



資料2
修正版



東海再処理施設の廃止措置計画

平成30年 9月20日

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
核燃料サイクル工学研究所

目次

1. 廃止措置プロジェクトの全体概要
 - 1.1 東海再処理施設の概要
 - 1.2 廃止措置における安全上の留意事項
 - 1.3 廃止措置の主な方針
 - 1.4 廃止措置の工程
2. 廃止措置に係る安全対策
 - 2.1 廃止措置作業に係る基本的な安全対策
 - 2.2 施設のリスク低減の取組
 - 2.3 除染・解体に先行着手する施設
 - 2.4 廃止措置に係る管理面での対応
3. おわりに

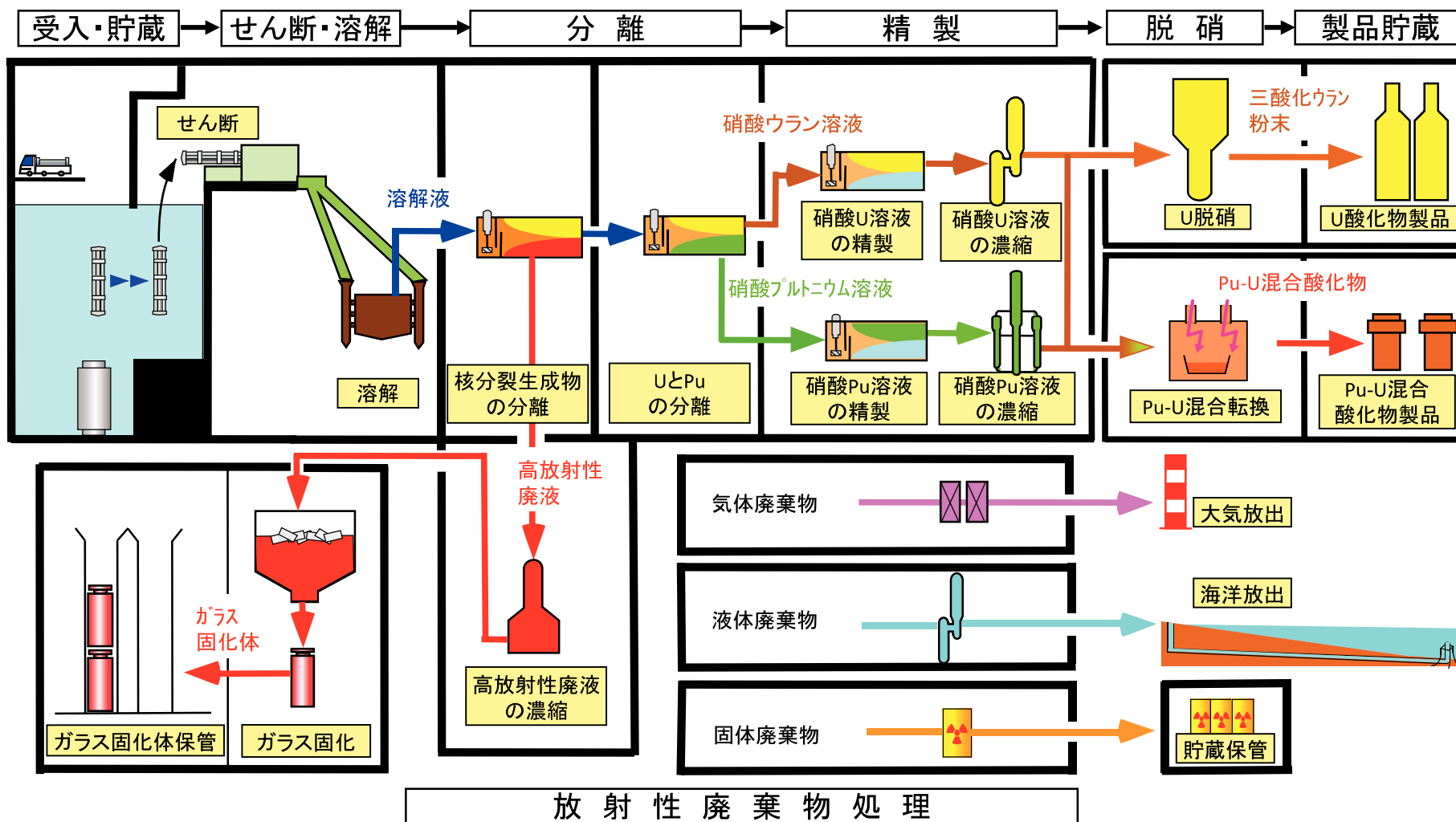
1. 廃止措置プロジェクトの全体概要

1.1 東海再処理施設の概要

－ 施設の位置 －

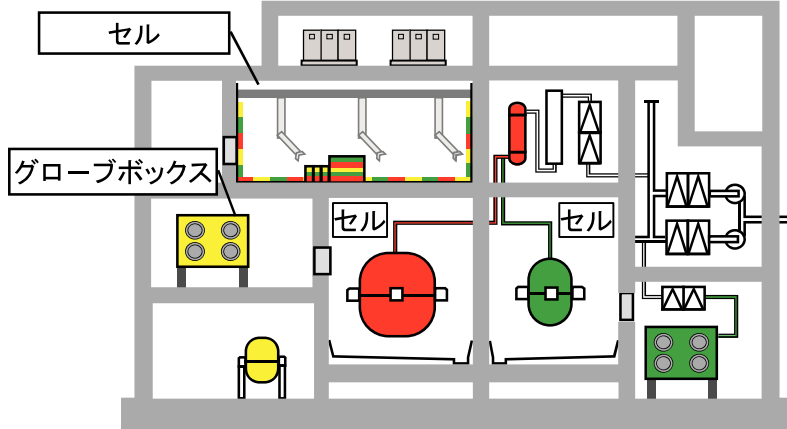
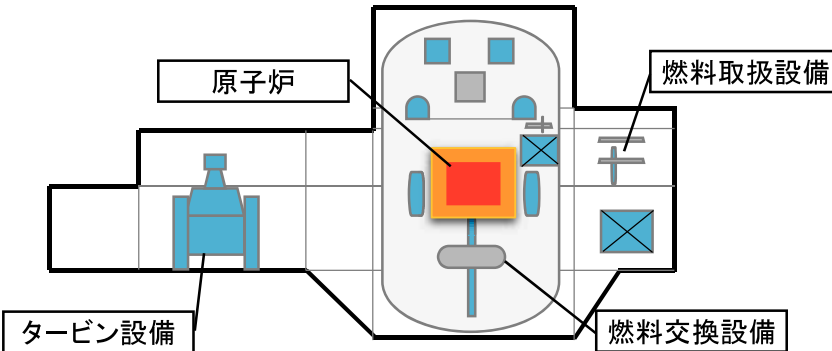


— 工程概要 —



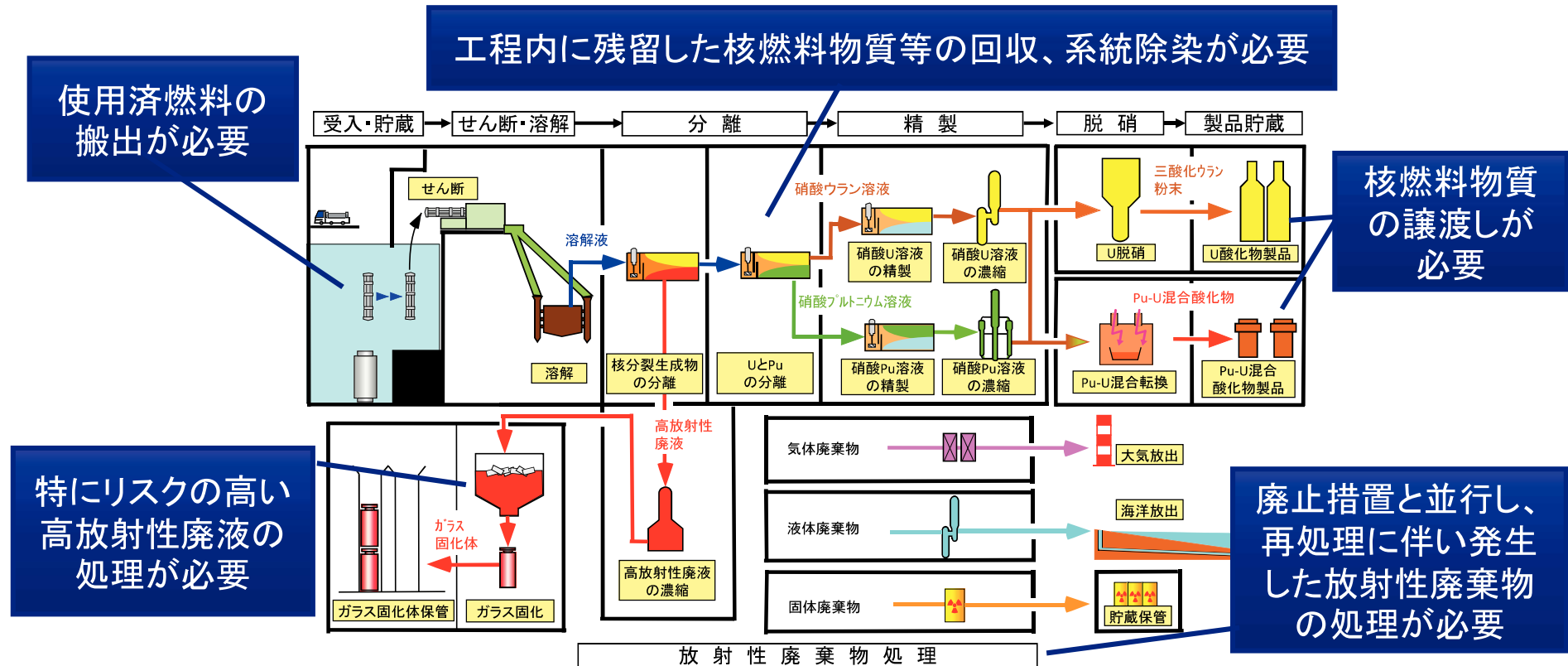
1.2 廃止措置における安全上の留意事項

— 原子力発電所との比較 —

再処理施設	原子力発電所
<p> ■ : FP/TRU系 (放射線量が比較的高い) ■ : Pu系 (放射線量が比較的低い) ■ : U系 (放射線量が極めて低い) </p> 	<p> ■ : 放射線量が比較的高い (主に放射化) ■ : 放射線量が比較的低い (主に放射化) ■ : 放射線量が極めて低い </p> 
<ul style="list-style-type: none"> • <u>放射性物質を扱う機器、配管が広範囲に汚染</u> (放射性物質が付着)。 • セル内、グローブボックス内など広い面積が汚染。 • 核分裂生成物(FP)、長半減期のウラン(U)・プルトニウム(Pu)が混在または分離しており、工程毎に組成が異なる。 	<ul style="list-style-type: none"> • <u>大部分の放射性物質は使用済燃料の中に密封</u> (燃料を取り出せば大幅に減少)。 • 炉心に放射化物が集中。 • 大型の機器や配管が多い。 • 短半減期の放射性核種も存在 (冷却期間を設ける)。

1.2 廃止措置における安全上の留意事項

— 東海再処理施設の廃止措置の特徴 —



上記の他、

- ・約30の管理区域を有する施設に対して順次廃止措置を進めることが必要
- ・施設の高経年化対策が必要
- ・新規規制基準を踏まえた安全性向上対策が必要
- ・機器解体後のスペースを活用し、解体廃棄物の保管が必要

— 主な方針 —

- 廃止措置においては、保有する放射性廃棄物に伴うリスクの早期低減を当面の最優先課題とし、これを安全・確実に進めるため、施設の高経年化対策と新規制基準を踏まえた安全性向上対策を重要事項として実施する。
- 廃止措置期間中においても使用済燃料の貯蔵、放射性廃棄物の処理・貯蔵、核燃料物質の保管を継続して行う必要があることから、これらの施設及び緊急安全対策等として整備した設備については性能維持施設とし、再処理運転時と同様に性能を維持する。
- 機器の解体等の廃止措置における安全対策は、過去のトラブル等の経験を十分踏まえた上で、放射性物質の施設内外への漏えい防止及び拡散防止対策、被ばく低減対策並びに事故防止対策を講じる。
- 低レベル放射性廃棄物については、必要な処理を行い、貯蔵の安全を確保するとともに、廃棄体化施設を整備し廃棄体化を進め、処分施設の操業開始後随時搬出する。
- 再処理施設の廃止措置は、施設内に保有する廃棄物の処理を行いつつ所期の目的が終了した建家ごとに段階的に進める。
- 再処理施設の廃止措置は、全期間の全工程について詳細に定めることが困難であることから、今後詳細を定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。

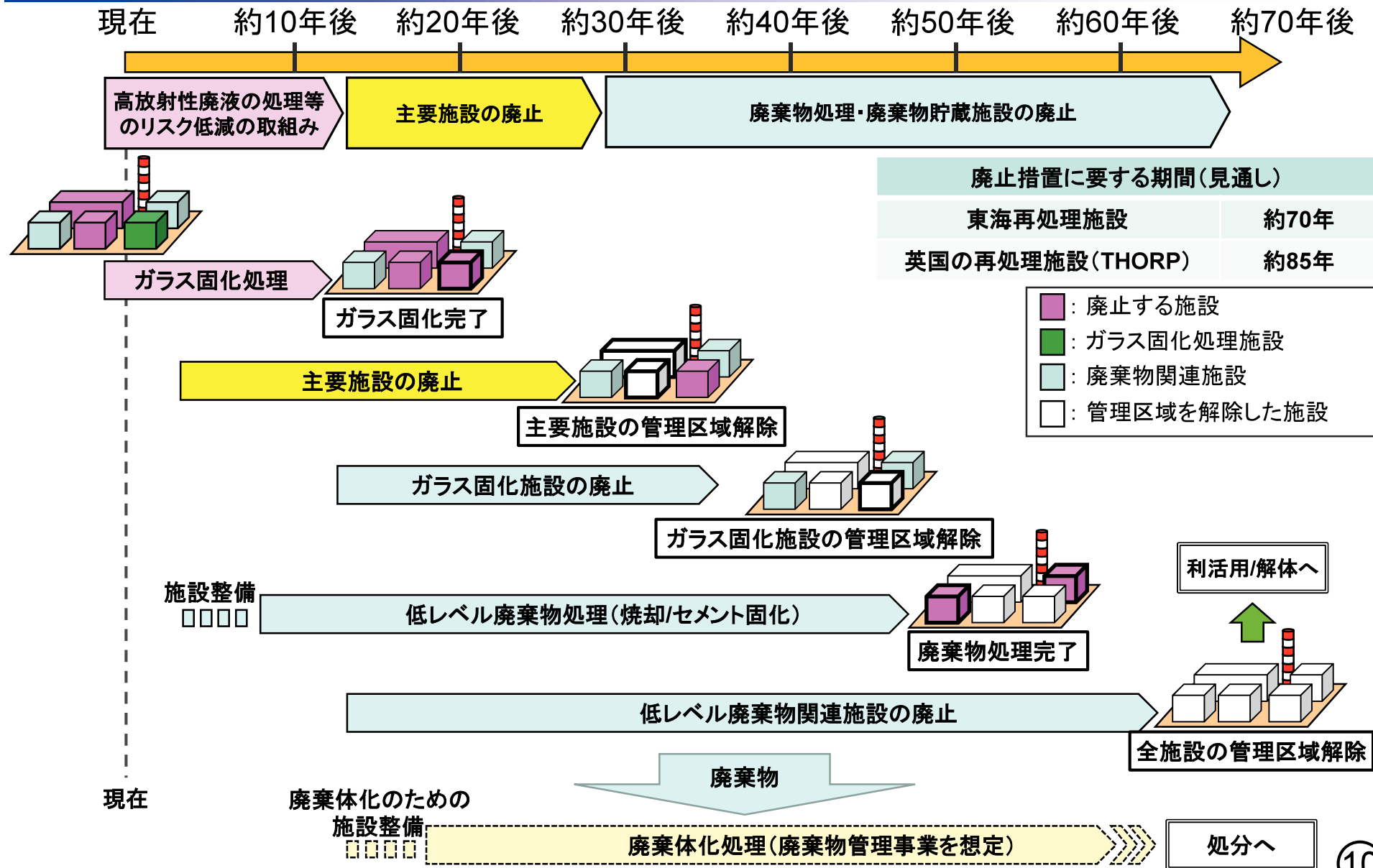
－ リスクの早期低減 －

- 東海再処理施設においては、今後リスクを大幅に増加させる活動である新たな使用済燃料のせん断、溶解等を行わず、廃止措置へ移行している。
- このことから、各施設の今後の使用計画を明確にした上で、施設が保有する放射性物質によるリスクに応じて安全上の重要度を見直す。
- 廃止措置においては、保有する放射性廃棄物に伴うリスクの早期低減を当面の最優先課題とし、これを安全・確実に進めるため、施設の高経年化対策と再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則(再処理維持基準規則)を踏まえた安全性向上対策を重要事項として実施する。
- 具体的に、当面は、リスクを速やかに低減させるため、
 - ①高放射性廃液を貯蔵している高放射性廃液貯蔵場(HAW)の安全確保
 - ②高放射性廃液のガラス固化技術開発施設(TVF)におけるガラス固化
 - ③高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)からの廃棄物取出し/再貯蔵
 - ④低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における低放射性廃液のセメント固化を最優先で進める。

— 性能維持施設 —

- 廃止措置を安全かつ確実に実施するため、必要な設備を廃止措置の進捗に応じて適切に維持管理する。
- 放射性物質を内包する系統及び機器を収納する建家及び構築物については、これらの系統及び機器が撤去されるまでの間、放射性物質の外部への漏えいを防止するための障壁及び放射線遮蔽体としての機能を維持管理する。
- 専ら廃止措置の用に供する装置を導入する場合は、安全対策を施した設計とする。
- 再処理施設は、廃止措置期間中においても使用済燃料の貯蔵、放射性廃棄物の処理・貯蔵、核燃料物質の保管を継続して行う必要がある。
- これらの施設については当面の間、再処理運転時と同様に性能を維持する必要があることから、再処理運転時の施設定期自主検査の対象としていた設備及び緊急安全対策等として整備した設備、また、これらを含む系統を性能維持施設とする。
(例) 建家及びセル換気系、空気圧縮機、冷水設備用ポンプ、浸水防止扉等
- 廃止措置期間中に性能を維持すべき施設の詳細な設備及び維持すべき期間を明確にした上で、今年度中に廃止措置計画の変更申請を行う。

