

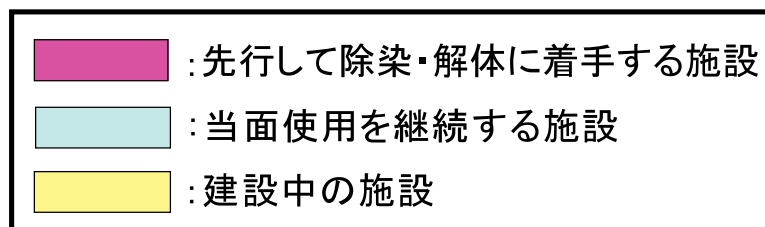
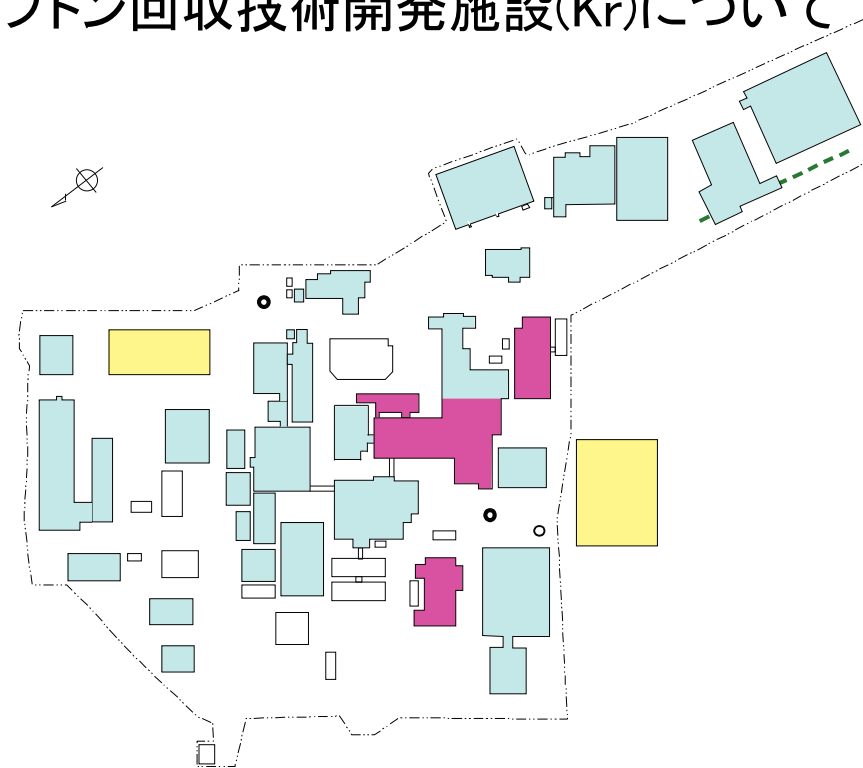
2. 廃止措置に係る安全対策

2.3 除染・解体に先行着手する施設

－ 施設の選定の考え方 －

先行して使用を取りやめ廃止する分離精製工場(MP)、ウラン脱硝施設(DN)、プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)及びクリプトン回収技術開発施設(Kr)については、先行して除染・解体に着手する。

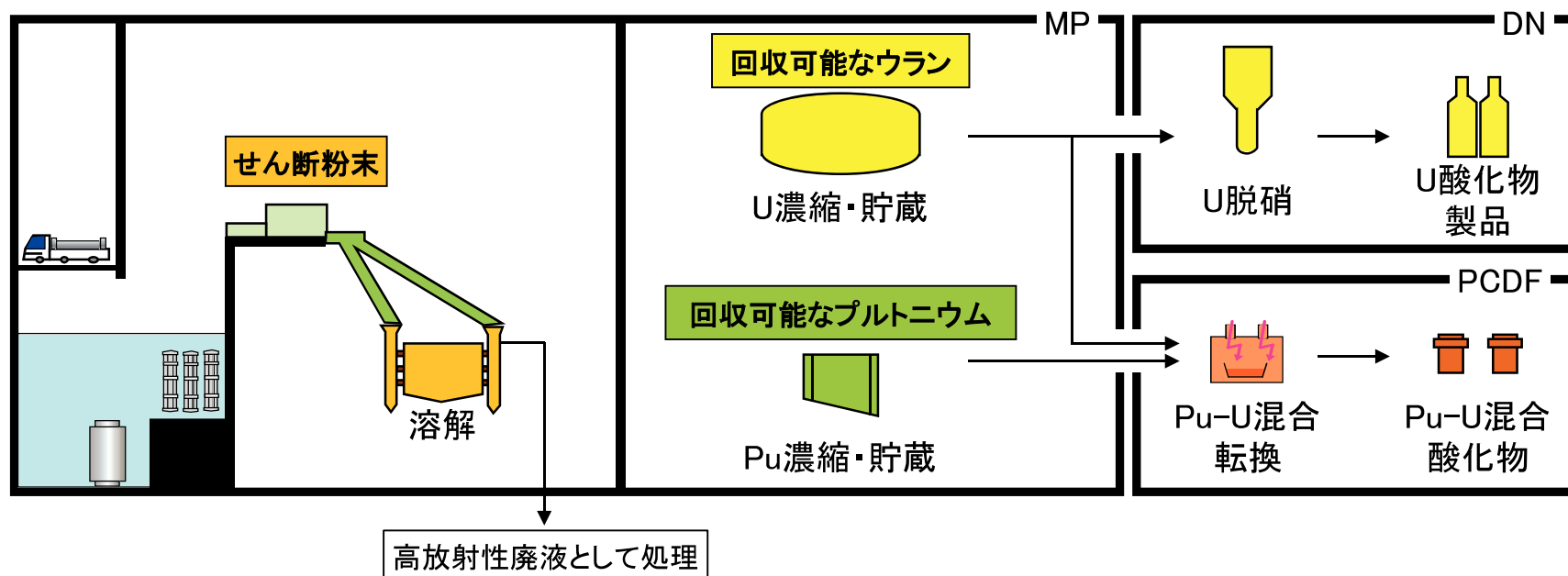
- 工程内に分散している核燃料物質等を集約する工程洗浄を実施。
- 試験のために回収、貯蔵しているクリプトンガスを管理した状態で安全に放出。
- その後、機器解体時の作業員の被ばく低減を図るため、除染剤を用いた化学的な除染や高圧水等を用いた機械的な除染により系統内の汚染を除去。
- 工程洗浄や系統除染の過程で線量測定や汚染状況調査を行い、機器解体の作業方法(直接／遠隔)の検討を実施。
- 機器解体は10年後以降に行う計画。



— 工程洗浄 —

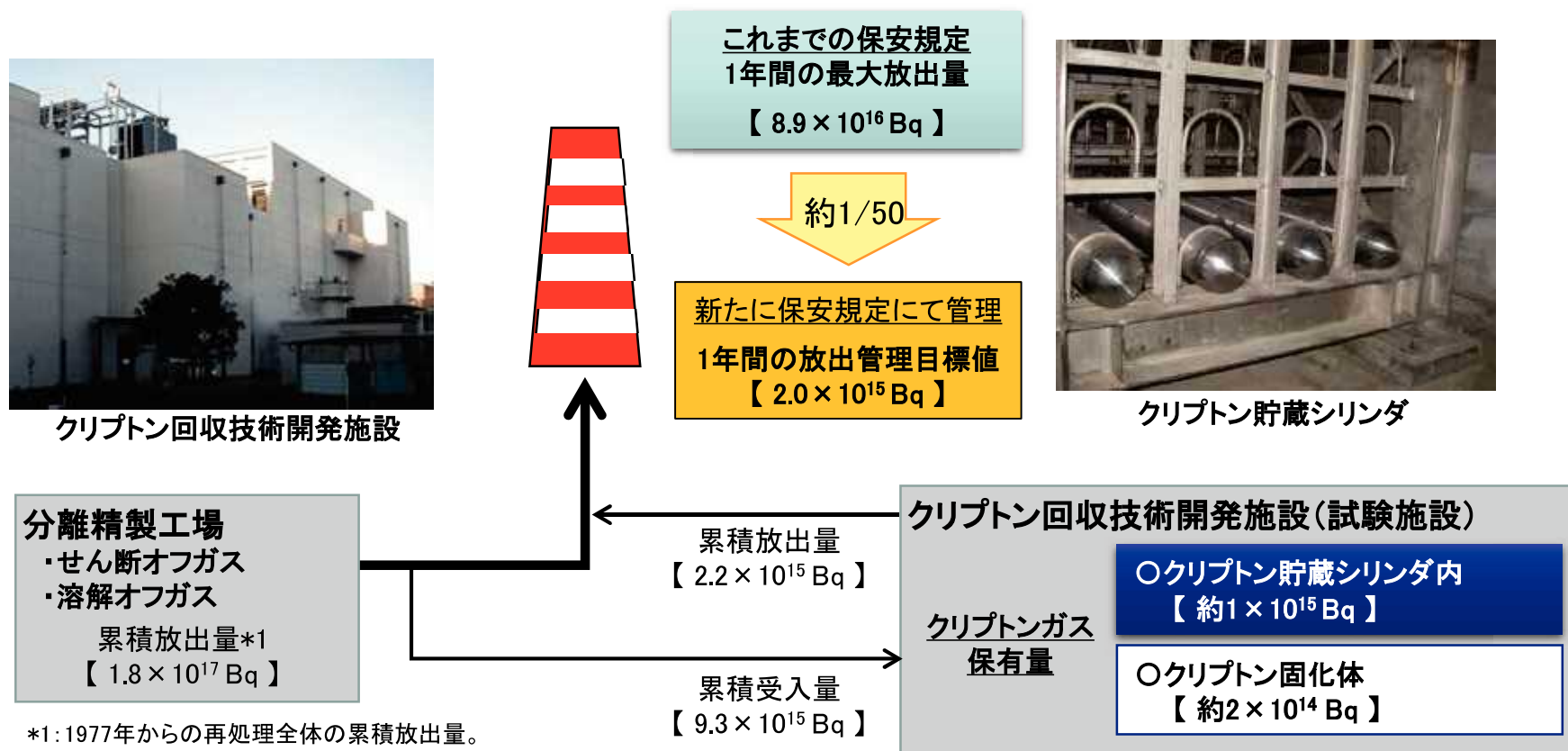
工程内に残存する核燃料物質を回収するために、工程洗浄を実施する。

- 工程洗浄は平成31年度から平成32年度に実施する計画。
- 必要な安全対策、休止していた設備の点検及び使用する機器の作動確認、整備を実施した後、一部の工程を作動させ、洗浄を行う。
- 工程洗浄の詳細な方法、時期は、廃止措置計画の変更申請を行う予定。
- 工程洗浄は、必要な人員・体制を整えた上で、工程洗浄前までに要領書類の教育、設備の点検整備を通して操作技術の習熟・技能向上を図るとともに、運転員に十分な力量が付与されていることを品質保証体系に従って確認した後に実施する。



2.3 除染・解体に先行着手する施設 — クリプトン管理放出(1/2) —

- ▶ クリプトン回収技術開発施設では、使用済燃料の再処理で発生する放射性クリプトンガスのうち、一部を試験のために回収、貯蔵してきたが、貯蔵しているクリプトンガスについて今後使用する計画がないことから施設の安全性向上のため、放出量を管理しながら安全に放出する。



*1: 1977年からの再処理全体の累積放出量。
 (処理量: 約1140tU)

