末溶解液等の発熱量が非常に低く、全交流電源喪失時でも、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, 低濃度のプルトニウム溶液, ウラン溶液及びその他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等) を取り扱う機器の沸騰到達時間の評価結果 (1/5)

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/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	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	3.9×10^{-2}	3.0	1.0 × 10 ³	8.2×10^{-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)	1,150	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-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	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	60	100	約 55 日	
		パルスフィルタ給液槽 (243V14)	50	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	60	100	約 55 日	
		パルス発生槽 (243V17)	141	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	60	100	約 55 日	
		シールポット (243V181)	14.5	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	60	100	約 55 日	
		調整槽 (251V10)	1,150	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	30	100	約 97 日	
		給液槽 (251V11)	1,150	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	30	100	約 97 日	
		エアリフト中間貯槽 (251V114)	15	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	30	100	約 97 日	
		ダネード給液槽 (251V118)	15	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	30	100	約 97 日	
		呼水槽 (251V120)	15	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	30	100	約 97 日	
		分離第 1 抽出器 (252R11)	825	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	30	100	約 97 日	
		希釈剤洗浄器 (252R10)	275	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	30	100	約 97 日	
		高放射性廃液分配器 (252D12)	14.2	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	30	100	約 97 日	
		高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	1,150	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	30	100	約 97 日	
		呼水槽 (252V153)	30	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	30	100	約 97 日	
		高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	1,150	2.9×10^{-2}	3.0		8.3×10^{-1}	30	100	約 97 日	
HAW	中間貯槽 (272V37, V38)	1,150	2.9×10^{-2}	3.0	8.3×10^{-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、低濃度のプルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の沸騰到達時間の評価結果（2/5）

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/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考
低濃度のプルトニウム溶液 MP	中間貯槽 (266V12)	321	5.9×10^{-2}	3.1		1.0×10^3	7.8×10^{-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	5.9×10^{-2}	3.1		1.0×10^3	7.8×10^{-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	4.8×10^{-2}	6.0		1.0×10^3	7.0×10^{-1}	40	100	約 42 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V11)	83	6.3×10^{-2}	6.0		1.0×10^3	7.0×10^{-1}	40	100	約 32 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V12)	120	5.9×10^{-2}	6.0		1.0×10^3	7.0×10^{-1}	40	100	約 34 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V13)	121	4.6×10^{-2}	6.0		1.0×10^3	7.0×10^{-1}	40	100	約 44 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V14)	126	4.7×10^{-2}	6.0		1.0×10^3	7.0×10^{-1}	40	100	約 43 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V15)	114	4.7×10^{-2}	6.0		1.0×10^3	7.0×10^{-1}	40	100	約 43 日	
	プルトニウム製品貯槽 (267V16)	139	4.8×10^{-2}	6.0		1.0×10^3	7.0×10^{-1}	40	100	約 42 日	
	プルトニウム溶液受槽 (276V20)	83	6.3×10^{-2}	6.0		1.0×10^3	7.0×10^{-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	3.7×10^{-2}	3.0		1.0×10^3	7.1×10^{-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
		1,574	2.8×10^{-2}	6.0		1.0×10^3	5.9×10^{-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	3.7×10^{-2}	3.0		1.0×10^3	7.1×10^{-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	2.8×10^{-2}	6.0		1.0×10^3	5.9×10^{-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	3.7×10^{-2}	3.0		1.0×10^3	7.1×10^{-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	2.8×10^{-2}	6.0		1.0×10^3	5.9×10^{-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、低濃度のプルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の沸騰到達時間の評価結果（3/5）

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/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考	
低濃度のプルトニウム溶液	高放射性廃液分配器 (252D12)	14.2	3.7×10^{-2}	3.0		1.0×10^3	7.1×10^{-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	2.8×10^{-2}	6.0		1.0×10^3	5.9×10^{-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	
	MP	高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	2,094	3.0×10^{-2}		6.0	1.0×10^3	5.8×10^{-1}	35	100	約 60 日	266V13 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	3.0×10^{-2}		6.0	1.0×10^3	5.8×10^{-1}	35	100	約 60 日	
		高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	2,094	3.0×10^{-2}		6.0	1.0×10^3	5.8×10^{-1}	35	100	約 60 日	
	HAW	中間貯槽 (272V37, V38)	2,094	3.0×10^{-2}		6.0	1.0×10^3	5.8×10^{-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	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}	1.0×10^3	5.2×10^{-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)	3,000	1.3×10^{-5}	1.2×10^{-1}	1.0×10^3	9.3×10^{-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	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}	1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年		
		一時貯槽 (263V51)	2,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}	1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年		
		一時貯槽 (263V52)	2,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}	1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年		
		一時貯槽 (263V53)	2,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}	1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年		
		一時貯槽 (263V54)	2,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}	1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年		
		一時貯槽 (263V55)	2,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}	1.0×10^3	5.2×10^{-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、低濃度のプルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の沸騰到達時間の評価結果（4/5）

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/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考	
ウラン溶液	MP	一時貯槽 (263V56)	2,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}	[Redacted]	1.0×10^3	5.2×10^{-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)	2,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}		1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年	
		一時貯槽 (263V58)	2,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}		1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年	
		ウラン調整槽 (201V70)	500	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}		1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年	
		受流槽 (201V75)	500	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}		1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年	
		貯槽 (201V77)	2,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}		1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年	
		貯槽 (201V78)	2,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}		1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年	
		貯槽 (201V79)	2,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}		1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年	
	DN	蒸発缶 (263E35)	140	2.4×10^{-4}	2.6		1.0×10^3	$4.8 \times 10^{-1} \text{※4}$	沸騰状態	100	※3	
		UNH 受槽 (263V30)	700	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}		1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年	
		UNH 受槽 (263V31)	700	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}		1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年	
		UNH 貯槽 (263V32)	30,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}		1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年	
		UNH 貯槽 (263V33)	30,000	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}		1.0×10^3	5.2×10^{-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、低濃度のプルトニウム溶液、ウラン溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の沸騰到達時間の評価結果（5/5）

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/°C)	初期温度 (°C)	沸点 (°C)	沸騰到達時間	備考	
ウラン溶液	DN	UNH 供給槽 (263V34)	270	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}	-	1.0×10^3	5.2×10^{-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
		濃縮液受槽 (264V40)	200	2.4×10^{-4}	2.6		1.0×10^3	$4.8 \times 10^{-1※4}$	沸騰状態	100	※3	
		溶解液受槽 (264V76)	500	9.0×10^{-5}	8.2×10^{-1}		1.0×10^3	5.2×10^{-1}	40	100	約 46 年	
	PCDF	硝酸ウラニル貯槽 (P11V14)	1,000	8.0×10^{-5}	3.6×10^{-1}		1.0×10^3	6.0×10^{-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
(工程内の洗浄液等) その他の核燃料物質	CB	中間貯槽 (108V10)	169	1.7×10^{-4}	1.04	1.0×10^3	9.5×10^{-1}	30	100	約 52 年	現有する溶液の液組成で評価	
		中間貯槽 (108V11)	1,358	8.1×10^{-5}	1.04	1.0×10^3	9.5×10^{-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（工程内の洗浄液等）はウラン濃度，低濃度の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カシウム濃度の合計

※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 1,000 gU/L）の比熱 2 J/g/K(=0.48 kcal/kg/°C)を用いて評価

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の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り扱う機器に対しては、崩壊熱除去機能喪失時でもセル内等の空気による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、取り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）の濃縮ウラン溶解槽（242R12）とウラン脱硝施設（DN）の蒸発缶（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×2,850 mm）と貯液部（幅：約2,500 mm，高さ：約2,600 mm）から構成され、工程洗浄での1溶解当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2,000 mm）で構成され、工程洗浄で取り扱うウラン溶液の発熱量は約 3.4×10^{-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2,000 mm）で構成され、工程洗浄で取り扱うウラン溶液の発熱量は約 4.8×10^{-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

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

$$Q_{out} = Q_{in} = hA(T_w - T_{\infty})$$

式を変形し，

$$T_w = \frac{Q_{in}}{hA} + T_{\infty} = \text{約 } 42.5^{\circ}\text{C}$$

ここで，

h : 1 W/m²K（静止大気中の対流熱伝達率の概略値 1～10 W/m²K¹⁾）

A : 表面積 13 m²（スラブ部の垂直面の表面積を設定）

T_{∞} : セル内の空気温度 40°C（水戸気象台の日最高気温 38.4°C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，せん断粉末の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

工程洗淨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り扱う機器

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) 低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器

低濃度のプルトニウム溶液及び低濃度の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) ウラン溶液を取り扱う機器

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（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器

分析所（CB）の分析試料等を保有する中間貯槽（108V10 及び 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 : 爆発下限到達時間 (h)

C_L : 水素の爆発下限濃度 (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 (Nm³/h)

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

G : 水素発生 G 値 (分子数/100 eV)

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 (Nm³/h)

V : 機器の空間容量 (m³)

4. 評価条件

(1) 機器の発熱量

① せん断粉末の溶解液を取り扱う機器

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 低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器

低濃度のプルトニウム溶液を現有している機器で、他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け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たりの発熱量を乗じて設定する。他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れる機器は、受け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。

低濃度のプルトニウム溶液とウラン溶液の混合液を取り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 ウラン溶液を取り扱う機器

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から算出し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たりの発熱量を乗じて設定する。

④ その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）

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た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。

低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器のうち，現有するプルトニウム溶液のみを取り扱う機器（他貯槽から低濃度のプルトニウム溶液を受け入れない機器）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り扱う機器

プルトニウム，アメリシウム，キュリウム及び β γ 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 低濃度のプルトニウム溶液を取り扱う機器

せん断粉末の溶解液を取り扱う機器と同様に，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 ウラン溶液を取り扱う機器

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 以下のウラン溶液は 1.7 を，450 gU/L を超えるウラン溶液は 0.6 と設定する。

④ その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器

せん断粉末の溶解液を取り扱う機器と同様に，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，低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の爆発下限界到達時間を表-5-1 に，ウラン溶液を取り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，低濃度のプルトニウム溶液，ウラン溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の時間裕度は 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 NH₃”, The Journal of Chemical Physics Vol. 35, [3], 936 (1961)
- 6) J. P. Holland et al., “The Radiolysis of Dodecane-Tributylphosphate Solutions”, NUCLEAR 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，低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の爆発下限界到達時間評価結果(1/3)

