

東海再処理施設の安全対策に係る廃止措置計画変更認可申請対応等について

令和3年11月18日
再処理廃止措置技術開発センター

○令和3年11月18日 面談の論点

- 資料1 工程洗浄の実施について
- 資料2 安全対策以降の廃止措置の進め方について
- 資料3 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)運転に向けた対応状況について
- 資料4 高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)におけるプール水喪失時の線量評価について
- その他

以上

工程洗浄の実施について

1. 工程洗浄の基本的考え方

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

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

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

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

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

2. 工程洗浄の概要

2.1 回収可能核燃料物質の量

再処理設備本体等に残存している回収可能核燃料物質を以下に示す。

- せん断機周辺より収集したせん断粉末（ （U, Pu, 核分裂生成物等

の混合))

- ・ プルトニウム溶液の固化安定化後に残った少量のプルトニウム ()
- ・ 再処理運転に用いる試薬等のウラン ()
- ・ その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等)

2.2 回収可能核燃料物質の取り出し方法 (詳細は別紙1参照)

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

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

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

2.3 工程洗浄終了の判断基準 (詳細は別紙2参照)

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

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

ただし、予定した期間、押し出し洗浄を行っても、洗浄効果が認められない場合には、そこで工程洗浄を終了させ、再度、工程洗浄を行うか、系統除染により除染するかを判断する。

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

2.4 工程洗浄の安全性

(1) 放射性廃棄物の発生量

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

は別途説明)。

(2) 回収可能核燃料物質の取り扱いに係る安全性

送液操作時に単一誤操作を想定したとしても、回収可能核燃料物質を含む溶液を取り扱う際に臨界に至るおそれはなく、安全性に問題はない。

通常と異なる経路で送液する低濃度のプルトニウム溶液については、ウラン溶液と混合することで蒸気を用いた送液装置による送液時のプルトニウムの沈殿を防止し、臨界安全を確保する。

単一故障により回収可能核燃料物質の送液時に漏えい事象が発生した場合においても安全に回収できる設計であり、外部への漏えいはないことから安全性に問題はない。

2.5 工程洗浄に向けた準備

(1) 体制の整備

工程洗浄の実施に必要な要員を確保し、各操作は嘱託職員等の経験者・熟練者を含めた体制で実施する(図-2 参照)。

(2) 教育訓練

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

(3) 設備点検

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

2.6 工程洗浄の実施時期及び期間

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

3. その他の考慮すべき事項

3.1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽への影響

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(詳細は別途説明)。

3.2 ガラス固化体への影響

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

以上

工程洗浄は抽出操作や発生する廃液の蒸発濃縮操作を行わず
使用する機器を限定して実施

<凡例>

- : せん断粉末の溶解液の流れ
- : ウラン溶液の流れ
- : プルトニウム溶液の流れ

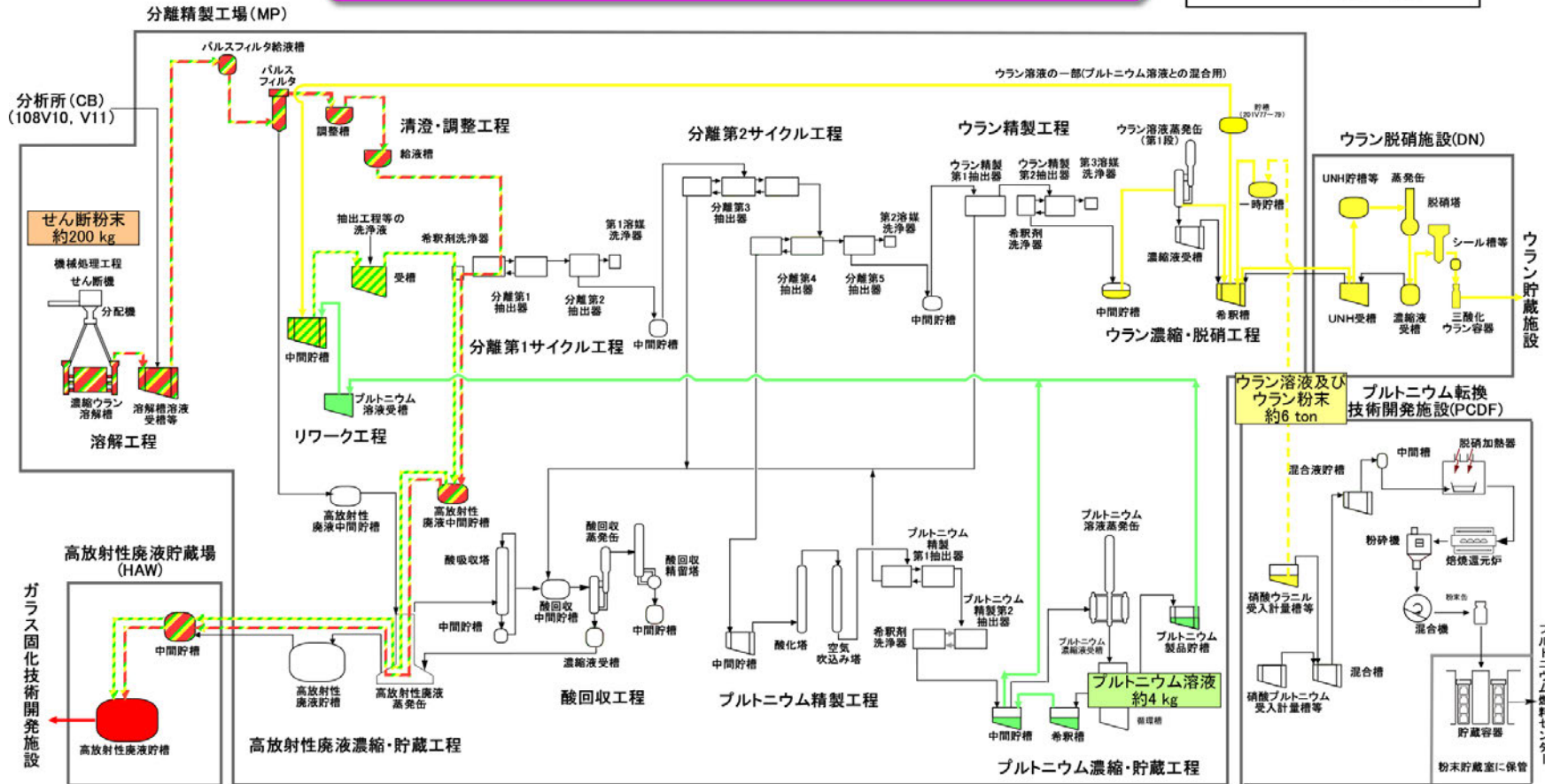


図-1 工程洗浄によるせん断粉末の溶解液、プルトニウム溶液及びウラン溶液の取り出しの流れ

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

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

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

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

※1 内訳を合算し、大約した値（廃止措置計画変更認可申請書，平成 30 年 6 月 13 日認可）。

※2 工程洗浄終了の判断基準（ [] ）に液量を乗じて算出。

※3 分析標準試料は含まない（分析標準試料 [] ）。

使用済燃料せん断粉末等及びプルトニウム溶液の取り出し

ウラン溶液の取り出し

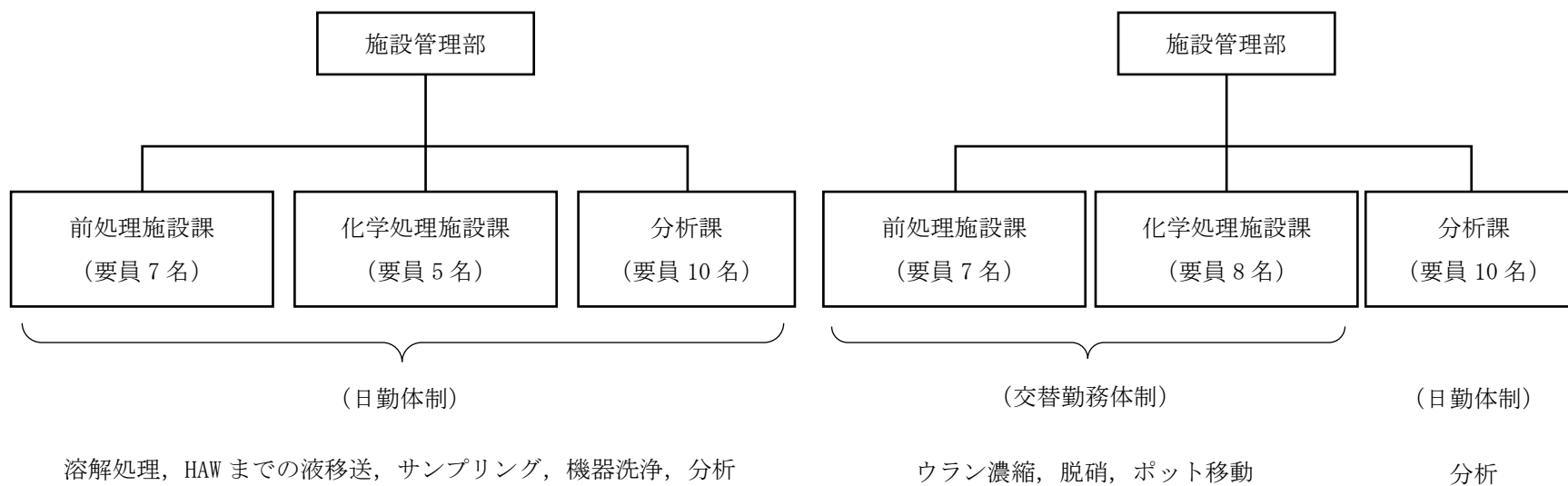


図-2 回収可能核燃料物質の取り出しに係る要員等の体制

工程洗淨の方針及び具体的な方法について

1. 概要

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

2. 工程洗浄の方針

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

- 再処理運転（ウラン及びプルトニウムの分離）^{※1}は行わない。
- 使用する設備は、安定化に必要な最小限のものとする。
- 既存の設備・機器を使用し、設備の新規設置や改造は極力行わない。
- 送液経路は、安全性（臨界安全や誤操作による影響等）を確保する。

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

3. 回収可能核燃料物質の場所及び量について

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

なお、再処理設備本体である分離施設のうち、分離した高放射性廃液を取扱う機器には微量の核燃料物質を含んだ廃液を保有しているが、この廃液は高放射性廃液として分離した廃液に由来するものであり回収可能核燃料物質ではないこと、また、これを回収するためには、使用済燃料の不溶解性残渣による送液装置の詰まり対策として通常とは異なる試薬等の適用も検討する必要があることから、工程洗浄からは切離し、系統除染において処理を行う。

①せん断粉末

これまでの再処理運転に伴い分離精製工場（MP）のせん断機、分配器内部及び機械処理セルの床面に滞留していたせん断粉末を、平成28年4月から平成29年7月にかけ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）の除染保守セル内にて保管している。

②低濃度のプルトニウム溶液

再処理施設のリスク低減へ向けた取り組みとして、分離精製工場（MP）に保有していたプルトニウム溶液（ ）は、平成26年4月から平成28年7月にかけてプル

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

③ウラン溶液（ウラン粉末を含む。）

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

④その他の核燃料物質（工程内の洗浄液等）

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

4. 回収可能核燃料物質の詳細な取り出し方法

(1) せん断粉末（参考図-1-1～1-4 参照）

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

次に溶解液は、分離第1抽出器（252R11）、希釈剤洗浄器（252R10）、高放射性廃液中間貯槽（252V14）を経て高放射性廃液蒸発缶（271E20）へ送液する。高放射性廃液蒸発缶（271E20）で溶解液を計量し、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の中間貯槽（272V37又はV38）を経由して高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液し、貯蔵する。なお、抽出器（252R11）は溶解液の送液経路として使用し、高放射性廃液蒸発缶（271E20）においては蒸発濃縮を行わない。

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

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。それから洗浄液を用いて、溶解液の送液経路上の機器の送液残液の押し出し洗浄を行い、回収可能核燃料物質を高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。押し出し洗浄の効果は、調整槽（251V10）において核燃料物質濃度を分析して確認する。

(2) 低濃度のプルトニウム溶液（参考図-2-1～2-8 参照）

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。

低濃度のプルトニウム溶液と混合するウラン溶液は、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。

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

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

低濃度のプルトニウム溶液を送液した後、プルトニウム製品貯槽（267V10～V16）、希釈槽（266V13）及び高濃度のプルトニウムを取り扱ったプルトニウム溶液蒸発缶（266E20）、プルトニウム濃縮液受槽（266V23）、循環槽（266V24）について押し出し洗浄を行う。押し出し洗浄は各貯槽に硝酸を供給して行い、押し出し洗浄液はプルトニウム溶液受槽（276V20）から低濃度のプルトニウム溶液と同じ経路を用いて高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。押し出し洗浄の効果は、各貯槽において核燃料物質濃度を分析して確認する。

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

(3) ウラン溶液（ウラン粉末を含む）

プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）の硝酸ウラニル貯槽（P11V14）のウラン溶液は、専用の容器により、分離精製工場（MP）の一時貯槽（263V51～V58）へ払い出し、分離精製工場（MP）のウラン溶液と混合してウラン脱硝施設（DN）でウラン粉末とする。ウラン溶液の払い出し後、硝酸ウラニル貯槽（P11V14）の押し出し洗浄を行う。押し出

し洗浄は、硝酸ウラニル受入計量槽（P11V13）に供給した硝酸を硝酸ウラニル貯槽（P11V14）に送液して行い、押し出し洗浄液は、硝酸ウラニル貯槽（P11V14）において核燃料物質濃度を分析し、洗浄の効果を確認した後、ウラン溶液と同様に専用の容器により、分離精製工場（MP）の一時貯槽（263V51～V58）へ払い出し、分離精製工場（MP）のウラン溶液と混合してウラン脱硝施設（DN）でウラン粉末とする（参考図-3-1 参照）。

分離精製工場（MP）の一時貯槽（263V51～V58）及びのウラン溶液は、希釈槽（263V18）に送液し、ウラン濃度を確認した後、ウラン脱硝施設（DN）の UNH 受槽（263V30 又は V31）へ送液する。送液後、純水を用いた一時貯槽（263V51～V58）等の押し出し洗浄を行い、送液残液を希釈槽（263V18）に送液する。希釈槽（263V18）でウラン濃度を確認した後、低放射性廃液として取り扱えるものは、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）を經由して、廃棄物処理場（AAF）へ送液する。それら以外は、ウラン脱硝施設（DN）の UNH 受槽（263V30 又は V31）へ送液する（参考図-3-2-1, 3-2-2, 3-4-1 及び 3-4-7 参照）。

中間貯槽（263V10）のウラン溶液は、ダネード給液槽（263V103）間で循環させ、呼水槽（263V105）、ウラン溶液蒸発缶（第 1 段）（263E11）を經由して希釈槽（263V18）へ送液する。希釈槽（263V18）でウラン濃度を確認した後、ウラン脱硝施設（DN）の UNH 受槽（263V30 又は V31）へ送液する。送液後、純水を用いた中間貯槽（263V10）等の送液残液の押し出し洗浄を行い、送液残液を希釈槽（263V18）に送液する。希釈槽（263V18）でウラン濃度を確認した後、低放射性廃液として取り扱えるものは、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）を經由して、廃棄物処理場（AAF）へ送液する。それら以外は、ウラン脱硝施設（DN）の UNH 受槽（263V30 又は V31）へ送液する（参考図-3-2-3, 3-2-4, 3-4-2 及び 3-4-7 参照）。

ウラン脱硝施設（DN）の UNH 受槽（263V30 又は V31）へ受入れたウラン溶液及び押し出し洗浄液は、ウラン濃度及びウラン濃縮度を確認した後、UNH 貯槽（263V32）へ送液する。

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）を經由し、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（参考図-3-3 参照）。

分離精製工場（MP）で三酸化ウラン循環容器に保管しているウラン粉末は、ウラン脱硝施設（DN）にて三酸化ウラン容器に詰め替えた後、脱硝塔（264R43）内の流動層形成のためのシードとして供給し、ウラン溶液のウランとともにウラン粉末として第三ウラン貯蔵所（3U03）へ送り、貯蔵する。

ウラン脱硝施設 (DN) におけるウラン溶液の粉末化の後, UNH 供給槽 (263V34) に純水を供給後, 蒸発缶 (263E35) 及び濃縮液受槽 (264V40) へ送液し, 系統内を循環させて押し出し洗浄を行う。押し出し洗浄液は, 濃縮液受槽 (264V40) から溶解液受槽 (264V76) へ送液し, 溶解液受槽 (264V76) において核燃料物質濃度を分析し, 洗浄の効果を確認後, UNH 貯槽 (263V32) に送液する (参考図-3-4-4~3-4-7 参照)。

また, UNH 貯槽 (263V33) の押し出し洗浄は溶解液受槽 (264V76) 及び UNH 貯槽 (263V33) から受け入れた洗浄液に純水を追加供給して洗浄を行い, 核燃料物質濃度を分析し, 洗浄の効果を確認後, UNH 貯槽 (263V32) に送液する。同様に UNH 受槽 (263V30 及び V31) の押し出し洗浄は純水を用いて行い, 核燃料物質濃度を分析し, 洗浄の効果を確認後, UNH 貯槽 (263V32) へ送液する。

UNH 貯槽 (263V32) の洗浄は, 受け入れた押し出し洗浄液に純水を追加供給した後, 核燃料物質濃度を分析し, 洗浄の効果を確認後, 分離精製工場のウラン溶液濃縮工程の希釈槽 (263V18), ウラン精製工程の中間貯槽 (261V12), リワーク工程の受槽 (276V10) 及び低放射性廃液貯蔵工程の中間貯槽 (275V10) を経由して, 廃棄物処理場 (AAF) へ送液する。

ウラン脱硝施設 (DN) の脱硝塔 (264R43) 等のウラン粉末を取扱う機器については, ほとんどの機器が洗浄する設計ではなく, 系統除染又は機器解体等の時期に, 機器に付着しているウラン粉末を低放射性固体廃棄物として処理することを考えていることから, 機器内のウラン粉末を通常操作により回収した状態をもって工程洗浄を終了する。

なお, 試薬調整工程の貯槽 (201V77~V79) 及び受流槽 (201V75) に保有しているウラン溶液は, 工程洗浄前までに竜巻対策として一時貯槽 (263V51~V58) へ移送するため, 工程洗浄においては押し出し洗浄のみ行う。押し出し洗浄は貯槽 (201V77) に純水を供給し, 洗浄液を貯槽 (201V78) 及び貯槽 (201V79) の順に送液して行う。押し出し洗浄液はウラン調整槽 (201V70) へ送液し, 受流槽 (201V75) で核燃料物質濃度を分析し, 洗浄の効果を確認した後, リワーク工程の中間貯槽 (276V12-V15) へ送液する (参考図-3-4-3 参照)。

(4) その他の核燃料物質 (工程内の洗浄液等)

- ① 分離第二抽出工程及びウラン精製工程の中間貯槽 (255V12, 261V12) (参考図-4-1 参照)

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

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

プルトニウム精製サイクルの各抽出器に硝酸を供給して洗浄を繰り返し行う。洗浄液は, 各抽出器において核燃料物質濃度を分析し, 洗浄の効果を確認した後, 低濃度のプルトニウム溶液の取り出しに用いる送液経路を用いて高放射性廃液貯蔵場 (HAW)

の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）へ送液する。

③ 酸回収工程の濃縮液受槽（273V50）（参考図-4-3 参照）

濃縮液受槽（273V50）の洗浄液は、洗浄液は既に工程洗浄終了の判断基準を満たしており、洗浄液の送液のみ行う。洗浄液は、高放射性廃液蒸発缶（271E20）へ送液し、保有する核燃料物質を取り出す。

④ 分析所（参考図-4-4 参照）

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

以上

分離精製工場 (MP)

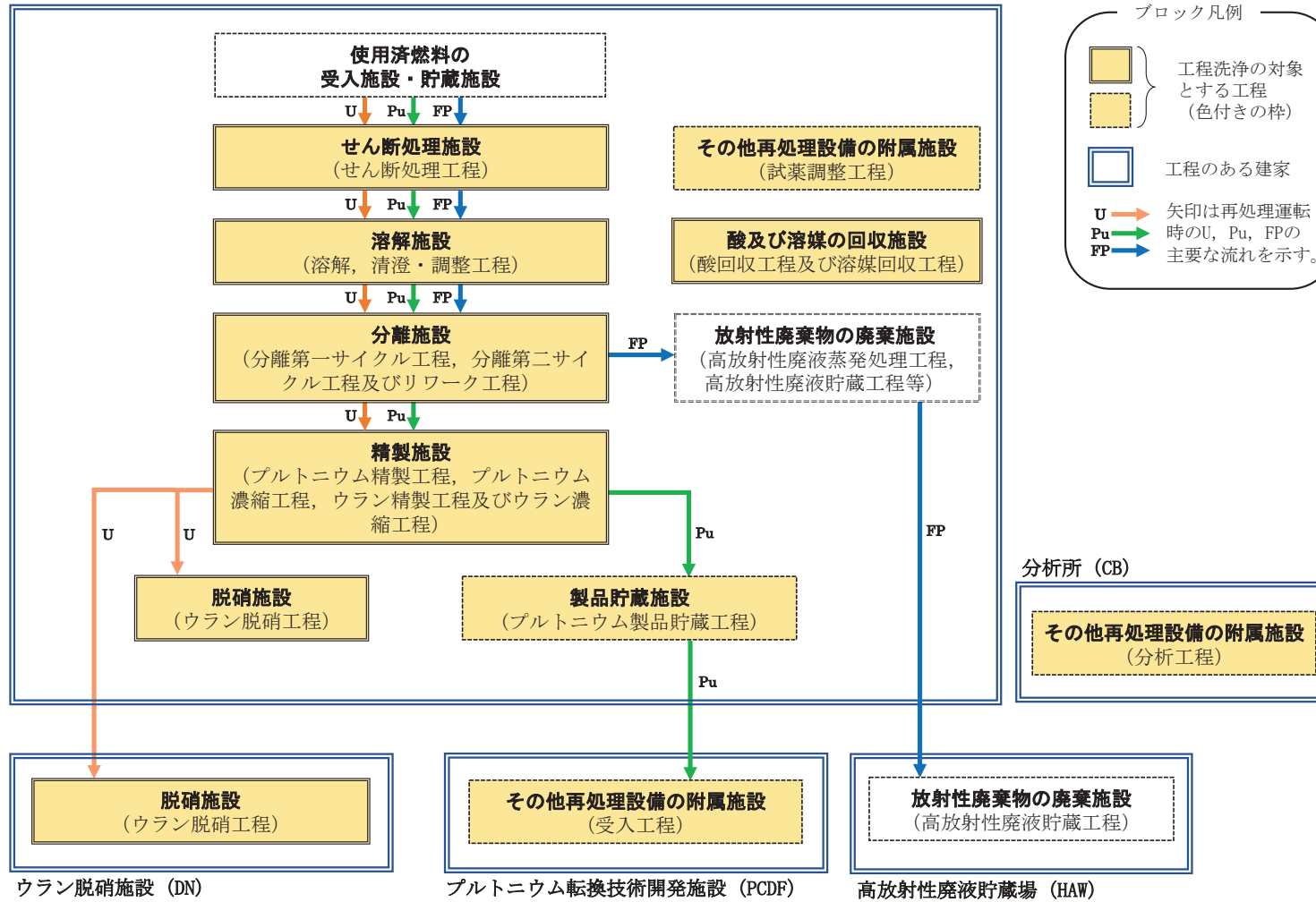


図-1 回収可能核燃料物質を保有する施設(工程洗浄の対象範囲)

