

工程洗浄の洗浄基準の設定及び
確認方法について

1. 工程洗浄の洗浄基準の考え方

工程洗浄は、「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」の「表 12-1 回収可能核燃料物質の存在場所ごとの保有量」に示す回収可能核燃料物質を早期に、かつ実施可能な方法で実施する。

東海再処理施設の再処理運転終了後には、再処理工程の主たる機器である抽出器を対象としたフラッシュアウト（押し出し洗浄）^{※1}を毎回実施し、抽出器内のウラン、プルトニウムを各工程の貯槽に集約している。フラッシュアウト（押し出し洗浄）では、ウラン、プルトニウムをできるだけ回収するとともに、期間及び廃液発生量を抑え、合理的に実施するために濃度の判断基準を設けている。工程洗浄では、早期に、かつ実施可能な方法として、上記フラッシュアウト（押し出し洗浄）時の判断基準であるウラン濃度（1 g/L 未満）、プルトニウム濃度（10 mg/L 未満）を用い、工程洗浄で使用する機器の他、再処理設備本体^{※2}の塔槽類全体を対象にフラッシュアウト（押し出し洗浄）を実施し、ウラン、プルトニウムを集約する。

工程洗浄時は、適宜サンプリングを行い、その分析結果から核物質濃度変化を確認し核物質が適切に移動していること確認する。

※1 使用済燃料の再処理運転終了後の抽出器内のウラン、プルトニウムの回収を目的として、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運転当初より行っている。押し出し洗浄終了の判断基準は、抽出工程（分離第2サイクル）の抽出器でウラン濃度が1 g/L 未満、プルトニウム濃度が10 mg/L 未満となるまでとしている。

※2 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. 洗浄基準及び確認方法

(1) せん断粉末の溶解液の集約に用いた系統の押し出し洗浄

① せん断粉末の溶解液の送液系統（図-1-1-1～図-1-1-4）

せん断粉末の溶解液を高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）への集約に伴い、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行う。それら洗浄液は、せん断粉末の溶解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）へ集約する。

酸洗浄及び水洗浄は、試薬調整工程から硝酸又は純水を洗浄液受槽（242V13）に供給後、濃縮ウラン溶解槽（242R12）に送液し、濃縮ウラン溶解槽（242R12）を蒸気により加熱し、沸騰状態での酸洗浄を5回及び加熱を行わない水洗浄を2回実施する。これらの洗浄液は、濃縮ウラン溶解槽（242R12）から、溶解槽溶液受槽（243V10）及びパルスフィルタ（243F16）を経由して調整槽（251V10）に送液する。調整槽（251V10）において核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認する。それら洗浄により希釈されたせん断粉末の溶解液の送液残液の核燃料物質濃度は、これまでの実績から0.1 gU/L 以下及び0.1 mgPu/L 以下と推定しており、工程洗浄の終了の判断基準を満たしている。なお、工程洗浄の終了の判断

基準を満たさない場合には追加の洗浄を行う。

調整槽(251V10)の洗浄液は、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)で洗浄液を計量し、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の中間貯槽(272V37又は272V38)を經由して高放射性廃液貯槽(272V31～V35)に送液し、貯蔵する。

(2) 低濃度のプルトニウム溶液の集約に用いた系統の押出し洗浄

① プルトニウム濃縮工程の送液系統

希釈槽(266V13)の洗浄液を高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽(272V31～V35)への集約に伴い、希釈槽(266V13)、中間貯槽(266V12)、中間貯槽(267V19)、中間貯槽(V21)、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)及びその系統配管等の硝酸による押出し洗浄を行う。

○希釈槽(266V13)、中間貯槽(266V12)(図-2-1-1)

硝酸を希釈槽(266V13)に供給し、洗浄液を中間貯槽(266V12)に送液した後、リワーク工程のプルトニウム溶液受槽(276V20)へ送液する。また、硝酸を中間貯槽(266V12)に供給し、洗浄液をリワーク工程のプルトニウム溶液受槽(276V20)へ送液する。その後、再度、硝酸を希釈槽(266V13)に供給し、洗浄液を中間貯槽(266V12)に送液した後、リワーク工程のプルトニウム溶液受槽(276V20)へ送液することによって洗浄を行う。プルトニウム溶液受槽(276V20)の洗浄液は、低濃度のプルトニウム溶液の集約に用いる経路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)へ集約する。

洗浄液は、希釈槽(266V13)において核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認する。上記の洗浄によって希釈槽(266V13)及び中間貯槽(266V12)の送液残液の核燃料物質濃度は、評価上1 gU/L以下及び1 mgPu/L以下と推定しており判断基準を満たしている。なお、工程洗浄の終了の判断基準を満たさない場合には追加の洗浄を行う。

○中間貯槽(267V19及びV21)(図-2-1-2)

プルトニウム濃縮・製品貯蔵工程の換気系の洗浄液を保有する中間貯槽(267V19及びV21)の洗浄を実施する。換気系の洗浄は、中間貯槽(267V19及びV21)へ硝酸を供給し、それら洗浄液をプルトニウム溶液蒸発缶(266E20)、プルトニウム濃縮液受槽(266V23)を経て、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)の洗浄液は、低濃度のプルトニウム溶液の集約に用いる経路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)へ集約する。

これら洗浄液は、中間貯槽(267V19及びV21)において核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認する。上記の洗浄によって中間貯槽(267V19及びV21)

の送液残液の核燃料物質濃度は、評価上 1 gU/L 以下及び 1 mgPu/L 以下と推定しており判断基準を満たしている。なお、工程洗浄の終了の判断基準を満たさない場合には追加の洗浄を行う。

- プルトニウム溶液蒸発缶 (266E20)、プルトニウム濃縮液受槽 (266V23) 及び循環槽 (266V24) (図-2-1-3、図-2-1-4)

硝酸を試薬調整工程からプルトニウム溶液蒸発缶 (266E20) に供給し、プルトニウム濃縮液受槽 (266V23) へ送液した後、266V23 の系統内で循環させ、配管等の押出し洗浄を行い、洗浄液をリワーク工程のプルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する。この押出し洗浄を 2 回行う。その後、硝酸を試薬調整工程からプルトニウム濃縮液受槽 (266V23) に供給し、系統内で循環させ、配管等の押出し洗浄を 1 回を行い、洗浄液の濃度に応じてリワーク工程のプルトニウム溶液受槽 (276V20) 又は循環槽 (266V24) へ送液する。

また、循環槽 (266V24) の洗浄については、プルトニウム濃縮液受槽 (266V23) の洗浄液又は試薬調整工程からの硝酸を用い、循環槽 (266V24) 系統内で循環させ、配管等の押出し洗浄を行う。押出し洗浄は 3 回を行い、洗浄液の濃度に応じてリワーク工程のプルトニウム溶液受槽 (276V20) 又は希釈槽 (266V13) へ送液する。

プルトニウム溶液受槽 (276V20) の洗浄液は、低濃度のプルトニウム溶液の集約に用いる経路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) へ集約する。

これら洗浄液は、プルトニウム濃縮液受槽 (266V23)、循環槽 (266V24) において核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認する。上記の洗浄によって各貯槽の核燃料物質濃度は、評価上 1 gU/L 以下及び 1 mgPu/L 以下と推定しており判断基準を満たしている。なお、工程洗浄の終了の判断基準を満たさない場合には追加の洗浄を行う。

- ② プルトニウム製品貯蔵工程の送液経路 (図-2-2)

7 基ある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高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽 (272V31～V35) への集約に伴い、段階的にプルトニウム製品貯槽 (267V10～V16) 及びその系統配管の硝酸による押出し洗浄を行う。押出し洗浄は以下のとおり 3 回の洗浄を行い、系統配管の洗浄を行う。

- 1 回目

硝酸を各プルトニウム製品貯槽 (267V10～V16) に供給し、プルトニウム製品貯槽 (267V10～V16) ごとに、リワーク工程のプルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する。この際、プルトニウム製品貯槽 (267V10～V16) において核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認する。

- 2 回目

硝酸をプルトニウム製品貯槽（267V10）に供給し、267V11、267V12の順序で押し出し洗浄液の槽間移送を行い、リワーク工程のプルトニウム溶液受槽（276V20）へ移送する。次に硝酸をプルトニウム製品貯槽（267V13）に供給し、267V14、267V15、267V16の順序で押し出し洗浄液の槽間移送を行い、リワーク工程のプルトニウム溶液受槽（276V20）へ移送する。

プルトニウム製品貯槽（267V10～V16）において押し出し洗浄液を槽間移送する際に核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認する。

○3回目

硝酸を各プルトニウム製品貯槽（267V10～V16）に供給し、各プルトニウム製品貯槽（267V10～V16）ごとに、リワーク工程のプルトニウム溶液受槽（276V20）へ送液する。この際、プルトニウム製品貯槽（267V10～V16）において核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認する。プルトニウム溶液受槽（276V20）の洗浄液は、低濃度のプルトニウム溶液の集約に用いる経路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）へ集約する。

上記の洗浄によってプルトニウム製品貯槽（267V10～V16）の送液残液の核燃料物質濃度は、評価上1 mgPu/L以下と推定しており判断基準を満たしている。なお、工程洗浄の終了の判断基準を満たさない場合には追加の洗浄を行う。

(3) ウラン溶液の集約に用いた系統の押し出し洗浄

① 分離精製工場（MP）ウラン溶液濃縮工程及び試薬調整工程の送液系統

○ウラン溶液濃縮工程の送液経路

一時貯槽（263V51～V58）の水洗浄は、ウラン濃度の最も低い一時貯槽（263V53）に純水を供給し、ウラン濃度の低い順番に他の一時貯槽へ送液して行う。これら水洗浄は1回実施する。一時貯槽（263V51～V58）の洗浄液は、希釈槽（263V18）へ送液し、核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認する（図-3-2-1）。

中間貯槽（263V10）の水洗浄は、中間貯槽（263V10）に純水を供給し、ダネード給液槽（263V103）間で循環させ、呼水槽（263V105）、ウラン溶液蒸発缶（第1段）（263E11）を経て希釈槽（263V18）へ送液して行う。これら水洗浄は3回実施する。洗浄液は、希釈槽（263V18）において、核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認する（図-3-2-2）。

以上により発生した一時貯槽（263V51～V58）、中間貯槽（263V10）等の洗浄液は、希釈槽（263V18）からウラン精製工程の中間貯槽（261V12）、リワーク工程の受槽（267V10）を経て、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）又は廃棄物処理場（AAF）へ集約する（図-3-3-4）。

上記の洗浄によって各貯槽の送液残液の核燃料物質濃度は、評価上1 gU/L以下と推定しており判断基準を満たしている。なお、工程洗浄の終了の判断

基準を満たさない場合には追加の洗浄を行う。

○試薬調整工程の送液経路 (図-3-2-3)

低濃度のプルトニウム溶液と混合させるウラン溶液を送液した後に、試薬調整工程の水洗浄を行う。試薬調整工程の水洗浄は、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。洗浄液はウラン調整槽 (201V70) へ送液し、受流槽 (201V75) を経由してリワーク工程の中間貯槽 (276V12-V15) に送液する。上記の水洗浄を 2 回実施する。それら洗浄液は、受流槽 (201V75) で核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認する。上記の洗浄によって貯槽 (201V77~V79) の送液残液の核燃料物質濃度は、評価上 1 gU/L 以下と推定しており判断基準を満たしている。なお、工程洗浄の終了の判断基準を満たさない場合には追加の洗浄を行う。

② ウラン脱硝施設 (DN) ウラン溶液の送液系統

○脱硝塔 (264R43) のウラン溶液の供給経路 (図-3-3-1~図-3-3-4)

ウラン溶液の集約に伴い脱硝塔 (264R43) のウラン溶液の供給経路の水洗浄を行う。脱硝塔 (264R43) のウラン溶液の供給経路の水洗浄は、工程洗浄に伴う脱硝処理後に以下のとおり行う。

始めに、純水を UNH 供給槽 (263V34) に供給し、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行う。洗浄液は、濃縮液受槽 (264V40) から溶解液受槽 (264V76) へ送液する。それら洗浄液は、溶解液受槽 (264V76) にて核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認後、UNH 貯槽 (263V32) に送液する。上記の操作を 4 回実施する。

次に、純水を UNH 貯槽 (263V33) に供給し、核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認後、UNH 貯槽 (263V32) に送液する。同様に純水を UNH 受槽 (263V30 及び V31) へ供給し、核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認後、UNH 貯槽 (263V32) へ送液する。

その後、UNH 貯槽 (263V32) に純水を供給し、ポンプで循環した後、核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認後、分離精製工場のウラン溶液濃縮工程の希釈貯槽 (263V18) へ送液する。

以上により発生した脱硝塔 (264R43) のウラン溶液の供給経路等の洗浄液は、希釈槽 (263V18) からウラン精製工程の中間貯槽 (261V12)、リワーク工程の受槽 (267V10) を経て、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽 (272V31~V35) 又は廃棄物処理場 (AAF) へ集約する。

上記の洗浄によって各機器の送液残液の核燃料物質濃度は、評価上 1 gU/L 以下と推定しており判断基準を満たしている。なお、工程洗浄の終了の判断基準を満たさない場合には追加の洗浄を行う。

(4) その他の核燃料物質 (洗浄液) の集約に用いた系統の押し出し洗浄

① 抽出工程（プルトニウム精製サイクル）（図-4-1）

低濃度のプルトニウム溶液の集約に用いる系統の押出し洗浄後に、プルトニウム精製第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）に硝酸を供給して2回の洗浄を行う。洗浄液は、低濃度のプルトニウム溶液の集約に用いる経路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）へ集約する。

これら洗浄液は、各抽出器において核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認する。上記の洗浄によって核燃料物質濃度は、評価上1 mgPu/L以下と推定しており判断基準を満たしている。なお、工程洗浄の終了の判断基準を満たさない場合には追加の洗浄を行う。

また、プルトニウム精製サイクルの洗浄廃液を分離第1サイクル工程の希釈剤洗浄器（252R10）で処理した後又はリワーク工程の洗浄廃液を処理した後に、希釈剤洗浄器（252R10）へ硝酸を供給し、洗浄回数（1回）を定めて押出し洗浄を行う。

② リワーク工程（図-4-2）

低濃度のプルトニウム溶液の集約に用いた系統の押出し洗浄後に、受槽（276V10）の洗浄を1回行う。洗浄液は、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）又は廃棄物処理場（AAF）へ集約する。上記の洗浄によって核燃料物質濃度は、評価上1 mgPu/L以下と推定しており判断基準を満たしている。なお、工程洗浄の終了の判断基準を満たさない場合には追加の洗浄を行う。

③ 分析所（CB）の分析試料等（図-4-3）

分析所（CB）の中間貯槽（108V10及びV11）の分析試料等の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）への集約に伴い、中間貯槽（108V10及びV11）の酸洗浄を行う。それら洗浄液は分析試料等の集約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へ集約する。