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	β γ	Pu	Am	Cm	β γ				
せん断粉末の溶解液	MP	濃縮ウラン溶解槽 (242R12)	1,270	850	420	3.0	3.8	2.1	2.1	25	0.11	0.11	0.24	0.06	2.1×10 ⁻⁵	約 33 日	
		溶解槽溶液受槽 (243V10)	2,623	1,150	1,473	2.0	3.8	2.1	2.1	25	0.14	0.14	0.30	0.08	2.8×10 ⁻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	6.3×10 ⁻¹	3.5×10 ⁻¹	3.5×10 ⁻¹	4.2	0.14	0.14	0.30	0.08	4.7×10 ⁻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	4.6×10 ⁻¹	2.6×10 ⁻¹	2.6×10 ⁻¹	3.1	0.14	0.14	0.30	0.08	3.5×10 ⁻⁶	約 24 日	
		シールポット (243V181)	17	14.5	7.3*	2.0	4.8×10 ⁻²	2.7×10 ⁻²	2.7×10 ⁻²	3.2×10 ⁻¹	0.14	0.14	0.30	0.08	3.6×10 ⁻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)	4,650	1,150	1,650	2.0	3.8	2.1	2.1	25	0.14	0.14	0.30	0.08	2.8×10 ⁻⁵	約 100 日	
		給液槽 (251V11)	5,646	1,150	846	2.0	3.8	2.1	2.1	25	0.14	0.14	0.30	0.08	2.8×10 ⁻⁵	約 51 日	
		エアリフト中間貯槽 (251V114)	21	15	6	2.0	4.9×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	3.3×10 ⁻¹	0.14	0.14	0.30	0.08	3.7×10 ⁻⁷	約 28 日	
		ダネード給液槽 (251V118)	21	15	6	2.0	4.9×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	3.3×10 ⁻¹	0.14	0.14	0.30	0.08	3.7×10 ⁻⁷	約 28 日	
		呼水槽 (251V120)	21	15	6	2.0	4.9×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	2.8×10 ⁻²	3.3×10 ⁻¹	0.14	0.14	0.30	0.08	3.7×10 ⁻⁷	約 28 日	
		分離第 1 抽出器 (252R11)	1,245	825	420	2.0	2.7	1.5	1.5	18	0.14	0.14	0.30	0.08	2.0×10 ⁻⁵	約 34 日	
		希釈剤洗浄器 (252R10)	410	275	135	2.0	9.1×10 ⁻¹	5.1×10 ⁻¹	5.1×10 ⁻¹	6.0	0.14	0.14	0.30	0.08	6.8×10 ⁻⁶	約 33 日	
		分配器 (252D12)	25	14.2	10.8	2.0	4.7×10 ⁻²	2.6×10 ⁻²	2.6×10 ⁻²	3.1×10 ⁻¹	0.14	0.14	0.30	0.08	3.5×10 ⁻⁷	約 53 日	
		高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	6,135	1,150	1,135	2.0	3.8	2.1	2.1	25	0.14	0.14	0.30	0.08	2.8×10 ⁻⁵	約 68 日	
		呼水槽 (252V153)	39.5	30	9.5	2.0	9.9×10 ⁻²	5.6×10 ⁻²	5.5×10 ⁻²	6.6×10 ⁻¹	0.14	0.14	0.30	0.08	7.4×10 ⁻⁷	約 22 日	
高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	8,850	1,150	5,850	2.0	3.8	2.1	2.1	25	0.14	0.14	0.30	0.08	2.8×10 ⁻⁵	約 349 日			
HAW	中間貯槽 (272V37, V38)	13,000	1,150	3,000	2.0	3.8	2.1	2.1	25	0.14	0.14	0.30	0.08	2.8×10 ⁻⁵	約 183 日		

表-5-1 せん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の爆発下限界到達時間評価結果(2/3)

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	β γ	Pu	Am	Cm	β γ			
低濃度のプルトニウム溶液 MP	中間貯槽 (266V12)	440	321	157*	3.1	1.3×10	5.6	-	-	0.10	0.10	-	-	1.6×10 ⁻⁵	約 15 日	266V13 に現有する溶液で評価 *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	1.3×10	5.6	-	-	0.10	0.10	-	-	1.6×10 ⁻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	-	-	5.9×10 ⁻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	-	-	3.6×10 ⁻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	-	-	4.9×10 ⁻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	-	-	3.9×10 ⁻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	-	-	4.2×10 ⁻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	-	-	3.7×10 ⁻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	-	-	4.6×10 ⁻⁶	約 149 日	
	プルトニウム溶液受槽 (276V20)	513	321	192	3.1	1.3×10	5.6	-	-	0.10	0.10	-	-	1.6×10 ⁻⁵	約 20 日	
	中間貯槽 (276V12-V15)	5,350	520	350	3.0	1.3×10	5.6	-	-	0.11	0.11	-	-	1.7×10 ⁻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
		5,350	1,574	350	3.0	3.0×10	1.4×10	-	-	0.11	0.11	-	-	4.0×10 ⁻⁵	約 15 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
	受槽 (276V10)	1,136	520	616	3.0	1.3×10	5.6	-	-	0.11	0.11	-	-	1.7×10 ⁻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
		1,136	928*	208	3.0	1.8×10	8.4	-	-	0.11	0.11	-	-	2.3×10 ⁻⁵	約 15 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 *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	-	-	8.9×10 ⁻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	-	-	6.9×10 ⁻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

参考資料 1-2-6

表-5-1 せん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）を取り扱う機器の爆発下限界到達時間評価結果(3/3)

	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	β γ	Pu	Am	Cm	β γ			
低濃度のプルトニウム溶液	MP	分配器 (252D12)	25	14.2	10.8	3.0	3.6×10^{-1}	1.5×10^{-1}	-	-	0.11	0.11	-	-	4.6×10^{-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	2.7×10^{-1}	1.3×10^{-1}	-	-	0.11	0.11	-	-	3.6×10^{-7}	約 52 日	
		高放射性廃液中間貯槽 (252V14)	6,135	2,094	1,135	3.0	4.4×10	2.0×10	-	-	0.11	0.11	-	-	5.6×10^{-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	6.3×10^{-1}	2.9×10^{-1}	-	-	0.11	0.11	-	-	8.1×10^{-7}	約 20 日	
	高放射性廃液蒸発缶 (271E20)	8,850	2,094	5,850	3.0	4.4×10	2.0×10	-	-	0.11	0.11	-	-	5.6×10^{-5}	約 172 日		
HAW	中間貯槽 (272V37, V38)	13,000	2,094	3,000	3.0	4.4×10	2.0×10	-	-	0.11	0.11	-	-	5.6×10^{-5}	約 92 日		
その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等)	CB	中間貯槽 (108V10)	1,267	169	267	9.4×10^{-1}	2.0×10^{-2}	8.5×10^{-3}	-	-	0.20	0.20	-	-	4.8×10^{-8}	約 26 年	現有する溶液の液組成等で評価
		中間貯槽 (108V11)	2,490	1,358	490	9.4×10^{-1}	7.7×10^{-2}	3.3×10^{-2}	-	-	0.20	0.20	-	-	1.8×10^{-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、低濃度のプルトニウム溶液（266V13，276V12～V15，276V10，252R10，252D12，252V14，252V153，271E20，272V37 及び V38）及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）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 ウラン溶液を取り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 (1/2)

	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)	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	備考
							U	U			
ウラン溶液	MP	ウラン溶液蒸発缶[第1段] (263E11-T12)	920	220	700	-	2.0×10^{-2}	1.70	2.8×10^{-7}	約 11.8 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)	3,695	3,000	695	-	3.9×10^{-2}	1.70	5.5×10^{-7}	約 6.0 年	
		希釈槽 (263V18)	830	700	130	-	6.3×10^{-2}	1.70	9.0×10^{-7}	約 0.7 年	
		一時貯槽 (263V51)	4,000	2,000	2,000	-	1.8×10^{-1}	1.70	2.6×10^{-6}	約 3.7 年	
		一時貯槽 (263V52)	4,000	2,000	2,000	-	1.8×10^{-1}	1.70	2.6×10^{-6}	約 3.7 年	
		一時貯槽 (263V53)	4,000	2,000	2,000	-	1.8×10^{-1}	1.70	2.6×10^{-6}	約 3.7 年	
		一時貯槽 (263V54)	4,000	2,000	2,000	-	1.8×10^{-1}	1.70	2.6×10^{-6}	約 3.7 年	
		一時貯槽 (263V55)	4,000	2,000	2,000	-	1.8×10^{-1}	1.70	2.6×10^{-6}	約 3.7 年	
		一時貯槽 (263V56)	4,000	2,000	2,000	-	1.8×10^{-1}	1.70	2.6×10^{-6}	約 3.7 年	
		一時貯槽 (263V57)	4,000	2,000	2,000	-	1.8×10^{-1}	1.70	2.6×10^{-6}	約 3.7 年	
		一時貯槽 (263V58)	4,000	2,000	2,000	-	1.8×10^{-1}	1.70	2.6×10^{-6}	約 3.7 年	
		ウラン調整槽 (201V70)	601	500	101	-	4.5×10^{-2}	1.70	6.4×10^{-7}	約 0.8 年	
		受流槽 (201V75)	605	500	105	-	4.5×10^{-2}	1.70	6.4×10^{-7}	約 0.8 年	
		貯槽 (201V77)	2,920	2,000	920	-	1.8×10^{-1}	1.70	2.6×10^{-6}	約 1.7 年	
	貯槽 (201V78)	2,920	2,000	920	-	1.8×10^{-1}	1.70	2.6×10^{-6}	約 1.7 年		
	貯槽 (201V79)	2,920	2,000	920	-	1.8×10^{-1}	1.70	2.6×10^{-6}	約 1.7 年		
	DN	蒸発缶 (263E35)	228	140	88	-	3.4×10^{-2}	0.60	1.7×10^{-7}	約 2.5 年	
		UNH 受槽 (263V30)	840	700	140	-	6.3×10^{-2}	1.70	9.0×10^{-7}	約 0.7 年	
UNH 受槽 (263V31)		840	700	140	-	6.3×10^{-2}	1.70	9.0×10^{-7}	約 0.7 年		

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

	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)	水素発生 G 値 (分子数/100 eV) ^{※2}	水素発生量 (Nm ³ /h)	水素の爆発下限到達時間	備考
							U	U			
ウラン溶液	DN	UNH 貯槽 (263V32)	37,000	30,000	7,000	-	2.7	1.70	3.8×10^{-5}	約 0.8 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 貯槽 (263V33)	37,000	30,000	7,000	-	2.7	1.70	3.8×10^{-5}	約 0.8 年	
		UNH 供給槽 (263V34)	340	270	70	-	2.4×10^{-2}	1.70	3.5×10^{-7}	約 1.0 年	
		濃縮液受槽 (264V40)	250	200	50	-	4.8×10^{-2}	0.60	2.4×10^{-7}	約 1.0 年	
		溶解液受槽 (264V76)	560	500	60	-	4.5×10^{-2}	1.70	6.4×10^{-7}	約 0.4 年	
	PCDF	硝酸ウラニル貯槽 (P11V14)	1,250	1,000	250	-	8.0×10^{-2}	1.70	1.1×10^{-6}	約 1.0 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 以下のウラン溶液には 1.7 を，450 gU/L を超えるウラン溶液には 0.6 を設定した。

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（272V31～V35）に送液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濃度（4 vol%）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濃度（4 vol%）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. 回収可能核燃料物質及び高放射性廃液の発熱量の設定

工程洗浄では、せん断粉末の溶解液、低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）（以下「せん断粉末の溶解液等」という。）を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及び高放射性廃液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

せん断粉末の重量は、せん断粉末の重量測定のみを考慮し、保守性を持たせて1.1を乗じた [] として設定する。

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エネルギーや発熱量は、再処理事業指定申請書に記載している基準燃料（軽水型原子炉使用済燃料（PWR 燃料）及び新型転換炉原型炉使用済燃料のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（ふげん MOX タイプ B 燃料））に対して、2007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 [] 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。ORIGEN 計算の条件を表-2-1 に、せん断粉末の核種ごとの発熱量を表-2-2 に示す。

(2) 低濃度のプルトニウム溶液

工程洗浄で再処理設備本体等から取り出す低濃度のプルトニウム溶液の内訳を表-2-3 に示す。これに対し以下のとお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（工程内の洗浄液等）

分析所（CB）の分析試料等を保有する中間貯槽（108V10及びV11）を評価対象とする。分析所（CB）中間貯槽（108V10及びV11）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。アメリカシウム 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カシウム 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

高放射性廃液貯蔵槽（272V31～V35）の高放射性廃液の発熱量は、2020 年 8 月 31 日時点の高放射性廃液貯蔵槽（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の溶解液等の発熱量を加えて設定する。

なお、高放射性廃液貯蔵槽（272V31～V35）は工程洗浄により取り出す核燃料物質を含む溶液（60 m³）を受け入れられないものの、1 つの貯蔵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（令和 3 年 4 月 27 日認可）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」（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、高放射性廃液貯蔵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 (s)
- ρ : 高放射性廃液の密度 (kg/m³)
- V : 評価液量 (m³)
- C_1 : 高放射性廃液の比熱 (J/kg/K)
- $M C_2$: 高放射性廃液貯蔵槽の構造材の熱容量 (J/K)
(貯蔵槽の構造材の質量 M (kg) と貯蔵槽の構造材の比熱 C_2 (J/kg/K) の積)
- T_a : 高放射性廃液の沸点 (°C)
- T_o : 高放射性廃液の初期温度 (°C)
- 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）の液量管理値である 90 m³とする（各貯槽に工程洗浄により取り出す核燃料物質を含む溶液 60 m³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 2,930 J/kg/K (=0.7 kcal/kg/°C) 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等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濃度到達時間の評価