表-1 回収可能核燃料物質を保有する機器

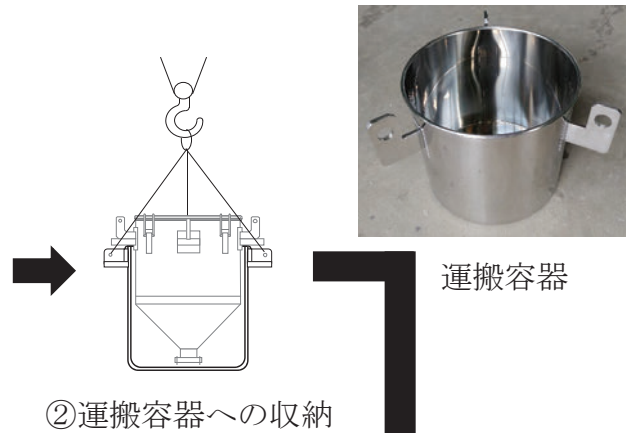
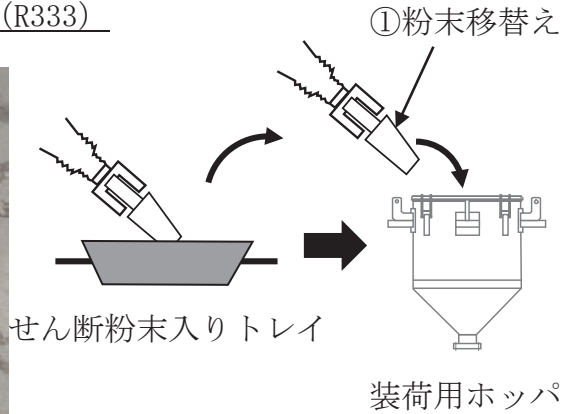
建家	施設区分 (*再処理設備本体)	工程	機器名称	機器番号	廃止措置計画変更認可申請書 (平成30年6月13日認可)	
					工程名	物質の状態
MP	せん断処理施設*	せん断 処理工程	除染保守セル	R333	せん断	使用済燃料 せん断粉末
	溶解施設*	溶解工程	洗浄液受槽	242V13	溶解 清澄・調整	洗浄液
		清澄工程	溶解槽溶液受槽	243V10		
			パルスフィルタ	243F16, F16A		
	分離施設*	分離第2 サイクル工程	中間貯槽	255V12	抽出 (酸回収, リワ ーク等を含む)	洗浄液
		ウラン 精製工程	中間貯槽	261V12		
	精製施設*	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		
	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	~V16	Pu 製品貯蔵	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	U 溶液濃縮・ 試薬調整	ウラン溶液
			一時貯槽	263V51~V58		
その他再処理設備の付 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	U 脱硝	ウラン粉末 (貯蔵容器に収納)	
DN	脱硝施設*	ウラン 脱硝工程	UNH 貯槽	263V32	U 濃縮・脱硝	ウラン溶液
			UNH 貯槽	263V33		
PCDF	その他再処理設備の付 属施設	受入工程	硝酸ウラニル 貯槽	P11V14	受入・混合	ウラン溶液
CB	その他再処理設備の付 属施設	分析工程	中間貯槽	108V10	-	分析試料等
			中間貯槽	108V11		

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

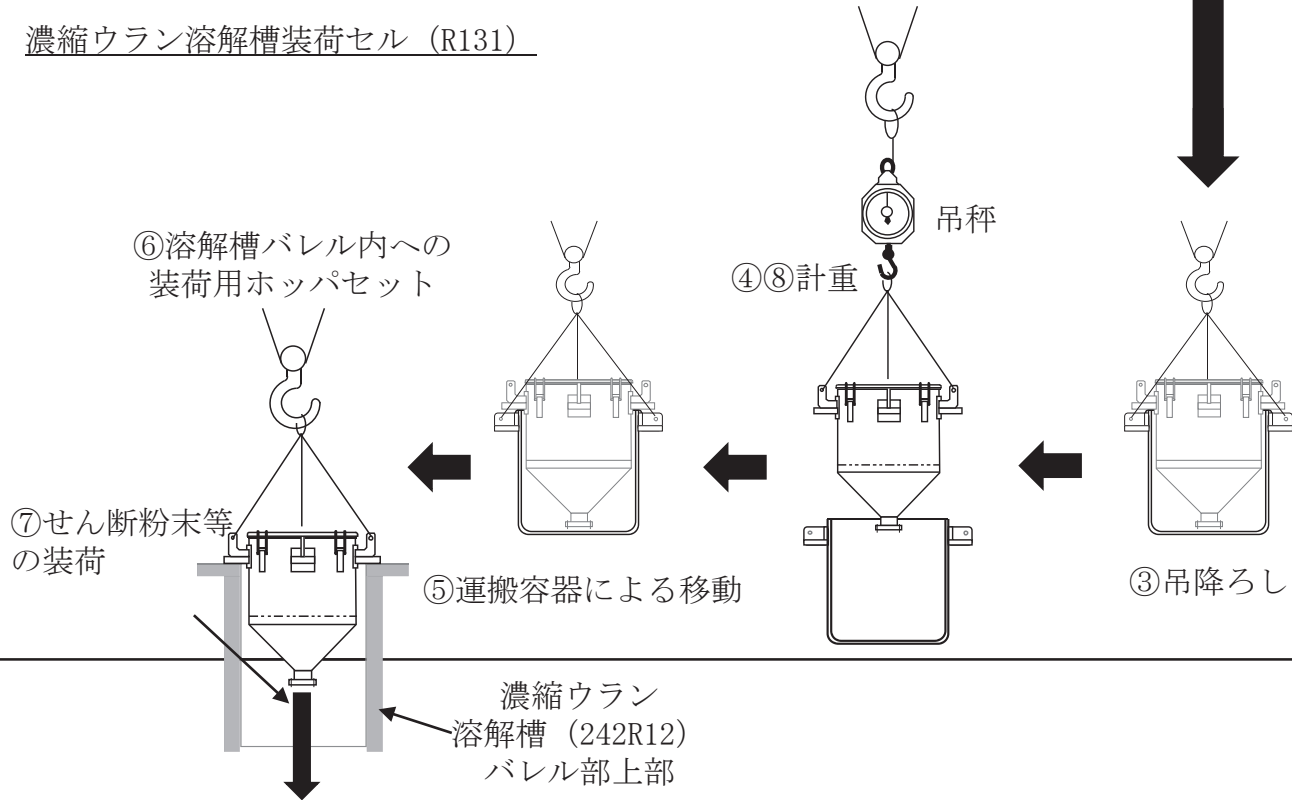
除染保守セル (R333)



装荷用ホップ



濃縮ウラン溶解槽装荷セル (R131)

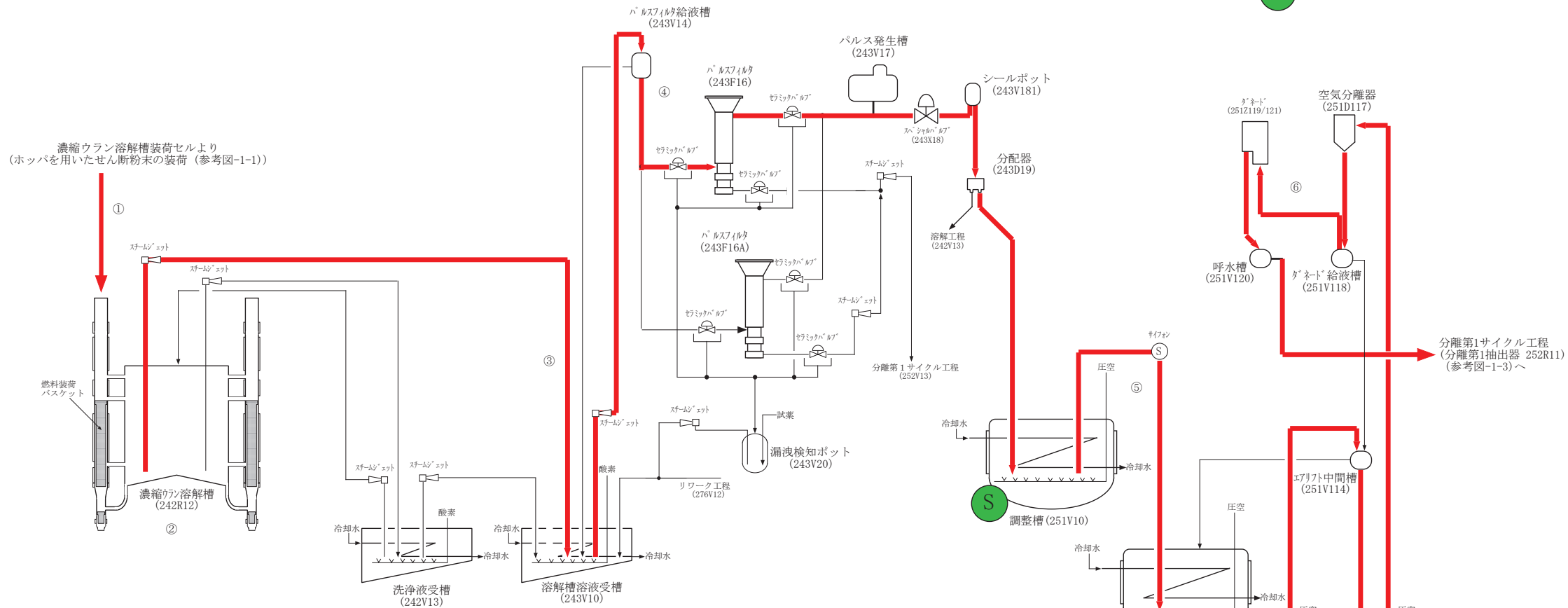


溶解, 清澄・調整工程の流れ (参考図1-2)

回収せん断粉末の装荷フロー

- ① 装荷の準備作業として、除染保守セル (R333) に保管しているトレイから回収せん断粉末を装荷用ホップに移し替える (移し替えの際には必要に応じて塵埃のふり掛けを実施し、装荷用ホップ (2基) で保管する)。
- ② 装荷用ホップを運搬容器へ収納する。
- ③ 運搬容器をR333から濃縮ウラン溶解槽装荷セル (R131) へ移動する (移動中はガラス窓からの目視又はセル内カメラにて査察官による確認が可能)。
- ④ 装荷用ホップ (回収せん断粉末を含む。) の質量を吊秤で計測し、溶解1回当たりのせん断粉末装荷量が30 kg以下であることを確認し、装荷用ホップを運搬容器へ収納する。
- ⑤ 運搬容器 (装荷用ホップ) を濃縮ウラン溶解槽のバレル部近傍へ移動する。
- ⑥ 装荷用ホップを濃縮ウラン溶解槽のバレル部上部へセットする。
- ⑦ 回収せん断粉末等を濃縮ウラン溶解槽への装荷する (セル内カメラにより装荷状況及び漏斗内にせん断粉末のないことを確認する)。
- ⑧ 装荷後の装荷用ホップの質量を計測する。
※本操作を10回繰り返す。

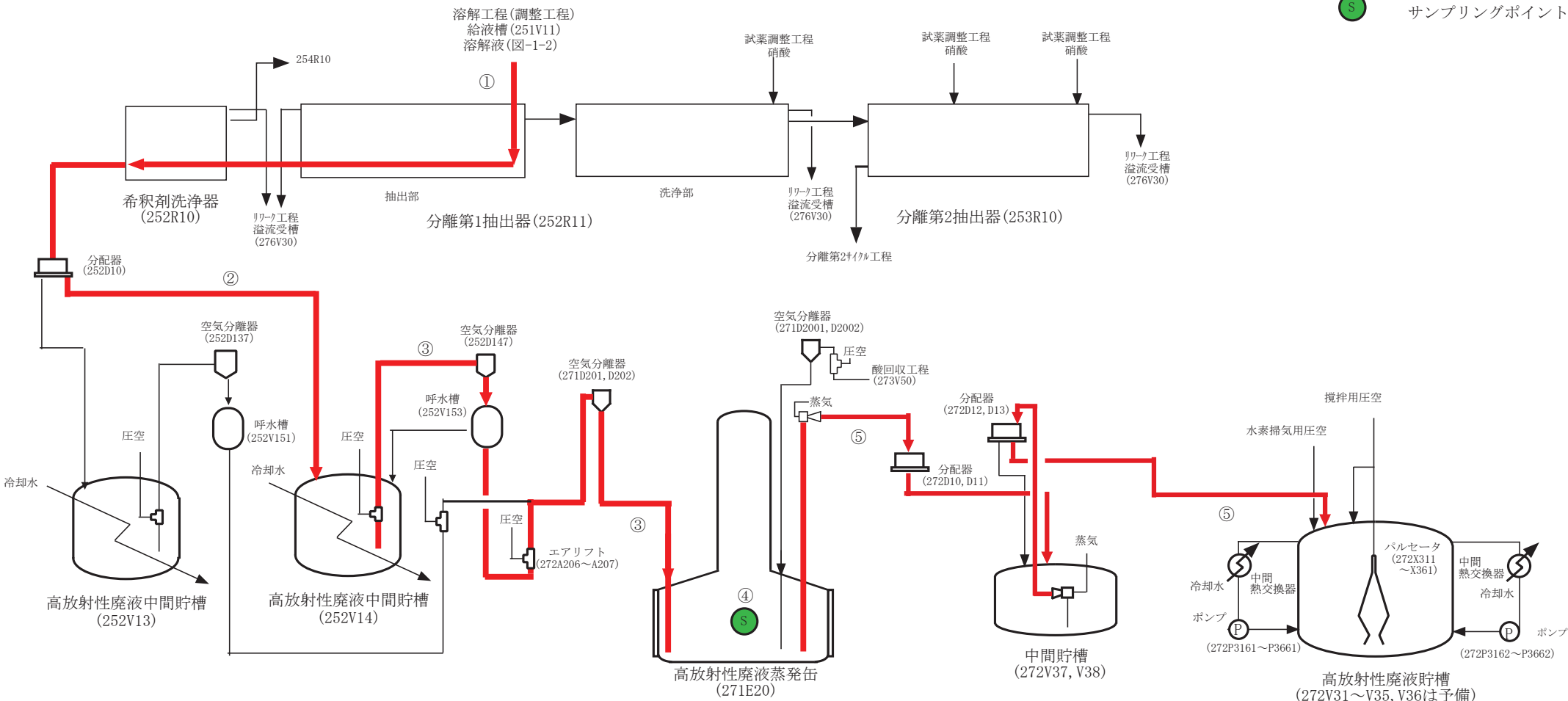
— 溶解液の流れ
 S サンプルングポイント



- 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) のパレル部上部から燃料装荷バスケットに直接装荷する。
- ②蒸気により加熱しながら硝酸により溶解する。
- ③せん断粉末の溶解液を、溶解槽溶液受槽 (243V10) へ移送する。
- ④パルスフィルタ (243F16) を通し、固体粒子類を分離した後に調整槽 (251V10) へ送液する。
- ⑤計量槽 (251V10) で計量分析を行い、給液槽 (251V11) へ送液する。
- ⑥分離第1サイクル工程の受入準備が完了したら、ダネード (251Z119/121) にて分離第1サイクル工程 (分離第1抽出器 252R11) へ給液する。

参考図-1-2 せん断粉末の溶解及び移送 (溶解、清澄、調整工程)

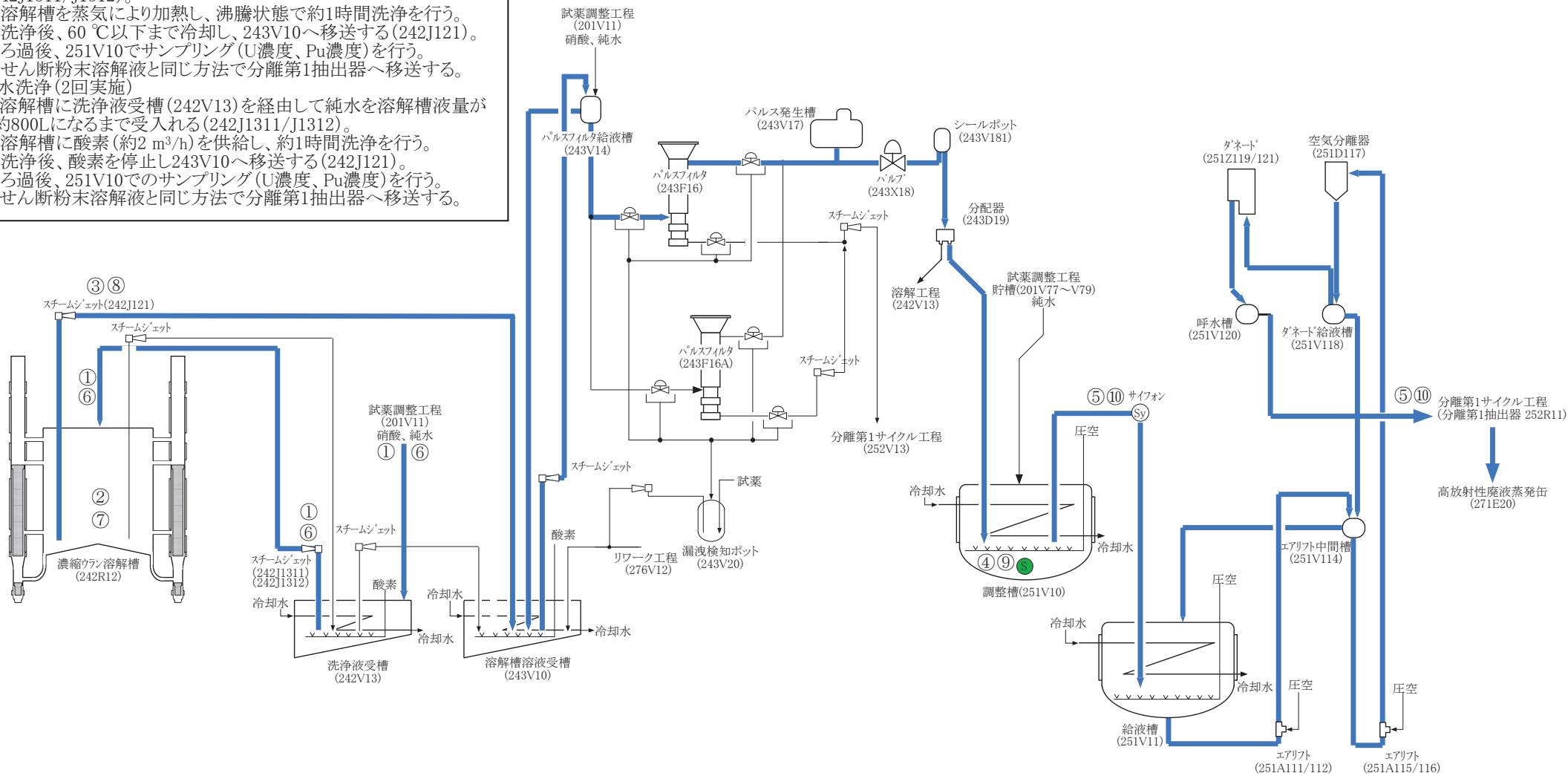
— 溶解液の流れ
 (S) サンプルポイント



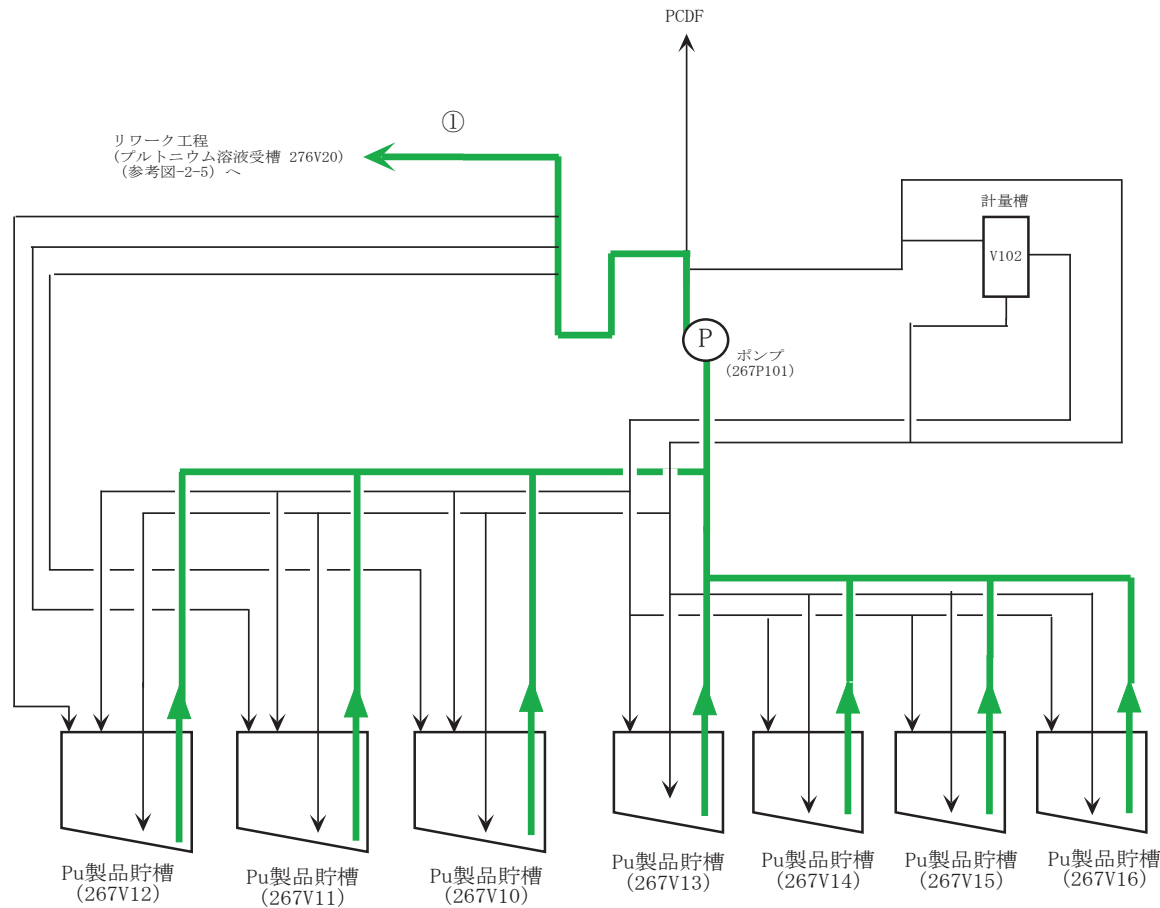
- ①希釈剤洗浄器 (252R10) 及び分離第1抽出器 (252R11)抽出部のスターラ、FCを起動し、調整工程の給液槽 (251V11) から分離第1抽出器 (252R11)抽出部に、せん断粉末溶解液を供給する。
- ②抽出器からせん断粉末溶解液を移動させ、連続的に高放射性廃液中間貯槽 (252V14) へ排出する。
- ③高放射性廃液中間貯槽 (252V14) から高放射性廃液濃縮工程(高放射性廃液蒸発缶 271E20)へ移送する。
- ④高放射性廃液蒸発缶 (271E20) で溶解液のサンプリングを行う。
- ⑤サンプリング後、中間貯槽 (272V38, 38) を経由し、高放射性廃液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

