

## 東海再処理施設の廃止に向けた計画

平成 28 年 11 月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

本書の記載内容のうち、内の記載事項は核物質管理上の機微情報に  
該当するため公開できませんので削除しております

## 目 次

1. はじめに	1
2. 基本方針	1
3. リスク低減とそれに向けた安全確保の考え方	2
3-1 東海再処理施設の現状	
3-2 リスクに応じた安全確保の考え方	
3-3 安全確保に向けた取組	
(1) 新規規制基準を踏まえた安全対策	
(2) 高経年化対策	
3-4 廃止措置に向けた体制強化	
4. 廃止措置の全体的な進め方	12
4-1 廃止措置工程の期間区分の考え方と全体概要	
(1) 解体準備期間	
(2) 機器解体期間	
(3) 管理区域解除期間	
(4) 全体のロードマップ	
(5) 技術開発	
(6) 人材確保・人材育成	
(7) 計画の評価・管理	
4-2 廃止措置中の施設の維持管理	
(1) 機能を維持すべき設備・機器等の維持管理	
(2) 先行して使用を取りやめ廃止する施設の隔離措置	
4-3 放射性廃棄物の処理・処分	
(1) 放射性廃棄物の種類と処理・処分の考え方	
(2) 既存施設(低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)を含む)における処理と貯蔵	
(3) 新規施設における廃棄体化处理	
(4) 処分に向けた取組	
4-4 核燃料物質の搬出計画	
(1) 使用済燃料	
(2) ウラン製品及びウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末	
5. 施設ごとの当面 10 年程度の工程	20
5-1 リスク低減に向けた取組のための主要な施設	
(1) 高放射性廃液貯蔵場(HAW)	
(2) ガラス固化技術開発施設(TVF)	

- (3) 高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (HASWS、HWTF-1 (新規))
- (4) 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF (試験運転中))
- 5-2 先行して使用を取りやめ廃止する施設
  - (1) 分離精製工場 (MP)
  - (2) ウラン脱硝施設 (DN)
  - (3) プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)
  - (4) クリプトン回収技術開発施設 (Kr)
- 5-3 使用を継続する使用済燃料・製品の貯蔵施設
  - (1) 使用済燃料の貯蔵施設 (MP の一部)
  - (2) ウラン製品貯蔵施設 ( $UO_3$ 、 $2UO_3$ 、 $3UO_3$ )
  - (3) ウラン・プルトニウム混合酸化物 (MOX) 粉末貯蔵施設 (PCDF の一部)
- 5-4 使用を継続する低レベル廃棄物の処理・貯蔵施設
  - (1) 第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)
  - (2) 低放射性廃液処理施設・焼却施設 (AAF、E、Z、C、IF、ST)
  - (3) 低放射性廃液・固体廃棄物貯蔵施設 (LW、LW2、WS、ASP、LWSF、AS1、AS2、1LASWS、2LASWS)
- 5-5 その他の使用を継続する施設
  - (1) 分析所 (CB)、除染場 (DS)、主排気筒、第一付属排気筒、第二付属排気筒、アクティブトレンチ
- 5-6 廃棄物処理等に必要の新規施設の整備計画
  - (1) 高線量系固体廃棄物廃棄体化施設 (HWTF-2)
  - (2) 低線量系固体廃棄物廃棄体化施設 (TWTF)
- 5-7 費用及び資金
- 6. まとめ・・ 29

- 添付資料-1-1 各施設における放射性物質等の保有状況、課題及び今後の対応
- 添付資料-1-2 リスク評価結果
- 添付資料-1-3 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) の安全対策
- 添付資料-1-4 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) の安全対策の概要
- 添付資料-1-5 東海再処理施設の廃止に向けた計画等の検討及び実行・評価に係る体制
- 添付資料-1-6 東海再処理施設の廃止に向けたロードマップ
- 添付資料-1-7 廃止措置における技術開発例

- 添付資料-1-8 施設中長期計画に係る PDCA マネジメントスケジュール (案)
- 添付資料-1-9 東海再処理施設における放射性廃棄物の処理フロー
- 添付資料-1-10 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-11 ガラス固化技術開発施設 (TVF) の当面 10 年程度の工程
  
- 添付資料-1-12 高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (HASWS、HWTF-1) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-13 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF (試験運転中)) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-14 分離精製工場 (MP) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-15 ウラン脱硝施設 (DN) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-16 プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-17 クリプトン回収技術開発施設 (Kr) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-18 ウラン製品貯蔵施設 ( $UO_3$ 、 $2UO_3$ 、 $3UO_3$ ) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-19 第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS) の当面 10 年程度の工程
  
- 添付資料-1-20 廃棄物処理場 (AAF) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-21 第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-22 第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-23 放出廃液油分除去施設 (C) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-24 焼却施設 (IF) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-25 廃溶媒処理技術開発施設 (ST) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-26 スラッジ貯蔵場 (LW) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-27 第二スラッジ貯蔵場 (LW2) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-28 廃溶媒貯蔵場 (WS) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-29 アスファルト固化処理施設 (ASP) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-30 低放射性濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-31 アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-32 第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-33 第一低放射性固体廃棄物貯蔵場 (1LASWS) の当面 10 年程度の工程
  
- 添付資料-1-34 第二低放射性固体廃棄物貯蔵場 (2LASWS) の当面 10 年程度の工程
  
- 添付資料-1-35 分析所 (CB) の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-36 除染場 (DS) の当面 10 年程度の工程

- 添付資料-1-37 主排気筒、第一付属排気筒、第二付属排気筒の当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-38 アクティブトレンチの当面 10 年程度の工程
- 添付資料-1-39 当面 10 年間の計画に必要な費用
- 添付資料-1-40 高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)のリスク評価、安全確保対策
- 添付資料-1-41 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の具体的計画
- 添付資料-1-42 使用済燃料貯蔵プールの水が喪失した際のリスク評価
- 添付資料-1-43 使用を継続する低レベル廃棄物の処理・貯蔵施設について

## 1. はじめに

本報告書は、原子力規制委員会より発出された『国立研究開発法人日本原子力研究開発機構東海再処理施設の廃止に向けた計画等の検討について(指示)』(平成 28 年 8 月 4 日付け原規規発第 1608042 号)に関する以下の事項のうち、『1. 東海再処理施設の廃止に向けた計画』について報告するものである。

---

### 報告指示事項

下記の事項について、平成 28 年 11 月 30 日までに報告すること。

1. 東海再処理施設の廃止に向けた計画
2. 東海再処理施設の高放射性廃液の貯蔵に係るリスクを早急に低減するための実効性のある計画及び高放射性廃液のガラス固化処理に要する期間の大幅な短縮を実現するための実効性のある計画
3. 「施設の安全確保」、「施設の集約化・重点化」及び「バックエンド対策」の総合的な最適計画

---

## 2. 基本方針

- (1) 東海再処理施設の廃止措置においては、保有する液体状の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。
- (2) 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)の貯蔵状態の改善及び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。
- (3) 先行して使用を取りやめる主要 4 施設(①分離精製工場(MP)、②ウラン脱硝施設(DN)、③プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)及び④クリプトン回収技術開発施設(Kr))については、工程洗浄・系統除染等の実施により分散している核燃料物質を集約しリスク低減を図る。これらの施設に貯蔵する使用済燃料及び回収核燃料物質については、当面の貯蔵の安全を確保するとともに、搬出先が確保できたものから随時施設外に搬出する。
- (4) 他の施設は、廃棄物の処理フロー等を考慮し、高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)、高放射性廃液貯蔵場(HAW)、ガラス固化技術開発施設(TVF)等の高線量系の施設から段階的に廃止に移行し、順次低線量系の低レベル放射性

廃棄物を取り扱う施設の廃止を進め、全施設の管理区域解除を目指す。

- (5) 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、処分場の操業開始後随時搬出する。
- (6) バックエンド対策を国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）の重要な事業の一つとして着実に進めていくため、機構本部の体制強化を図るとともに、施設現場においても廃止措置の進捗に応じて体制を最適化していく。

### 3. リスク低減とそれに向けた安全確保の考え方

#### 3-1 東海再処理施設の現状

核燃料サイクル工学研究所東海再処理施設は、昭和 46 年 6 月に建設に着工し、昭和 52 年 9 月にホット試験を開始、昭和 55 年 12 月に使用前検査合格証を受領、昭和 56 年 1 月から本格運転を開始した。平成 19 年 5 月までに約 1,140 トンの使用済燃料を再処理してきた。

平成 18 年 9 月 19 日に再処理施設においても参照している「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が改訂されたことに鑑み、再処理の運転を停止し、耐震バックチェック評価を行い、耐震性向上工事を進めてきた。

平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震の発生後は、施設の潜在的ハザード\*の低減のため、保有しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液の固化・安定化を図ることとし、平成 26 年 4 月から開始したプルトニウム転換技術開発施設(PCDF)におけるプルトニウム溶液の固化・安定化については、平成 28 年 7 月までに終了した。同じく平成 28 年 1 月から開始したガラス固化技術開発施設(TVF)における高放射性廃液の固化・安定化については、工程設備の不具合により平成 28 年 4 月より中断しており、平成 29 年 1 月からの再開に向けて準備を進めている。

一方、平成 25 年から平成 26 年にかけて実施した機構改革における事業の重点化・合理化に係る検討の結果、東海再処理施設については、新規制基準の施行を踏まえた費用対効果を勘案し、使用済燃料のせん断、溶解等を行う一部施設の使用を取りやめ、平成 27 年度以降の中長期目標期間中に廃止措置計画を認可申請する方向で検討を進めることとした（「日本原子力研究開発機構改革報告書」（平成 26 年 9 月 30 日））。

現在、東海再処理施設は、再処理設備本体（せん断処理施設、溶解施設、分離施設、精製施設、脱硝施設並びに酸及び溶媒の回収施設）から通常の方法によって核燃料物質を回収した状態で安定に維持している。また、使用済燃料を分離精製工場(MP)の貯蔵プールに、再処理により回収したウラン製品

をウラン貯蔵所(UO<sub>3</sub>)、第二ウラン貯蔵所(2UO<sub>3</sub>)及び第三ウラン貯蔵所(3UO<sub>3</sub>)に、ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末をプルトニウム転換技術開発施設(PCDF)の貯蔵ホールにそれぞれ貯蔵している等、複数の施設において放射性物質等をそれぞれ定められた様々な状態で保有している(添付資料-1-1)。

再処理に伴いこれまでに発生した放射性廃棄物のうち、特にリスクの高い高放射性廃液は、主に高放射性廃液貯蔵場(HAW)に貯蔵しており、ガラス固化技術開発施設(TVF)に移送し、安全確保に万全を期しつつできる限り早期に固化・安定化を図っていく。

低放射性廃液については、主に廃棄物処理場(AAF)、第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)、第二スラッジ貯蔵場(LW2)、アスファルト固化処理施設(ASP)及び低放射性濃縮廃液貯蔵施設(LWSF)に貯蔵しており、低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の整備を行った上で、セメント固化することを計画している。廃溶媒については、主に廃棄物処理場(AAF)、スラッジ貯蔵場(LW)及び廃溶媒貯蔵場(WS)に貯蔵しており、現在保有しているリン酸廃液を低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)においてセメント固化した上で、廃溶媒処理技術開発施設(ST)において廃溶媒をプラスチック固化する。

また、高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)には、高線量のハル・エンドピースを収納したハル缶や使用済フィルタ類等をセル内に不規則に貯蔵しており、今後、廃棄物を取り出す設備を新たに設置した上で新規に建設する貯蔵施設(HWTF-1)に搬出することを計画している。

※ハザードとは危険性又は有害性のことであり、リスクとは危険性又は有害性によって生ずるおそれのある有害な結果及び発生する可能性の度合のこと。

### 3-2 リスクに応じた安全確保の考え方

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、廃止措置への移行を計画している。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し、その安全上の重要度に応じて新規基準を踏まえた必要な安全対策を行う。さらに、高経年化に関する点検・評価を行い、必要に応じた対策を施し、施設の維持管理を適切に行いながら、円滑に廃止措置を進めていく。

以下に安全確保の方針を示す。

- ① 高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を長期にわたって取り扱う施設(高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF))につ

いては、基準地震動を用いた耐震評価、基準津波を用いた津波影響評価等を行い、安全上の重要度の高い施設に求められる安全対策を実施する。

- ② 高放射性廃液以外を取り扱う施設(分離精製工場(MP)の貯蔵プール、低レベル放射性廃棄物の処理・貯蔵関連施設、ウラン貯蔵施設等)については、放射性物質の保有に伴うリスクが十分に低いことを確認した上で(リスク評価結果を**添付資料-1-2**に示す。)、安全上の重要度に応じた安全対策を実施する。
- ③ 先行して使用を取りやめ廃止する施設(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、工程洗浄等を実施し、早期にリスクを低減する。

### 3-3 安全確保に向けた取組

#### (1) 新規制基準を踏まえた安全対策(**添付資料-1-3**、**添付資料-1-4**)

今後、継続して使用する施設(3-2 項①、②)については、新規制基準を踏まえた安全確保を基本とする。東海再処理施設は、再処理施設安全審査指針策定以前の施設がほとんどであり、安全対策工事の困難・長期化が避けられない場合は、原子炉施設と比べて事象が発生した場合の進展が比較的穏やかで重大事故に至るまでの時間的余裕があるという再処理施設の特徴も踏まえて、安全上支障のない期間内(事象が発展する前まで)に機能回復ができ早期に実行可能な可搬型設備等の代替策を含め、適切な対策を柔軟に選定し、早期にリスクの低減を図る。また、代替策については、地震・津波等により複数の対策が同時に機能喪失することのないように可搬型発電機等の保管場所の配置検討を実施し、配備数の拡充及び分散配置するとともに、代替策の機能が正常に機能していることを確認するために貯槽内温度等の測定を行うことにより、信頼性を向上させる。主な対策は、以下のとおり。