4.1 水素の爆発下限界濃度到達時間の評価方法

水素の爆発下限界濃度到達時間は、「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。

水素の爆発下限界濃度到達時間の算出式を以下に示す。

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

ここで、

- t : 爆発下限界濃度到達時間 (h)
 C_L : 水素の爆発下限界濃度 (4 vol%)
 H : 水素発生量 (Nm³/h)

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

$$= 8.36 \times 10^{-6}GP$$

G : 水素発生 G 値 (分子数/100 eV)

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 (Nm³/h)

V : 高放射性廃液貯槽の空間容量(m³)

4.2 水素の爆発下限界濃度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 m³ 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等を受け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 (6.0×10^{-5}) をもとに、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 (3.0×10^{-4})) を設定する。

4.3 水素の爆発下限界濃度到達時間の評価結果

せん断粉末の溶解液等を送液した場合の高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) の水素の爆発下限界濃度到達時間を表-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 計算の条件

炉型	軽水型原子炉	新型転換炉原型炉	出典（設定根拠）
燃料	PWR 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 率	-	■	
初期プルトニウム装荷量	-	■	・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 体当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 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」 ・MOX-B：「燃料設計認可申請書」
初期不純物量 炭素	100 ppm	200 ppm	
初期不純物量 フッ素	15 ppm	25 ppm	
初期不純物量 窒素	40 ppm	200 ppm	・東海再処理施設における C-14 の挙動 ²⁾
Pu 同位体組成率	-	■ ■ ■ ■	・過去の安全審査を基に ORIGEN2.2 により再計算
Am-241 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]		
	PWR 燃料 (U ₂)	MOX タイプ B	せん断粉末
H-3	2.3×10^{-3}	1.5×10^{-3}	2.3×10^{-3}
C-14	4.4×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.0×10^{-4}
Kr-85	1.7	7.8×10^{-1}	1.7
Sr-89	0*	2.2×10^{-18}	2.2×10^{-18}
Sr-90	1.6×10	6.6	1.6×10
Y-90	7.4×10	3.2×10	7.4×10
Zr-95	1.6×10^{-15}	1.1×10^{-13}	1.1×10^{-13}
Nb-95	3.4×10^{-15}	2.4×10^{-13}	2.4×10^{-13}
Tc-99	1.5×10^{-3}	8.9×10^{-4}	1.5×10^{-3}
Ru-103	0*	0*	0*
Rh-106	7.9×10^{-1}	1.6	1.6
Sb-125	7.0×10^{-1}	4.4×10^{-1}	7.0×10^{-1}
I-129	3.2×10^{-6}	2.1×10^{-6}	3.2×10^{-6}
I-131	0*	0*	0*
Cs-134	1.1×10	5.3	1.1×10
Cs-137	2.0×10	1.2×10	2.0×10
Ba-137m	6.8×10	4.1×10	6.8×10
Ce-141	0*	0*	0*
Ce-144	1.5×10^{-2}	2.4×10^{-2}	2.4×10^{-2}
Pr-144	1.7×10^{-1}	2.7×10^{-1}	2.7×10^{-1}
Pr-144m	9.5×10^{-5}	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}
Pm-147	6.9×10^{-1}	7.5×10^{-1}	7.5×10^{-1}
Sm-151	1.1×10^{-2}	7.5×10^{-3}	1.1×10^{-2}
Eu-154	7.7	4.6	7.7
Eu-155	2.3×10^{-1}	1.5×10^{-1}	2.3×10^{-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]		
	PWR 燃料 (UO ₂)	MOX タイプ B	せん断粉末
U-232	2.1×10^{-4}	1.4×10^{-5}	
U-233	2.2×10^{-7}	2.2×10^{-8}	
U-234	8.7×10^{-3}	5.8×10^{-4}	
U-235	1.4×10^{-4}	6.9×10^{-5}	
U-236	1.8×10^{-3}	4.9×10^{-4}	
U-237	8.0×10^{-4}	1.1×10^{-3}	
U-238	1.7×10^{-3}	1.7×10^{-3}	
Pu-236	3.6×10^{-4}	3.8×10^{-5}	
Pu-238	1.9	2.0	
Pu-239	2.5	2.0	
Pu-240	3.2	7.4	
Pu-241	5.4×10^{-1}	7.1×10^{-1}	
Pu-242	9.4×10^{-3}	3.3×10^{-2}	
Np-235	1.1×10^{-10}	1.9×10^{-11}	
Np-237	2.6×10^{-3}	4.6×10^{-4}	2.6×10^{-3}
Np-238	8.0×10^{-5}	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}
Np-239	8.0×10^{-3}	2.2×10^{-2}	2.2×10^{-2}
Am-241	1.3	1.7	1.7
Am-242	3.8×10^{-3}	5.9×10^{-3}	5.9×10^{-3}
Am-242m	1.3×10^{-3}	2.1×10^{-3}	2.1×10^{-3}
Am-243	1.1×10^{-1}	2.9×10^{-1}	2.9×10^{-1}
Cm-242	1.0×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-1}
Cm-243	9.5×10^{-2}	1.7×10^{-1}	1.7×10^{-1}
Cm-244	9.1	1.7	1.7
Cm-245	1.1×10^{-3}	1.5×10^{-3}	1.5×10^{-3}
Cm-246	1.7×10^{-4}	2.1×10^{-4}	2.1×10^{-4}
合計			約 266

表-2-3 現有する低濃度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		1,201						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 評価用の低濃度のプルトニウム溶液の仕様

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		1,201							

※ 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 [*]		2.9×10^{-2}
中間貯槽	108V11		0.3 [*]		1.1×10^{-1}
合計			0.4		1.4×10^{-1}

※ 中間貯槽（108V10 及び V11）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 工程洗浄後における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	2020年8月31日現在 の高放射性廃液		評価用 発熱量 [W]	評価 液量 [*] [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 [°C]	初期温度 [°C]	沸騰到達時間 [h]
		発熱量 [W]	液量 [m ³]										
272V31	ステンレス鋼	3.82×10^4	55.0	3.85×10^4	90	53,000	499	1,203	2,930	2	102	35	166
272V32	ステンレス鋼	5.73×10^4	65.6	5.76×10^4	90	53,000	499	1,211	2,930	2	102	35	111
272V33	ステンレス鋼	4.19×10^4	69.2	4.22×10^4	90	53,000	499	1,249	2,930	2	102	35	156
272V34	ステンレス鋼	6.25×10^4	74.9	6.28×10^4	90	53,000	499	1,228	2,930	2	102	35	103
272V35	ステンレス鋼	6.87×10^4	71.6	6.90×10^4	90	53,000	499	1,244	2,930	2	102	35	95

※：高放射性廃液貯槽は工程洗浄により取り出す核燃料物質を含む溶液（約 60 m³）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 m³）で評価

表-4-3-1 工程洗浄後における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濃度到達時間

高放射性廃液貯槽	2020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 限界濃度到達 時間[年]
	発熱量 [W]	液量 [m ³]							
272V31	3.82×10 ⁴	55.0	139	90	49	3.85×10 ⁴	3.0×10 ⁻⁴	9.65×10 ⁻⁵	2
272V32	5.73×10 ⁴	65.6	139	90	49	5.76×10 ⁴	3.0×10 ⁻⁴	1.44×10 ⁻⁴	1
272V33	4.19×10 ⁴	69.2	139	90	49	4.22×10 ⁴	3.0×10 ⁻⁴	1.06×10 ⁻⁴	2
272V34	6.25×10 ⁴	74.9	139	90	49	6.28×10 ⁴	3.0×10 ⁻⁴	1.57×10 ⁻⁴	1
272V35	6.87×10 ⁴	71.6	139	90	49	6.90×10 ⁴	3.0×10 ⁻⁴	1.73×10 ⁻⁴	1

※1：高放射性廃液貯槽は工程洗浄により取り出す核燃料物質を含む溶液（約60 m³）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 m³）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（6.0×10⁻⁵）をもとに、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（3.0×10⁻⁴））を設定

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、低濃度のプルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄廃液等）（以下「せん断粉末の溶解液等」という。）を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、高放射性廃液貯槽（272V31～V35）の高放射性廃液のアクチニド元素の含有割合は現有する高放射性廃液よりも高くなることから、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を評価する。

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、ガラス固化体の仕様の範囲内で製造でき、せん断粉末の溶解液等の受け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 (Na₂O を除く。) を 15 wt% (45 kg) 以下、発熱量を 1,400 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。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（Na₂O）酸化物量については、分析結果等をもとに設定するとともに、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 UO₂）約 、低濃度のプルトニウム溶液約 ^{※1}、低濃度のプルトニウム溶液と混合するウラン溶液約 ^{※1}、その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）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の液量としては約 60 m³ 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 m³/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)に受け入れる。

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体当たりのアクチニド酸化物量(7.5 kg)で除して、アクチニド酸化物制限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体当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。)制限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体当たりの発熱量1,400 Wで除して発熱量制限のガラス固化体の製造本数を求める。
- ④ ①～③のうち、最も多いものを高放射性廃液(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体当たりの質量(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 体当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、仕様の 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は、約 572 W/本となり仕様 (1,400 W/本) に対して十分低い。

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 酸化物量 [kg]	ナトリウム (Na ₂ O) 酸化物量 [kg]	金属酸化物量 (Na ₂ O を除く) [kg]	アクチニド 酸化物 [kg]	発熱量 [W]	備考
高放射性廃液貯槽 (272V31)	6,077	2,279	3,798	373	3.82×10^4	直近の分析結果及び返送廃液の組成をもとに設定
高放射性廃液貯槽 (272V32)	3,656	1,376	2,280	221	5.73×10^4	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 (272V35)	9,548	3,310	6,238	665	6.87×10^4	直近の分析結果及び他貯槽から受け入れた廃液の組成をもとに設定
せん断粉末の 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 ₂ O 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 ₂ O を除く.) 制 限のガラス固化体 の製造数[本] ①/45 kg/本	⑤アクチニド酸化物 制限のガラス固化体 の製造数 [本] ②/7.5 kg/本	⑥発熱量制限 のガラス固化 体の製造数 [本] ③/1400 W/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	12, 316	1, 259	1. 642×10 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	12, 926	1, 869	1. 645×10 ⁵	288	250	118	288 (増加量 : 14)

※ ④, ⑤及び⑥のガラス固化体の製造本数のうち, 最も多い本数

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 ₂ O を除く) 制限のガラス固化体の製造 数[本]	ガラス固化体 (300 kg) 当た りのアクチニド酸化物割合 [wt%]	ガラス固化体 (300 kg) 当たりの発熱量 [W/本]
高放射性廃液 (272V31, V32 及び V35) の混合溶液	1, 259	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液	1, 869	288	約 2. 2	約 572

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

【概要】

令和3年12月24日に申請した工程洗浄及び安全対策に係る保安規定の変更内容は、以下のとおり。

- 工程洗浄に係る変更は、工程洗浄に必要な業務、運転管理及び遵守事項を追加する。(第121条～第125条の6)。
- 安全対策に係る変更は、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。(第56条の5～第56条の8)。
- その他、保全区域境界の変更、核燃料サイクル工学研究所QMS文書の文書体系図等への追記及び修辭的な見直しを行う。

令和4年1月13日

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保安規定の変更の内容及び理由

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保安規定の主な変更の内容及び理由は、以下のとおりである。なお、変更内容の詳細は別添に示す。