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

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

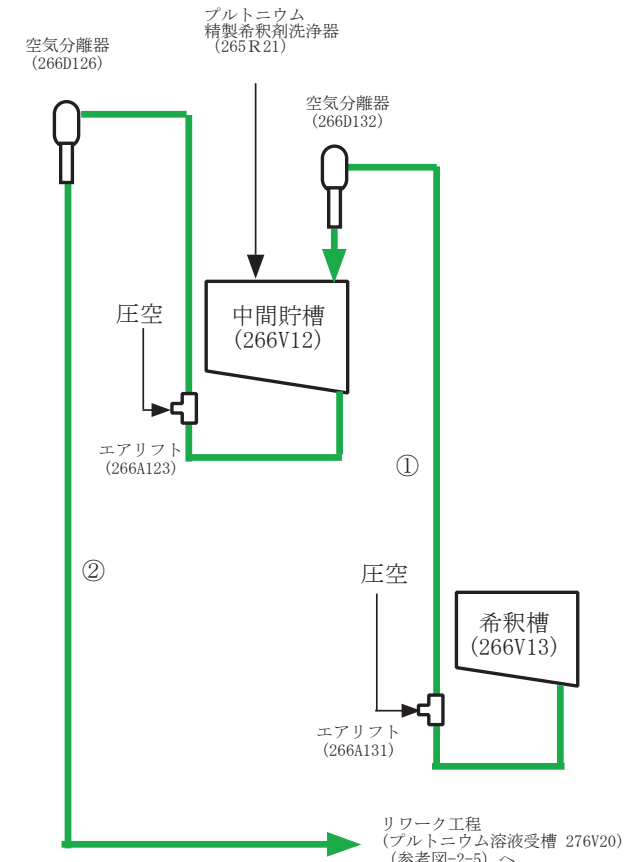


参考図-1-4 せん断粉末の溶解液の集約に用いた系統の押し洗浄
(せん断粉末の溶解液の送液系統(溶解、清澄・調整工程))



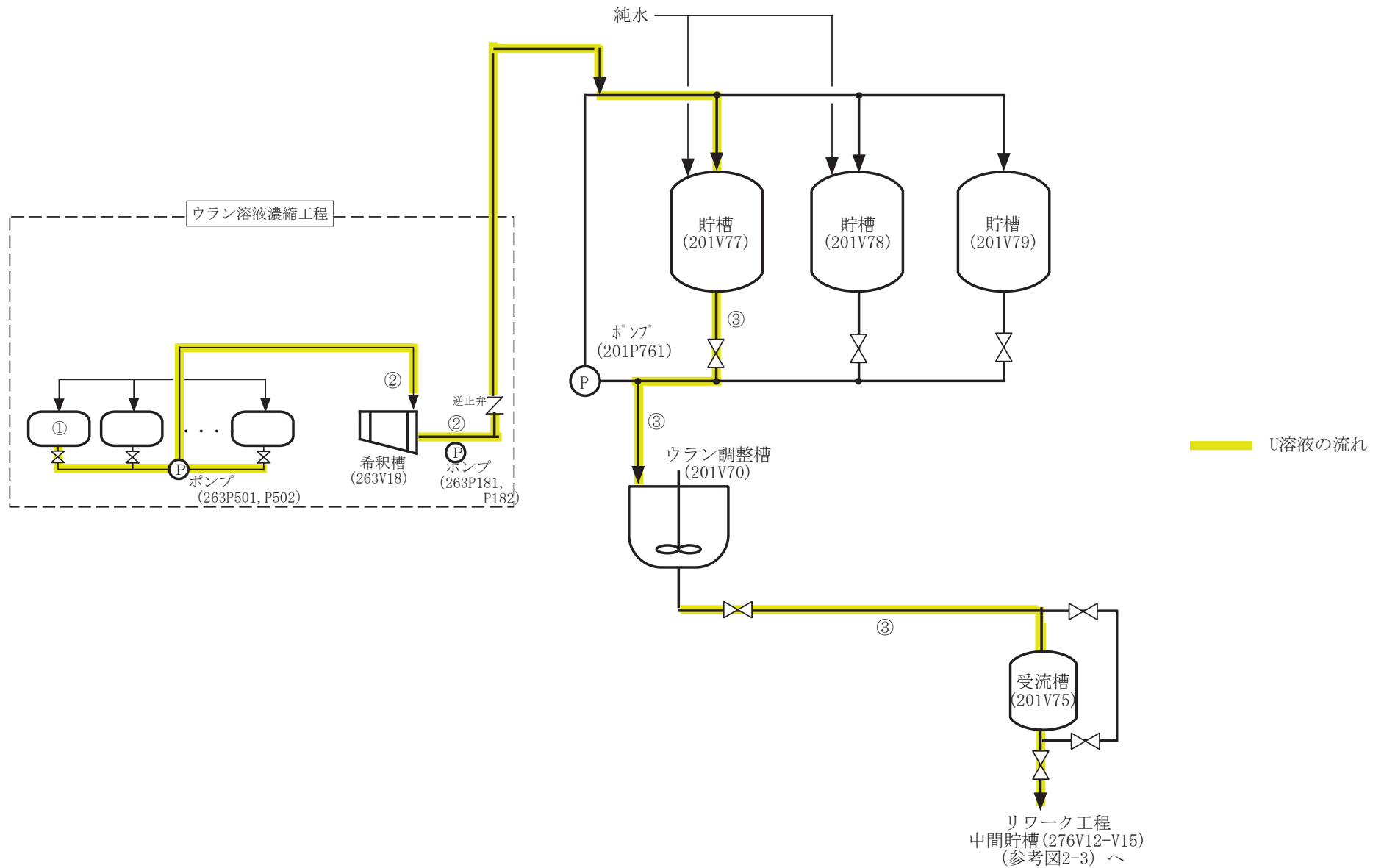
プルトニウム製品貯蔵工程

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



プルトニウム濃縮工程

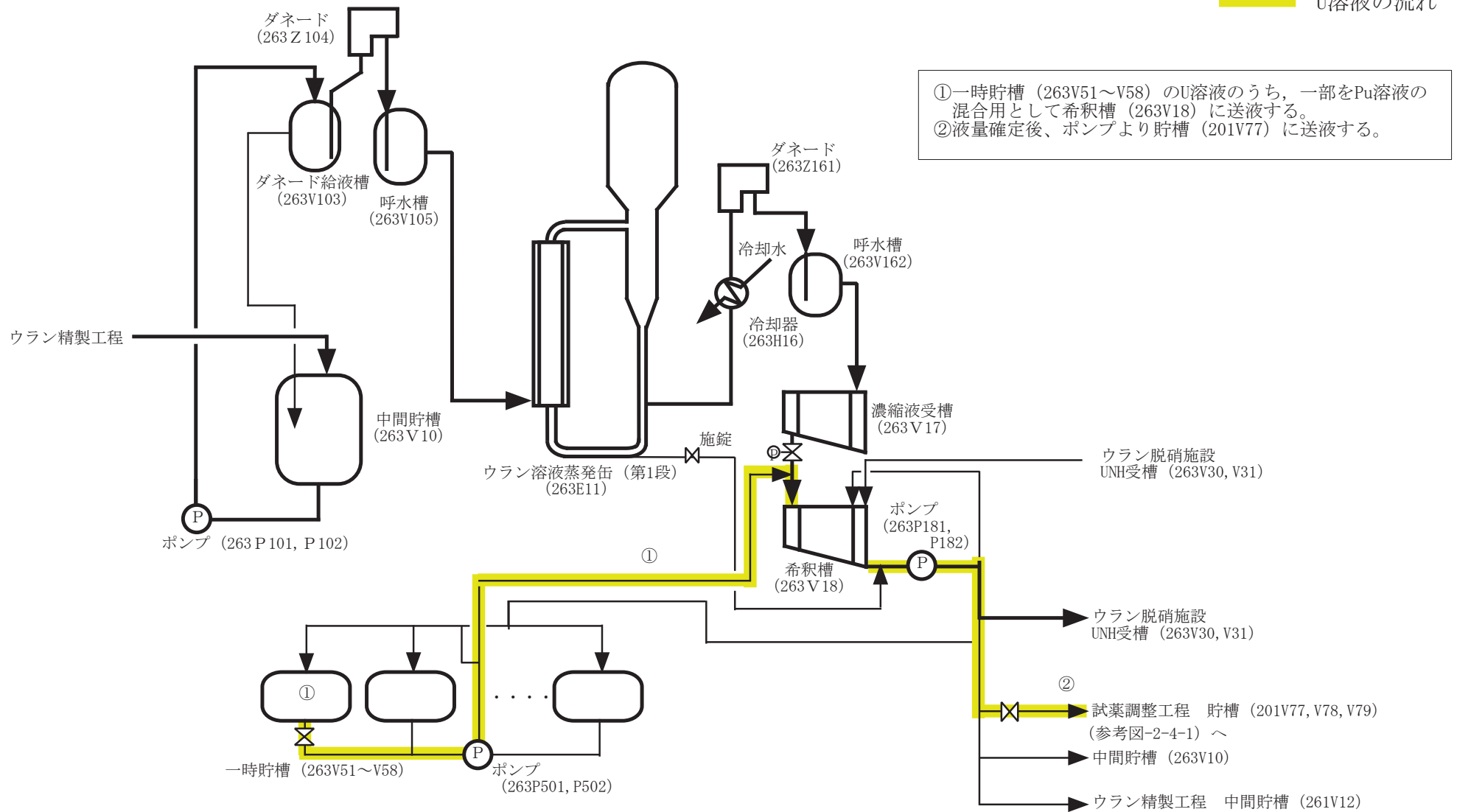
①希釈槽 (266V13) のPu溶液をエアリフト (266A131) にて中間貯槽 (266V12) へ送液する。
 ②中間貯槽 (266V12) のPu溶液をエアリフト (266A125) にてリワーク工程のプルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する。



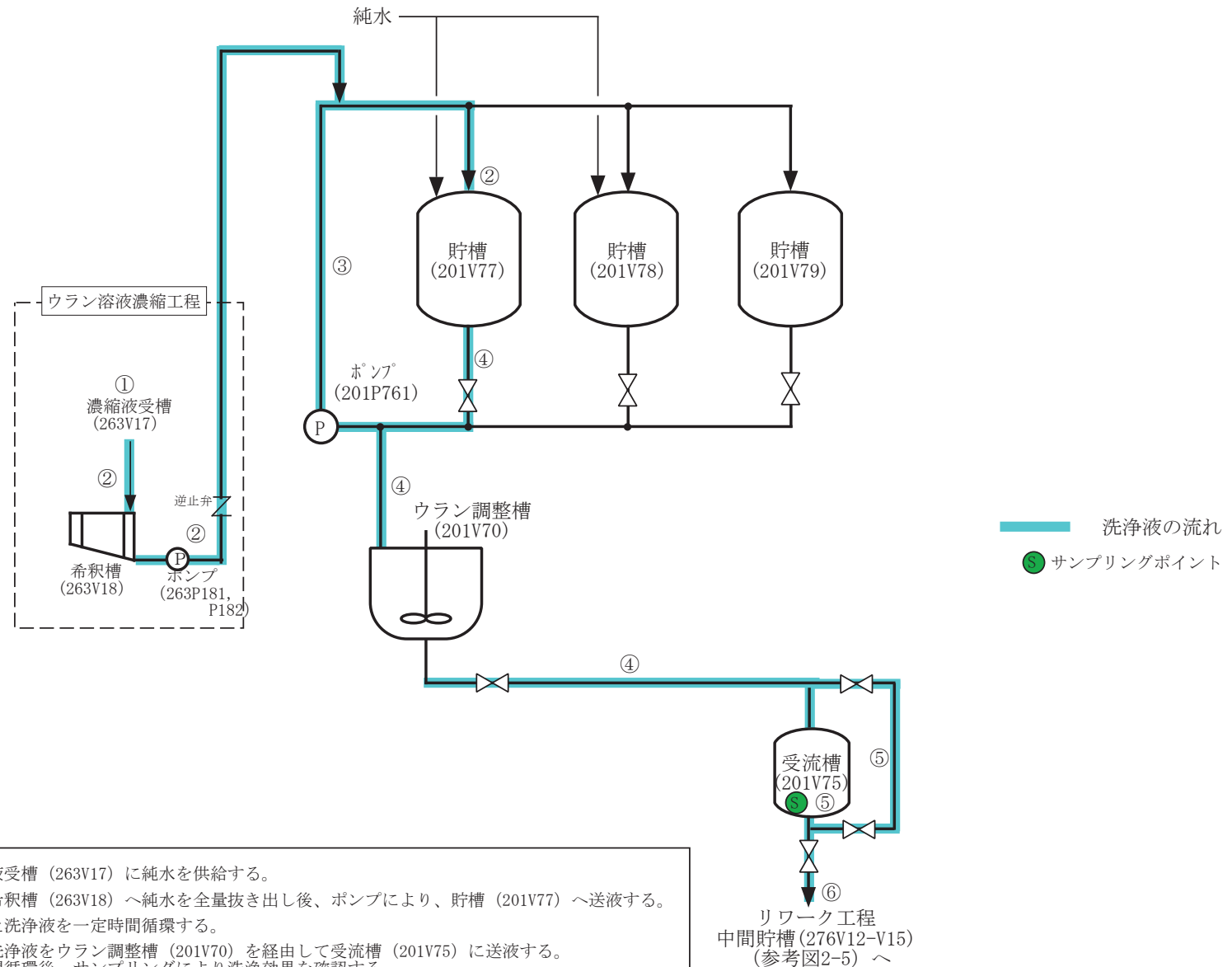
①一時貯槽 (263V51～V58) のU溶液のうち、一部をPu溶液の混合用として希釈槽 (263V18) に送液する。
 ②液量確定後、ポンプより貯槽 (201V77) に送液する。
 ③貯槽 (201V77) へ受入れたU溶液は、Pu溶液の混合用として、ウラン調整槽 (201V70) 及び受流槽 (201V75) を経由して、リワーク工程の中間貯槽 (276V12-V15) へ送液する。

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

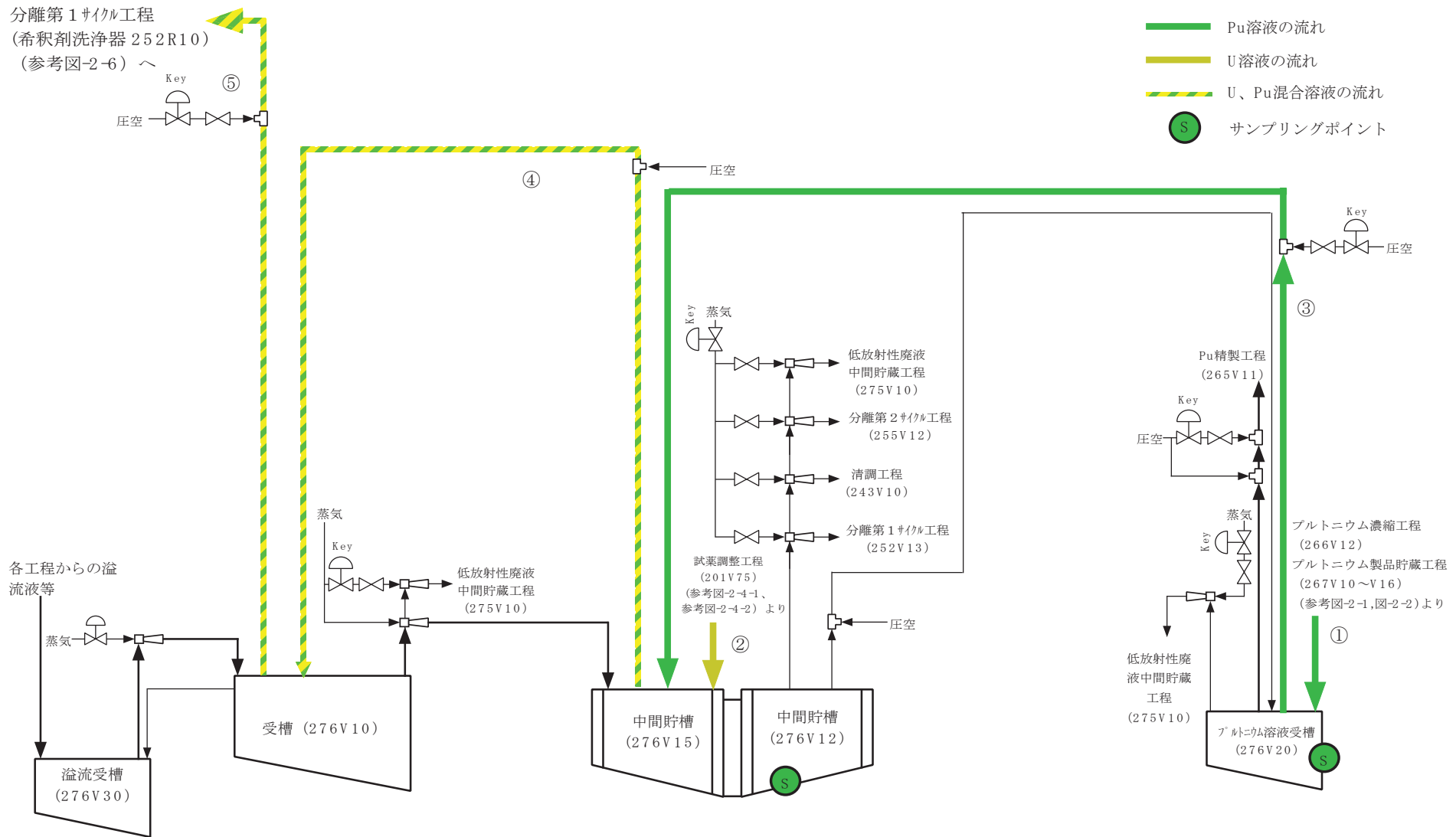
U溶液の流れ



参考図-2-3 Pu溶液と混合するU溶液の移送(ウラン溶液濃縮工程)

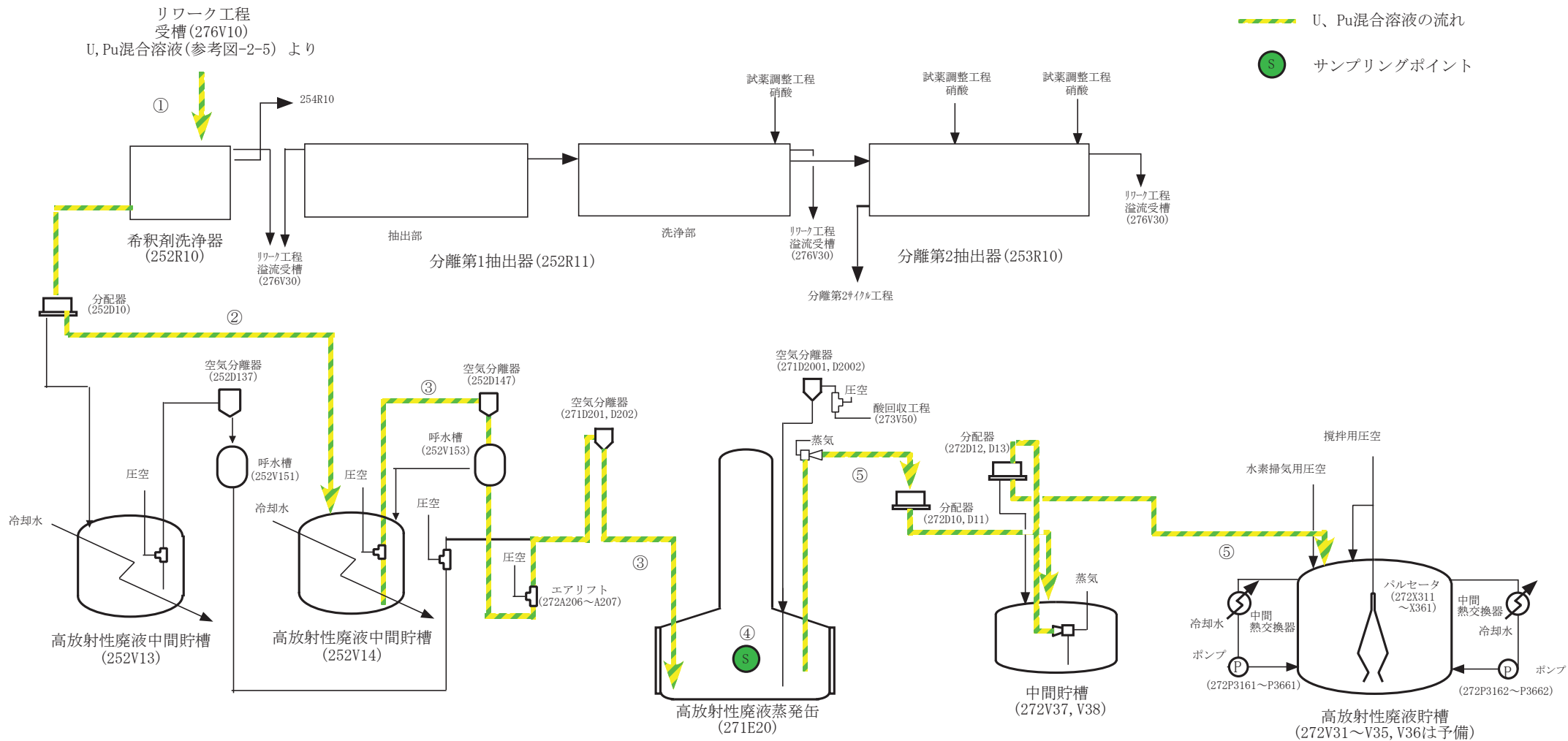


- ①ウラン溶液濃縮工程 濃縮液受槽 (263V17) に純水を供給する。
- ②濃縮液受槽 (263V17) から希釈槽 (263V18) へ純水を全量抜き出し後、ポンプにより、貯槽 (201V77) へ送液する。
- ③貯槽 (201V77) に受け入れた洗浄液を一定時間循環する。
- ④循環後、貯槽 (201V77) の洗浄液をウラン調整槽 (201V70) を経由して受流槽 (201V75) に送液する。
- ⑤受流槽 (201V75) で一定時間循環後、サンプルングにより洗浄効果を確認する。
- ⑥その後、リワーク工程の中間貯槽 (276V15) へ送液する。



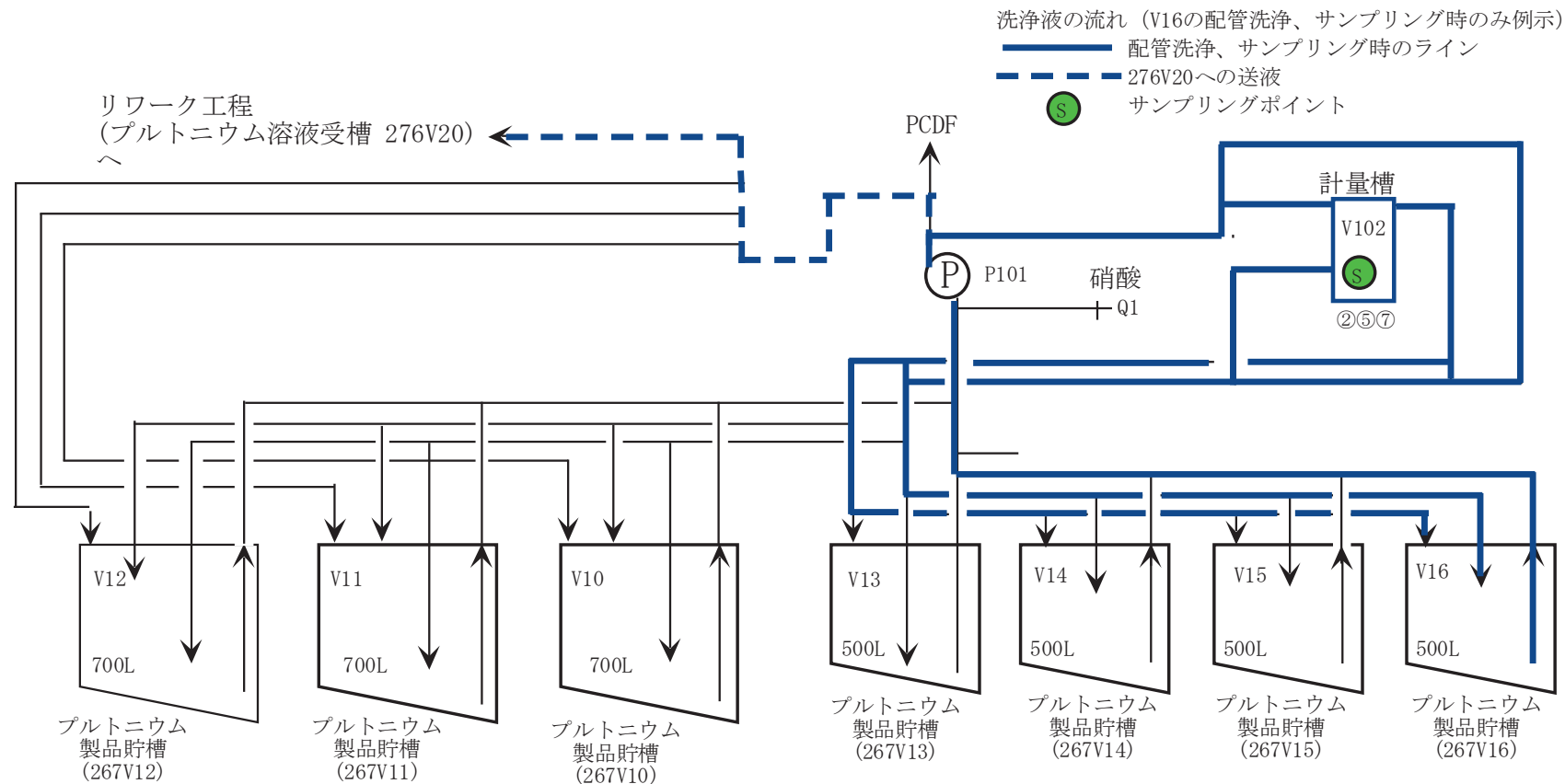
- ①プルトニウム溶液受槽 (276V20) のPu濃度の分析を行う。
- ②試薬調整工程 (201V75) からU溶液 (洗浄液含む) を中間貯槽(276V12.15) に受け入れ、U濃度の分析を行う。
- ③中間貯槽(276V12.15) でU溶液を保持した状態で、U/Pu比が70以上となるようにプルトニウム溶液受槽 (276V20) から中間貯槽(276V12.15) にPu溶液を移送し混合する。
- ④中間貯槽(276V12.15) の分析を行い、U/Pu比が70以上あることを確認後、受槽 (276V10) へエアリフトにてU,Pu混合溶液を移送する。
- ⑤受槽 (276V10) か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