中間貯槽（108V10及びV11）の酸洗浄は、硝酸を中間貯槽（108V11）に供給し、中間貯槽（108V10）を経由して分離精製工場（MP）調整工程の溶解槽溶液受槽（243V10）へ送液する。当該酸洗浄を2回実施する。その後、硝酸を中間貯槽（108V10）に供給し、分離精製工場（MP）調整工程の溶解槽溶液受槽（243V10）へ送液する洗浄を1回実施する。それら洗浄液は中間貯槽（108V10及びV11）にて核燃料物質濃度を分析し、洗浄効果を確認する。

上記の洗浄によって中間貯槽（108V10及びV11）の送液残液の核燃料物質濃度は、評価上1 gU/L以下、10 mgPu/L以下と推定しており判断基準を満たしている。

なお、工程洗浄の終了の判断基準を満たさない場合には追加の洗浄を行う。

3. 工程洗浄後の核燃料物質量の推定

これにより，工程洗浄終了後の核燃料物質量の推定値は表-1 となる。

以上

表-1 工程洗浄後の核燃料物質の存在場所ごとの保有量（推定値）

施設	工程名	工程洗浄前の保有量 (平成 29 年 6 月 30 日)	工程洗浄後の保有量 【判断基準※1】 (目標※2)
分離精製 工場 (MP)	せん断	■■■■ (推定)	—
	溶解 清澄・調整	約 2 m ³ ■■■■ 未満 (推定) ■■■■ 未満 (推定)	約 1.1 m ³ 【■■■■ 未満, ■■■■ 未満】 (■■■■ 未満, ■■■■ 未満)
	抽出 (酸回収, リワ ーク等を含む)	約 11 m ³ ■■■■ 未満 (推定) ■■■■ 未満 (推定)	約 4.4 m ³ 【■■■■ 未満, ■■■■ 未満】 ※3 (■■■■ 未満, ■■■■ 未満) ※3
	Pu 濃縮	1 m ³ 未満 ■■■■ ■■■■	2×10 ⁻³ m ³ 未満 【■■■■ 未満, ■■■■ 未満】 (■■■■ 未満, ■■■■ 未満)
	Pu 製品貯蔵	約 1 m ³ ■■■■	0.15 m ³ 未満 【■■■■, ■■■■ 未満】 (■■■■, ■■■■ 未満)
	U 溶液濃縮・ 試薬調整	約 10 m ³ ■■■■	約 0.13 m ³ 【■■■■ 未満】 (■■■■ 未満)
	U 脱硝	三酸化ウラン循環容器 3 本 ■■■■	—
ウラン脱硝 施設 (DN)	U 濃縮・脱硝	約 8 m ³ ■■■■	約 0.33 m ³ 【■■■■ 未満】 (■■■■ 未満)
プルトニウム 転換技術 開発施設 (PCDF)	受入・混合	1 m ³ 未満 ■■■■	—

※1：工程洗浄の終了の判断基準（濃度）に，対象機器の送液残液量を乗じた値の合計値

※2：工程洗浄の各対象機器の目標濃度に，対象機器の送液残液量を乗じた値の合計値

「—」：使用済燃料せん断粉末，ウラン粉末及びプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）の洗浄液は，核燃料物質の保有量が 0 となる。

上記の他，分析所（CB）では，工程洗浄によって分析試料等（■■■■）のうち，洗浄液は■■■■ 未満，■■■■ 未満となる（分析標準試料■■■■を除く）。

※3：高放射性廃液中間貯槽（252V13）において約半量を保有。252V13 はスラッジの滞留が考えられることから，系統除染において送液を実施。

- 酸洗浄 (5回実施)
- ① 溶解槽に試薬調整工程から硝酸 (3 mol/L) を溶解槽液量が約 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 °C 以下まで冷却し、243V10へ移送する (242J121)。
 - ④ ろ過後、251V10でのサンプリング (U濃度、Pu濃度)
 - 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。
- 溶解槽純水 (純水) 洗浄 (2回実施)
- ⑥ 溶解槽に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)
 - 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。

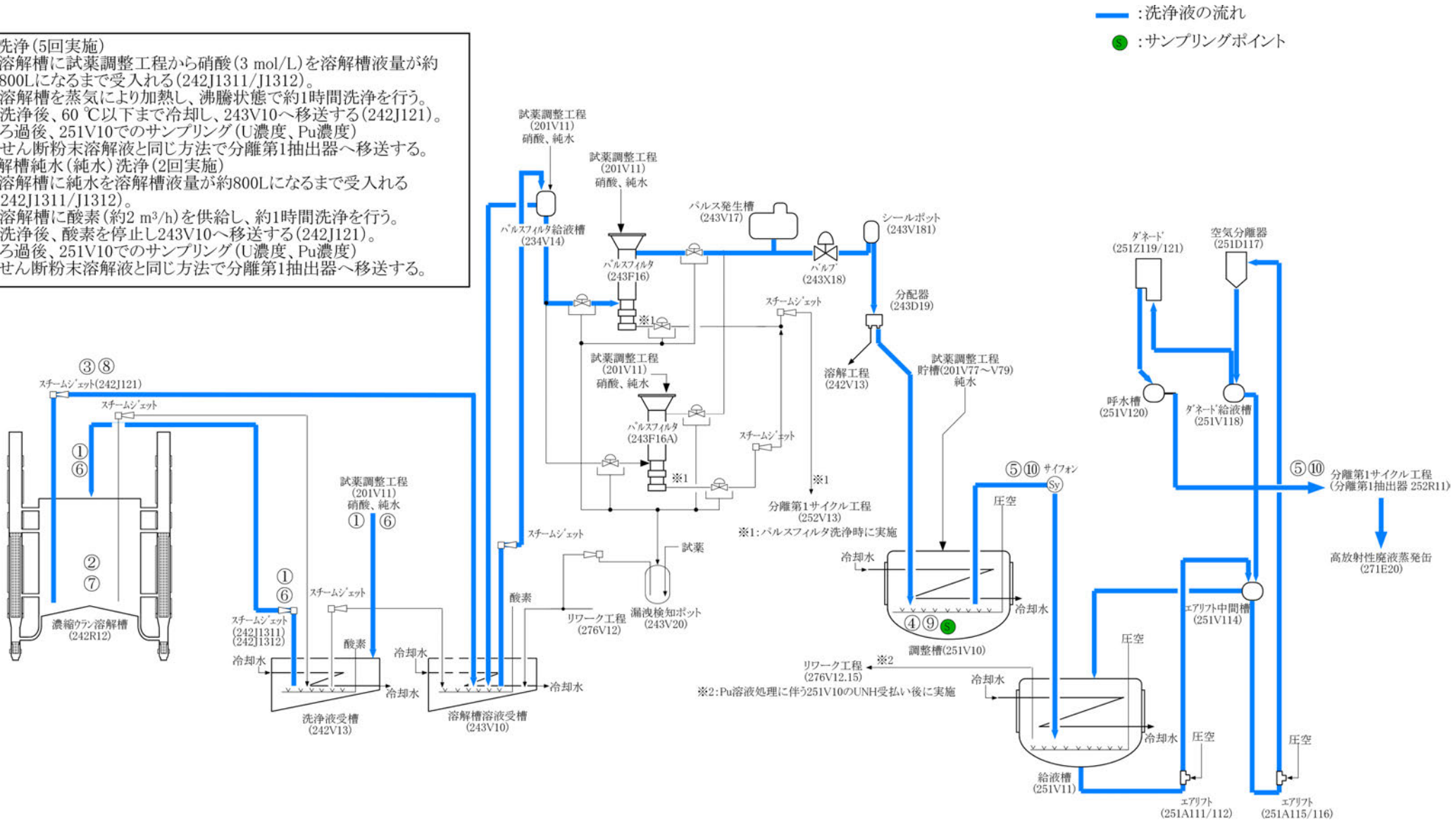


図-1-1-1 せん断粉末の溶解液の集約に用いた系統の押し出し洗浄 (せん断粉末の溶解液の送液系統 (溶解, 清澄・調整工程))

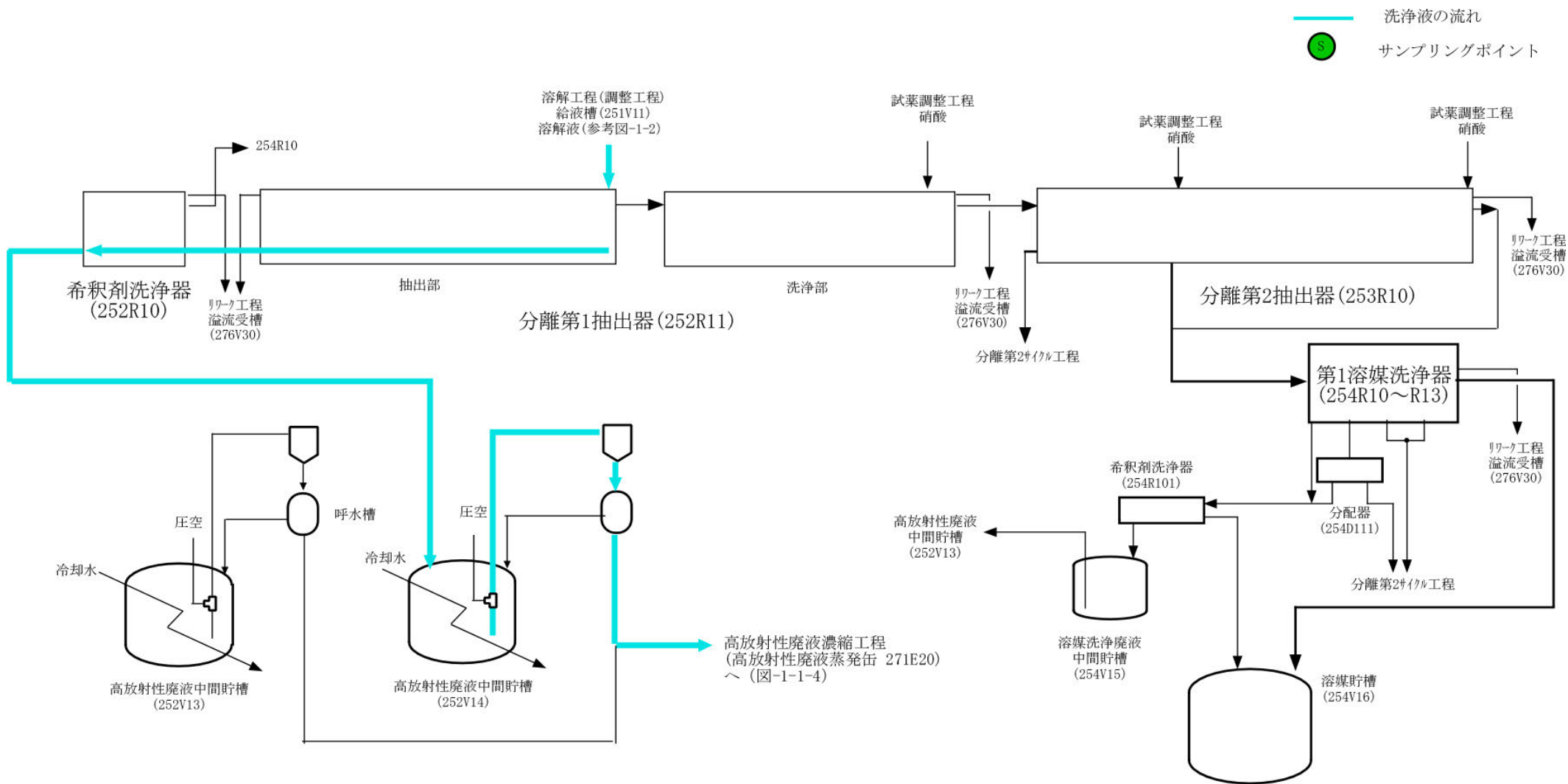


図-1-1-2 せん断粉末溶解液の集約に用いた系統の押し出し洗浄
 (せん断粉末の溶解液の送液系統 (分離第1サイクル工程))

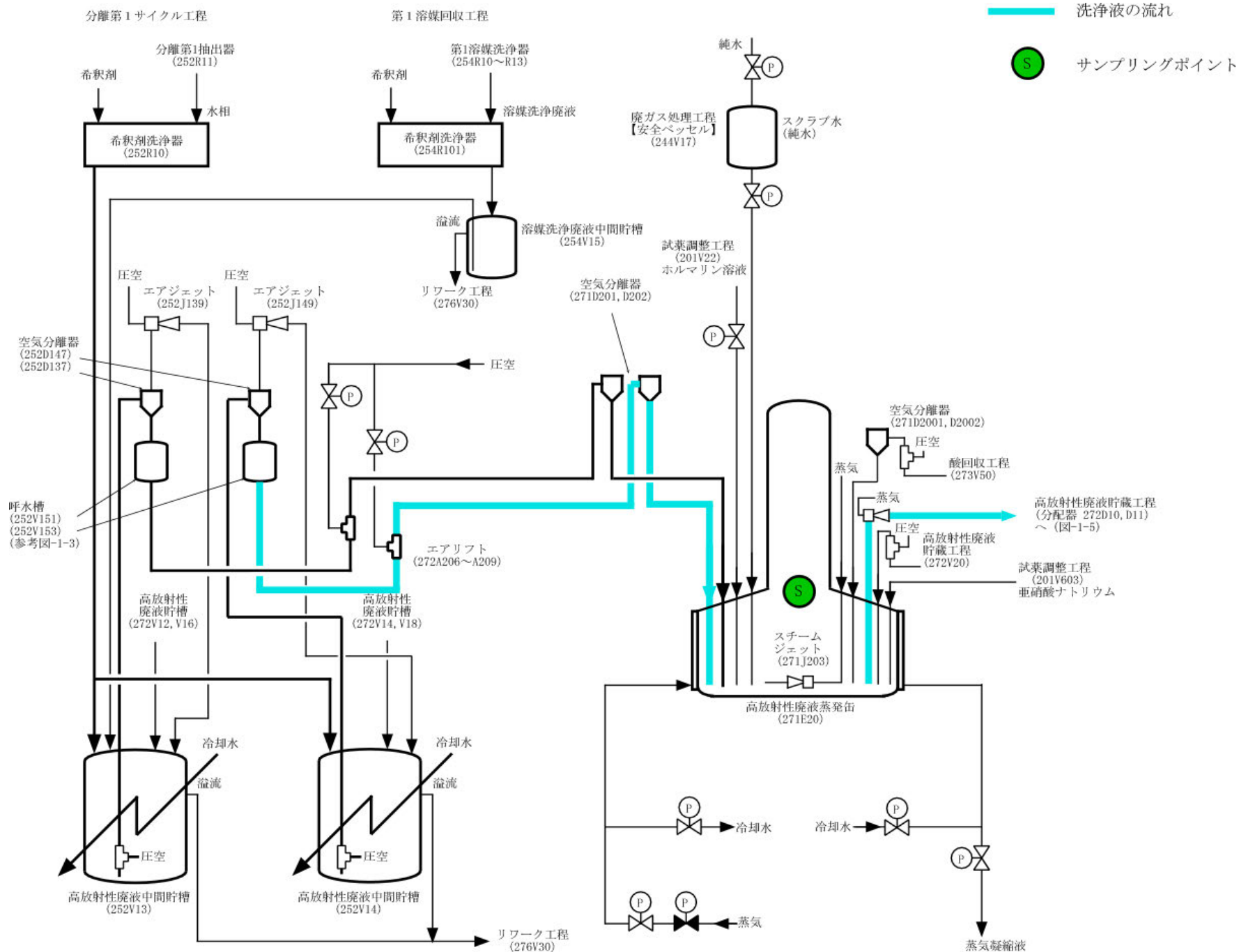


図-1-1-3 せん断粉末溶解液の集約に用いた系統の押し出し洗浄
 (せん断粉末の溶解液の送液系統 (高放射性廃液濃縮工程))

