



再処理施設全体の設計と特徴、 試験運転の経緯



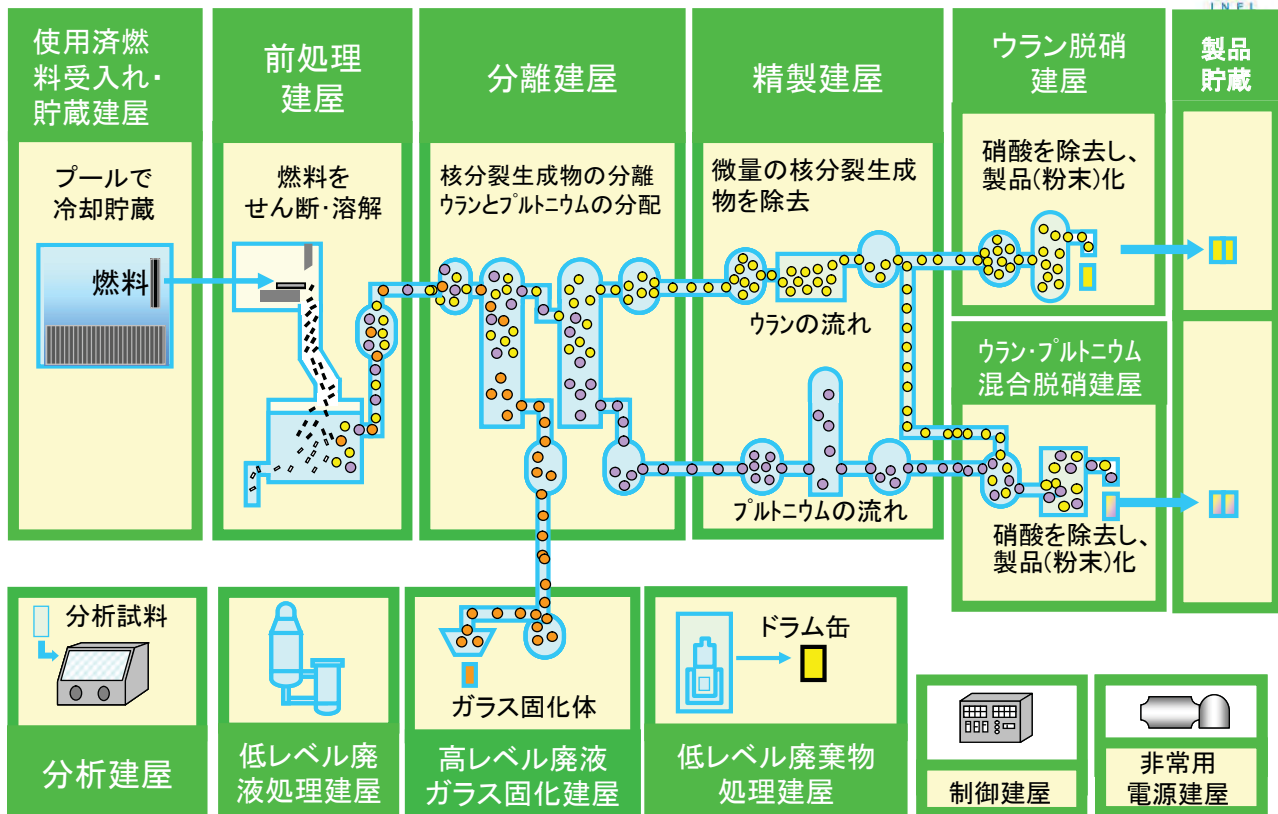
目 次



1. 再処理施設全体の設計と特徴
2. 試験運転の経緯

六ヶ所再処理工場の全体工程

日本原燃株式会社



3

六ヶ所再処理工場の設備構成

日本原燃株式会社

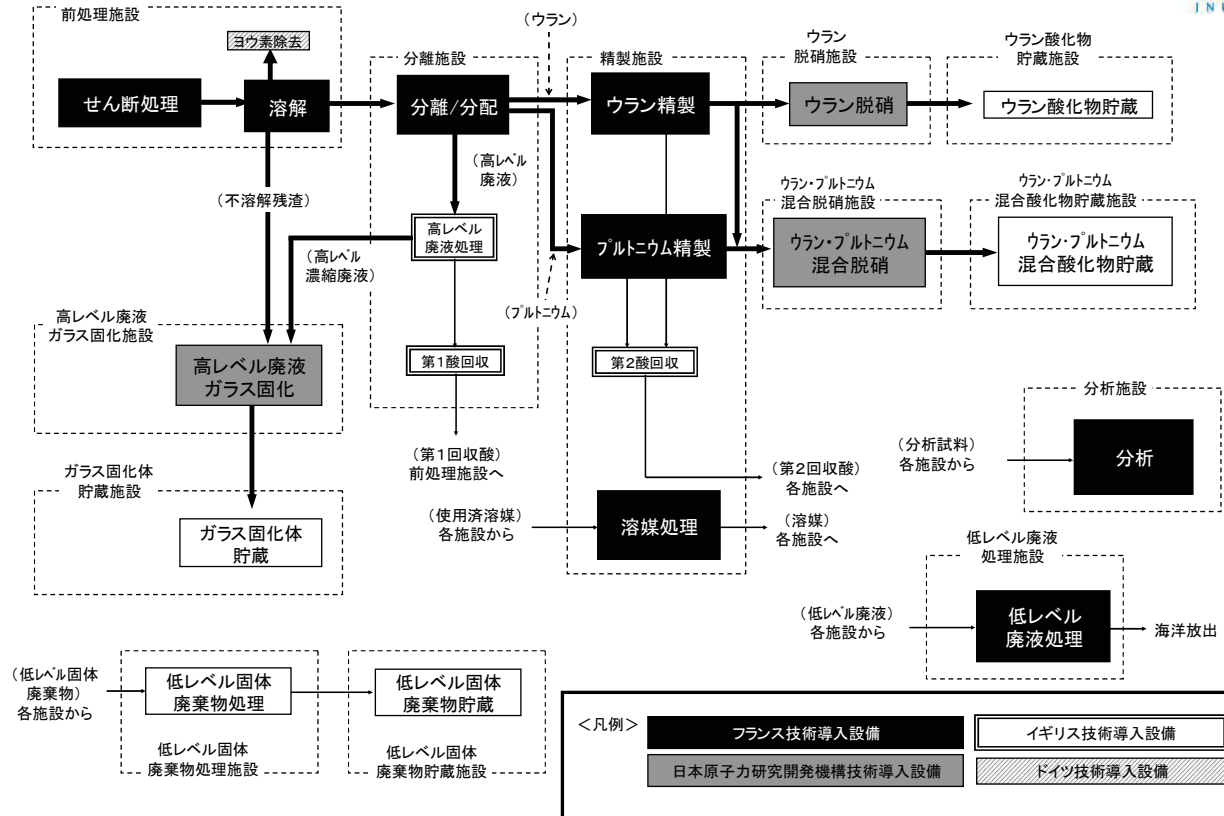


- 六ヶ所工場は、実績と安全性を考慮し、実用可能な最良技術を国内外から選び構成している。
- 具体的には、再処理工程の主要部分であるせん断、溶解、抽出等をフランスより技術導入し、周辺工程のウラン脱硝、ウラン・プルトニウム混合脱硝、高レベル放射性廃液のガラス固化については日本原子力研究開発機構による国内技術を採用している。
- また、放射性廃液の減圧蒸発処理技術をイギリスより、溶解オフガス中のヨウ素除去技術をドイツより技術導入している。