参考図-2-5 U溶液とPu溶液の混合及び混合液の移送(リワーク工程)

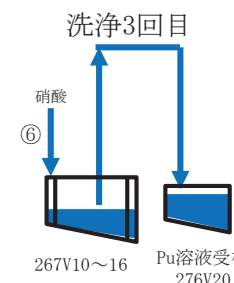
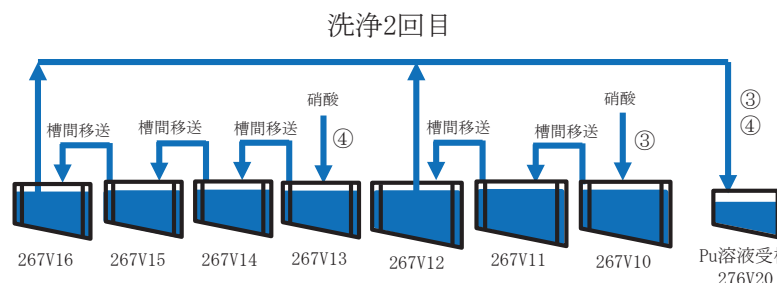
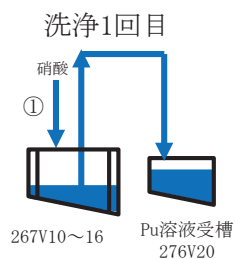


- ①希釈剤洗浄器 (252R10) 及び分離第1抽出器 (252R11) 抽出部のスターラ、FCを起動し、リワーク工程の受槽 (276V10) から希釈剤洗浄器 (252R10) に、U, Pu混合溶液を送液する。
- ②U, Pu混合溶液を抽出器内を移動させ、連続的に高放射性廃液中間貯槽 (252V14) へ排出する。
- ③高放射性廃液中間貯槽 (252V14) から高放射性廃液濃縮工程 (高放射性廃液蒸発缶 271E20) へ移送する。
- ④高放射性廃液蒸発缶 (271E20) で溶解液のサンプリングを行う。
- ⑤サンプリング後、中間貯槽 (272V38, 38) を経由し、高放射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

参考図-2-6 U、Pu混合溶液の移送 (分離第1サイクル工程)



267V10～V16系統図

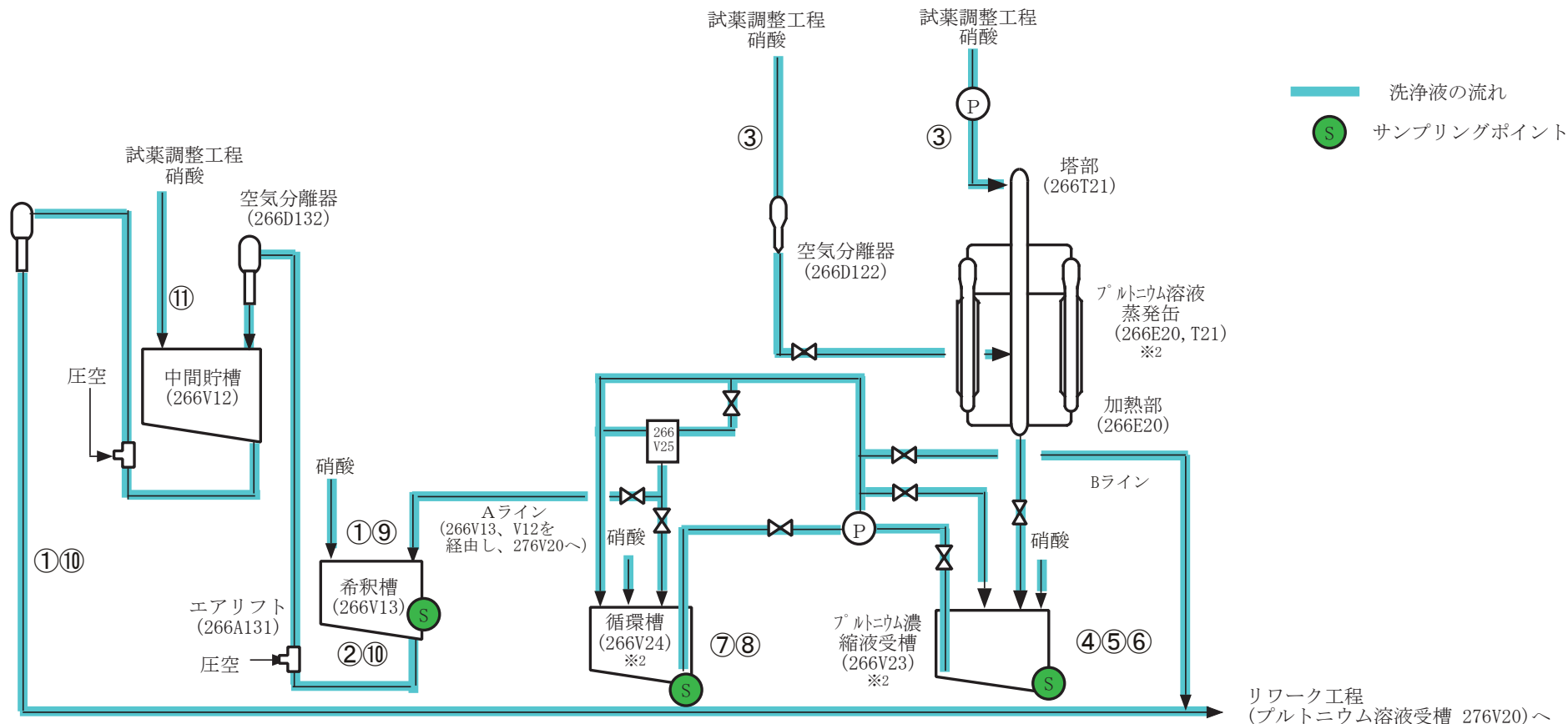


①プルトニウム製品貯槽 (267V10～V16) にそれぞれ硝酸 (約100 L) を供給し、配管を循環した後、リワーク工程のプルトニウム溶液貯槽 (276V20) へ送液する。
 ②貯槽の配管循環時に、貯槽ごとに計量槽 (V102) においてサンプリングを行い、洗浄効果を確認する。

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

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

参考図-2-7 低濃度Pu溶液の集約の用いた系統の押し出し洗浄
(Pu製品貯蔵工程の送液経路 Pu製品貯槽 (267V10～V16) 及び関連機器)

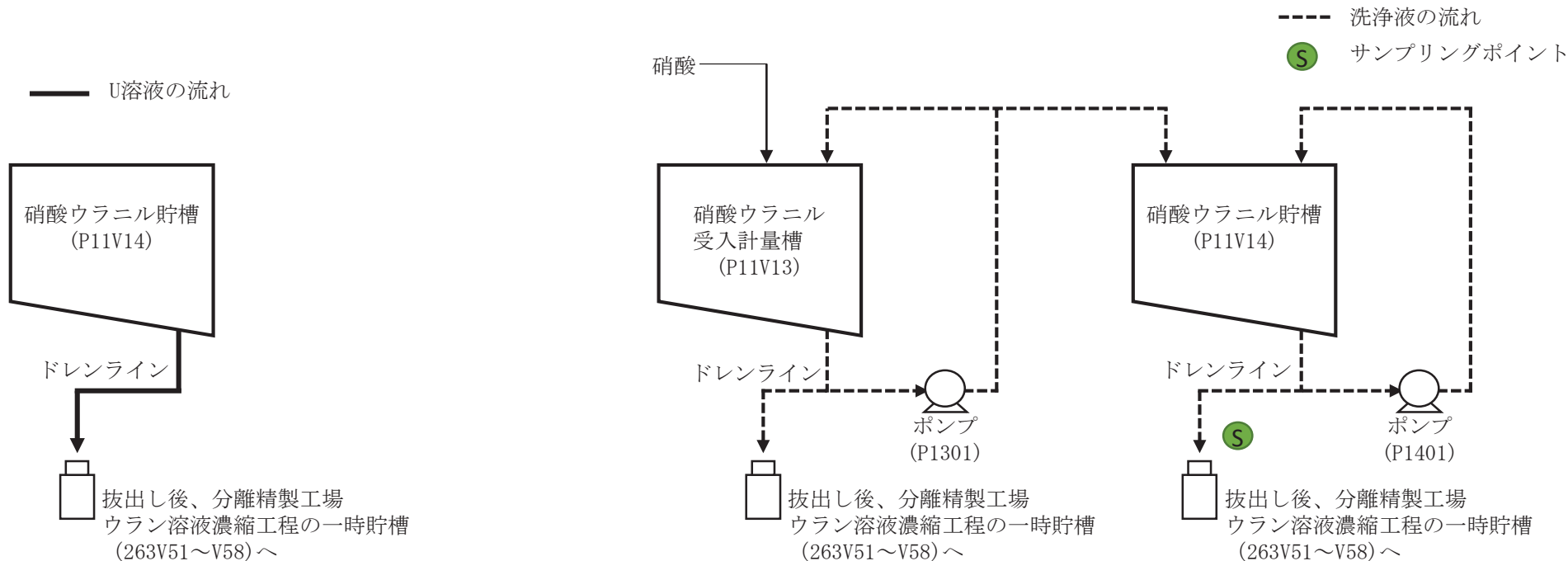


- ① 希釈槽 (266V13) へ硝酸を供給し、洗浄液は中間貯槽 (266V12) を経由し、Pu溶液受槽 (276V20) へ送液する。
- ② 希釈槽 (266V13) の洗浄液は、希釈槽 (266V13) において洗浄効果を確認する。
- ③ Pu溶液蒸発缶 (266E20) へ硝酸を供給し、洗浄液はPu濃縮液受槽 (266V23) を経由し、Pu溶液受槽 (276V20) へ送液する※1(洗浄は2回予定)。
- ④ Pu溶液蒸発缶 (266E20) の洗浄液は、Pu濃縮液受槽 (266V23) において、洗浄効果を確認する。
- ⑤ Pu濃縮液受槽 (266V23) へ硝酸を供給し、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

※1 Pu溶液受槽 (276V20) への送液は、Aライン又はBラインを使用する。

※2 高濃度のPu溶液を取り扱った系統

参考図-2-8 低濃度Pu溶液の集約の用いた系統の押し出し洗浄
(Pu溶液濃縮工程の送液経路 中間貯槽 (266V12) , 希釈槽 (266V13) 及び関連系統)



【硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) からのU溶液の抽出】

- ① 硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) のU溶液をドレンラインから専用の容器へ抽出す。
- ② 抽出したU溶液を分離精製工場のウラン溶液濃縮工程の一時貯槽 (263V51~V58) へ集約する。

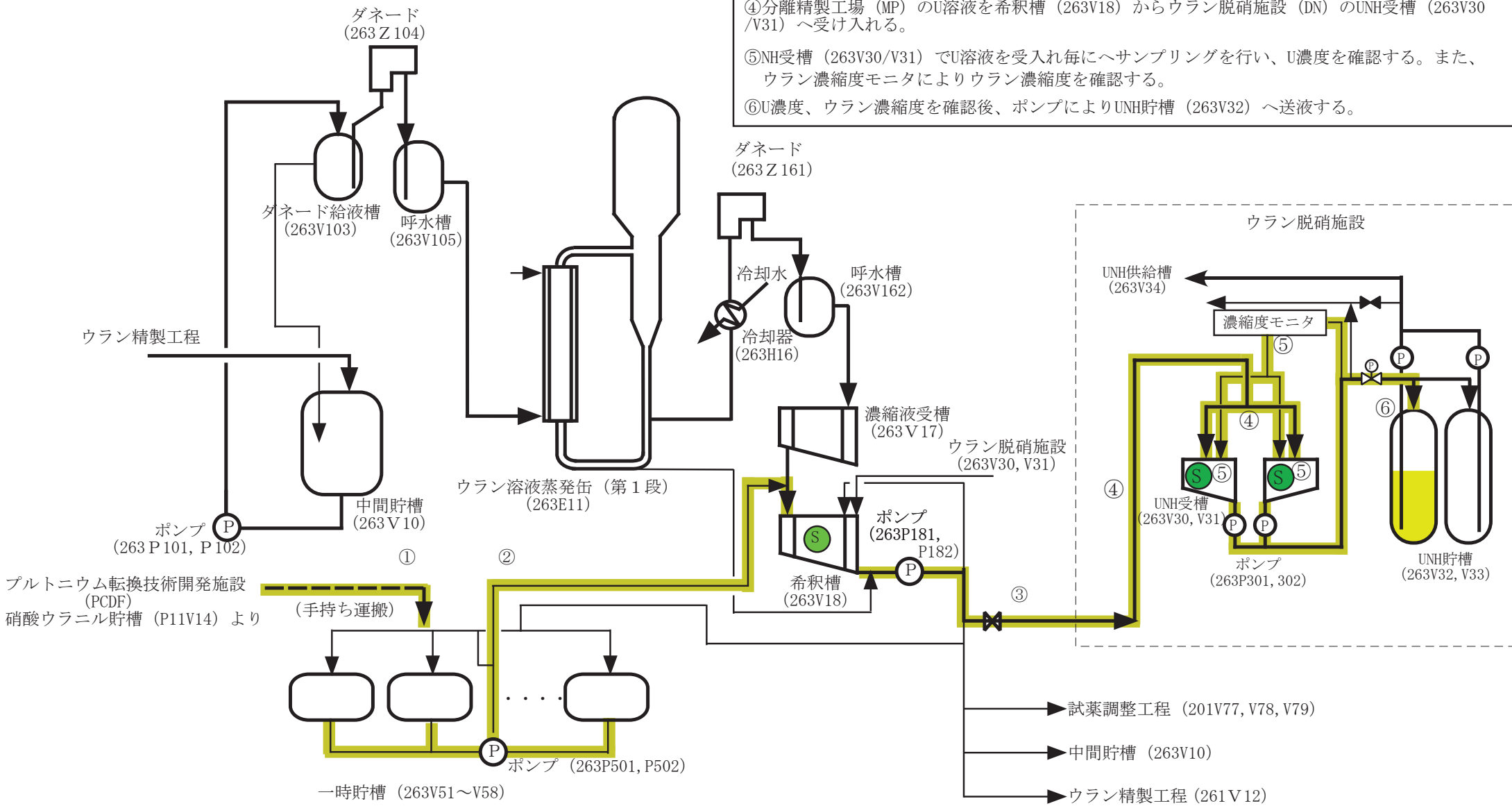
【硝酸ウラニル受入計量槽 (P11V13) 及び硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) の洗浄】

- ① 硝酸ウラニル受入計量槽 (P11V13) に硝酸を供給する。
- ② ポンプ (P1301) を運転し洗浄を行う。
- ③ 洗浄液を硝酸ウラニル受入計量槽 (P11V13) から硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) へ移送する。
- ④ ポンプ (P1401) を運転し洗浄を行う。
- ⑤ 硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) から専用の容器へ洗浄液を抽出す。
- ⑥ 硝酸ウラニル受入計量槽 (P11V13) 及び硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) の洗浄を3回行う。
- ⑦ 抽出した洗浄液を分離精製工場のウラン溶液濃縮工程の一時貯槽 (263V51~V58) へ集約する。

U溶液の流れ

○ S サンプルングポイント

- ① 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U溶液及び硝酸ウラニル受入計量槽 (P11V13)、硝酸ウラニル貯槽 (P11V14) の洗浄液を手持ち運搬により一時貯槽 (263V56) に受入れる。
- ② 一時貯槽 (263V51~V57) のU溶液をポンプにより希釈槽 (263V18) へ送液し、サンプルングによりU濃度を確認する。
- ③ U濃度確認後、ポンプによりウラン脱硝施設のUNH受槽 (263V30/V31) へ送液する。
- ④ 分離精製工場 (MP) のU溶液を希釈槽 (263V18) からウラン脱硝施設 (DN) のUNH受槽 (263V30/V31) へ受け入れる。
- ⑤ UNH受槽 (263V30/V31) でU溶液を受入れ毎にサンプルングを行い、U濃度を確認する。また、ウラン濃縮度モニタによりウラン濃縮度を確認する。
- ⑥ U濃度、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。

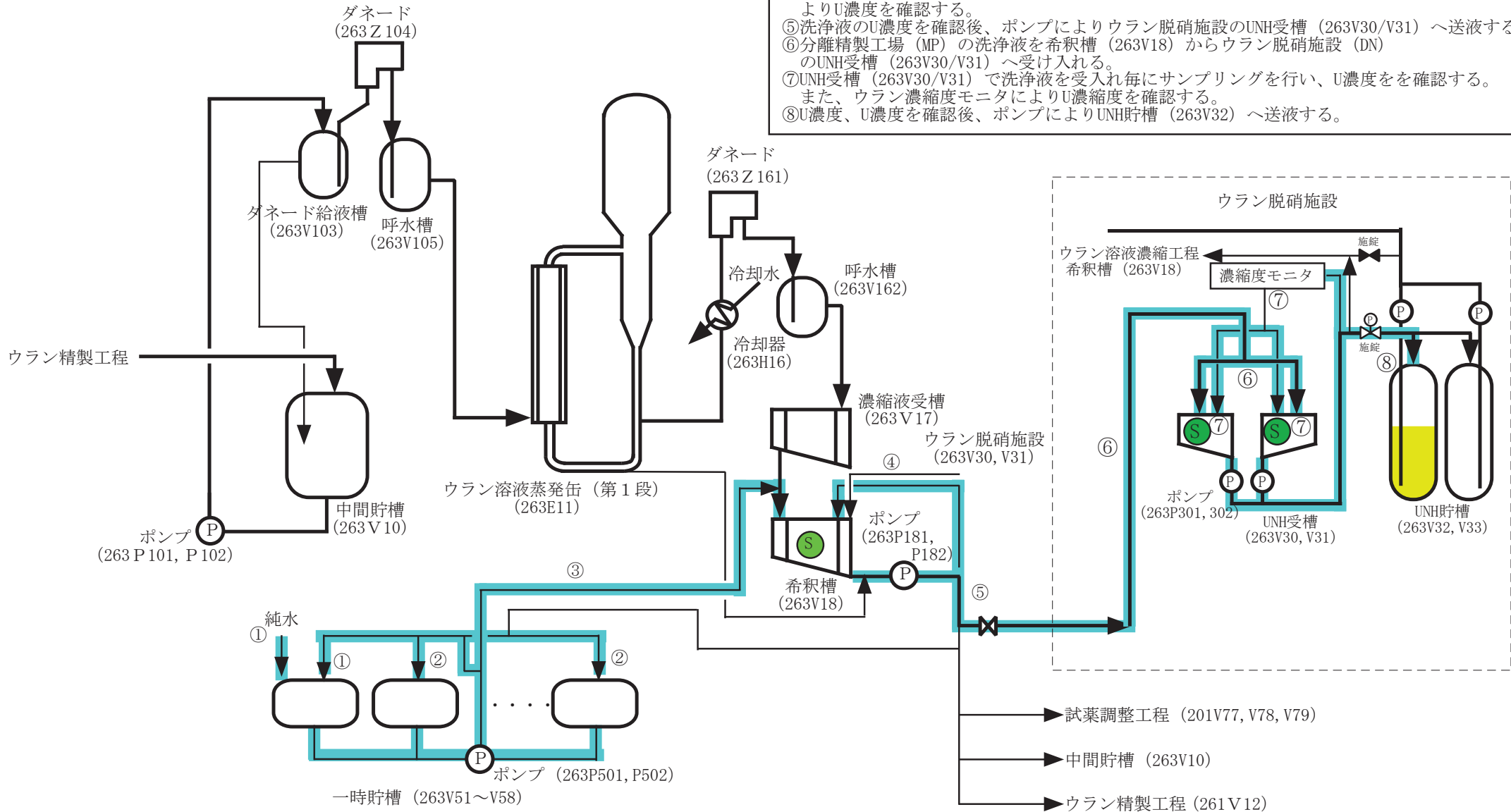


参考図-3-2-1 U溶液の集約
(PCDFのU溶液受入及び一時貯槽 (263V51~V58) からDNへのU溶液の移送)