1. 変更の内容

- (1) 工程洗浄の実施に当たり、関連する条文の変更及び追加を行う。
 - 1) 四半期計画作成に当たって、第 121 条（四半期運転計画）において工程洗浄におけるせん断粉末の溶解に係る遵守事項及び記載する事項を追加する。
 - 2) 工程洗浄の遵守事項及び定義を、第 125 条（工程洗浄における遵守事項）として追加する。
 - 3) せん断粉末の濃縮ウラン溶解槽への装荷及び溶解に当たっては、溶解槽 1 基（242R12）を使用し、1 溶解当たり 30 kg 以下で溶解することを、第 125 条の 2（工程洗浄におけるせん断粉末の溶解槽への装荷及び溶解）として追加する。
 - 4) 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の高放射性廃液貯槽への集約に当たっては、溶媒を使用した分離操作は行わないこと、高放射性廃液蒸発缶では蒸発濃縮を行わないこと及び工程洗浄で集約する廃液は中間貯槽（272V37、272V38）へ送液できることを、第 125 条の 3（工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）の集約）として追加する。
 - 5) プルトニウム溶液の高放射性廃液貯槽への集約において、プルトニウム溶液蒸発缶による蒸発濃縮は行わないこと、中間貯槽（276V15）においてのウラン（U）及びプルトニウム（Pu）の比（U/Pu）を新型転換炉原型炉使用済燃料のうちウラン・プルトニウム混合酸化物タイプ B 燃料相当の 70 以上となるように調整することを、第 125 条の 3（工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）の集約）として追加する。
 - 6) ウラン溶液の脱硝に当たっては、ウラン溶液蒸発缶（第 1 段）における蒸発濃縮は行わないこと、第 135 条に掲げる事項を遵守することを、第 125 条の 4（工程洗浄におけるウラン溶液の脱硝）として追加する。
 - 7) プルトニウム転換技術開発施設に保管されている硝酸ウラニルを分離精製工場に受け入れることを、第 125 条の 5（工程洗浄における硝酸ウラニルの受払い）として追加する。
 - 8) 放射性液体廃棄物及び気体廃棄物の放出管理目標値を遵守することを、第 125 条の 6（工程洗浄における放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理）として追加する。
 - 9) その他上記変更に伴い、記載の見直しを図る。

(2) 廃止措置計画の反映（安全対策に係る再処理施設の保全活動計画の策定）

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、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（審査基準）」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、計画に従って必要な活動を行うことを規定する。また、既に規定している事故対処に係る再処理施設の保全活動計画について、審査基準に沿って有毒ガスの防護を追記する。

(3) 保全区域の変更

事故対処設備配備場所の地盤補強工事（令和3年度第4四半期以降、当該箇所工事開始予定）に当たり、現在の保全区域のフェンスを撤去する必要があることから、当該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移動する。

このため、第Ⅱ-2 図 周辺監視区域及び第Ⅱ-3 図 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移動する。

(4) その他記載の適正化等

1) 記載の適正化のための変更を行う。

- ① 第51条の4（品質マネジメント計画）「7.3.6 設計・開発の妥当性確認」の一部記載について、品質管理基準規則を踏まえ変更する。
- ② 第Ⅰ-6 表 記録「1 再処理施設の施設管理に係る記録」の一部について、再処理規則を踏まえ変更する。

2) QMS 文書の追加を行う。

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「第Ⅰ-1-(1)表 保安規定に基づき定める作業手順書等」及び第Ⅰ-4 図 文書体系図（第51条の4 4.1 項関係）に追記する。

2. 変更の理由

- (1) 東海再処理施設の廃止措置として実施する工程洗浄に伴い、必要な業務及び保安管理を定めるため。
- (2) 令和3年10月5日付けで認可を受けた廃止措置計画（令和3年10月5日付け原規規発第2110059号）及び令和3年9月30日付けで変更申請した廃止措置計画に記載の安全対策の反映を行うため。
- (3) 事故対処設備配備場所の地盤補強工事（令和3年度第4四半期以降、当該箇所工事開始予定）に当たり、現在の保全区域のフェンスを撤去する必要があることから、当該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移動するため。
- (4) その他記載の適正化等として、第51条の4（品質マネジメント計画）及び第Ⅰ-6表の一部記載の見直し、核燃料サイクル工学研究所に係る QMS 文書の追加を行うため。

3. 施行期日

この規定は、原子力規制委員会の認可日の翌日から施行する。

以上

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

令和3年 12月

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 再処理施設保安規定 改正前後比較表

変更申請箇所を___で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由
<p>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 再処理施設保安規定</p> <p>第 I 編 総則</p> <p>第 1 条 ～ 第 51 条の 3 (省略)</p> <p>(品質マネジメント計画)</p> <p>第 51 条の 4 再処理施設に関する保安活動を適切に実施するため、廃止措置計画の認可を受けた品質管理計画に基づき、次のとおり品質マネジメント計画を定める。</p> <p>1. 目的 ～ 6. 資源の運用管理 (省略)</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画 ～ 7.3.5 設計・開発の検証 (省略)</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 工事等を担当する廃止措置推進室長、センター内各課長、放射線管理部内各課長及び工務技術部内各課長は、設計・開発の結果として得られる再処理施設又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法 (7.3.1 参照) に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、当該再処理施設の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、当該再処理施設の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 廃止措置推進室長、センター内各課長、放射線管理部内各課長及び工務技術部内各課長は、実行可能な場合はいつでも、再処理施設を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 廃止措置推進室長、センター内各課長、放射線管理部内各課長及び工務技術部内各課長は、設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な記録があればその記録を作成し、管理する。(4.2.4 参照)。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理 ～ 8.5.3 未然防止処置 (省略)</p>	<p>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 再処理施設保安規定</p> <p>第 I 編 総則</p> <p>第 1 条 ～ 第 51 条の 3 (変更なし)</p> <p>(品質マネジメント計画)</p> <p>第 51 条の 4 再処理施設に関する保安活動を適切に実施するため、廃止措置計画の認可を受けた品質管理計画に基づき、次のとおり品質マネジメント計画を定める。</p> <p>1. 目的 ～ 6. 資源の運用管理 (変更なし)</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画 ～ 7.3.5 設計・開発の検証 (変更なし)</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 工事等を担当する廃止措置推進室長、センター内各課長、放射線管理部内各課長及び工務技術部内各課長は、設計・開発の結果として得られる再処理施設又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法 (7.3.1 参照) に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、当該再処理施設の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、当該再処理施設の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 廃止措置推進室長、センター内各課長、放射線管理部内各課長及び工務技術部内各課長は、実行可能な場合はいつでも、再処理施設を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 廃止措置推進室長、センター内各課長、放射線管理部内各課長及び工務技術部内各課長は、設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。(4.2.4 参照)。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理 ～ 8.5.3 未然防止処置 (変更なし)</p>	<p>○記載の見直し(「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」の内容反映)</p>
<p>第 52 条 ～ 第 53 条 (省略)</p>	<p>第 52 条 ～ 第 53 条 (変更なし)</p>	

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

変更申請箇所を___で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由
<p>第6章 非常の場合に採るべき処置 第1節 非常事態の措置</p> <p>第54条 ～ 第56条の3 (省略)</p> <p>(初期消火活動のための体制の整備)</p> <p>第56条の4 保安管理部長は、研究所において火災が発生した場合に消防機関へ確実に通報するため、第55条第1項に定める計画に基づき、専用回線を使用した通信設備を防災管理棟に設置する。</p> <p>なお、点検・故障の場合はこの限りではないが、点検後又は修理後は遅滞なく復旧させる。</p> <p>2 所長は、第55条第1項に定める計画に基づき、消防機関への通報、消火設備の操作等を行う10名以上の初期消火活動を行う要員を常時配置する。</p> <p>3 保安管理部長は、初期消火活動を行うため、第55条第1項に定める計画に基づき、必要な化学消防自動車、泡消火薬剤など、第I-2-(2)表に示す資機材を備え付ける。</p> <p>4 センター長、放射線管理部長、保安管理部長及び工務技術部長は、初期消火活動を行うため、第55条第1項に定める計画に基づき、研究所内の通報、初期消火活動を行う要員及びその他従業員の招集に必要な連絡体制を整備する。</p> <p>5 センター内各課長、放射線管理部内各課長及び運転課長は、第183条の2に規定する施設管理実施計画に定める巡視及び点検により、火災の早期発見に努める。</p> <p>6 所長は、第55条第1項に定める計画に基づき、初期消火活動の要員に対して、毎年1回以上訓練を実施し、その結果を評価するとともに、評価結果に基づき、必要な改善を実施する。</p>	<p>第6章 非常の場合に採るべき処置 第1節 非常事態の措置</p> <p>第54条 ～ 第56条の3 (変更なし)</p> <p>(初期消火活動のための体制の整備)</p> <p>第56条の4 保安管理部長は、研究所において火災が発生した場合に消防機関へ確実に通報するため、第55条第1項に定める計画に基づき、専用回線を使用した通信設備を防災管理棟に設置する。</p> <p>なお、点検・故障の場合はこの限りではないが、点検後又は修理後は遅滞なく復旧させる。</p> <p>2 所長は、第55条第1項に定める計画に基づき、消防機関への通報、消火設備の操作等を行う10名以上の初期消火活動を行う要員を常時配置する。</p> <p>3 保安管理部長は、初期消火活動を行うため、第55条第1項に定める計画に基づき、必要な化学消防自動車、泡消火薬剤など、第I-2-(2)表に示す資機材を備え付ける。</p> <p>4 センター長、放射線管理部長、保安管理部長及び工務技術部長は、初期消火活動を行うため、第55条第1項に定める計画に基づき、研究所内の通報、初期消火活動を行う要員及びその他従業員の招集に必要な連絡体制を整備する。</p> <p>5 センター内各課長、放射線管理部内各課長及び運転課長は、第183条の2に規定する施設管理実施計画に定める巡視及び点検により、火災の早期発見に努める。</p> <p>6 所長は、第55条第1項に定める計画に基づき、初期消火活動の要員に対して、毎年1回以上訓練を実施し、その結果を評価するとともに、評価結果に基づき、必要な改善を実施する。</p> <p><u>(火災発生時の体制の整備)</u></p> <p><u>第56条の5 センター長は、火災が発生した場合における再処理施設の保全のための活動を行う体制の整備のため、火災防護計画を策定する。なお、初期消火活動に係る事項については、前条に定めるところによる。</u></p> <p><u>2 放射線管理部長、保安管理部長及び工務技術部長は、前項に定める計画の策定に関して、センター長に協力する。</u></p> <p><u>3 センター長は、第1項の計画に、高放射性廃液貯蔵場及びガラス固化技術開発施設ガラス固化技術開発棟(以下「高放射性廃液貯蔵場等」という。)に係る火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念を考慮した火災防護対策を含める。</u></p> <p><u>4 担当課長は、第1項の計画に基づき、必要な体制及び手順の整備を行い火災発生時における再処理施設の保全のための活動を実施する。</u></p>	<p>○廃止措置計画に示した安全対策の反映</p>

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

変更申請箇所を___で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由
	<p><u>5 担当課長は、前項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める火災防護計画について定期的、あるいは火災発生時に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、担当部長に報告した後、センター長に報告する。</u></p> <p><u>6 センター長は、前項の報告について評価を行い、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>(内部漏水発生時の体制の整備)</u></p> <p><u>第56条の6 センター長は、高放射性廃液貯蔵場等において漏水が発生した場合（以下「内部漏水発生時」という。）における再処理施設の保全のための活動を行う体制の整備のため、必要な要員の配置、要員に対する教育訓練及び資機材の配備を明確にした計画を策定する。</u></p> <p><u>2 放射線管理部長及び工務技術部長は、前項に定める計画の策定に関して、センター長に協力する。</u></p> <p><u>3 担当課長は、第1項の計画に基づき、必要な体制及び手順の整備を行い内部漏水発生時における高放射性廃液貯蔵場等の保全のための活動を実施する。</u></p> <p><u>4 担当課長は、前項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項の計画について定期的、あるいは内部漏水発生時に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、担当部長に報告した後、センター長に報告する。</u></p> <p><u>5 センター長は、前項の報告について評価を行い、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>(その他自然災害発生時等の体制の整備)</u></p> <p><u>第56条の7 センター長は、再処理施設内において地震、津波、竜巻、外部火災及び火山（降灰）（以下「その他自然災害」という。）が発生した場合における再処理施設の保全のための活動を行う体制の整備のため、必要な要員の配置、要員に対する教育訓練及び資機材の配備を明確にした計画を策定する。</u></p> <p><u>2 放射線管理部長、保安管理部長及び工務技術部長は、前項に定める計画の策定に関して、センター長に協力する。</u></p> <p><u>3 担当課長は、第1項の計画に基づき、必要な体制及び手順の整備を行いその他自然災害発生時における再処理施設の保全のための活動を実施する。</u></p> <p><u>4 担当課長は、前項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項の計画について定期的、あるいはその他自然災害発生時に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、担当部長に報告した後、センター長に報告する。</u></p> <p><u>5 センター長は、前項の報告について評価を行い、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p>	<p>○廃止措置計画に示した安全対策の反映</p> <p>○廃止措置計画に示した安全対策の反映</p>