注) 累積受入量、累積放出量は、放射能の減衰により、合計値が合わない。

2.3 除染・解体に先行着手する施設 — クリプトン管理放出(2/2) —

【放出手順】

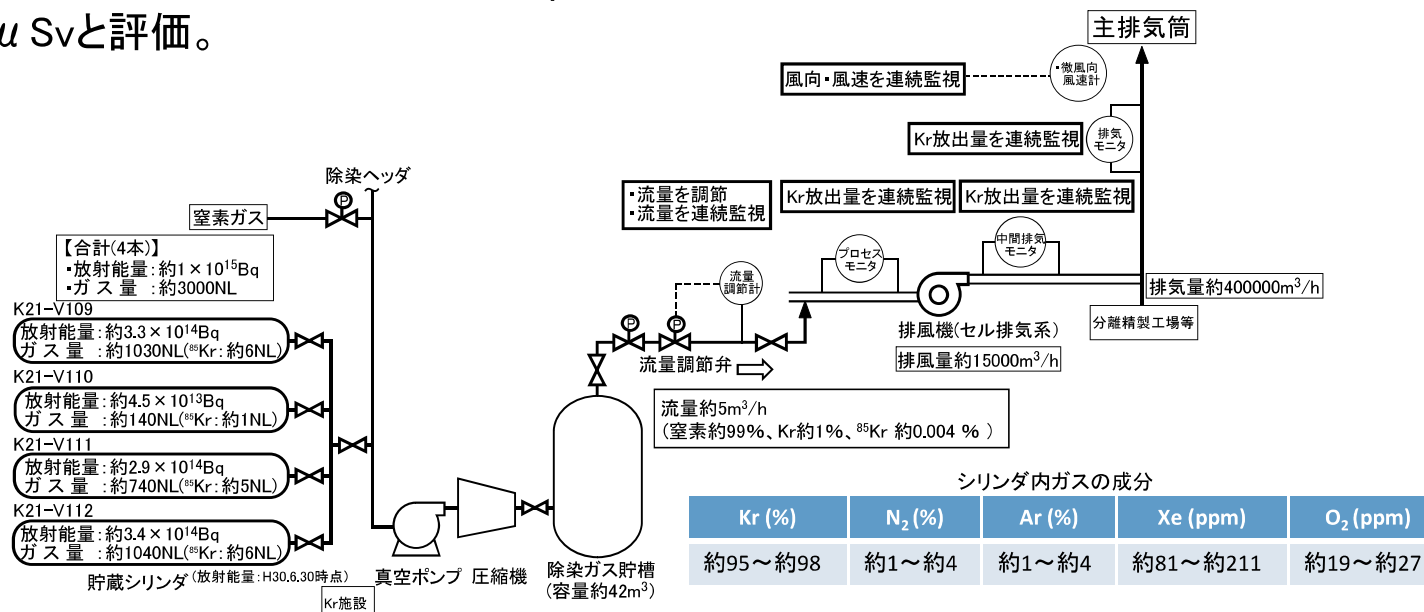
クリプトン貯蔵シリンダ1本ごとに①～③の操作を繰り返し、クリプトンガス全量を管理放出する。

- ①貯蔵シリンダのクリプトンガス全量を除染ガス貯槽へ送る。その後、窒素ガスによるシリンダのガス置換を行い、更に、放出時の流量確保のため窒素ガスを加え希釈・加圧する(約200倍の希釈)。
- ②放出時は、3箇所弁を開け、流量調整弁を徐々に開放し、流量約5 m³/時(1×10¹¹ Bq/分に相当)、1日当たり約10時間の管理放出を行う。放出中は、放射線モニタ、風速条件を監視する。
- ③窒素ガスにより、除染ガス貯槽及び配管内のクリプトンガスの追い出し操作等を行う。

なお、全工程は、約1.5ヶ月の計画である。

【周辺モニタリングポストへの影響及び実効線量】

- 管理放出に伴うモニタリングポストの測定値の上昇は、気象条件にもよるが多くても数nGy/hであり、通常の変動と同程度であると評価。
- 管理放出に伴う実効線量は、約0.06 μSvと評価。なお、短時間に全量を放出する想定事象では、約0.7 μSvと評価。





－ 放出管理目標値の見直し(1/2) －

○「原子力施設周辺の安全確保及び環境保全に関する協定書」の変更

- 原子力施設周辺の安全確保及び環境保全に関する協定書第2条の規定に定める放射性廃棄物の放出管理の目標値の一部を変更について、同協定書第21条に基づく協議をお願いします。
- 現在、安全協定においては年間210トンの再処理を行うことを前提とした年間放出量等を保安規定と概ね同様に記載しているが、今般、クリプトン-85 (^{85}Kr) 及びトリチウム(^3H)について、新たに放出管理目標値を定めたことから、安全協定に定める放出管理の目標値のうち ^{85}Kr 及び ^3H について、3ヶ月間平均濃度、3ヶ月間放出量及び年間放出量に係る記載の一部を変更する。

－ 放出管理目標値の見直し(2/2) －

○放出管理目標値の見直しに関する方針

- 廃止措置段階における放出量を算出するに当たっては、評価に必要なデータ採取や評価手法の整備に相応の期間が必要となる見込みであり、また、直近の作業となる ^{85}Kr の管理放出や工程洗浄に伴う放出挙動は使用済燃料処理時のものに近く、放出量への寄与も大きいことから、放出の基準の見直しを行う具体の時期として、まずは工程洗浄終了段階で見直しを行う。
- 一方、これまでの放出実績等から今後の放出予測が可能な核種 (^{85}Kr , ^3H)については早急に見直しを行い、再処理施設保安規定に新たに放出管理目標値を定めて管理していく。
- また、工程洗浄に係る廃止措置計画の変更時においても工程洗浄に伴う放出量評価を行い、同様に再処理施設保安規定に放出管理目標値を定めて管理していく。

－ 気体廃棄物の管理目標値の見直し －

黒字は現在の数値、赤字は変更後の数値、()内黒字は変更前の数値

廃棄施設名	核種等	3ヶ月間平均濃度 (Bq/cm ³)	3ヶ月間放出量 (Bq)	年間放出量 (Bq)	備考
再処理施設 排気筒 第1付属 排気筒及び 第2付属 排気筒	⁸⁵ Kr	2.3 (4.1 × 10)	2.0 × 10¹⁵ (2.7 × 10 ¹⁶)	2.0 × 10¹⁵ (8.9 × 10 ¹⁶)	1日当たりの最大放出量は1.2 × 10 ¹⁴ Bq(ただし1時間当たりの最大放出量は1.2 × 10 ¹³ Bq)とする。 (1日当たりの最大放出量は2.96 × 10 ¹⁴ Bq(ただし1時間当たりの最大放出量は2.22 × 10 ¹⁴ Bq)とする。)
	³ H	2.9 × 10⁻³ (2.4 × 10 ⁻¹)	2.5 × 10¹² (1.7 × 10 ¹⁴)	1.0 × 10¹³ (5.6 × 10 ¹⁴)	
	¹⁴ C	2.3 × 10 ⁻³	1.5 × 10 ¹²	5.1 × 10 ¹²	
	¹³¹ I	7.0 × 10 ⁻⁶	4.8 × 10 ⁹	1.6 × 10 ¹⁰	
	¹²⁹ I	7.8 × 10 ⁻⁷	5.2 × 10 ⁸	1.7 × 10 ⁹	

注1) 今後、使用済燃料の処理を行わないため、放出予測が可能な核種(⁸⁵Kr, ³H)について、廃止措置段階における放出量を見直した。
 注2) 工程洗浄に伴う放出管理目標値は、工程洗浄に係る廃止措置計画の変更時に定める。

－ 液体廃棄物の管理目標値の見直し －

黒字は現在の数値、赤字は変更後の数値、()内黒字は変更前の数値

廃棄施設名	核種等	3ヶ月間平均濃度 (Bq/cm ³)	3ヶ月間放出量 (Bq)	年間放出量 (Bq)	備考
再処理施設 海中放出管	全放射能	3.7	2.4×10^{11}	9.6×10^{11}	³ Hを除く全β放射能である。
	³ H	2.5×10^4	2.0×10^{13} (4.7×10^{14})	4.0×10^{13} (1.9×10^{15})	

注1) 今後、使用済燃料の処理を行わないため、放出予測が可能な核種(³H)について、廃止措置段階における放出量を見直した。
 注2) 工程洗浄に伴う放出管理目標値は、工程洗浄に係る廃止措置計画の変更時に定める。