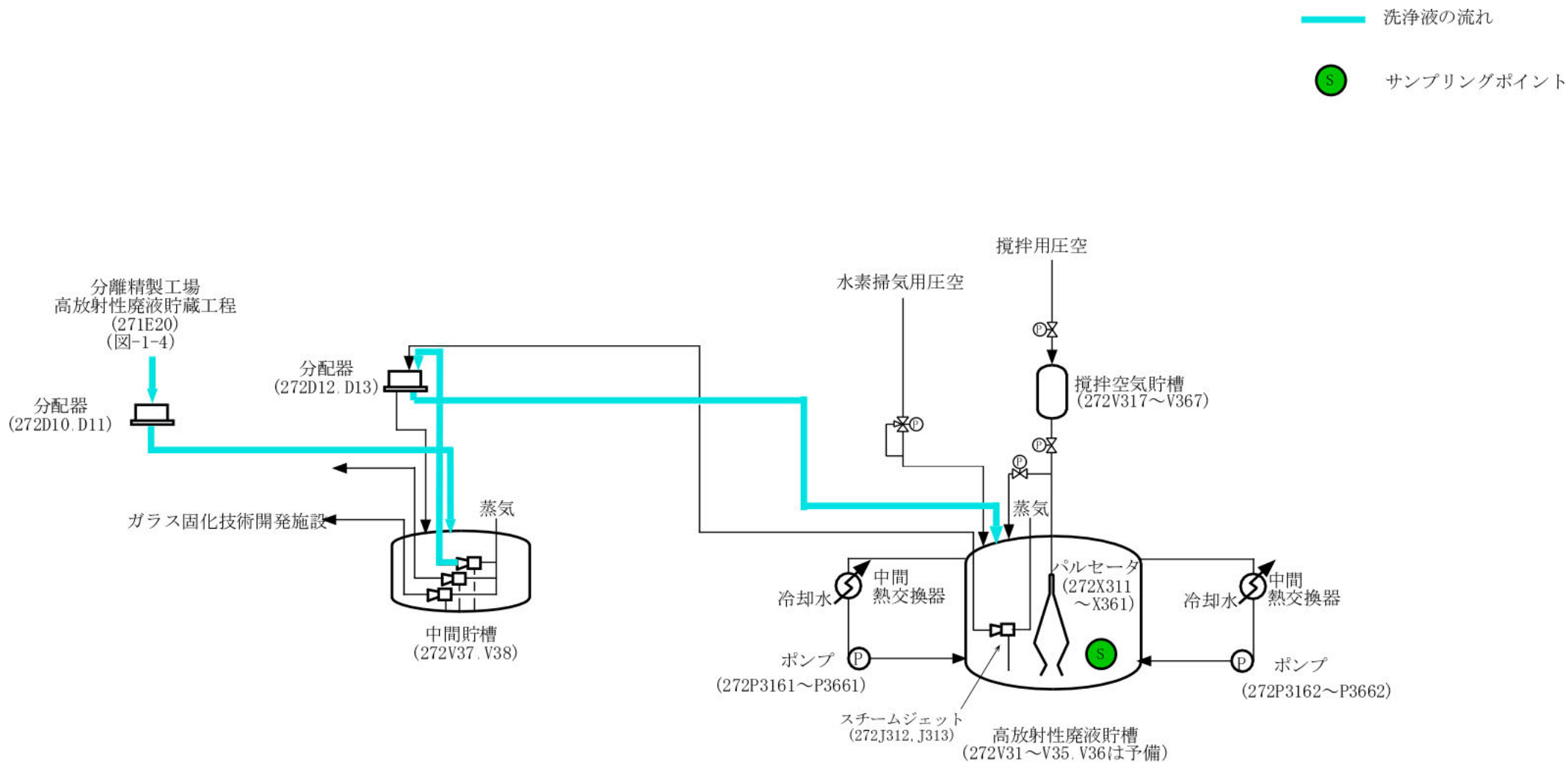
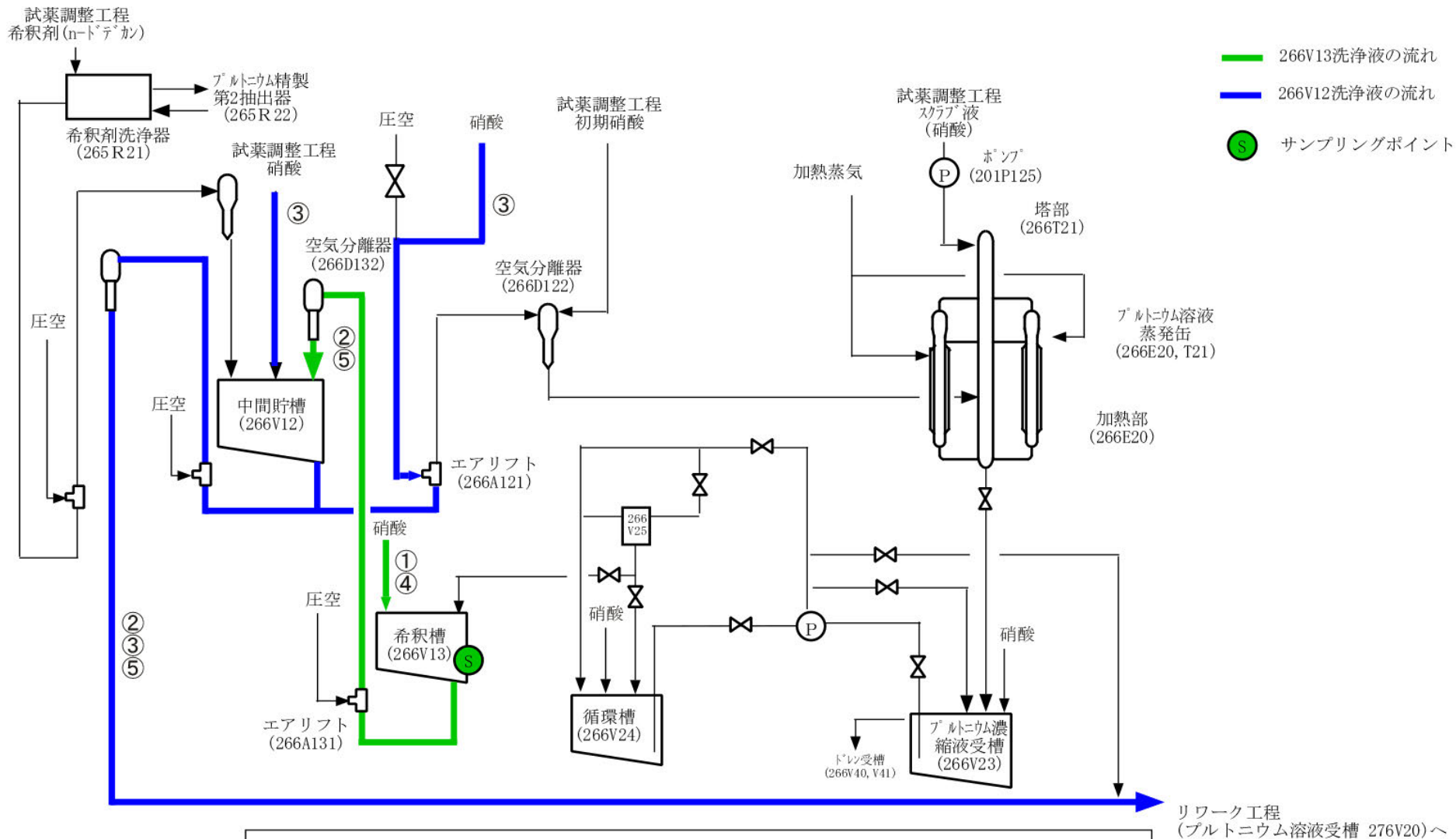
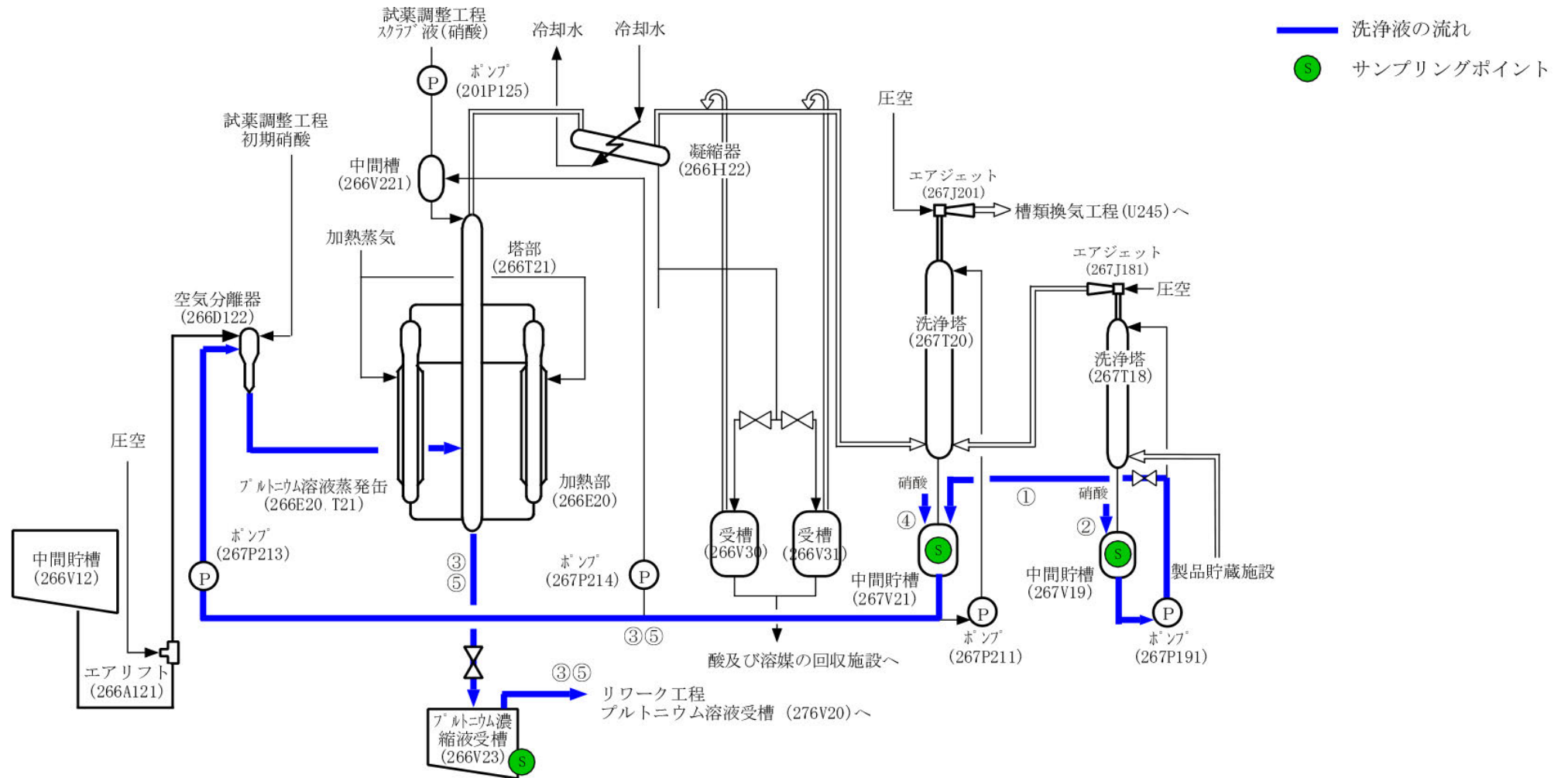


図-1-1-4 せん断粉末溶解液の集約に用いた系統の押し出し洗浄
 (せん断粉末の溶解液の送液系統 (高放射性廃液貯蔵工程 (HAW)))



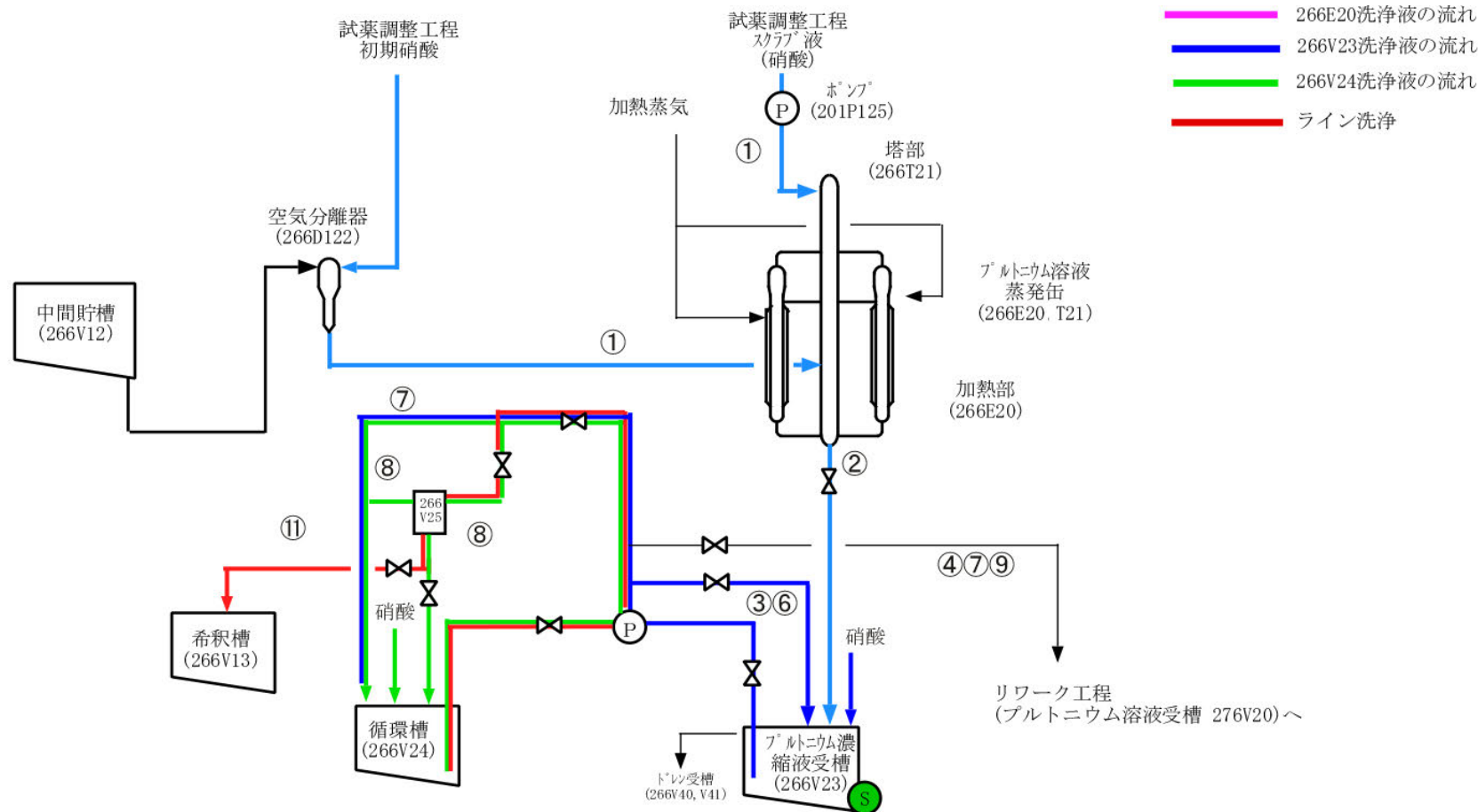
- ① 266V13へ硝酸約100L供給する。
- ② 266V13から266V12へ洗浄液を移送し、洗浄液を276V20へ抜き出す。
- ③ 266V12へ硝酸約100L供給し、洗浄液を276V20へ抜き出す。
- ④ 266V13に硝酸を約300Lを供給する。
- ⑤ 266V13から266V12へ洗浄液を移送し、洗浄液を276V20へ抜き出す。
- ⑥ 上記によってPu:1mg/L以下とならない場合には洗浄を繰り返す。