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

変更申請箇所を___で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由
<p>(重大事故等の体制の整備)</p> <p>第56条の<u>5</u> センター長は、高放射性廃液の崩壊熱等による過熱を除去する全ての設備(冷却設備、電源設備等)の機能の喪失、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる再処理施設の大規模な損壊の発生等により、蒸発乾固が発生した場合又は蒸発乾固に至るおそれのある事故(以下「重大事故等」という。)における再処理施設の保全のための活動を行う体制の整備のため、次の各号に掲げる事項を明確にした計画を策定し、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 重大事故等における再処理施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置</p> <p>(2) 重大事故等における再処理施設の保全のための活動を行う要員に対する毎年1回以上の定期的な教育及び訓練</p> <p>(3) 重大事故等における再処理施設の保全のための活動を行うために必要な移動式発電機その他の資機材の配備</p> <p><u>2</u> センター内各課長は、前項の計画に基づき、重大事故等における再処理施設の保全のための活動を実施する。</p> <p><u>3</u> センター長は、第1項及び前項の措置について定期的に、あるいは以下の場合に評価を行い、その結果を所長に報告し、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>(1) 地震、津波等の災害による事例が生じた場合</p> <p>(2) 新たな設備を使用するために、重大事故等における対策が必要となる場合</p> <p>第57条 ～ 第120条の2 (省略)</p>	<p>(重大事故等の体制の整備)</p> <p>第56条の<u>8</u> センター長は、高放射性廃液の崩壊熱等による過熱を除去する全ての設備(冷却設備、電源設備等)の機能の喪失、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる再処理施設の大規模な損壊の発生等により、蒸発乾固が発生した場合又は蒸発乾固に至るおそれのある事故(以下「重大事故等」という。)における再処理施設の保全のための活動を行う体制の整備のため、次の各号に掲げる事項を明確にした計画を策定し、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 重大事故等における再処理施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置</p> <p>(2) 重大事故等における再処理施設の保全のための活動を行う要員に対する毎年1回以上の定期的な教育及び訓練</p> <p>(3) 重大事故等における再処理施設の保全のための活動を行うために必要な移動式発電機、<u>制御室の空気循環用機材</u>その他の資機材の配備</p> <p><u>2</u> 放射線管理部長、保安管理部長及び工務技術部長は、前項に定める計画の策定に関して、センター長に協力する。</p> <p><u>3</u> 担当課長は、第1項に定める計画に基づき、必要な体制及び手順の整備を行い重大事故等における再処理施設の保全のための活動を実施する。</p> <p><u>4</u> 担当課長は、前項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める計画について定期的に、あるいは以下の場合に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、担当部長に報告した後、センター長に報告する。</p> <p>(1) 地震、津波等の災害による事例が生じた場合</p> <p>(2) 新たな設備を使用するために、重大事故等における対策が必要となる場合</p> <p><u>5</u> センター長は、前項の報告について評価を行い、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、所長に報告する。</p> <p>第57条 ～ 第120条の2 (変更なし)</p>	<p>○条文番号の繰下げ</p> <p>○廃止措置計画に示した安全対策の反映</p> <p>○管理支援部門の関係を明記</p> <p>○担当課長の計画に基づく実施事項を明記</p> <p>○担当課長は活動の実施結果を踏まえ、計画を評価し、担当部長を通してセンター長に報告することを明確化</p> <p>○センター長は、担当課長、担当部長から報告を受けて評価を行うよう明確化</p>
<p>第2節 四半期運転計画等</p> <p>(四半期運転計画)</p> <p>第121条 センター内各部長(ただし、技術部長を除く。)は、四半期ごとに運転計画を作成しセンター長の承認を受ける。</p> <p>2 センター長は、前項の承認をする場合は、再処理施設安全専門委員会に諮問する。また、前項の承認をした場合は所長に報告する。</p> <p>3 センター内各部長は、第1項の計画を作成するに当たり、次の各号に掲げる事項</p>	<p>第2節 四半期運転計画等</p> <p>(四半期運転計画)</p> <p>第121条 (変更なし)</p> <p>2 (変更なし)</p> <p>3 (変更なし)</p>	

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

変更申請箇所を___で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由
<p>を遵守する。</p> <p>(1) 処理する使用済燃料は、以下のものであること</p> <p>イ) 軽水型原子炉使用済燃料（低濃縮ウラン燃料）は、燃料集合体1体当たりの初期濃縮度4%（重量）以下、燃料集合体1体当たりの最高燃焼度35,000MWD/T（金属ウラン換算）、1日当たりの処理する使用済燃料の平均燃焼度28,000MWD/T（金属ウラン換算）以下、内蔵放射エネルギーは0.7トン当たり約1.2×10^8ギガベクレル以下であって、第Ⅲ-2表で定める受入れ前に必要な冷却期間以上のもの</p> <p>ロ) 新型転換炉原型炉使用済燃料のうち低濃縮ウラン燃料は、燃料集合体1体当たりの初期濃縮度2.3%（重量）以下、燃料集合体1体当たりの最高燃焼度30,000MWD/T（金属ウラン換算）、1日当たりの処理する使用済燃料の平均燃焼度17,000MWD/T（金属ウラン換算）以下、内蔵放射エネルギーは0.7トン当たり約1.7×10^7ギガベクレル以下であって、受入れ前に必要な冷却期間2年以上のもの</p> <p>ハ) 新型転換炉原型炉使用済燃料のうちウラン・プルトニウム混合酸化物タイプA燃料は、燃料集合体1体当たりの初期核分裂物質質量1.4%（重量）、燃料集合体1体当たりの最高燃焼度20,000MWD/T（金属ウラン・プルトニウム換算）、1日当たりの処理する使用済燃料の平均燃焼度12,000MWD/T（金属ウラン・プルトニウム換算）以下、内蔵放射エネルギーは0.7トン当たり約1.5×10^7ギガベクレル以下であって、受入れ前に必要な冷却期間2年以上のもの</p> <p>ニ) 新型転換炉原型炉使用済燃料のうちウラン・プルトニウム混合酸化物タイプB燃料は、燃料集合体1体当たりの初期核分裂物質質量2.0%（重量）、燃料集合体1体当たりの最高燃焼度20,000MWD/T（金属ウラン・プルトニウム換算）、1日当たりの処理する使用済燃料の平均燃焼度17,000MWD/T（金属ウラン・プルトニウム換算）以下、内蔵放射エネルギーは0.43トン当たり約1.1×10^7ギガベクレル以下であって、受入れ前に必要な冷却期間2年以上のもの</p> <p>(2) 使用済燃料の処理量について、以下の値を超えないこと</p> <p>イ) 溶解施設の濃縮ウラン溶解槽の基数が2基の場合</p> <p>(i) 低濃縮ウラン燃料については、1日当たり最大0.7トン、年間最大210トン</p> <p>(ii) ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については、1日当たりタイプA燃料最大0.7トン、タイプB燃料最大0.43トン、年間最大40トン</p> <p>なお、低濃縮ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料とをあわせた年間再処理量は210トンとし、合算にあたっては、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の再処理量1トンを低濃縮ウラン燃料の再処理量3トンに換算するものとする</p> <p>ロ) 溶解施設の濃縮ウラン溶解槽の基数が1基の場合</p> <p>(i) 低濃縮ウラン燃料については、1日当たり最大0.4トン、年間最大120</p>	<p>(1) (変更なし)</p> <p>(2) (変更なし)</p>	

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

変更申請箇所を___で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由
<p>トン</p> <p>(ii) ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については、1日当たり最大0.4トン、年間最大40トン</p> <p>なお、低濃縮ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料とをあわせた年間再処理量は120トンとし、合算にあたっては、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の再処理量1トンを低濃縮ウラン燃料の再処理量3トンに換算するものとする</p> <p>ハ) 遠隔補修技術開発設備の濃縮ウラン溶解槽を用いる場合</p> <p>溶解施設の濃縮ウラン溶解槽での処理量もあわせ、低濃縮ウラン燃料については1日当たり最大0.7トン、年間最大120トン、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については1日当たり最大タイプA燃料0.7トン、タイプB燃料0.43トン、年間最大40トン</p> <p>なお、低濃縮ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料とをあわせた年間再処理量は、溶解施設の濃縮ウラン溶解槽での再処理量もあわせ120トンとし、合算にあたっては、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の再処理量1トンを低濃縮ウラン燃料の再処理量3トンに換算するものとする</p> <p>(3) プルトニウム転換技術開発施設の転換量は、1日当たり最大10kg (プルトニウム+ウラン) を超えないこと</p> <p>ただし、プルトニウムは1日当たり最大5kgを超えないこと</p> <p>(4) 放出する放射性気体廃棄物は、第Ⅲ-3表及び第Ⅲ-4表に定める放射性気体廃棄物の放出の基準を超えないこと</p> <p>(5) 海洋へ放出する第159条の規定により処理した低放射性液体廃棄物(第161条の規定により貯蔵するものを除く、以下「処理済廃液」という。)は、第Ⅲ-5表に定める処理済廃液の放出の基準を超えないこと</p> <p>4 四半期運転計画に記載する事項は、次の各号に掲げるとおりとする。</p> <p>(1) 受入れ等に関すること</p> <p>イ) 使用済燃料の受入れ</p> <p>ロ) 施設を所掌する担当課長が異なる場合の放射性廃棄物の受払い(ただし、分離精製工場からクリプトン回収技術開発施設への放射性気体廃棄物の受払いを含む。)</p> <p>ハ) プルトニウム転換技術開発施設へのプルトニウム製品及び硝酸ウラニルの受払い並びに再処理施設以外からの硝酸ウラニルの受入れ</p> <p>(2) 再処理する使用済燃料の性状及び量に関すること</p> <p>イ) 種類及び処理量</p>	<p>(3) <u>工程洗浄では、せん断粉末の重量が1回の溶解当たり30kgを超えないこととし、放射性廃棄物の放出管理に当たっては、前号ロ)の溶解槽1基とする場合に準ずること</u></p> <p>(4) プルトニウム転換技術開発施設の転換量は、1日当たり最大10kg (プルトニウム+ウラン) を超えないこと</p> <p>ただし、プルトニウムは1日当たり最大5kgを超えないこと</p> <p>(5) 放出する放射性気体廃棄物は、第Ⅲ-3表及び第Ⅲ-4表に定める放射性気体廃棄物の放出の基準を超えないこと</p> <p>(6) 海洋へ放出する第159条の規定により処理した低放射性液体廃棄物(第161条の規定により貯蔵するものを除く、以下「処理済廃液」という。)は、第Ⅲ-5表に定める処理済廃液の放出の基準を超えないこと</p> <p>4 (変更なし)</p> <p>(1) (変更なし)</p> <p>(2) (変更なし)</p>	<p>○工程洗浄での処理量、放出管理を追記</p> <p>○号番号の繰下げ</p> <p>○号番号の繰下げ</p> <p>○号番号の繰下げ</p>