#### 【地震対策】

新規制基準に沿って、これまでに実施してきた地質・地質構造、地盤構造及び地震活動性等の調査結果並びに最新の知見を踏まえ、基準地震動を策定する。高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を長期にわたって取り扱う施設を対象に、基準地震動を用いた耐震評価を行い、必要な耐震補強を実施することを基本とする。また、高放射性廃液以外を取り扱う施設についても、安全上の重要度に応じた耐震評価を行い、必要な耐震補強を実施することを基本とする。なお、耐震補強が困難な施設については、実行可能な代替策で安全性を確保する。

## ① 現状

高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟については、耐震Sクラスとしての耐震性を確保できる見通しである。

また、高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)の周辺の地盤については、基準地震動により液状化が発生し、トレンチ等に影響を及ぼすおそれがあり、地盤改良等の対策を検討する必要がある。第二付属排気筒については、脚部を補強することで耐震Sクラスとしての耐震性を確保できる見通しである。主排気筒については、上位波及の観点から耐震補強が必要となる見込みである。高放射性廃液以外を取り扱う施設についても、各施設の安全上の重要度に応じた耐震性を確認した上で、必要な対策を実施する必要がある。

一方、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に電源を供給する第二中間開閉所、ガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟に電源を供給するガラス固化技術開発施設(TVF)管理棟並びに蒸気及び水を供給する既存の設備については、基準地震動に対して基礎杭も含め耐震性が不足する見通しであり、既存建家及び設備直下の大規模な補強工事は、困難な状況である。

## ② 対策

高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟の施設については、基準地震動を用いた詳細評価を実施し、必要に応じて補強を行う。高放射性廃液貯蔵場(HAW)、ガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟及びそれらの周辺地盤については、基準地震動による液状化が建家、トレンチ等に及ぼす影響を評価した上で、必要に応じて補強を行う。第二付属排気筒については、脚部の耐震補強を行うことにより基準地震動に対する耐震性を確保する。主排気筒については、上位波及の観点から耐震補強を実施する。

高放射性廃液以外を取り扱う施設については、各施設の安全上の重要度に応じて耐震性の確認を行い、必要に応じて耐震補強を実施する。

第二中間開閉所、ガラス固化技術開発施設(TVF)管理棟並びに蒸気及び水を供給する既存の設備の補強工事は、技術的に困難であり、かつこれに代わる新たな電源・蒸気・浄水施設の建設については、過去に建設した施設の実績から約8年を要する見通しであることから、これらに替え迅速かつ実効性のある対策として短期間(約1～2年の見通し)で配備可能である可搬型発電機、可搬型蒸気供給設備、可搬型ポンプ等を予め配備し、基準地震動相当の地震発生時においても、安全上支障のない期間内に安全機能の回復を図る。

## 【津波対策】

新規制基準に沿って、津波発生要因及び波源モデル設定等に必要な調査及び最新の知見を踏まえ、基準津波を策定する。高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を長期にわたって取り扱う施設を対象に、基準津波を用いて地震との重畳も考慮した浸水評価を行い、必要な浸水防護対策を実施することを基本とする。なお、補強及び改造工事が困難な施設については、実行可能な代替策で安全性を確保する。

### ① 現状

新規制基準に基づき想定している基準津波は、暫定津波シミュレーションの結果から、敷地の標高(T.P. 約 6m)を上回る(新川河口で T.P. 約 12m(暫定値))と想定されるが、高放射性廃液を保有する高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟の開口部には、浸水防止扉を設置(T.P. 約 14mまでの浸水を想定)している。なお、津波に対する建家の健全性については、評価中である。

一方、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に電源を供給する第二中間開閉所及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟に電源を供給するガラス固化技術開発施設(TVF)管理棟については、T.P. 約 8～11mまでの浸水防止対策を実施しているものの、基準津波が襲来した場合に電源供給機能を維持できない可能性がある。

第二中間開閉所及びガラス固化技術開発施設(TVF)管理棟については、基準地震動に対する耐震性も不足する見通しであることから、現状よりさらに高い位置まで浸水防止対策を実施することは、建家等の耐震補強を行うこととなり困難である。また、蒸気及び水を供給する既存の設備についても、基準地震動に対する耐震性も不足する見通しであることから、浸水防止対策を実施することは、建家等の耐震補強を行うこととなり困難である。

### ② 対策

高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟については、津波の影響等の評価に応じて、建家外壁等への対策等を検討する。

津波防護施設の建設については、概念検討の結果から 4～5 年程度の工事期間が必要との見積りを得ており、設計・審査を含めれば建設完了までに約 8 年を要するものと考えている。また、第二中間開閉所、ガラス固化技術開発施設(TVF)管理棟並びに蒸気及び水を供給する既存の設備に代わる新たな電源・蒸気・浄水施設の建設については、過去に建設した施設の実績から約 8 年を要する見通しであることから、これらに替

え迅速かつ実効性のある対策として短期間(約 1~2 年の見通し)で配備可能である可搬型設備を予め配備し、基準津波相当の津波発生時においても、安全上支障のない期間内に安全機能の回復を図る。具体的には、基準津波による影響のない高台に可搬型発電機を分散配備し、電源供給機能を維持する。また、漂流物等により敷地内のアクセス性が低下した場合に備え、漂流物撤去用の重機を配備するとともに、複数のアクセスルートを確保する。

### 【外部衝撃対策】

新規制基準に沿って火山、竜巻、外部火災、航空機落下等の評価を行う。

例えば、竜巻については、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に沿って竜巻検討地域で過去発生した竜巻の大きさや被害状況を調査し、ハザード曲線を策定する等した上で、基準竜巻・設計竜巻を策定する。さらに、敷地内飛来物調査を踏まえて設計飛来物を設定する。その上で、高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を長期にわたって取り扱う施設を対象に竜巻影響評価を行い、必要な防護対策を実施することを基本とする。なお、補強及び改造工事が困難な施設については、実行可能な代替策で安全性を確保する。

#### ① 現状

竜巻飛来物対策として、大きな影響を及ぼすおそれのある飛来物候補に対し、移設や固縛等の対策を行うことにより、高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟の建家内に設置した機器のほとんどは、竜巻による損傷を防止できる見通しであるが、外壁付近に設置した一部の機器については、設計飛来物による外壁の破損及び窓の貫通に伴い、損傷する可能性がある。また、屋上に設置している冷却設備についても設計飛来物により損傷する可能性があるが、竜巻防護対策(防護ネット等の設置)を施し、飛来物からの損傷を防ぐ場合、重量の増加により建家の耐震性が確保できない可能性がある。

航空機落下確率については、これまでに実施した暫定評価の結果では、基準値を満足する見通しである。外部火災については、今後詳細評価を進め、防火帯の設置を検討する。その他の事象については、評価中の段階ではあるが、適切な防護対策を実施できる見通しである。

#### ② 対策

外部衝撃については、影響評価に応じて、必要な防護対策を検討する。例えば、竜巻防護対策の一例として、高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟の窓を、設計飛来物により貫通しない

厚さの鋼板で閉止する等の対策を検討し実施する。

屋上に設置している冷却設備について、新たな代替施設の建設については、過去に建設した施設の実績から約8年を要する見通しであることから、これに替え迅速かつ実効性のある対策として、短期間(約1~2年の見通し)で配備可能である可搬型ポンプを基準竜巻による影響により既存設備と同時に機能喪失しないように予め分散配備し、基準竜巻相当の竜巻発生時においても、安全上支障のない期間内に冷却機能の回復を図る。

### 【安全上重要な施設の多重化】

安全上重要な施設を対象に、新規制基準に沿って動的機器の単一故障を想定し、多重化の要否の確認を行い、必要な多重化及び系統分離対策を実施することを基本とする。なお、対策工事が困難な施設については、実行可能な代替策で安全性を確保する。

#### ① 現状

安全上重要な施設の動的機器の多くが多重化されているが、一部(漏えい検知装置、制御盤等)で多重化がなされておらず、単一故障により安全機能が失われる可能性がある。

#### ② 対策

安全上重要な施設の動的機器の単一故障により、その安全機能が損なわれることがないように、漏えい検知装置及び冷却塔の動的機器の2重化、制御盤の2系統化、系統分離等を検討し実施する。

現状の配置状況において、設備の2重化や系統分離するスペースがない場合には、当該機器及び周辺設備の移設等が必要となり、過去に実施した大型設備更新実績から約8年を要する見通しであることから、これに替え迅速かつ実効性のある対策として、短期間(約1~2年の見通し)で配備可能である可搬型設備(蒸気発生設備等)を予め配備し、動的機器の単一故障時においても、安全上支障のない期間内に安全機能の回復を図ることとする。

### 【内部火災・溢水対策等】

新規制基準に沿って内部火災・溢水等の評価を行う。高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を長期にわたって取り扱う施設を対象に、影響評価を行い、必要な防火対策及び没水・被水対策を実施することを基本とする。なお、対策工事が困難な施設については、実行可能な代替策で安全性を確保する。

## ① 現状

安全上重要な施設の多くが多重化されているものの、同一区画内に狭い距離間隔で配置されている機器等があり、火災・溢水(没水や被水の影響)により多重化された設備の安全機能が同時に失われる可能性がある。

## ② 対策

内部火災及び内部溢水により、多重化されている安全上重要な施設が同時に機能喪失しないように対策を図る。内部火災については、安全系ケーブル(崩壊熱除去機能、水素掃気機能及び閉じ込め機能に関する動力電源系統)に対し、予備ケーブルを配備し、系統分離した1系統を追加設置する。さらに、動力分電盤を耐火壁で隔離する等の対策を行う。また、内部溢水については、安全上重要な施設の機能を喪失させるおそれのある配管や事故対応に必要となるアクセスルート上の配管に対して、地震による溢水が生じないように必要に応じサポートを追加敷設する。

現状の配置状況において、防火壁、配管サポート追加敷設、堰等を設置するスペースがない場合には、当該機器及び周辺設備の移設等が必要となり、過去に実施した大型設備更新実績から約8年を要する見通しであることから、これらに替え迅速かつ実効性のある対策として、短期間(約1~2年の見通し)で配備可能である可搬型設備(発電機、圧縮機等)を予め配備し、内部火災・溢水等発生時においても、安全上支障のない期間内に安全機能の回復を図ることとする。

## 【重大事故対策】

新規制基準に沿って重大事故を選定し、発生防止・拡大防止・影響緩和策の有効性を評価した上で、電源車、ポンプ車、放出抑制設備等の対処設備を整備する。

## ① 現状

今後、せん断、溶解等の運転を行わないことから、使用済燃料の再処理操作に伴う「臨界事故」及び「有機溶媒その他の物質による火災又は爆発」は、想定しない。なお、保有している廃溶媒については、貯蔵している施設における火災に対する考慮として、着火源の排除(静電気等の着火源を排除するため貯槽から接地)、消火設備(貯槽内に二酸化炭素を供給、貯槽外面に水噴霧)の設置がなされており、仮に廃溶媒がセル内に漏えいし火災が発生したとしても、周辺公衆への影響は、非常に小さいことを確認している。今後は、廃溶媒の処理も優先的に進めていくこととする。また、現有の使用済燃料は、十分冷却されており、さらに、今後新たに受け入れることはないことから、プール水が全喪失したとし

ても燃料が溶融するような温度上昇に至ることはない。従って、「使用済燃料の著しい損傷」は、想定しない。

想定される事故は、高放射性廃液の崩壊熱除去機能の喪失による蒸発乾固及び放射線分解による水素爆発であることから、崩壊熱除去機能及び水素掃気機能の回復のための可搬型設備を配備しており、必要に応じて貯槽等に直接給水、圧縮空気を供給することが可能となるよう対策を実施している。また、ポンプ車等の給水接続口を複数設置する等の対策を実施している。

## ② 対策

上記の対策に加え、事故時における制御室から現場へのアクセスルート及び作業場所の確保、可搬型発電機による給電のための接続盤の複数設置、事故対応に必要となる水源の確保、海洋流出抑制のためのゼオライト土のう及びシルトフェンスの配備、可搬型設備の保管場所の複数確保等の対策を行う。

## (2) 高経年化対策

### ① 高経年化に係る整備計画

設備・機器の高経年化の状況及び事故、故障発生時の影響等から、設備・機器を選定、抽出し、共通的評価手法に基づき優先順位付けを行い、優先順位上位の案件から実施する。整備計画については、毎年度、高経年化の進展及び社会情勢の変化等を考慮した基準の修正、再評価等を実施し、その結果を反映した高経年化対応リストに基づき、優先順位を決めた上で、適切に実施する。

特に「ガラス固化技術開発施設(TVF)高放射性廃液貯槽の水素掃気設備に係る空気圧縮機の整備」、「ガラス固化技術開発施設(TVF)高放射性廃液貯槽の水素掃気設備に係る槽類換気系排風機の電動機の整備」、「安全上重要な分電盤の部品等の交換」等を優先して進める。