2. 廃止措置に係る安全対策

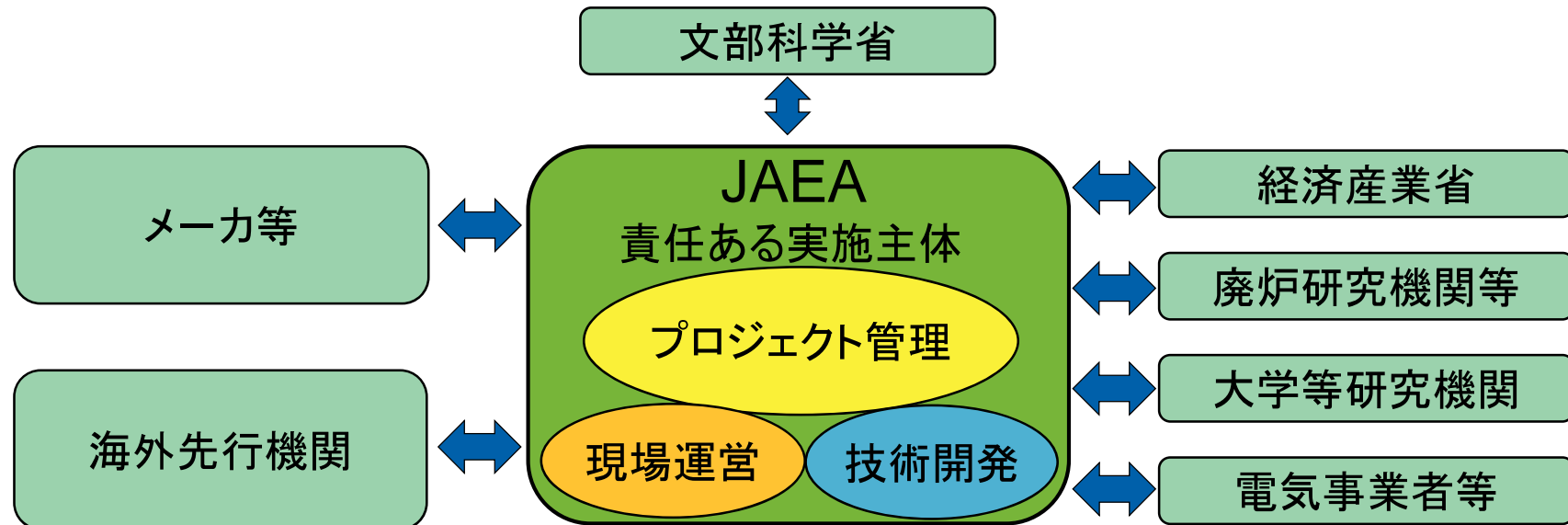
2.4 廃止措置に係る管理面での対応

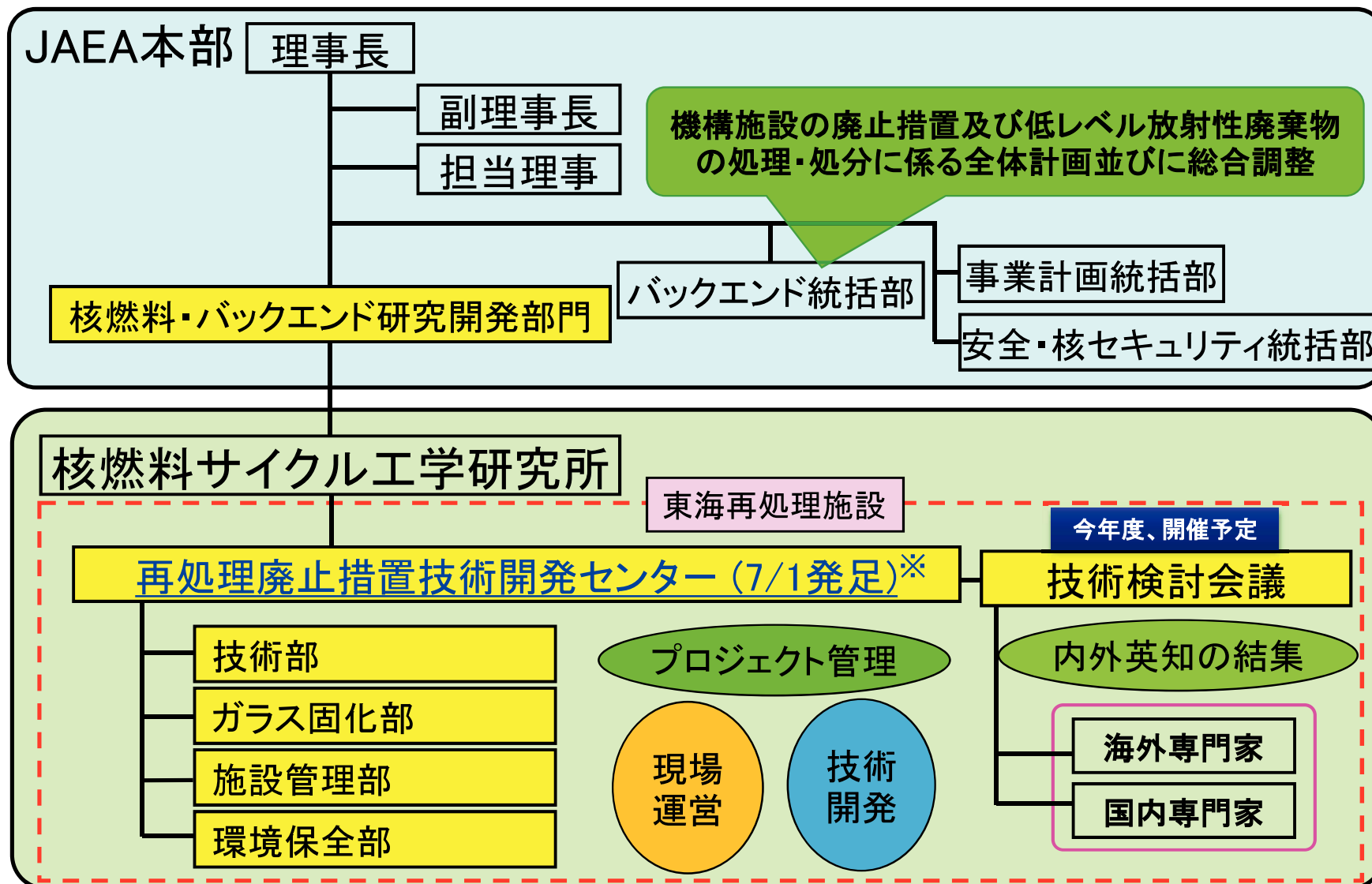
2.4 廃止措置に係る管理面での対応 — プロジェクト管理体制 —

○廃止措置は、施設のライフサイクルを適切に完結させるための最後のハードル（核燃料サイクルを確立する上で不可欠で極めて重要な取り組み）

○また、多くの開発要素を含む長期大規模プロジェクト

- 安全の確保（徹底的なリスク対策：世代交代、高経年化、長期保管物）
- 廃棄物の処分に至るまでの長期間の連続性・整合性の確保
- 事業/知識の連続性の確保（時間軸に沿ったリスク管理）
- 革新的技術による期間短縮、コスト低減
- 資金の確保（意義の国民理解）
- 人材の確保及び技術継承

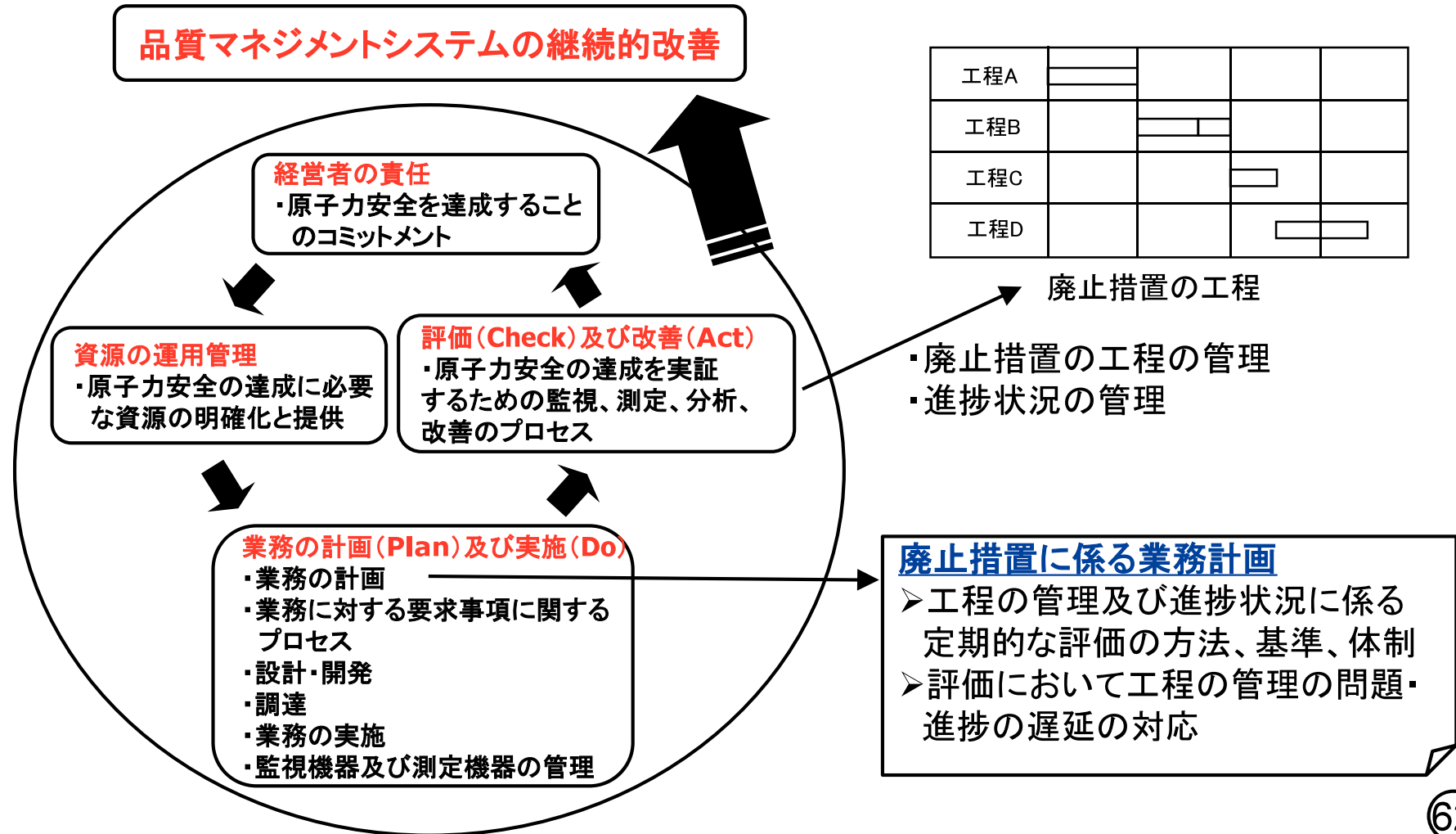




※当面現在の体制を維持していく(現在の従業員数 約720名)。実施体制は、今後の廃止措置の進捗状況に応じて、適宜見直していく。

— 工程管理 —

管理区域を有する約30 施設の廃止措置が全て完了するためには、約70 年の期間が必要となる見通しである。廃止措置工程表に示す業務の実施状況を管理するため、必要な業務計画書を策定することを再処理施設保安規定に定める。



－ 品質保証 －

東海再処理施設の廃止措置及びTVFでの高放射性廃液のガラス固化処理は、安全確保を最優先事項とし、設備の点検整備に基づく予備品の確保、運転員の力量の維持向上等を品質保証体系の中で取り組み着実に進める。

- 廃止措置における安全確保は、長い時間が経過したものを扱うという点で、今まで以上に細心の注意を払って対応する。
- 最新の科学的・技術的知見並びに基準類や類似施設の水平展開等から得られる最新の知見及び先行施設の審査の情報等に係る知見の調査及び反映等は、適切に対応し、継続的に改善を図る。

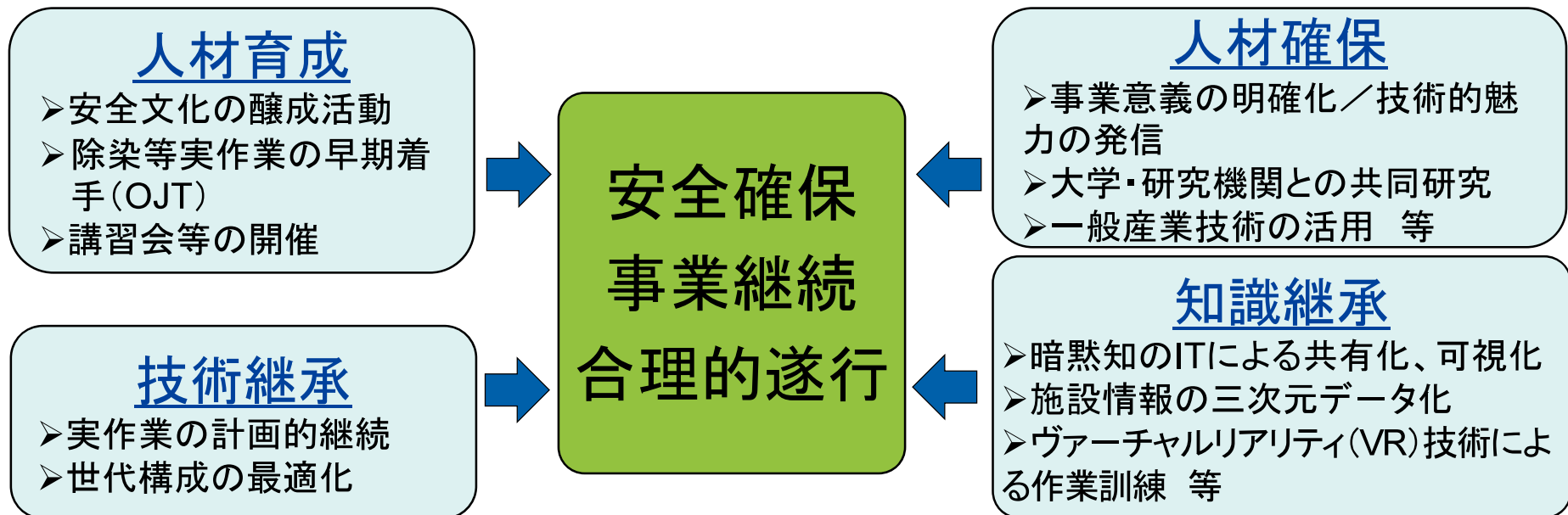
また、高放射性廃液のガラス固化処理に係る計画(12.5年計画)の着実な遂行に向けて、予防保全の観点から以下の対応を実施する。

- 点検頻度や交換頻度の見直しなど手順書を改定する。
- 各設備機器の予備品は完成図書やメーカーマニュアル関連図書等に記載されているメーカー推奨を参照し、保守実績や故障実績も踏まえ、計画的に調達していく。
- 傾向管理により異常の兆候を早期に検知し、予備品と交換する。