洗浄液の流れ



サンプリングポイント



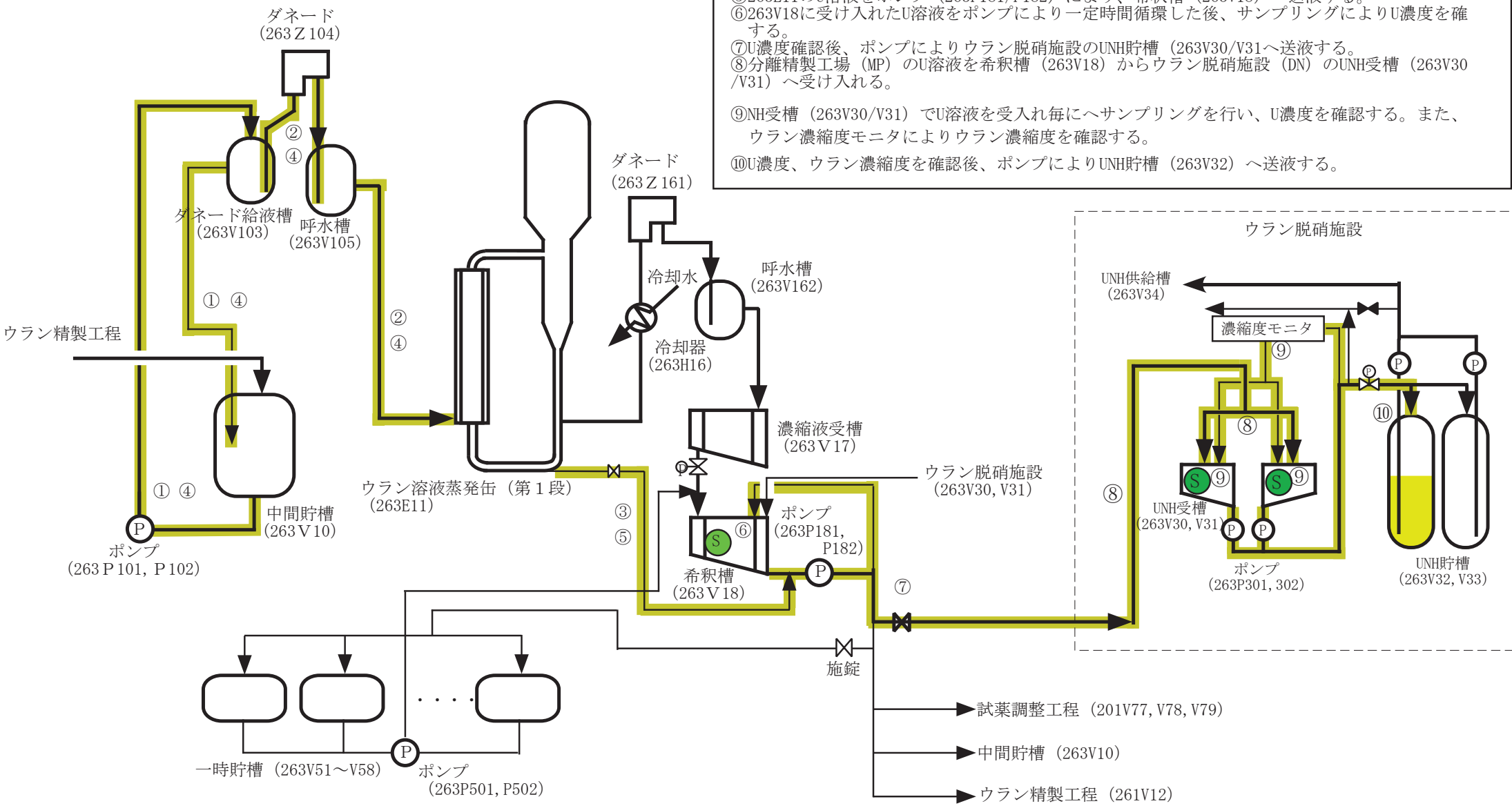
- ①一時貯槽の263V51に純水を供給し、ポンプにより一定時間循環する。
- ②263V51の循環が終了したら、263V52～263V51の洗浄液を送液して、263V52をポンプにより一定時間循環する。この操作を順次、263V58まで行う（V53, V58にU溶液は貯蔵していないが、過去に貯蔵していたことから洗浄する）。
- ③263V58の洗浄液を希釈槽（263V18）へ送液する。
※上記①～③の操作を計3回繰り返す。
- ④希釈槽（263V18）に受け入れた洗浄液をポンプにより一定時間循環した後、サンプリングによりU濃度を確認する。
- ⑤洗浄液のU濃度を確認後、ポンプによりウラン脱硝施設のUNH受槽（263V30/V31）へ送液する。
- ⑥分離精製工場（MP）の洗浄液を希釈槽（263V18）からウラン脱硝施設（DN）のUNH受槽（263V30/V31）へ受け入れる。
- ⑦UNH受槽（263V30/V31）で洗浄液を受け入れ毎にサンプリングを行い、U濃度をを確認する。また、ウラン濃縮度モニタによりU濃縮度を確認する。
- ⑧U濃度、U濃度を確認後、ポンプによりUNH貯槽（263V32）へ送液する。

参考図-3-2-2 U溶液の集約

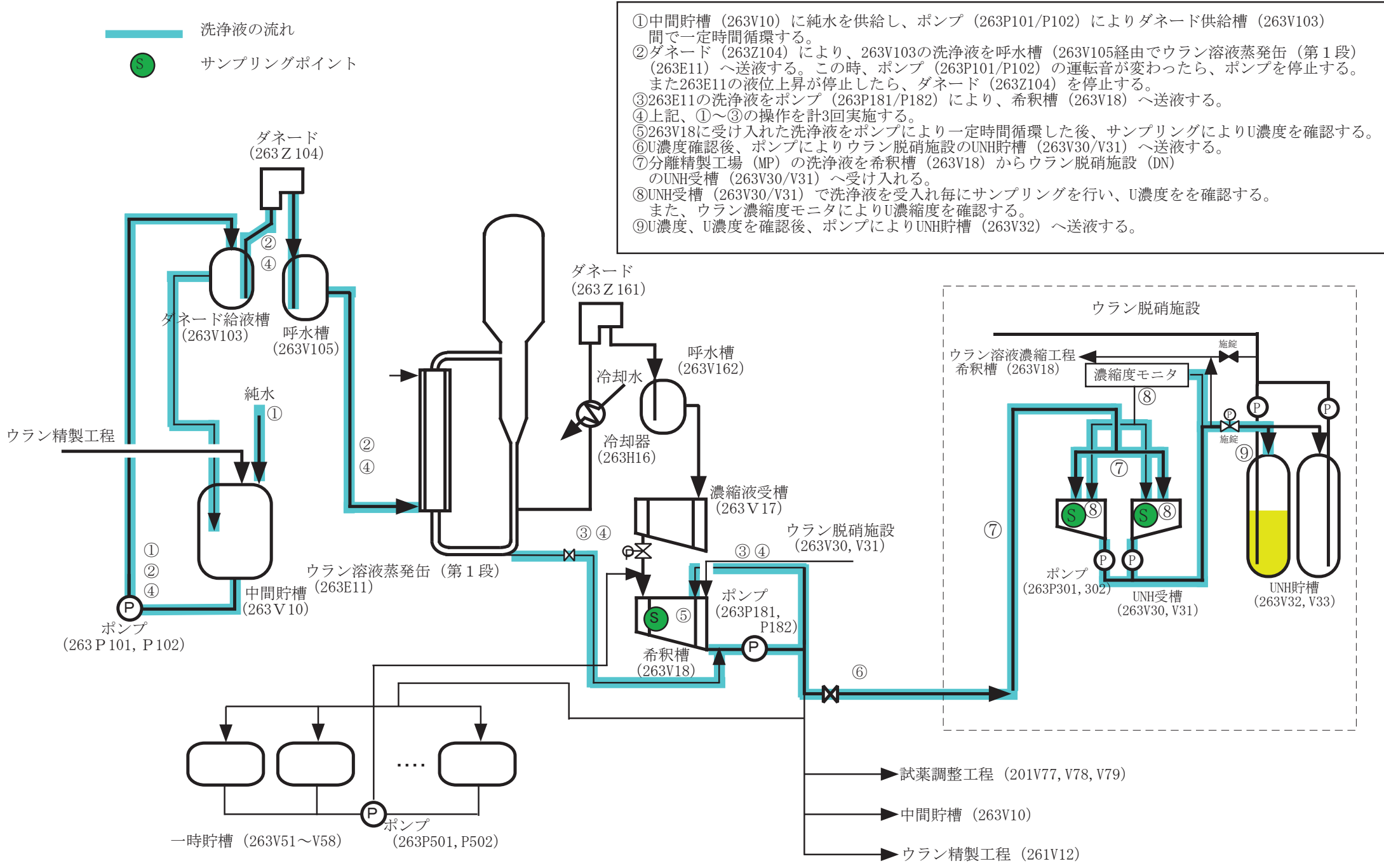
（一時貯槽（263V51～V58）残留U溶液の洗浄、DNへの洗浄液の移送）

U溶液の流れ
 サンプルングポイント

- ①中間貯槽 (263V10) のU溶液をポンプ (263P101/P102) によりダネード供給槽 (263V103) 間で循環する。
- ②ダネード (263Z104) により、263V103のU溶液を呼水槽 (263V105) 経由でウラン溶液蒸発缶 (第1段) (263E11) へ送液する。
- ③263E11のU溶液をポンプ (263P181/P182) により、希釈槽 (263V18) へ送液する。
- ④263V10に残っているU溶液 (263V103間で循環中) を再度ダネード (263Z104) を起動させ、263E11に送液する。また263E11の液位上昇が停止したら、ダネード (263Z104) を停止する。
- ⑤263E11のU溶液をポンプ (263P181/P182) により、希釈槽 (263V18) へ送液する。
- ⑥263V18に受け入れたU溶液をポンプにより一定時間循環した後、サンプルングによりU濃度を確認する。
- ⑦U濃度確認後、ポンプによりウラン脱硝施設のUNH貯槽 (263V30/V31へ送液する。
- ⑧分離精製工場 (MP) のU溶液を希釈槽 (263V18) からウラン脱硝施設 (DN) のUNH受槽 (263V30/V31) へ受け入れる。
- ⑨UNH受槽 (263V30/V31) でU溶液を受け入れ毎にへサンプルングを行い、U濃度を確認する。また、ウラン濃縮度モニタによりウラン濃縮度を確認する。
- ⑩U濃度、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。



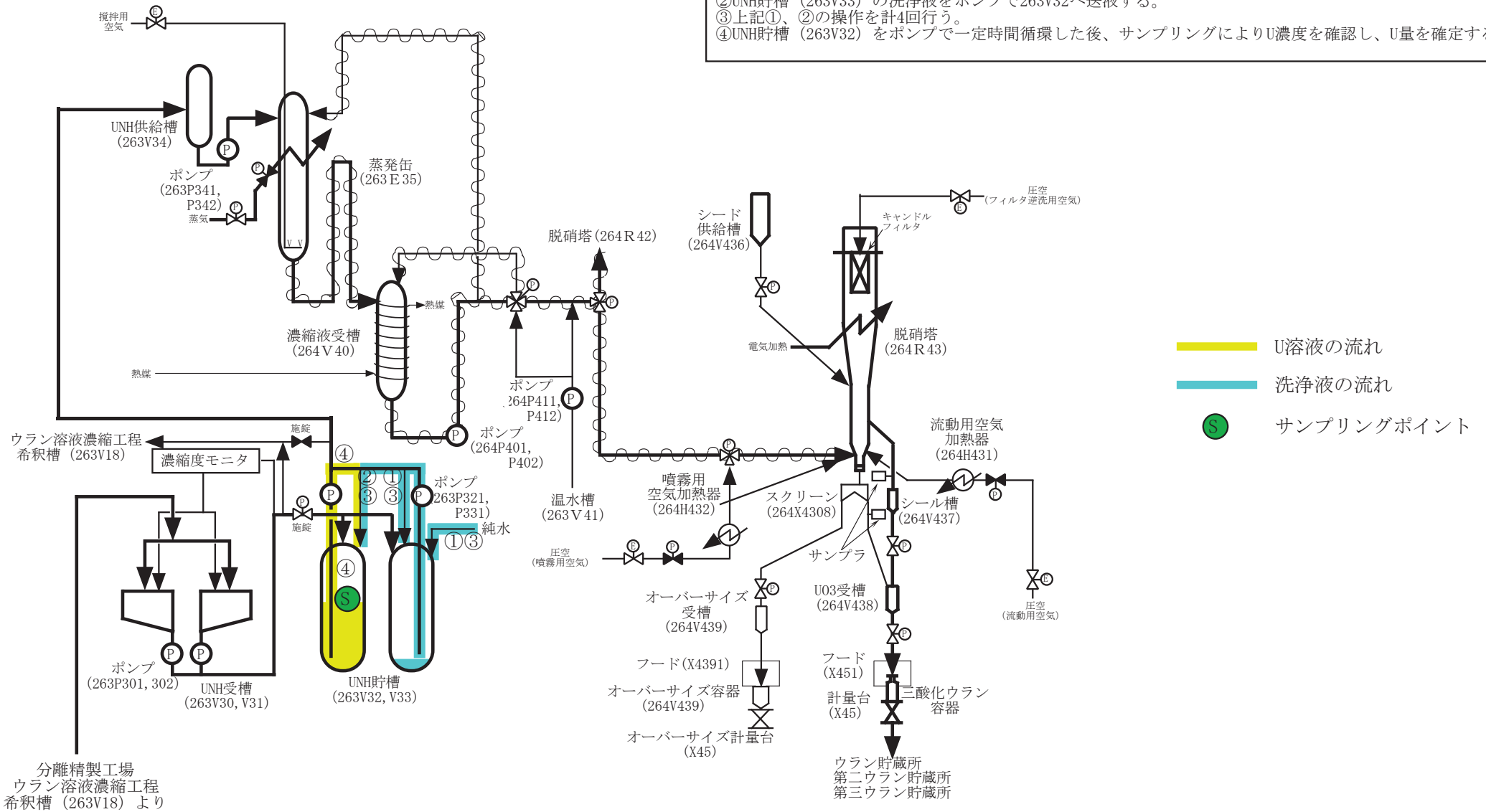
参考図-3-2-3 U溶液の集約
 (中間貯槽(263V10) からDNへのU溶液の移送)



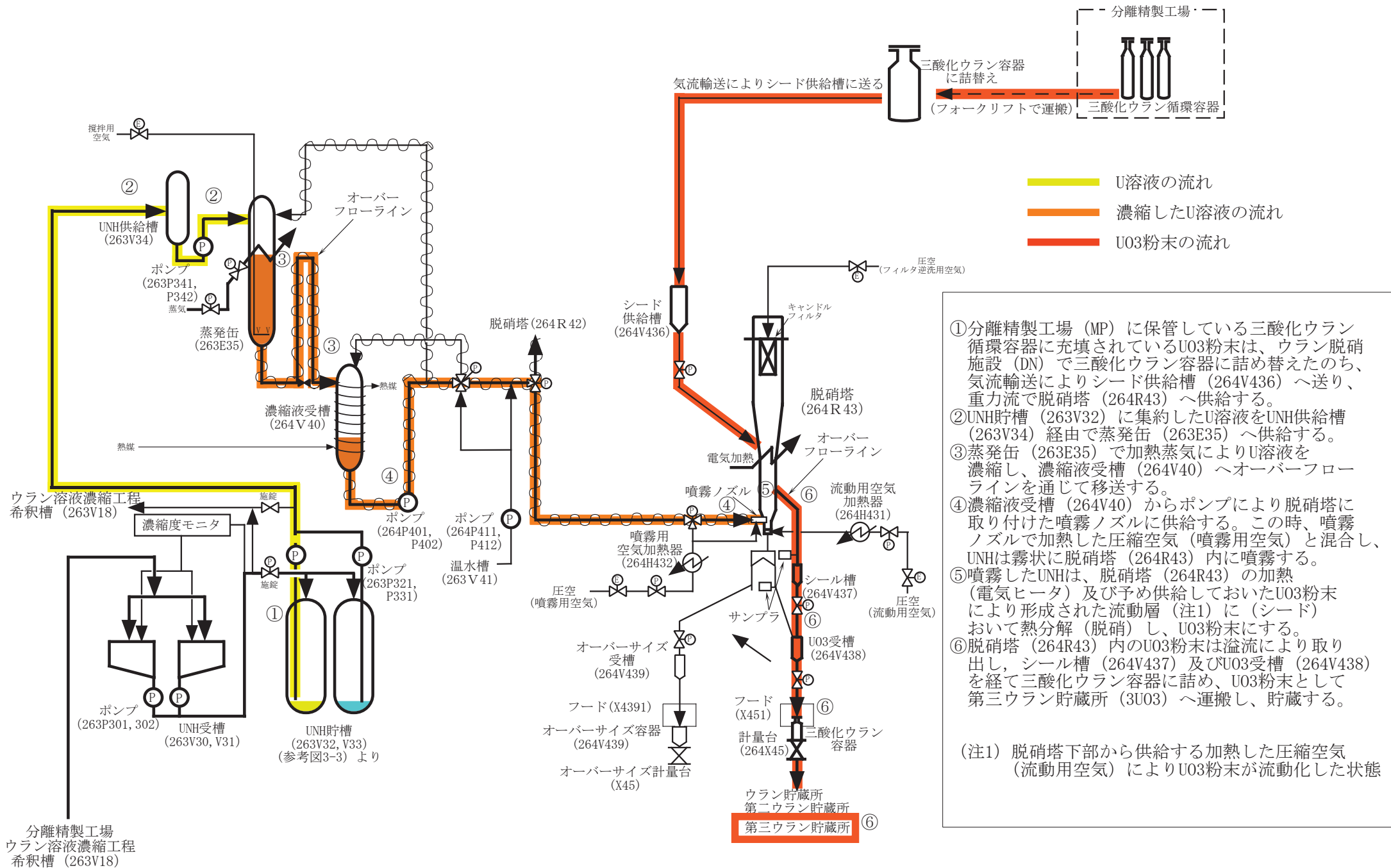
- ①中間貯槽 (263V10) に純水を供給し、ポンプ (263P101/P102) によりダネード供給槽 (263V103) 間で一定時間循環する。
- ②ダネード (263Z104) により、263V103の洗浄液を呼水槽 (263V105) 経由でウラン溶液蒸発缶 (第1段) (263E11) へ送液する。この時、ポンプ (263P101/P102) の運転音が変わったら、ポンプを停止する。また263E11の液位上昇が停止したら、ダネード (263Z104) を停止する。
- ③263E11の洗浄液をポンプ (263P181/P182) により、希釈槽 (263V18) へ送液する。
- ④上記、①～③の操作を計3回実施する。
- ⑤263V18に受け入れた洗浄液をポンプにより一定時間循環した後、サンプリングによりU濃度を確認する。
- ⑥U濃度確認後、ポンプによりウラン脱硝施設のUNH貯槽 (263V30/V31) へ送液する。
- ⑦分離精製工場 (MP) の洗浄液を希釈槽 (263V18) からウラン脱硝施設 (DN) のUNH受槽 (263V30/V31) へ受け入れる。
- ⑧UNH受槽 (263V30/V31) で洗浄液を受け入れ毎にサンプリングを行い、U濃度をを確認する。また、ウラン濃縮度モニタによりU濃縮度をを確認する。
- ⑨U濃度、U濃度を確認後、ポンプによりUNH貯槽 (263V32) へ送液する。

参考図-3-2-4 U溶液の集約
(中間貯槽 (263V10) 残留U溶液の洗浄、DNへの洗浄液の移送)

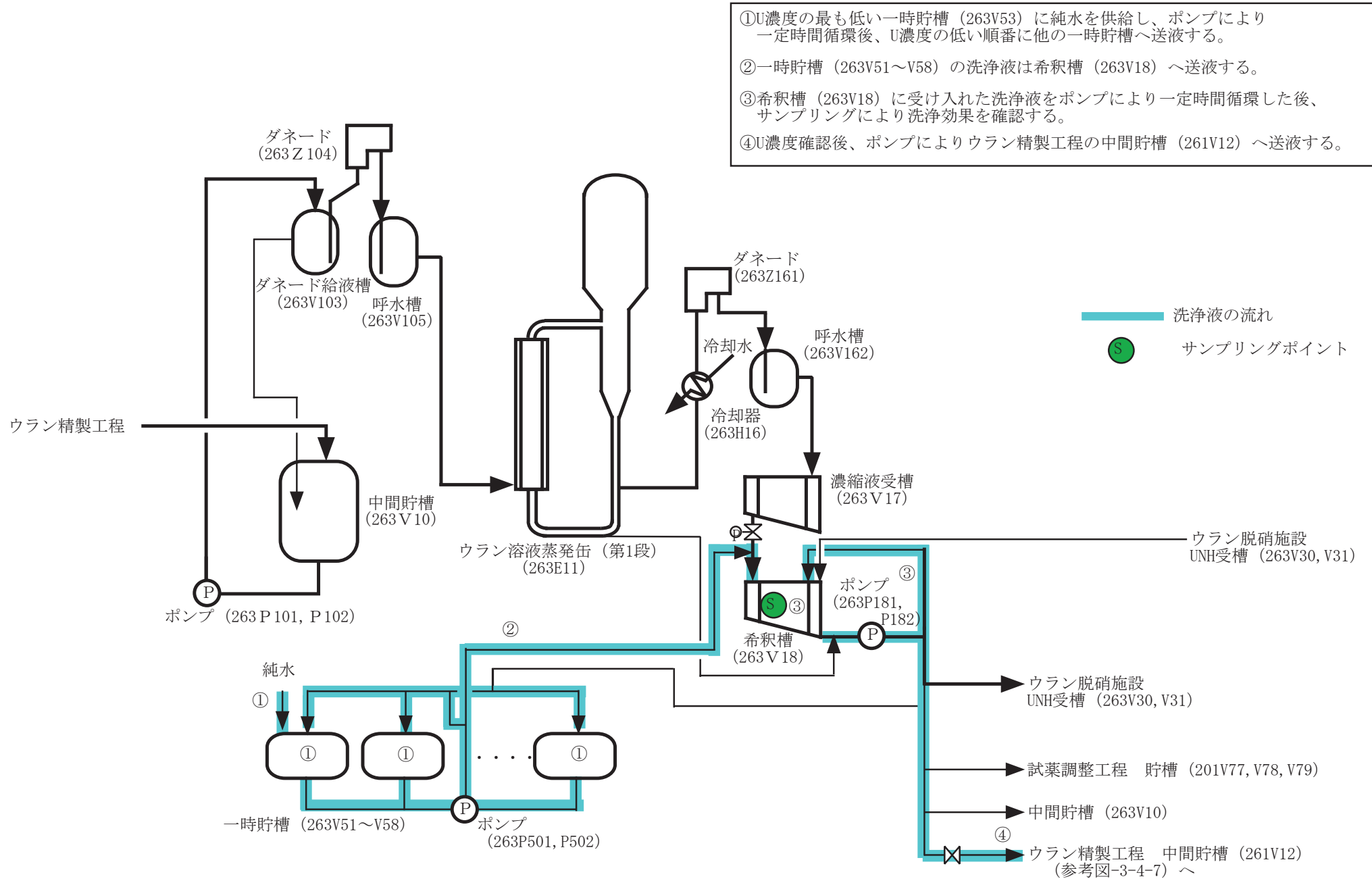
- ①ヒール状態となっているUNH貯槽（263V33）に純水を供給後、263V33をポンプで一定時間攪拌する。
- ②UNH貯槽（263V33）の洗浄液をポンプで263V32へ送液する。
- ③上記①、②の操作を計4回行う。
- ④UNH貯槽（263V32）をポンプで一定時間循環した後、サンプリングによりU濃度を確認し、U量を確定する。