### ② 点検整備の改善

「使用済燃料の再処理の事業に関する規則（昭和46年総理府令第10号。以下「再処理事業規則」という。）第16条の2に基づき、経年変化に関する技術的な評価を安全上重要な施設に該当する機器・構築物及び海中放出設備の放出管を対象に実施し、現状の保全(定期的な点検、点検結果に基づく補修等)を継続することにより、安全上重要な施設等の機能を維持できる見通しを得ている。

一方、近年、安全上重要な施設以外において高経年化に起因する不具

合が多く発生していることに鑑み、即時的な対応として高経年化点検を開始している。従来の点検で防ぐことができなかった高経年化に起因する不具合事象を踏まえ、高経年化の観点から設備の点検整備状況を再調査し、不足している又は追加が必要と判断した項目について、改善(追加点検整備等)を実施する。点検整備に当たっては、年度ごとに実施すべき内容を目標に設定し管理するとともに、各設備担当課の共通な認識を持ち実施していくことが重要であることから、認識合わせの場を設け、情報共有を図ることとしている。

また、上記の取組に加えて、今後も継続して一元的に高経年化対策に取り組むための計画を策定し、品質保証システムにより管理していくことにより、長期にわたる放射性廃棄物等の貯蔵・処理に必要な安全機能の維持を図っていく。

### ③ 長期的な高経年化対策

廃止措置を円滑に進めるためには、放射性廃棄物の処理設備を長期にわたり、安定して運転することが重要である。そのため、ガラス固化技術開発施設(TVF)、第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)等の工程制御装置の更新、廃棄物処理場(AAF)の低放射性廃液第一蒸発缶の更新、海中放出設備の放出管の更新等、予算が比較的大きく、かつ期間を要する工事が必要になる可能性がある。これらの工事については、ガラス固化技術開発施設(TVF)における予防保全を行う期間に合わせて実施する等、計画的に実施していく。

## 3-4 廃止措置に向けた体制強化

機構として進めている「施設の集約化・重点化」、「施設の安全確保」及び「バックエンド対策(施設の廃止措置を含む)」を「三位一体」で整合性のある総合的な計画として「施設中長期計画案」に取りまとめた。この「施設中長期計画案」の実施及び計画自体の継続的改善(PDCA)を確実に行うため、平成29年度以降の組織体制について検討を進めており、「バックエンド対策の一元的マネジメント」、「事業計画、安全対策、バックエンド対策を統括する組織の強い連携」及び「施設中長期計画案に係るPDCAマネジメント」の3つを新体制に必要な機能と位置付け、「事業計画統括部」、「安全・核セキュリティ統括部」及び「バックエンド統括部(仮称)」を軸とした体制を年内に取りまとめ、平成29年度からの施行を計画している。

東海再処理施設の廃止措置計画については、当面、専任の組織を中心に、施設の高経年化対策や安全対策も考慮した廃止措置計画の作成を進め、廃止

措置計画認可申請後は、審査対応や廃止措置の具体的実施に特化した体制に移行するとともに、廃止措置の進捗に応じて適宜見直しを図っていく。現在の廃止に向けた計画等の検討及び実行・評価に係る体制と廃止措置計画認可申請後の体制について添付資料-1-5に示す。

#### 4. 廃止措置の全体的な進め方

##### 4-1 廃止措置工程の期間区分の考え方と全体概要

廃止措置は、①工程洗浄、系統除染等を行い解体準備を図ること、②廃止措置に関する経験・実績を蓄積しつつ機器解体を進めること及び③管理区域解除に向け建家の汚染を除去すること等から、基本的に①解体準備期間、②機器解体期間及び③管理区域解除期間に区分し、建家ごとにこの順序で実施する。基本的なステップを第4-1-1表に示す。

第4-1-1表 廃止措置の基本的なステップ

区分	期間中の主な実施事項
第1段階 解体準備期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工程洗浄</li> <li>・系統除染</li> <li>・汚染状況の調査</li> </ul>
第2段階 機器解体期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質により汚染された区域(管理区域)における機器の解体撤去</li> </ul>
第3段階 管理区域解除期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・建家の汚染除去</li> <li>・保安上必要な機器の撤去</li> <li>・管理区域解除</li> </ul>

また、これらの廃止措置と並行して放射性廃棄物の計画的な処理を行う。

##### (1) 解体準備期間

解体準備期間においては、分散している核燃料物質を集約する工程洗浄及び被ばく線量を低減する系統除染を実施するとともに、汚染状況の調査結果等を踏まえ、機器解体の工法及び手順の詳細について検討を進め、機器の解体撤去計画を策定する。また、安全確保のための機能に影響を与えない範囲内で、供用を終了した機器のうち、管理区域外の機器の解体撤去に着手する。

##### ① 工程洗浄(分離精製工場(MP)等)

せん断工程のクリーンアップ作業で収集したせん断粉末の処理及び工程内に残存する少量の核燃料物質を回収することを目的に、溶解、分

離、プルトニウム精製、ウラン精製等の各工程を作動させ、洗浄を行う。  
回収したウラン及びプルトニウム溶液については粉末化する。

## ② 系統除染

系統除染は、機器解体時における放射線業務従事者の被ばくを低減することを目的に、機器表面に付着したウラン、プルトニウムや核分裂生成物等による汚染を除去する。基本的に酸・アルカリによる除染を繰り返すこととし、必要に応じてその他の除染剤を用いた化学除染を採用する。

## (2) 機器解体期間

機器解体期間では、供用を終了した機器の解体に着手する。また、解体準備期間から着手している管理区域外の機器の解体撤去を継続して実施する。

機器解体は、機器解体に伴い発生する解体廃棄物の搬出ルート及び資機材置場を確保の上、工具等を用いた分解・取り外し、熱的切断装置又は機械的切断装置を用いた切断等を行う。解体廃棄物は、機器解体後のスペースを活用して保管することも考慮する。解体作業員については、廃止措置に関する経験及び作業量の平準化を考慮する。

セル内機器の解体に当たっては、放射線業務従事者の被ばく低減のために、遮蔽や遠隔操作装置の利用等を考慮する。

これらの作業に伴う施設内の汚染拡大防止を図るために、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所フィルタ及び局所排風機を導入する。

## (3) 管理区域解除期間

管理区域解除期間においては、管理区域の解除を行うに当たり、機器等の撤去後に建家躯体表面(コンクリート)に付着し残存している汚染について、はつり等の方法で除去する。その後、汚染検査を行い安全を確認した上で、保安上必要な機器である換気設備や放射線管理設備等を撤去し、管理区域を順次解除する。管理区域を解除した建家については、利活用することを検討する。

## (4) 全体のロードマップ

東海再処理施設の廃止措置全体のロードマップを添付資料-1-6 に示す。今後使用しない東海再処理施設の主要施設である分離精製工場(MP)(使用済燃料の貯蔵プール、換気設備、廃液取扱設備及びユーティリティ設備を除く。)、ウラン脱硝施設(DN)、プルトニウム転換技術開発施設

(PCDF) (貯蔵ホールを除く。)及びクリプトン回収技術開発施設(Kr)の4施設は、先行して廃止措置(工程洗浄、系統除染等)に着手する。

今後も継続して放射性廃棄物を取り扱う施設では、廃棄物処理を着実に進め、廃棄物の処理フロー等を考慮した上で、所期の目的を完了した施設から順に廃止措置に移行する。そのため、廃止措置(系統除染)着手の範囲を高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)、ガラス固化技術開発施設(TVF)、高放射性廃液貯蔵場(HAW)等の高線量の放射性廃棄物を取り扱う施設から低線量の放射性廃棄物を取り扱う施設へと推移していく計画とする。また、再処理施設から発生する放射性廃棄物を廃棄体化する高線量系固体廃棄物廃棄体化施設(HWTF-2)と低線量系固体廃棄物廃棄体化施設(TWTF)を整備し廃棄体化処理を行う。最終的に管理区域を有する約30施設の廃止措置(管理区域解除)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。

#### (5) 技術開発

再処理施設は、構造、形状、材質等が多種多様な設備・機器から構成されており、原子炉のような材料の放射化はほとんど見られないが、化学形態、物理形態の異なるウラン、プルトニウム及び核分裂生成物等の放射性物質が材料に付着し、核燃料物質等を取り扱ってきた工程設備全体やこれらの設備を収納しているセル等が汚染していることが特徴であり、東海再処理施設の廃止措置を進める上で、設備・機器の除染技術や解体技術、被ばく線量を低減するための遠隔技術、放射性廃棄物の処理技術、廃棄体の検認等のための測定・分析技術の開発が必要である(添付資料-1-7)。

これらの技術開発は、廃止措置の進捗に間に合うように実施していくこととしており、東海再処理施設の廃止措置を通じて得られた知見は、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、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まとめるものとする。

#### (6) 人材確保・人材育成

前述のとおり、東海再処理施設では、再処理に伴い発生した放射性廃棄物を保有しており、当面の間、高放射性廃液の固化・安定化及び低放射性廃液の処理を着実に実施していく計画である。ガラス固化技術開発施設(TVF)における高放射性廃液の固化・安定化が終了する時期を迎える頃、先行して廃止措置(工程洗浄、系統除染等)に移行した分離精製工場(MP)

等の主要施設は、管理区域における機器の解体撤去に着手する見通しである。

廃止措置に当たり従事者には作業環境に応じた工事管理能力、汚染状況に基づく放射線管理能力及び緊急時に即時に的確に判断し対応できる能力等が求められる。

そのため、東海再処理施設で培った保守管理、保安管理及び放射線管理等に関する技術の継承を今後も継続していくとともに、計画的な人材確保及び技術・技能レベルの向上が図られる環境づくりにも配慮していく。

#### (7) 計画の評価・管理

東海再処理施設の廃止に向けた計画は、機構の施設中長期計画に係るPDCA マネジメント(添付資料-1-8)において年度ごとに機構として確認・改善を行いながら予算を反映して改訂するとともに、理事長による半期ごとの事業計画レビューで確認しながら着実に進めていく。

また、バックエンド研究開発部門においては、週単位で進捗を管理し、重要な課題が生じた場合には機構組織として共有し、速やかに対処できるようにする。

### 4-2 廃止措置中の施設の維持管理

#### (1) 機能を維持すべき設備・機器等の維持管理

廃止措置を安全かつ確実に実施するため、以下に示す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。これらの設備・機器等の機能については、定期的に点検等で確認することとし、経年変化等による性能低下又はそのおそれのある場合には、必要に応じて所定の手続を経て必要な機能を満足するよう補修又は取替えを行う。これらの維持管理に関しては、再処理施設保安規定に管理の方法を定めてこれに基づき実施する。

- ① 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、放射性物質の外部への漏えいを防止するための閉じ込め及び放射線遮蔽体としての機能を維持管理する。
- ② 放射性物質を内包する系統及び機器については、放射性物質が飛散・拡散しないよう解体まで維持する。
- ③ 使用済燃料を搬出するまでの期間、使用済燃料の貯蔵プールについては、燃料を取り扱う設備及び臨界防止、遮蔽等の燃料を安全に貯蔵する機能を維持する。

- ④ 系統除染が完了するまでの期間、系統除染に必要な設備及び機器について、所要の安全保護回路、核計装及び工程計装に関する監視機能を維持管理する。
- ⑤ 液体廃棄物や固体廃棄物を適切に処理し貯蔵するため、廃棄物処理に係る設備及び廃棄物貯蔵に係る設備を維持管理する。また、付随して必要となる分析に係る設備を維持管理する。
- ⑥ ウラン製品及びウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末を搬出するまでの期間、製品を取り扱う設備、製品を貯蔵する設備及び臨界防止機能を維持管理する。
- ⑦ 放射線管理設備については、施設内の放射線監視及び管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理のために、放射線を監視する機能を維持管理する。
- ⑧ 換気設備については、放射性物質の閉じ込め、放射線業務従事者の被ばく低減等を考慮して、建家、セル及び塔槽類の換気機能を維持管理する。
- ⑨ 各設備を維持管理する上で必要となる電気、水、蒸気等を確保し、それぞれの設備に要求されるユーティリティの供給設備を維持管理する。
- ⑩ その他の安全確保上必要な設備については、それぞれの設備に要求される機能を維持管理する。

## (2) 先行して使用を取りやめ廃止する施設の隔離措置

分離精製工場(MP)においては、せん断装置に使用済燃料を導入するコンベアの通路上にある可動カバーを開閉できなくする等の隔離措置を施し、せん断装置に使用済燃料が挿入できないようにする。また、溶解槽、各抽出器、プルトニウム溶液蒸発缶、ウラン濃縮蒸発缶等については系統除染終了後、それぞれ隔離措置を施し使用できないようにする。

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)においても、系統除染終了後、それぞれ機器・配管等に隔離措置を行い使用できないようにする。

これらの隔離措置を実施することにより、安全を確保するとともに、施設定期検査及び点検整備方法の見直しを図る。

## 4-3 放射性廃棄物の処理・処分

### (1) 放射性廃棄物の種類と処理・処分の考え方

放射性廃棄物は、放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物及び放射性固

体廃棄物に分類される。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、適切な機器解体工法及び機器解体手順を策定するとともに、適切な処理方法を用いる。東海再処理施設における放射性廃棄物の処理フローを添付資料-1-9に示す。

① 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、主排気筒、第一付属排気筒及び第二付属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測定監視し、再処理施設保安規定に定めた値を超えないように管理する。

② 放射性液体廃棄物

廃止措置に伴い発生した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洋に放出する。放出に当たっては、放射性液体廃棄物の放出量が再処理施設保安規定に定めた値を超えないように管理する。一方、蒸発処理に伴い蒸発濃縮した低放射性濃縮廃液については、セメント固化し放射性廃棄物の貯蔵施設に貯蔵する。