□再処理施設の廃止措置を安全かつ着実に実施するため、安全文化醸成に係る活動に取り組むとともに、高い専門性を持つ幅広い分野の人材が重要

- ➡ 専門知識や技術・技能を維持・向上させるための教育訓練による技術者確保
- ➡ 資格取得※を奨励し、必要な有資格者を確保

※核燃料取扱主任者、第1種放射線取扱主任者、技術士(原子力・放射線部門)等



— 技術開発(1/3) —

- 国内外の先行する廃止措置の技術、東海再処理施設の運転・保守を通じて開発・実用化してきた技術等を活用



高圧水によるスラッジ回収



ドライアイスブラスト除染



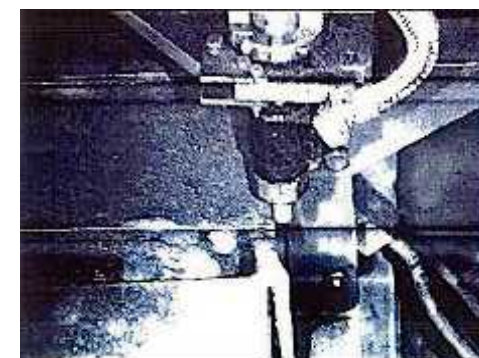
回収したスラッジ



プラズマ切断



手順の3Dシミュレーション



超高圧水切断

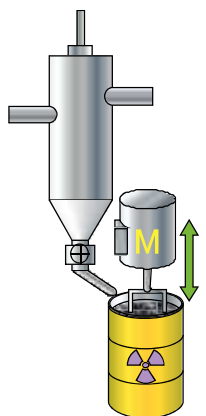


レーザー切断

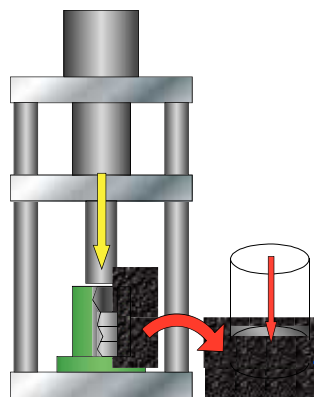
東海再処理施設の運転・保守を通じて開発・実用化してきた技術

— 技術開発(2/3) —

- 処分に適した形に安定化し安全に廃止措置を進めるため、再処理特有の廃棄物の処理技術開発を継続



硝酸ナトリウム廃液のセメント固化



高線量固体廃棄物(ハル)の圧縮減容処理



廃棄物中の放射性物質質量測定



塩素を含む廃棄物の焼却

再処理特有の廃棄物の処理技術開発

— 技術開発(3/3) —

- 再処理施設の廃止措置を進める上で必要な技術開発は、廃止措置の進捗に合わせて実施していくとともに、施設解体までの間、一定の技術開発を実施する。
- また、国内はもとより、国際協力の枠組み等を活用し、先行各国と協力し、再処理施設の廃止措置技術開発を合理的に進める。
- 得られた知見は、六ヶ所再処理工場の保守管理や廃止措置コストの削減のほか、福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術、放射性廃棄物の特性調査及び廃棄物の処理・処分に係る研究開発等へ反映できるよう、その知見を適宜取り纏め外部発信していく。

技術開発分類	技術開発項目例	課題・着目点等
除染技術	<ul style="list-style-type: none"> ・化学的除染(酸・アルカリ) ・物理的除染(ブラスト) 	<ul style="list-style-type: none"> ・二次廃棄物の発生量 ・二次廃棄物の処理、処分 等
解体技術	<ul style="list-style-type: none"> ・熱的切断(レーザー、アーク) ・機械的切断(バンドソー) ・切削、破碎(ワイヤソー) 	<ul style="list-style-type: none"> ・火災発生防止 ・飛沫物等の回収、処理 ・作業効率 ・収納(減容)効果 等
遠隔技術	<ul style="list-style-type: none"> ・ロボット ・マニピュレータ ・3Dシミュレーション 	<ul style="list-style-type: none"> ・アクセス性 ・操作性 ・費用 等
廃棄物処理技術	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物の処理方法 (焼却・圧縮・固型化) ・処分に適した廃棄体化 	<ul style="list-style-type: none"> ・処理能力 ・処分の適合性 等
測定・分析技術	<ul style="list-style-type: none"> ・残存放射能の測定 ・難測定核種の分析 ・廃棄体の放射能濃度の評価 	<ul style="list-style-type: none"> ・分析手法 ・評価手法 等

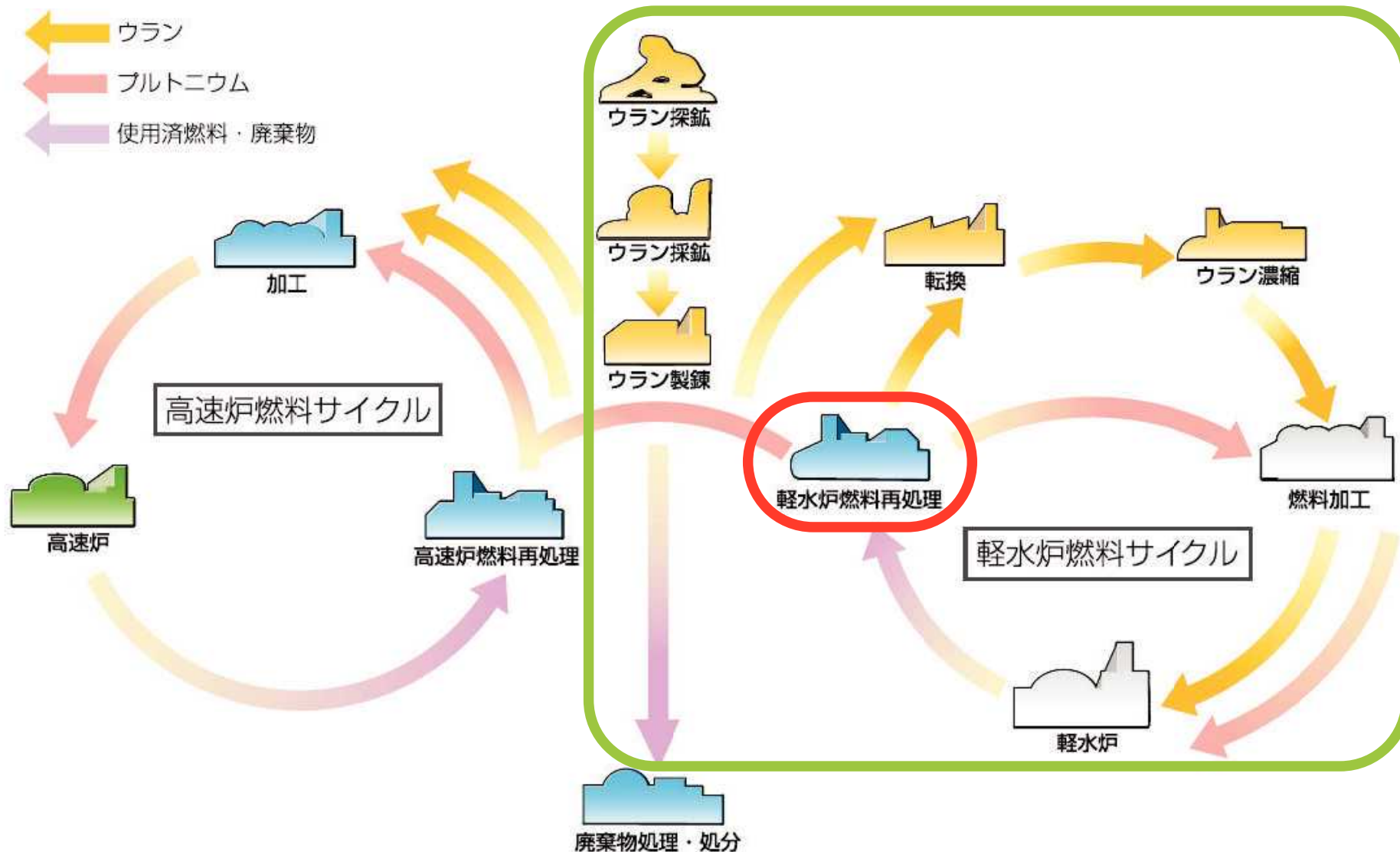
3. おわりに

- ◆ 東海再処理施設の廃止措置は、数世代に跨る長期の大型プロジェクトであり、国内外の英知を結集し、保有する放射性廃棄物に伴うリスクの低減、廃止措置技術開発、核燃料物質等の搬出、放射性廃棄物の処理処分等の多岐にわたる廃止措置に係る課題の克服に取り組む。
- ◆ 地域社会との共生を図りながら、過去のトラブル等の経験を十分に踏まえた上で、安全最優先で廃止措置を進める。
- ◆ 技術継承や人材育成に努めつつ、関係省庁とも調整し、廃止措置に必要な予算と人材を確保していく。