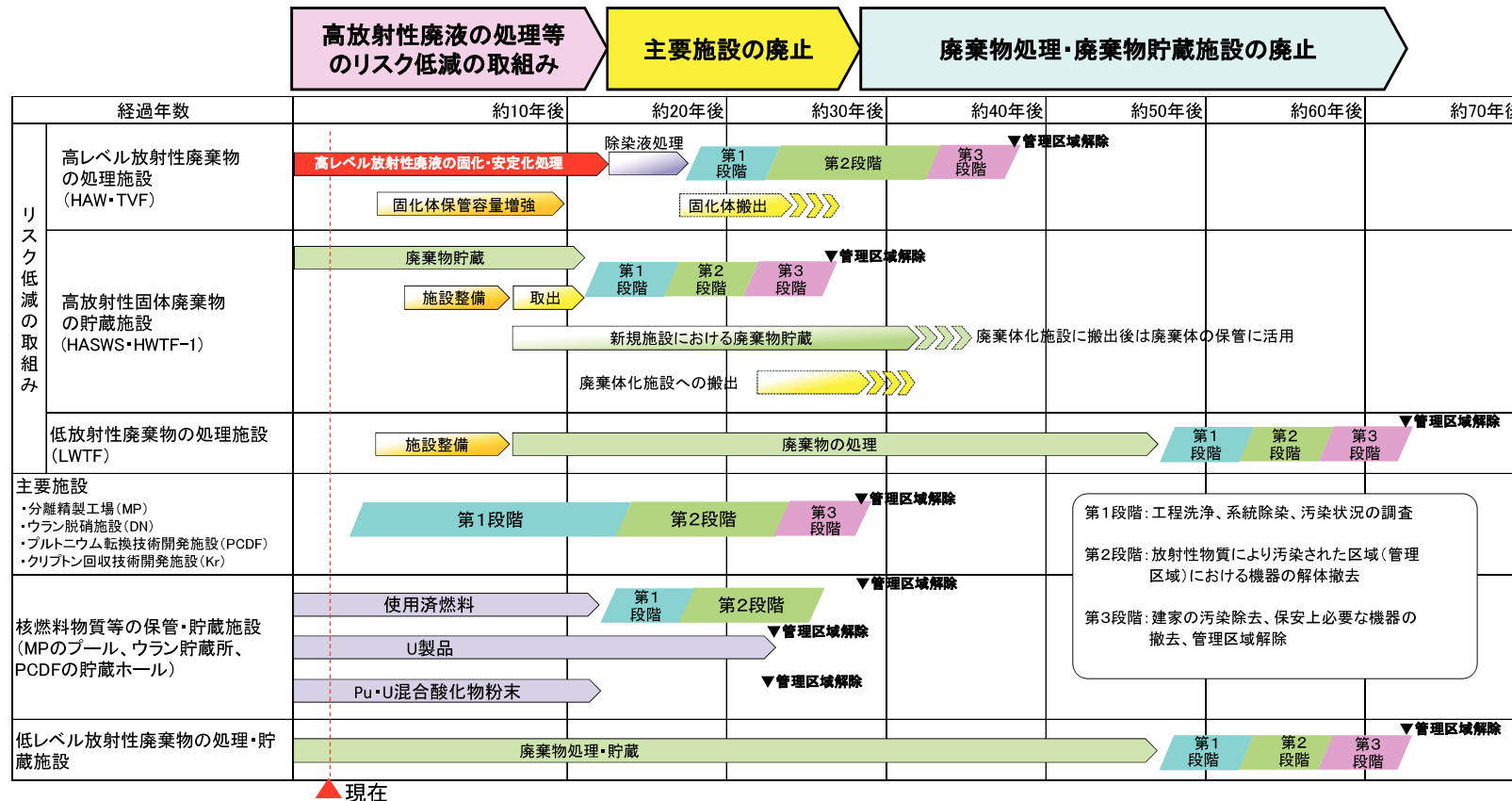
1.4 廃止措置の工程 — 進め方 —



1.4 廃止措置の工程

— 工程 —

- 約70年間の廃止措置計画は、高放射性廃液の処理等のリスク低減の取組み、主要施設の廃止、廃棄物処理・廃棄物貯蔵施設の廃止の順に進める。
- 当面はTVFにおける高放射性廃液のガラス固化、HASWSからの廃棄物取出し/再貯蔵、LWTFにおける低放射性廃液のセメント固化を進める。また、主要施設の廃止に向け、工程洗浄等を実施する。



注) ガラス固化体及び廃棄体は、処分施設の操業開始後随時搬出する計画であり、搬出まで構内の保管施設に保管する。

2. 廃止措置に係る安全対策

2.1 廃止措置作業に係る基本的な安全対策

— 汚染の拡大防止対策 —

- 気体状の放射性物質に対して、既存の建家・構造物及び換気設備により施設外への漏えい及び拡散防止機能を維持するとともに、この機能が損なわれないように解体の工法及び手順を計画する。
- 汚染のある施設・設備を解体撤去する場合など、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排気フィルタ及び局所排風機等の施設・設備外への拡散防止機能を持った装置を導入する。また、大洗研究開発センター燃料研究等における汚染事故を踏まえ、事故対策手順を改定しており、汚染事故等が発生した際の産業医や医療機関との連携も含めた迅速かつ的確な対応について、訓練を通じて習熟度を上げていく。
- 液体状の放射性物質が発生する間は、漏えい防止機能を維持するとともに、この機能が損なわれないように解体の工法及び手順を計画する。
- なお、施設外への放射性物質の漏えい及び拡散防止対策に係る管理が適切に行われていることを確認するため、廃止措置時においても再処理施設からの放射性物質の放出管理に係る排気モニタリング、排水モニタリング及び周辺環境に対する放射線モニタリングを継続して実施する。

－ 作業員の被ばく低減対策 －

機器解体に当たっては、対象範囲の表面密度、線量率及び空気中の放射性物質濃度を考慮して、下記の措置を講じることにより、合理的に達成可能な限り被ばく低減に努める。

- 外部被ばく低減のため、機器解体の着手前に系統除染を実施する。また、放射能レベルの高い区域で作業を行う場合は、必要に応じて遠隔操作装置、遮蔽等を用いる。
- 対象範囲の汚染状況等については、事前に確認を行い、その結果に基づき、放射性物質の拡散防止対策、被ばく低減対策等の安全対策を講じて解体を行うことにより、環境への放射性物質の放出抑制及び放射線業務従事者の被ばく低減に努める。
- 内部被ばく防止のため、放射性粉じんの発生及び拡散を抑制する工法を採用する。
- 放射能レベルの高い区域で作業を行う場合は、汚染拡大防止囲い、局所排気フィルタ及び局所排風機を設置するなどにより施設内の汚染拡大防止を図るとともに、マスク等の防護具等を用いる。
- 作業の実施に当たっては、必要に応じて目標線量を設定し、実績線量と比較し改善策を検討するなどして、被ばく低減に努める。
- また、作業区域内の放射線環境に応じてサーベイメータ等により線量率を測定するとともに、線量率が著しく変動するおそれのある作業は、可搬式エリアモニタ装置等を用いて作業中の線量率を監視する。
- 放射能レベルの比較的高い汚染物を取り扱う遠隔操作装置等の導入に当たっては、放射線業務従事者の被ばく低減を考慮して、作業区域内の空間線量率に応じて適切に遮蔽を行う。

— 周辺公衆の被ばく低減対策 —

- 廃止措置段階における放射性廃棄物の放出管理に当たっては、放射性物質に起因する被ばく線量を低くするための措置を合理的に、かつ、可能な限り講ずる観点から、廃止措置計画に放出の基準を定め、廃止措置の進捗に応じて、適宜、これを見直す。放出の基準は、まずは工程洗浄が終了した段階に定め、廃止措置計画の変更を行う。
- 一方、放出の基準を定める間の当面の放出管理として、クリプトン-85(⁸⁵Kr)、トリチウム(³H)については、これまでの放出実績等から放出管理目標値を定め、これを保安規定にて管理する。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管理目標値を定め、これを保安規定にて管理する。
- 設定した放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理目標値は、現行の保安規定に定める値の約1/50である。

放射性気体廃棄物の放出の基準

(主排気筒、第一付属排気筒及び第二付属排気筒の合計)

核種	1年間の最大放出量	1年間の放出管理目標値
⁸⁵ Kr	8.9×10^{16} Bq	2.0×10^{15} Bq
³ H	5.6×10^{14} Bq	1.0×10^{13} Bq

約1/50

放射性液体廃棄物の放出の基準

(海洋に放出する処理済廃液)

核種	1年間の最大放出量	1年間の放出管理目標値
³ H	1.9×10^{15} Bq	4.0×10^{13} Bq

約1/50

－ 事故防止対策 －

- 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障による人的災害、又は周辺公衆への影響を防止するため、事前に作業における危険性等を調査し、必要な安全対策を講じる。
- 遠隔操作装置等の導入に当たっては、汚染物の落下防止対策及び衝突防止対策を講じる。
- 地震、台風等の自然事象に備え、内包する有意な汚染を除去するまで既存の建家を維持する。
- 火災等の人為事象に対する安全対策として、既存の消火設備等を維持するとともに難燃性の資機材の使用、可燃性物質の保管及び可燃性ガスを使用する場合の管理の徹底、重量物に適合した揚重装置の使用等の措置を講じる。
- 事故発生時には、事故拡大防止等の措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。

— 放射性廃棄物の処理・処分 —

放射性廃棄物の発生量を合理的に可能な限り低減するように努めるとともに、発生した放射性廃棄物を適切に処理する。

➤ 放射性気体廃棄物

放射性気体廃棄物は、洗浄塔、フィルタ等で洗浄、ろ過したのち、排気筒を通じて大気に放出する。放出に当たっては、排気筒において放射性物質濃度を常時測定監視し、保安規定の値を超えないように管理する。

➤ 放射性液体廃棄物

放射性液体廃棄物は、放射能レベルの区分や性状に応じて蒸発処理、中和処理及び油分除去を行い、海中放出設備の放出管を通じて海中に放出する。放出に当たっては、放射性液体廃棄物の放出量が保安規定の値を超えないように管理する。

➤ 放射性固体廃棄物

放射性固体廃棄物のうち可燃性廃棄物及び難燃性廃棄物は、焼却したのち放射性廃棄物の貯蔵施設に貯蔵する。不燃性廃棄物は、放射能レベルの区分や性状に応じて放射性廃棄物の貯蔵施設に貯蔵する。

これらの廃棄物は、廃棄体化施設の整備が整い次第廃棄体化施設に搬出し、処分施設の要件に見合うよう廃棄体化処理する。廃棄体は処分施設の操業開始後随時搬出する。

なお、最終処分は、バックエンド対策にとって必要不可欠であり、早期に処分が可能となるよう立地推進等の所要の取り組みを継続する所存である。最終処分の開始がやむを得ず遅れる場合は、各施設及び廃棄物の安全な管理が損なわれないよう廃止措置や廃棄物処理・保管の計画の調整により対応を図っていく。

2. 廃止措置に係る安全対策

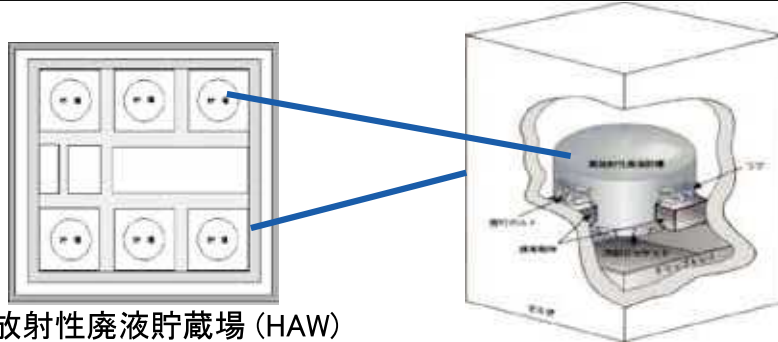
2.2 施設のリスク低減の取組

－ リスク低減の取組を実施する施設の選定の考え方(1/3) －

東海再処理施設の廃止措置においては、安全対策の実施とともに、保有する放射性廃棄物に伴うリスクの早期低減を当面の最優先課題とする。

- 再処理に伴い発生した特にリスクの高い高放射性廃液を貯蔵(HAW、TVF)
- 高放射性固体廃棄物を取り出せない状態でプールやセルに貯蔵(HASWS)
- 再処理に伴い発生した大量の低放射性廃液を貯蔵(LWTF)

高放射性廃液貯蔵の安全性向上



高放射性廃液貯蔵場 (HAW)

高放射性廃液のガラス固化



ガラス固化技術開発施設 (TVF)



溶融ガラス流下

高放射性固体廃棄物の取出し/再貯蔵



高放射性固体廃棄物缶
高放射性廃棄物貯蔵庫 (HASWS)

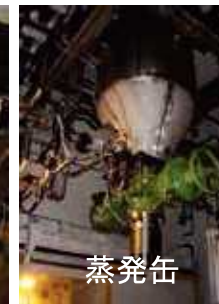


貯蔵施設/取出し装置

低放射性廃液のセメント固化



低放射性廃液処理技術開発施設 (LWTF)



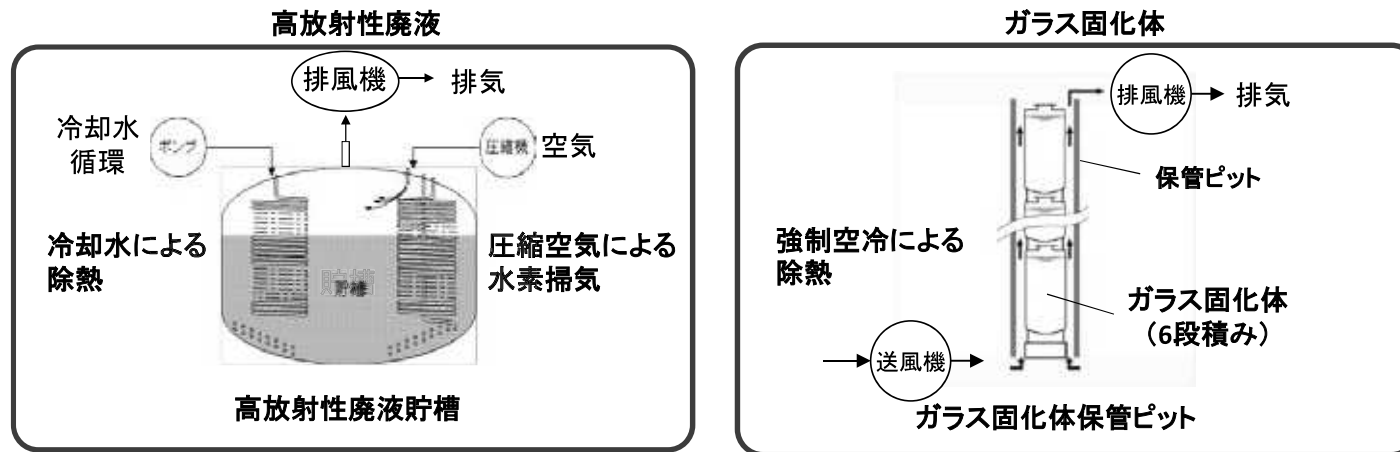
蒸発缶



核種分離工程

— リスク低減の取組を実施する施設の選定の考え方(2/3) —

➤ 高放射性廃液の貯蔵では、全交流電源喪失時に沸騰、水素爆発が生じるリスクに対し、**冷却、水素掃気**に係る**安全対策**が必要である。



性状	高放射性廃液		ガラス固化体	
	冷却	水素掃気	冷却	水素掃気
通常時	冷却水循環	圧縮空気供給、排風機による換気	強制空冷	不要
全交流電源喪失時の対策	電源車による給電、ポンプ車による給水で冷却維持	電源車による給電、圧縮機による掃気ガス供給 電源車による給電、排風機による掃気ガス換気	不要* 保管ピットで自然冷却	不要



* 強制空冷停止によりガラス固化体は温度上昇するが、安全上の問題は生じない。

対策が機能しなかった場合の影響	沸騰に伴う放射性物質の放出のおそれ	水素爆発に伴う放射性物質の放出のおそれ	なし	なし
-----------------	-------------------	---------------------	----	----

－ リスク低減の取組を実施する施設の選定の考え方(3/3) －

- 早期のガラス固化により、安全機能維持(冷却、水素掃気、閉じ込め、保管管理)に必要な設備数が減少、耐震性の高い保管ピットでの保管が可能。

比較項目	高放射性廃液の貯蔵	ガラス固化体の保管
冷却 (沸騰防止)	<ul style="list-style-type: none"> 冷却水設備、電源供給設備による貯槽の冷却を実施。 	<ul style="list-style-type: none"> 強制冷却機能喪失時においても自然通風により、ガラス固化体は冷却される。
水素掃気 (爆発防止)	<ul style="list-style-type: none"> 掃気用設備、換気設備、電源供給設備、排気経路維持による貯槽の水素掃気を実施。 	<ul style="list-style-type: none"> 固体状態であり、水の放射線分解に伴う水素濃度上昇はなく水素掃気は不要。
閉じ込め (漏えい)	<ul style="list-style-type: none"> 槽類換気設備によって貯槽を負圧に維持して閉じ込めを確保。 貯槽内は、硝酸による腐食環境。 漏えいに備え、ドリフトレイ及び検知・回収設備を設置。 	<ul style="list-style-type: none"> ガラス固化体容器による密閉。また、ガラス固化体容器は、17m落下に耐える設計。 ガラス固化体の保管であり、腐食環境でない。
保管管理	<p>多数の設備、機器が必要であり、機器故障や誤操作による不具合発生の可能性がある。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 機器故障や誤操作により、強制冷却機能が喪失しても、自然通風によりガラス固化体は冷却される。

① HAW施設の概要

【施設の役割】

- 高放射性廃液貯蔵場(HAW)は、分離精製工場の高放射性廃液蒸発缶により蒸発濃縮した高放射性の廃液を受け入れ、高放射性廃液貯蔵セル内の貯槽に貯蔵する施設

【施設の概要】

〔主な沿革〕

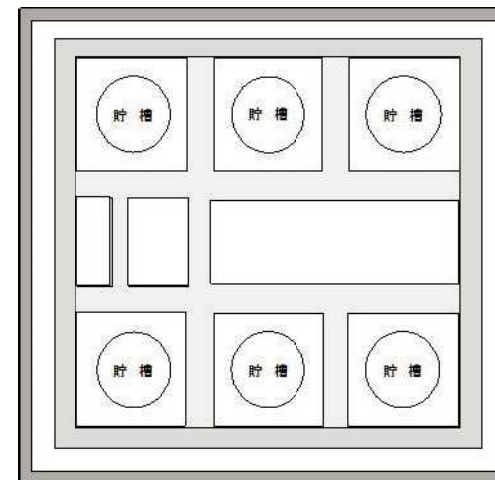
- 昭和61年3月 竣工
- 昭和61年10月 使用前検査合格

〔主要設備〕

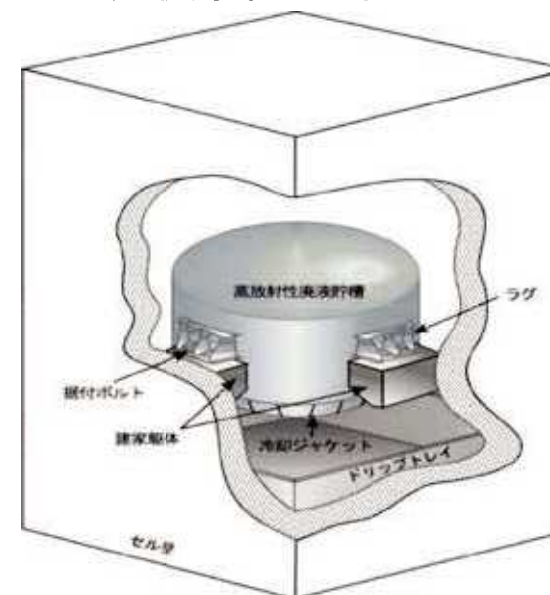
- 高放射性廃液貯槽
 - 設置基数:6基(うち予備1基)
 - 容量:約120m³/基

〔主な管理方法〕

- 高放射性廃液:液位、冷却温度、水素掃気用空気流量、負圧、漏えい検知



高放射性廃液貯槽の配置図(平面図)



高放射性廃液貯槽 設置状況

② HAW施設のリスク

➤ 高放射性廃液の受入れ・貯蔵及びガラス固化技術開発施設(TVF)への移送を行うため、施設を継続して使用しており、換気による負圧バランスを確保した上で、放射性物質の施設外への漏えい防止機能及び放射線遮蔽機能を維持することが必要。

✓ 高放射性廃液貯蔵場(HAW)に係るリスク評価

- 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(せん断カーブ-せん断ひずみ)により、各階に十分な余裕があることを確認。
- HAW貯槽は、最大容量(約120m³)の貯蔵状態においても、暫定基準地震動Ss880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の裕度は約1.6倍を確保。
- 暫定津波シミュレーションにおいて、HAW施設はT.P.+12.8mまで浸水するが、津波防止対策を実施したT.P.+14.4mに比べ低い。
- 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HAW貯槽を設置しているセルは浸水することが考えられるが、浮力発生によるHAW貯槽への影響はない。

③ 現状及び今後の安全対策(1/4)

- 高放射性廃液貯蔵槽は、崩壊熱除去機能及び水の放射線分解により発生する水素の掃気機能を有しており、停電時には非常用発電機からの給電により機能を維持する。
- 平成33年度終了を目標に新規制基準を踏まえた安全性向上対策を進める。