4

六ヶ所再処理工場の設備構成

日本原燃株式会社



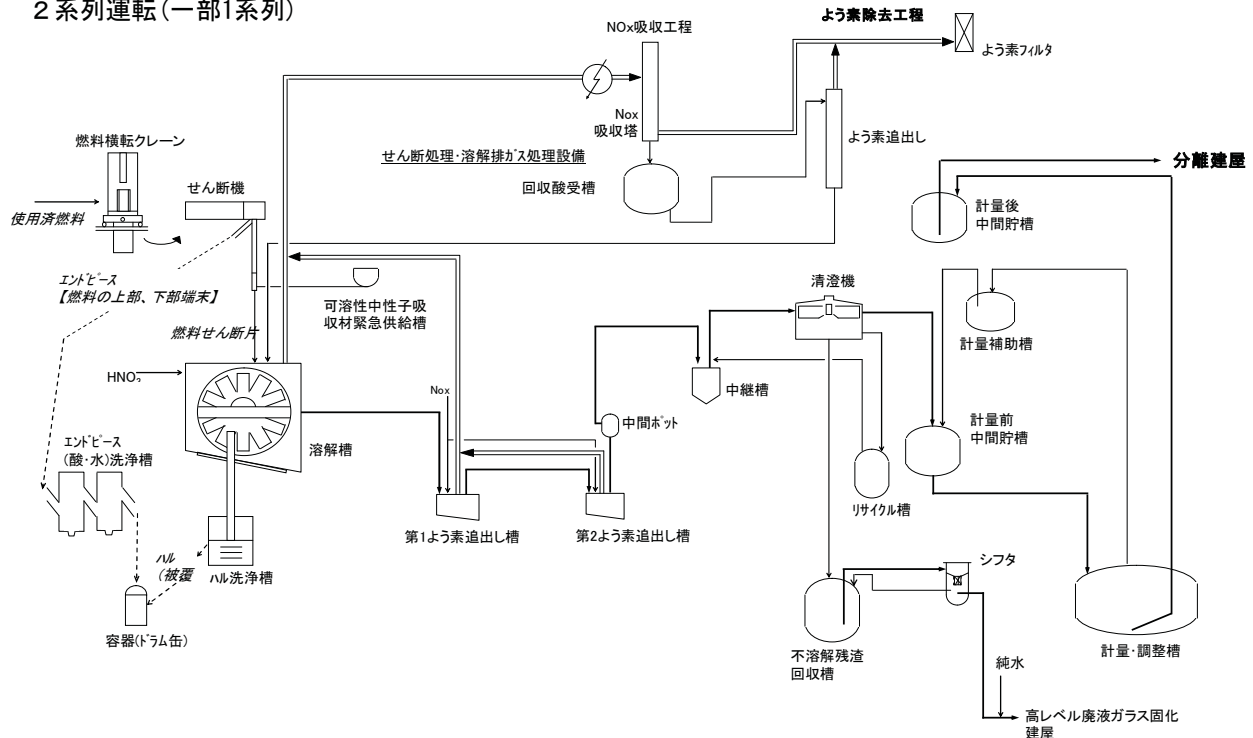
5

前処理工程概要図

日本原燃株式会社



2系列運転(一部1系列)



6

日本原燃株式会社



日本原燃株式会社



The diagram illustrates the material flow from the refining building (精製建屋) to the uranium oxide storage building (ウラン酸化物貯蔵建屋). The process begins with material entering the nitrate uranyl storage tank (硝酸ウラニル貯槽). From there, it moves to the concentration tank (濃縮缶), then to the denitration tower (脱硝塔). The denitration tower has two outlets: one leading to the UO3 dissolution tank (UO3溶解槽) and another leading to the out-of-specification product receiving tank (規格外製品受槽). The UO3 dissolution tank feeds into the UO3 receiving tank (UO3受槽), which then feeds into the sealing tank (シール槽). The sealing tank feeds into the UO3 receiving tank (UO3受槽), which then feeds into the filling cart (充てん台車). The filling cart feeds into the uranium oxide storage container (ウラン酸化物貯蔵容器), which is then moved by the storage container transfer cart (貯蔵容器搬送台車) to the uranium oxide storage building (ウラン酸化物貯蔵建屋). The out-of-specification product receiving tank (規格外製品受槽) also feeds into the UO3 receiving tank (UO3受槽).