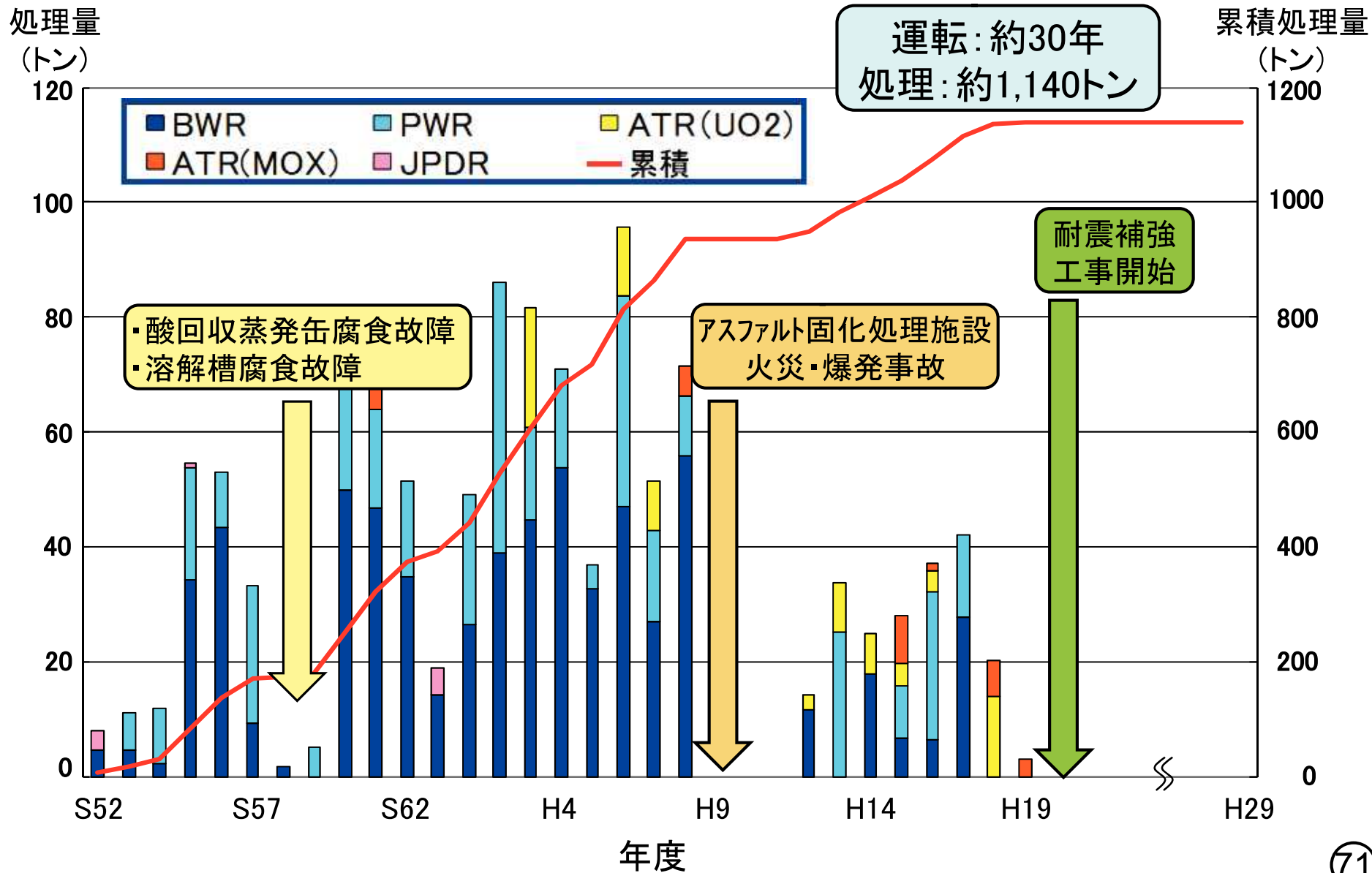
補足説明資料

1.1 東海再処理施設の概要

— 核燃料サイクル —

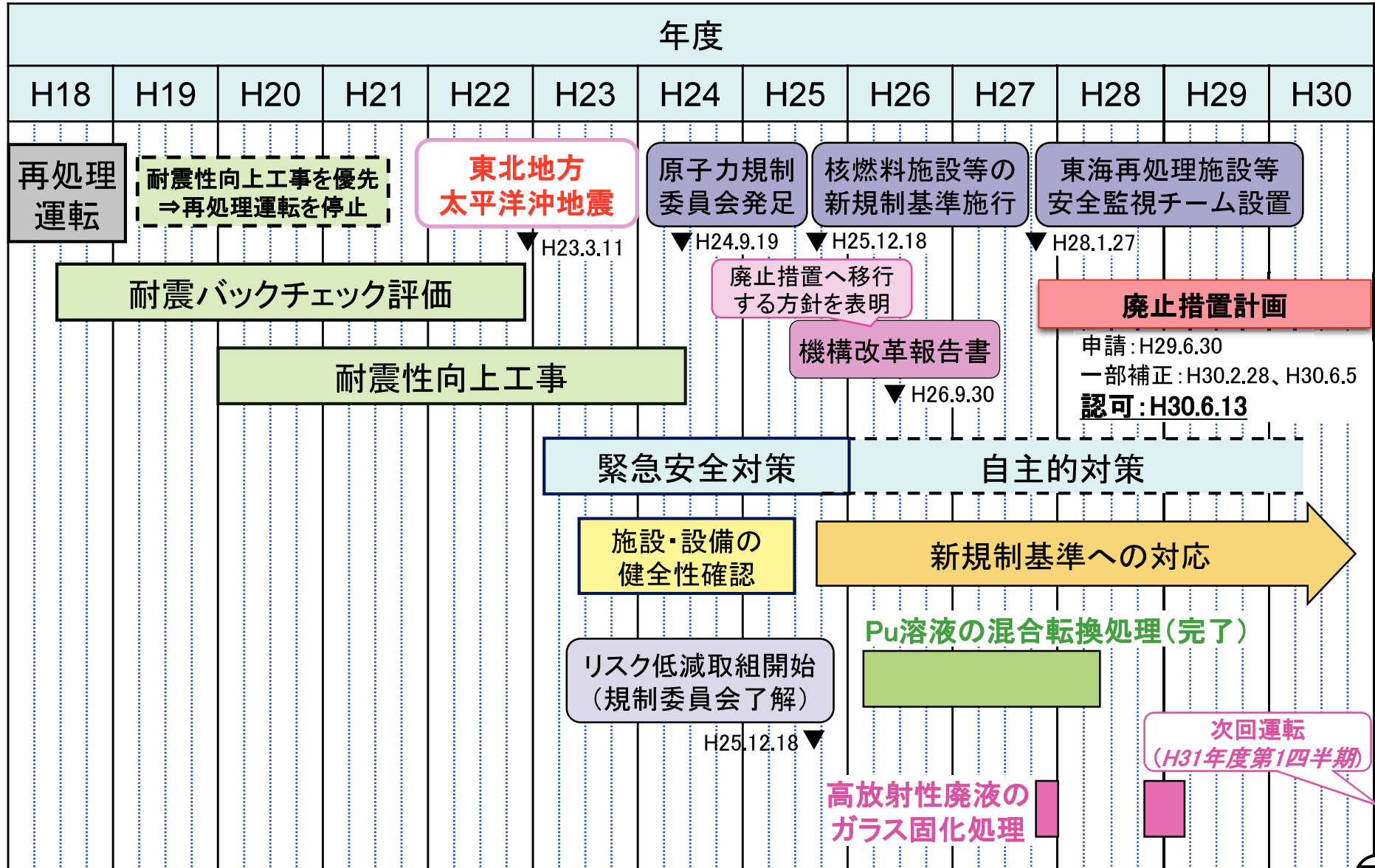


— 運転実績 —



1.1 東海再処理施設の概要

— 近年の活動 —



— 成果 —

累積処理量約1,140トンに及ぶ実用レベルでの安定運転及び独自技術の開発等を通して、再処理技術の国内定着に先導的役割を果たした。

○社会的な側面から

- 非核兵器国としての再処理を実現
- 再処理技術者等国内産業基盤の育成に寄与 等

○技術的な側面から

- 工場規模での再処理技術の実証
- 核不拡散を考慮した混合転換技術の開発
- 保障措置技術の再処理プラントへの適用
- 放出放射能低減の実現
- 高放射性廃液のガラス固化技術の開発
- プルトニウム供給を通してMOX燃料製造技術、新型炉開発に貢献等

⇒機構独自開発技術、東海再処理施設の建設・運転を通じて得たノウハウ等は六ヶ所再処理工場へ技術移転をほぼ完了

— 廃止措置に至る経緯 —

昭和46年 6月 建設着工

昭和52年 9月 使用済燃料を用いた試験を開始

昭和56年 1月 本格運転開始

平成18年 3月 電気事業者との契約に基づく再処理終了

平成19年 5月 耐震安全性に係る安全審査指針類の改訂に伴う耐震性向上工事実施のため再処理運転を中断
(累積処理量約1,140トン)

平成23年 3月 東北地方太平洋沖地震発生

平成25年12月 核燃料施設等の新規制基準施行

平成26年 9月 廃止措置へ移行する方針を表明

(使用済燃料の再処理を行う場合に必要な全施設を対象とした新規制基準対応には多額の費用がかかる見込みであり、費用対効果を勘案)

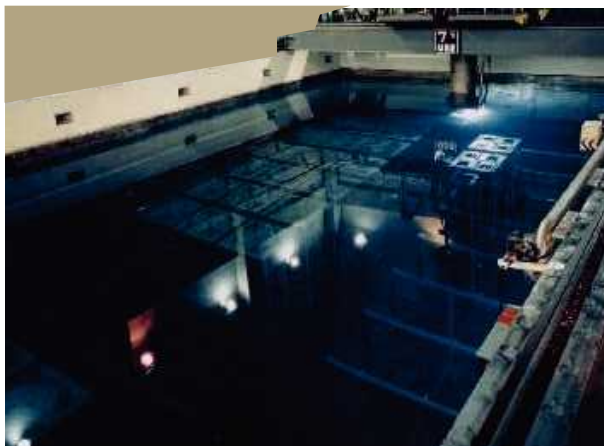
平成28年11月 原子力規制委員会に「東海再処理施設の廃止に向けた計画等」を報告

平成29年 6月 廃止措置計画を申請 (平成30年2月,6月に一部補正)

平成30年 6月 廃止措置計画認可

－ 核燃料物質の譲渡し －

- 使用済燃料(分離精製工場の貯蔵プールに貯蔵中)は、専用の使用済燃料輸送容器に収納し、専用の輸送船により、平成38年度までに国内又は我が国と原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者の再処理施設へ全量を搬出する。
- ウラン製品(ウラン貯蔵所等に貯蔵中)は、施設の管理区域解除までに廃止対象施設外の施設に搬出する。
- ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末(プルトニウム転換技術開発施設に貯蔵中)は、施設の管理区域解除までに廃止対象施設外の施設に搬出する。
- 核燃料物質について引き続き取り扱うことから、核物質防護規定に基づく、核セキュリティ対策を適切に実施していく。



使用済燃料貯蔵プール



ウラン製品の容器



ウラン・プルトニウム
混合酸化物(MOX)

— 放射性廃棄物の取扱い(処理施設の新設等) —



- 過去の運転で発生した廃棄物 (約22,700トン)
 - 今後の廃止措置で発生する廃棄物 (約48,600トン)
- (合計 約71,000トン)



処理方法変更のため改造

施設の活用

廃止措置のために新設

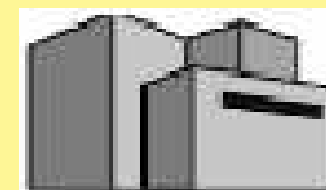
廃棄物の処理

廃棄物の貯蔵

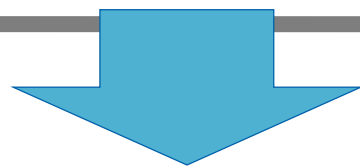
処分事業の進捗と平仄を合わせて進める



廃棄物処理施設 (LWTF)



廃棄体化処理施設 (HWTF-2、TWTF-1,2)



廃棄物の処分



地層処分施設



中深度処分施設



浅地中処分施設

－ 予算の確保 －

- 廃止措置(施設解体費、放射性廃棄物処理費/処分費): 約7,700億円
- この他、安全対策費、高経年化対策費、ガラス固化運転費等: 約2,170億円※

※平成28年度から平成37年度までの10年間の計画に必要な費用の見積額

- ➡ 監督官庁と調整の上、最優先事項として予算を確保していく
- ➡ 今後、廃止措置の各段階の計画の進捗に応じて廃止措置計画の変更申請を行う際には、廃止措置に要する費用を必要に応じて見直して同変更申請に反映する

表 廃止措置費用の見積額

項目	見積額
施設解体費	約1,400億円
放射性廃棄物 処理費	約2,500億円
放射性廃棄物 処分費	約3,800億円
合計	約7,700億円

【当面の主要な計画】

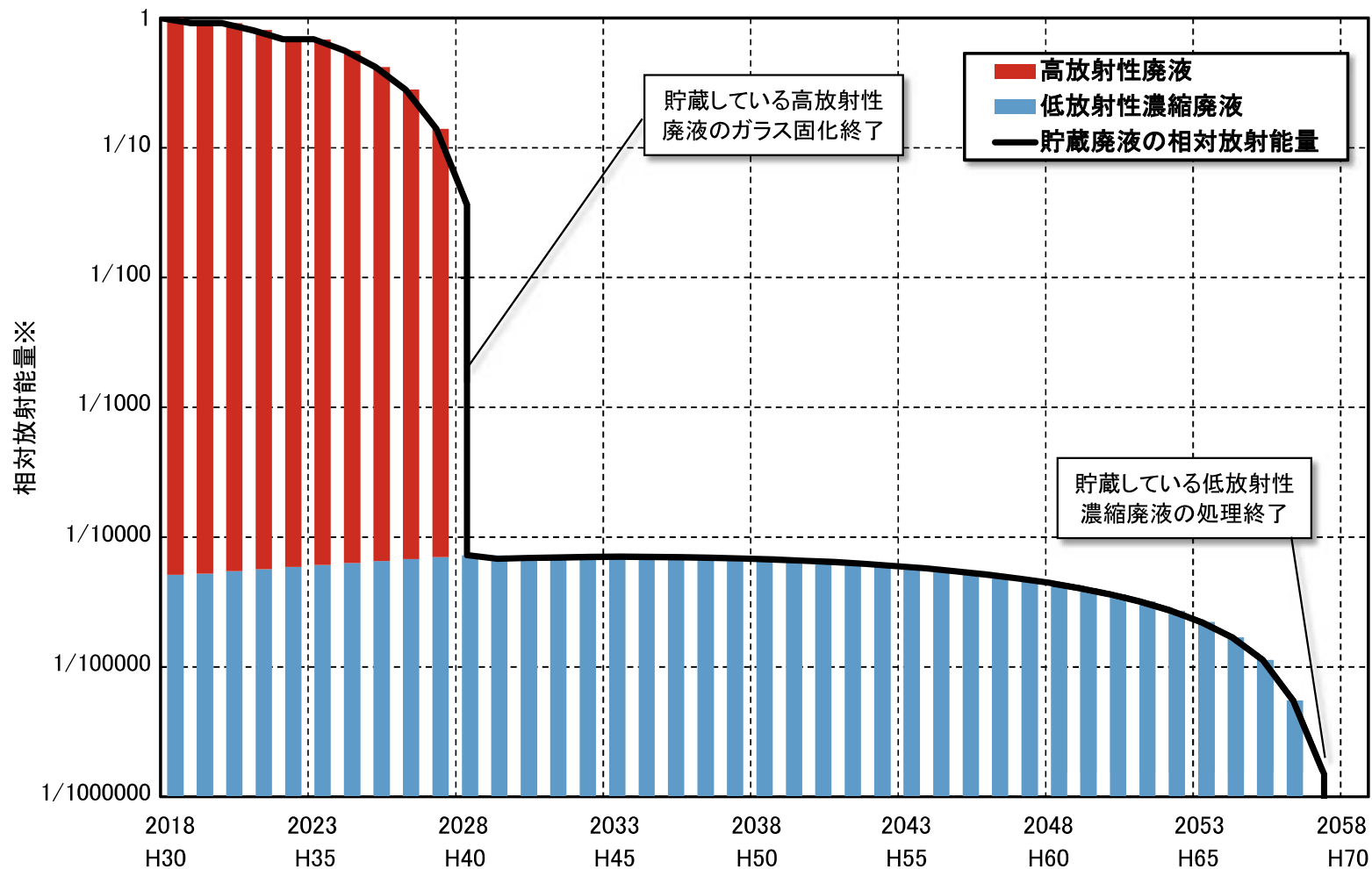
- 当面は、リスク低減策に重点投資
 - ・ 高放射性廃液貯蔵の安全性向上対策
 - ・ 高放射性廃液のガラス固化処理
 - ・ 高放射性固体廃棄物の取出し/再貯蔵
 - ・ 低放射性廃棄物処理技術開発施設の整備
- 以降は、上記に加え、施設の高経年化対策等を推進