【事故対策】沸騰の防止等

- 電源車等を配備済
- 可搬型蒸気供給設備を配備済
- 重要な電源の予備ケーブルを配備済

【自然災害対策】

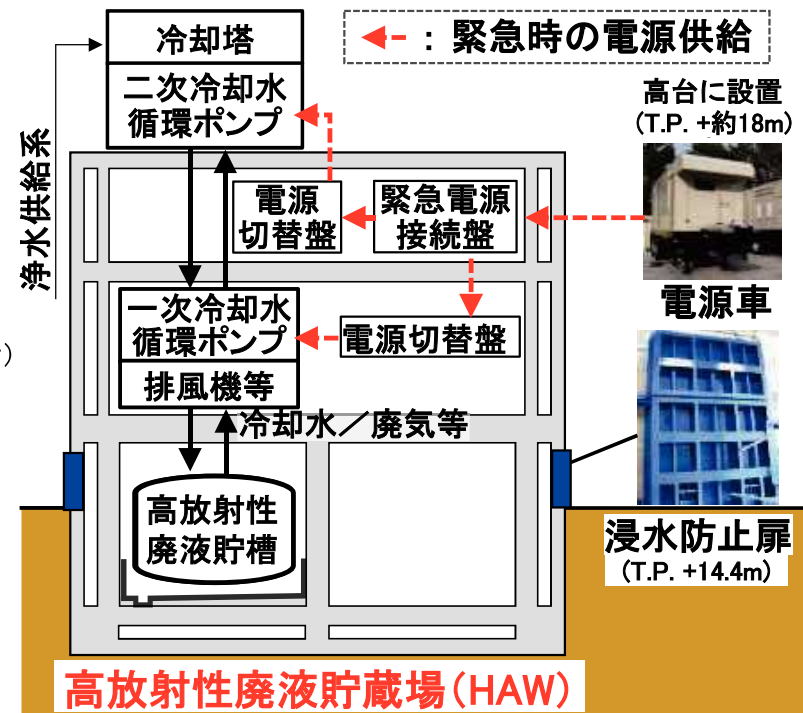
- 地震: 建家は十分堅牢、地盤補強を検討中
- 津波: 浸水防止扉を設置済、外壁補強を検討中
- 竜巻: 建家開口部の竜巻飛来物防護を検討中



可搬型蒸気供給設備
(本設備が使用できない場合の漏えい液移送用蒸気設備)



予備ケーブル



③ 現状及び今後の安全対策(2/4)

HAW施設における高経年化に係る点検整備を行い、高放射性廃液の長期貯蔵の維持管理に必要な機器類の点検保守を計画的に実施している。



② 日常点検(エア流量の確認)



③ 月例点検(冷却水ポンプ)



① 日常点検(機器の電流値確認)

① 電源盤・制御盤

④ ⑤

排風機・フィルタ

③ 冷却水ポンプ

冷却

② 水素掃気用エア流量

供給

高放射性廃液貯蔵

点検場所のイメージ



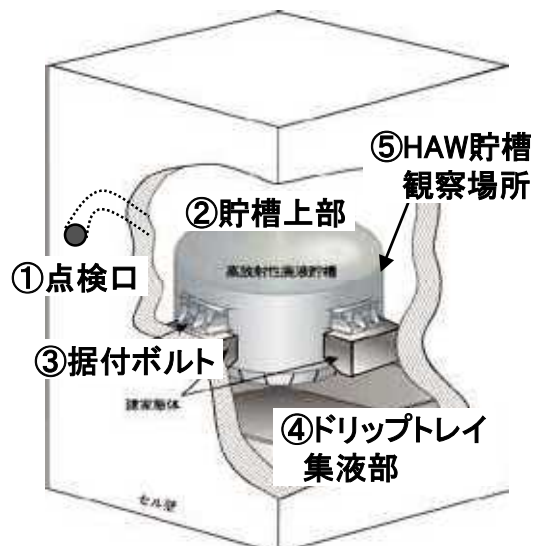
④ 点検保守(排風機のベルト交換)



⑤ 点検保守(フィルタ交換)

③ 現状及び今後の安全対策(3/4)

高経年化対策として、HAW貯槽セル内の観察方法の拡充に向けて、以下の取り組みを実施。



撮影場所のイメージ

◆ 予備貯槽セル内の観察

HAWを貯蔵していない予備貯槽において、貯槽上部の配管接続部の状態、据付ボルトの状態(ボルトの脱落の有無等)、万一の溶液漏洩時のドリフトレイ集液部の状態等が観察できることを確認。



②貯槽上部配管の観察
(予備貯槽)



③据付ボルトの観察
(予備貯槽)



④ドリフトレイ集液部の観察
(予備貯槽)



① セル内観察作業風景
(点検口から点検装置を挿入)



⑤HAW貯槽(272V35)の観察
(HAW貯槽:線量率 約12 Gy/h地点)

◆ HAW貯槽の観察

HAWセル内は高線量である為、映像が乱れてしまう。
今後のカメラや画像処理の改良に資するため、セル内の線量率測定を実施した。

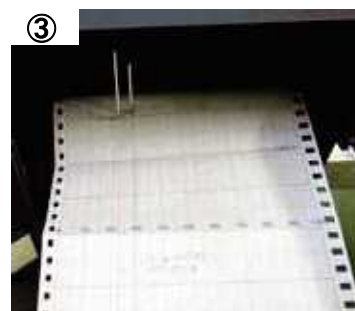
◆ 今後の取組み

高線量な環境であっても鮮明な画像が得られるカメラの調査と画像処理の方法を検討する。
HAW貯槽の状態を直接観察できることによる、健全性確認方法の充実に取り組んでいく。

③ 現状及び今後の安全対策(4/4)

HAW施設からTVFへの高放射性廃液の移送前(TVF運転再開前)に、実施した点検、教育・訓練のうち主要な事項を示す。

- 保安規定に基づく施設定期自主検査及び自主検査の確実な実施
- ベテラン視点における追加点検
 - ①冷却水系配管、排気系配管、蒸気系配管等の肉厚測定を実施。
⇒ 減肉のないことを確認。
 - ②遠隔操作弁の作動確認等を実施。
⇒ 開閉操作に問題のないことを確認。
 - ③実際のHAW移送の際にHAW貯槽や送液配管からの微小漏えいも検知できるように予めドリフトレイ集液部に水を張り、液位監視用記録計を設置し、その液位を送液の都度監視(図1)。
⇒ 送液に伴う液位上昇のないことを確認。
- 教育・訓練の実施
 - ・ TVFへのHAW送液操作の操作訓練を繰り返す行い、運転操作手順書に反映し、その都度、教育を実施した。
 - ・ 過去のトラブル事例教育



漏えいなしを確認

ドリフトレイ集液部
(漏えい検知装置: LA+設置)

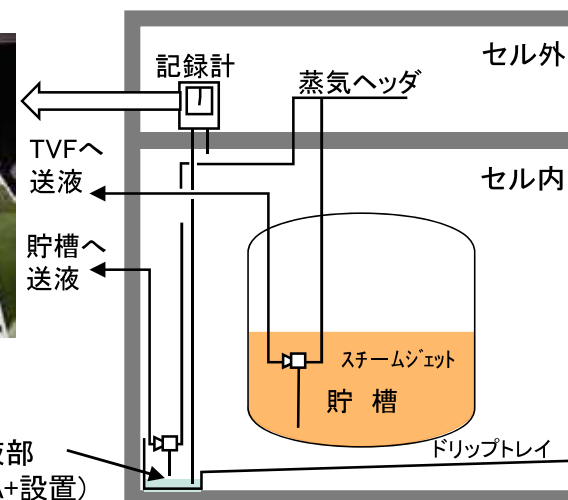


図1 微小漏えい監視概要図

① TVF施設の概要

【施設の役割】

- 再処理施設から発生した高放射性廃液を受入れ、ガラス原料と共に溶融炉にてガラス溶融を行い、溶融したガラスをステンレス鋼製の容器に注入しガラス固化体として保管セルで保管する施設

【施設の概要】

〔主な沿革〕

- 平成4年4月 竣工
- 平成7年12月 使用前検査合格

〔主要設備〕

- ガラス溶融炉
 - 溶融温度: 1100~1200 °C (最大1250 °C)
 - 溶融方式: 液体供給式直接通電型セラミックメルタ方式
 - 処理能力: 0.35m³/日
- 遠隔補修装置(両腕型マニプレータ): 2基
- ガラス固化体保管セル: 容量420本



ガラス溶融炉

▼ガラス流下の様子



▼ガラス固化体(模型)



ガラス固化体仕様

内 容 物	ホウケイ酸ガラス
ガラス固化体重量	約400kg
ガラス固化体体積	約110ℓ

ガラス固化体容器

形 状	円筒タテ型
外 径 / 全 高	43cm/104cm

② TVF施設のリスク

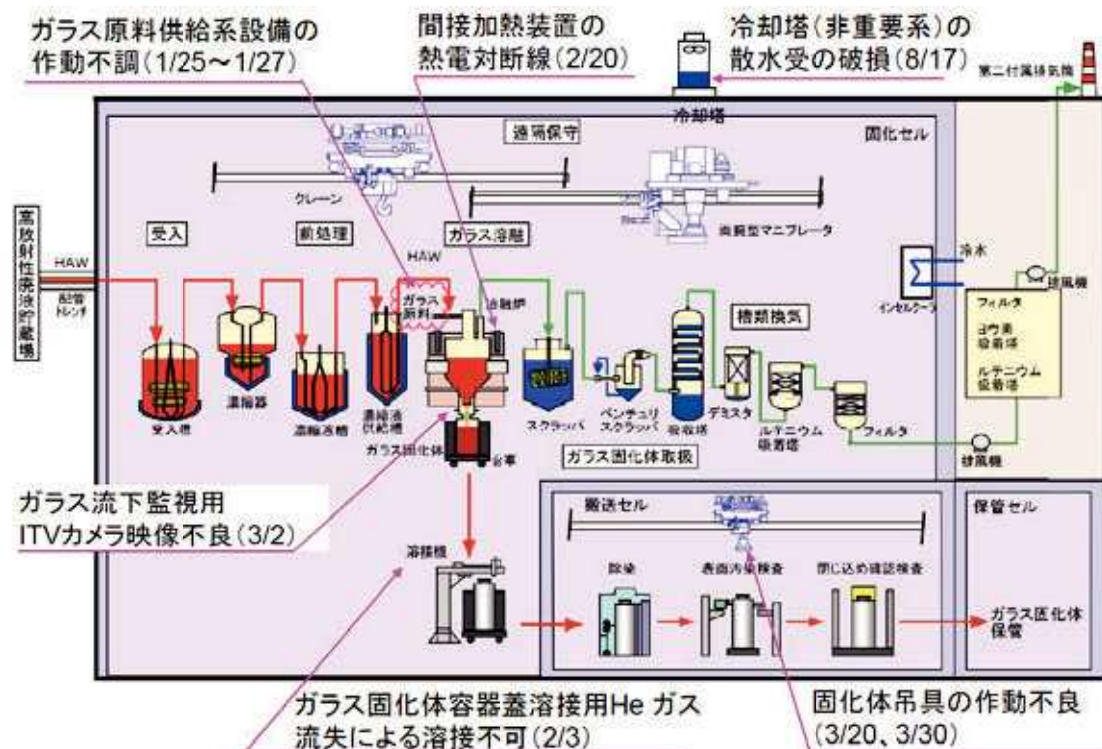
- TVFでは、使用済燃料の再処理で発生した高放射性廃液を溶融炉でガラス固化するため、施設を継続して使用しており、換気による負圧バランスを確保した上で、放射性物質の施設外への漏えい防止機能及び放射線遮蔽機能を維持することが必要。
- 高放射性廃液によるハザードを早期に低減するため、ガラス固化体の保管能力の増強等を考慮しつつ、12.5年(平成28年8月を起点)でガラス固化を完了することとしている。

✓ ガラス固化技術開発施設(TVF)に係るリスク評価

- TVF開発棟において、高放射性廃液を保有する機器・配管系、それを内包するセル、建家は、これまでに実施した暫定基準地震動(S_s880 ガル)に基づく評価から十分な安全裕度を有しており、安全機能を確保できる見通しである。
- 上記施設への蒸気及び水の供給設備並びに非常用給電設備については、耐震補強対策をしなくても安全機能を確保できるよう可搬型蒸気供給設備、可搬型給水設備及び可搬型発電機を配備。

③ これまでの不具合及び対処方針(1/2)

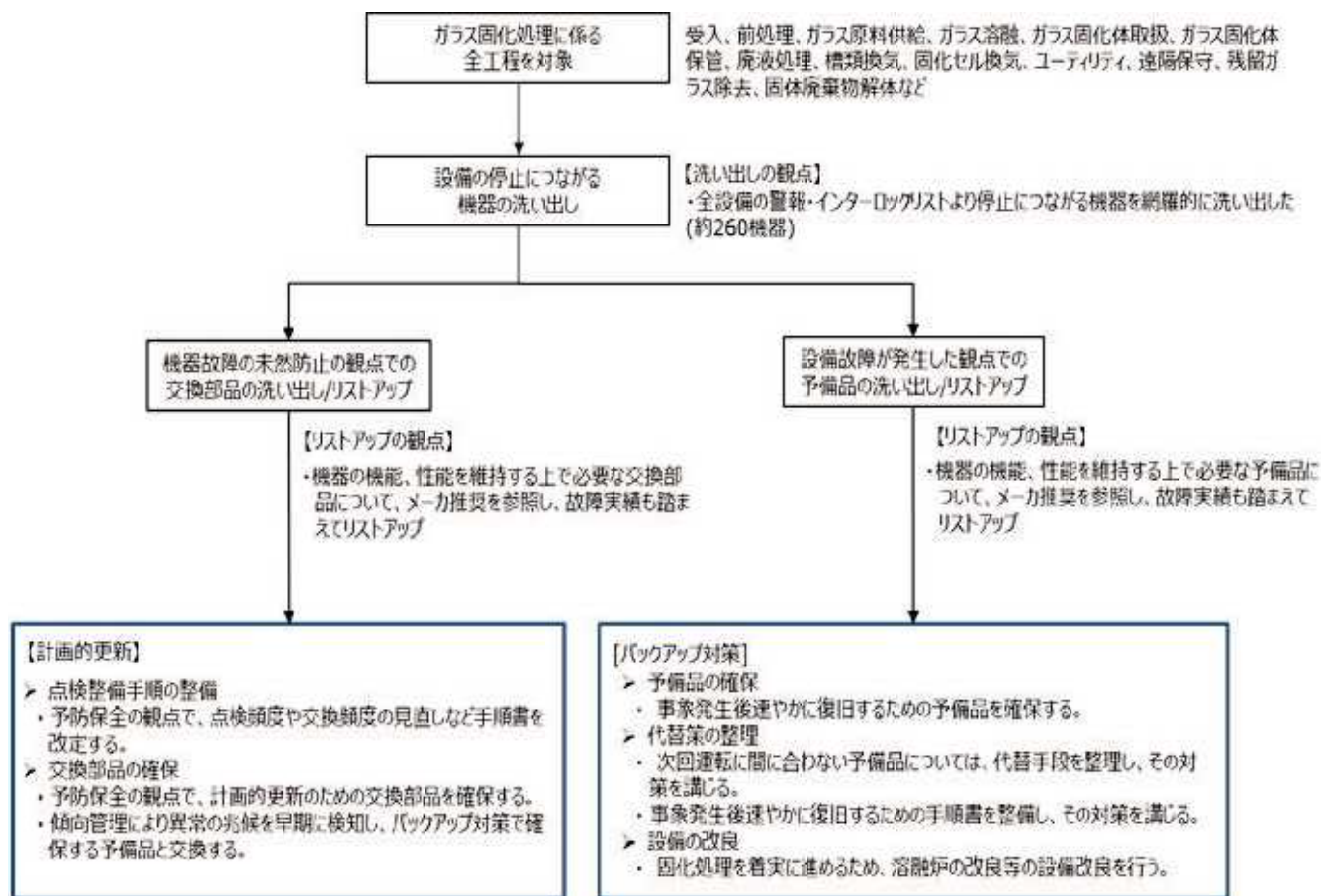
- ▶平成28年及び平成29年のガラス固化処理において発生した不具合では、これまで故障実績のない事象に対し、計画の遅延を最小限にするための速やかな対応が図れていなかった。
- ▶また、復旧に要する期間等を踏まえて対象範囲を限定していたため、固化処理計画を着実に進めるための交換部品や予備品が確保されていなかった。



ガラス固化技術開発施設(TVF)で発生した不具合の例(平成28年)

③ これまでの不具合及び対処方針(2/2)

- ガラス固化処理を着実に進めるという観点で、全ての工程に対し、現在まで故障なく作動している設備機器の故障や時間を要する機器の復旧も想定し、確保しておく予備品及びその管理方法を見直し、計画的に予備品を確保する。
- 状態監視等により異常兆候を早期に検知しており、この取組みを継続する。異常の兆候が確認された場合は、故障前にバックアップ対策で確保した予備品等へ交換する。



③ 現状及び今後の安全対策(1/3)

➤ 安全性向上に係る訓練

✓ グリーンハウス設置及び除染訓練

大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染事故を踏まえ、TVFにおいて汚染事故等が発生した際の迅速かつ的確な対応を習得する。



図 グリーンハウス設置及び除染訓練風景

✓ ケーブル敷設等訓練

2系統の安全系ケーブルが同時に影響を受け安全機能が喪失した事象を想定した初動対応訓練を実施した。



図 ケーブル敷設及び初期消火訓練風景

➤ 遠隔作業員の訓練(力量、スキルの維持向上)

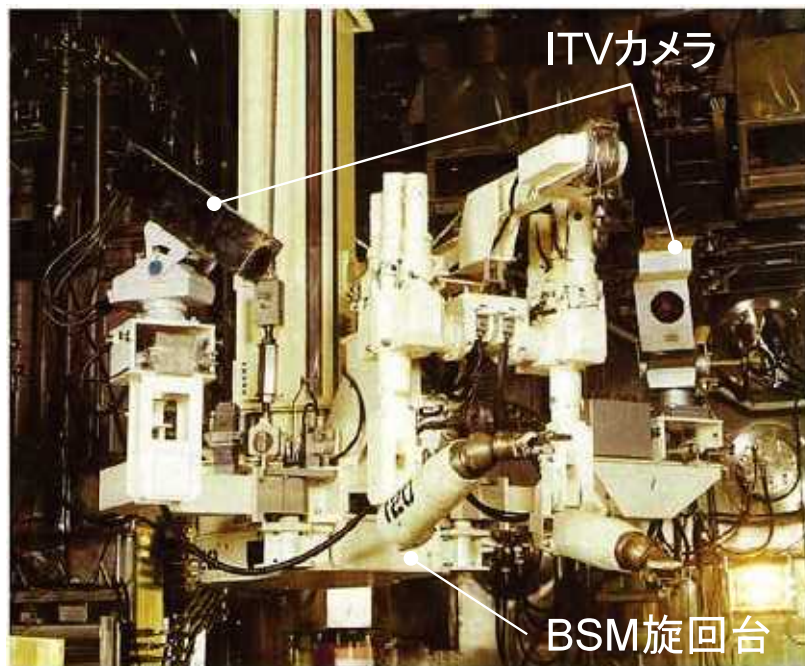
模擬構造体を用いたコールドモックアップによるトレーニングを行い、操作手順、不具合防止のホールドポイントの確認をはじめ、熔融炉内での装置感覚や装置の位置とITVカメラ映像の確認など遠隔操作に必要なとなるスキルの向上を図る。
(今年度実施中)



図 模擬構造体外観

③ 現状及び今後の安全対策(2/3)

- 高経年化対策として、設備機器(両腕型マニプレータ(BSM)及び固化セルクレーン)の計画的更新により遅延リスクを低減。
- 設備の停止につながる機器(ITVカメラ等)について、故障の未然防止及び故障発生後の早期復旧の観点から、交換部品及び予備品をリストアップし、速やかに対応ができるように在庫等を確保。
- 計画的に停止期間を設け、熔融炉や遠隔保守設備を整備。
- 運転体制を強化し、連続運転期間の延長、停止中の整備作業を効率化。



両腕型マニプレータ(BSM)