図-2-1-1 低濃度のPu溶液の集約の用いる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), 希積槽 (266V13) 及び関連機器】



- ① 中間貯槽 (267V19) から中間貯槽 (267V21) へ洗浄液を送液する。
- ② 中間貯槽 (267V19) へ硝酸を30L供給し、サンプリングにより洗浄効果を確認する。
- ③ 中間貯槽 (267V21) の洗浄液をプルトニウム溶液蒸発缶 (266E20) からプルトニウム濃縮液受槽 (266V23) へ拔出し、サンプリングにより洗浄効果を確認後、リワーク工程のプルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する。
- ④ 中間貯槽 (267V21) に硝酸を50L供給し、サンプリングにより洗浄効果を確認する。
- ⑤ 中間貯槽 (267V21) の洗浄液をプルトニウム溶液蒸発缶 (266E20) からプルトニウム濃縮液受槽 (266V23) へ拔出し、サンプリングにより洗浄効果を確認後、リワーク工程のプルトニウム溶液受槽 (276V20) へ送液する。
(Pu:1mg/L以下とならない場合には洗浄を繰り返す)。

図-2-1-2 低濃度のPu溶液の集約に用いる系統の押し出し洗浄
 【Pu溶液濃縮工程の換気系の送液系統 Pu槽類換気系貯槽 (267V19, 21)】



266E20、266V23の洗浄

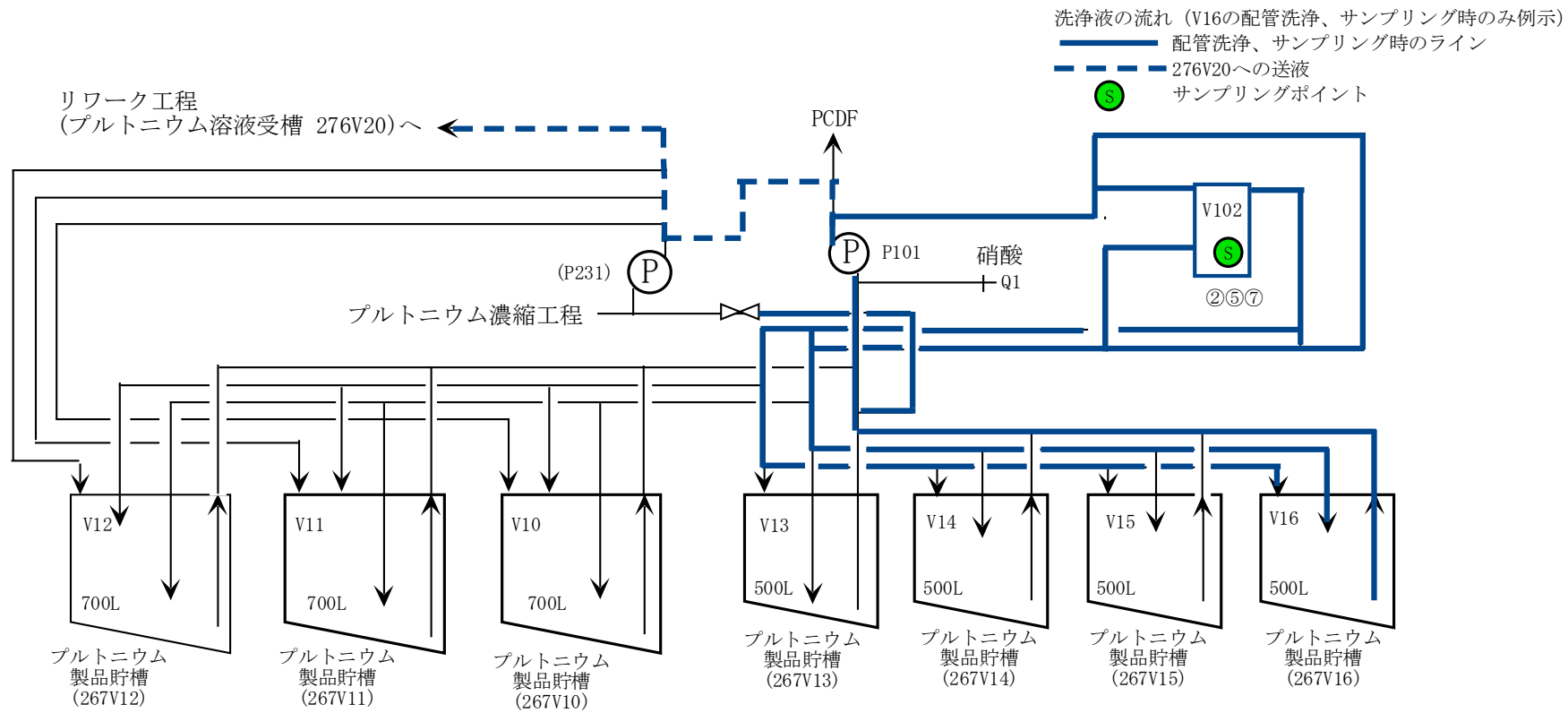
- ① 266E20に初期硝酸系及びスクラブ硝酸系から硝酸を約40L供給する。
- ② 266E20から266V23へ洗浄液を移送する。
- ③ 266E20から受入れた洗浄液を用いて、V23の循環洗浄を行う。
- ④ 266V23の洗浄液を276V20へ抜き出す。
- ⑤ 上記操作を2回行う (Pu:1mg/L以下とならない場合には洗浄を繰り返す)。
- ⑥ 266V23に硝酸約40Lを供給し、循環洗浄を1回行う (Pu:1mg/L以下とならない場合には洗浄を繰り返す)。
- ⑦ 266V23の洗浄液は、濃度に応じて、Pu:1mg/L以下の場合には266V24へ移送し、Pu:1mg/L以上の場合には276V20へ送液する。

266V24及びラインの洗浄

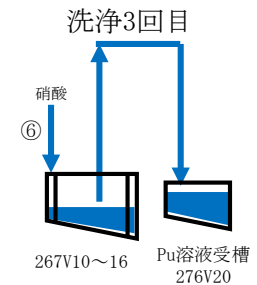
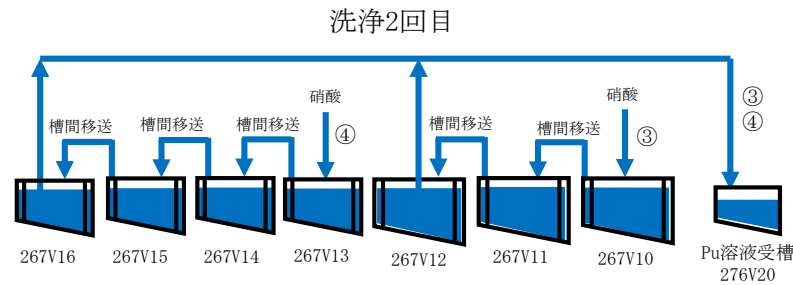
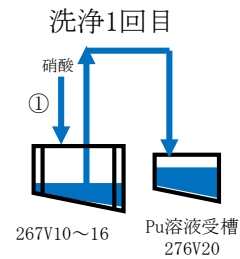
- ⑧ 266V23から受入れた洗浄廃液又はV24に供給した硝酸約40Lを用いて、V24の循環洗浄を行う。
- ⑨ 266V24の洗浄液を276V20へ抜き出す。
- ⑩ 上記操作を3回行う (Pu:1mg/L以下とならない場合には洗浄を繰り返す)。
- ⑪ 266V24へ硝酸約40Lを供給し、266V13へ送液する。

図-2-1-3 低濃度のPu溶液の集約に用いる系統の押し出し洗浄

【Pu溶液濃縮工程の送液系統 Pu溶液蒸発缶 (266E20) , Pu濃縮液受槽 (266V23) , 循環槽 (266V24) 及び関連機器】



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、貯槽ごとにサンプリングを行い、洗浄効果を確認する。

図-2-2 低濃度のPu溶液の集約の用いる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】

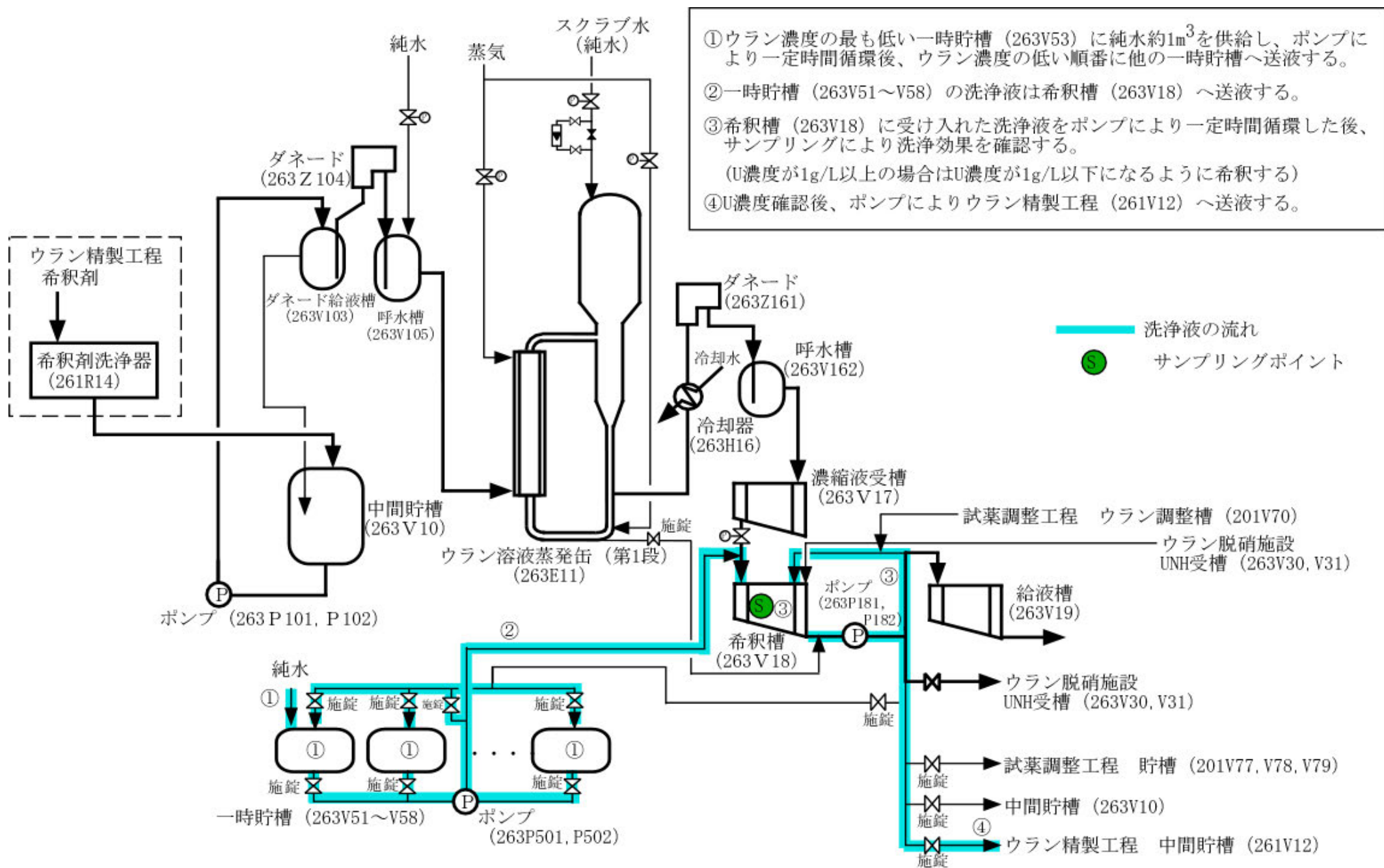
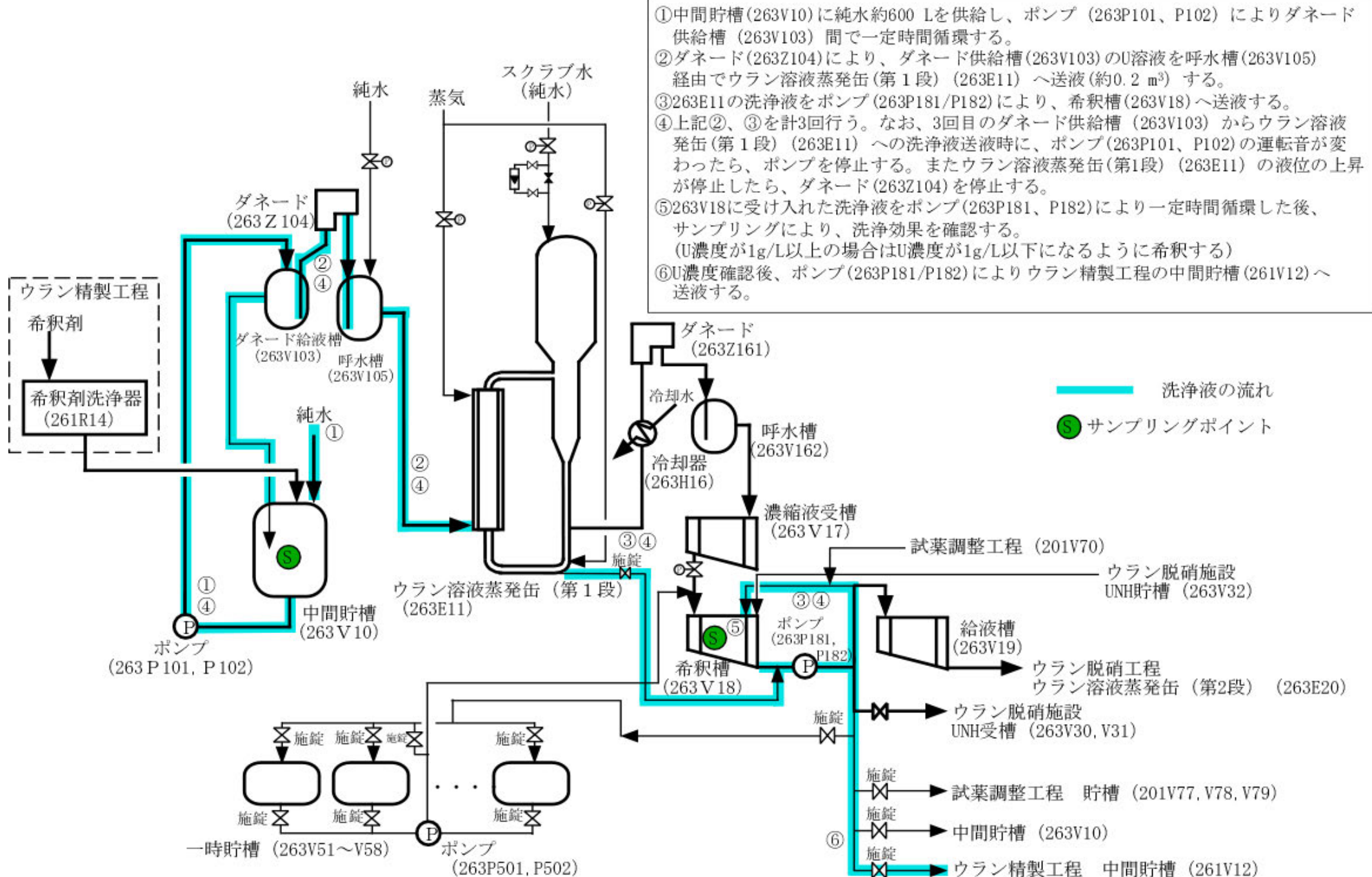