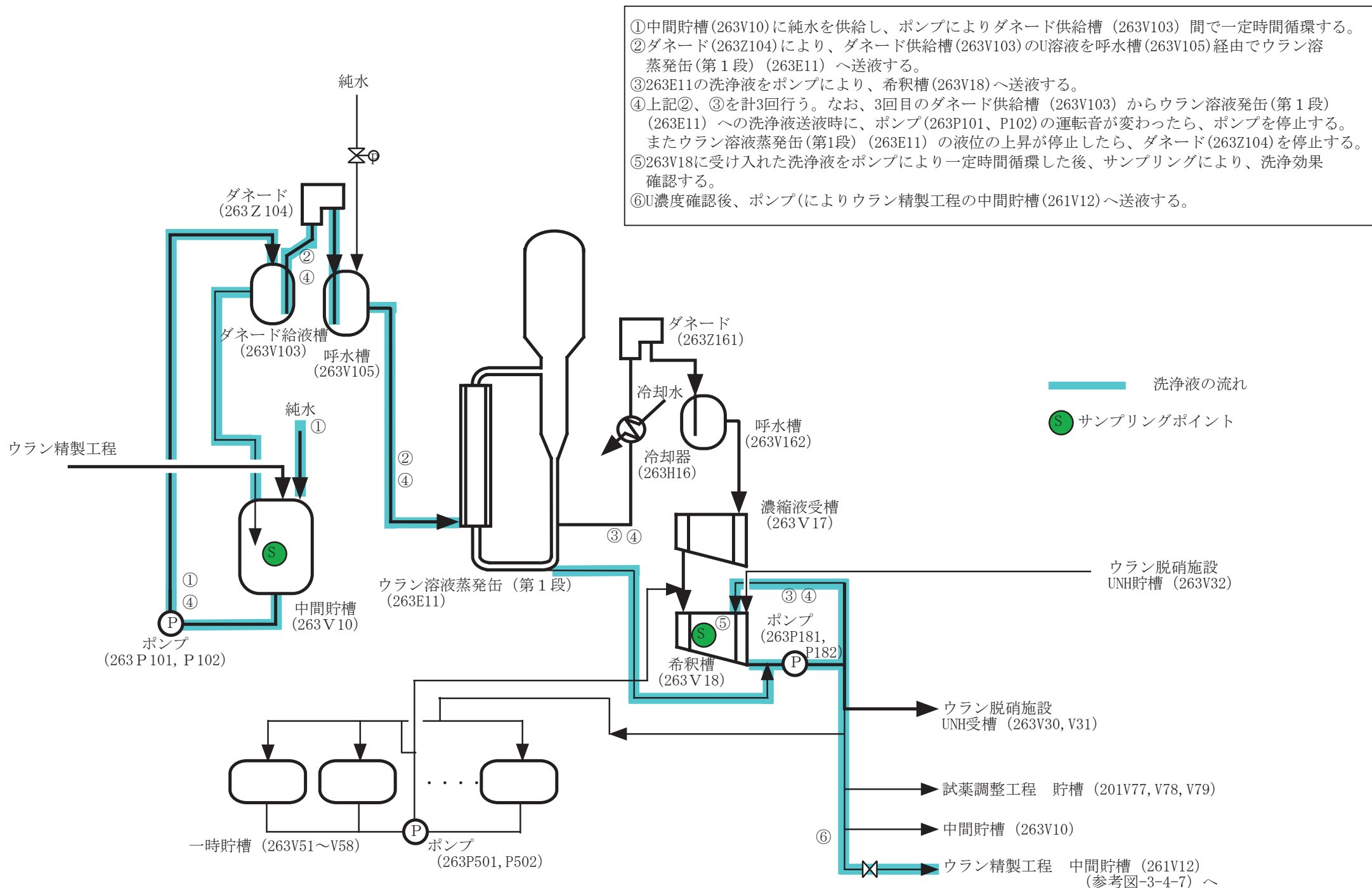
参考図-3-2-5 U溶液の集約
(UNH貯槽 (263V33) から (263V32) へ洗浄液の受入れ)



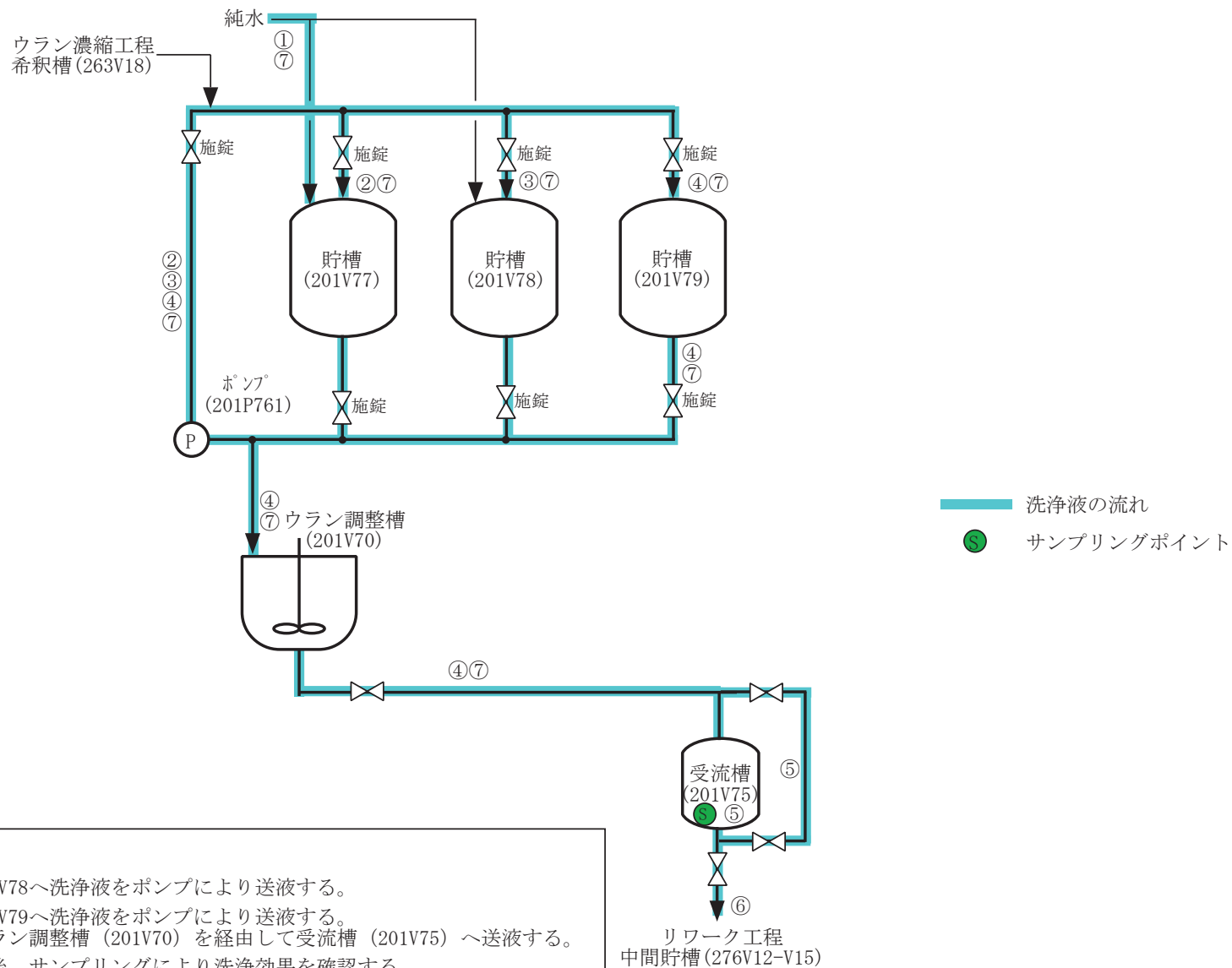
参考図-3-3 U溶液の粉末化



参考図-3-4-1 U溶液の集約に用いた系統の押し出し洗浄
(ウラン溶液濃縮工程の送液系統 一時貯槽 (263V51~V58))

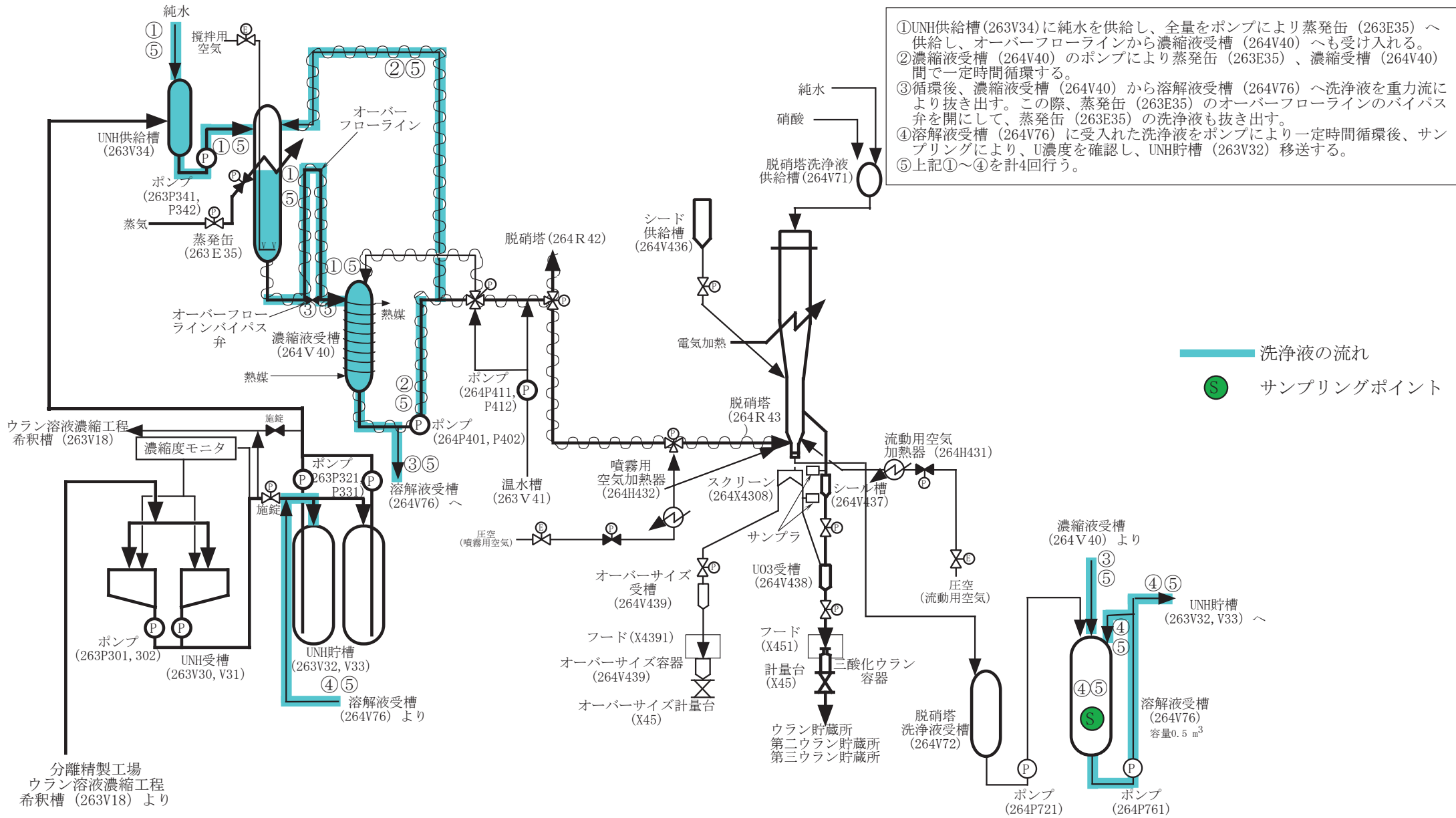


参考図-3-4-2 U溶液の集約に用いた系統の押し出し洗浄
 (ウラン溶液蒸発濃縮工程の送液経路 中間貯槽(263V10))

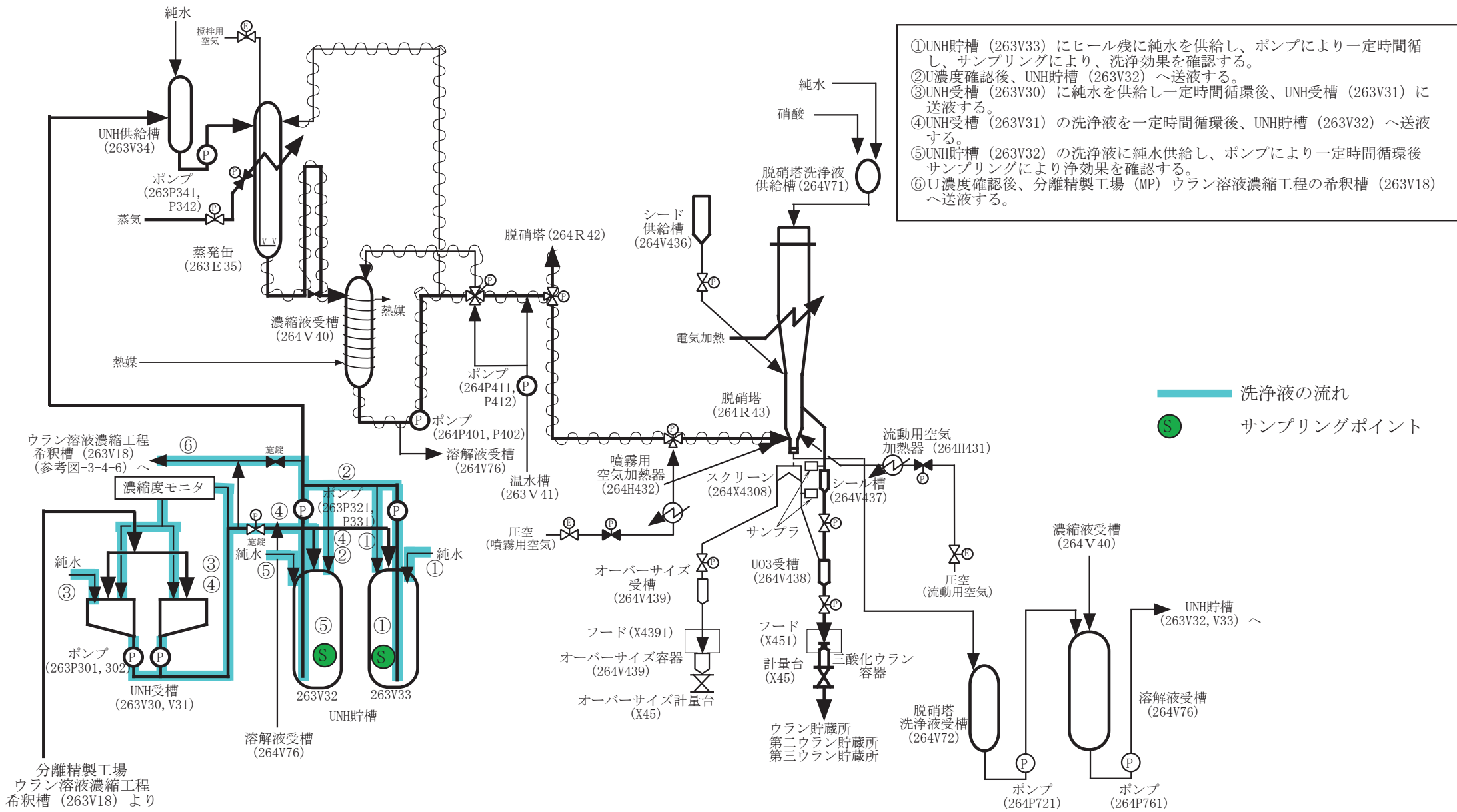


- ①貯槽 (201V77) に純水を供給する。
- ②貯槽 (201V77) を一定時間循環した後、201V78へ洗浄液をポンプにより送液する。
- ③貯槽 (201V78) を一定時間循環した後、201V79へ洗浄液をポンプにより送液する。
- ④貯槽 (201V79) を一定時間循環した後、ウラン調整槽 (201V70) を経由して受流槽 (201V75) へ送液する。
- ⑤受流槽 (201V75) にて一定時間循環した後、サンプルングにより洗浄効果を確認する。
- ⑥その後、リワーク工程の中間貯槽 (276V12-V15) へ送液する。
- ⑦上記①～⑥の操作を計2回行う。

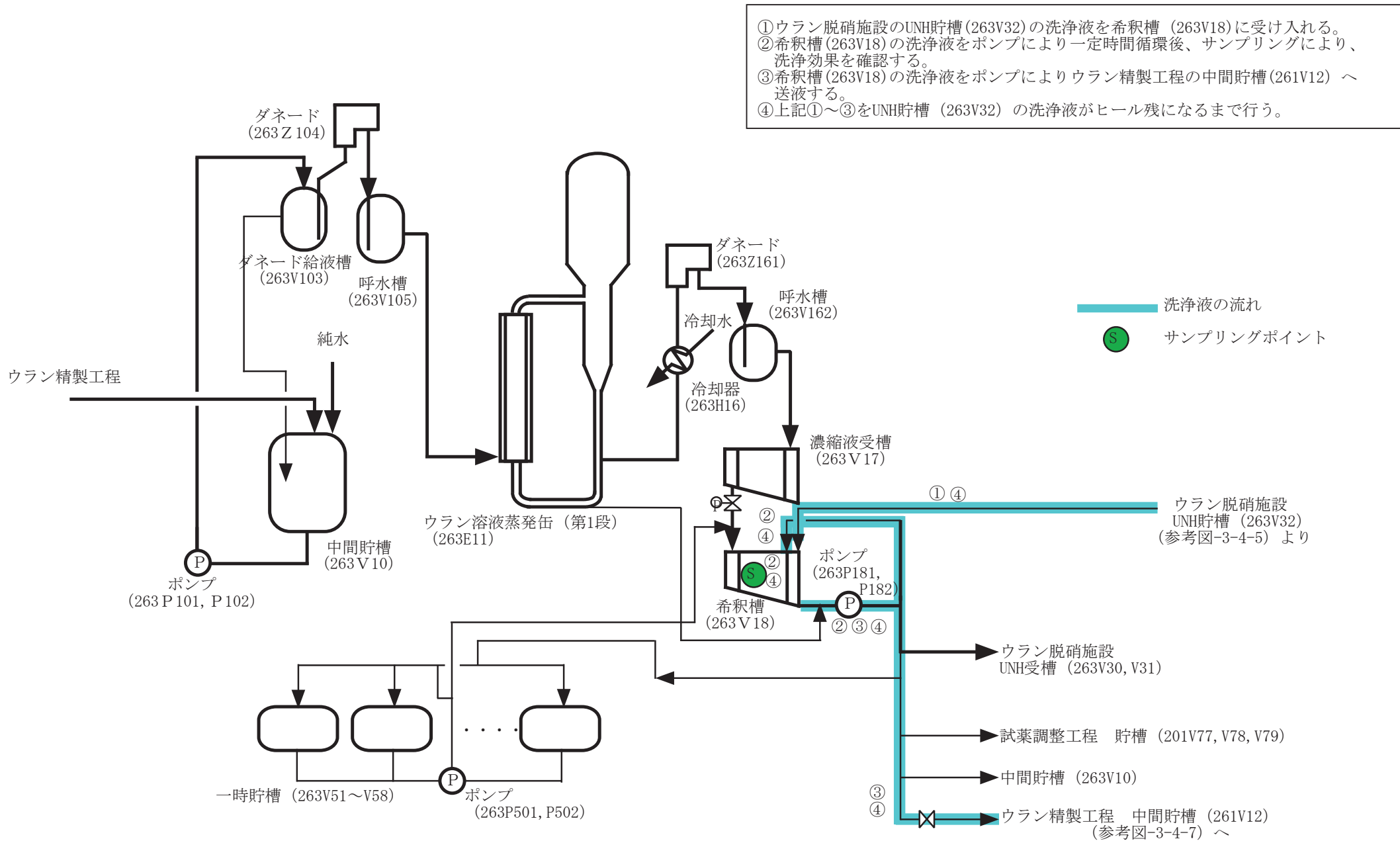
参考図-3-4-3 U溶液の集約の用いた系統の押し出し洗浄
(試薬調整工程の送液系統 貯槽 (201V77～V79))



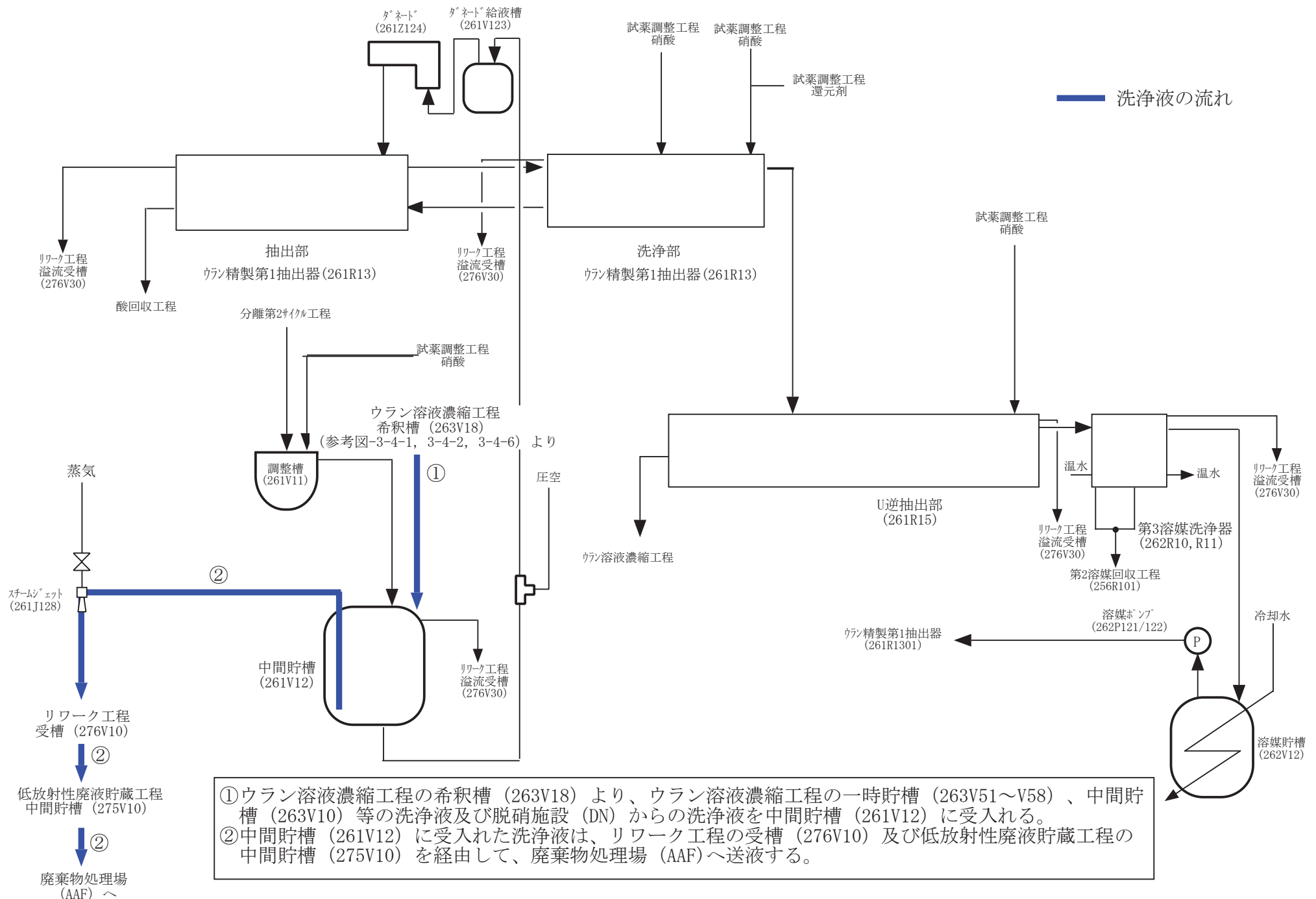
参考図-3-4-4 U溶液の集約の用いた系統の押し出し洗浄 (ウラン脱硝施設 (DN) 脱硝塔 (264R43) のU溶液の送液系統①)