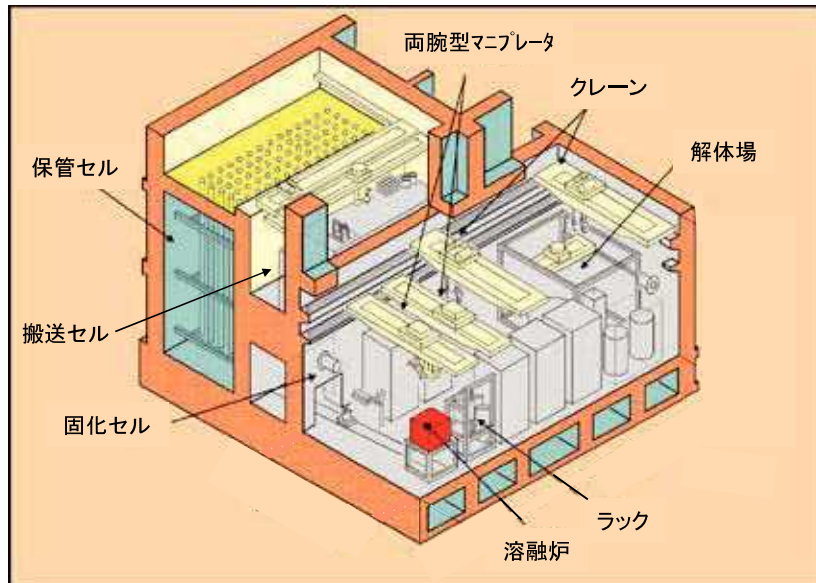


固化セルクレーン

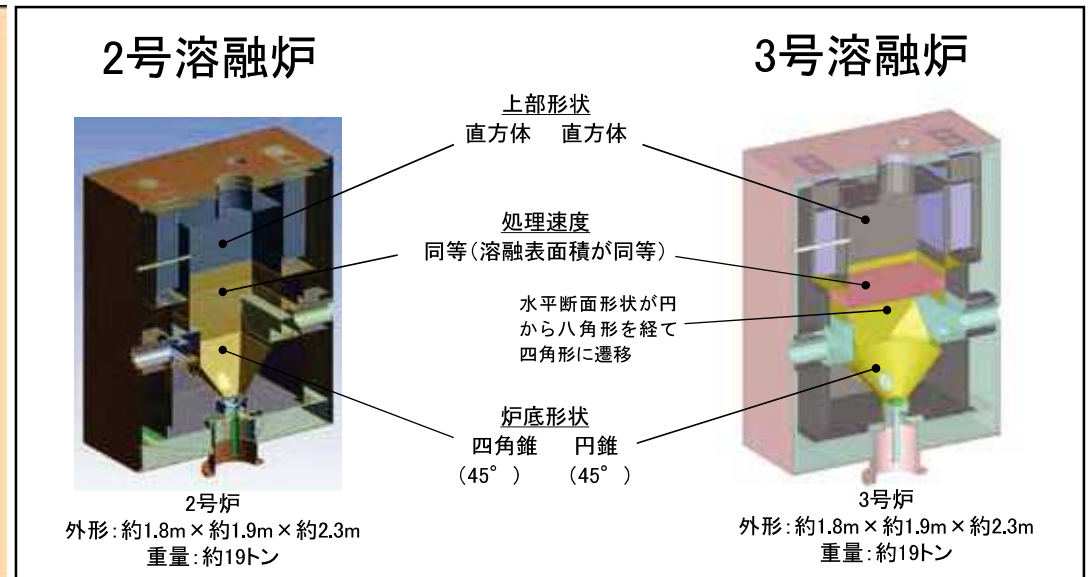
③ 現状及び今後の安全対策(3/3)

ガラス固化処理を着実に進めるため、今後、自治体の了解を得た後、以下に係る廃止措置計画の変更申請を行う計画である。

- ・ガラス固化体は原子力発電環境整備機構(NUMO)が建設する最終処分施設に搬出する計画であり、搬出まで保管施設にて保管する。
- ・ガラス固化処理に伴い、ガラス固化体の保管本数が既許可の420本(70ピット×6段積)に達する予定であることから、設計上の保管スペースを有する630本(70ピット×9段積)まで、ガラス固化体の保管能力を増強する。
- ・ガラスが炉内に残留しにくいよう、炉底形状を円錐45度に変更し、炉底部への白金族元素の堆積を抑制する3号溶融炉への更新を行う。



固化セル周り鳥瞰図

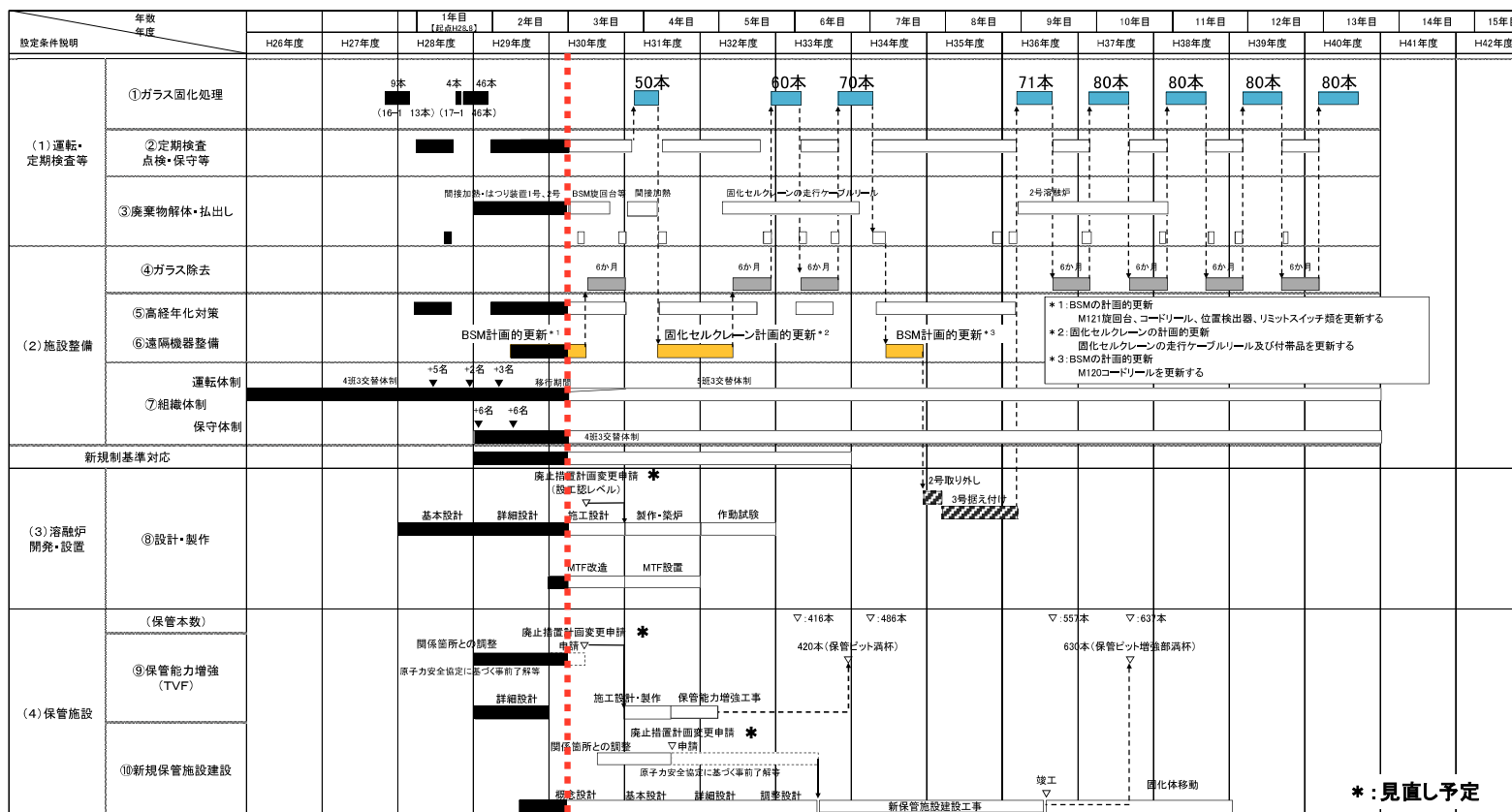


3号溶融炉の基本構造(2号溶融炉との比較) ③4

④ 工程

リスクの早期低減のため、ガラス固化に要する期間を可能な限り短縮し、平成40年度までに高放射性廃液のガラス固化を進める。

- 設備機器の計画的更新や予備品対策により遅延リスクを低減。
- 計画的に停止期間を設け、熔融炉や遠隔保守設備の整備。
- 運転体制を強化し、連続運転期間の延長、停止中の整備作業を効率化。



現在

* : 見直し予定

① HASWS施設の概要

○HASWSには、ハル缶（使用済み燃料をせん断/溶解して残ったハル・エンドピースを収納）、フィルタ類（再処理主工程で使用）、分析廃棄物用容器（分析試料採取に用いた試料ピン等を収納）を貯蔵。

○貯蔵セルは、鉄筋コンクリート造(昭和47年8月竣工、耐震設計上分類：A類)

○廃棄物貯蔵方法

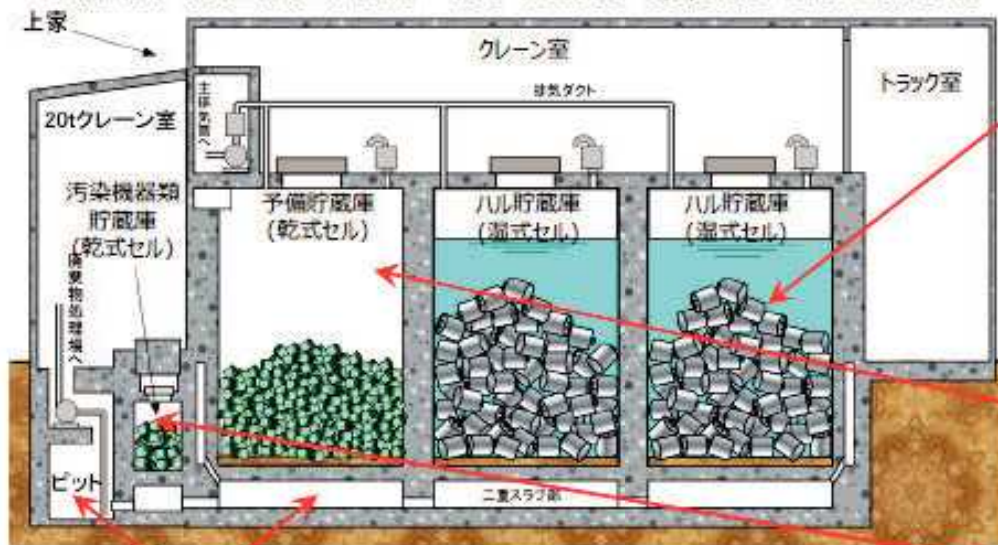
ハル貯蔵庫：ハル缶等をセル天井部の開口部からワイヤで吊降ろして投入し、ワイヤを接続したまま山積で貯蔵。

予備貯蔵庫・汚染機器類貯蔵庫

：分析廃棄物用容器を予備貯蔵庫および汚染機器類貯蔵庫のセル天井部の開口部から投入し、山積で貯蔵。

○湿式セル、乾式セルともに廃棄物を取り出すための設備は無い。

○貯蔵庫の廃止措置には、プール水、緩衝砂の回収および除染が必要。



ハル貯蔵庫 (2基)
 ・大きさ：縦7m × 横7m × 高さ10m
 ・底面及び壁面：ステンレス(SUS304L)のライニング (厚さ：底面4mm、壁面3mm)
 底面に緩衝用の砂を敷設 (厚さ約0.6m：約30m³)
 ・水位：約8.5m (プール水の浄化設備は有していない)
 ・廃棄物貯蔵高さ：約7m

予備貯蔵庫 (1基)
 ・大きさ：縦7m × 横7m × 高さ10m
 ・壁面：エポキシ塗装
 ・底面：炭素鋼(SS41)のドリフトレイ (高さ：0.3m、厚さ：4.5mm)
 緩衝用の砂を敷設 (厚さ約0.6m：約30m³)
 ・廃棄物貯蔵高さ：約5m

汚染機器類貯蔵庫 (7基)
 ・大きさ：縦2~3m × 横1.5m × 高さ3.4m
 ・底面及び壁面：エポキシ塗装
 底面に緩衝用の砂を敷設 (厚さ約0.6m：約14m³)
 ・廃棄物貯蔵高さ：約3m

○漏えい水回収機能
 ・湿式セルからの漏えい水は、二重スラブを通りピットへ集められる。
 ・ピットに集められた漏えい水は、ポンプにて廃棄物処理場へ送液する。

② HASWS施設のリスク

➤ HASWSでは、高放射性固体廃棄物(雑固体廃棄物、ハル・エンドピース等)を貯蔵及び分析所(CB)から発生する高放射性固体廃棄物(分析廃ジャグ等)の受入れ・貯蔵を行うため、施設を継続して使用しており、換気による負圧バランスを確保した上で、放射性物質の施設外への漏えい防止機能及び放射線遮蔽機能を維持することが必要。

✓ 高放射性固体廃棄物の取出し完了までのリスク評価結果

- 貯蔵セルは、必要保有水平耐力の1.5倍以上(7.7倍)であり、十分な保有水平耐力を有する。
- 貯蔵セルが損傷し、遮蔽機能を喪失した際の周辺公衆の実効線量は、5mSvより十分低く、 $0.36 \mu\text{Sv/h}$ (3.2 mSv/年)である。
 なお、十分な時間的余裕があるため、その間に線量を抑える対策(土のう設置)が可能であり、被ばく量を $0.017 \mu\text{Sv/h}$ (0.15 mSv/年)に抑えることが可能。
- プール水喪失時における建家外の線量率は、管理区域の設定基準は超えない。
- 乾式セルにて貯蔵している廃棄物の主材料であるポリエチレンと試薬(硝酸、ドデカン)の接触を評価した結果、自然発火の可能性はない。
- 津波について、暫定津波シミュレーションの結果、ハル貯蔵庫及び予備貯蔵庫の浸水の可能性は低い。
- 竜巻について、貯蔵セルの壁及び天井が十分な厚さを有していることから、廃棄物が建家外に流出するリスクは低い。

③ 現状及び今後の安全対策(1/3)

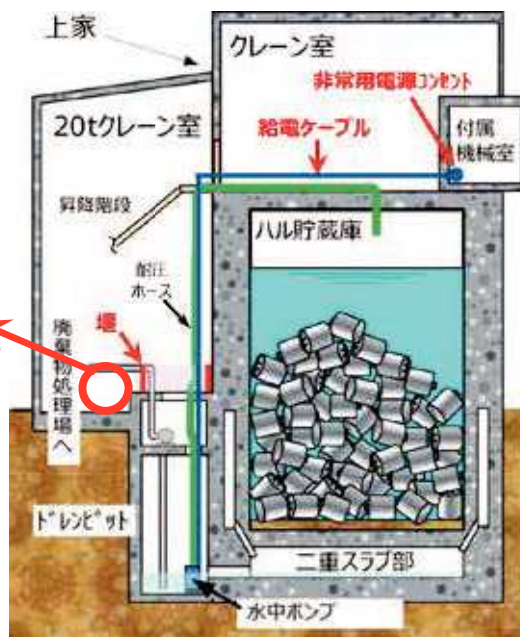
高放射性固体廃棄物保管に係る安全対策として以下を実施。

- 湿式セルライニングの健全性確認(外観観察、プール水の分析)
- プール水の漏えい対策(仮設循環ライン、ポンプ及び堰の整備)
- プール水の浄化(プール水の移送・給水による希釈法、吸着材による吸着法を検討)
- 乾式セルでの火災発生時の対策(散水装置、温度監視設備の整備)

仮設循環ライン、ポンプ及び堰の整備



資機材の配備状況

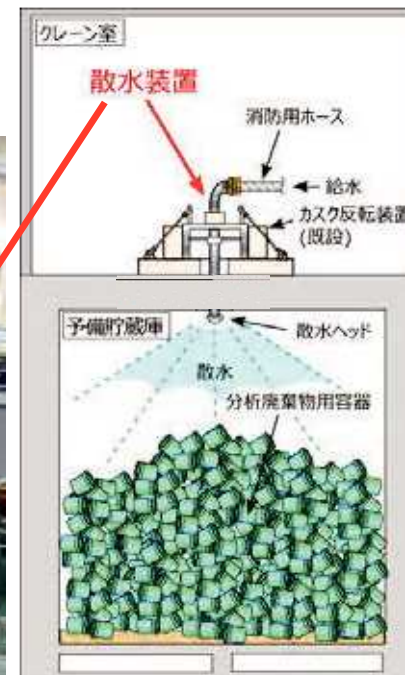


ポンプ設置・耐圧ホース敷設概要

散水装置を整備



散水装置

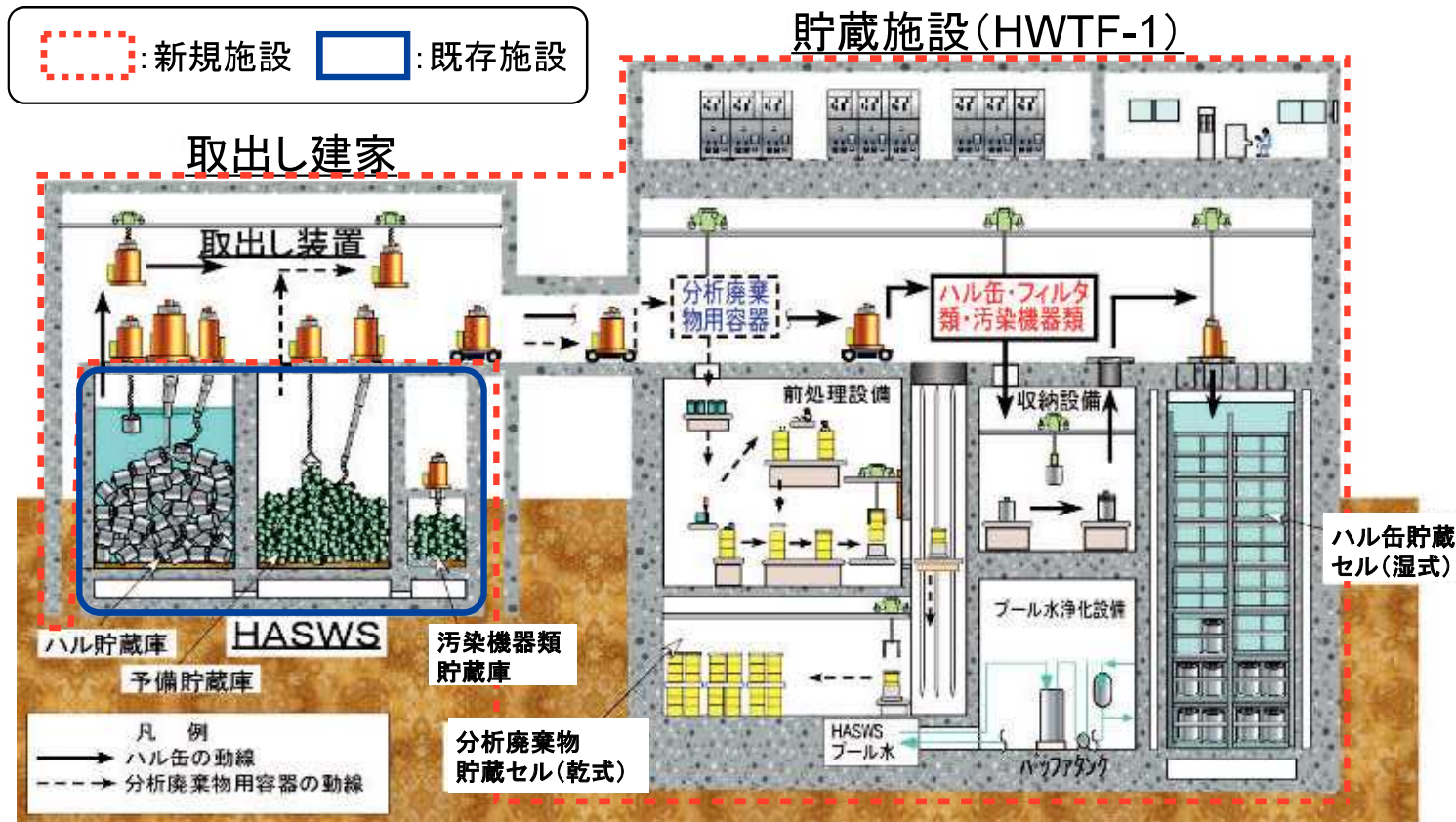


散水のイメージ

③ 現状及び今後の安全対策(2/3)

平成36年度の廃棄物取出し開始を目標に以下の取組みを進める。

- 廃棄物を取り出すための遠隔装置を開発。
- 現在の貯蔵施設(HASWS)の上に取出し建家を新規設置。
- 取出した廃棄物を再貯蔵するための貯蔵施設(HWTF-1)を新規設置。



③ 現状及び今後の安全対策(3/3)

○取出し装置のモックアップ

➤ モックアップの目的

不規則な状態で貯蔵されているハル缶等を複数の取出し装置により短期間で確実に取り出せることを実証するために、**実環境を模擬したモックアップを実施**する。

➤ 取組状況

- 平成25年度：モックアップ設備の概念検討
- 平成26年度：モックアップ水槽の設計・製作、基礎施工
- 平成27年度：モックアップ水槽の組み立て設置
- 平成29年度～：モックアップ水槽のライニング溶接