図-3-2-1 U溶液の集約に用いる系統の押し出し洗浄
【ウラン溶液濃縮工程の送液系統 一時貯槽 (263V51~V58)】

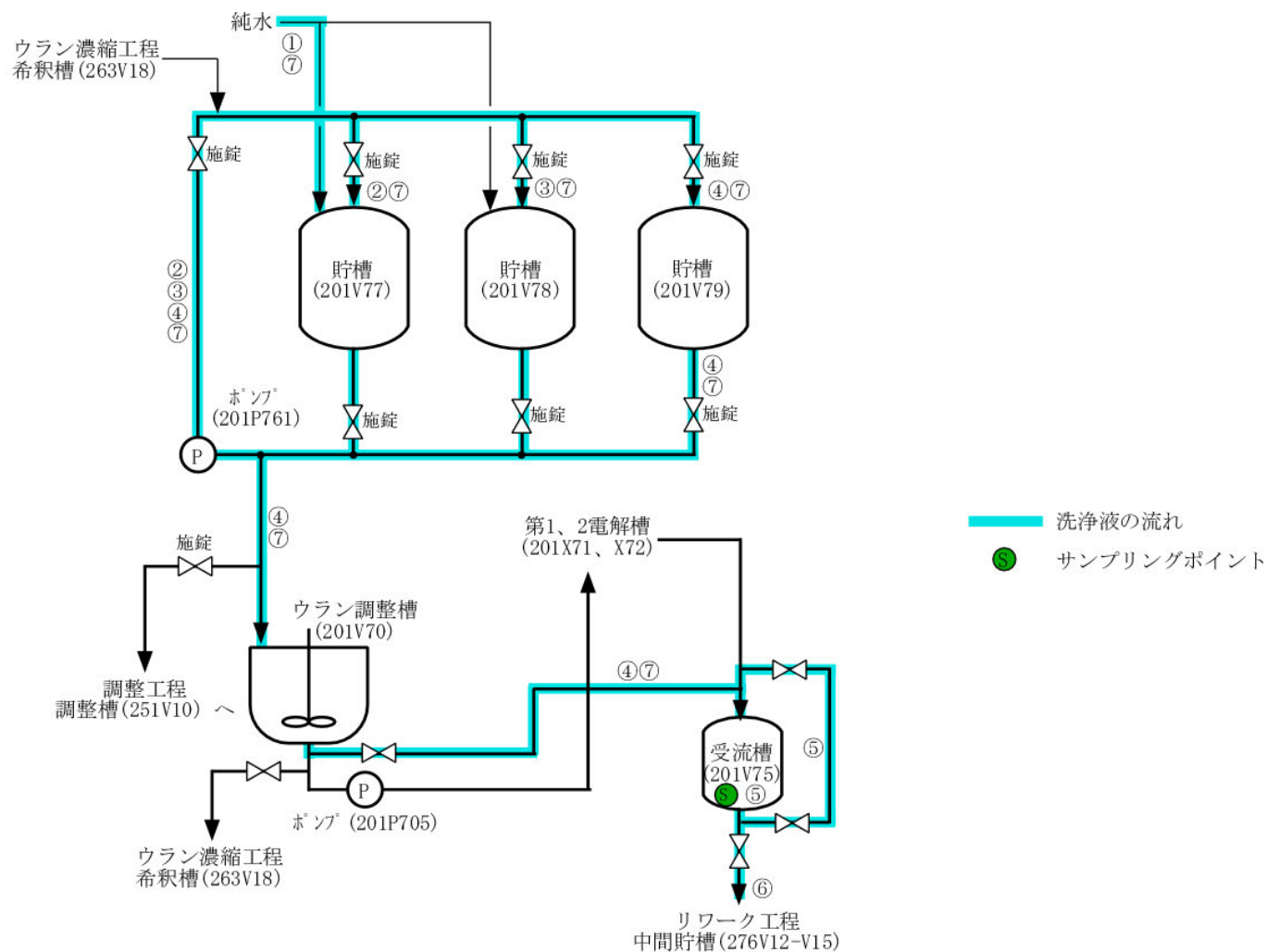
ウラン精製工程
希釈剤
希釈剤洗浄器
(261R14)



- ①中間貯槽(263V10)に純水約600 L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、ダネード供給槽(263V103)のU溶液を呼水槽(263V105)経由でウラン溶液蒸発缶(第1段) (263E11) へ送液(約0.2 m³)する。
- ③263E11の洗浄液をポンプ(263P181/P182)により、希釈槽(263V18)へ送液する。
- ④上記②、③を計3回行う。なお、3回目のダネード供給槽 (263V103) からウラン溶液蒸発缶(第1段) (263E11) への洗浄液送液時に、ポンプ(263P101、P102)の運転音が変わったら、ポンプを停止する。またウラン溶液蒸発缶(第1段) (263E11) の液位の上昇が停止したら、ダネード(263Z104)を停止する。
- ⑤263V18に受け入れた洗浄液をポンプ(263P181、P182)により一定時間循環した後、サンプリングにより、洗浄効果を確認する。
(U濃度が1g/L以上の場合はU濃度が1g/L以下になるように希釈する)
- ⑥U濃度確認後、ポンプ(263P181/P182)によりウラン精製工程の中間貯槽(261V12)へ送液する。

— 洗浄液の流れ
● サンプリングポイント

図-3-2-2 U溶液の集約に用いる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) に純水を約0.5 m3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。

図-3-2-3 U溶液の集約の用いる系統の押し出し洗浄
 【試薬調整工程の送液系統 貯槽 (201V77～V79)】

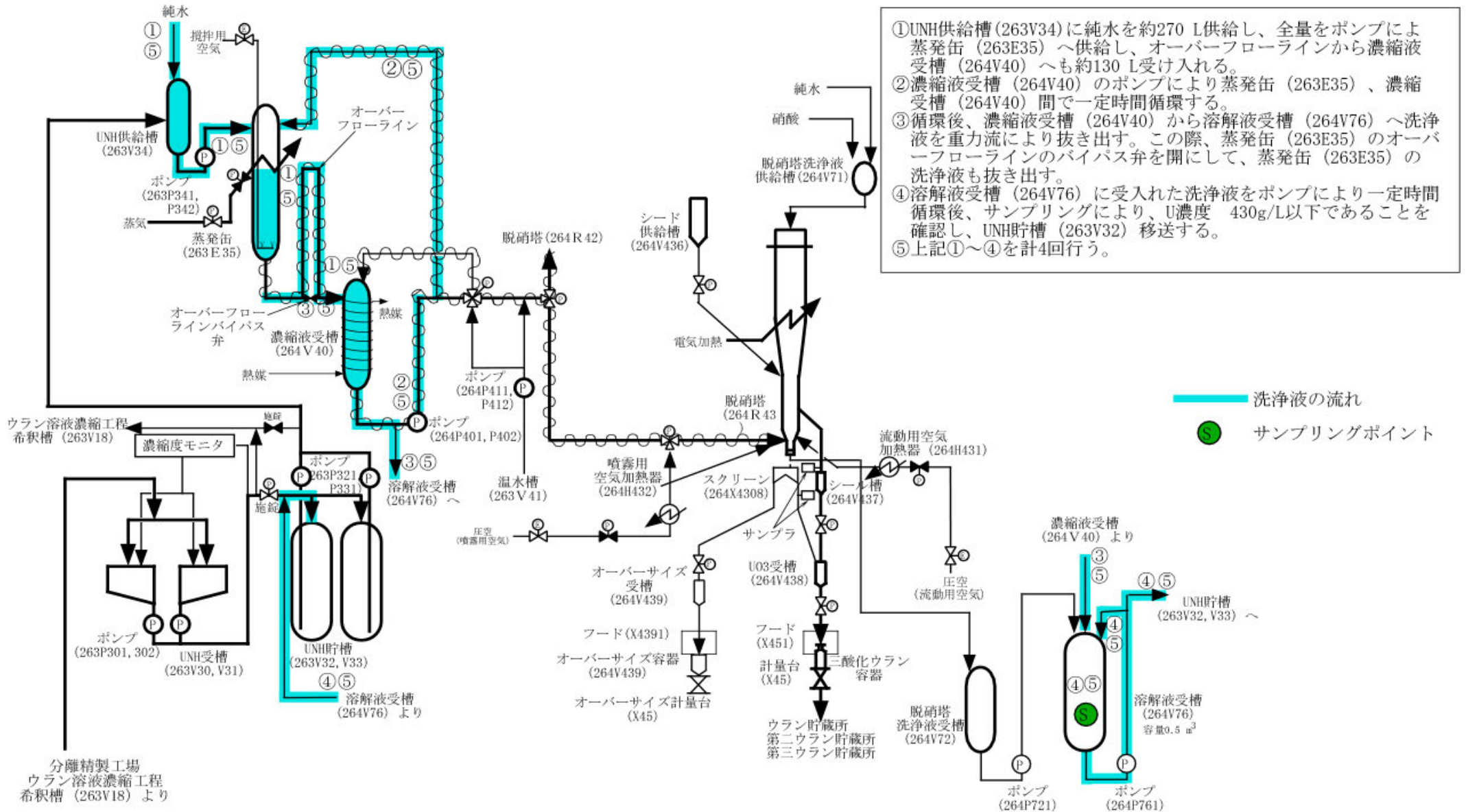


図-3-3-1 U溶液の集約の用いる系統の押し出し洗浄
 【ウラン脱硝施設(DN) ウラン溶液の送液系統 蒸発缶(263E35)等】

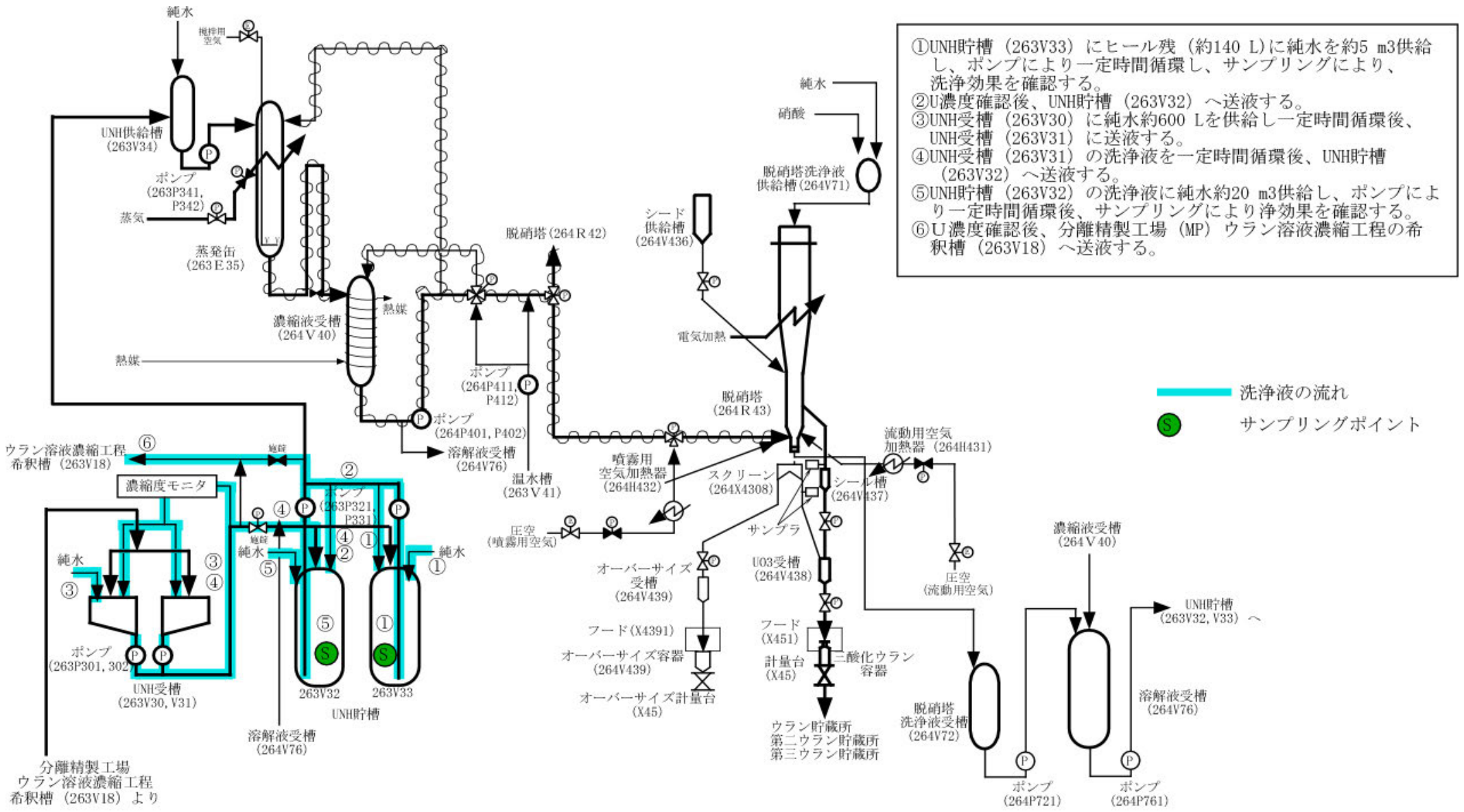


図-3-3-2 U溶液の集約に用いる系統の押し出し洗浄
 【ウラン脱硝施設 (DN) ウラン溶液の送液系統 UNH貯槽 (263V32, V33) 等】 < 102 >