－ 進め方 －

- 東海再処理施設では、高放射性廃液及び低放射性濃縮廃液といった放射性廃液(特定廃液)を保有しており、各々ガラス固化技術開発施設(TVF)におけるガラス固化及び低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)におけるセメント固化を進め、リスク低減を図っていく計画である。
- これらの特定廃液の全放射エネルギーを東海再処理施設のリスクと捉え、廃止措置期間におけるリスクの推移について以下に示す。
 - ・平成30年(2018年)度時点(現時点)の高放射性廃液及び低放射性濃縮廃液の全放射エネルギー(約 3×10^{18} Bq)を“1”とした場合、ガラス固化が終了する平成40年(2028年)度には、リスクは、現在の約一万分の一になる見込みである。
 - ・また、低放射性濃縮廃液の処理が終了する平成70年(2058年)度頃には、リスクは、現在の約百万分の一以下になる見込みである。
 - ・なお、低放射性濃縮廃液の処理が終了する平成70年(2058年)度以降、LWTF等自体の系統除染、機器解体、建家除染が20年程度かけて行われるが、その段階で施設全体の除染がかなり進んでいることから、リスクが大きく増大することはないと考えている。

1.4 廃止措置の工程 — 進め方 —

東海再処理施設の廃止措置に伴う特定廃液の相対放射能量推移



※: H30年度時点の貯蔵廃液の全放射能量(約 3×10^{18} Bq)を「1」とした

年度

－ 進め方 －

○参考

【高放射性廃液の処理スケジュール】

平成31年(2019年)度からガラス固化処理を再開し、平成40年(2028年)度までに固化処理を終える計画である。

【低放射性濃縮廃液の処理スケジュール】

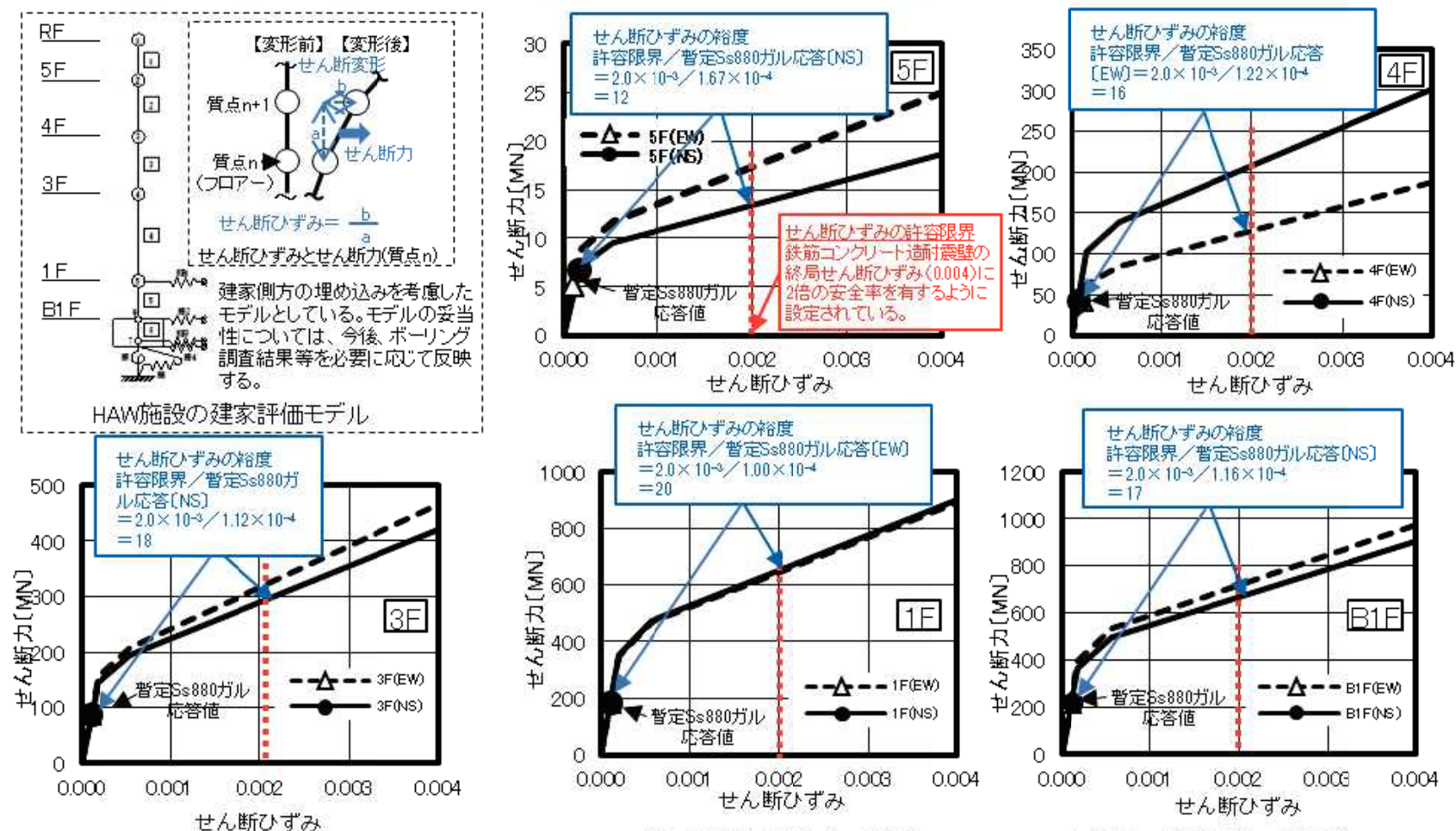
低放射性濃縮廃液については、リン酸廃液の処理を先行した後、平成40年(2028年)度頃より処理を開始し、現在貯蔵されている低放射性濃縮廃液に加え、維持管理や系統除染等で発生する低放射性濃縮廃液を含め、平成70年(2058年)度頃には終了する見込みである。

なお、低放射性濃縮廃液については、放射能濃度に応じて、各施設の貯槽に分別貯蔵されており、現在検討中の計画では、満杯となる貯槽から優先して、継続処理を行う計画である。

② HAW施設のリスク(1/3)

【高放射性廃液貯蔵場(HAW)の建家の耐震性に関する評価】

HAW施設の建家は暫定基準地震動Ss880ガルに対するスケルトンカーブ(せん断力-せん断ひずみ)により、各階のせん断ひずみの許容限界に対して、十分な余裕があることを確認している。



※上記の「せん断ひずみの余裕」はEW方向とNS方向を比べ余裕の低い値を記載

② HAW施設のリスク(2/3)

【高放射性廃液貯蔵場(HAW)の貯槽の耐震性に関する評価】

HAW貯槽は、最大容量約120m³を貯蔵している状態においても暫定基準地震動S_s880ガルの詳細解析により、最も裕度(許容応力と発生応力の比)の小さい据付ボルトのせん断応力に着目しても1.6倍程度の裕度を確保している。
 なお、現在の貯蔵液量(最大約80m³)においては、さらに裕度は向上する。

1. HAW貯槽の耐震解析

【貯槽及び解析の概要】

内包液	高放射性廃液(容量120m ³)
温度	60℃
圧力	冷却ジャケット:約0.3MPa
総質量	満水時:約207t、空時:約53t
主要材料	胴:SUS316L、ラグ:SUS304L 据付ボルト:SUS316(M48)
解析方法	3次元有限要素モデルによる解析 地震動解析は暫定波(S _s 880ガル)を用いたスペクトルモーダル法

【耐震解析結果】

評価部位	応力種類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度 ※1
胴 (冷却ジャケット含む)	一次一般膜	113	278	2.46
	一次(膜+曲げ)	225	417	1.85
ラグ	一次	114	210	1.84
据付ボルト	引張	33	246	7.45
	せん断	149	244 ※2	1.63

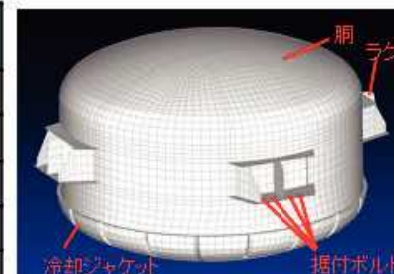


図-1 HAW貯槽の解析モデル

※1:裕度は、許容応力/発生応力を示す。
 ※2:据付ボルトのせん断許容応力は、ボルトせん断試験に基づく実耐力値から算定。

2. HAW貯槽の耐震性の検討

最も裕度の低い据付ボルトのせん断応力に着目した当該貯槽の発生応力と許容応力の比較検討を以下のとおり実施した。

- ▶ 暫定波(S_s880ガル)における耐震解析のほか、当該解析に用いた床応答スペクトルを1200ガル、1500ガル相当に係数倍し、それぞれの加速度において耐震解析を実施
- ▶ 発生応力と許容応力の比較検討は、貯槽の最大液量(約120m³)、現在の貯蔵液量(約80m³)及び液量が空(0m³)の場合の3ケース

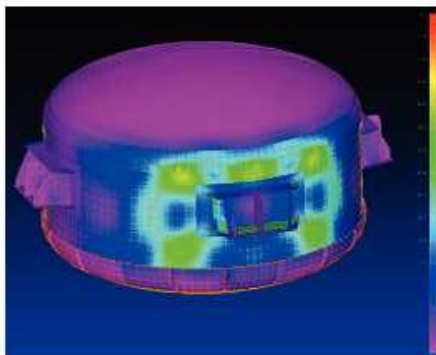


図-2 地震動解析の応力コンター(1500ガル 満水時)

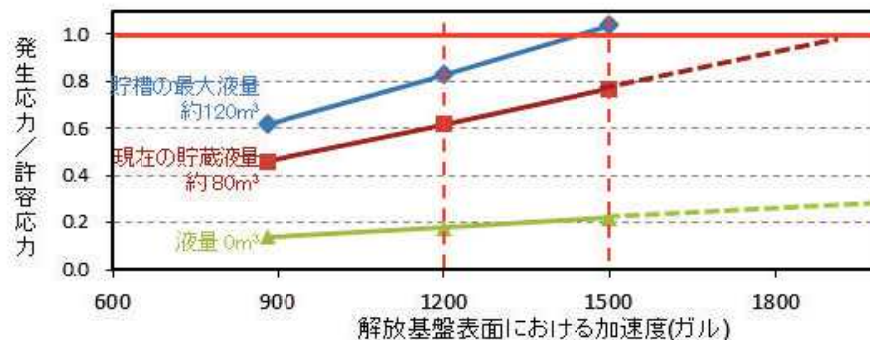


図-3 HAW貯槽の耐震性の検討

② HAW施設のリスク(3/3)

【高放射性廃液貯蔵場(HAW)の津波に対する安全対策】

浸水防止扉による対策				暫定津波シミュレーションの 浸水深さ※
設置フロア	据付設備	設置箇所	扉設置高さ	
地上1階	スイング式扉	2	T.P.+14.4mまで対応 (地上高さ8.4m)	T.P.+12.8m (浸水深さ6.9m)
	スライド式扉	1		
地上3階	スイング式扉	1		
	スライド式扉	1		

※暫定津波シミュレーションは、HAW施設に最も影響を与えると考えられる波源(茨城県沖から房総沖プレート間地震(Mw8.7))について暫定的な条件で実施(港湾構造物無し、建家ありモデル)。現在、最新の知見、近隣原子力施設の津波の審査状況を反映し、パラメータスタディを実施中。



HAW施設の浸水防止対策の例(スライド式扉)