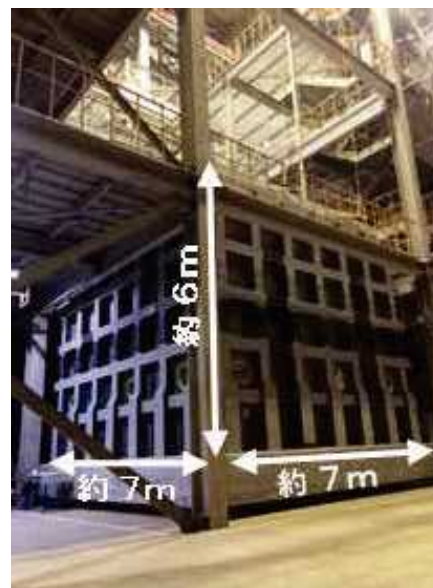
➤ モックアップ設備の概要(完成後)

- 構造：床上自立型角型水槽(昇降床*付属)
*貯蔵高さを模擬するための設備
- 材質：ステンレス(SUS304)
- 寸法：幅約7m×奥行約7m×高さ約10m
- 最大貯水量：約230 m³

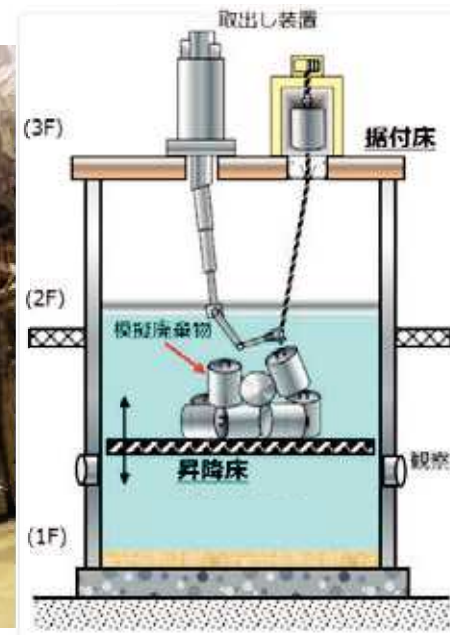
➤ モックアップ内容

モックアップ設備により、以下の確認を実施する。

- 不規則な状態の個々の廃棄物に対する、装置の遠隔操作性の確認(アクセス、ハンドリング)
- 複数装置の連携及び装置干渉の確認(制御システム含)
- 取出し操作の習熟
- 安全な取出し手順の確認



モックアップ設備の現状



モックアップの概念図

① LWTF施設の概要

低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)は、再処理施設から発生する低放射性の液体及び固体廃棄物の減容処理を行う施設。

1. 建家概要

- 【主要構造】: 鉄筋コンクリート造(地下2階、地上5階)
- 【建築面積】: 約2,400m²
- 【延床面積】: 約15,000m²
- 【建設期間】: 平成14年3月～平成18年9月

※低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)は、低放射性濃縮廃液等の処理方法を蒸発固化からセメント固化に変更する計画である。

2. 建設の目的

- ・アスファルト固化に代わる廃液処理
- ・難燃物を含む固体廃棄物の焼却減容処理
- ・東海再処理施設内の貯蔵施設の満杯回避

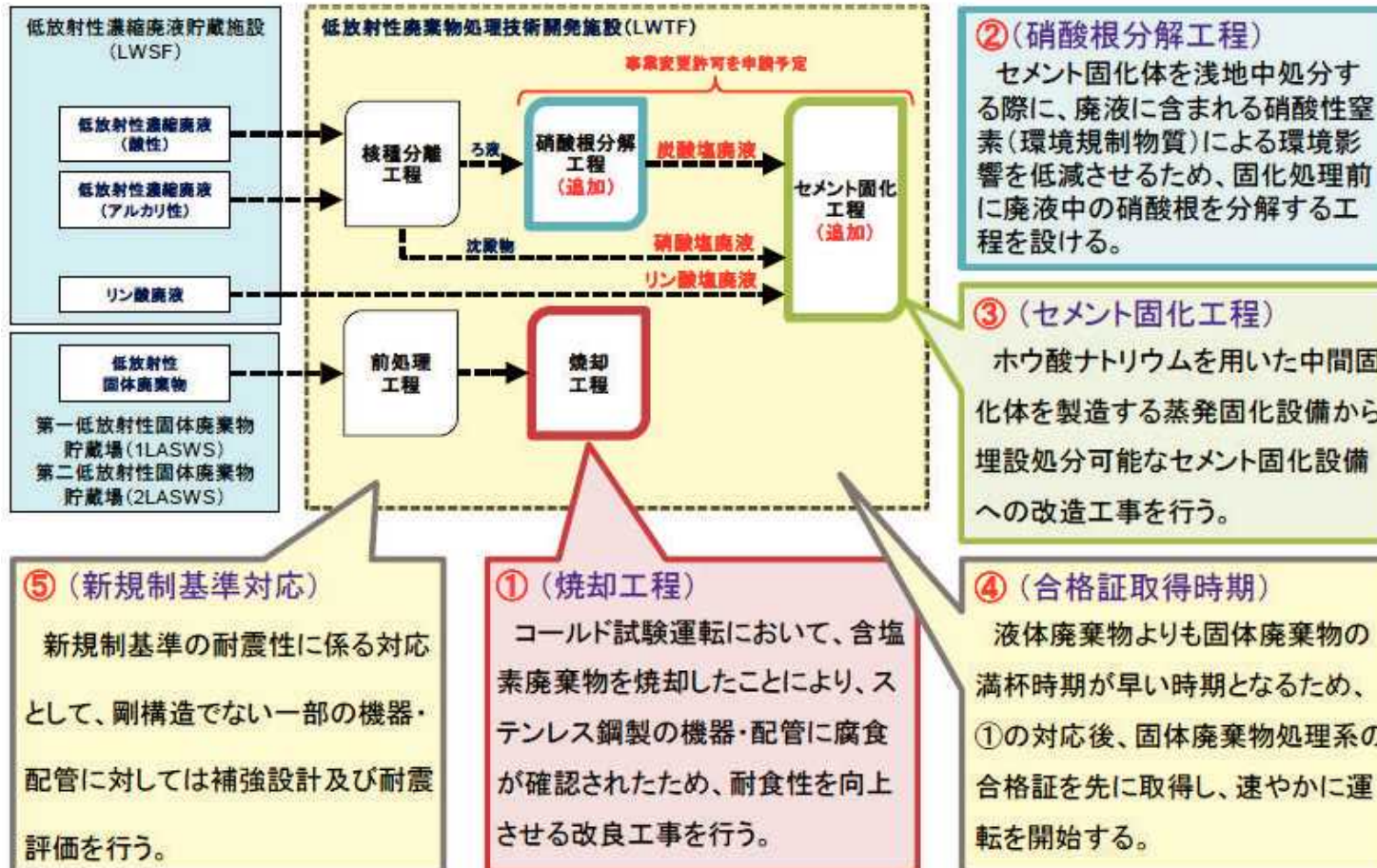
3. 主な処理対象廃棄物及び処理能力

処理対象廃棄物	処理能力
低放射性液体廃棄物 (濃縮廃液、リン酸廃液)	蒸発缶(2基): 約3 m ³ /日以上 蒸発缶(1基): 約0.3 m ³ /日以上
低放射性固体廃棄物 (可燃物・難燃物) 紙、布、塩化ビニル製品等	焼却炉(1基): 約400 kg/日以上



② LWTF施設の整備計画

- 再処理に伴い発生した大量の低放射性廃液の貯蔵の安全を確保するため、平成35年度の廃液処理開始を目標に低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の整備を進める。
- 平成33年度の処理開始を目標に可燃性廃棄物(含塩素)の焼却設備の耐食性を改善するための材料変更を進める。



2.2 施設のリスク低減の取組 — 事故対応設備 —

緊急時対策所



既存(T.P.+約6m)及び代替(T.P.+約26m)の緊急時対策所を整備・利用

旧転換駐車場(T.P.+約18m)



移動式発電機 (1000kVA) 可搬型発電機 (550kVA)

緊急時対応資機材倉庫内の状況



可搬型蒸気供給設備
ホイールローダ 油圧ショベル

□ : 設置済み



研究所内車庫(T.P.+約6m)



ポンプ車(計4台配備)
大津波警報発令に伴い、
高台(T.P.+約18m以上)へ移動

高台(T.P.+約27m)



燃料タンク ローリー車 不整地運搬車
非常用発電機(7台)及び緊急用電源(2台)の7日分の燃料を確保

主な訓練風景



緊急電源ケーブルの接続作業
(移動式発電機)



整地作業(ホイールローダ)



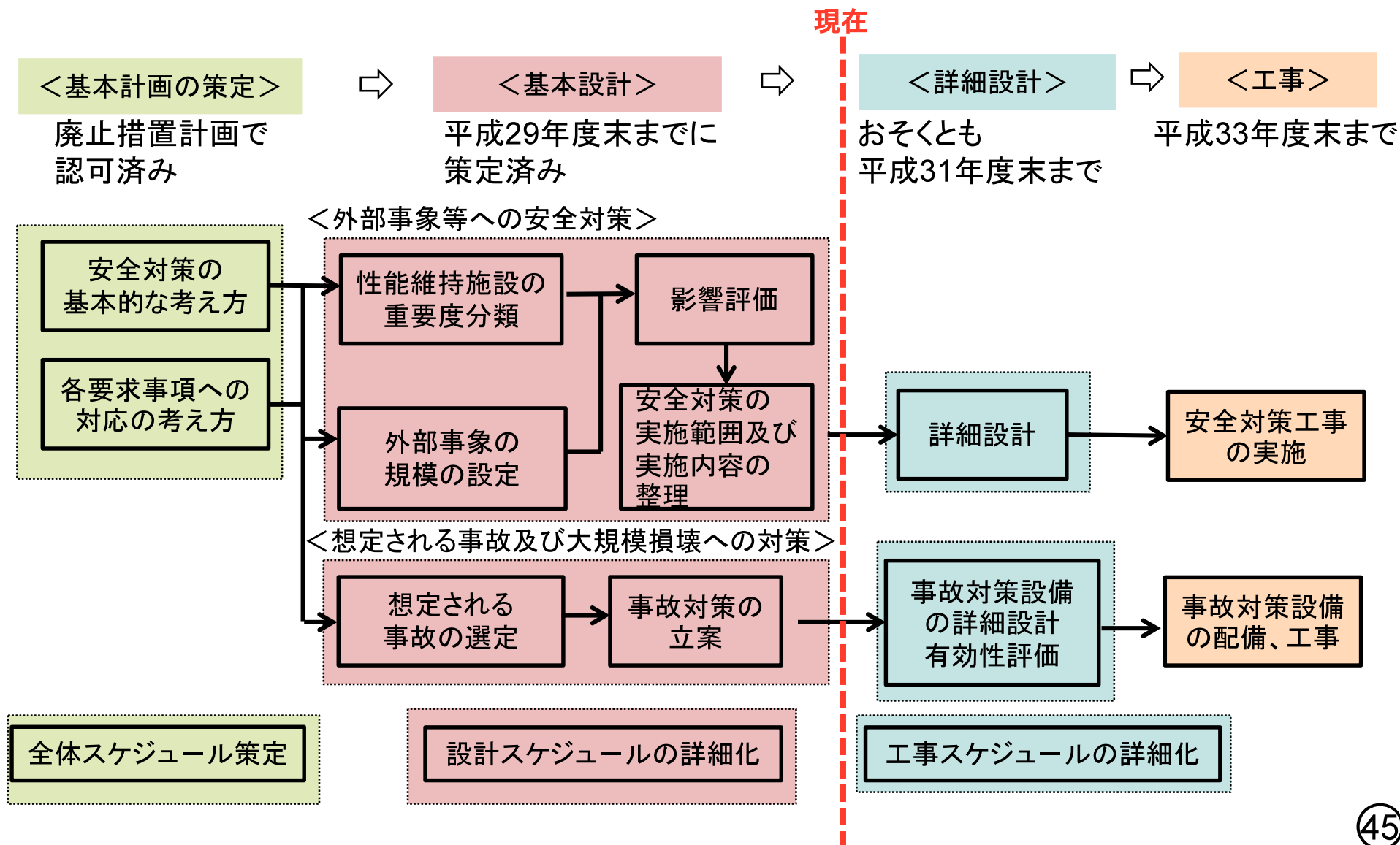
掘削作業(油圧ショベル)

－ 新規制基準への対応方針 －

- 各施設の今後の使用計画を踏まえ、施設が保有する放射性物質によるリスクに応じて安全上の重要度を見直し、その重要度に応じ必要な安全対策を行う。
- 安全対策の設計を施設の現況等に照らし進めている段階であり、平成29年度末までの設計内容を踏まえて対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を整理し、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。
- 安全対策の詳細内容については、遅くとも平成31年度末までに定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。その際、再処理維持基準規則により難しい特別な事情があり、規則を踏まえた安全対策を実施できない場合については、必要に応じて可搬型設備等の代替策も視野に入れ、安全機能の維持や回復を検討する。

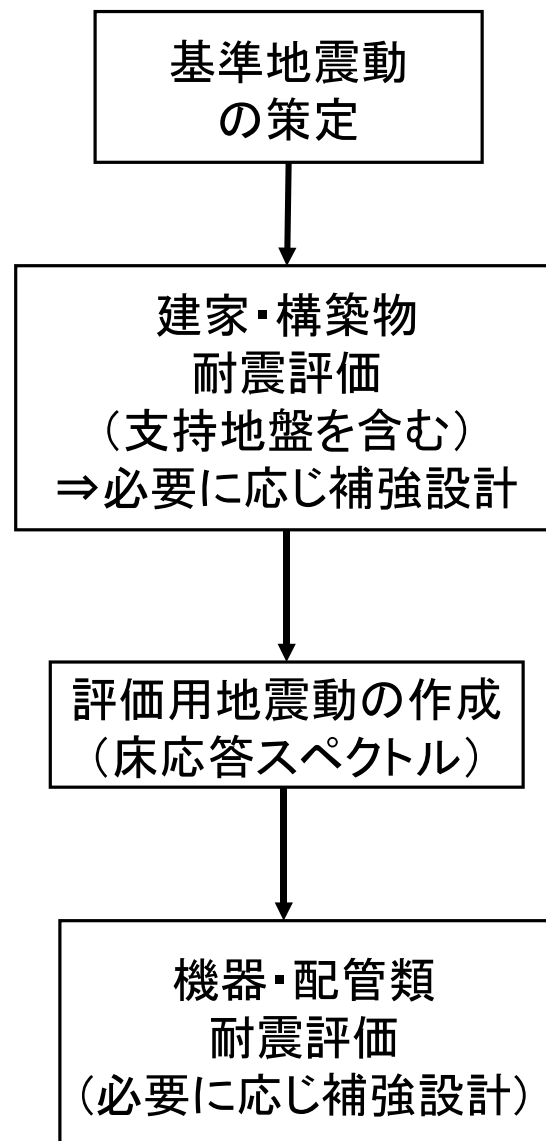
— 新規制基準を踏まえた安全対策の検討状況、今後の方針 —

平成33年度終了を目標に新規制基準を踏まえた安全性向上対策を進める。



— 建家の耐震評価 —

耐震評価の流れ

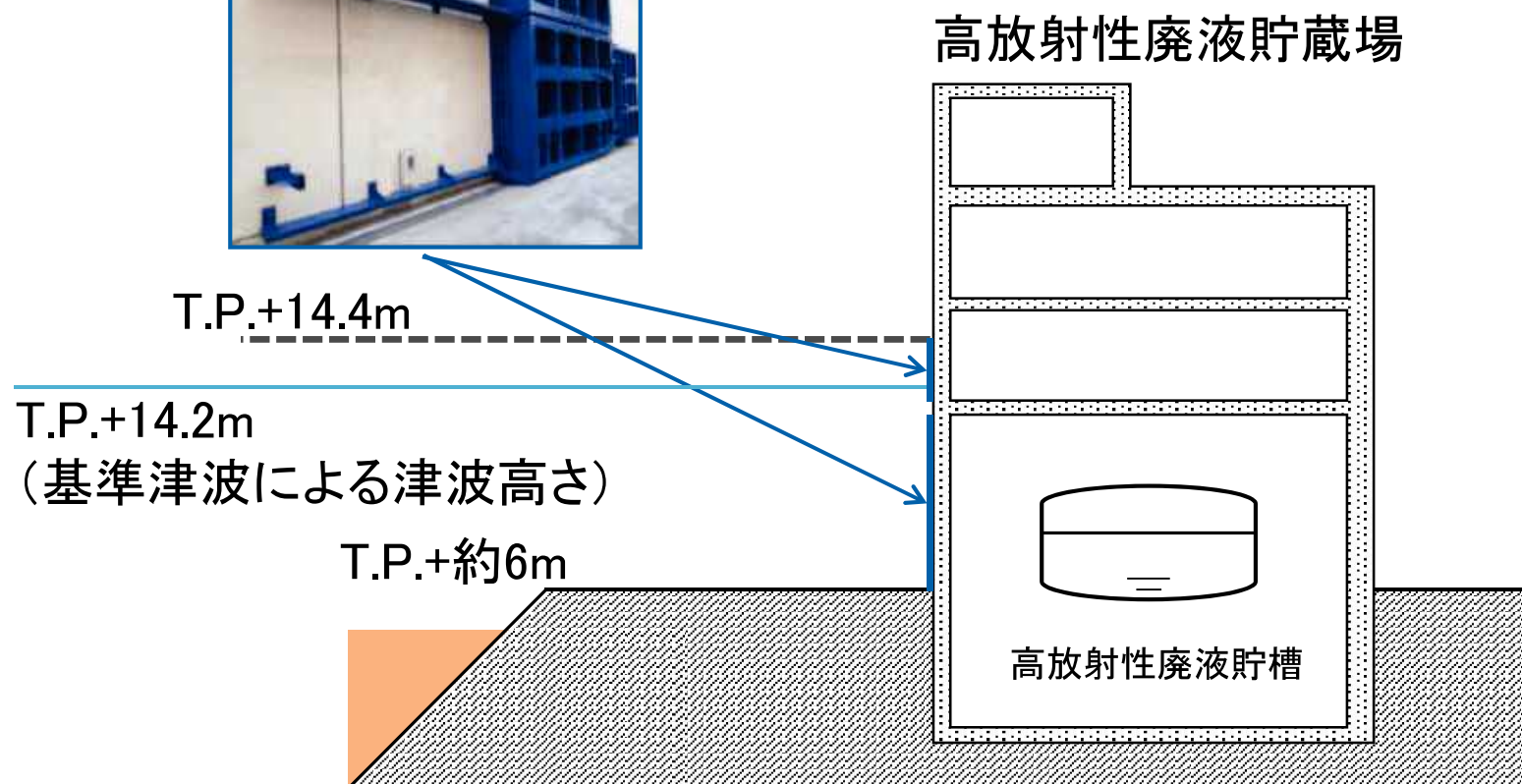


- 基準地震動: 最大加速度952ガル
(東北地方太平洋沖地震時の観測波を基に解放基盤面にて推定した地震動の約2倍)
- 建家・構築物(支持地盤を含む)の耐震性
 - 周辺地盤の改良により、HAW建家は基準地震動に対する耐震性を確保できる見通し。
 - TVF開発棟については、基準地震動に対する耐震性を確保できる見通し。
- HAW建家、TVF開発棟の主要設備については基準地震動に対する耐震性を確保できる見通し。
- 配管系の一部等については、耐震対策工事として補強を行うことで耐震性を確保できる見通し。

— 津波対策 —

- 基準津波によるHAW建家、TVF開発棟に対する津波高さは、津波と高潮との重畳を考慮した場合でもT.P.+14.2m、T.P.+12.8mと評価され、津波防止扉等による浸水防止措置の高さ(14.4m)を下回っている。

浸水防止扉(設置済み)



— その他の自然災害対策(竜巻) —

竜巻条件 (竜巻影響評価ガイド記載値)

想定竜巻	100m/s
想定する竜巻飛来物	鋼製材
飛来物速度	水平: 51m/s (時速約180km) 鉛直: 34m/s (時速約120km)
<p>鋼製材 重量: 135kg</p> <p>200mm 300mm 4200mm</p>	

- 想定される竜巻の風荷重や竜巻飛来物の衝撃に対し、3次元解析評価※の結果等から、HAW施設の建家コンクリート躯体は健全な見通し。
- 窓・扉等の開口部は鋼板等により竜巻飛来物から防護することを検討
- 万一、竜巻の影響により重要機器が損傷した場合に備え、ポンプ車、移動式発電機等の可搬型の代替設備を配備。