③ 放射性固体廃棄物

廃止措置に伴い発生した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(ゴム製 RI 手袋)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。処理や運搬スケジュール、貯蔵先の都合等により施設内での貯蔵が必要な場合は、機器解体後のスペースを放射性固体廃棄物の保管場所として活用する。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、処分場の要件に見合うよう廃棄体化処理する。廃棄体は処分場の操業開始後随時搬出する。放射性廃棄物でない廃棄物(管理区域外から発生した廃棄物を含む)は、可能な限り再生利用するか、又は産業廃棄物として適切に廃棄する。

(2) 既存施設(低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)を含む)における処理と貯蔵

① 高レベル放射性廃棄物

分離精製工場(MP)及び高放射性廃液貯蔵場(HAW)に貯蔵している高放射性廃液は、ガラス固化技術開発施設(TVF)にてガラス固化し、ガラス固化体は搬出するまで同施設及び将来整備する保管施設に保管する。

② 低レベル放射性廃棄物

1) 高放射性固体廃棄物

高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) に貯蔵しているハル・エンドピース等の高放射性固体廃棄物は、取出し設備を設置した上で新規に建設する貯蔵施設 (HWTF-1) に搬出し、高線量系固体廃棄物廃棄体化施設 (HWTF-2) に搬出するまで同施設に貯蔵する。第二高放射性廃棄物貯蔵施設 (2HASWS) に貯蔵している高放射性固体廃棄物については、高線量系固体廃棄物廃棄体化施設 (HWTF-2) に搬出するまで同施設に貯蔵する。

2) 低放射性固体廃棄物

各施設から発生する低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 (ゴム製 RI 手袋) は、焼却施設 (IF) 又は低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) で焼却する。また、難燃性廃棄物 (塩素を含む) は、低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) にて焼却する。焼却灰は、低線量系固体廃棄物廃棄体化施設 (TWTF) に搬出するまで第一低放射性固体廃棄物貯蔵場 (1LASWS) 又は第二低放射性固体廃棄物貯蔵場 (2LASWS) に貯蔵する。

第一低放射性固体廃棄物貯蔵場 (1LASWS)、第二低放射性固体廃棄物貯蔵場 (2LASWS) 並びにアスファルト固化体貯蔵施設 (AS1) 及び第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2) に貯蔵している不燃性廃棄物等は、高線量系固体廃棄物廃棄体化施設 (HWTF-2) 又は低線量系固体廃棄物廃棄体化施設 (TWTF) に搬出するまで同施設に貯蔵する。

3) 低放射性液体廃棄物

各施設から発生する低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、廃棄物処理場 (AAF)、第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E)、第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z) 及び放出廃液油分除去施設 (C) にて処理を行い、海中放出設備の放出管を通じて海洋に放出する。蒸発濃縮により発生する低放射性濃縮廃液及び廃溶媒処理技術開発施設 (ST) での廃溶媒処理に伴い発生するリン酸廃液は、低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) でセメント固化し、廃棄体化施設に搬出するまで第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2) に貯蔵する。その他、スラッジ貯蔵場 (LW) 及び第二スラッジ貯蔵場 (LW2) に貯蔵しているスラッジは、低線量系固体廃棄物廃棄体化施設 (TWTF) に搬出するまで同施設に貯蔵する。

(3) 新規施設における廃棄体化処理

機構におけるこれまでの研究活動により、施設内に既に保管している

放射性廃棄物や施設の廃止措置によって今後発生する放射性廃棄物に係るリスクを根本的に低減するため、放射性廃棄物の廃棄体化処理及び処分を推進する。

東海再処理施設から発生する放射性廃棄物については、第5期中長期目標期間以降に高線量系固体廃棄物廃棄体化施設(HWTF-2)と低線量系固体廃棄物廃棄体化施設(TWTF)を整備して固体廃棄物の廃棄体化処理を進める。これらについては、高放射性固体廃棄物を高線量系固体廃棄物廃棄体化施設(HWTF-2)において、低放射性固体廃棄物を低線量系固体廃棄物廃棄体化施設(TWTF)においてそれぞれ廃棄体化処理し、処分場に搬出する。

#### (4) 処分に向けた取組

放射性廃棄物の処分を進めていくに当たり、経営資源が限られていることを踏まえ、機構内の他施設から発生するトレンチ処分対象廃棄物の処分開始に向けた対応を優先していく。

このため、ピット処分から地層処分にわたる東海再処理施設から発生する放射性廃棄物の廃棄体化処理を行う施設の整備は、第5期中長期目標期間以降となるが、処分場立地の状況や処分制度の整備の状況を勘案し、処分場操業開始に廃棄体作製が遅れないよう廃棄体化施設(TWTF、HWTF-2)の整備に向けた取組を進める。

### 4-4 核燃料物質の搬出計画

#### (1) 使用済燃料

分離精製工場(MP)に貯蔵中の使用済燃料は、搬出までの期間、当該施設の貯蔵プールに貯蔵する。これらの燃料の取扱い及び貯蔵は、既設の燃料取扱操作設備、燃料貯蔵設備、燃料移動設備等で行うとともに、安全確保のために必要な臨界防止、崩壊熱除去及び閉じ込めの機能を有する既設の設備を維持管理する。これらの使用済燃料は、海外での再処理を視野に入れて搬出先を検討中である。

#### (2) ウラン製品及びウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末

ウラン貯蔵所(UO<sub>3</sub>)、第二ウラン貯蔵所(2UO<sub>3</sub>)及び第三ウラン貯蔵所(3UO<sub>3</sub>)に貯蔵中のウラン製品は、搬出までの期間、当該施設の貯蔵室に貯蔵する。これらの核燃料物質の取扱い及び貯蔵は、既設のクレーン等で行うとともに、安全確保のために必要な臨界防止機能を有する既設の設備を維持管理する。これらのウラン製品は、契約相手先において受入れ条件

が整った段階で返還する。

また、プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)に貯蔵中のウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末は、搬出までの期間、当該施設の粉末貯蔵室に貯蔵する。これらの核燃料物質の取扱い及び貯蔵は、既設のクレーン等で行うとともに安全確保のために必要な臨界防止機能を有する既設の設備を維持管理する。これらのウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末は、プルトニウム燃料技術開発センターに搬出する。

## 5. 施設ごとの当面 10 年程度の工程

### 5-1 リスク低減に向けた取組のための主要な施設

#### (1) 高放射性廃液貯蔵場(HAW) (添付資料-1-10)

高放射性廃液貯蔵場(HAW)については、高放射性廃液の貯蔵管理を継続するとともに、ガラス固化技術開発施設(TVF)へ高放射性廃液の移送を行う。また、分離精製工場(MP)の高放射性廃液(希釈廃液等)を適宜受け入れる。

高放射性廃液を 10 年以上にわたり貯蔵管理していくことから、新規制基準を踏まえた安全対策を実施する。安全対策については、高放射性廃液の沸騰防止対策を中心に安全性を向上させる。具体的には、外部電源車から給電接続する緊急電源接続盤の 2 重化・分散配置を検討中である。また、緊急電源接続盤に接続する安全系機器は、安全機能の喪失を防止する観点から多重化されているが、ケーブルが同一系統に敷設されており、火災により同時に安全機能が喪失する脆弱性がある。そのため、予備ケーブルを配備し、直接緊急電源接続盤と機器との間に敷設できるよう対策を行う。さらに既設の敷設ルートを変更することも検討中である。

高経年化対策として、中央監視用計算システム(HAWDIS)の更新、水素掃気ブロワ及び槽類換気系ブロワの整備、動力・照明分電盤の更新等を計画している。

#### (2) ガラス固化技術開発施設(TVF) (添付資料-1-11)

ガラス固化処理技術開発施設(TVF)については、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に貯蔵している高放射性廃液(約 400m<sup>3</sup>)の固化・安定化処理運転とガラス固化体保管を継続する。なお、平成 36 年～平成 37 年前半に現行 2 号熔融炉の寿命の目安となる累計 500 本のガラス固化体製造に達することから、改良炉(3 号熔融炉)に更新する計画である。

ガラス固化体保管は、まず現在の 6 段積みを変更し、420 本から 630 本に保管能力を増強することを検討中であり、さらに 630 本を

超える分について、新規保管施設の整備を前提に準備を進める。

高放射性廃液の固化・安定化処理を 10 年以上にわたり行うことから、新規基準を踏まえた安全対策を実施する。耐震補強、津波防護については、トレンチの地盤補強や第二付属排気筒の耐震補強を計画している。自然災害及び人為事象については、ガラス固化技術開発施設 (TVF) 開発棟の窓や搬入扉等の開口部に防護板や防護ネットの設置、屋上設備 (冷却塔、二次冷却水ポンプ) に対する代替機能の配備を計画している。内部溢水については、蒸気配管の補強及びカバーの設置を計画している。内部火災については、ケーブルの再敷設による一般系のケーブルと重要系のケーブルの分離、火災防護壁の設置等を計画している。

高経年化対策として、固化セルクレーン更新、工程制御装置の更新、溶融炉電力盤及び制御盤の更新等を計画している。

(3) 高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (HASWS、HWTF-1 (新規)) (添付資料-1-12)

分析所 (CB) からの高放射性固体廃棄物の受入れを行うとともに、ハル缶等の貯蔵管理を継続する。

取出し装置がなく廃棄物の取出しができない状態で貯蔵し続けることを解消するため以下について取り組み、約 10 年後の貯蔵施設 (HWTF-1) への廃棄物搬出完了を目指す。

- ① 廃棄物の取出しに使用する取出し装置の技術開発・設計・製作
- ② 取出し装置の設置及び貯蔵施設 (HWTF-1) への移送等に必要スペースを有した取出し建家の設計・建設
- ③ 高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) から取り出した廃棄物を貯蔵するための貯蔵施設 (HWTF-1) の設計・建設

また、リスクに応じた安全確保対策として、プール水漏えいのリスクに対する安全確保対策、プール水の浄化、火災のリスクに対する安全確保対策を実施する計画である。

なお、高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) のリスク評価、安全確保対策について添付資料-1-40 に示す。

(4) 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF (試験運転中)) (添付資料-1-13)

低放射性濃縮廃液や低放射性固体廃棄物 (可燃性、難燃性) 等の減容・安定化処理を行うため下記の取組を進め、運転を開始する。

- ① 焼却設備におけるステンレス鋼製の機器・配管の耐食性向上のための改良工事
- ② 硝酸根分解設備・セメント固化設備の設置工事

なお、低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の具体的計画について添付資料-1-41に示す。

## 5-2 先行して使用を取りやめ廃止する施設

### (1) 分離精製工場(MP) (添付資料-1-14)

分離精製工場(MP)については、工程洗浄を行い、各工程に残存している核燃料物質を酸化物粉末として回収する計画である。工程洗浄が終了した各工程については、除染目標や除染を行う順序を設定した上で、機器の解体に向けて被ばく線量の低減のため、系統除染を実施する。

工程洗浄に係る安全確保対策として、予備浄水供給系統の整備等による火災対策、緊急電源接続盤等の溢水対策、可搬型蒸気供給設備の配備による蒸気供給系統の強化、事故対応資機材等の強化等を行う。

高経年化対策として、凝縮水冷却器の整備、換気送排風機用電動機の整備、せん断処理工程のクレーン等の更新等を計画している。

### (2) ウラン脱硝施設(DN) (添付資料-1-15)

ウラン脱硝施設(DN)については、設備の整備を行った後、分離精製工場(MP)における工程洗浄に伴い発生するウランを含む洗浄溶液を脱硝する。その後、ウラン脱硝施設(DN)の工程洗浄及び系統除染を実施する。ウラン製品は第三ウラン貯蔵所(3UO<sub>3</sub>)へ払出しを行う。

高経年化対策として、冷却水設備の整備、槽類換気系ブロワ電動機の整備、クレーン等の整備等を計画している。

### (3) プルトニウム転換技術開発施設(PCDF) (添付資料-1-16)

プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)については、分離精製工場(MP)における工程洗浄に伴い発生するプルトニウムを含む洗浄溶液を脱硝及び焙焼還元する。その後、プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)の工程洗浄及びグローブボックス内、設備機器内の滞留粉回収を含む系統除染を実施する。合わせて基礎的な試験を実施する。

### (4) クリプトン回収技術開発施設(Kr) (添付資料-1-17)

クリプトン回収技術開発施設(Kr)については、クリプトンの管理放出

準備として設備保全・点検、教育・訓練を実施する計画である。その後、十分な放出期間を設定し、管理放出を実施する。

管理放出終了後は、窒素ガス等による全工程の洗浄を進めるとともに、分離精製工場(MP)からの原料ガス(せん断オフガス、溶解オフガス)の受入系統の配管閉止により隔離措置を行う。また、高圧ガス設備の休止等の措置を行うことにより、合理的な維持管理に移行する。

### 5-3 使用を継続する使用済燃料・製品の貯蔵施設

#### (1) 使用済燃料の貯蔵施設(MPの一部)(添付資料-1-14)

貯蔵プールに貯蔵しているふげんの使用済燃料(265体)については、搬出準備(輸送容器への詰替用付帯設備の設置等)を行った後、施設外へ搬出する計画であり、それまでの間は、貯蔵プールでの貯蔵管理を継続する。

使用済燃料の貯蔵に係る安全確保対策として、可搬型給水設備、プールの状態監視のための可搬型計装機器の配備等を計画しているとともに、重量物の落下により使用済燃料が影響を受けないよう燃料配置を変更する等の管理上の対応と合わせ安全を確保する。