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

変更申請箇所を___で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由
<p>ロ) 濃縮ウラン濃縮度 (低濃縮ウラン燃料について初期及び受入時)</p> <p>ハ) 核分裂物質質量 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料について初期及び受入時)</p> <p>ニ) 燃焼度 (最高値及び平均値)</p> <p>ホ) 比出力</p> <p>ヘ) 冷却日数 (受入時及び処理時)</p> <p>ト) 内蔵放射エネルギー (最高値及び平均値)</p> <p>チ) ウラン及びプルトニウム同位体の組成並びに量</p> <p>リ) 主要核分裂生成物核種組成</p> <p>ヌ) 燃料集合体の寸法</p> <p>ル) その他必要事項</p> <p>(3) 運転を行う時期、期間及び量に関すること</p> <p>(4) 各工程の運転計画に関すること、ただし、通常の運転条件と異なる運転を計画する場合については、その運転条件等に関すること</p> <p>(5) 被ばく管理に関すること</p> <p>(6) 放射性廃棄物の廃棄に関すること</p> <p>イ) 放射性気体廃棄物中のクリプトン-85、トリチウム、炭素-14、ヨウ素-129及びヨウ素-131 (以下「主要核種」という。) についての1日、1か月及び3か月当たりの最大放出予定量並びにアルファ線を放出する放射性物質及び主要核種を除くアルファ線を放出しない放射性物質の3か月間平均の濃度</p> <p>ロ) 処理済廃液中の第Ⅲ-5表に示す核種並びに全アルファ放射能及び全β放射能 (トリチウムを除く。) について、1日、1か月及び3か月当たりの最大放出予定量</p> <p>ハ) 放射性液体廃棄物の貯蔵量</p> <p>ニ) 放射性固体廃棄物等の貯蔵又は保管量</p> <p>(7) 試験用又は分析用に使用する核燃料物質等に関すること</p> <p>(8) その他必要な事項</p> <p>5 四半期運転計画を変更する場合は、第1項及び第2項の規定を準用する。ただし、その変更が軽微な場合は、この限りでない。</p>	<p>(3) <u>工程洗浄において集約するせん断工程のクリーンアップで収集したせん断粉末の量及びその他必要な事項に関すること</u></p> <p>(4) 運転を行う時期、期間及び量に関すること</p> <p>(5) 各工程の運転計画に関すること、ただし、通常の運転条件と異なる運転を計画する場合については、その運転条件等に関すること</p> <p>(6) 被ばく管理に関すること</p> <p>(7) 放射性廃棄物の廃棄に関すること</p> <p>イ) 放射性気体廃棄物中のクリプトン-85、トリチウム、炭素-14、ヨウ素-129及びヨウ素-131 (以下「主要核種」という。) についての1日、1か月及び3か月当たりの最大放出予定量並びにアルファ線を放出する放射性物質及び主要核種を除くアルファ線を放出しない放射性物質の3か月間平均の濃度</p> <p>ロ) 処理済廃液中の第Ⅲ-5表に示す核種並びに全アルファ放射能及び全β放射能 (トリチウムを除く。) について、1日、1か月及び3か月当たりの最大放出予定量</p> <p>ハ) 放射性液体廃棄物の貯蔵量</p> <p>ニ) 放射性固体廃棄物等の貯蔵又は保管量</p> <p>(8) 試験用又は分析用に使用する核燃料物質等に関すること</p> <p>(9) その他必要な事項</p> <p>5 (変更なし)</p>	<p>○工程洗浄において集約するせん断工程のクリーンアップで収集したせん断粉末の量及びその他必要な事項に関することを追加</p> <p>○番号の繰下げ (以下同様)</p>

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

変更申請箇所を___で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由
<p>第122条～第124条 (省略)</p> <p>第125条 <u>(削除)</u></p>	<p>第122条～第124条 (変更なし)</p> <p><u>(工程洗浄における遵守事項)</u></p> <p>第125条 <u>前処理施設課長、化学処理施設課長、転換施設課長及び分析課長は、工程洗浄(回収可能核燃料物質を再処理設備本体等から取り出すために行う、せん断粉末の溶解槽への装荷及び溶解、せん断粉末の溶解液及びプルトニウム溶液の高放射性廃液貯槽への集約、ウラン溶液の脱硝並びにその他の核燃料物質(工程内の洗浄液等)の集約)を行うに当たっては、誤操作防止に努める。</u></p> <p><u>(工程洗浄におけるせん断粉末の溶解槽への装荷及び溶解)</u></p> <p>第125条の2 <u>前処理施設課長は、せん断粉末を濃縮ウラン溶解槽へ装荷する場合は、次の各号に掲げる事項を遵守する。</u></p> <p><u>(1) せん断粉末の装荷に当たっては、濃縮ウラン溶解槽へのせん断粉末の装荷が可能な状態であることを確認すること</u></p> <p><u>(2) せん断粉末の重量が1回の溶解当たり30 kgを超えていないことを確認した後、濃縮ウラン溶解槽装荷セルにおいて濃縮ウラン溶解槽へ装荷すること</u></p> <p>2 <u>前処理施設課長は、せん断粉末を溶解する場合は、第130条第2号から第8号までに定める事項を遵守する。</u></p> <p><u>(工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質(工程内の洗浄液等)の集約)</u></p> <p>第125条の3 <u>化学処理施設課長は、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(工程内の洗浄液等)の集約に当たっては、次の各号に掲げる事項を遵守する。</u></p> <p><u>(1) 溶媒を使用した分離操作は行わないこと</u></p> <p><u>(2) 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(工程内の洗浄液等)を高放射性廃液貯槽へ集約する場合は、高放射性廃液蒸発缶(271E20)において蒸発濃縮は行わずに、高放射性廃液蒸発缶(271E20)から高放射性廃液貯蔵場(HAW)の中間貯槽(272V37, V38)へ送液し、高放射性廃液貯槽(272V31～V35)に貯蔵すること</u></p> <p><u>(3) 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(工程内の洗浄液等)の高放射性廃液貯槽(272V31～V35)への貯蔵においては、第160条第1項に掲げる事項を遵守すること</u></p> <p><u>(4) プルトニウム溶液の集約において、プルトニウム溶液蒸発缶における蒸発濃縮は行わないこと</u></p> <p><u>(5) プルトニウム溶液は、中間貯槽(276V15)へ送液し、プルトニウム濃度に対するウラン濃度の比率が70以上となるように調整を行うこと</u></p>	<p>○工程洗浄に係る遵守事項、定義を追加</p> <p>○工程洗浄におけるせん断粉末の溶解槽への装荷及び溶解に係る遵守事項を追加</p> <p>○工程洗浄におけるせん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液及びその他の核燃料物質(工程内の洗浄液等)の集約を追加</p>

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

変更申請箇所を___で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由
<p>第126条 ~ 第141条 (省略)</p> <p>(プルトニウム製品及び硝酸ウラニルの受入れ等)</p> <p>第142条 転換施設課長は、プルトニウム製品及び硝酸ウラニルの受入れに当たっては、次の各号に掲げる事項を遵守する。</p> <p>(1) プルトニウム製品及び硝酸ウラニルが<u>第III-7表</u>に掲げる基準を満たすこと</p> <p>(2) 受け入れたプルトニウム製品及び硝酸ウラニルの性状及び量を確認すること</p> <p>2 転換施設課長は、再処理施設以外から硝酸ウラニルの受入れ等を行う場合は、施設管理部長の承認を受けるとともに、前項に定めるほか、第63条に掲げる事項を遵守する。</p> <p>第143条 ~ 第204条 (省略)</p>	<p><u>(工程洗浄におけるウラン溶液の脱硝)</u></p> <p>第125条の4 化学処理施設課長は、ウラン溶液の脱硝に当たっては、次の各号に掲げる事項を遵守する。</p> <p><u>(1) ウラン溶液蒸発缶(第1段)における蒸発濃縮は行わないこと</u></p> <p><u>(2) ウラン溶液の脱硝処理に当たっては、第135条に掲げる事項を遵守すること</u></p> <p><u>(工程洗浄における硝酸ウラニルの受払い)</u></p> <p>第125条の5 転換施設課長は、硝酸ウラニルを分離精製工場へ払い出す場合は、あらかじめ化学処理施設課長と協議し、施設管理部長の承認を受ける。</p> <p>2 施設管理部長は、前項の承認を行う場合は、核燃料取扱主任者の同意を得る。</p> <p>3 化学処理施設課長は、プルトニウム転換技術開発施設からの硝酸ウラニルの受入れに当たっては、次の各号に掲げる事項を遵守する。</p> <p><u>(1) 硝酸ウラニルが第III-7-(1)表に掲げる基準を満たすこと</u></p> <p><u>(2) 受け入れた硝酸ウラニルの性状及び量を確認すること</u></p> <p><u>(工程洗浄における放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理)</u></p> <p>第125条の6 施設管理部長は、第III-12-(2)表の放射性気体廃棄物の放出管理目標値を超えないように管理する。</p> <p>2 環境保全部長は、第III-14-(2)表の処理済廃液の放出管理目標値を超えないように管理する。</p> <p>第126条 ~ 第141条 (変更なし)</p> <p>(プルトニウム製品及び硝酸ウラニルの受入れ等)</p> <p>第142条 転換施設課長は、プルトニウム製品及び硝酸ウラニルの受入れに当たっては、次の各号に掲げる事項を遵守する。</p> <p>(1) プルトニウム製品及び硝酸ウラニルが<u>第III-7-(2)表</u>に掲げる基準を満たすこと</p> <p>(2) 受け入れたプルトニウム製品及び硝酸ウラニルの性状及び量を確認すること</p> <p>2 転換施設課長は、再処理施設以外から硝酸ウラニルの受入れ等を行う場合は、施設管理部長の承認を受けるとともに、前項に定めるほか、第63条に掲げる事項を遵守する。</p> <p>第143条 ~ 第204条 (変更なし)</p>	<p>○工程洗浄におけるウラン溶液の脱硝を追加</p> <p>○工程洗浄における硝酸ウラニルの受払いについて追加</p> <p>○工程洗浄における気体及廃棄物及び液体廃棄物の放出管理について追加</p> <p>○表の追加に伴う表番号の見直し</p>

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

変更申請箇所を__で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由
	<p><u>附 則</u> <u>(施行期日)</u> <u>この規定は、原子力規制委員会の認可日の翌日から施行する。</u></p>	<p>○附則の追加</p>