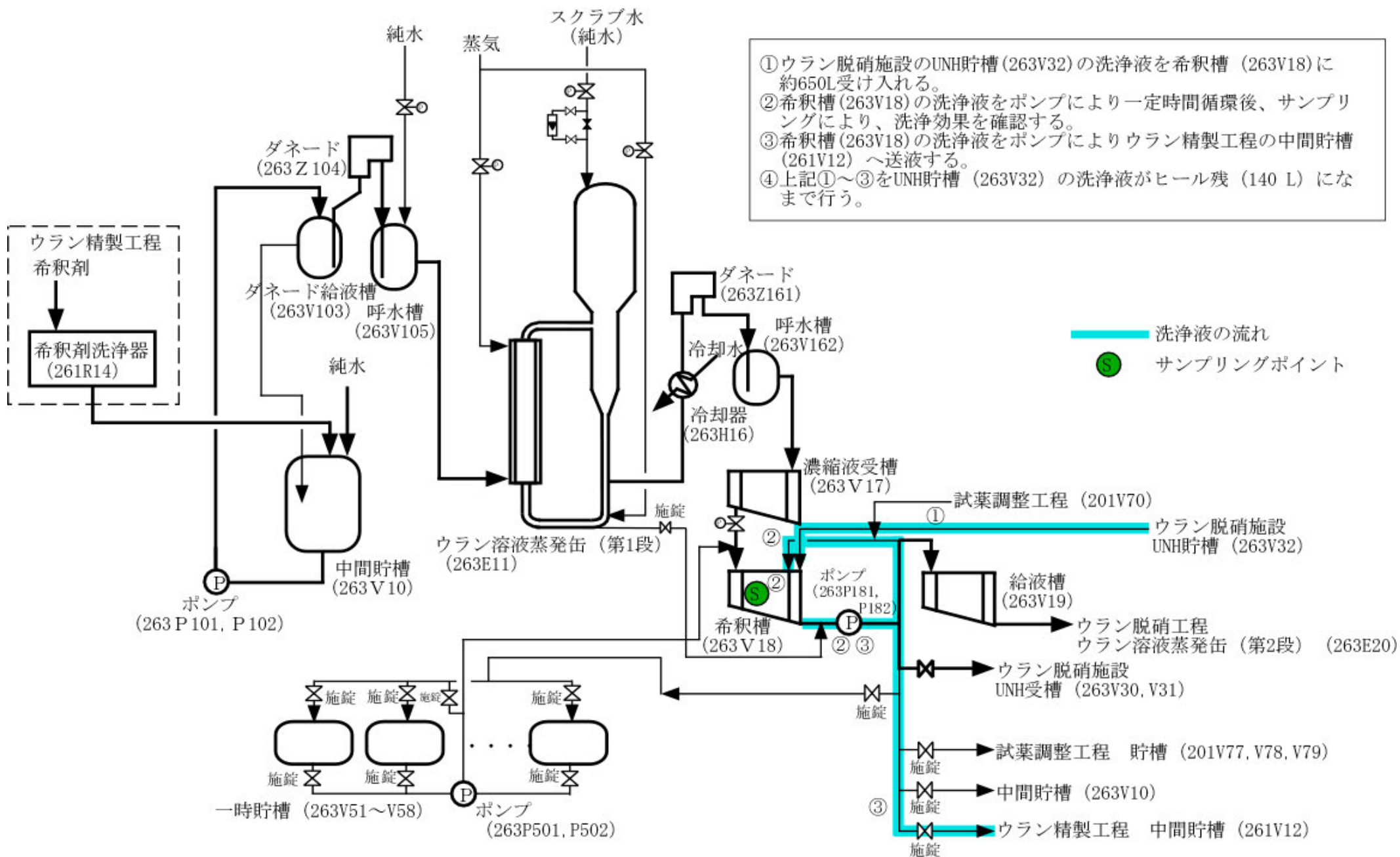
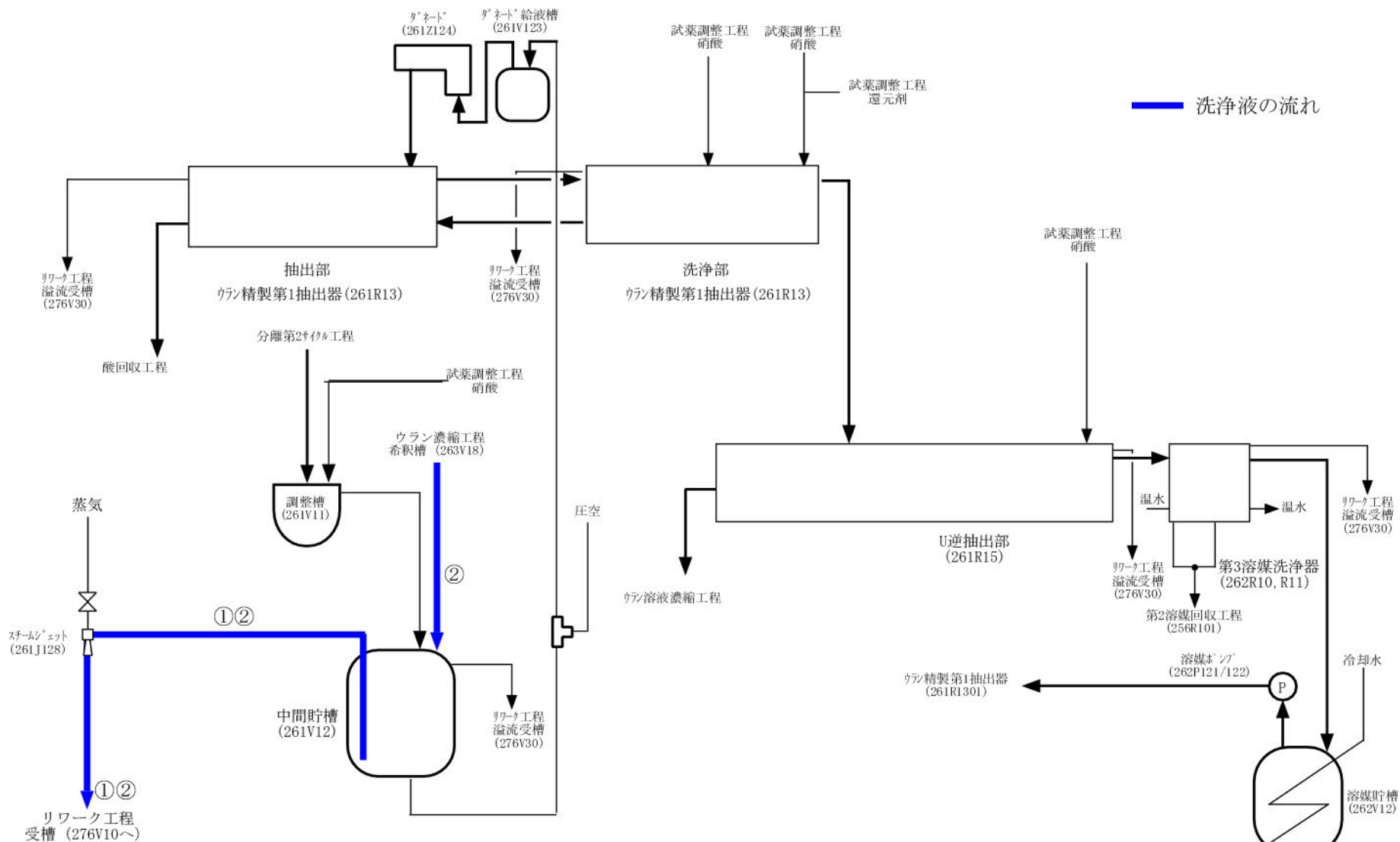


図-3-3-3 U溶液の集約に用いる系統の押し出し洗浄
 【ウラン脱硝施設(DN) ウラン溶液の送液系統 UNH貯槽(263V32)】 < 103 >



①中間貯槽 (261V12) の洗浄液をリワーク工程の受槽 (276V10へ) 経由して、廃棄物処理場 (AAF) に送液する。
 ②分離精製工場 (MP) のウラン濃縮工程及びウラン脱硝施設 (DN) のウラン脱硝工程の機器類の洗浄液を中間貯 (261V12) へ受入れ、リワーク工程の受槽 (276V10へ) 経由して、廃棄物処理場 (AAF) に送液する。

図-3-3-4 U溶液の集約に用いる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)】

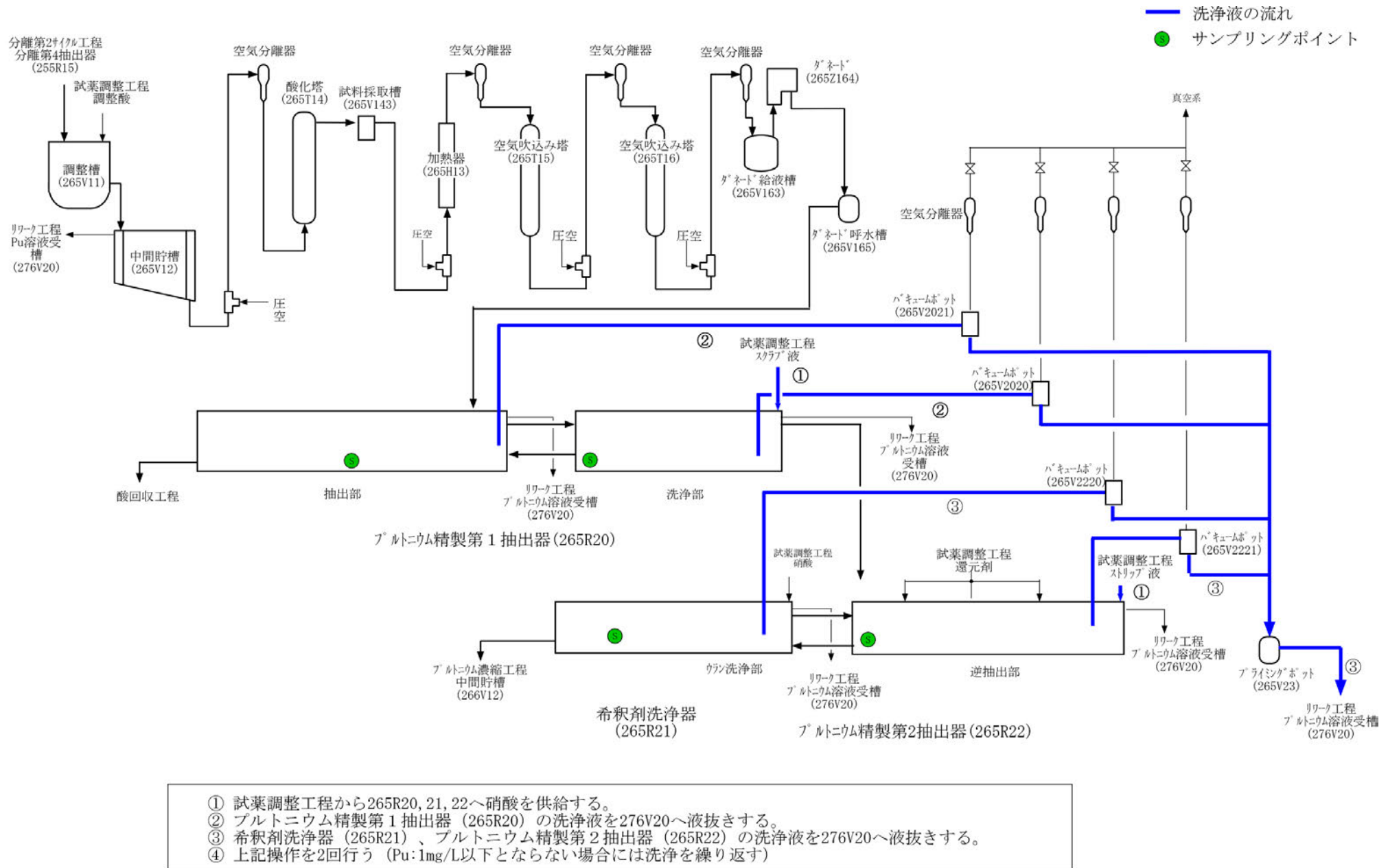
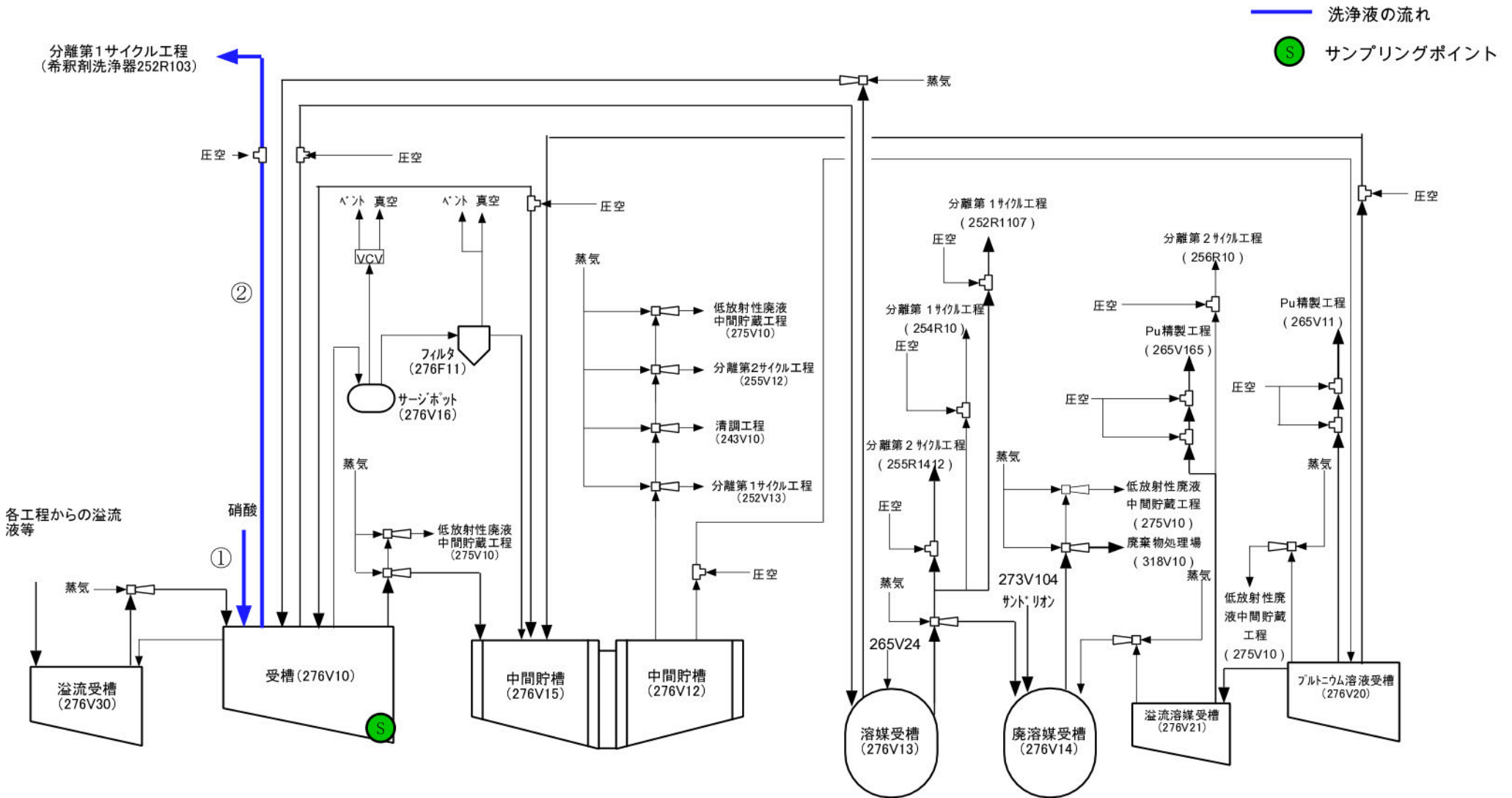