また、高経年化対策として、プール水循環系ポンプの更新を計画している。

なお、使用済燃料貯蔵プールの水が喪失した際のリスク評価について添付資料-1-42に示す。

#### (2) ウラン製品貯蔵施設( $UO_3$ 、 $2UO_3$ 、 $3UO_3$ )(添付資料-1-18)

ウラン貯蔵所( $UO_3$ )、第二ウラン貯蔵所( $2UO_3$ )及び第三ウラン貯蔵所( $3UO_3$ )においては、当面ウラン製品の貯蔵管理を継続する。また、工程洗浄に伴い回収するウラン製品を第三ウラン貯蔵所( $3UO_3$ )に受け入れる。

分離精製工場(MP)における工程洗浄後に、ウラン製品の一元管理の観点から、ウラン貯蔵所( $UO_3$ )及び第二ウラン貯蔵所( $2UO_3$ )のウラン製品を第三ウラン貯蔵所( $3UO_3$ )に集約するため、300kgの三酸化ウラン容器から500kgの三酸化ウラン容器への移し替えを実施する。

リスクに応じた安全確保対策として、建家の保有水平耐力確保のための耐震補強を実施する計画である。

また、高経年化対策として、第二ウラン貯蔵所( $2UO_3$ )、第三ウラン貯蔵所( $3UO_3$ )のクレーン等の整備を計画している。

#### (3) ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末貯蔵施設(PCDFの一部)(添付資料-1-16)

プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)の粉末貯蔵室については、プルトニウム燃料技術開発センターへの搬出が完了するまでの間、ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末の貯蔵を継続する。

#### 5-4 使用を継続する低レベル廃棄物の処理・貯蔵施設

使用を継続する低レベル廃棄物の処理・貯蔵施設のうち、廃棄物処理場(AAF)、第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)、第二スラッジ貯蔵場(LW2)、アスファルト固化処理施設(ASP)及び低放射性濃縮廃液貯蔵施設(LWSF)については、比較的放射能濃度の高い低放射性濃縮廃液を保管している。また、廃棄物処理場(AAF)、廃溶媒処理技術開発施設(ST)、スラッジ貯蔵場(LW)及び廃溶媒貯蔵場(WS)については、廃溶媒を保管している。これらの施設のリスク評価について**添付資料-1-43**に示す。

##### (1) 第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設(2HASWS) (**添付資料-1-19**)

各施設から発生する高放射性固体廃棄物の受入れ、貯蔵管理を継続する。

高経年化対策として、ハル缶貯蔵プール水冷凍機の更新、クレーン操作制御装置の更新、建家屋上部の防水塗装工事等を計画している。

##### (2) 低放射性廃液処理施設・焼却施設(AAF、E、Z、C、IF、ST)

###### ① 廃棄物処理場(AAF) (**添付資料-1-20**)

各施設から発生する低放射性廃液の受入れ・処理(蒸発濃縮、ろ過)、低放射性濃縮廃液・廃溶媒の貯蔵管理を継続する。また、廃溶媒処理技術開発施設(ST)の運転に合わせて廃溶媒処理技術開発施設(ST)に廃溶媒を移送する。

各施設から発生する低放射性固体廃棄物を受け入れ、処理を継続する。受け入れた廃棄物のうち、焼却可能な廃棄物は焼却するまでの間、施設内で一時保管し焼却施設(IF)に払い出す。焼却しない廃棄物は、ドラム缶等に封入し、低放射性固体廃棄物の貯蔵施設(第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS)、第二低放射性固体廃棄物貯蔵場(2LASWS))に払い出す。

リスクに応じた安全確保対策として、建家の保有水平耐力確保のための耐震補強を実施する計画である。

また、高経年化対策として、制御盤の更新、低放射性廃液の移送・攪拌用ポンプの更新、槽類換気系ダクトの更新等を計画している。

###### ② 第二低放射性廃液蒸発処理施設(E) (**添付資料-1-21**)

低放射性廃液の処理(蒸発濃縮)を継続する。

高経年化対策として、屋外ユーティリティ配管及びサポート類の更新を計画している。

③ 第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z) (添付資料-1-22)

各施設から発生する低放射性廃液、廃棄物処理場(AAF)及び第二低放射性廃液蒸発処理施設(E)からの処理済廃液の受入れ・処理(蒸発濃縮、中和)、低放射性濃縮廃液の貯蔵管理を継続する。

高経年化対策として、蒸気圧力調整弁の更新及び工程制御装置(DCS)の更新を計画している。

④ 放出廃液油分除去施設(C) (添付資料-1-23)

分離精製工場(MP)から発生する蒸気凝縮水、第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)からの処理済廃液の受入れ・処理(油分除去)、海洋放出、スラッジ・廃活性炭の貯蔵管理を継続する。

リスクに応じた安全確保対策として、建家の保有水平耐力確保のための耐震補強を実施する計画である。

また、高経年化対策として、工程制御装置(DCS)の更新を計画している。

⑤ 焼却施設(IF) (添付資料-1-24)

各施設から発生する可燃性及び難燃性(ゴム製RI手袋)の低放射性固体廃棄物、放出廃液油分除去施設(C)から発生する廃活性炭及び廃溶媒処理技術開発施設(ST)で精製された回収ドデカンを焼却処理する。

高経年化対策として、燃料供給配管のサポート類の更新、制御盤の更新、排風機の更新等を計画している。

⑥ 廃溶媒処理技術開発施設(ST) (添付資料-1-25)

現在保有しているリン酸廃液を低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)においてセメント固化した上で、廃棄物処理場(AAF)、スラッジ貯蔵場(LW)及び廃溶媒貯蔵場(WS)から廃溶媒を受け入れ、廃溶媒の処理を再開する。

高経年化対策として、固化系制御盤の更新、屋外ユーティリティ配管及びサポート類の更新、水噴霧消火設備用電磁弁の更新等を計画している。

(3) 低放射性廃液・固体廃棄物貯蔵施設

(LW、LW2、WS、ASP、LWSF、AS1、AS2、1LASWS、2LASWS)

① スラッジ貯蔵場(LW) (添付資料-1-26)

廃棄物処理場(AAF)から発生するスラッジの受入れ・貯蔵管理、廃溶媒の貯蔵管理を継続する。また、廃溶媒処理技術開発施設(ST)の運転

に合わせて廃溶媒処理技術開発施設(ST)に廃溶媒を移送する。

高経年化対策として、廃溶媒移送配管システムの更新、屋外ユーティリティ配管及びサポート類の更新を計画している。

② 第二スラッジ貯蔵場(LW2) (添付資料-1-27)

廃棄物処理場(AAF)から発生するスラッジの受入れ・貯蔵管理、低放射性濃縮廃液の貯蔵管理を継続する。

高経年化対策として、屋外ユーティリティ配管及びサポート類の更新を計画している。

③ 廃溶媒貯蔵場(WS) (添付資料-1-28)

廃溶媒の貯蔵管理を継続する。また、廃溶媒処理技術開発施設(ST)の運転に合わせて廃溶媒処理技術開発施設(ST)に廃溶媒を移送する。

④ アスファルト固化処理施設(ASP) (添付資料-1-29)

平成9年以降、アスファルト固化処理は行わないこととしており、低放射性濃縮廃液の貯蔵管理を継続する。

リスクに応じた安全確保対策として、建家の保有水平耐力確保のための耐震補強を実施する計画である。

また、高経年化対策として、建家屋上部の防水塗装工事、浄水配管の更新等を計画している。

⑤ 低放射性濃縮廃液貯蔵施設(LWSF) (添付資料-1-30)

廃棄物処理場(AAF)及び第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)からの低放射性濃縮廃液の受入れ・貯蔵管理及びリン酸廃液の貯蔵管理を継続する。また、低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の運転開始に合わせてリン酸廃液を低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)に移送するとともに、廃溶媒処理技術開発施設(ST)からリン酸廃液を受け入れる。

⑥ アスファルト固化体貯蔵施設(AS1) (添付資料-1-31)

アスファルト固化体及びプラスチック固化体の貯蔵管理を継続する。また、廃溶媒処理技術開発施設(ST)の運転再開に伴い、プラスチック固化体の受入れを再開する。

高経年化対策として、遠隔搬送設備用救援装置制御系の更新、建家屋上部の防水塗装工事、遠隔搬送設備位置検知装置の更新等を計画している。

⑦ 第二アスファルト固化体貯蔵施設(AS2) (添付資料-1-32)

アスファルト固化体、プラスチック固化体等の貯蔵管理を継続する。また、廃溶媒処理技術開発施設(ST)の運転再開に伴い、プラスチック固化体の受入れを再開するとともに、低放射性廃棄物処理技術開発施設

設(LWTF)の運転開始後、セメント固化体を受け入れる。

高経年化対策として、水噴霧消火設備の整備、建家屋上部の防水塗装工事、受入搬送設備用シーケンサの更新等を計画している。

⑧ 第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS) (添付資料-1-33)

各施設から発生する低放射性固体廃棄物の受入れ及び貯蔵管理を継続する。また、施設内に保管している難燃性固体廃棄物を焼却施設(IF)又は低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)にて焼却処理するため、廃棄物処理場(AAF)へ搬出する。

高経年化対策として、固体廃棄物貯蔵用エレベータ制御盤の更新、換気系運転制御盤の更新、建家屋上部の防水塗装工事等を計画している。

⑨ 第二低放射性固体廃棄物貯蔵場(2LASWS) (添付資料-1-34)

各施設から発生する低放射性固体廃棄物の受入れ及び貯蔵管理を継続する。また、施設内に保管している難燃性固体廃棄物を焼却施設(IF)又は低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)にて焼却処理するため、廃棄物処理場(AAF)へ搬出する。

高経年化対策として、固体廃棄物貯蔵用エレベータ制御盤の更新、建家屋上部の防水塗装工事等を計画している。

## 5-5 その他の使用を継続する施設

### (1) 分析所(CB)、除染場(DS)、主排気筒、第一付属排気筒、第二付属排気筒、アクティブトレンチ

#### ① 分析所(CB) (添付資料-1-35)

各施設から採取された放射性試料の分析、各施設の放射線管理、管理区域内作業衣の洗濯、ユーティリティ供給を継続する。小型試験設備については、廃止措置の技術開発における使用状況に応じて順次運用を終了する計画である。

リスクに応じた安全確保対策として、建家の保有水平耐力確保のための耐震補強を実施する計画である。

また、高経年化対策として、分析装置の補修及び設備更新、動力分電盤等の更新を計画している。

#### ② 除染場(DS) (添付資料-1-36)

各施設の機器の保守に伴う除染を継続する。

リスクに応じた安全確保対策として、建家の保有水平耐力確保のための耐震補強を実施する計画である。

#### ③ 主排気筒、第一付属排気筒、第二付属排気筒 (添付資料-1-37)

各施設の廃気の排出を継続する。

主排気筒及び第二付属排気筒については新規制基準を踏まえた安全対策として耐震補強を計画している。

また、高経年化対策として、主排気筒ダクトの更新を計画している。

#### ④ アクティブトレンチ(添付資料-1-38)

アクティブトレンチ内の配管については低放射性廃液及び高放射性廃液の移送を継続する。

高放射性廃液貯蔵場(HAW)からガラス固化技術開発施設(TVF)への高放射性廃液移送配管を収納するアクティブトレンチについては、新規制基準を踏まえた安全対策として地盤補強を計画している。

### 5-6 廃棄物処理等に必要な新規施設の整備計画

#### (1) 高線量系固体廃棄物廃棄体化施設(HWTF-2)

高線量系固体廃棄物廃棄体化施設(HWTF-2)は、再処理施設から発生する高放射性固体廃棄物を中心に、原子力科学研究所の高線量圧縮体保管体等の統合処理も視野に入れて廃棄体化処理を行う施設であり、第5期中長期目標期間以降の整備を計画している。施設は遠隔操作を基本とし、分別、焼却、圧縮、空隙充てん、非破壊放射能測定、廃棄体検査等の機能を想定している。処分場立地の状況や処分規制制度の整備状況を勘案して、第5期中長期目標期間の初め頃を目途に施設の検討を始める。

#### (2) 低線量系固体廃棄物廃棄体化施設(TWTF)

低線量系固体廃棄物廃棄体化施設(TWTF)は、低線量TRU固体廃棄物、U系廃棄物等の廃棄体化処理を行う施設であり、第5期中長期目標期間以降の整備を計画している。施設は、グローブボックス又はフードでの操作を基本とし、分別、圧縮、モルタル充てん、セメント混練、非破壊放射能測定、廃棄体検査等の機能を想定している。処分場立地の状況や処分規制制度の整備状況を勘案して、第4期中長期目標期間の初め頃を目途に施設の概念検討を始め、これに引き続き施設の設計及び許認可申請を行う。

### 5-7 費用及び資金

東海再処理施設の廃止措置に係るリスク低減の取組や新規制基準を踏まえた対応、高経年化対策、施設の運転・維持管理等を行うに当たり必要な費用は、エネルギー対策特別会計運営費交付金(電源開発促進勘定・電源利用対策運営費交付金)、エネルギー対策特別会計施設整備費補助金(電源開発促進勘定・電源利用対策施設整備費補助金)、電力負担金等によ