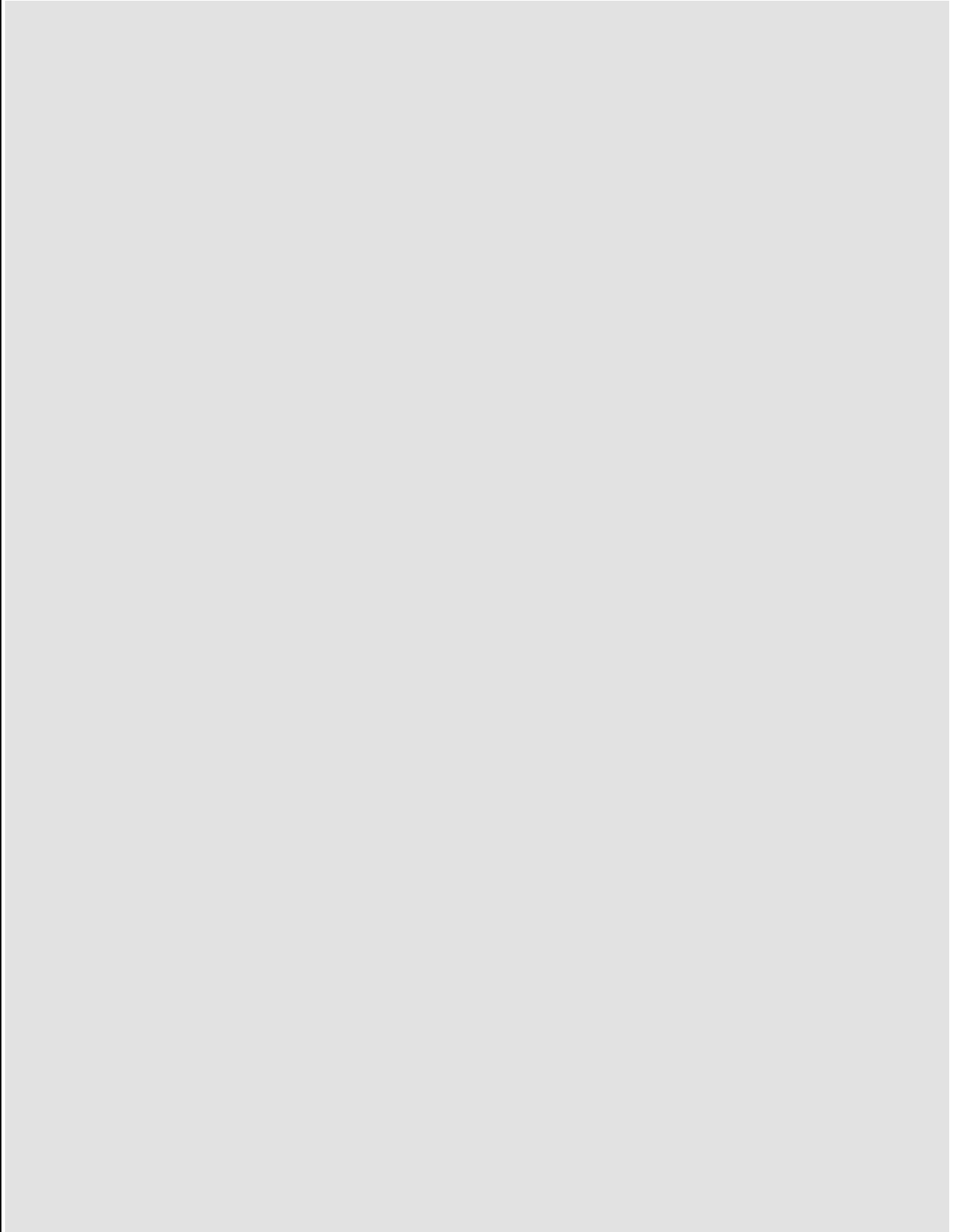
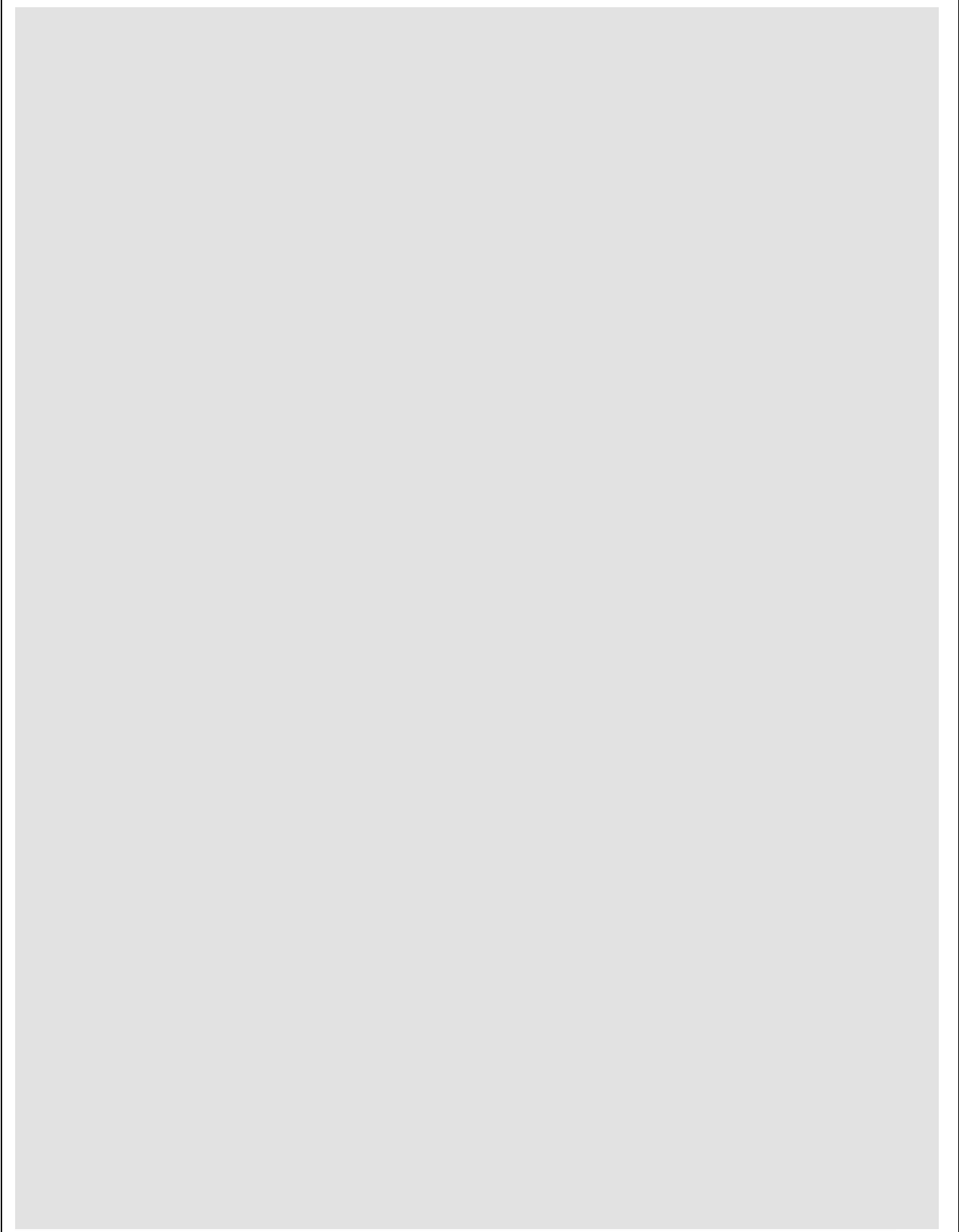
核燃料サイクル工学研究所 再処理施設保安規定 改正前後比較表 (図)

変更申請箇所を 〇 で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)		改正後		変更理由
第I-1図 ~ 第I-3図 (省略)		第I-1図 ~ 第I-3図 (変更なし)		〇核燃料サイクル工学研究所の QMS 文書の追加
第I-4図 文書体系図 (第51条の4 4.1項関係)		第I-4図 文書体系図 (第51条の4 4.1項関係)		

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 (図)

変更申請箇所を 〇 で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由
<p>第I-5図 ~ 第II-1-124図 (省略)</p>  <p>第II-2図 周辺監視区域(第76条関係)</p>	<p>第I-5図 ~ 第II-1-124図 (変更なし)</p>  <p>第II-2図 周辺監視区域(第76条関係)</p>	<p>〇保全区域境界の変更に伴う関連図の変更 (図中の二点鎖線の範囲)</p> <p>〇建物の追加及び撤去に伴う変更</p> <p>〇記載の適正化</p>

改 正 前 (令和3年3月8日認可版)	改 正 後	変更理由
<div style="background-color: #cccccc; height: 600px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">第Ⅱ－3図 保 全 区 域(第77条関係)</p> <p>第Ⅱ－4図 ～ 第Ⅳ－4図 (省略)</p>	<div style="background-color: #cccccc; height: 600px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">第Ⅱ－3図 保 全 区 域(第77条関係)</p> <p>第Ⅱ－4図 ～ 第Ⅳ－4図 (変更なし)</p>	<p>○保全区域境界の変更に伴う関連図の変更 (図中の二点鎖線の範囲)</p>

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 (表)

変更申請箇所を で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)		改正後		変更理由
第I-1-(1)表 保安規定に基づき定める作業手順書等 (第51条の4 4.2.1 関連) (1/2)		第I-1-(1)表 保安規定に基づき定める作業手順書等 (第51条の4 4.2.1 関連) (1/2)		
保安規定 関連条項	文書名*	保安規定 関連条項	文書名*	
第51条の4 4.1 一般要求事項	再処理施設グレード分けの基準 (センター) 品質マネジメント適用施設・設備等グレード分け (放射線管理部) グレード分け要領書 (工務技術部)	第51条の4 4.1 一般要求事項	再処理施設グレード分けの基準 (センター) 品質マネジメント適用施設・設備等グレード分け (放射線管理部) グレード分け要領書 (工務技術部)	○核燃料サイクル工学研究所のQMS文書の追加
第51条の4 5.1 経営者の関与	安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領 (安全・核セキュリティ統括部)	第51条の4 5.1 経営者の関与	安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領 (安全・核セキュリティ統括部) <u>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 (研究所)</u>	
第51条の4 5.4.1 品質目標	品質目標の設定管理要領 (安全・核セキュリティ統括部) 品質目標管理要領書 (研究所)	第51条の4 5.4.1 品質目標	品質目標の設定管理要領 (安全・核セキュリティ統括部) 品質目標管理要領書 (研究所)	
第51条の4 5.5.4 内部コミュニケーション	「中央安全審査・品質保証委員会の運営について」 (安全・核セキュリティ統括部) 核燃料サイクル工学研究所安全専門委員会規則 (研究所) 再処理施設安全専門委員会規則 (研究所) CAP活動実施要領書 (研究所)	第51条の4 5.5.4 内部コミュニケーション	「中央安全審査・品質保証委員会の運営について」 (安全・核セキュリティ統括部) 核燃料サイクル工学研究所安全専門委員会規則 (研究所) 再処理施設安全専門委員会規則 (研究所) CAP活動実施要領書 (研究所)	
第51条の4 5.6 マネジメントレビュー	マネジメントレビュー実施要領 (機構) 経営者による見直し規則 (センター)	第51条の4 5.6 マネジメントレビュー	マネジメントレビュー実施要領 (機構) 経営者による見直し規則 (センター)	
第51条の4 7.3 設計・開発	設計・開発管理規則 (センター) 設計・開発管理要領書 (放射線管理部) 設計・開発管理要領書 (工務技術部)	第51条の4 7.3 設計・開発	設計・開発管理規則 (センター) 設計・開発管理要領書 (放射線管理部) 設計・開発管理要領書 (工務技術部)	
第51条の4 7.4 調達	調達先の評価・選定管理要領 (契約部長) 購買管理規則 (センター) 調達管理要領書 (放射線管理部) 調達管理要領書 (保安管理部) 調達管理要領書 (工務技術部)	第51条の4 7.4 調達	調達先の評価・選定管理要領 (契約部長) 購買管理規則 (センター) 調達管理要領書 (放射線管理部) 調達管理要領書 (保安管理部) 調達管理要領書 (工務技術部)	
第51条の4 4.2.3 文書管理 4.2.4 記録の管理	文書及び記録管理要領 (安全・核セキュリティ統括部) 文書・記録管理要領書 (研究所) 文書管理規則 (センター) 品質記録の管理規則 (センター) 文書・記録管理要領書 (放射線管理部) 文書・記録管理要領書 (保安管理部) 文書・記録管理要領書 (工務技術部)	第51条の4 4.2.3 文書管理 4.2.4 記録の管理	文書及び記録管理要領 (安全・核セキュリティ統括部) 文書・記録管理要領書 (研究所) 文書管理規則 (センター) 品質記録の管理規則 (センター) 文書・記録管理要領書 (放射線管理部) 文書・記録管理要領書 (保安管理部) 文書・記録管理要領書 (工務技術部)	
第51条の4 8.2.4 検査及び試験	検査・試験管理規則 (センター) 検査及び試験管理要領書 (放射線管理部) 検査及び試験管理要領書 (保安管理部) 検査及び試験管理要領書 (工務技術部)	第51条の4 8.2.4 検査及び試験	検査・試験管理規則 (センター) 検査及び試験管理要領書 (放射線管理部) 検査及び試験管理要領書 (保安管理部) 検査及び試験管理要領書 (工務技術部)	
第51条の4 8.3 不適合管理 8.5 改善	不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 (安全・核セキュリティ統括部) 不適合管理及び是正処置・未然防止処置規則 (センター) 不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領書 (放射線管理部) 不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領書 (保安管理部) 不適合管理及び是正・未然防止処置要領書 (工務技術部)	第51条の4 8.3 不適合管理 8.5 改善	不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 (安全・核セキュリティ統括部) 不適合管理及び是正処置・未然防止処置規則 (センター) 不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領書 (放射線管理部) 不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領書 (保安管理部) 不適合管理及び是正・未然防止処置要領書 (工務技術部)	

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 (表)