再処理工場の各設備の設計等に係る経緯

日本原燃株式会社



- 海外導入技術については、一般的に基本設計は海外ライセンサが行い、機器の詳細設計、製作、据え付けは国内メーカーが行う方法で技術移転を図ってきた。
- いくつかのものは、国内の基準に合致させるための改良を行っている。例えば、耐震設計の結果に基づくパルスカラムの内部構造の変更や、放射性物質に関して、より厳しい放出基準に対応すべくヨウ素追い出し槽の追加などがある。
- さらにパルスカラムやせん断機・溶解槽については、実規模モックアップ設備を作り操作条件の確認や遠隔保守手順の検証を実施してきた。
- また、日本原子力研究開発機構から導入した国内技術に関しても、ウラン・プルトニウム混合脱硝設備、ガラス溶融炉について当社の仕様に合わせ改良すると共に、モックアップ設備による確認を行っている。
- このような改良・検証を通し技術の定着化を行うとともに、これら新技術のさらなる定着化を図ることを目的として、試験運転を実施している。

9

目 次

日本原燃株式会社



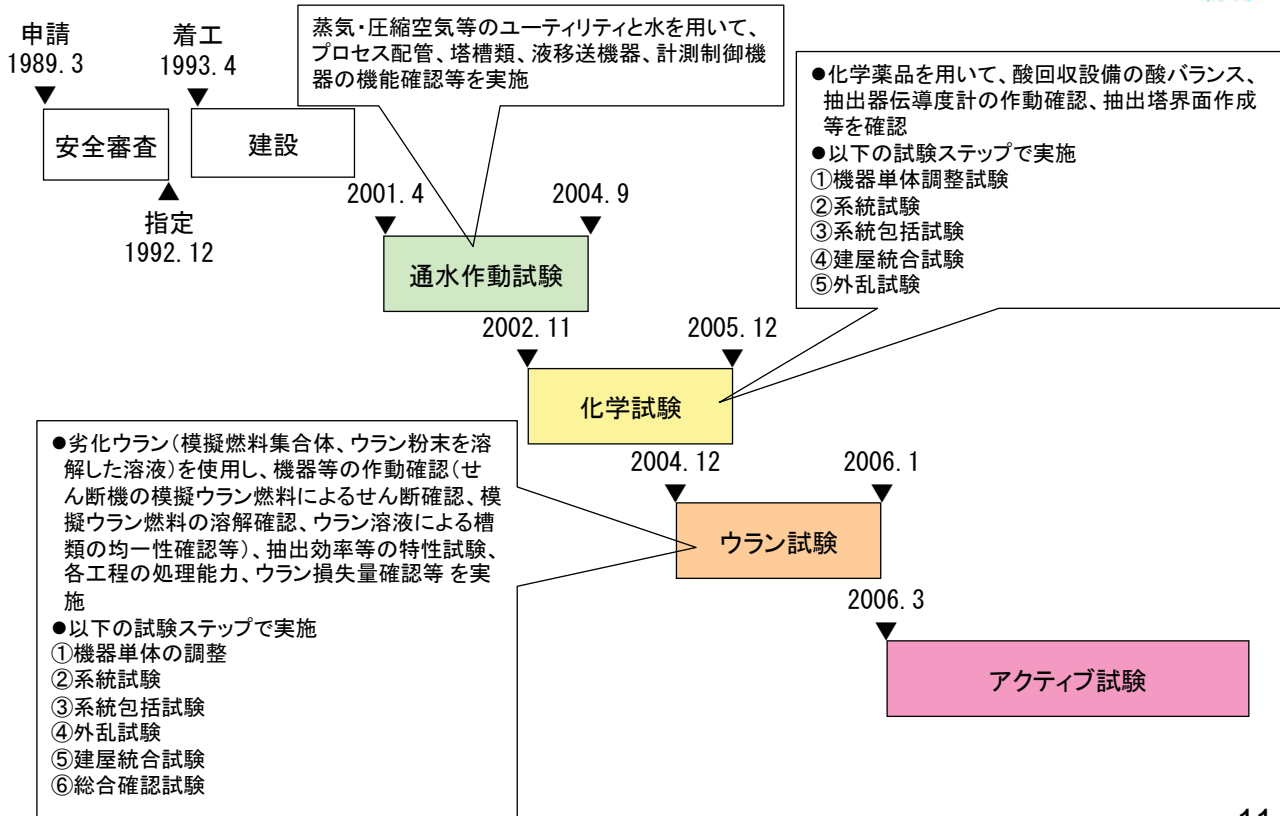
1. 再処理施設全体の設計と特徴

2. 試験運転の経緯

10

試験運転の全体経緯

日本原燃株式会社



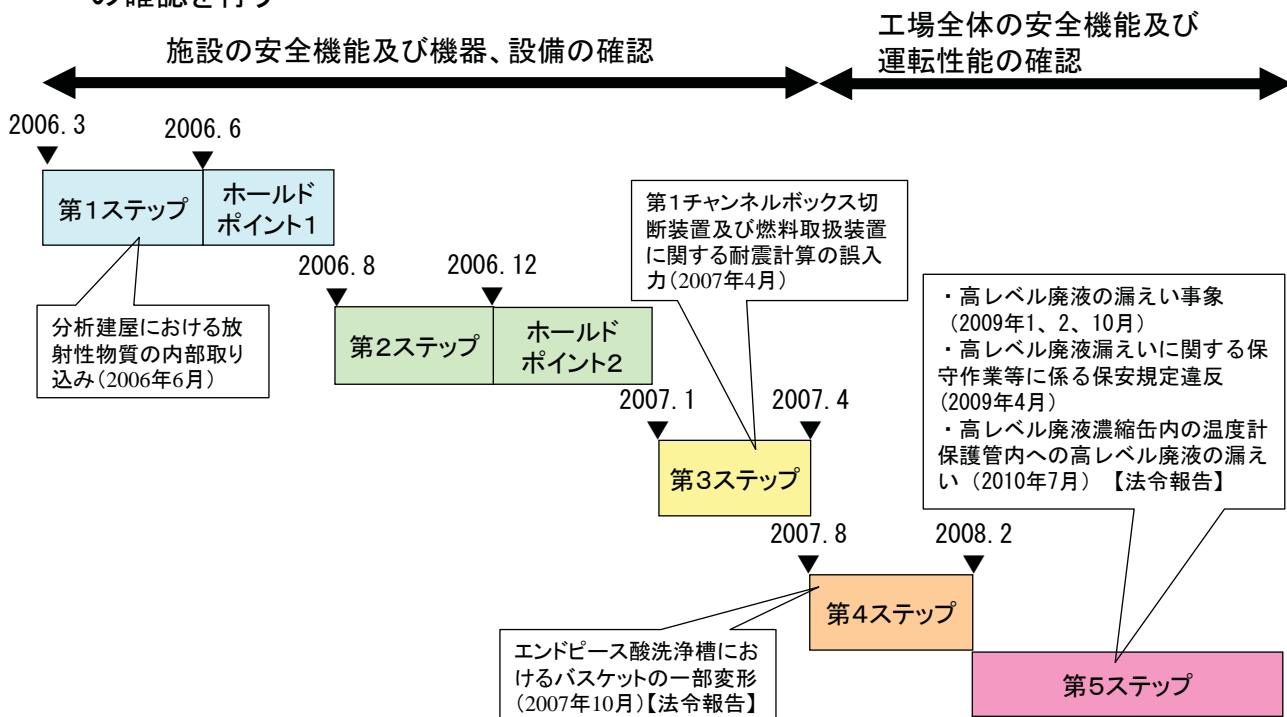
11

アクティブ試験の経緯

日本原燃株式会社



- 実際の使用済燃料を用い、環境への放出放射能量、核分裂生成物の分離性能、ウランとプルトニウムとの分離性能、除染性能確認試験、放射線のしゃへい機能等の確認を行う