り充当することを検討している。当面 10 年間の計画に必要な費用を添付資料-1-39 に示す。

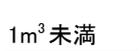
## 6. まとめ

- (1) 東海再処理施設の廃止に向けた計画を現時点で見通せる範囲でまとめた。
- (2) 廃止措置の全体計画として、管理区域解除までの約 70 年間の工程の概要を示した。また、今後 10 年程度の計画をできるだけ具体的に示した。
- (3) 当面は、リスクの早期低減のため、保有する液体状の放射性廃棄物の固化処理を優先的に進める。また、先行して使用を取りやめる分離精製工場 (MP) 等の除染等を進め、リスクの低減を図る。機器の解体等は、10 年後以降に着手するが、これらの計画は廃止措置の進捗を評価・管理しながら継続的かつ段階的に修正・具体化していく。
- (4) 廃止措置の実施に必要な資源規模の大きさと期間の長さを踏まえ、機構本部に強力な管理体制を構築する。また、施設現場においても廃止措置に特化した体制に移行するとともに、知識の継続、専門能力の維持・向上等に配慮し、専門要員を計画的に養成・確保していく。
- (5) この廃止措置は、我が国における大型核燃料施設として初のもので、核燃料サイクル確立の観点からも重要な役割を果たすものであり、将来の核燃料施設の廃止措置に対して技術的知見、経験を反映できるよう蓄積していく。
- (6) 今後、海外の先行知見等の調査や廃止措置に係る国内外の専門家の意見も反映し本計画の精度を高め、これを踏まえ平成 29 年度には再処理事業規則第 19 条の 5 に基づき廃止措置計画を作成し認可申請する計画である。

以上

No.	建家名	工程名	物質の性状 (状態)	保有量	主な管理方法	リスク・脆弱性 (課題)	今後の対応
1	分離精製工場 (MP)	受入・貯蔵	使用済燃料集合体 (プールに貯蔵)	ATR-UO <sub>2</sub> : 112 体(17t) ATR-MOX: 153 体(23t)	・貯蔵プールの冷却温度 ・液位	使用済燃料は十分冷却されている。廃止措置を進めるには、搬出する必要がある。	海外再処理を含め搬出を検討中。
		せん断	使用済燃料せん断粉末(通常の再処理の運転終了後にせん断機・分配器内部及びセル床面に滞留するもの)	 (推定)	・負圧	回収する必要がある。	機器の分解清掃等により残存するせん断粉末を回収する。本作業は、セル床の清掃及び分配器及びせん断機の分解清掃を、平成 28 年 8 月から平成 29 年 2 月の予定で順次進め、回収したせん断粉末を同セル内に保管する。なお、化学処理工程の工程洗浄時に、工程内に残存する核燃料物質とともに分離回収すること(工程洗浄)を検討中。
		溶解 清澄・調整	洗浄液 (通常の再処理の運転終了後に機器内に滞留するもの)	約 2m <sup>3</sup>  約 2 × 10 <sup>14</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・漏えい検知	同上	化学処理工程の工程洗浄の際に、工程内に残存する核燃料物質を分離回収することを検討中。
		抽出 (酸回収、リワーク等を含む)		約 11m <sup>3</sup>  約 9 × 10 <sup>13</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs 等)			
Pu 濃縮	1m <sup>3</sup> 未満 						

No.	建家名	工程名	物質の性状 (状態)	保有量	主な管理方法	リスク・脆弱性 (課題)	今後の対応
1 (続き)	分離精製工場 (MP)	Pu 製品貯蔵	プルトニウム溶液 (貯槽に溶液として保有)	約 1m <sup>3</sup> [ ] 注1	・液位 ・温度 ・水素掃気用空気流量 ・臨界形状 ・負圧 ・漏えい検知	溶液状態では崩壊熱除去及び水素掃気の継続的な管理が必要。	注 1:平成 26 年 4 月に開始した Pu 溶液の固化・安定化処理に伴う移送を平成 28 年 5 月に終了。なお、今後は工程洗浄に伴い分離・精製工程から押し出されてくる Pu を含む洗浄液を PCDF(No.3)へ移送する。
		U 溶液濃縮・試薬調整	ウラン溶液 (貯槽に溶液として保有)	約 10m <sup>3</sup> [ ]	・液位 ・漏えい検知 又は目視点検	-	工程洗浄の際に、保有しているウラン溶液を脱硝工程へ移送しウラン粉末とする。
		U 脱硝	ウラン粉末 (UO <sub>3</sub> 粉末として貯蔵容器に収納)	3 本 [ ]	・臨界形状	-	-
		高放射性廃液貯蔵	高放射性廃液 (貯槽に溶液として保有)	濃縮液(希釈廃液): 約 24m <sup>3</sup> 約 5×10 <sup>16</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs 等) 未濃縮液: 約 26m <sup>3</sup> 約 3×10 <sup>16</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・温度 ・水素掃気用空気流量 ・負圧 ・漏えい検知	溶液状態では崩壊熱除去及び水素掃気の継続的な管理が必要。	今後、HAW(No.5)へ送液。
		溶媒回収	溶媒 (貯槽に溶液として保有)	約 8m <sup>3</sup> [ ]	・液位 ・セル内水噴霧消火設備	可燃物を保有。	工程洗浄後、ST(No.14)に払い出す。
		-	ヨウ素フィルタ (AgX)(保管容器に保管)	29 基 主要核種: FP( <sup>129</sup> I)	・外観目視	-	-
2	ウラン脱硝施設(DN)	U 濃縮・脱硝	ウラン溶液 (貯槽に溶液として保有)	約 8m <sup>3</sup> [ ]	・液位 ・漏えい検知	-	工程洗浄の際に、保有しているウラン溶液を脱硝し、ウラン粉末とする。

No.	建家名	工程名	物質の性状 (状態)	保有量	主な管理方法	リスク・脆弱性 (課題)	今後の対応
3	プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	受入・混合	ウラン溶液 (貯槽に溶液として保有)	1m <sup>3</sup> 未満  注2	・液位 ・漏えい検知 又は目視点検	-	注2:平成26年4月に開始したPu溶液の固化・安定化処理を平成28年7月に終了。なお、今後は工程洗浄に伴い分離精製工場から押し出されてくるPuを含む洗浄液のMOX粉末化を行う。その後、施設の廃止に向け設備機器内の滞留粉回収を含む系統除染を実施予定。
			プルトニウム溶液 (貯槽に溶液として保有)	1m <sup>3</sup> 未満  注2	・液位 ・温度 ・水素掃気用 空気流量	溶液状態では崩壊熱除去及び水素掃気の継続的な管理が必要。	
			Pu-U混合溶液 (貯槽に溶液として保有)	1m <sup>3</sup> 未満  注2	・臨界形状 ・負圧 ・漏えい検知		
		廃液処理	スラッジ(中和沈殿焙焼体を貯蔵容器に収納して保有)	約11kg 	・貯蔵量 ・冷却風量	-	-
			スラッジ(凝集沈殿焙焼体を容器に密封して保有)	約440kg 	・外観 ・員数	-	-
		粉末貯蔵	MOX粉末 (貯蔵容器に収納し貯蔵ホールに貯蔵)		・貯蔵量 ・冷却風量	-	プルトニウム燃料施設への払出しを継続。
スクラップ粉末 (貯蔵容器に収納し貯蔵ホールに貯蔵)			・臨界形状	-	プルトニウム燃料施設への払出しを検討。		
4	クリプトン回収技術開発施設 (Kr)	クリプトン貯蔵	クリプトンガス (クリプトンガスを貯蔵シリンダで貯蔵)	シリンダ4本、 約3Nm <sup>3</sup> 約1×10 <sup>15</sup> Bq 主要核種:FP ( <sup>85</sup> Kr)	・クリプトンガス モニタによる 漏えい検知	気体状の放射性物質を圧縮貯蔵している。	クリプトンガスを管理しながら安全に放出する。
5	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	高放射性廃液貯蔵	高放射性廃液 (貯槽に溶液として保有)	約370m <sup>3</sup> 約4×10 <sup>18</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs等)	・液位 ・冷却温度 ・水素掃気用 空気流量 ・負圧 ・漏えい検知	溶液状態では崩壊熱除去及び水素掃気の継続的な管理が必要。	TVFへの高放射性廃液の固化安定化に伴う移送を継続する。 (約12.5年要する見込み)

No.	建家名	工程名	物質の性状 (状態)	保有量	主な管理方法	リスク・脆弱性 (課題)	今後の対応
6	ガラス固化 技術開発 施設(TVF)	高放射性 廃液濃 縮、ガラス 溶融	高放射性廃液 (貯槽に溶液として 保有)	約 9m <sup>3</sup> 約 8 × 10 <sup>16</sup> Bq 主 要 核 種 : FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・温度 ・水素掃気用空 気流量 ・負圧 ・漏えい検知	溶液状態では 崩壊熱除去及 び水素掃気の 継続的な管理 が必要。	高放射性廃液の固 化安定化を継続す る。 (約 12.5 年要する見 込み)
		ガラス固 化体 保管	ガラス固化体 (保管ピットに保管)	250 本(H28 年 3 月 9 日現在) 約 2 × 10 <sup>18</sup> Bq 主 要 核 種 : FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・ピット冷却風 量 ・ピット冷却排 気温度 ・排気中の放射 能濃度	現在の貯蔵能 力は 420 本であ り、H32 年頃に 満杯。	地元の了解を前提に H31 年頃までに貯蔵 能力を 420 本から 630 本に増強すると もに更なる増強につ いて検討。
		-	ヨウ素フィルタ (AgX)(保管容器に 保管)	6 基 主要核種:FP( <sup>129</sup> I)	・外観目視	-	-
7	高放射性 固体廃棄 物貯蔵庫 (HASWS)	高放射性 固体廃棄 物貯蔵	高放射性 固体廃棄物 (ハル貯蔵庫:ハル 缶、フィルタ類を水 中貯蔵) (予備貯蔵庫:分析 廃棄物用容器をセ ル内貯蔵)	約 4,300 本 <sup>※1</sup> (開口部線量率) ハル貯蔵庫: 約 0.4mSv/h 予備貯蔵庫: 約 7mSv/h 主 要 核 種 : FP( <sup>137</sup> Cs 等)	ハル貯蔵庫: ・液位 ・セル内温度 予備貯蔵庫: ・排気温度	廃棄物の取出 しが考慮されて いない貯蔵状 態。	新たに取出し建家を 設け廃棄物の取出し 装置を設置。取り出 した廃棄物を将来施 設で貯蔵予定。
8	第二高放射 性固体廃棄 物貯蔵施設 (2HASWS)	高放射性 固体廃棄 物貯蔵	高放射性 固体廃棄物 (湿式貯蔵セル:貯 蔵ラックにて標準ド ラム等を水中貯蔵) (乾式貯蔵セル:貯 蔵ラックにて標準ド ラム等をセル内貯 蔵)	約 2,500 本 <sup>※1</sup> 主 要 核 種 : FP( <sup>137</sup> Cs 等)	湿式貯蔵セル: ・液位 ・液温度 乾式貯蔵セル: ・漏えい検知	-	-

※1 ドラム缶(200L)換算

No.	建家名	工程名	物質の性状 (状態)	保有量	主な管理方法	リスク・脆弱性 (課題)	今後の対応
9-1	廃棄物処理場 (AAF)	低放射性廃液蒸発濃縮処理	低放射性濃縮廃液 (貯槽に溶液として保有)	約 540m <sup>3</sup> ~10 <sup>13</sup> Bq 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・漏えい検知	H40 年代中頃 満杯になる見込み。	LWTF(液体系)にて 改造、竣工させ、セメント 固化処理する。
			低放射性廃液 (貯槽等に溶液として保有)	約 650m <sup>3</sup> ~10 <sup>11</sup> Bq 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)			
			廃溶媒 (貯槽に溶液として保有)	約 15m <sup>3</sup> ~10 <sup>9</sup> Bq 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・温度 ・漏えい検知 ・機器内炭酸ガス 消火設備	可燃物を保有。	ST(No.14)に払い出す。
		低放射性固体廃棄物の 受入れ、処理、仕分け	低放射性固体廃棄物 (カートンボックス、 袋に収納し保管)	約 24t ~10 <sup>10</sup> Bq 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・外観目視	-	-
		-	ヨウ素フィルタ (AgX) (保管容器に保管)	28 基 主要核種： FP( <sup>129</sup> I)	・外観目視	-	-
-	ヨウ素フィルタ(活性炭) (保管容器に保管)	3 基 主要核種： FP( <sup>129</sup> I)					
9-2	第二低放射性 廃液蒸発処理 施設(E)	低放射性廃液蒸発濃縮 処理	低放射性廃液 (貯槽等に溶液として保有)	約 6m <sup>3</sup> ~10 <sup>5</sup> Bq 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・漏えい検知	-	-
9-3	第三低放射性 廃液蒸発処理 施設(Z)	低放射性廃液蒸発濃縮 処理	低放射性廃液 (貯槽等に溶液として保有)	約 200m <sup>3</sup> ~10 <sup>7</sup> Bq 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・漏えい検知	-	-
			低放射性濃縮廃液 (貯槽に溶液として保有)	約 800m <sup>3</sup> ~10 <sup>10</sup> Bq 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)			