変更申請箇所を__で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由				
<table border="1" data-bbox="112 237 1258 302"> <tr> <td data-bbox="112 237 581 302">第51条の4 8.2.2 内部監査</td> <td data-bbox="581 237 1258 302">原子力安全監査実施要領 (機構)</td> </tr> </table> <p data-bbox="133 302 834 401">* 機構 : 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究所 : 核燃料サイクル工学研究所 センター : 再処理廃止措置技術開発センター</p> <p data-bbox="350 457 1133 583">第I-1-(1)表 保安規定に基づき定める作業手順書等 (第51条の4 4.2.1 関連) (2/2) (省略)</p> <p data-bbox="112 636 834 852">第I-1-(2)表 (省略) 第I-1-(3)表 (省略) 第I-2-(1)表、第I-2-(2)表 (省略) 第I-3-(1)表、第I-3-(2)表 (省略) 第I-4表、第I-5表 (省略)</p>	第51条の4 8.2.2 内部監査	原子力安全監査実施要領 (機構)	<table border="1" data-bbox="1418 237 2564 302"> <tr> <td data-bbox="1418 237 1887 302">第51条の4 8.2.2 内部監査</td> <td data-bbox="1887 237 2564 302">原子力安全監査実施要領 (機構)</td> </tr> </table> <p data-bbox="1439 302 2139 401">* 機構 : 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究所 : 核燃料サイクル工学研究所 センター : 再処理廃止措置技術開発センター</p> <p data-bbox="1626 457 2410 583">第I-1-(1)表 保安規定に基づき定める作業手順書等 (第51条の4 4.2.1 関連) (2/2) (変更なし)</p> <p data-bbox="1418 636 2178 852">第I-1-(2)表 (変更なし) 第I-1-(3)表 (変更なし) 第I-2-(1)表、第I-2-(2)表 (変更なし) 第I-3-(1)表、第I-3-(2)表 (変更なし) 第I-4表、第I-5表 (変更なし)</p>	第51条の4 8.2.2 内部監査	原子力安全監査実施要領 (機構)	
第51条の4 8.2.2 内部監査	原子力安全監査実施要領 (機構)					
第51条の4 8.2.2 内部監査	原子力安全監査実施要領 (機構)					

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 (表)

変更申請箇所を 〃 で示す。

改正前 (令和3年3月8日認可版)				改正後				変更理由
第I-6表 記録(第68, 69条関係) (1/5)				第I-6表 記録(第68, 69条関係) (1/5)				
記録事項	記録すべき場合	保存期間	記録保管責任者	記録事項	記録すべき場合	保存期間	記録保管責任者	
1 再処理施設の施設管理に係る記録				1 再処理施設の施設管理に係る記録				<p>○記載の見直し (再処理規則第8条:記録の反映)</p> <p>再処理規則第8条(記録) 第1項 ハ 第11条第1項第5号*の規定による施設管理実施方針、施設管理目標及び施設管理実施計画の評価の結果及びその評価の担当者の氏名</p> <p>*第11条(再処理施設の施設管理)第1項第5号: 施設管理方針、施設管理目標及び施設管理実施計画を、それぞれ次に掲げる期間ごとに評価すること(次条第1項及び第2項に規定する措置を除く。) イ 施設管理方針及び施設管理目標にあつては、一定期間 ロ 施設管理実施計画にあつては、前号イに規定する期間</p>
イ 第183条の2第1項の規定による施設管理の実施状況及びその担当者の氏名	施設管理の実施の都度	施設管理を実施した再処理施設を解体又は廃棄をした後5年が経過するまでの期間	センター内各部長 (センター内各課長) 放射線管理部長 (線量計測課長)	イ 第183条の2第1項の規定による施設管理の実施状況及びその担当者の氏名	施設管理の実施の都度	施設管理を実施した再処理施設を解体又は廃棄をした後5年が経過するまでの期間	センター内各部長 (センター内各課長) 放射線管理部長 (線量計測課長)	
ロ 施設管理方針、施設管理の目標及び施設管理の実施に関する計画の結果及びその評価の担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した再処理施設の施設管理方針、施設管理目標又は施設管理実施計画の改定までの期間	保安管理部長 (危機管理課長) 工務技術部長 (運転課長)	ロ 施設管理方針、施設管理目標及び施設管理実施計画の結果及びその評価の担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した再処理施設の施設管理方針、施設管理目標又は施設管理実施計画の改定までの期間	保安管理部長 (危機管理課長) 工務技術部長 (運転課長)	
2 放射線管理記録				2 放射線管理記録				
イ 再処理設備、核燃料物質の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線遮蔽物の側壁における線量率	毎日1回	10年間	放射線管理部長 (放射線管理第2課長)	イ 再処理設備、核燃料物質の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線遮蔽物の側壁における線量率	毎日1回	10年間	放射線管理部長 (放射線管理第2課長)	
ロ 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	同上						
ハ 放射性廃棄物の海洋放出口又は海洋放出監視設備における放射性物質の種類別の1日間及び3月間についての量及び平均濃度	1日間の平均濃度及び量にあつては毎日1回、3月間の平均濃度及び量にあつては3月ごとに1回	同上	放射線管理部長 (環境監視課長)	ハ 放射性廃棄物の海洋放出口又は海洋放出監視設備における放射性物質の種類別の1日間及び3月間についての量及び平均濃度	1日間の平均濃度及び量にあつては毎日1回、3月間の平均濃度及び量にあつては3月ごとに1回	同上	放射線管理部長 (環境監視課長)	
ニ 管理区域及び周辺監視区域における外部放射線に係る1週間の線量並びに管理区域における空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度及び表面密度並びに飲水の放射性物質の濃度	毎週1回	同上	放射線管理部長 (環境監視課長) (放射線管理第2課長)	ニ 管理区域及び周辺監視区域における外部放射線に係る1週間の線量並びに管理区域における空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度及び表面密度並びに飲水の放射性物質の濃度	毎週1回	同上	放射線管理部長 (環境監視課長) (放射線管理第2課長)	
第I-6表(2/5) ~ 第I-6表(5/5) (省略)				第I-6表(2/5) ~ 第I-6表(5/5) (変更なし)				
第II-1-(1)表 ~ 第III-6表 (省略)				第II-1-(1)表 ~ 第III-6表 (変更なし)				

改正前 (令和3年3月8日認可版)	改正後	変更理由																																						
<p><u>第Ⅲ-7表</u> プルトニウム転換技術開発施設の受入基準(第142条関係)</p> <table border="1" data-bbox="172 598 1210 898"> <thead> <tr> <th></th> <th>硝酸プルトニウム</th> <th colspan="2">硝酸ウラニル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>同位体組成 又は濃縮度</td> <td>プルトニウム 240 5%(重量)以上</td> <td>ウラン濃縮度¹⁾ 4%(重量)以下</td> <td>ウラン濃縮度²⁾ 20%(重量)未満</td> </tr> <tr> <td>濃度</td> <td>250 gPu/<u>1.2</u>以下</td> <td colspan="2">450 gU/<u>1.2</u>以下</td> </tr> <tr> <td>γ放射能濃度³⁾</td> <td>4.89×10⁵ Bq/gPu 以下</td> <td colspan="2">9.65×10³ Bq/gU 以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>1) ; 分離精製工場からの受入れ 2) ; 再処理施設以外からの受入れ 3) ; 核分裂生成物</p> <p>第Ⅲ-8-(1)表 ~ 第Ⅳ-7表 (省略)</p>		硝酸プルトニウム	硝酸ウラニル		同位体組成 又は濃縮度	プルトニウム 240 5%(重量)以上	ウラン濃縮度 ¹⁾ 4%(重量)以下	ウラン濃縮度 ²⁾ 20%(重量)未満	濃度	250 gPu/ <u>1.2</u> 以下	450 gU/ <u>1.2</u> 以下		γ放射能濃度 ³⁾	4.89×10 ⁵ Bq/gPu 以下	9.65×10 ³ Bq/gU 以下		<p><u>第Ⅲ-7-(1)表</u> 分離精製工場の受入基準(第125条の5関係)</p> <table border="1" data-bbox="1614 325 2401 512"> <thead> <tr> <th></th> <th>硝酸ウラニル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>同位体組成 又は濃縮度</td> <td>ウラン濃縮度 4%(重量)以下</td> </tr> <tr> <td>濃度</td> <td>450 gU/L 以下</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>第Ⅲ-7-(2)表</u> プルトニウム転換技術開発施設の受入基準(第142条関係)</p> <table border="1" data-bbox="1472 598 2516 905"> <thead> <tr> <th></th> <th>硝酸プルトニウム</th> <th colspan="2">硝酸ウラニル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>同位体組成 又は濃縮度</td> <td>プルトニウム 240 5%(重量)以上</td> <td>ウラン濃縮度¹⁾ 4%(重量)以下</td> <td>ウラン濃縮度²⁾ 20%(重量)未満</td> </tr> <tr> <td>濃度</td> <td>250 gPu/<u>L</u>以下</td> <td colspan="2">450 gU/<u>L</u>以下</td> </tr> <tr> <td>γ放射能濃度³⁾</td> <td>4.89×10⁵ Bq/gPu 以下</td> <td colspan="2">9.65×10³ Bq/gU 以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>1) ; 分離精製工場からの受入れ 2) ; 再処理施設以外からの受入れ 3) ; 核分裂生成物</p> <p>第Ⅲ-8-(1)表 ~ 第Ⅳ-7表 (変更なし)</p>		硝酸ウラニル	同位体組成 又は濃縮度	ウラン濃縮度 4%(重量)以下	濃度	450 gU/L 以下		硝酸プルトニウム	硝酸ウラニル		同位体組成 又は濃縮度	プルトニウム 240 5%(重量)以上	ウラン濃縮度 ¹⁾ 4%(重量)以下	ウラン濃縮度 ²⁾ 20%(重量)未満	濃度	250 gPu/ <u>L</u> 以下	450 gU/ <u>L</u> 以下		γ放射能濃度 ³⁾	4.89×10 ⁵ Bq/gPu 以下	9.65×10 ³ Bq/gU 以下		<p>○分離精製工場の受入基準として第Ⅲ-7-(1)表を追加</p> <p>○表番号の繰下げ</p> <p>○記載の見直し(単位の修正)</p>
	硝酸プルトニウム	硝酸ウラニル																																						
同位体組成 又は濃縮度	プルトニウム 240 5%(重量)以上	ウラン濃縮度 ¹⁾ 4%(重量)以下	ウラン濃縮度 ²⁾ 20%(重量)未満																																					
濃度	250 gPu/ <u>1.2</u> 以下	450 gU/ <u>1.2</u> 以下																																						
γ放射能濃度 ³⁾	4.89×10 ⁵ Bq/gPu 以下	9.65×10 ³ Bq/gU 以下																																						
	硝酸ウラニル																																							
同位体組成 又は濃縮度	ウラン濃縮度 4%(重量)以下																																							
濃度	450 gU/L 以下																																							
	硝酸プルトニウム	硝酸ウラニル																																						
同位体組成 又は濃縮度	プルトニウム 240 5%(重量)以上	ウラン濃縮度 ¹⁾ 4%(重量)以下	ウラン濃縮度 ²⁾ 20%(重量)未満																																					
濃度	250 gPu/ <u>L</u> 以下	450 gU/ <u>L</u> 以下																																						
γ放射能濃度 ³⁾	4.89×10 ⁵ Bq/gPu 以下	9.65×10 ³ Bq/gU 以下																																						

東海再処理施設の廃止措置等に係る面談スケジュール(案)

令和4年1月13日
再処理廃止措置技術開発センター

面談項目 (下線:次回変更審査案件)		令和4年												
		1月				2月				3月				4月
		~7日	~14日	~21日	~28日	~4日	~10日	~18日	~25日	~4日	~10日	~18日	~25日	~1日
廃止措置計画変更認可申請に係る事項														
安全対策	津波による 損傷の防止	○TVF浸水防止扉の耐震補強												
	事故対処	○事故対処設備の保管場所 の整備 ○PCDF斜面補強		必要に応じて適宜説明										
	内部火災	○代替措置の有効性 ○HAW及びTVF内部火災対策 工事												
	溢水	○HAW及びTVF溢水対策工事												
	その他 /工事進捗	○安全対策工事の進捗												
	保安規定変更			▽13										
当面の工程の見直しについて														
LWTFの計画変更 セメント固化設備及び 硝酸根分解設備の設置		○LWTF運転に向けたスケジュール ○実証規模プラント試験の試験計 画について ○LWTFに係る安全対策の基本方針 について								▽17				
工程洗浄			▽13		▽27									
設備更新・補修等の考え方について		必要に応じて適宜説明												
その他		○TVF保管能力増強に係る 一部補正 ○その他の設工認・報告事項												
廃止措置の状況														
ガラス固化処理の進捗状況			▽13	進捗状況は適宜報告										

▽:面談 ◇:監視チーム会合