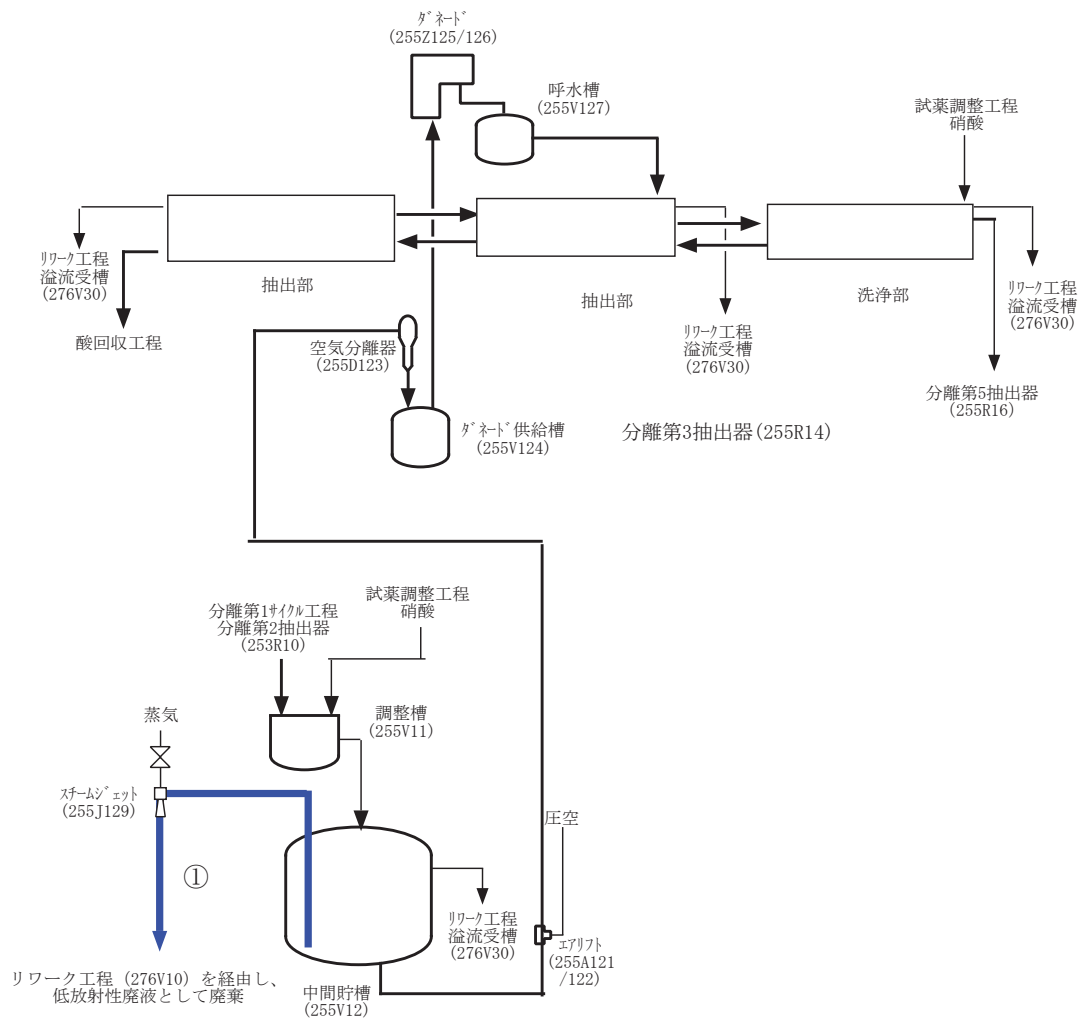
参考図-3-4-5 U溶液の集約に用いた系統の押し出し洗浄
 (ウラン脱硝施設 (DN) 脱硝塔 (264R43) のU溶液の送液系統②)



参考図-3-4-6 U溶液の集約に用いた系統の押し出し洗浄
 (ウラン脱硝施設(DN) 脱硝塔(264R43)のU溶液の送液系統③)

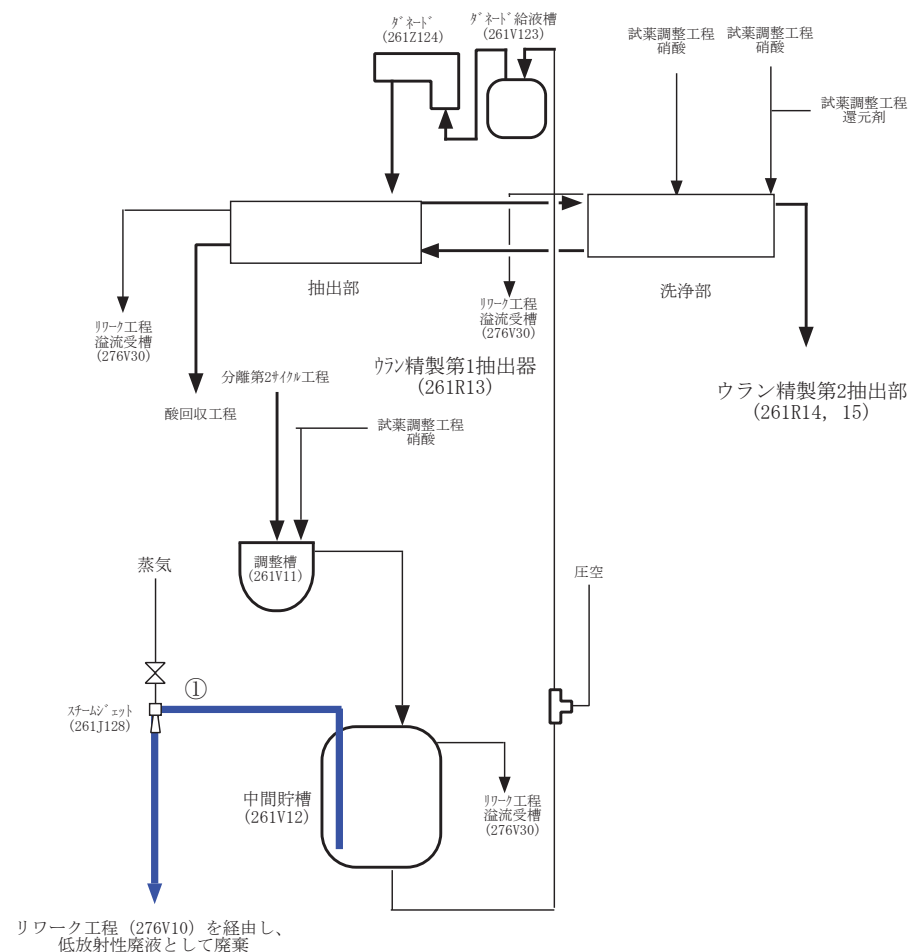


参考図-3-4-7 U溶液の集約に用いた系統の押し出し洗浄
 (ウラン精製工程の送液系統 中間貯槽 (261V12))



分離第2抽出工程

① 中間貯槽 (255V12) の洗浄液を液抜きする。

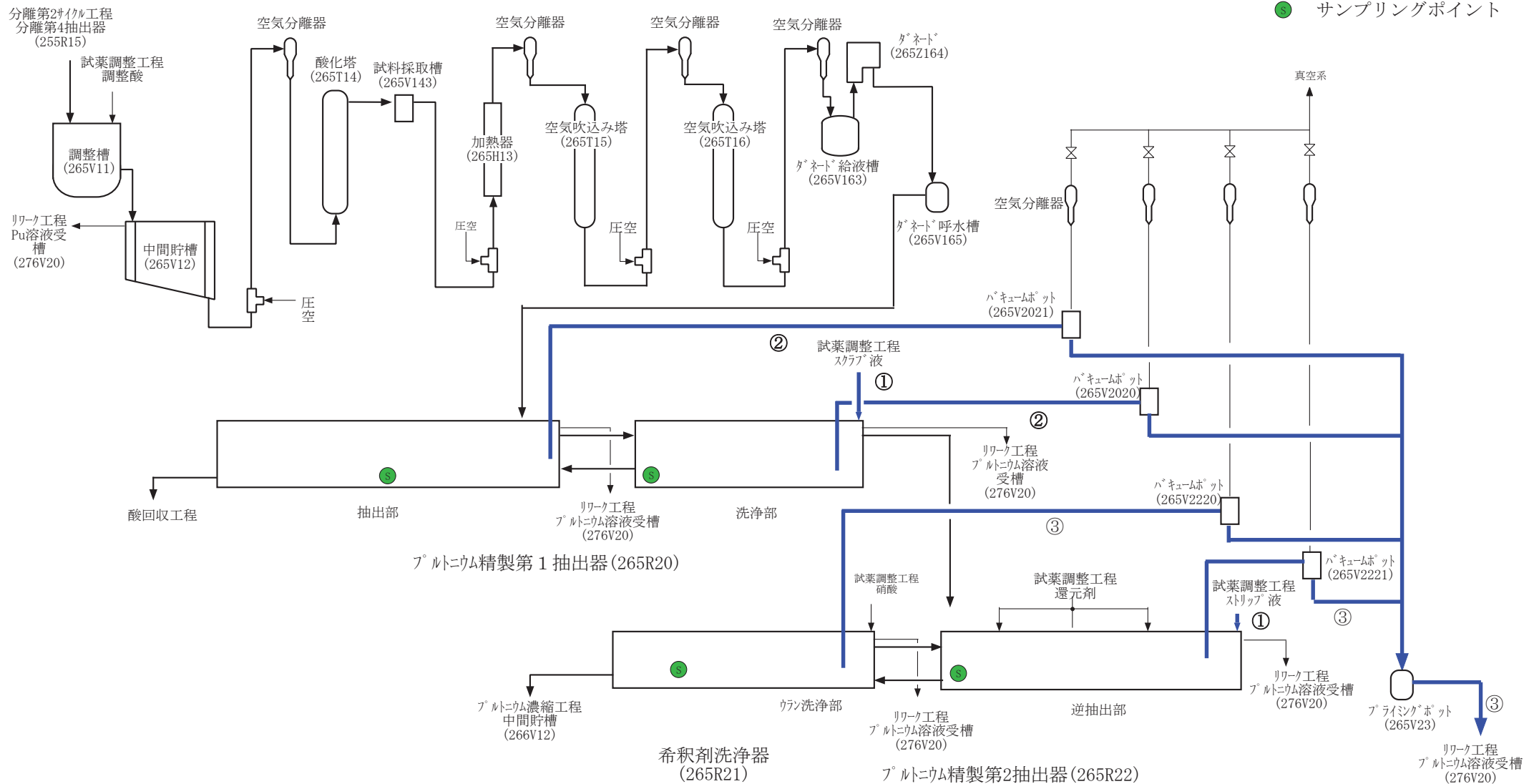


ウラン精製工程

① 中間貯槽 (261V12) の洗浄液を液抜きする。

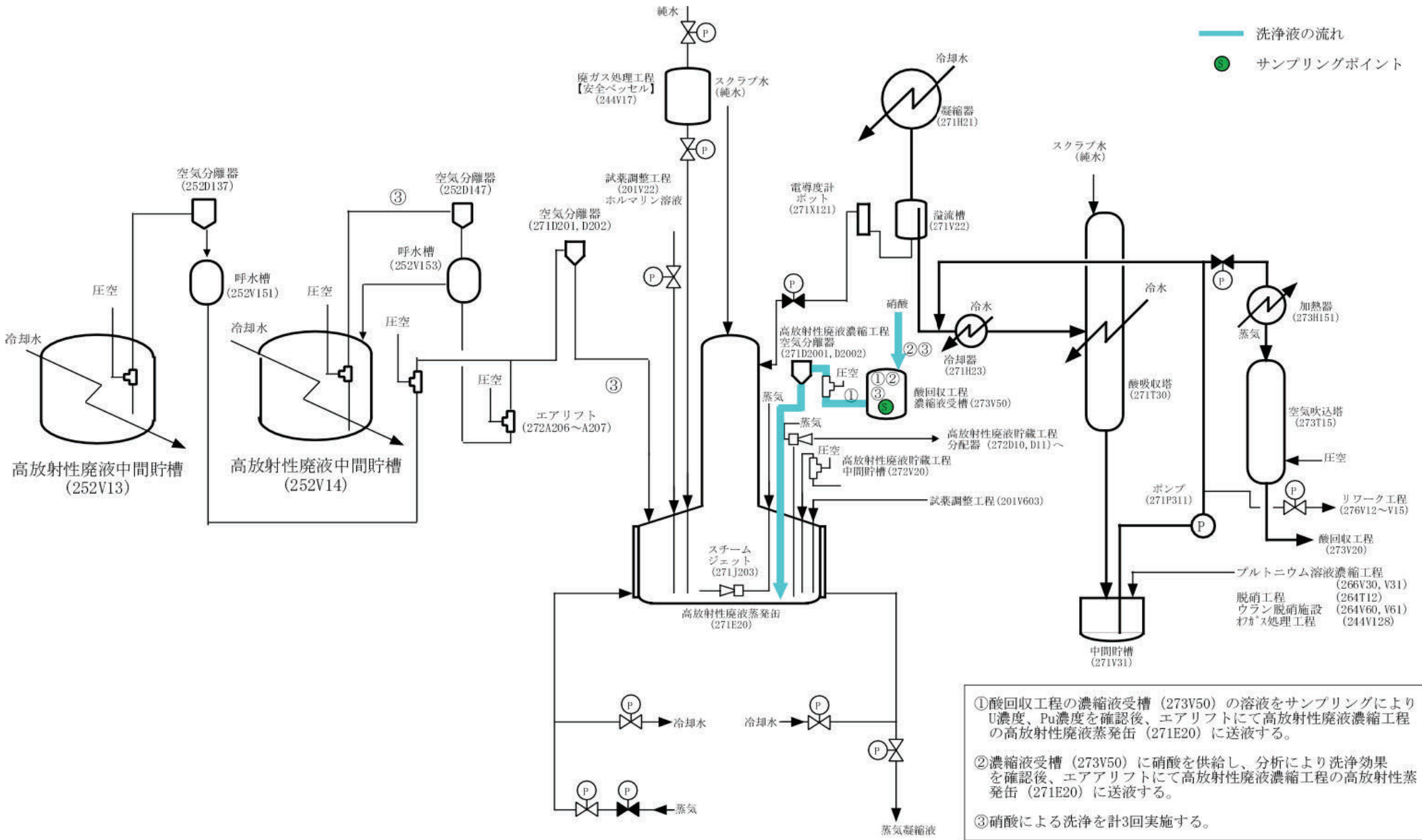
参考図-4-1 その他の核燃料物質 (洗浄液) の押し出し洗浄 (分離第2抽出工程及びウラン精製工程の中間貯槽 (255V12、261V12))

— 洗浄液の流れ
 ● サンプルングポイント



- ① 試薬調整工程から265R20, 21, 22へ硝酸を供給する。
- ② プルトニウム精製第1抽出器 (265R20) の洗浄液を276V20へ液抜きする。
- ③ 希釈剤洗浄器 (265R21)、プルトニウム精製第2抽出器 (265R22) の洗浄液を276V20へ液抜きする。
- ④ 上記操作を2回行う。

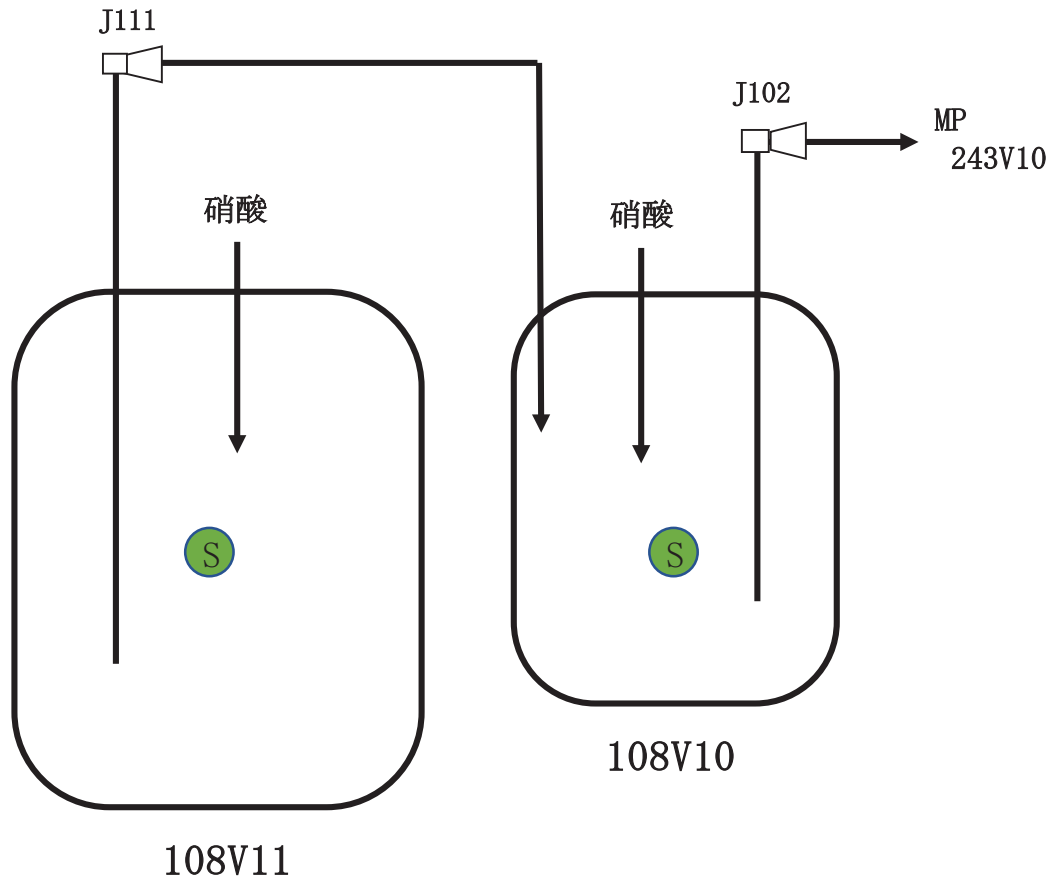
参考図-4-2 その他の核燃料物質 (洗浄液) の押し出し洗浄
 (Pu精製工程 Pu精製第1抽出器 (265R20), 希釈剤洗浄器 (265R21), Pu精製第2抽出器 (265R22)) < 46 >



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

— : その他の核燃料物質 (洗浄液) の流れ

Ⓢ : サンプルポイント



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

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

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

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

工程洗浄終了の判断基準等について

1. 工程洗浄終了の判断基準の考え方

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

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

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

ただし、予定した期間、押し出し洗浄を行っても、洗浄効果が認められない場合には、そこで工程洗浄を終了させ、再度、工程洗浄を行うか、系統除染により除染するかを判断する。

※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（硝酸を用いた押し出し、液移送操作）により到達可能である。
- 工程洗浄終了の判断基準を達成するための回収可能核燃料物質の取り出し期間としては、せん断粉末で約2ヶ月、プルトニウム溶液で約3ヶ月、ウラン溶液及びウラン粉末で約3ヶ月と、短期間で実施可能である。
- 工程洗浄の結果、工程洗浄前のウラン量 未満及びプルトニウム量 未満に対し、工程洗浄後にはウラン量 未満、プルトニウム量 未満程度まで低下させることが可能と推測している（表-2参照）。

以上

表-1 各機器における洗浄効果の確認ポイント

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

表-1 各機器における洗浄効果の確認ポイント

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

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

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

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

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

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

※1 内訳を合算し、大約した値（廃止措置計画変更認可申請書，平成 30 年 6 月 13 日認可）。

※2 工程洗浄終了の判断基準（ [] ）に液量を乗じて算出。

※3 分析標準試料は含まない（分析標準試料 [] ）。

工程洗浄に係る面談スケジュール（案）

令和3年11月18日

面談項目	11月			12月	
	～12日	～19日	～26日	～3日	～10日
本文（目的、対象の考え方）	▼9	▽18		<div style="border: 1px solid black; padding: 10px; width: fit-content; margin: auto;"> 随時説明 </div>	
1) 工程洗浄の方針及び具体的な方法について		▽18			
2) 工程洗浄終了の判断基準の設定及び確認方法について		▽18			
3) 工程洗浄に伴い発生する放射性廃棄物の放出量(9/30説明)			▽24		
4) 工程洗浄の安全性			▽24		
5) ガラス固化体への影響			▽24		
6) 長期停止による想定不具合及び点検項目について			▽24		
7) 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			▽24		

▽：面談

安全対策以降の廃止措置の進め方について

【概要】

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

令和3年11月18日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

安全対策以降の廃止措置の進め方について

令和3年11月18日

再処理廃止措置技術開発センター

1. はじめに

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

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

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

2. 安全対策以降の取り組みの進め方

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

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

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

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

このほか、本格的な廃止措置へ移行するため、施設内で貯蔵しているMOX粉末

等の払出しのほか、系統除染や機器解体に向けた取組を着実に進める。

3. 各プロジェクトの進め方

(1) 新規規制基準を踏まえた安全対策

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

(2) 高放射性廃液のガラス固化

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

(3) 工程洗浄

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

(4) LWTF の運転開始に向けた取組み

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

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

(5) HASWS の貯蔵状態の改善

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

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

(6) 使用済燃料の搬出

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

(7) 核燃料物質等の保管・貯蔵、その他

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

(8) 施設の廃止(系統除染、機器解体)

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

4. 廃止措置計画への反映について

3. で検討した各プロジェクトの計画は、以下の考え方に基づいて整理し、廃止措置

計画に反映することを考えている。

- (1) 廃止措置工程表(表 10-1)及び当面の工程(表 10-2)について、最新の情報を踏まえ記載内容を更新するとともに、各プロジェクトの工程の具体化・詳細化を図る。
- (2) 現廃止措置計画に示す当面の工程(表 10-2)では、施設別に令和 7 年度までの当面 10 年程度の工程を示してきたが、中長期的な取り組みをカバーする観点から、令和 17 年度まで対象期間を拡張するとともに、優先度の高いガラス固化処理、新規制基準を踏まえた安全対策、低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)、高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)等に係る取り組みをプロジェクト毎に整理し、重要な取り組みの進捗状況が理解しやすい記載とする。
廃棄物の貯蔵や処理を行う施設、その他分析所等の施設については、当面の間、現状の運用を継続することから、当面の工程の記載対象外とした。
- (3) 工程洗浄については、新規制基準を踏まえた安全対策、高放射性廃液のガラス固化に次ぐ優先順位で取り組むことを記載する。
- (4) HAW、TVF 以外のその他施設については、健全性評価の結果、必要な安全対策を講じることにより安全性を確保できる見通しが得られたが、HASWS の貯蔵状態改善及び LWTF におけるセメント固化については、廃止措置を着実に進めるうえで重要な取り組みであることを踏まえ、優先的に進めることを記載する。
- (5) LWTF の運転開始時期の変更に合わせ、低放射性濃縮廃液の貯蔵量の推移グラフ(図 13-1)を更新する。

以上

各施設のインベントリと安全性評価結果について

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

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

・既存施設で安定化が可能なもの

- ①HAW・TVF の高放射性廃液(10^{18} Bq オーダー)
安全対策の実施, ガラス固化
- ②MP の未濃縮液・希釈廃液(10^{16} Bq オーダー)
高放射性廃液の希釈のため, 適宜 HAW へ移送し, 高放射性廃液と併せガラス固化
- ③MP の洗浄液(10^{13} Bq オーダー), せん断粉末
工程洗浄時に HAW へ移送し, 高放射性廃液と併せガラス固化
- ④CB の分析廃液(10^{12} Bq オーダー)
工程洗浄時に MP 経由で HAW へ移送し, 高放射性廃液と併せガラス固化
- ⑤MP, PCDF, DN のウラン溶液
工程洗浄時に DN で粉末化
- ⑥WS, LW, ST の廃溶媒(10^{10} Bq オーダー)
処理に伴うリン酸廃液の貯蔵のため, LWTF 処理開始時に ST でプラスチック固化

・LWTF, 将来施設で安定化を計画しているもの

- ①AAF 等の低放射性濃縮廃液(10^{14} Bq オーダー), LWSF のリン酸廃液(10^{11} Bq オーダー)
廃溶媒の安定化や ST・WS の廃止措置を考慮し, リン酸廃液を優先して LWTF でセメント固化
- ②HASWS・2HASWS の高放射性固体廃棄物(10^{15} Bq(プール水は 10^{14} Bq)オーダー)
HASWS の貯蔵状態改善に向けた取組み, 廃棄体化に向けた検討を継続
- ③低放射性固体廃棄物, スラッジ等
安全対策の実施, 廃棄体化に向けた検討を継続

・廃止措置を進めるため施設外への搬出を行うもの

- ①MP の使用済燃料
施設外への搬出に向けた調整等を継続
- ②UO₃~3UO₃ のウラン粉末, PCDF の MOX 粉末
安全対策の実施, 施設外への搬出に向けた調整等を継続