※衝突解析コードAUTODYNによる評価であり、衝撃や爆発、高圧現象のような短時間に過大な荷重が作用する材料の挙動を解析することが可能。なお、本解析コードは原子力施設への航空機衝突に対する安全研究や水素爆発に対する安全研究などに広く用いられており、原子力発電所の重大事故対策(水蒸気爆発対策)の有効性確認の審査で使用されている。

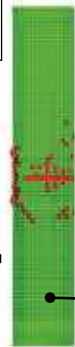
凡例

- ・緑色: 健全な箇所
- ・赤色: ひび割れ箇所

竜巻飛来物(鋼製材)



衝突後に反跳 ←

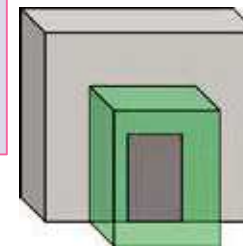


ひび割れが発生するが、貫通や裏面剥離は発生しない

建家外壁

図1 HAW施設の建家外壁に対する3次元解析結果

扉の防護例



窓・ガラリの防護例

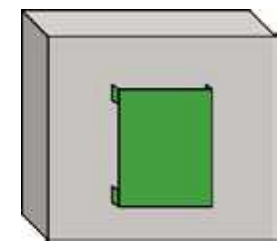
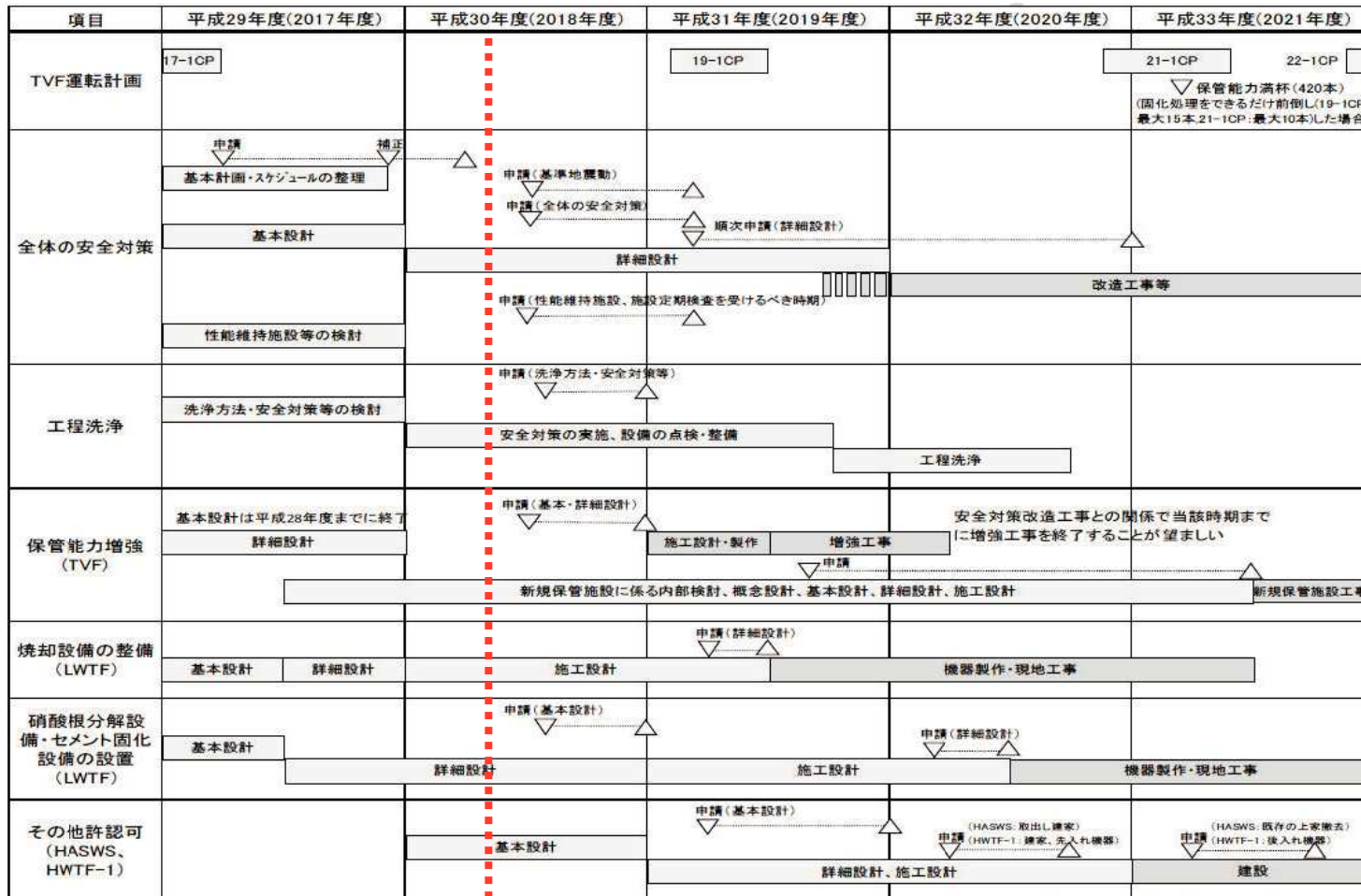


図2 窓・扉等の開口部の防護(HAW施設への実施イメージ)

－ 当面の工程 －

再処理施設全体の安全対策と並行して、TVF保管能力増強、LWTF設備改造等を実施する必要があり、それぞれの工事時期が異なることから、それぞれの**廃止措置計画変更に係る申請を並行して実施**する必要がある。



現在

△: 当該時期までに認可が得られないと後工程に影響が発生

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

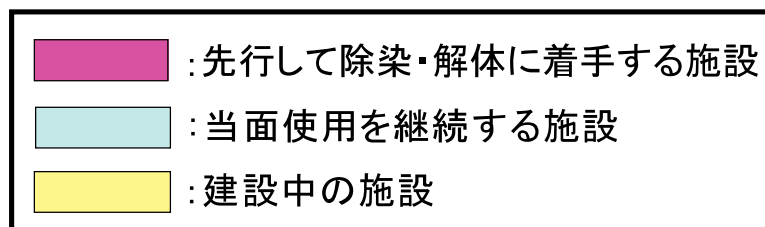
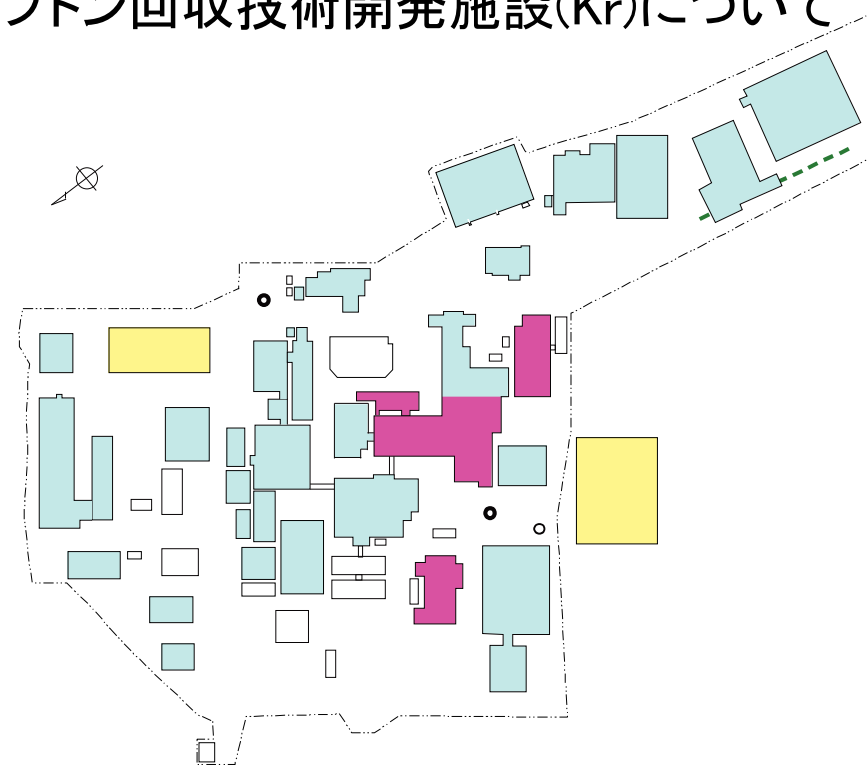
2. 廃止措置に係る安全対策

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。

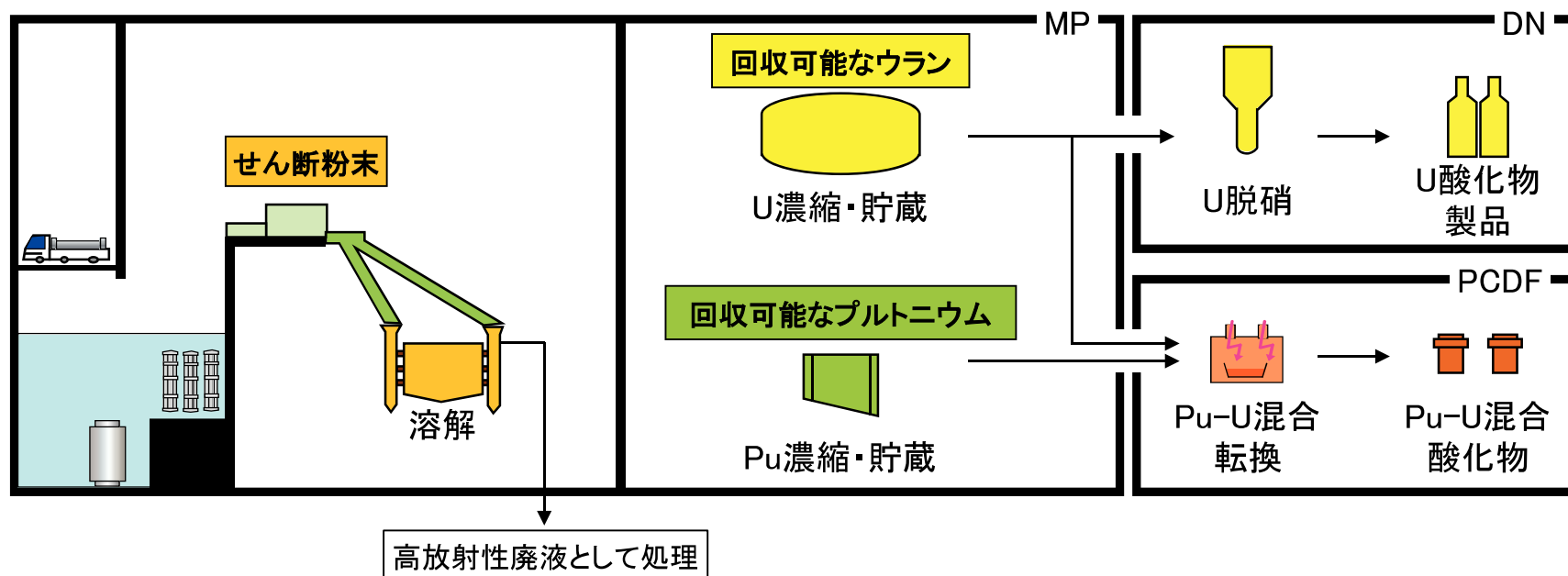
- 工程内に分散している核燃料物質等を集約する工程洗浄を実施。
- 試験のために回収、貯蔵しているクリプトンガスを管理した状態で安全に放出。
- その後、機器解体時の作業員の被ばく低減を図るため、除染剤を用いた化学的な除染や高圧水等を用いた機械的な除染により系統内の汚染を除去。
- 工程洗浄や系統除染の過程で線量測定や汚染状況調査を行い、機器解体の作業方法(直接／遠隔)の検討を実施。
- 機器解体は10年後以降に行う計画。



— 工程洗淨 —

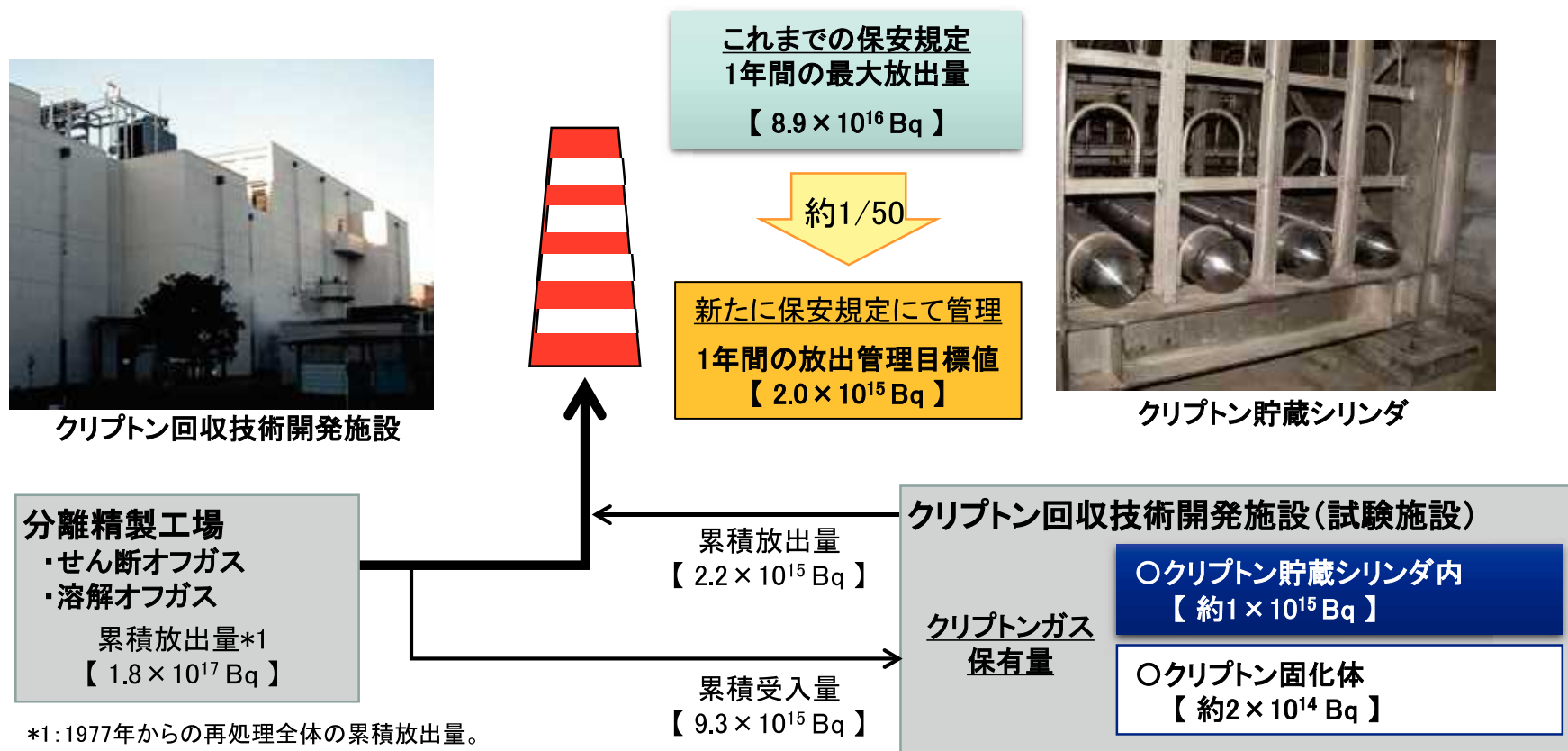
工程内に残存する核燃料物質を回収するために、工程洗淨を実施する。

- 工程洗淨は平成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、洗淨を行う。
- 工程洗淨の詳細な方法、時期は、廃止措置計画の変更申請を行う予定。
- 工程洗淨は、必要な人員・体制を整えた上で、工程洗淨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】

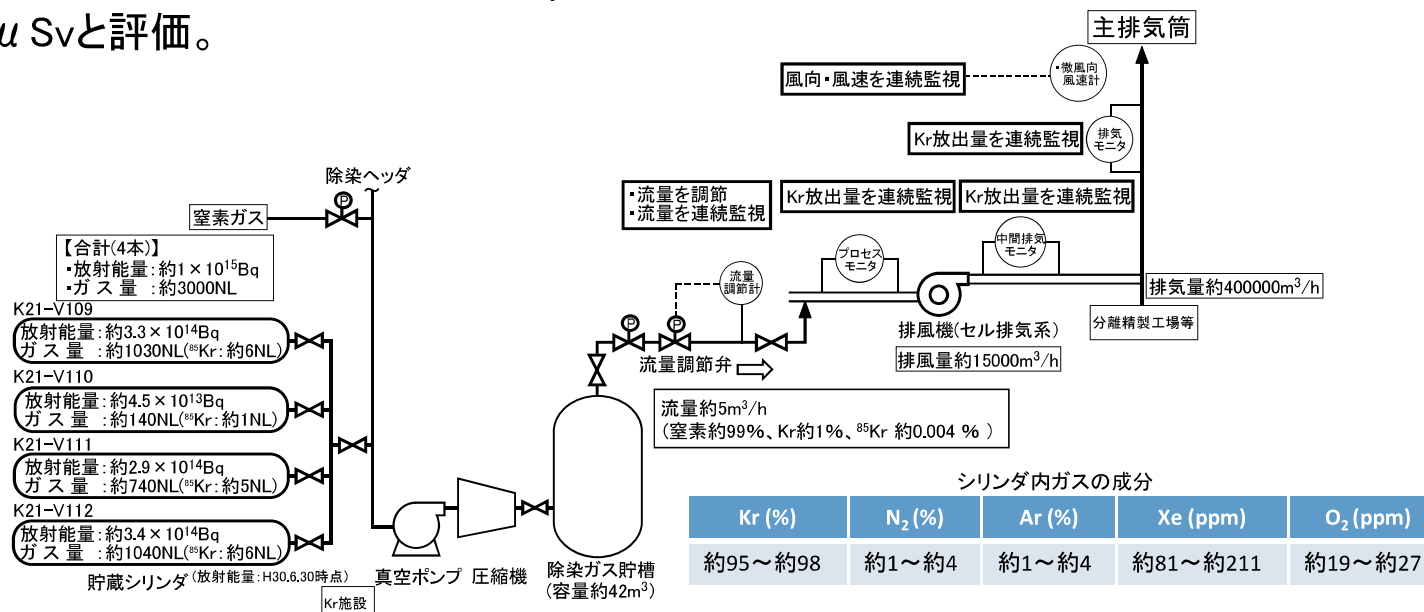
クリプトン貯蔵シリンダ1本ごとに①～③の操作を繰り返し、クリプトンガス全量を管理放出する。