12

アクティブ試験の処理燃料

日本原燃株式会社



主な燃料仕様		処理量
第1ステップ 施設の安全機能及び機器、 設備の性能の確認	(PWR) 17×17型燃料 (1) 燃焼度：約12,000～約17,000MWd/tUpr、冷却期間：約20年 (2) 燃焼度：約30,000～約33,000MWd/tUpr、冷却期間：約10～18年	約30 t・U _{Pr}
ホールドポイント1 (線量当量率及び空気中の放射性物質濃度、溶解性能、核分裂生成物の分離性能、プルトニウムの分配性能、 プルトニウム逆抽出性能、環境への放出放射能量の評価)		
第2ステップ 施設の安全機能及び機器、 設備の性能の確認	(PWR) 17×17型及び15×15型燃料 (1) 燃焼度：約30,000～約36,000MWd/tUpr、冷却期間：約8～15年 (BWR) (2) 燃焼度：約18,000～約21,000MWd/tUpr、冷却期間：約20年	約60 t・U _{Pr}
ホールドポイント2 (線量当量率及び空気中の放射性物質濃度、溶解性能、核分裂生成物の分離性能、プルトニウムの分配性能、 プルトニウム逆抽出性能、環境への放出放射能量の評価)		
第3ステップ 施設の安全機能及び機器、 設備の性能の確認	(BWR) (1) 燃焼度：約15,000～約25,000MWd/tUpr、冷却期間：約15～20年 (2) 燃焼度：約25,000～約36,000MWd/tUpr、冷却期間：約8～20年 (PWR) 17×17型燃料 燃焼度：約16,000～約47,000MWd/tUpr、冷却期間：約8～14年	約70 t・U _{Pr}