図-4-1 その他の核燃料物質 (洗浄液) の集約に用いる系統の押し出し洗浄

【Pu精製工程の送液系統 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) 及び関連機器】

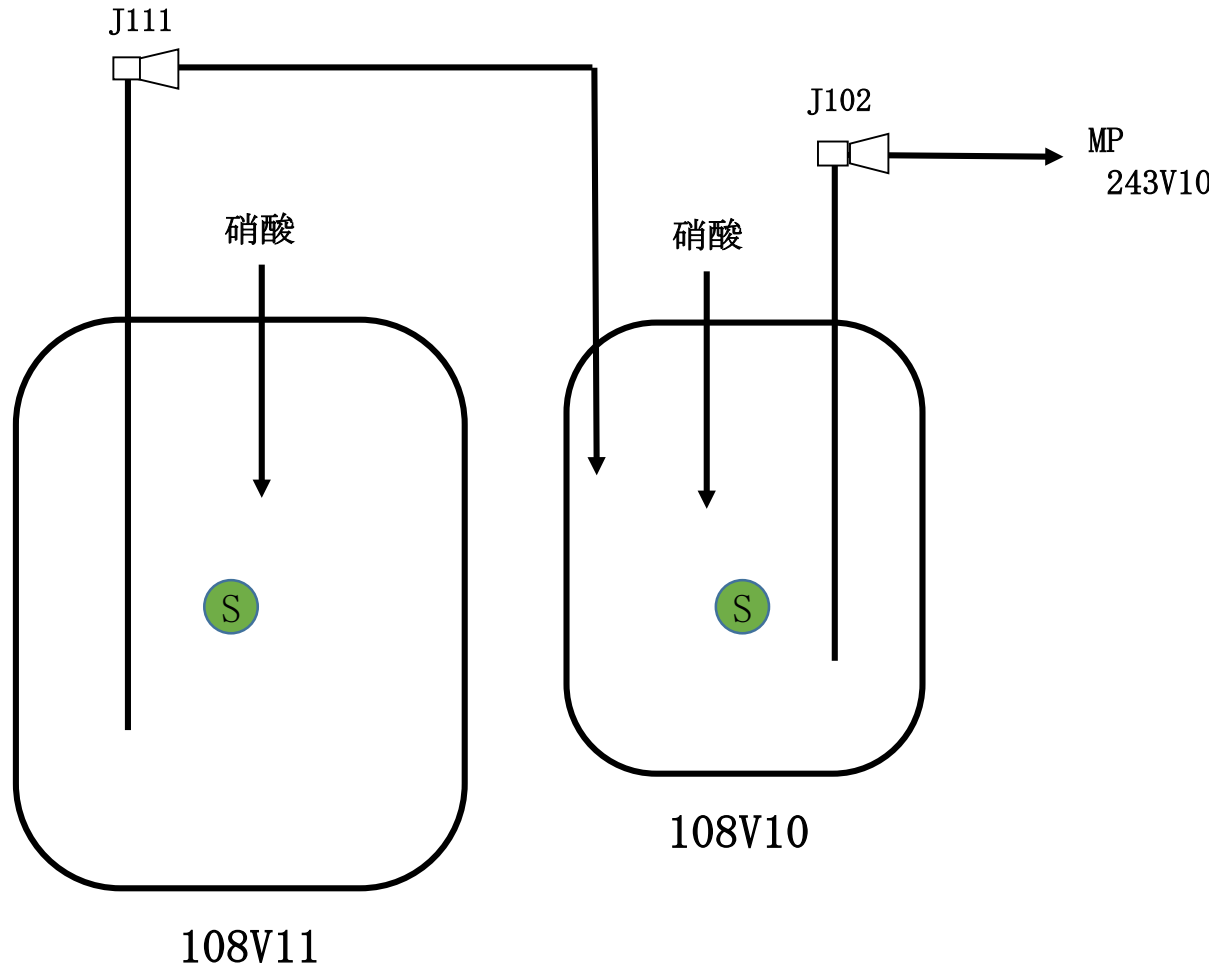


- ① 276V10に硝酸を約1 m³供給する。
 ② 洗浄液を分離第1サイクル工程の希釈剤洗浄器 (252R10) へ送液し、高放射性廃液として廃棄する。

図-4-2 その他の核燃料物質（洗浄液）の集約に用いる系統の押し出し洗浄
 【リワーク工程の送液系統 受槽 (276V10)】

— : その他の洗浄液の流れ

●S : 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
 - ① 108V11ヒール液(約115L)へ硝酸 (2 mol/L) を約450L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。
 - ③ 108V10からMP 243V10へ移送する (J102)
 - ④ 108V11ヒール液(約115L)へ硝酸 (2 mol/L) を約900 L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。
 - ⑤ 108V11から108V10へ移送する (J111)
 - ⑥ 108V10からMP 243V10へ移送する (J102)
- (3) 108V10の洗浄の送液
 - ① 108V10ヒール液(約65L)へ硝酸 (2 mol/L) を約900 L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。
 - ② 108V10からMP 243V10へ移送する (J102)

図-4-3 分析所 (CB) の分析試料等の送液系統

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

1. はじめに

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

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

2. 工程洗浄により環境へ放出される放射性廃棄物（図-1 参照）

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

○せん断粉末の溶解に伴う廃気及び溶解オフガス洗浄廃液

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

○溶解液移送に伴う廃気及び槽類換気系のオフガス洗浄廃液

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

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

○放射性気体廃棄物

Kr-85, H-3, C-14, I-129, I-131

○放射性液体廃棄物

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

(2) 評価方法

①せん断粉末の放射能量

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

②工程洗浄に伴う放射性廃棄物の放出割合

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

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

③せん断粉末の溶解処理に伴い環境へ放出される放射性廃棄物の放出量

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

(3) 評価の保守性

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

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

海再処理施設で取り扱える各燃料の最高燃焼度)

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

※1 再処理事業指定申請書に定める再処理施設への受入れ前に必要な冷却期間

※2 最後の再処理運転を行った 2007 年から現在（2021 年）までの期間（約 14 年）を踏まえて，冷却期間を 10 年間とし，主要な核種の放射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 については，通常の再処理運転のせん断処理時に一部が主排気筒より大気中へ放出されることを確認している。本評価においてはせん断に伴う放出を考慮せず，せん断粉末の溶解時に Kr-85 の全放射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，高放射性廃液蒸発缶及び酸回収蒸発缶の加熱操作によって凝縮水（低放射性廃液）へ移行することを確認している。工程洗浄では高放射性廃液蒸発缶及び酸回収蒸発缶の加熱操作を行わず，濃縮ウラン溶解槽のみで加熱操作を行うため，運転中よりも低放射性廃液への放出割合は低下することになるが，再処理運転時（全蒸発缶稼働時）の放出割合を用いて放出量を求めた。

(4) 評価結果

1) 放射性気体廃棄物の放出量

- ① 工程洗浄に伴い放出される放射性気体廃棄物の主要核種については，年間最大放出量を十分に下回る。また，Kr-85，H-3 については，廃止措置計画に定めた放出管理目標値も十分に下回ることを確認した（表-4 参照）。
- ② 工程洗浄に伴い放出される主要核種（Kr-85，H-3，C-14，I-129）について，「工程洗浄に伴う放出量」と「再処理停止中の放出量」を核種毎に比較するとともに，再処理停止中の放出量に工程洗浄に伴う放出量を加えて，工程洗浄に伴う放出量による影響を評価した（図-2 参照）。

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

○Kr-85

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

なお，仮に工程洗浄（放出量： 4.5×10^4 GBq）に合わせてクリプトン管理放出（放出量： 1×10^6 Bq）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

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

出量： 2.8×10^1 GBq) は、運転停止中と同じオーダーであり、2020年度の放出量に加算したとしても同程度の放出量であり影響はない。

○C-14, I-129

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

2) 放射性液体廃棄物の放出量

- ① 工程洗浄に伴い放出される放射性液体廃棄物の主要核種については、年間最大放出量を十分に下回る。また、H-3については、廃止措置計画に定めた放出管理目標値も十分に下回ることを確認した(表-5参照)。
- ② 工程洗浄に伴い放出される主要核種(H-3, I-129, Pu(α))について、「工程洗浄に伴う放出量」と「再処理停止中の放出量」を核種毎に比較するとともに、再処理停止中の放出量に工程洗浄に伴う放出量を加えて、工程洗浄に伴う放出量による影響を評価した(図-3参照)。

○H-3, I-129 及び Pu (α)

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

4. 放出に対する取り組み

工程洗浄における環境へ放出される放射性廃棄物について、せん断粉末の放射エネルギーの設定、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、放射性気体及び液体廃棄物からの放出量の評価を行った。これらの評価の結果、放射性気体廃棄物のH-3、放射性液体廃棄物のH-3, I-129及びPu(α)については運転停止中と同程度になると予想されるものの、放射性気体廃棄物のKr-85, C-14及びI-129については、停止中より放出量が増加すると予想される。

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

以上

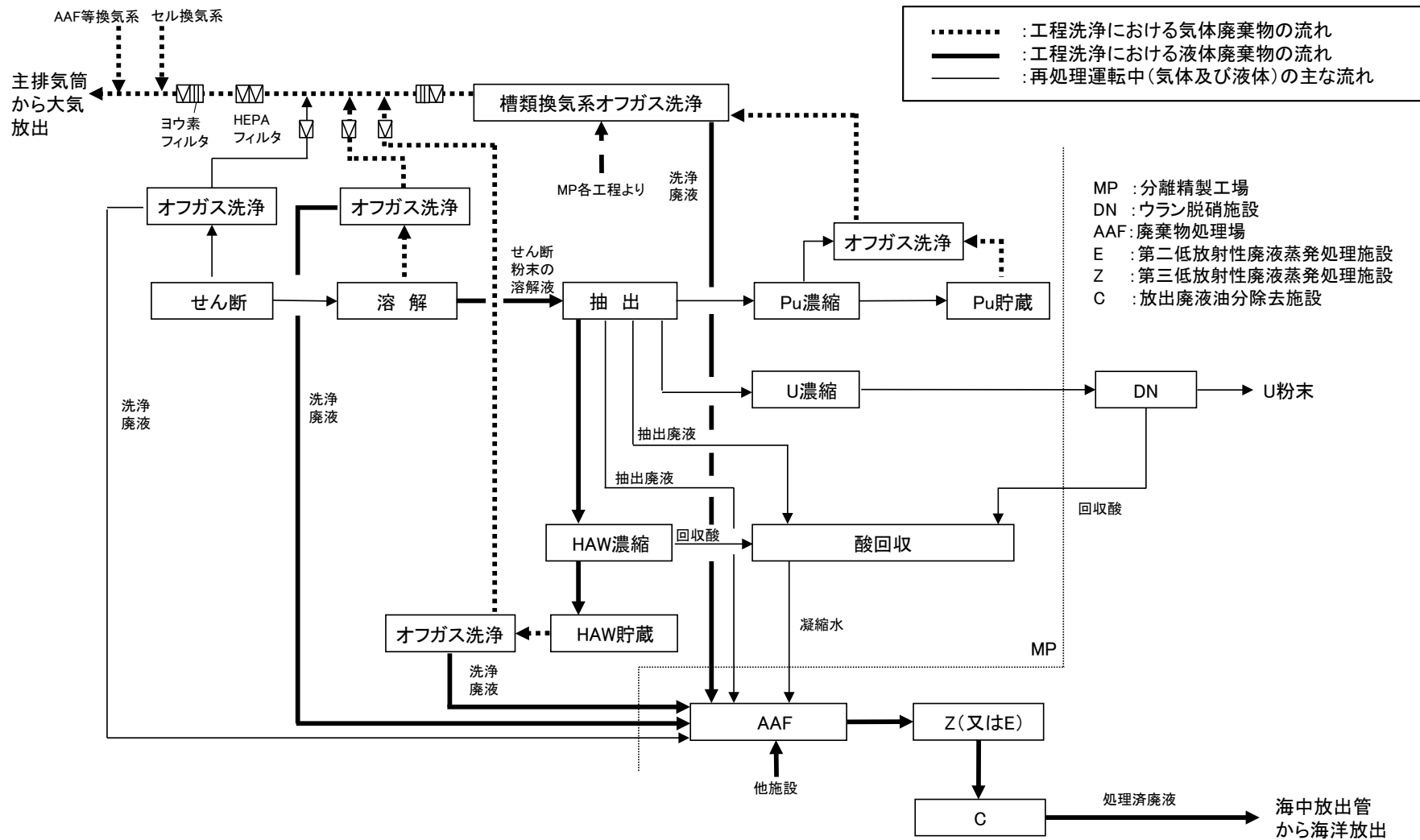


図-1 工程洗浄により発生する放射性廃棄物（気体及び液体）の主な流れ

表-1 せん断粉末に含まれる主要核種の放射エネルギーの設定

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)
	軽水炉燃料 (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)			

*1 ORIGEN 計算上, 10^{-25} 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	-

※1: ATR-MOX燃料を含む

最大値 1.1E+00 1.1E-02 2.6E-01 1.2E-02 -

※2: 「微」は定量下限値未満であることを示す

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

年	キャンペーン名 (期間)	①使用済燃料の放射能 (ORIGEN計算値) (GBq)													
		H-3	Sr89	Sr90	Zr95	Nb95	Ru103	Ru106- Rh106	Cs134	Cs137	Ce141	Ce144- Pr144	I-129	I-131	Pu(α)
2002年	02-1キャンペーン (2002.03~2002.06)	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	Sr89	Sr90	Zr95	Nb95	Ru103	Ru106- Rh106	Cs134	Cs137	Ce141	Ce144- Pr144	I-129	I-131	Pu(α)
2002年	02-1キャンペーン (2002.03~2002.06)	8.1E+04	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	微 ^{※1}	6.0E-03	微 ^{※1}	
	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}	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}	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}	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}	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}	1.2E-02	微 ^{※1}	