- 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

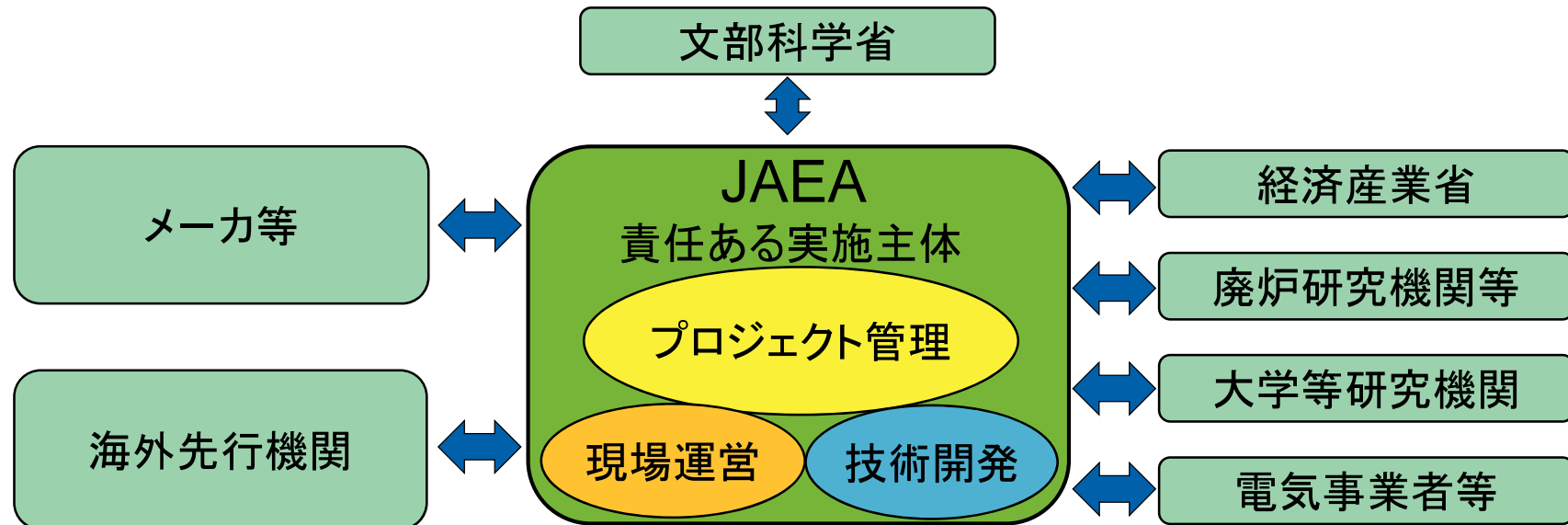
2.4 廃止措置に係る管理面での対応

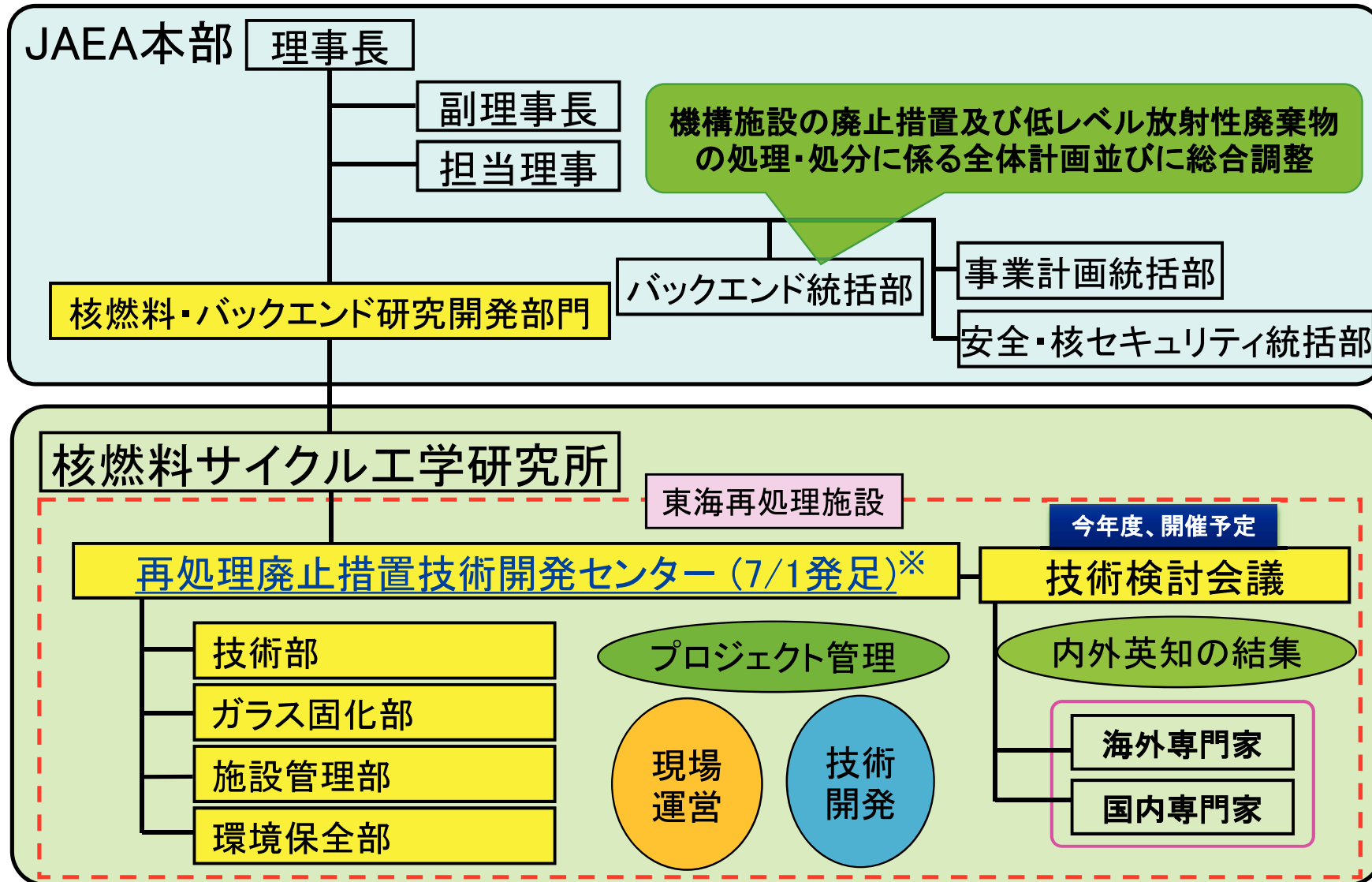
2.4 廃止措置に係る管理面での対応 — プロジェクト管理体制 —

○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

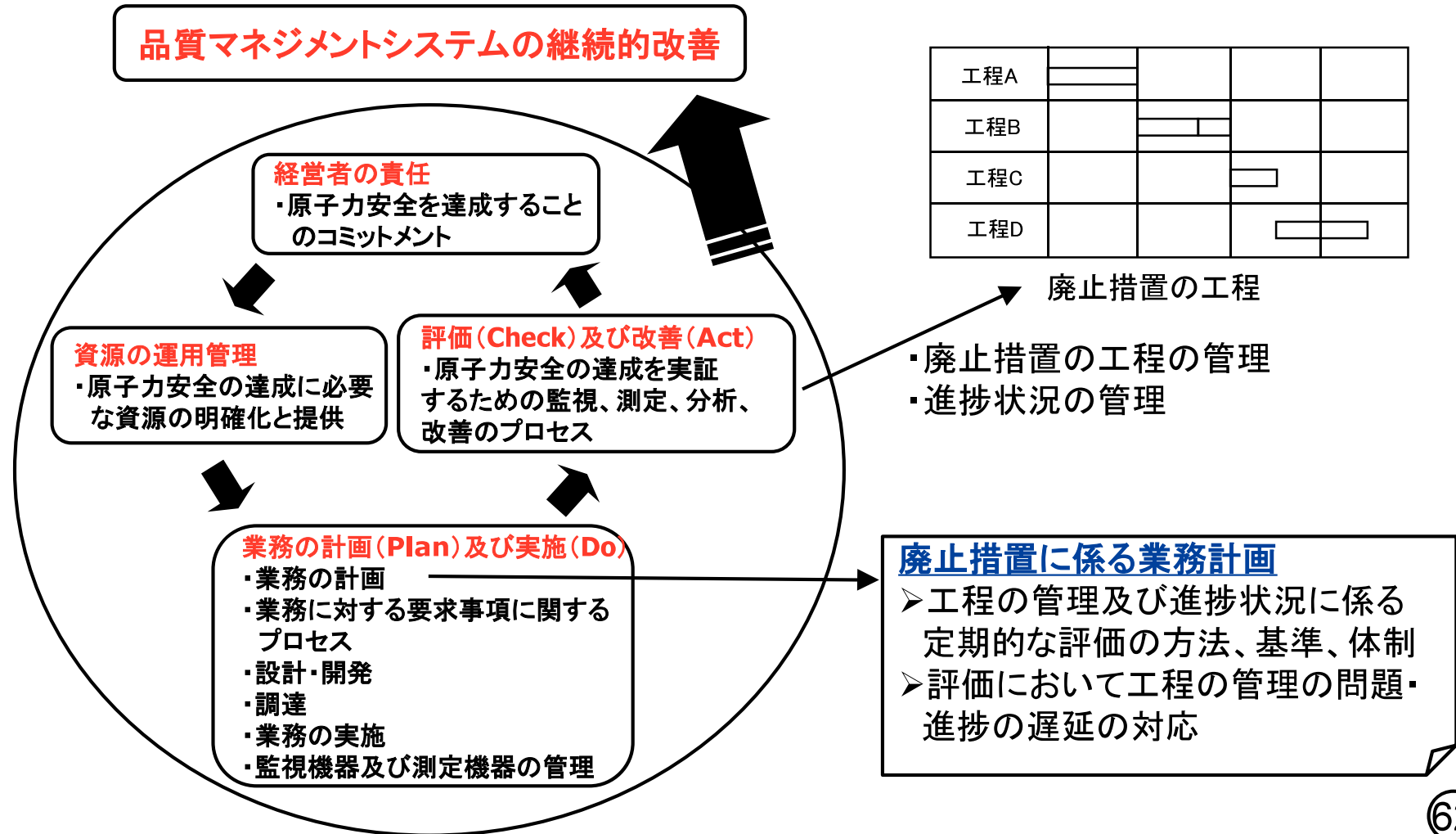




^{*}当面現在の体制を維持していく(現在の従業員数 約720名)。実施体制は、今後の廃止措置の進捗状況に応じて、適宜見直していく。

— 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。



工程A				
工程B				
工程C				
工程D				

廃止措置の工程

- ・廃止措置の工程の管理
- ・進捗状況の管理

廃止措置に係る業務計画

- 工程の管理及び進捗状況に係る定期的な評価の方法、基準、体制
- 評価において工程の管理の問題・進捗の遅延の対応

－ 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。

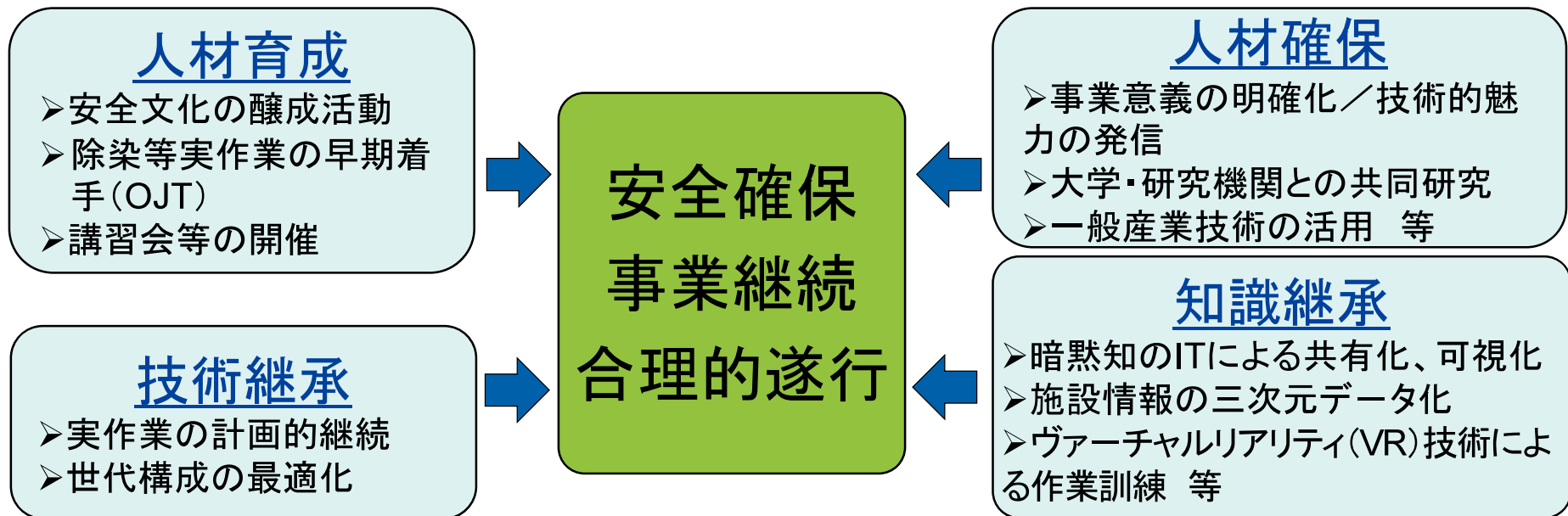
また、高放射性廃液のガラス固化処理に係る計画(12.5年計画)の着実な遂行に向けて、予防保全の観点から以下の対応を実施する。