第4ステップ 工場全体の安全機能及び運 転性能の確認	(PWR) 17×17型、15×15型及び14×14型燃料 燃焼度：約36,000～約47,000MWd/tUpr、冷却期間：約6～17年 (BWR) 燃焼度：約20,000～約40,000MWd/tUpr、冷却期間：約8～20年	約110 t・U _{Pr} 約 55 t・U _{Pr}
第5ステップ 工場全体の安全機能及び運 転性能の確認	(BWR) 燃焼度：約20,000～約40,000MWd/tUpr、冷却期間：約8～20年	約105 t・U _{Pr}

13

アクティブ試験の計画

日本原燃株式会社



【施設の安全機能及び機器、設備の性能確認】

線量当量率及び空気中の放射性物質濃度、溶解性能、核分裂生成物の分離性能、プルトニウムの分配性能、プルトニウム逆抽出性能及び環境への放出放射能量等の安全機能について確認。

(第1ステップ)

- 低燃焼度、長期冷却と中燃焼度、中期冷却のPWR燃料合計約30トンを用いて試験を実施。
- 試験においては、使用済燃料のせん断量を徐々に増やしながら段階的に1日当たりの処理量を上げる。
- 核分裂生成物の分離性能及びプルトニウムの分配性能確認試験においては、分離建屋で溶解液をウラン溶液で希釈し、核分裂生成物及びプルトニウム濃度を段階的（3段階）に高くして試験を実施。
- さらに、このステップの最終段階では、希釈を行わずに核分裂生成物の分離性能、プルトニウムの分配性能の確認を実施。