No.	建家名	工程名	物質の性状 (状態)	保有量	主な管理方法	リスク・脆弱性 (課題)	今後の対応
9-4	放出廃液油分 除去施設(C)	油分除去処理	低放射性廃液 (貯槽に溶液として保 有)	約 1200m <sup>3</sup> ~10 <sup>10</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>3</sup> H 等)	・液位 ・漏えい検知	-	-
			廃活性炭 (貯槽に液中保管)	約 90m <sup>3</sup> ~10 <sup>9</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・界面 ・漏えい検知	-	-
			スラッジ (貯槽に沈殿物として保 有)	約 3m <sup>3</sup> ~10 <sup>6</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・界面 ・漏えい検知	-	-
10 -1	スラッジ貯蔵場 (LW)	スラッジ貯蔵	化学スラッジ (貯槽に沈殿物として 保有)	約 290m <sup>3</sup> ~10 <sup>8</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・漏えい検知	-	-
		廃溶媒貯蔵	廃溶媒 (貯槽に溶液として保 有)	約 30m <sup>3</sup> ~10 <sup>9</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・温度 ・漏えい検知 ・機器内炭酸ガス 消火設備	可燃物を保有。	ST (No.14)に払 い出す。
10 -2	第二スラッジ貯 蔵場(LW2)	スラッジ貯蔵	化学スラッジ (貯槽に沈殿物として 保有)	約 870m <sup>3</sup> ~10 <sup>8</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位	-	-
		低放射性濃 縮廃液貯蔵	低放射性濃縮廃液 (貯槽に溶液として保 有)	約 580m <sup>3</sup> ~10 <sup>12</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・漏えい検知	H40 年代中頃 満杯になる見 込み。	LWTF(液体系) にて改造、竣工 させ、セメント固 化処理する。
11	廃溶媒貯蔵場 (WS)	廃溶媒貯蔵	廃溶媒 (貯槽に溶液として保 有)	約 60m <sup>3</sup> ~10 <sup>9</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・温度 ・漏えい検知 ・機器内炭酸ガス 消火設備	可燃物を保有。	ST (No.14)に払 い出す。

No.	建家名	工程名	物質の性状 (状態)	保有量	主な管理方法	リスク・脆弱性 (課題)	今後の対応
12	低放射性濃縮 廃液貯蔵施設 (LWSF)	低放射 性 濃縮 廃液 貯蔵	低放射性濃縮廃液(貯 槽に溶液として保有)	約 1030m <sup>3</sup> ~10 <sup>13</sup> Bq 主 要 核 種 : FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・漏えい検知	H40 年代中 頃満杯にな る見込み。  -	LWTF(液体系) にて改造、竣工 させ、セメント固 化処理する。
			低放射性廃液(リン酸) (貯槽に溶液として保 有)	約 20m <sup>3</sup> ~10 <sup>11</sup> Bq 主 要 核 種 : FP( <sup>137</sup> Cs 等)			
13	アスファルト固 化処理施設 (ASP)	低放射 性 濃縮 廃液 貯蔵	低放射性濃縮廃液 (貯槽に溶液として保 有)	約 100m <sup>3</sup> ~10 <sup>12</sup> Bq 主 要 核 種 : FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・漏えい検知	-	LWTF(液体系) にて改造、竣工 させ、セメント固 化処理する。
14	廃溶媒処理技 術開発施設 (ST)	廃溶媒固 化処理	廃溶媒 (貯槽に溶液として保 有)	約 30m <sup>3</sup> ~10 <sup>9</sup> Bq 主 要 核 種 : FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・温度 ・漏えい検知 ・機器内炭酸ガ ス消火設備	可燃物を保 有。	LWTF にてリン 酸廃液を処理 し、STで廃溶 媒を固化する。
15	焼却施設(IF)	焼却	可燃性固体廃棄物 (カートンボックス、袋 に収納し保管)	約 1600kg ~10 <sup>9</sup> Bq 主 要 核 種 : FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・外観目視	-	-
			工程内焼却灰 (炉内等に保有)	焼却炉内: 約 120kg 焼却灰受槽: 約 0.5m <sup>3</sup> 焼却灰貯槽: 約 0.2m <sup>3</sup> ~10 <sup>8</sup> Bq 主 要 核 種 : FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・槽内温度	-	-
			希釈剤 (貯槽に溶液として保 有)	約 0.2m <sup>3</sup> <8 × 10 <sup>5</sup> Bq 主要核種:FP(-)	・液位 ・排気温度 ・機器内炭酸ガ ス消火設備	-	-
			廃活性炭 (貯槽に液中保管)	約 640kg ~10 <sup>7</sup> Bq 主 要 核 種 : FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・排気温度	-	-

No.	建家名	工程名	物質の性状 (状態)	保有量	主な管理方法	リスク・脆弱性 (課題)	今後の対応
16-1	第一低放射性 固体廃棄物貯 蔵場(1LASWS)	低放射性固体 廃棄物貯蔵	不燃 (ドラム缶、コンテナ に収納し保管)	約 27,000 本 <sup>※1</sup> 受入れ時ドラム 缶表面線量率 <2mSv/h 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・外観目視	H30 年代後半 に満杯になる 見込み。	LWTF(固体系) にて改造・竣工 させ、焼却処理 する。
			可燃 (ドラム缶、コンテナ に収納し保管)	約 6,000 本 <sup>※1</sup> 受入れ時ドラム 缶表面線量率 <2mSv/h 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)			
16-2	第二低放射性 固体廃棄物貯 蔵場(2LASWS)	低放射性固体 廃棄物貯蔵	不燃 (ドラム缶、コンテナ に収納し保管)	約 10,000 本 <sup>※1</sup> 受入れ時ドラム 缶表面線量率 <2mSv/h 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・外観目視	H30 年代後半 に満杯になる 見込み。	LWTF(固体系) にて改造・竣工 させ、焼却処理 する。
			可燃 (ドラム缶、コンテナ に収納し保管)	約 1,400 本 <sup>※1</sup> 受入れ時ドラム 缶表面線量率 <2mSv/h 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)			
17-1	アスファルト固 体化体貯蔵施設 (AS1)	低放射性固体 廃棄物貯蔵	・アスファルト固化体 ・PVC 固化体 ・エポキシ固化体 (ドラム缶に収納し 保管)	約 15,000 本 ~10 <sup>14</sup> Bq 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・セル内カメラ による監視	-	-
17-2	第二アスファ ルト固化体貯 蔵施設(AS2)	低放射性固体 廃棄物貯蔵	・アスファルト固化体 ・エポキシ固化体 ・シリカゲル、汚泥 (ドラム缶に収納し保 管)	約 17,000 本 ~10 <sup>14</sup> Bq 主要核種： FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・水噴霧消火設 備	-	-

※1 ドラム缶(200L)換算

添付資料 - 1 - 1 各施設における放射性物質等の保有状況、課題及び今後の対応 (9/9)

(平成 28 年 1 月 31 日時点)

No.	建家名	工程名	物質の性状 (状態)	保有量	主な管理方法	リスク・脆弱性 (課題)	今後の対応
18-1	ウラン貯蔵所 (UO <sub>3</sub> )	U 製品貯蔵	ウラン粉末 (UO <sub>3</sub> 粉末として貯蔵 容器に収納し貯蔵)	238 本 [ ]	・臨界形状 (床置き保管)	-	-
18-2	第二ウラン貯蔵所(2UO <sub>3</sub> )			1828 本 [ ]	・臨界形状 (ラック式保管)	-	
18-3	第三ウラン貯蔵所(3UO <sub>3</sub> )			585 本 [ ]	・臨界形状 (ピット式保管)	-	
19	分析所(OB)	分析	分析試料(U) (試料容器に収納し 保管)	[ ]	・質量 ・試料容器の 外観目視	-	保有している 分析試料等 を工程洗浄 の際に処理 する。
			分析試料(Pu) (試料容器に収納し 保管)	[ ]			
			分析廃液 (貯槽に溶液として保 有)	約 10m <sup>3</sup> 約 4 × 10 <sup>12</sup> Bq 主要核種: FP( <sup>137</sup> Cs 等)	・液位 ・漏えい検知	-	

添付資料 - 1 - 2 リスク評価結果

1. 使用済燃料（プール水喪失時）

分離精製工場 (MP) 貯蔵プール	温度評価	評価条件
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建家外表面からの放熱を考慮</li> <li>・ 総発熱量とホール内空気の平衡温度を評価</li> <li>・ ホール内空気中で自然対流熱伝達での水密コンテナの放熱量が使用済燃料の最大発熱量とつり合う水密コンテナ表面温度を評価</li> <li>・ 水密コンテナ表面温度、構成材の熱伝導率等から使用済燃料の温度を評価</li> </ul>
		評価結果
		被覆管の平衡温度、使用済燃料の平衡温度は約 110℃以下となり、燃料損傷に至らない
	周辺公衆への影響評価	評価条件
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ クレーンホール建家、燃料貯蔵バスケット配置形状をモデル化</li> <li>・ 線源強度は現状貯蔵している使用済燃料 265 体として設定</li> <li>・ 点減衰核計算コード (QAD-CGGP2R) 及び一回散乱法コード (G33-GP2R) を用いて解析を実施</li> </ul>
		評価結果
		敷地境界で人の居住の可能性のあるエリアの最大実効線量は約 4 $\mu$ Sv/h (西方向)、敷地境界の最大実効線量は約 36 $\mu$ Sv/h (北東)
	臨界安全評価	評価条件
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料種類：UO<sub>2</sub>燃料、MOX-B 燃料</li> <li>・ 燃料貯蔵バスケット (3 種) による使用済燃料の面間距離を考慮した無限配列モデル</li> <li>・ プール水位 (使用済燃料の水没高さ) をパラメータとして解析</li> <li>・ 臨界安全解析コードシステム (SCALE4. 4a) を用いて実効増倍率 (<math>k_{\text{eff}}+3\sigma</math>) を評価</li> </ul>		
評価結果		
	実効増倍率 ( $k_{\text{eff}}+3\sigma$ ) が約 0.87 で最大となり、未臨界の判断基準 ( $\leq 0.95$ ) を下回る	

## 2. 高放射性固体廃棄物（遮へい機能損傷）

高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)  第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)	周辺公衆への影響評価	評価条件
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 保守的に損傷を考慮し、遮へい体の減衰率として <math>10^{-1}</math> を設定</li> <li>・ 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</li> <li>・ 直接 <math>\gamma</math> 線は QAD-CGGP2R、スロイン <math>\gamma</math> 線は QAD-CGGP2R 及び G33-GP2 を用いて算出</li> <li>・ 被ばく経路は、直接 <math>\gamma</math> 線及びスロイン <math>\gamma</math> 線を考慮。地下の線源は、土壌による遮へいを期待し、スロイン <math>\gamma</math> 線のみ考慮</li> </ul>
		評価結果
		人の居住する可能性のある西側敷地境界において、 $0.36 \mu\text{Sv/h}$ (HASWS) 及び $0.42 \mu\text{Sv/h}$ (2HASWS)

## 3. 比較的放射能濃度の高い液体廃棄物（漏えい）

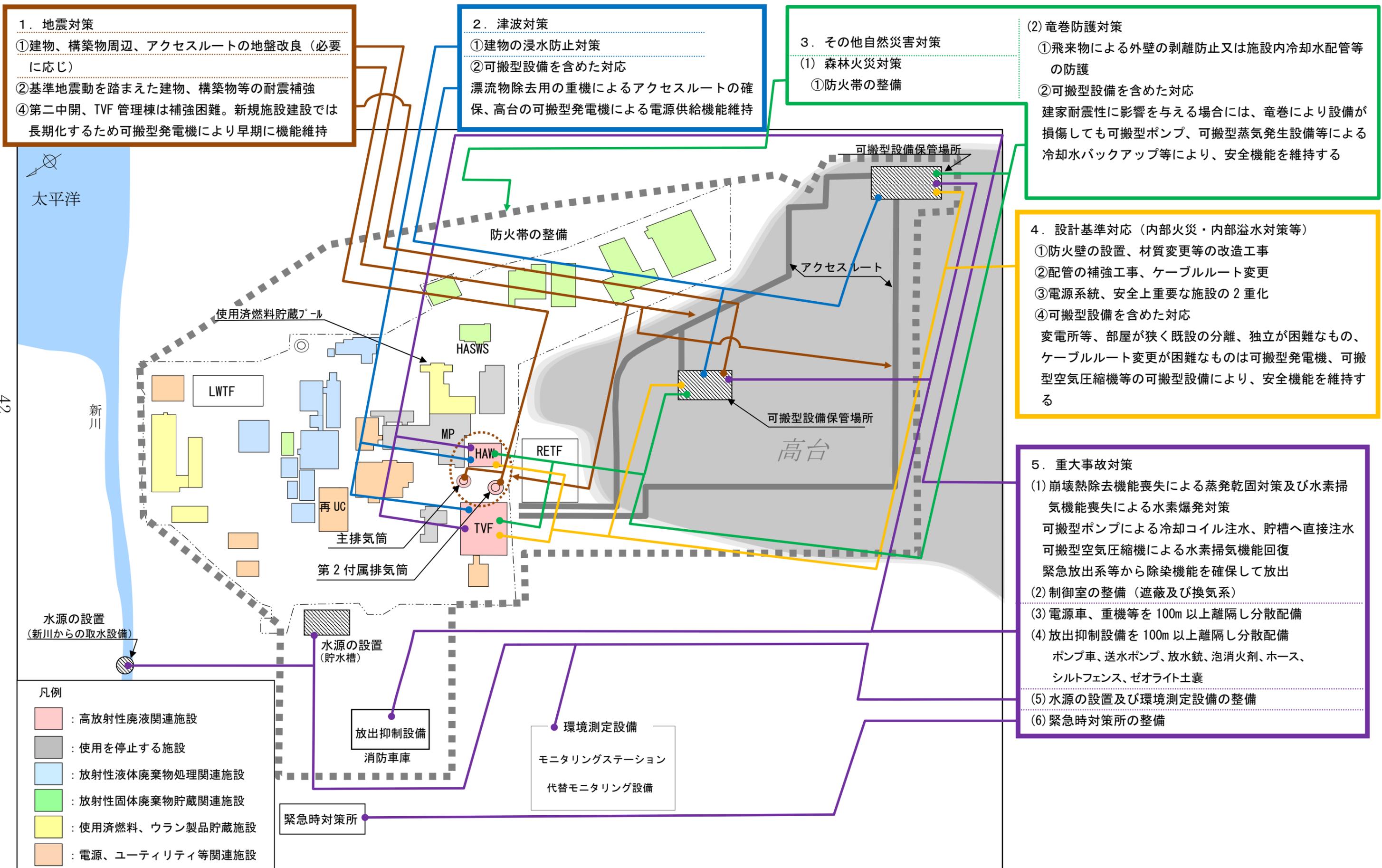
廃棄物処理場 (AAF)  第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z)  第二スラッジ貯蔵場 (LW2)  アスファルト固化処理施設 (ASP)  低放射性濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF)	周辺公衆への影響評価	評価条件
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放出量：建家内に全量が漏えいし、気相へ移行（気相への移行率：<math>2.0 \times 10^{-5}</math>（ただし、希ガス、ハロゲン元素については1））</li> <li>・ 放出経路：排気筒を介さず、建家外へ放出（地上拡散）することを想定（建家の除染係数10を考慮）</li> <li>・ 被ばく経路：放射性雲による外部被ばく及び呼吸摂取に係る内部被ばくを考慮（実効放出時間：1時間）</li> </ul>
		評価結果(暫定)
		敷地境界外における線量(事象あたり) AAF : $3.2 \times 10^{-2} \text{mSv}$ Z : $3.1 \times 10^{-2} \text{mSv}$ LW2 : $2.4 \times 10^{-3} \text{mSv}$ ASP : $4.0 \times 10^{-3} \text{mSv}$ LWSF : $4.0 \times 10^{-2} \text{mSv}$