- 暫定津波シミュレーションの結果、HAW施設ではT.P.+12.8mまで浸水する結果となり、浸水防止対策を実施したT.P.+14.4mに比べ、低いことを確認
津波に対するHAW施設建家の健全性については、評価中(特に大きな開口部のある南側外壁面は、津波に対し、比較的弱いと考えられる)。
- 建家内部が浸水した場合でも、電源系統は、上層階に設置しており、影響はない。地下の高放射性廃液貯蔵(HAW貯蔵)を設置しているセルは、浸水することが考えられるが、HAW貯蔵への影響はない(浮力の発生によるHAW貯蔵の据付ボルトの引張り応力は許容値未満)

② HASWS施設のリスク(1/5)

【乾式セルにおけるポリエチレンの自然発火性評価】

乾式セルに貯蔵している分析廃棄物の主な材料であるポリエチレンについて、試薬の接触を考慮した自然発火性を平成18年度より評価し、以下のことを確認している。

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

➤ ポリエチレンと硝酸に対する自然発火性評価

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

【試験方法】

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

【試験結果】

いずれの温度条件でも発熱ピークはなく、自然発火の可能性はない。

➤ ポリエチレンとドデカンに対する自然発火性評価

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

【試験方法】

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

【試験結果】

いずれの温度条件でも発熱ピークはなく、自然発火の可能性はない。

② HASWS施設のリスク(2/5)

【HASWS施設の耐震性及びプール水喪失時の線量評価】

＜概要＞

HASWSの貯蔵に係るリスクを確認するために、耐震性、プール水喪失時の線量評価、周辺公衆の被ばく、津波、竜巻の評価を実施し、いずれの評価においてもリスクレベルを十分低く抑えることができることを確認。

○ 耐震性評価

➤ 保有水平耐力評価

耐震化促進法に基づき保有水平耐力評価を実施し、貯蔵セルは、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

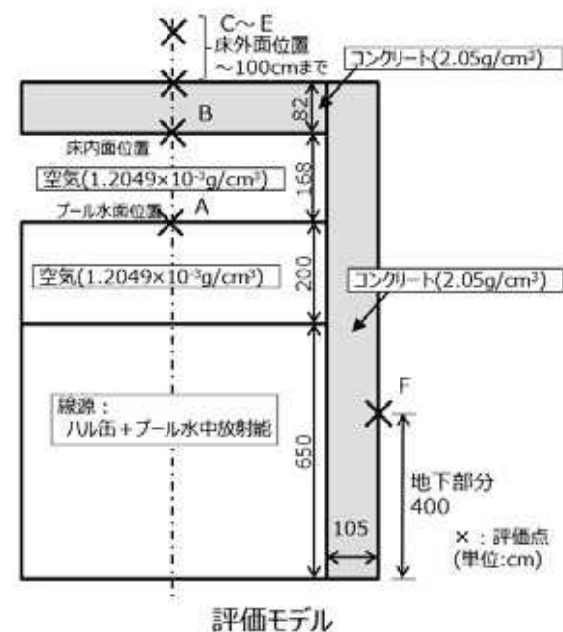
・線源は、ハル缶+プール水に含有される放射能

・プール水からの線源への寄与は、2010年1月のプール水分析結果を基に評価

➤ 評価結果

・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、約0.5 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



② HASWS施設のリスク(3/5)

○セル遮蔽機能損傷時の周辺公衆の被ばく評価

➤ 評価方法

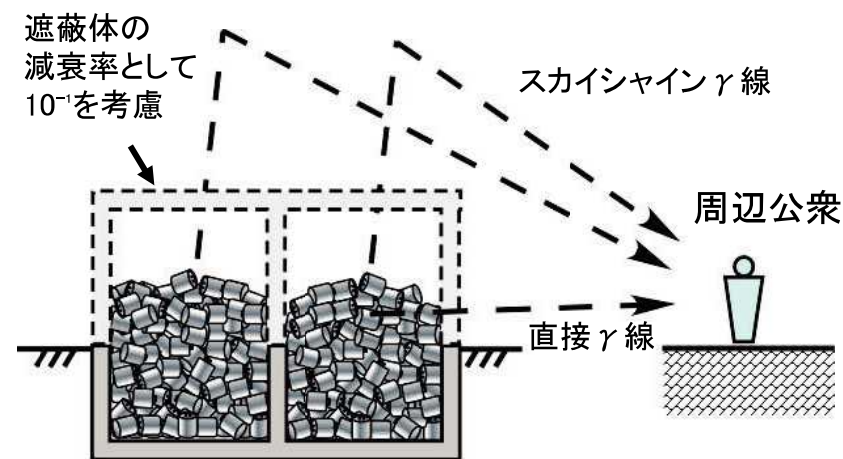
- ・貯蔵セルは、保有水平耐力が必要保有水平耐力の1.5倍以上(7.7倍)であるが、保守的に損傷を考慮し、遮蔽体の減衰率として 10^{-1} を設定。
- ・線源強度は、貯蔵期間における放射能の減衰を考慮し設定。
- ・直接 γ 線は、QAD-CGGP2R、スカイシャイン γ 線はQAD-CGGP2R及びG33-GP2Rを用いて算出。
- ・被ばく経路は、直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線を考慮。地下の線源は、土壌による遮蔽を期待し、スカイシャイン γ 線のみ考慮。
- ・評価点は、再処理施設安全審査指針*に基づく人の居住する可能性のある地点として、西側敷地境界(主排気筒から約370m)とした。

➤ 評価結果

実効線量	直接 γ 線 (mSv/y)	スカイシャイン γ 線 (mSv/y)	合計 (mSv/y)
HASWS (湿式セル2基分)	2.2	0.97	3.2

注)参考として、人の立ち入る北側敷地境界(主排気筒から約335 m)での実効線量を評価した結果、約 $1.9 \mu\text{Sv/h}$ 。事故発生時は立入規制等の措置を講ずることにより、被ばく線量を低く抑えることができると考える。

- ・周辺公衆の実効線量は、 3.2mSv/y ($0.36 \mu\text{Sv/h}$)であり、十分な時間的裕度を有しているため、その間に線量を抑える対策が可能であり十分被ばく線量を抑えることができる。



被ばく評価モデル

* 再処理施設安全審査指針(昭和61年2月20日原子力安全委員会決定)

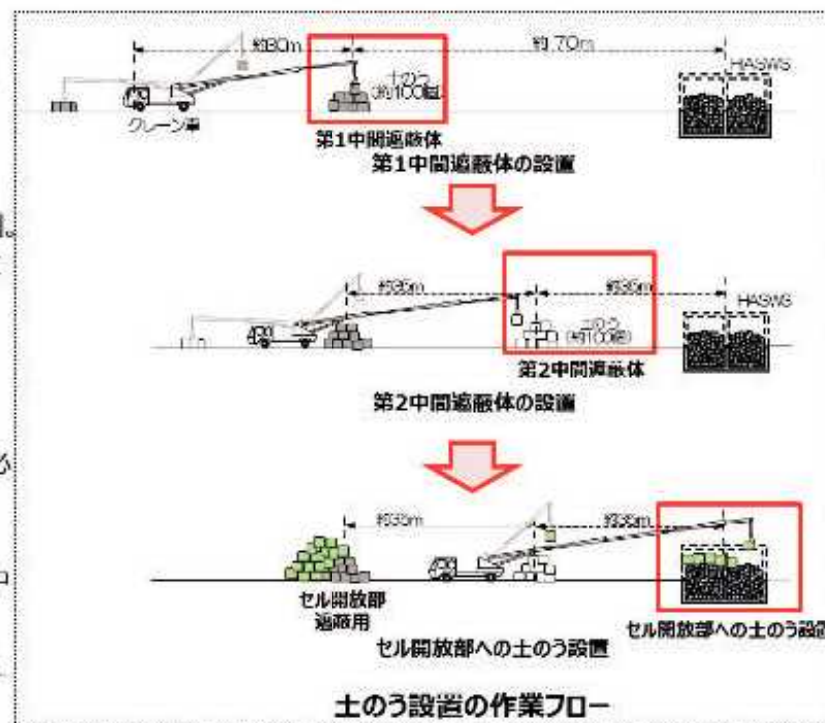
② HASWS施設のリスク(4/5)

【セル遮蔽機能損傷時の周辺公衆の被ばく評価(2/2)】

貯蔵セルが損傷し、遮蔽機能が低下した場合の周辺公衆の被ばくを評価した結果、実効線量で3.2mSv/yとなり、十分な時間的裕度を有していることから、その間にクレーン等による遠隔操作で施設周辺及び対象セル内へ土のうを設置することで十分被ばく線量を抑えることができる。

○土のう設置の作業手順

- 重機(クレーン車、パワーショベル等)及び作業員の手配
新潟県中越沖地震における柏崎刈羽原子力発電所周辺での復旧状況から地震発生後約10日で手配可能
 - 土のうの製作及び必要個数
 - ・設置する土のうの仕様(容量約1m³、重量約2トン、密度1.8g/cm³)
 - ・HASWSのセル開放部約100m²を覆うために必要な土のうは約250個。
 - ・作業員の被ばくを低減するための中間遮蔽体として100個ずつ2箇所に土のうを設置。(計 約200個必要)
 - ・よって、必要となる土のう数は約350個
(第一中間遮蔽体の100個は、セル開放部の遮蔽へ併用)
 - 土のう製作に要する時間
パワーショベル使用により、5分間で土のう1個の製作が可能と想定し、必要な土のうの製作に必要な時間は、約30時間
 - クレーン車による土のう設置に要する時間
クレーン車により約10分間で1個の土のうの設置が可能と仮定すると、中間遮蔽体(2か所)並びにセル開放部の土のう設置には約75時間必要
- 地震発生から約15日間(10日+30時間+75時間)で土のう設置完了。**



○土のう投入による遮蔽効果

- ・土壌の密度は、1.8g/cm³であるが保守的に水の密度(1.0g/cm³)とした場合、土のう1m厚さのγ線透過率は0.007となる。
- ・15日間で土のう設置を完了した場合、**周辺公衆の実効線量を0.15mSv/yまで低減できる。**

○土のう設置後の復旧

放射性物質の飛散防止のために建家カバーを設置し、建家カバーを覆う取出し建家を建設した上で、土のう、ガレキ及びハル缶等を取り出す方法を今後検討する。

② HASWS施設のリスク(5/5)

【津波・竜巻に対するリスク評価及びHASWS施設のリスク評価のまとめ】

○津波に対するリスク

暫定津波シミュレーション(*)の結果、HASWSの浸水深さは、約6.8mであり、一方、ハル貯蔵庫及び予備貯蔵庫の開口部高さは、7.2mであることから、浸水の可能性は低い。

汚染機器類貯蔵庫の開口部高さは、0.7mであり、浸水する可能性があるが、強固なセルの中に収納していることから、廃棄物が流出するリスクは低い。

※暫定津波シミュレーションは、想定される波源(茨城県沖～房総沖プレート間地震(Mw8.7))について暫定的な条件で実施(港湾構造物無し、建家ありモデル)。

○竜巻に対するリスク

HASWSの貯蔵セルは、一部地上に設置されているが、貯蔵セル壁及び天井は、破損の可能性に対し十分な厚さを有していることから竜巻により損傷し、廃棄物が建家外に流出するリスクは低いと考えられる。

< リスク評価のまとめ >

- ・ 貯蔵セルは、十分な保有水平耐力を有している。
- ・ プール水の喪失を想定した場合、建家外において管理区域設定基準を上回ることはない。
- ・ 保守的に損傷を想定した場合でも周辺公衆被ばく量を5 mSvより十分低く抑えることができる。
- ・ 津波及び竜巻の影響により貯蔵セルが損傷し、廃棄物が建家外へ流出するリスクは低い。



・ HASWSには廃棄物の取出し設備がないこと、湿式セルプール水の漏えい対策及び可燃性廃棄物の貯蔵に対する考慮が十分ではないことから、廃棄物貯蔵状態の改善に向けた取組を進めると共に、取出し完了までの安全確保対策を早急に実施していく。