- 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



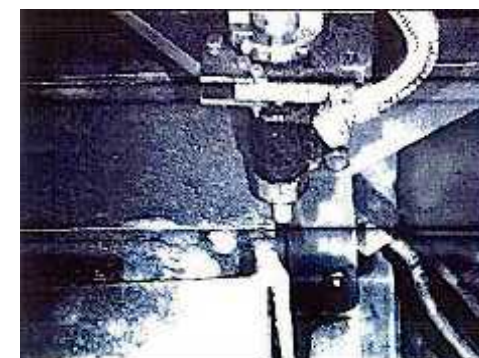
回収したスラッジ



プラズマ切断



手順の3Dシミュレーション



超高圧水切断

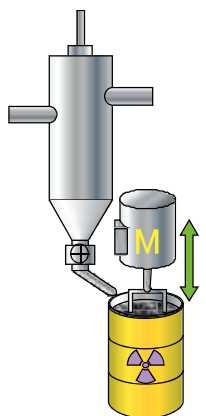


レーザー切断

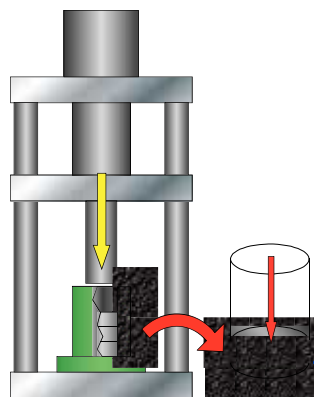
東海再処理施設の運転・保守を通じて開発・実用化してきた技術

— 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

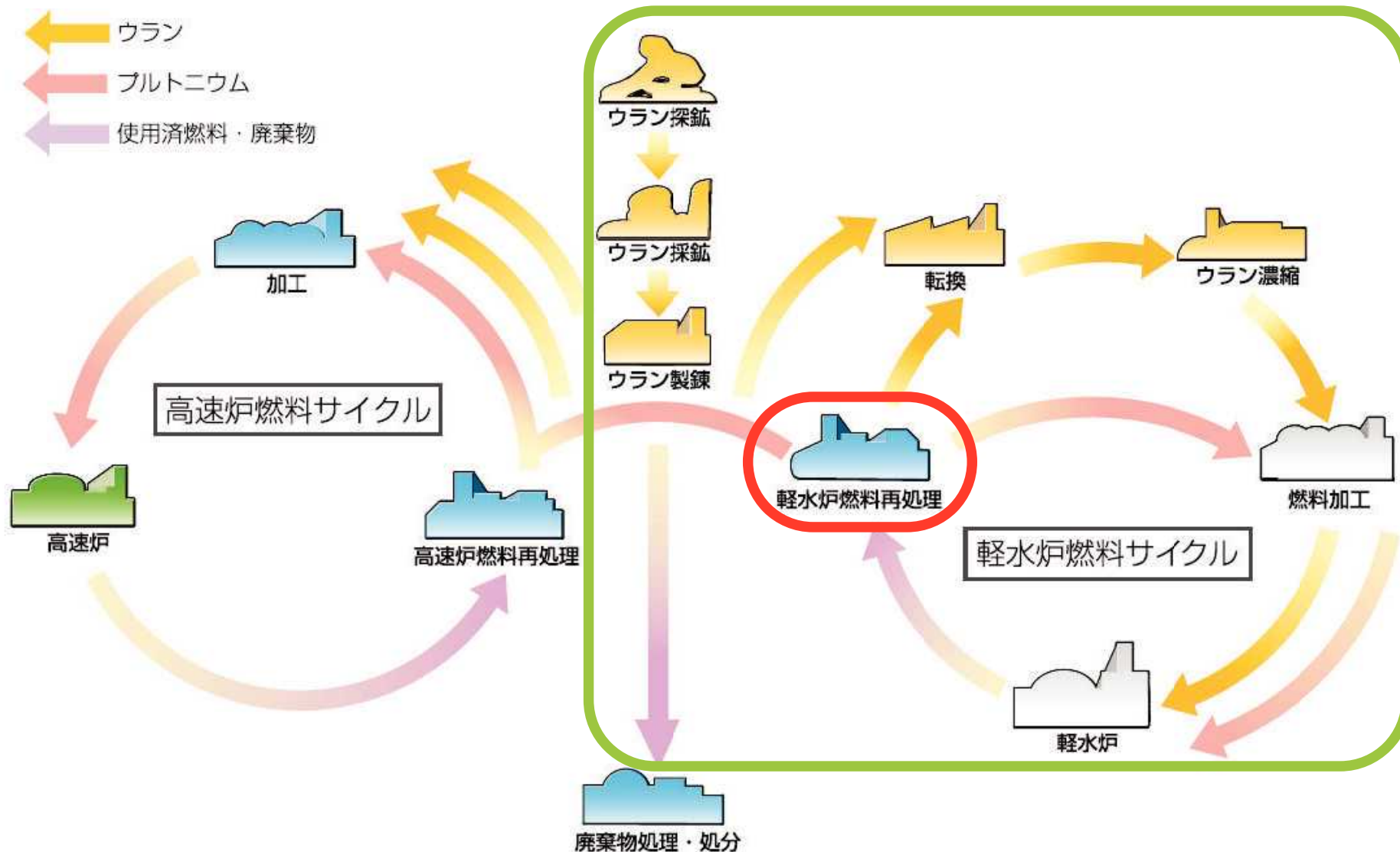
3. おわりに

- ◆ 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。

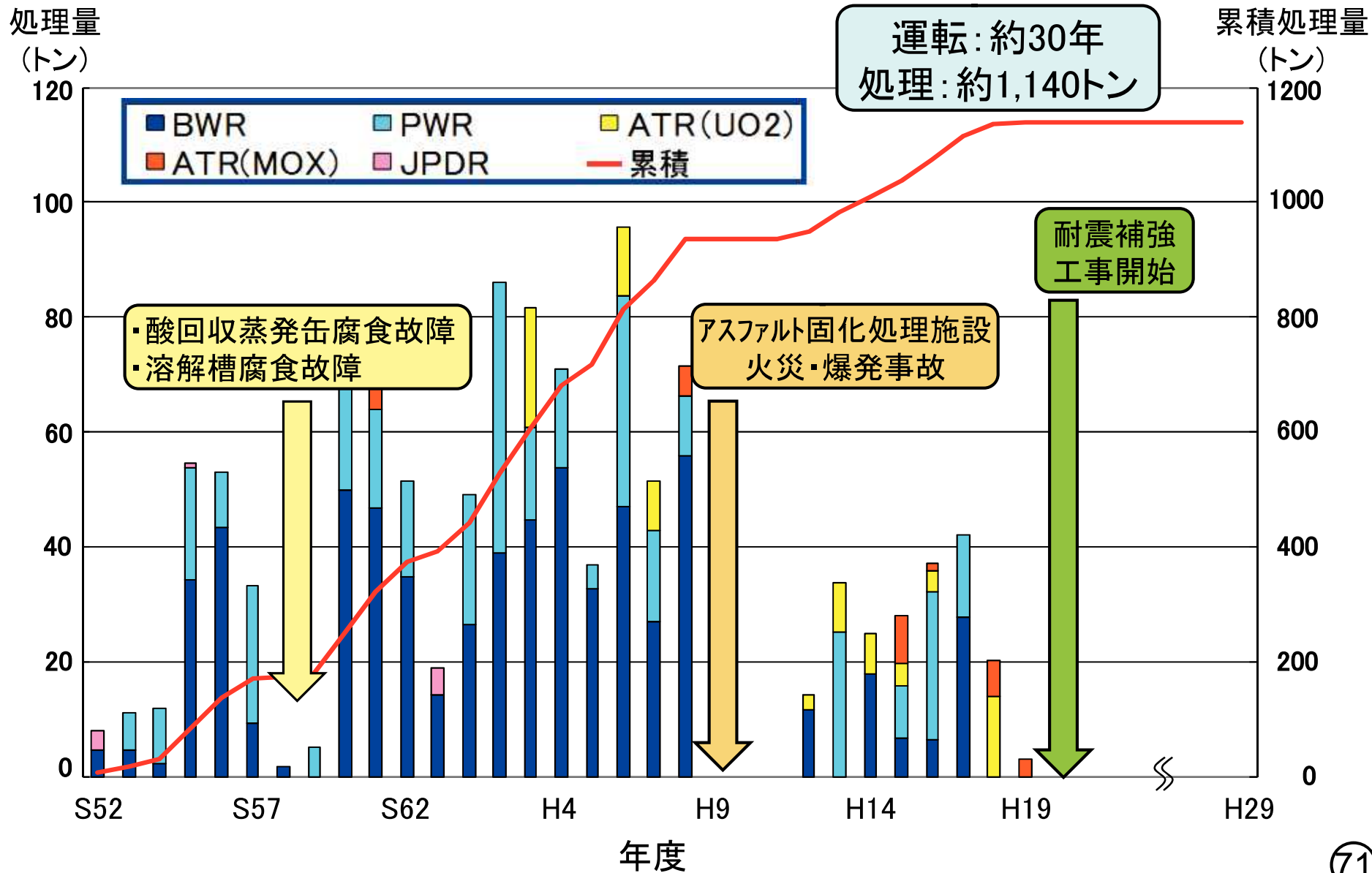
補足説明資料

1.1 東海再処理施設の概要

— 核燃料サイクル —

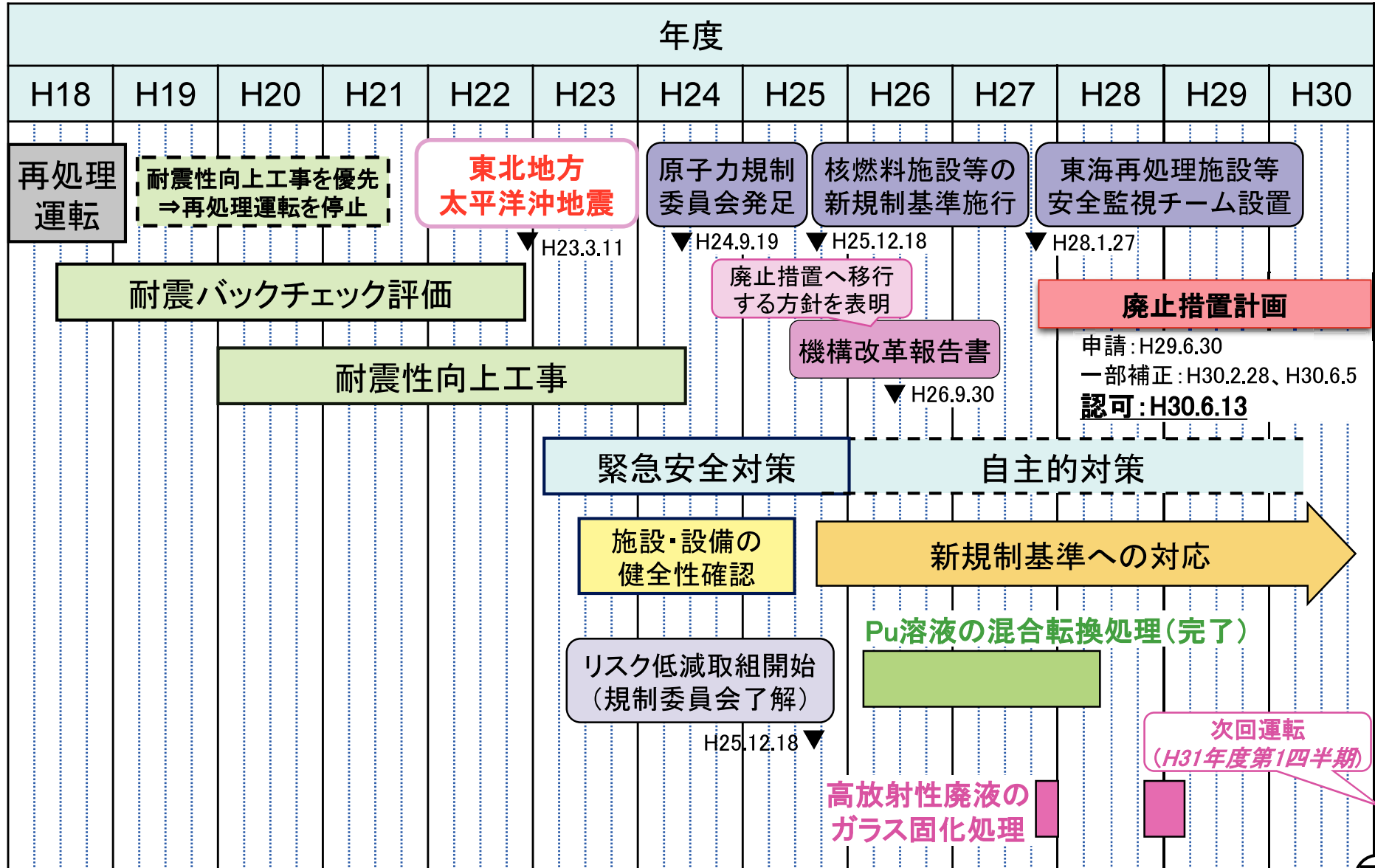


— 運転実績 —



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

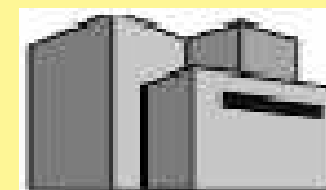
廃棄物の処理

廃棄物の貯蔵

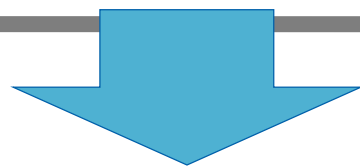
処分事業の進捗と平仄を合わせて進める



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】

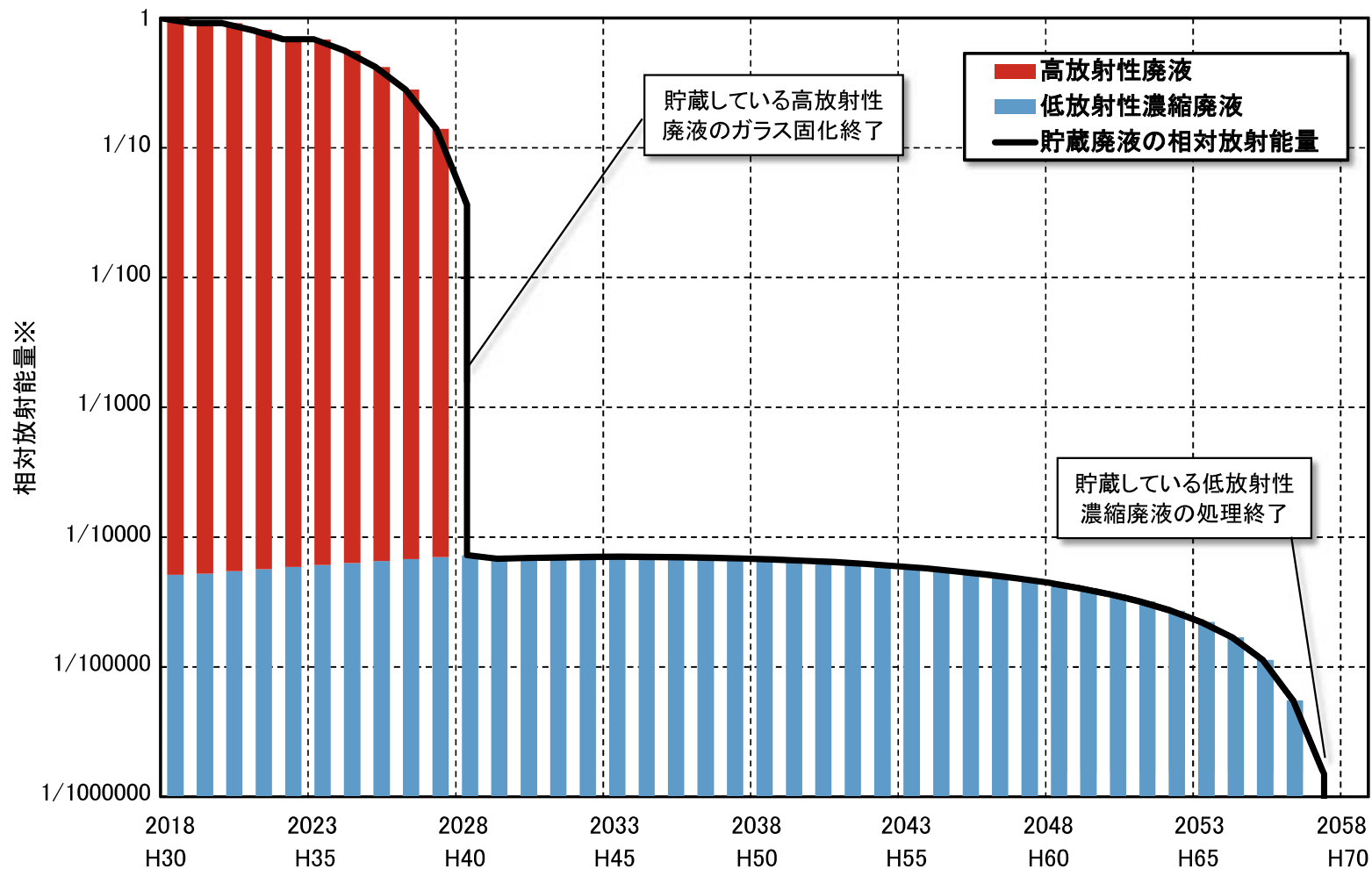
- 当面は、リスク低減策に重点投資
 - ・ 高放射性廃液貯蔵の安全性向上対策
 - ・ 高放射性廃液のガラス固化処理
 - ・ 高放射性固体廃棄物の取出し/再貯蔵
 - ・ 低放射性廃棄物処理技術開発施設の整備
- 以降は、上記に加え、施設の高経年化対策等を推進

－ 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】

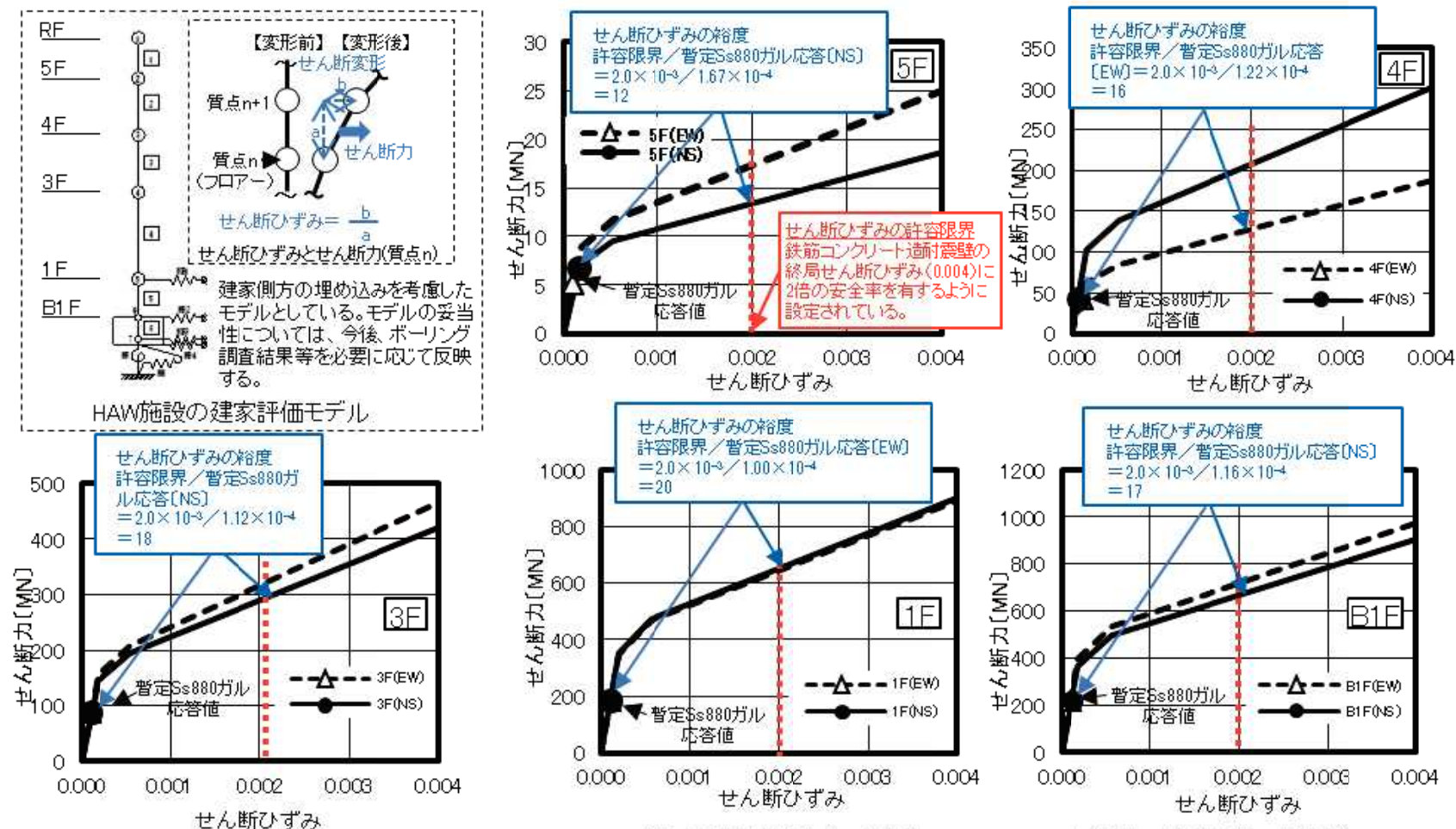
低放射性濃縮廃液については、リン酸廃液の処理を先行した後、平成40年(2028年)度頃より処理を開始し、現在貯蔵されている低放射性濃縮廃液に加え、維持管理や系統除染等で発生する低放射性濃縮廃液を含め、平成70年(2058年)度頃には終了する見込みである。

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

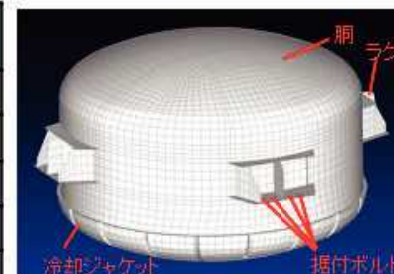


図-1 HAW貯槽の解析モデル

※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

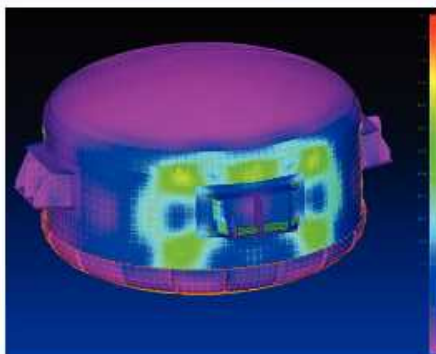


図-2 地震動解析の応力コンター(1500ガル 満水時)

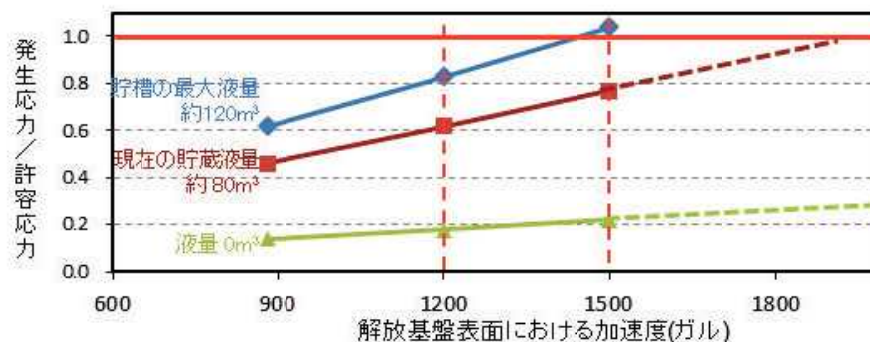


図-3 HAW貯槽の耐震性の検討

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

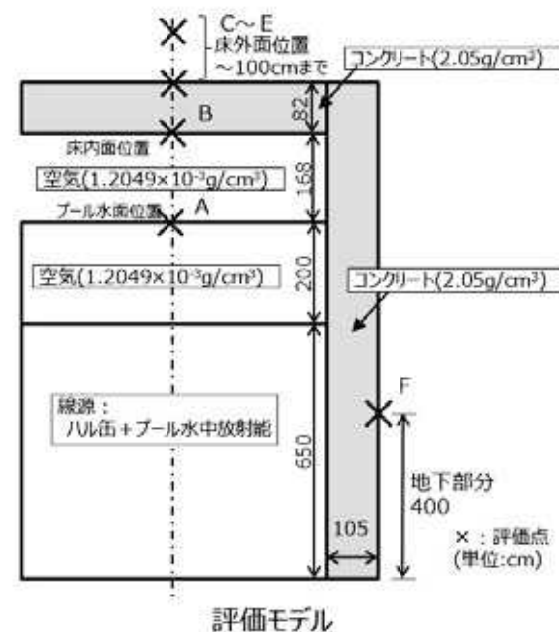
・線源は、ハル缶+プール水に含有される放射能

・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

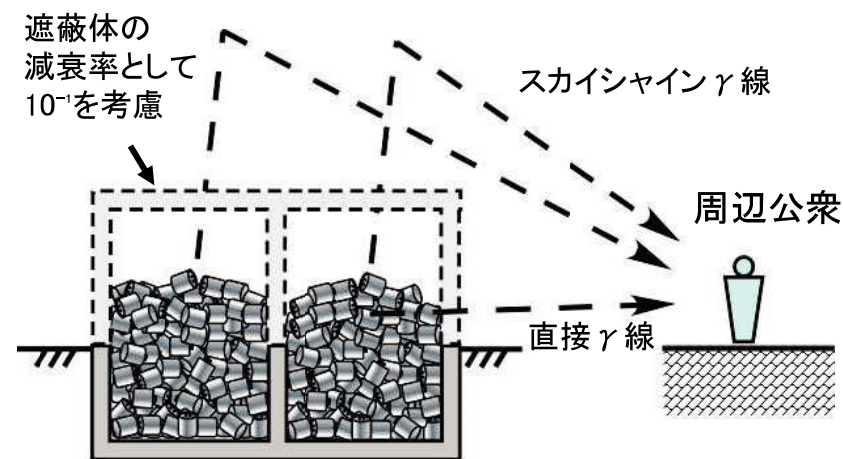
- ・貯蔵セルは、保有水平耐力が必要保有水平耐力の1.5倍以上(7.7倍)であるが、保守的に損傷を考慮し、遮蔽体の減衰率として 10^{-1} を設定。
- ・線源強度は、貯蔵期間における放射能の減衰を考慮し設定。
- ・直接 γ 線は、QAD-CGGP2R、スカイシャイン γ 線はQAD-CGGP2R及びG33-GP2Rを用いて算出。
- ・被ばく経路は、直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線を考慮。地下の線源は、土壌による遮蔽を期待し、スカイシャイン γ 線のみ考慮。
- ・評価点は、再処理施設安全審査指針*に基づく人の居住する可能性のある地点として、西側敷地境界(主排気筒から約370m)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

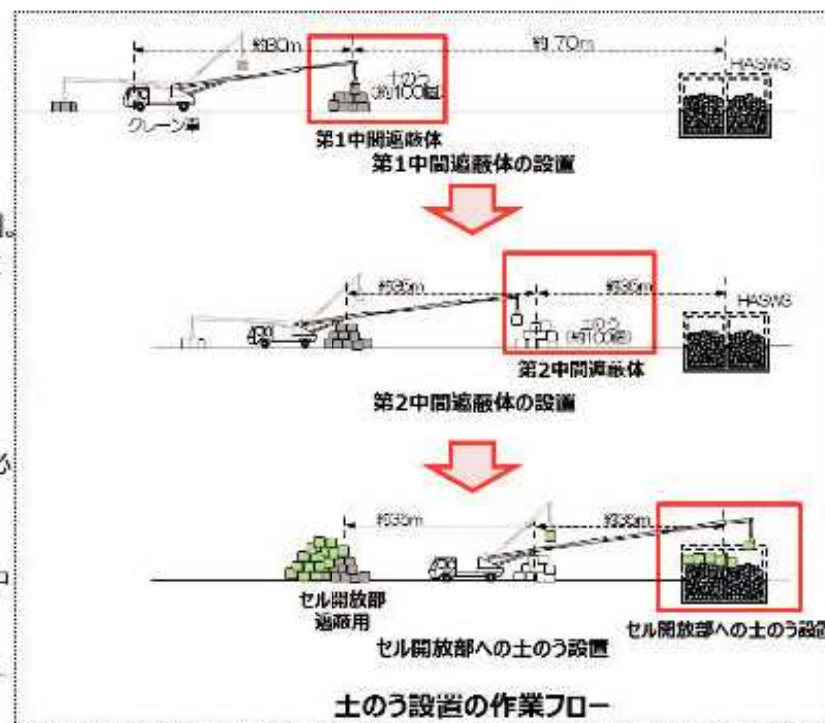
② HASWS施設のリスク(4/5)

【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/cm 3)

3ヶ月間放出量を主排気筒の排気量(396,000 (m 3 /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。

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