以上

【施設略称】

HAW: 高放射性廃液貯蔵場

TVF: ガラス固化技術開発施設

MP: 分離精製工場

CB: 分析所

PCDF: プルトニウム転換技術開発施設

DN: ウラン脱硝施設

WS: 廃溶媒貯蔵場

LW: スラッジ貯蔵場

LWTF: 低放射性廃棄物処理技術開発施設

ST: 廃溶媒処理技術開発施設

AAF: 廃棄物処理場

LWSF: 低放射性濃縮廃液貯蔵施設

HASWS: 高放射性固体廃棄物貯蔵庫

2HASWS: 第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設

UO3: ウラン貯蔵所

2UO3: 第二ウラン貯蔵所

3UO3: 第三ウラン貯蔵所

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

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

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

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

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

低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)運転に向けた対応状況について

令和3年11月18日
再処理廃止措置技術開発センター

1. はじめに

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

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

2. LWTF運転に向けた対応スケジュール(添付-1 参照)

(1) 硝酸根分解設備の設置

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

(2) セメント固化設備の設置

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

(3) 焼却設備の改良工事

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

(4) 安全対策

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

3. 現在の対応状況

(1) 実証プラント規模試験

① 試験装置の設計(添付-2 参照)

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

② 試験計画書の作成

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

(2) ビーカー試験

① 硝酸根分解設備に係る試験

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

② セメント固化設備に係る試験

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

(3) 安全対策

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

扉への改造検討、配管等貫通口の止水対策の検討等を進めている。

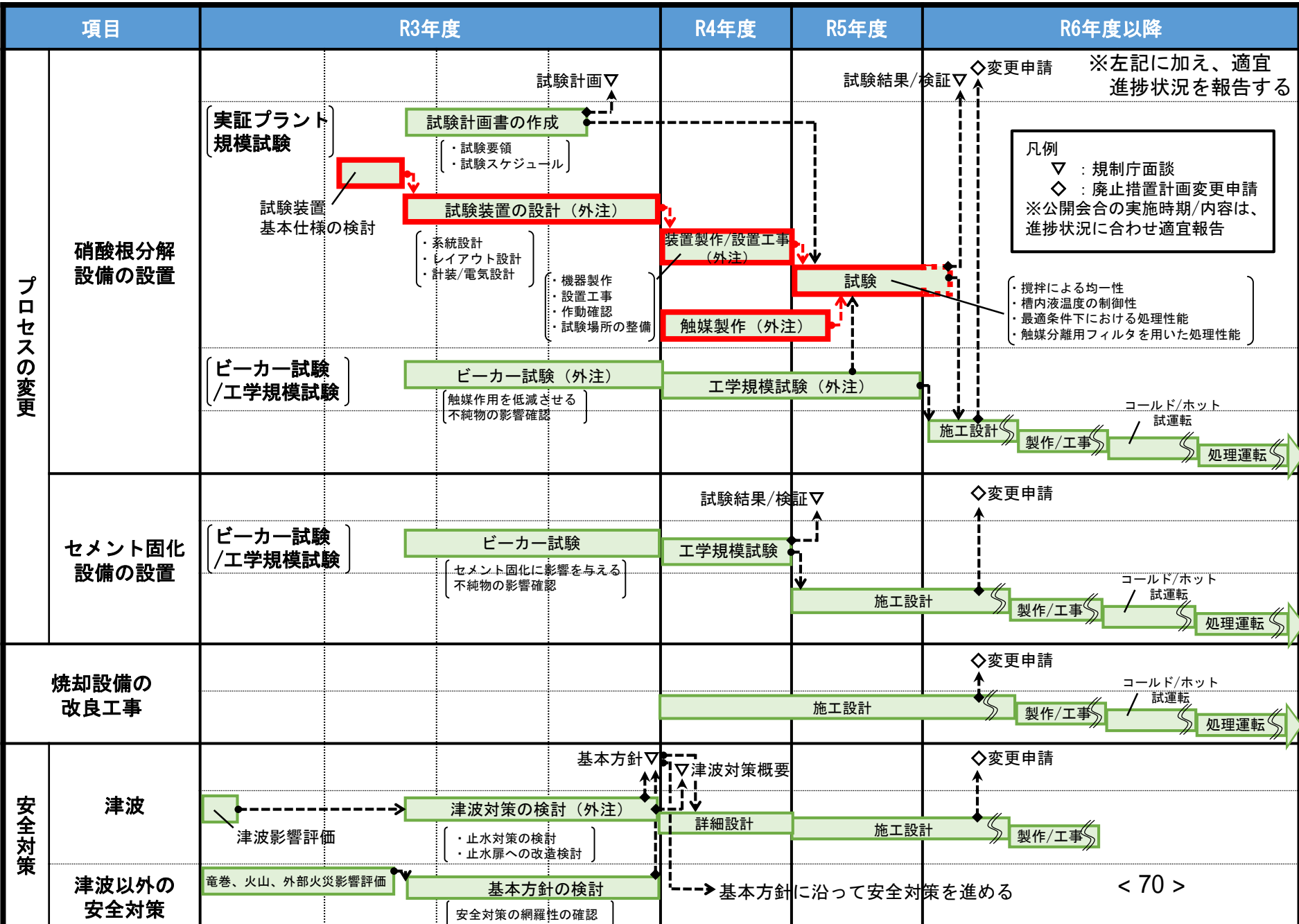
- 津波以外の安全対策については、竜巻、火山、外部火災対策について、分離精製工場等の施設と同様の方法で概略の影響評価を終え、現在は、安全対策の網羅性についての確認に着手したところであり、これを踏まえ、基本方針の検討を進める。

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

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

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

以 上



実証プラント規模試験装置の設計に係る進捗状況について

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

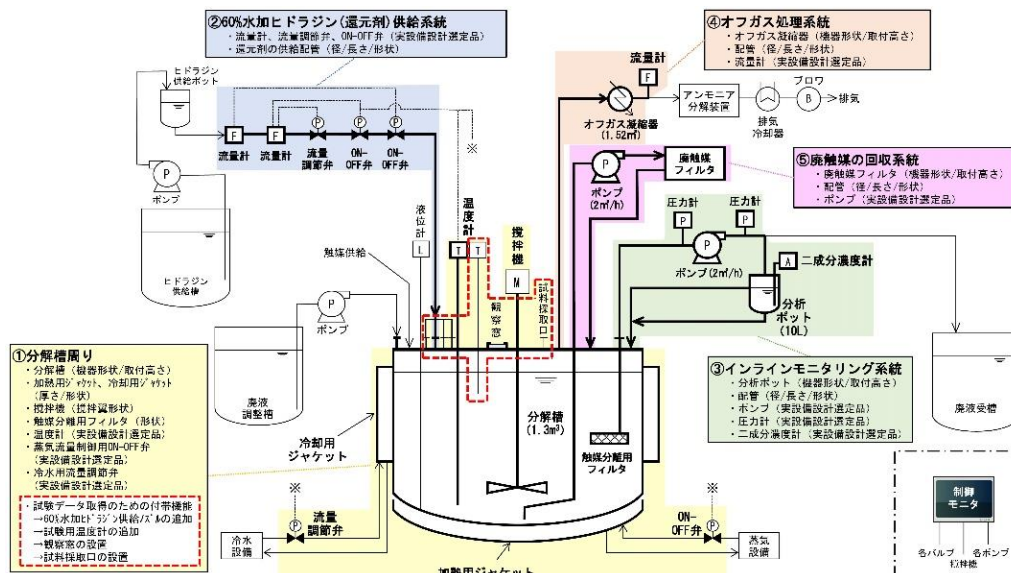


図-1 実証プラント規模試験装置の基本仕様

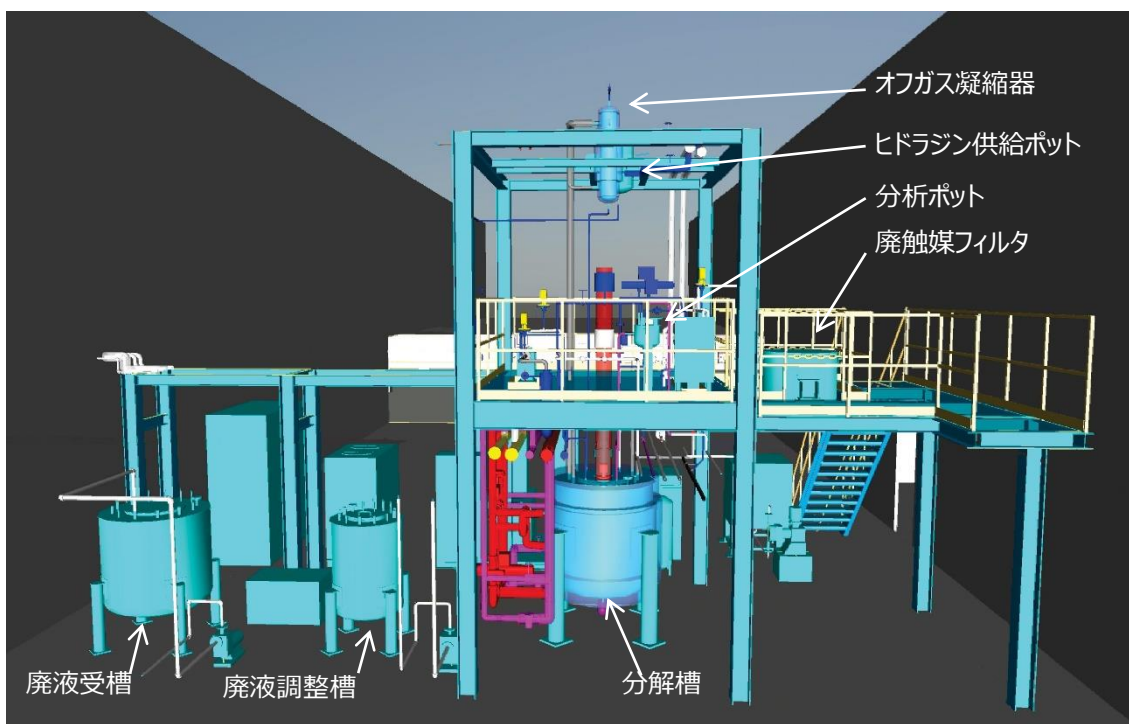
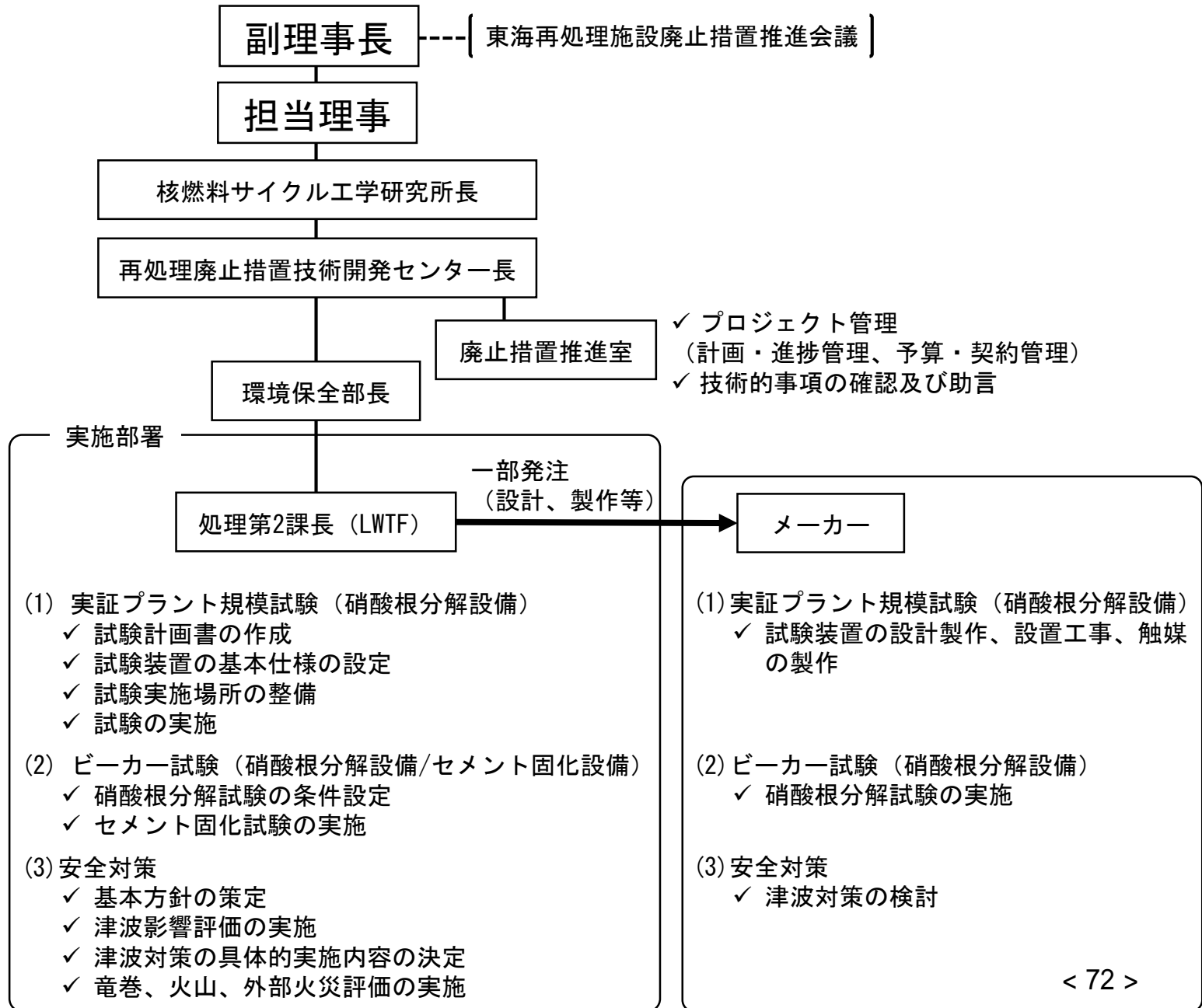


図-2 実証プラント規模試験装置 レイアウト (3Dモデルスナップショット)【検討中】



高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HASWS）におけるプール水喪失時の線量評価について

令和 3 年 11 月 18 日
再処理廃止措置技術開発センター

高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)において、ハル等を貯蔵しているハル貯蔵庫のセル構築物が維持された状態でプール水が喪失した際の線量は、セル構造物であるセル天井部床外面位置において $0.50 \mu\text{Sv/h}$ 、コンクリート壁外面位置（側部）において $0.032 \mu\text{Sv/h}$ 、研究所敷地境界における実効線量は、 $2.8 \times 10^{-3} \text{mSv/y}$ と評価している。

なお、セル天井部床外面位置及びコンクリート壁外面位置（側部）の線量評価については、東海再処理施設等安全監視チーム第5回会合（平成28年9月30日・別紙参照）にて報告している。

以上



2-1 高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) の概要(3/3)

東海再処理施設等
安全監視チーム
第5回会合資料

○耐震性評価

- 保有水平耐力評価
保有水平耐力評価を実施し、高放射性固体廃棄物を貯蔵する貯蔵セルの保有水平耐力は必要保有水平耐力の1.5倍以上(7.7倍)であることを確認(H25年)。

○プール水喪失時の線量評価

- 使用した計算コード
点減衰核積分コード「QAD-CGGP2R」
- 評価条件
床内外面及びコンクリート壁外面(側部)の線量率を評価(評価モデル参照)
・プール水の遮蔽効果は見込まず、空気として評価
・線源はハル缶+プール水に含有される放射能
・プール水からの線源への寄与は平成22年1月のプール水分析結果を基に評価
- 評価結果

評価点位置		線量率
A	プール水面位置	30mSv/h
B	床内面位置	9.1mSv/h
C	床外面位置	0cm 0.50 μ Sv/h
D		50cm 0.48 μ Sv/h
E		100cm 0.46 μ Sv/h
F	コンクリート壁外面位置(側部)	0.032 μ Sv/h

・C～Eは管理区域(アンバー区域)線量率の上限(25 μ Sv/h)に対し、0.50 μ Sv/h

・Fについては、管理区域設定基準である実効線量1.3mSv/3月(約0.6 μ Sv/h)に対し、0.032 μ Sv/h

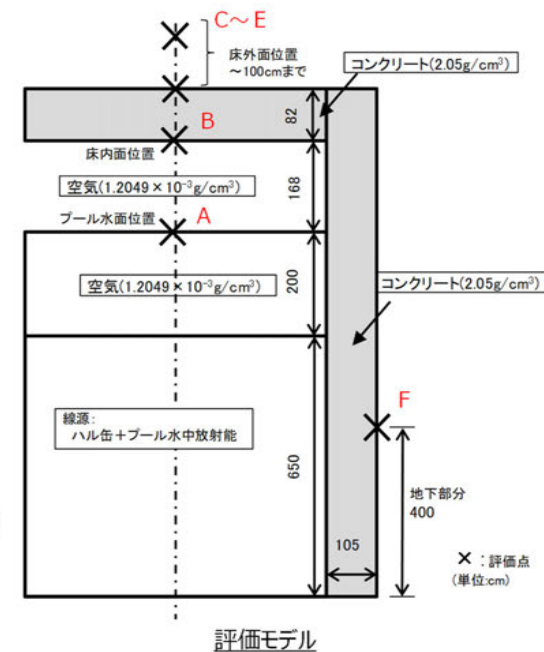
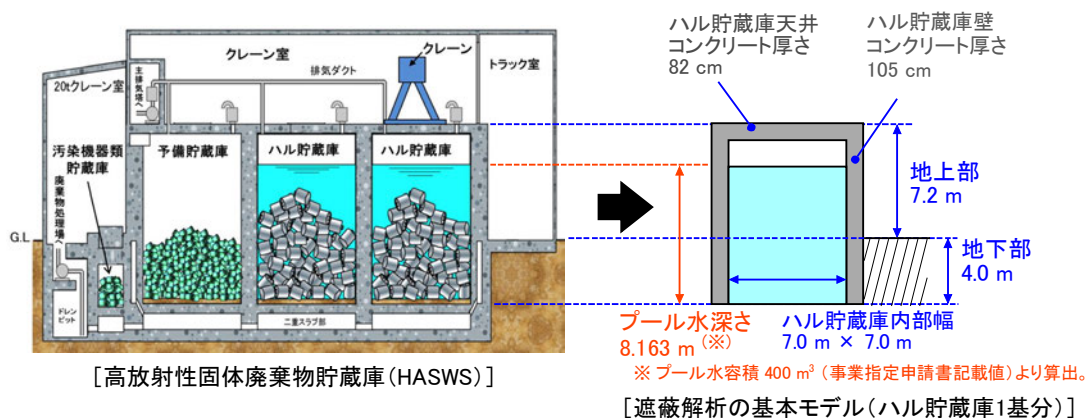
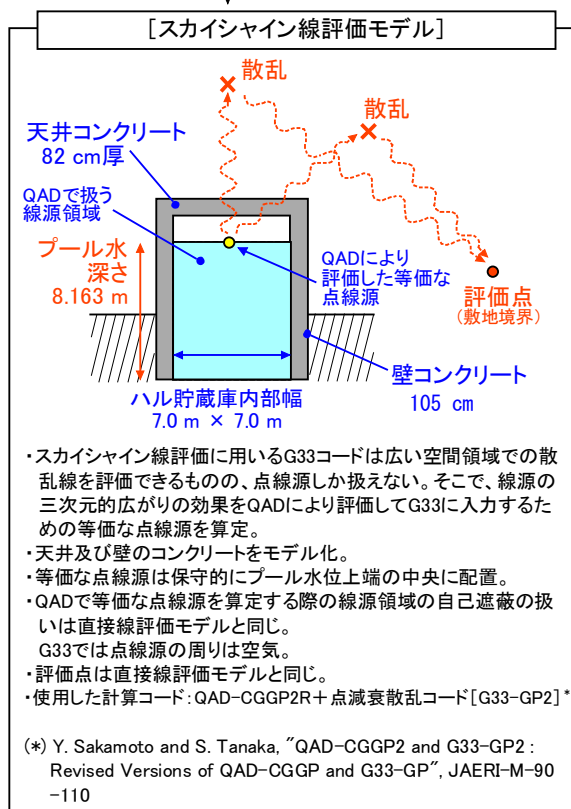
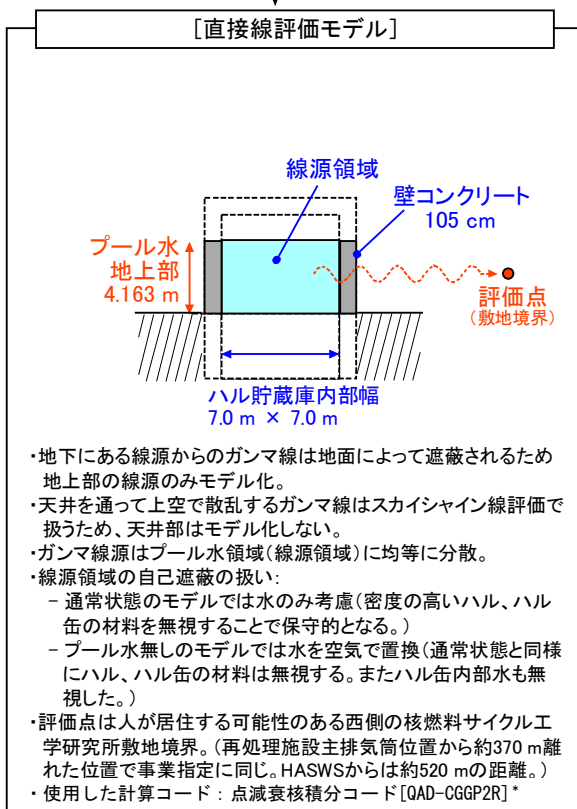


表 研究所敷地境界位置における実効線量

	通常状態（プール水有り）	プール水無し
敷地境界での実効線量 (ハル貯蔵庫 2 基分)	8.9×10^{-5} mSv/y	2.8×10^{-3} mSv/y
評価条件（共通）	<ul style="list-style-type: none"> 線源強度：1.03×10^{15} Bq（貯蔵庫 1 基当たり） （設計基準燃料の 0.1% がハルに移行すると仮定して求めたガンマ線源の強度。ただし設計基準燃料の冷却日数（180 日）を受け入れたハルの条件に合わせて 10 年とした。） 線源スペクトル：SGN5 群（使用済燃料のガンマ線スペクトルに同じ。） ハル及びハル缶の構造材は保守的に無視した。 HASWS から評価点（西側の核燃料サイクル工学研究所敷地境界）までの距離：約 520 m 	



ガンマ線の経路毎に
に分割して解析



直接線とスカイシャイン線の解析結果を合算して年間被ばく線量(実効線量)を評価
(解析モデルはハル保管庫1基分の評価であるため、解析結果を2倍する。)

面談項目 (下線:次回変更審査案件)																
		10月					11月					12月				
		~1日	~8日	~15日	~22日	~29日	~5日	~12日	~19日	~26日	~3日	~10日	~17日	~24日	~28日	
廃止措置計画変更認可申請に係る事項																
安全対策	津波による損傷の防止	○TVF浸水防止扉の耐震補強		必要に応じて適宜説明												
	事故対処	○事故対処設備の保管場所の整備 ○PCDF斜面補強														
	内部火災	○代替措置の有効性 ○HAW及びTVF内部火災対策工事														
	溢水	○HAW及びTVF溢水対策工事														
	その他/工事進捗	▼30	◆4													
	保安規定変更	▼30	◆4									▽25				
当面の工程の見直しについて								▼4		▽18						
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									▽18						
工程洗浄	▼30	◆4	▼13					▼4	▼9	▽18	▽25					
設備更新・補修等の考え方について											▽25		▽8			
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				▼13			▼4		▽18						
廃止措置の状況																
ガラス固化処理の進捗状況	進捗状況は適宜報告		▼30	◆4	▼13			▼4	▼9	▽18						

▽:面談 ◇:監視チーム会合