－ 放出管理目標値の見直し －

○現在の年間最大放出量の設定

- ◆放射性気体廃棄物の年間最大放出量は、設計上、年間210トンの使用済燃料の処理を行った場合の放出量として、使用済燃料の内蔵放射能と各廃気系統におけるフィルタ等の除染係数に基づき設定されている。
- ◆放射性液体廃棄物の年間最大放出量についても同様に、使用済燃料の内蔵放射能と各系統の蒸発缶等の除染係数に基づき設定されている。

○廃止措置段階における年間最大放出量の設定

- ◆東海再処理施設では今後使用済燃料の処理を行わないことから、廃止措置段階における放出量の算出は、使用済燃料の処理を行っていない期間の放出実績等を踏まえつつ、各工程(貯槽)に保有する放射エネルギーに基づき放出量を算出する等、新たな方法で実施する必要がある。
- ◆このため、サンプリング等により工程(貯槽)内に保有する放射エネルギー評価を行うとともに、これらのデータに基づき放出量評価を適切に行うための評価手法の整備を合わせて実施していく。

－ 気体廃棄物の管理目標値の見直し(1/4) －

○気体廃棄物(^{85}Kr)の管理目標値の設定について

- ^{85}Kr は、主にクリプトン回収技術開発施設(Kr)のクリプトン貯蔵シリンダ内(1.0×10^{15} Bq)及び固化体(2.1×10^{14} Bq)として保有しており、それ以外にも今後工程洗浄で取り扱うせん断粉末(10^{13} Bq/年オーダーと想定)、再処理設備本体(溶解槽周り)、高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)及び第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設(2HASWS)にも存在しているものとする。
- 溶解槽の洗浄、クリプトン回収技術開発施設(Kr)の高圧ガス点検及び第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設(2HASWS)からのこれまでの放出実績は、合計しても 1.0×10^{11} Bq未満である。
- 放出管理目標値の設定では、クリプトン貯蔵シリンダ内のクリプトン(1.0×10^{15} Bq(計算値))の管理した状態での大気への放出が支配的であり、設定に当たっては、管理した状態での大気への放出時の計算値と測定の誤差を見込んで設定する必要がある。
- 東海再処理施設でのオリゲン計算値と排気筒からの放出量の比較で、PWR燃料では計算値/測定値の比が0.79～1.17、BWR燃料ではその比が0.77～1.28と2～3割程度の誤差が生じると報告されており¹⁾、クリプトンの管理した状態での放出作業を円滑に行えるよう管理目標値を 2.0×10^{15} Bq/年とした。
- これは現行の再処理施設保安規定 8.9×10^{16} Bq/年の約1/50である。

1) 須藤俊幸, 他「使用済み燃料処理時の ^{85}Kr 放出量と計算値との比較」, 動燃技報, No.99 1996.9

－ 気体廃棄物の管理目標値の見直し(2/4) －

○気体廃棄物(^{85}Kr)の管理目標値

◆ 年間放出量： 2.0×10^{15} (Bq)

保安規定に定めた放出管理目標値と同じ値を記載。保安規定の放出管理目標値は、Kr管理放出に伴う放出量に不確実さを考慮し、過去の実績等に基づき年間放出量とした。

◆ 3ヶ月間放出量： 2.0×10^{15} (Bq)

Kr管理放出は年間を通じて放出するのではなく、気象条件等を考慮し、特定の期間に放出することを想定していることから、年間放出量と3ヶ月間放出量は同じ値とした。

◆ 3ヶ月間平均濃度： 2.3 (Bq/cm³)

主排気筒の排気量($396,000$ (m³/h))に基づき算出した3ヶ月間の排気量と上記の3ヶ月間放出量を用いて3ヶ月間平均濃度を算出した。

$$2.0 \times 10^{15} \text{ (Bq)} \div \{396,000 \text{ (m}^3\text{/h)} \times 10^6 \text{ (cm}^3\text{/m}^3) \times 90 \text{ (日)} \times 24 \text{ (h/日)}\} = 2.34 \div 2.3 \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$$

◆ 1時間当たりの最大放出量： 1.2×10^{13} (Bq)

Kr管理放出は1分当たり 1×10^{11} (Bq)の放出を計画しており、流量の変動を考慮し、1時間当たりの最大放出量とした。

$$1.0 \times 10^{11} \text{ (Bq/分)} \times 2 \times 60 \text{ (分)} = 1.2 \times 10^{13} \text{ (Bq)}$$

◆ 1日当たりの最大放出量： 1.2×10^{14} (Bq)

Kr管理放出は1日当たり約10時間の放出を計画しており、1時間当たりの最大放出量の10倍とした。

$$1.2 \times 10^{13} \text{ (Bq/時間)} \times 10 \text{ (時間)} = 1.2 \times 10^{14} \text{ (Bq)}$$

— 気体廃棄物の管理目標値の見直し(3/4) —

○気体廃棄物(^3H)の管理目標値の設定について

- ^3H は約60%がハルに移行²⁾し、残りが廃液中に移行するとされている。
- 廃液中の ^3H は、再処理運転の有無にかかわらず、廃液処理によって、 $10^{11}\sim 10^{12}$ Bq/年オーダーで継続して放出している。
- これまでの放出実績は微減傾向であるが、ガラス固化技術開発施設(TVF)の運転(4.9×10^{11} Bq/年(計算値*))に伴う廃液処理が継続することから、これを考慮する必要がある。
- また、今後工程洗浄(10^{11} Bq/年オーダーと想定)及び低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の稼動による放出がある。このため、これまでの実績($10^{11}\sim 10^{12}$ Bq/年)に加え、ガラス固化技術開発施設(TVF)の運転及び低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)からの放出を見込み、管理目標値を 1.0×10^{13} Bq/年とした。
- これは現行の再処理施設保安規定 5.6×10^{14} Bq/年の約1/50である。

*ガラス固化処理技術開発施設(TVF)設計資料の1日あたりの放出量(1.63×10^9 Bq/日)を年間(300日)換算した値

2)「東海再処理施設の安全性確認に係る基本データの確認」, JNC TN8410 99-002(1999)

— 気体廃棄物の管理目標値の見直し(4/4) —

○気体廃棄物(³H)の管理目標値

◆ 年間放出量： 1.0×10^{13} (Bq)

保安規定に定めた放出管理目標値と同じ値を記載。保安規定の放出管理目標値は、廃液処理等に伴い定常的に放出される³Hを過去の実績等に基づき算出した。

◆ 3ヶ月間放出量： 2.5×10^{12} (Bq)

³Hは廃液処理等に伴い定常的に放出されることから、3ヶ月放出量は年間放出量から算出した。

$$1.0 \times 10^{13} \text{ (Bq)} \times 90 \text{ (日)} \div 365 \text{ (日)} = 2.46 \times 10^{12} \doteq 2.5 \times 10^{12} \text{ (Bq)}$$

◆ 3ヶ月間平均濃度： 2.9×10^{-3} (Bq/cm³)

3ヶ月間放出量を主排気筒の排気量(396,000 (m³/h))に基づき算出した3ヶ月間の排気量で除すことにより算出した。

$$2.5 \times 10^{12} \text{ (Bq)} \div \{396,000 \text{ (m}^3\text{/h)} \times 10^6 \text{ (cm}^3\text{/m}^3) \times 90 \text{ (日)} \times 24 \text{ (h/日)}\} \\ = 2.92 \times 10^{-3} \doteq 2.9 \times 10^{-3} \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$$

— 液体廃棄物の管理目標値の見直し(1/3) —

○液体廃棄物(^3H)の管理目標値の設定について

- ^3H は主に高放射性廃液、低放射性濃縮廃液, ハルに含まれている。
- ^3H の放出管理目標値の設定に当たっては、高放射性廃液及び低放射性濃縮廃液等の廃棄物処理に伴う放出量を考慮して算出した。
- なお、ハルは今後建設する高線量廃棄物廃棄体化処理技術開発施設(第2期施設)(HWTF-2)で処理する予定であり、ハルからの ^3H の放出については高線量廃棄物廃棄体化処理技術開発施設(第2期施設)(HWTF-2)を整備するまでに検討する。

(1) 貯蔵管理に伴い定常的に移行する ^3H 量

貯蔵管理に伴い定常的に移行する ^3H 量は、使用済燃料の再処理及びガラス固化処理が行われていない平成20年度から平成26年度までの放出実績から、約 1.0×10^{12} Bq/年とした。

— 液体廃棄物の管理目標値の見直し(2/3) —

○液体廃棄物(^3H)の管理目標値の設定について

(2) ガラス固化処理に伴い移行する ^3H 量

ガラス固化処理に伴い移行する ^3H 量は、ガラス固化処理に伴い発生する低放射性廃液に高放射性廃液中に含まれる ^3H が全量移行するものと仮定し、高放射性廃液の推定濃度の最大値※(約 5.7×10^4 Bq/ml)とガラス固化の計画(ここでは、ガラス固化処理をできるだけ前倒しで進めることを想定し製造本数 約100本/年として設定:高放射性廃液約 100 m^3 /年相当)から、約 5.7×10^{12} Bq/年とした。

※ 高放射性廃液は年間 30 m^3 程度蒸発しており、蒸発した高放射性廃液に再処理施設から気体廃棄物及び液体廃棄物として放出された ^3H が全て含まれるものとして平成20年度から平成26年度までの放出実績から高放射性廃液中の ^3H 濃度を推定。

(3) 低放射性濃縮廃液等の固化処理に伴い移行する ^3H 量

低放射性濃縮廃液等の固化処理に伴い移行する ^3H 量は、今後稼働する低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における固化処理に伴う放出として、低放射性濃縮廃液等に含まれる ^3H が全量移行するものと仮定し、低放射性濃縮廃液等の分析濃度の最大値(約 3.8×10^4 Bq/ml)とLWTFの処理計画(ここでは、蒸発固化として約 660 m^3 /年を想定)から、約 2.5×10^{13} Bq/年とした。

- ^3H の放出管理目標値は、「(1) 貯蔵管理に伴い定常的に移行する ^3H 量」、「(2) ガラス固化処理に伴い移行する ^3H 量」、「(3) 低放射性濃縮廃液等の固化処理に伴い移行する ^3H 量」を合算した値(約 3.2×10^4 GBq/年)から、管理目標値を 4.0×10^4 GBq/年とした。
- これは現行の再処理施設保安規定 1.9×10^6 GBq/年の約1/50である。

— 液体廃棄物の管理目標値の見直し(3/3) —

○液体廃棄物(^3H)の管理目標値

◆ 年間放出量： 4.0×10^{13} (Bq)

保安規定に定めた放出管理目標値と同じ値を設定。保安規定の放出管理目標値は、高放射性廃液のガラス固化処理、低放射性濃縮廃液等の固化処理、貯蔵管理に伴う放出量を考慮し、過去の実績等に基づき算出した。

◆ 3ヶ月間放出量： 2.0×10^{13} (Bq)

年間放出量と同様に高放射性廃液のガラス固化処理、低放射性濃縮廃液等の固化処理、貯蔵管理に伴い定常的に放出される ^3H 量を考慮し、ガラス固化処理と低放射性濃縮廃液等の固化処理が同時期に重なることを想定して設定した。

(1) 高放射性廃液のガラス固化処理に伴い放出される ^3H 量： 2.6×10^{12} (Bq)

(2) 低放射性濃縮廃液等の固化処理に伴い放出される ^3H 量： 1.1×10^{13} (Bq)

(3) 貯蔵管理に伴い定常的に放出される ^3H 量： 2.5×10^{11} (Bq)

(1)~(3)の合計： 1.39×10^{13} (Bq) \doteq 2.0×10^{13} (Bq)

◆ 3ヶ月間平均濃度： 2.5×10^4 (Bq/cm 3)

高放射性廃液及び低放射性濃縮廃液等を3ヶ月間処理した場合の廃液発生量は、約800 m 3 と見込まれることから、3ヶ月間放出量より算出した。

$$2.0 \times 10^{13} \text{ (Bq)} \div \{800 \text{ (m}^3\text{)} \times 10^6 \text{ (cm}^3\text{/m}^3\text{)}\} = 2.5 \times 10^4 \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$$