※1:「微」は定量下限値未満であることを示す

年	キャンペーン名 (期間)	放出割合(②/①)													
		H-3	Sr89	Sr90	Zr95	Nb95	Ru103	Ru106- Rh106	Cs134	Cs137	Ce141	Ce144- Pr144	I-129	I-131	Pu(α)
2002年	02-1キャンペーン (2002.03~2002.06)	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 放射エネルギーが極めて小さいことから、評価上 0 として扱う。

*2 再処理事業指定申請書に定める年間最大放出量 (3 排気筒の合計値)

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

*4 工程洗浄に合わせて Kr 管理放出を実施した場合の放出量

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

表-5 工程洗浄に伴う放射性液体廃棄物の主要核種の放出量

主要核種	①せん断粉末に含まれる主要核種の放射エネルギー (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

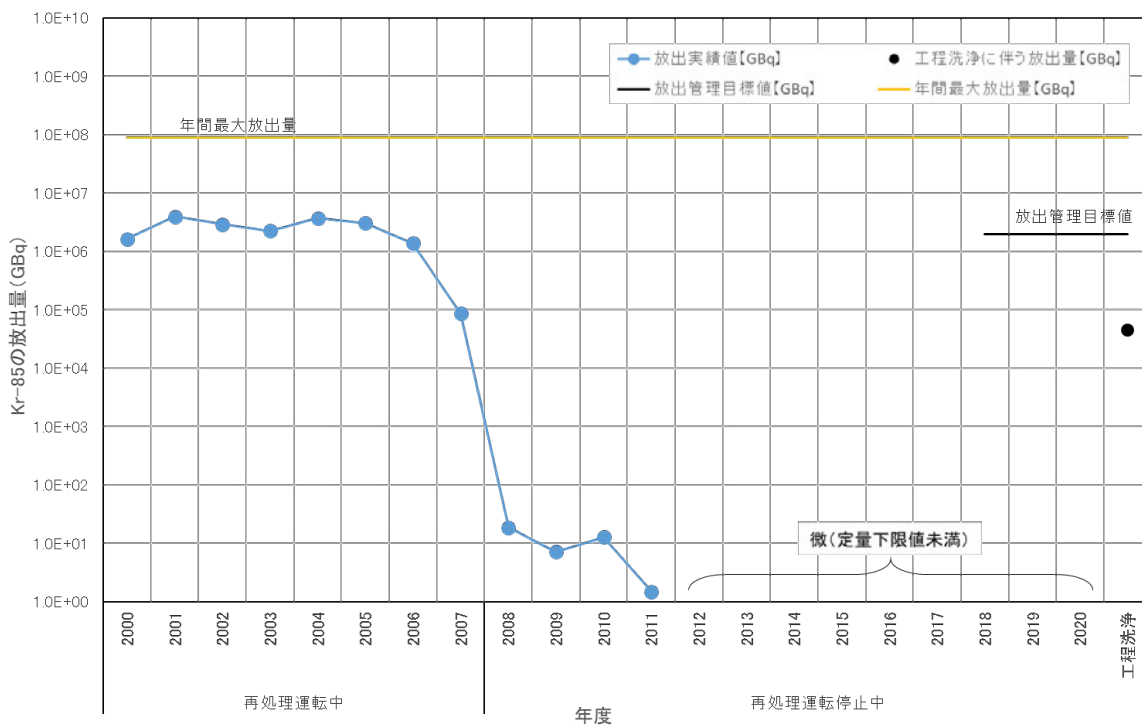
*1 放射エネルギーが極めて小さいことから、評価上0として取扱う。

*2 再処理事業指定申請書に定める年間最大放出量

*3 廃止措置計画変更認可申請書（平成30年6月認可）の放出管理目標値

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

Kr-85



H-3

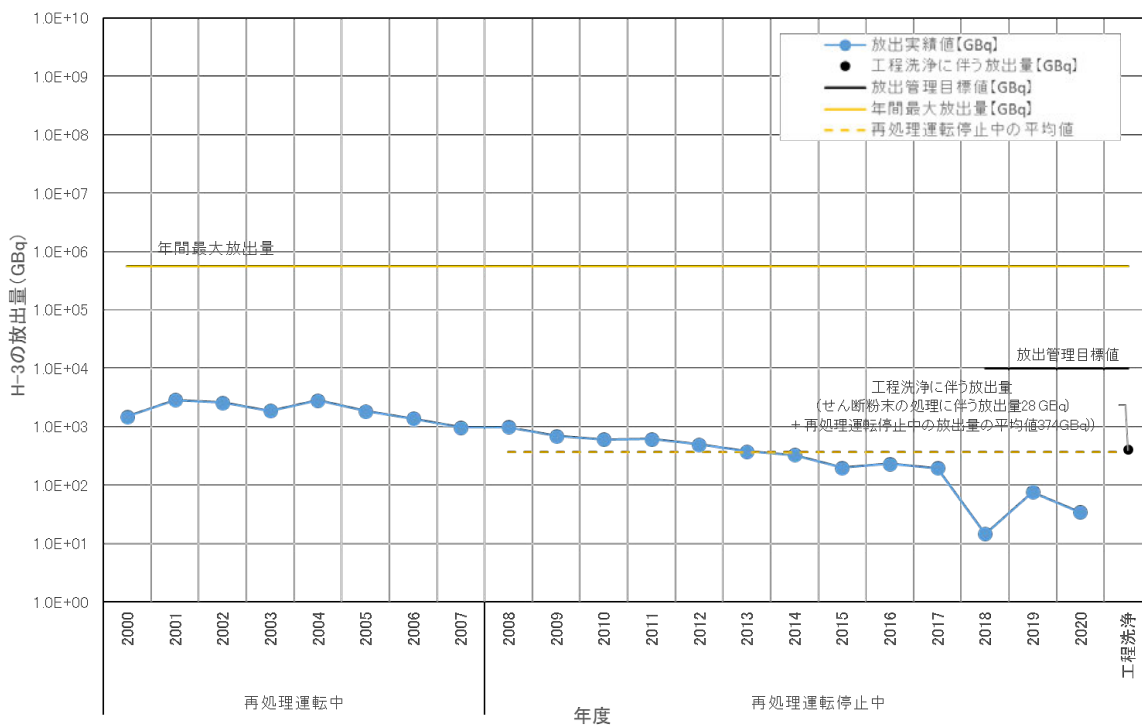
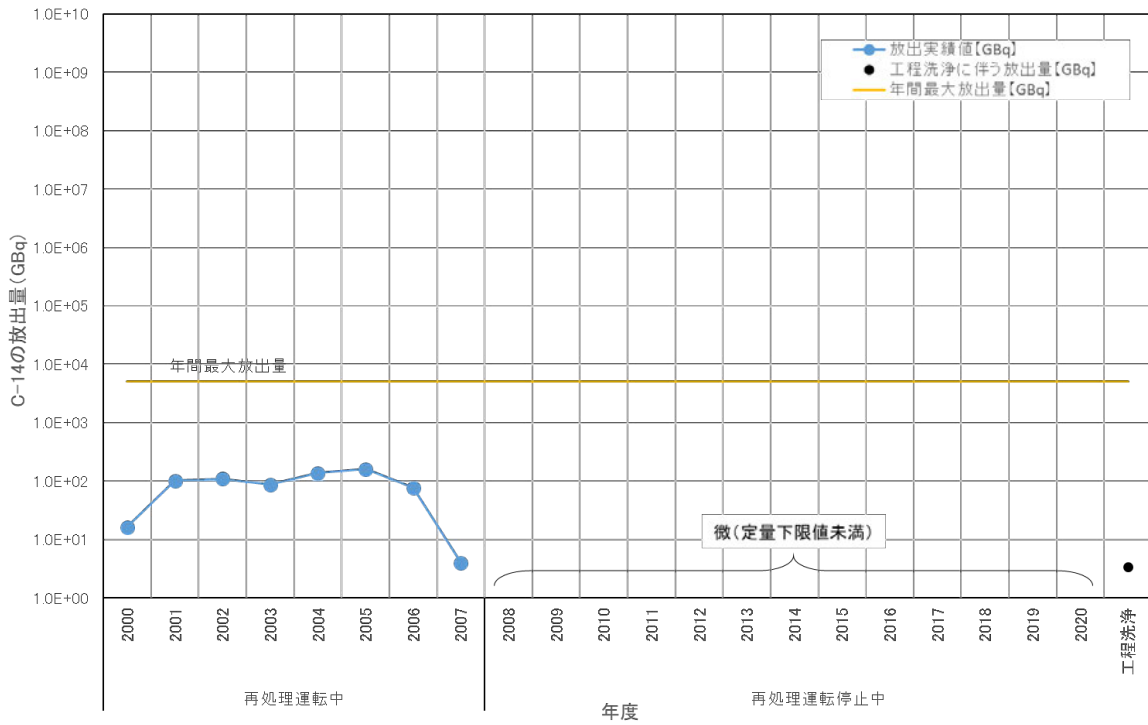


図-2 放射性気体廃棄物の放出量 (Kr-85, H-3)

C-14



I-129

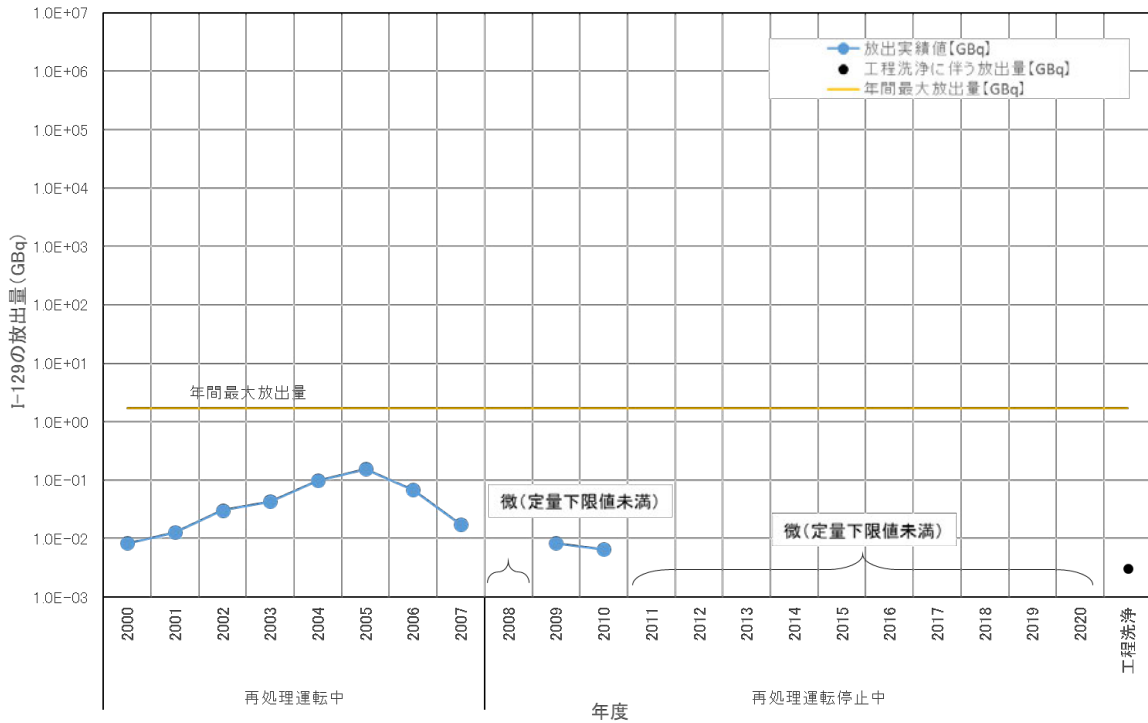
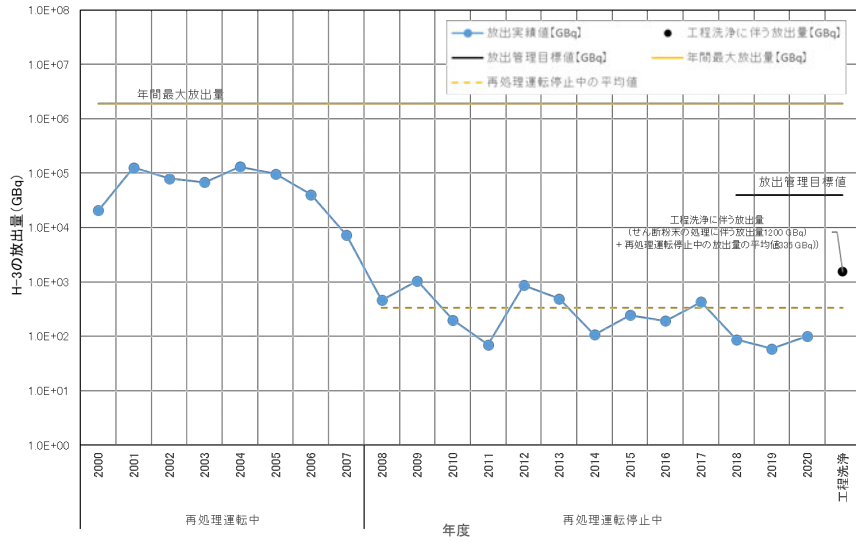


図-2 放射性気体廃棄物の放出量 (C-14, I-129)

H-3



I-129

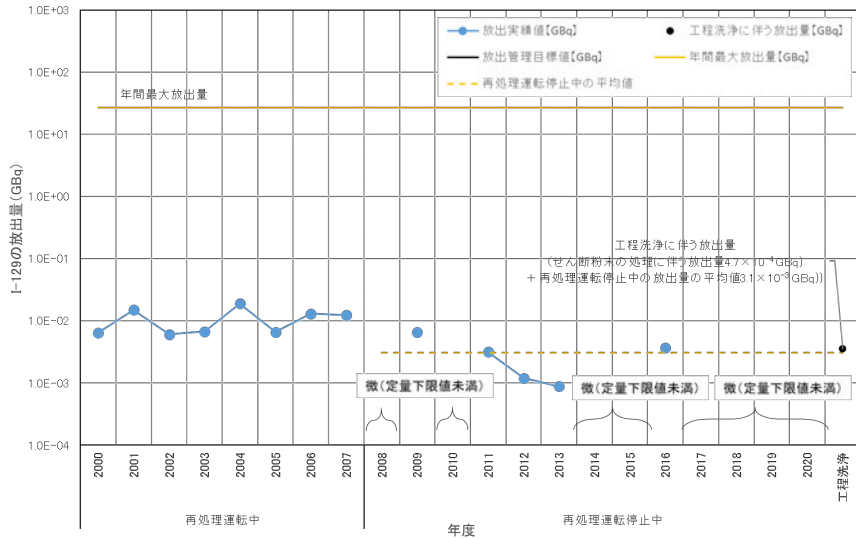


図-3 放射性液体廃棄物の放出量