(第2ステップ)

- PWR燃料約50トンを用い、環境への放出放射能の1次評価を実施。合わせて、第1ステップで確認した項目に加え、脱硝性能や環境への放出放射能量等の確認を実施。
- また、本ステップの最後に低燃焼度のBWR燃料約10 t・U_{Pr}を用いて、せん断性能の確認を実施。



(第3ステップ)

- 前処理建屋のせん断処理施設及び溶解施設の系列を変更し、PWR燃料及びBWR燃料合計約70 t・U_{Pr}を用いて、せん断・溶解性能、分離・分配性能、線量当量率及び空気中の放射性物質濃度、環境への放出放射能量等の確認を実施。

14

アクティブ試験の計画



【工場全体の安全機能及び運転性能の確認】

施設の安全機能及び機器、設備の性能確認を引き続き行うとともに、固体廃棄物の処理能力、線量当量率及び空気中の放射性物質濃度及び環境への放出放射エネルギーの安全機能について確認。

（第4ステップ）

- 前処理建屋のせん断処理施設及び溶解施設の系列を変更（第1、2ステップで使用した系列）し、PWR燃料約110トン（アクティブ試験で最も高い燃焼度の使用済燃料を処理）を用いて、再処理施設全体の処理性能を確認。
- 本ステップで処理する使用済燃料がアクティブ試験で最も燃焼度が高いことから、本ステップからガラス溶融固化設備のアクティブ試験を開始。
- ガラス固化試験が当初計画どおり実施できなかったことを受け、さらに高レベル廃液を確保する目的で、第5ステップで処理する計画であったBWR燃料約55トンを処理。



（第5ステップ）

- 前処理建屋のせん断処理施設及び溶解施設の系列を変更し、BWR燃料約105トンを用いて、再処理施設全体の処理性能、線量当量率及び空気中の放射性物質濃度（性能検査）、核燃料物質の物質収支の確認を行うとともに、高レベル廃液ガラス固化設備の処理能力確認試験（性能検査）、気体廃棄物放出放射エネルギー確認試験（性能検査）、液体廃棄物放出放射エネルギー確認試験（性能検査）を実施。

アクティブ試験の主な確認項目



建 屋	設備、機器の安全機能	設備、機器の運転性能	処理能力	
前処理	・ 溶解液中の核燃料物質濃度が核的制限値よりも低く設定した目標値以下、酸濃度が目標値以上	・ 不溶解残渣、廃液及びハル・エンドピースへの核燃料物質の移行量確認 ・ 定格処理運転時で連続して処理できること	—	・ 4.4tU/日以上以上の処理ができること ・ 22.2日以内に80tU以上処理できること
分離	・ 主要な核分裂生成物に対し、除染係数が目標値以上 ・ 抽出廃液、補助抽出廃液中のプルトニウム濃度が未臨界濃度よりも低く設定した目標値以下 ・ ウラン濃縮缶供給槽、抽出廃液受槽等におけるTBP濃度が目標値以下	・ 廃液、溶媒中への核燃料物質の移行量確認 ・ 各処理量で連続した運転ができること	・ 高レベル廃液濃縮缶、アルカリ濃縮缶の処理能力が所定の値以上	
精製	・ ウラン精製設備の各核種に対する除染係数が目標値以上 ・ 抽出廃液中のプルトニウム濃度が未臨界濃度よりも低く設定した目標値以下 ・ 抽出廃液中間貯槽等におけるTBP濃度が目標値以下	・ プルトニウム濃縮液中の不純物含有量、アメリカシウム含有量、核分裂生成物含有量が目標値以下 ・ 各処理量で連続した運転ができること	—	
ガラス	・ 出口シャフトの温度が所定の値以下であること	・ 高放射性廃液を用いたガラス固化運転が連続して実施できること（安定運転：ガラス温度等の管理、白金族元素管理） ・ ガラス固化体取扱設備の運転が連続して実施できること	・ ガラス溶融炉の処理能力が所定の値以上 ・ 22.2日以内に80tU分処理で発生する高レベル廃液を処理できること	
低レベル固体廃棄物処理	—	・ 定格処理量での運転が連続して実施できること	・ 低レベル濃縮廃液乾燥装置、廃溶媒熱分解装置、雑固体廃棄物焼却装置等の処理能力が、所定の処理能力以上 ・ 22.2日以内に80tU分処理で発生する廃棄物量を処理できること	
共通項目	・ 放射線量（放出量）が所定の値以下であること	・ 製品回収率が所定の値以上 ・ 再処理施設全体での核燃料物質の物質収支を確認する	—	

アクティブ試験の主な確認結果

日本原燃株式会社



【設備、機器の安全機能】

計画した試験項目を実施し、すべて判定基準を満足する結果であった。

<放出放射エネルギー確認>

確認結果（年間の推定放出放射エネルギー）	所定の値（放出管理目標値）	試験結果に対する評価
トリチウム： 9.4×10^{13} Bq/年 陽素-129： 5.8×10^9 Bq/年 陽素-131： 2.5×10^8 Bq/年 その他核種： α線を放出する核種：— Bq/年 α線を放出しない核種：— Bq/年 ※設計上、設備での除染係数を期待している核種のみを対象	トリチウム： 1.9×10^{15} Bq/年 陽素-129： 1.1×10^{10} Bq/年 陽素-131： 1.7×10^{10} Bq/年 その他核種： α線を放出する核種： 3.3×10^8 Bq/年 α線を放出しない核種： 9.4×10^{10} Bq/年	気体廃棄物（主排気筒で測定）中の年間の推定放出放射エネルギーが、事業指定申請書に記載の所定の値以下であることを確認（第2～4ステップ） ※処理した使用済燃料の放射エネルギーと放出された放射エネルギーから設計基準燃料を800トン処理した場合の放射エネルギーを推定 第5ステップでは、ガラス固化設備の運転に伴い放出される放射エネルギーに対する評価する計画、計測継続中
陽素-129： 1.8×10^{10} Bq/年 その他核種： α線を放出する核種：— Bq/年 α線を放出しない核種：— Bq/年 ※設計上、設備での除染係数を期待している核種のみを対象	陽素-129： 4.3×10^{10} Bq/年 その他核種： α線を放出する核種： 3.8×10^9 Bq/年 α線を放出しない核種： 2.1×10^{11} Bq/年	液体廃棄物（海洋放出前貯槽で測定）中の年間推定放出放射エネルギーが、事業指定申請書に記載の所定の値以下であることを確認 第5ステップでは、ガラス固化設備の運転に伴い放出される放射エネルギーに対する評価する計画、計測継続中

【設備、機器の運転性能】

・計画した試験項目を実施し、すべて判定基準を満足する結果であった。

【再処理全体の処理性能】

・再処理全体の処理性能については、第4、第5ステップにおいて、目標とする能力で安定した運転ができることを確認した。（ガラス固化設備については、試験結果評価中）

○施設全体として、22.2日で80tUの処理

○工程毎に保証最大処理能力である4.4tU/日での処理

17

アクティブ試験の状況

日本原燃株式会社



- ガラス固化設備以外の施設については、アクティブ試験として計画した試験を全て終了している。
- ガラス固化設備以外の施設のアクティブ試験では、試験の判断基準を満足する結果が得られている。
- アクティブ試験開始以降、竣工までの工程の見直しを10回行っているが、試験実施に直接関係する工程の見直しは、ガラス固化設備の試験に関連するもののみである。（放射性物質の内部取り込みによるアクティブ試験の遅れを反映、使用済燃料受入れ・貯蔵施設における設備の耐震誤入力の影響によるアクティブ試験の遅れを反映等）

18