添付資料 - 1 - 3 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)の安全対策

※下表の全体概要図を、添付資料 - 1 - 4 に示す

施設名	地震対策	津波対策	その他自然災害対策	安重多重化・内部火災・内部溢水等対策	重大事故対策
共通事項	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 新規制基準に沿って基準地震動を策定する</li> <li>● 基準地震動を用いた耐震評価を行い、必要な耐震補強、改造工事を行うことを基本とする</li> <li>● なお、耐震補強及び改造工事が困難な施設については実行可能な代替策で安全確保を図る</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 新規制基準に沿って基準津波を策定する</li> <li>● 基準津波を用いて地震との重畳を考慮した浸水評価を行い、必要な浸水防護対策を行うことを基本とする</li> <li>● なお、補強及び改造工事が困難な施設については実行可能な代替策で安全確保を図る</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 新規制基準に沿って火山、竜巻、外部火災、航空機落下等の評価を行う</li> <li>● 例えば、竜巻については基準竜巻を策定し、基準竜巻を用いた竜巻影響評価を行い、必要な防護対策を行うことを基本とする</li> <li>● なお、補強及び改造工事が困難な施設については実行可能な代替策で安全確保を図る</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 新規制基準に沿って動的機器の単一故障を想定し、多重化の可否を確認する</li> <li>● 新規制基準に沿って内部火災・溢水等の評価を行う</li> <li>● 必要な多重化及び系統分離対策、防火対策、没水・被水対策を行うことを基本とする</li> <li>● なお、対策工事が困難な施設については実行可能な代替策で安全確保を図る</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 新規制基準に沿って重大事故を選定し、発生防止・拡大防止・影響緩和策の有効性を評価した上で、電源車、ポンプ車、放出抑制設備等の対処設備を整備する</li> <li>● HAW及びTVFにおいて該当する事象は、蒸発乾固及び水素爆発</li> <li>● 現有的高放射性廃液中で発生する水素は、実測濃度に基づく評価結果から水素濃度4%に到達するまで年単位の時間余裕があることから、最優先で対応する事故対策は蒸発乾固対策</li> </ul>
高放射性廃液貯蔵場【HAW】	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 建家は基準地震動に耐えられる見通し</li> <li>● 周辺地盤については、基準地震動による液状化が建家、トレンチ等に及ぼす影響を評価した上で、必要に応じて補強を行う</li> <li>● 上位波及の観点から主排気筒耐震補強を行う</li> <li>● 電源を供給する第二中間開閉所、蒸気及び水を供給する既存の設備は、基準地震動に対して基礎や地盤も含めて耐震性を確保できない見込みであることから、可搬型設備で対応する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 緊急安全対策として、TP+14.4m(想定している基準津波を上回る水位)まで浸水防止設備を設置している</li> <li>● 津波の影響等の評価(地震との重畳も考慮)に応じて、建家外壁等への対策等を検討する</li> <li>● 電源を供給する第二中間開閉所は、基準津波が襲来した場合に機能維持できない可能性があることから、高台に可搬型発電機を配備し、電源供給機能を維持する</li> <li>● 漂流物等により敷地内のアクセス性が低下した場合に備え、漂流物撤去用の重機を配備するとともに、複数のアクセスルートを確認する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 屋上の冷却設備を竜巻防護することが困難であることから、可搬型ポンプを配備し冷却機能を維持する</li> <li>● 竜巻飛来物対策として、大きな影響を及ぼすおそれのある飛来物候補に対し、移設や固縛等の対策を行い、建家の窓を閉止する</li> <li>● 航空機落下確率は、暫定評価により基準値を下回る見通し</li> <li>● 外部火災については、詳細評価を進め、防火帯の設置を検討する</li> </ul>	<p>【安重多重化】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 高放射性廃液の漏えい検知装置の動的部分を2重化し分離設置(計装ラック更新)あるいは可搬式設備による対応を検討</li> <li>● 制御盤更新による安重系の2系統化及び系統分離あるいは可搬式設備による対応を検討</li> <li>● 緊急用電源接続盤を2重化、分散設置</li> <li>● 冷却塔の動的部分(液位検知、冷却水供給弁の自動化)の2重化を検討</li> <li>● 回収装置駆動用蒸気の供給系統を2重化(可搬式蒸気発生設備の設置予定)</li> </ul> <p>【内部火災対策】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 既存の動力分電盤及び潤滑油保有量の多い計装用空気圧縮機を耐火壁等で隔離を検討</li> <li>● 安全系ケーブルの2重化及び系統分離あるいは可搬式設備による対応を検討</li> </ul> <p>【内部溢水対策】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 耐震B、Cクラスの冷却水配管等に対して必要に応じサポートを敷設</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● これまでに実施した緊急安全対策により、①移動式電源車から、冷却設備及び水素掃気設備への給電が可能、②ポンプ車から冷却設備への給水が可能、③可搬型空気圧縮機を用いた水素掃気が可能である</li> <li>● 事故時の制御室から現場へのアクセスルート及び作業場所の確保</li> <li>● 移動式発電機による給電のため緊急電源接続盤を複数設置</li> <li>● 放射性物質を含む水の海洋等への流出抑制設備としてゼオライト土嚢及びシルトフェンスを配備</li> <li>● 大型航空機テロによる影響を考慮し、保管場所の複数確保及び位置的分散を検討</li> <li>● 制御室の居住性の確保対策(熱、溢水、遮へい対策、循環換気)</li> <li>● 制御室から緊急時対策所への信号(プロセス、放管)の伝送、記録機能の分離・付加を検討</li> <li>● 緊急時の対応訓練を通して必要に応じ通信連絡設備を拡充</li> </ul>
ガラス固化技術開発施設【TVF】	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 開発棟は基準地震動に耐えられる見通し</li> <li>● 周辺地盤については、基準地震動による液状化が建家、トレンチ等に及ぼす影響を評価した上で、必要に応じて補強を行う</li> <li>● 第二付属排気筒の耐震補強を行う</li> <li>● トレンチの耐震性向上のため、必要に応じて周辺地盤の補強を行う</li> <li>● 電源を供給する第二中間開閉所及びTVF管理棟、蒸気及び水を供給する既存の設備は、基準地震動に対して基礎や地盤も含めて耐震性を確保できない見込みであることから、可搬型設備で対応する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 緊急安全対策として、TP+14.4m(想定している基準津波を上回る水位)まで浸水防止設備を設置している</li> <li>● 津波の影響等の評価(地震との重畳も考慮)に応じて、建家外壁等への対策等を検討する</li> <li>● 電源を供給する TVF管理棟は、基準津波が襲来した場合に機能維持できない可能性があることから、高台に可搬型発電機を配備し、電源供給機能を維持する</li> <li>● 漂流物等により敷地内のアクセス性が低下した場合に備え、漂流物撤去用の重機を配備するとともに、複数のアクセスルートを確認する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 屋上の冷却設備を竜巻防護することが困難であることから、可搬型ポンプを配備し冷却機能を維持する</li> <li>● 竜巻飛来物対策として、大きな影響を及ぼすおそれのある飛来物候補に対し、移設や固縛等の対策を行い、建家の窓を閉止する</li> <li>● 建家上層部及び第二付属排気筒については、竜巻飛来物の衝突により損傷する可能性があることから、さらに詳細な評価を行い、結果に応じて必要な対策を行う</li> <li>● 航空機落下確率は、暫定評価により基準値を下回る見通し</li> <li>● 外部火災については、詳細評価を進め、防火帯の設置を検討する</li> </ul>	<p>【安重多重化】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 回収装置駆動用蒸気の供給系統を2重化(可搬式蒸気発生設備の設置予定)</li> </ul> <p>【内部火災対策】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● ケーブルの再敷設による一般系のケーブルと重要系のケーブルの分離、火災防護壁の設置等</li> </ul> <p>【内部溢水対策】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 蒸気配管の補強及びカバーの設置</li> <li>● 耐震B、Cクラスの配管等に対して必要に応じサポートを敷設</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● これまでに実施した緊急安全対策により、①移動式電源車から、冷却設備及び水素掃気設備への給電が可能、②ポンプ車から冷却設備への給水が可能、③可搬型空気圧縮機を用いた水素掃気が可能である</li> <li>● 事故時の制御室から現場へのアクセスルート及び作業場所の確保</li> <li>● 放射性物質を含む水の海洋等への流出抑制設備としてゼオライト土嚢及びシルトフェンスを配備</li> <li>● 大型航空機テロによる影響を考慮し、保管場所の複数確保及び位置的分散を検討</li> <li>● 制御室の居住性の確保対策(熱、溢水、遮へい対策、循環換気)</li> <li>● 制御室から緊急時対策所への信号(プロセス、放管)の伝送、記録機能の分離・付加を検討</li> <li>● 緊急時の対応訓練を通して必要に応じ通信連絡設備を拡充</li> </ul>

# 添付資料-1-4 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) の安全対策の概要



- 1. 地震対策**
- ①建物、構築物周辺、アクセスルートの地盤改良（必要に応じ）
  - ②基準地震動を踏まえた建物、構築物等の耐震補強
  - ④第二中開、TVF 管理棟は補強困難。新規施設建設では長期化するため可搬型発電機により早期に機能維持

- 2. 津波対策**
- ①建物の浸水防止対策
  - ②可搬型設備を含めた対応  
漂流物除去用の重機によるアクセスルートの確保、高台の可搬型発電機による電源供給機能維持

- 3. その他自然災害対策**
- (1) 森林火災対策  
①防火帯の整備

- (2) 竜巻防護対策**
- ①飛来物による外壁の剥離防止又は施設内冷却水配管等の防護
  - ②可搬型設備を含めた対応  
建家耐震性に影響を与える場合には、竜巻により設備が損傷しても可搬型ポンプ、可搬型蒸気発生設備等による冷却水バックアップ等により、安全機能を維持する

- 4. 設計基準対応（内部火災・内部溢水対策等）**
- ①防火壁の設置、材質変更等の改造工事
  - ②配管の補強工事、ケーブルルート変更
  - ③電源系統、安全上重要な施設の2重化
  - ④可搬型設備を含めた対応  
変電所等、部屋が狭く既設の分離、独立が困難なもの、ケーブルルート変更が困難なものは可搬型発電機、可搬型空気圧縮機等の可搬型設備により、安全機能を維持する

- 5. 重大事故対策**
- (1) 崩壊熱除去機能喪失による蒸発乾固対策及び水素掃気機能喪失による水素爆発対策  
可搬型ポンプによる冷却コイル注水、貯槽へ直接注水  
可搬型空気圧縮機による水素掃気機能回復  
緊急放出系等から除染機能を確保して放出
  - (2) 制御室の整備（遮蔽及び換気系）
  - (3) 電源車、重機等を100m以上離隔し分散配備
  - (4) 放出抑制設備を100m以上離隔し分散配備  
ポンプ車、送水ポンプ、放水銃、泡消火剤、ホース、シルトフェンス、ゼオライト土嚢
  - (5) 水源の設置及び環境測定設備の整備
  - (6) 緊急時対策所の整備

**凡例**

- : 高放射性廃液関連施設
- : 使用を停止する施設
- : 放射性液体廃棄物処理関連施設
- : 放射性固体廃棄物貯蔵関連施設
- : 使用済燃料、ウラン製品貯蔵施設
- : 電源、ユーティリティ等関連施設

水源の設置 (新川からの取水設備)

水源の設置 (貯水槽)

放出抑制設備

消防車庫

緊急時対策所

環境測定設備

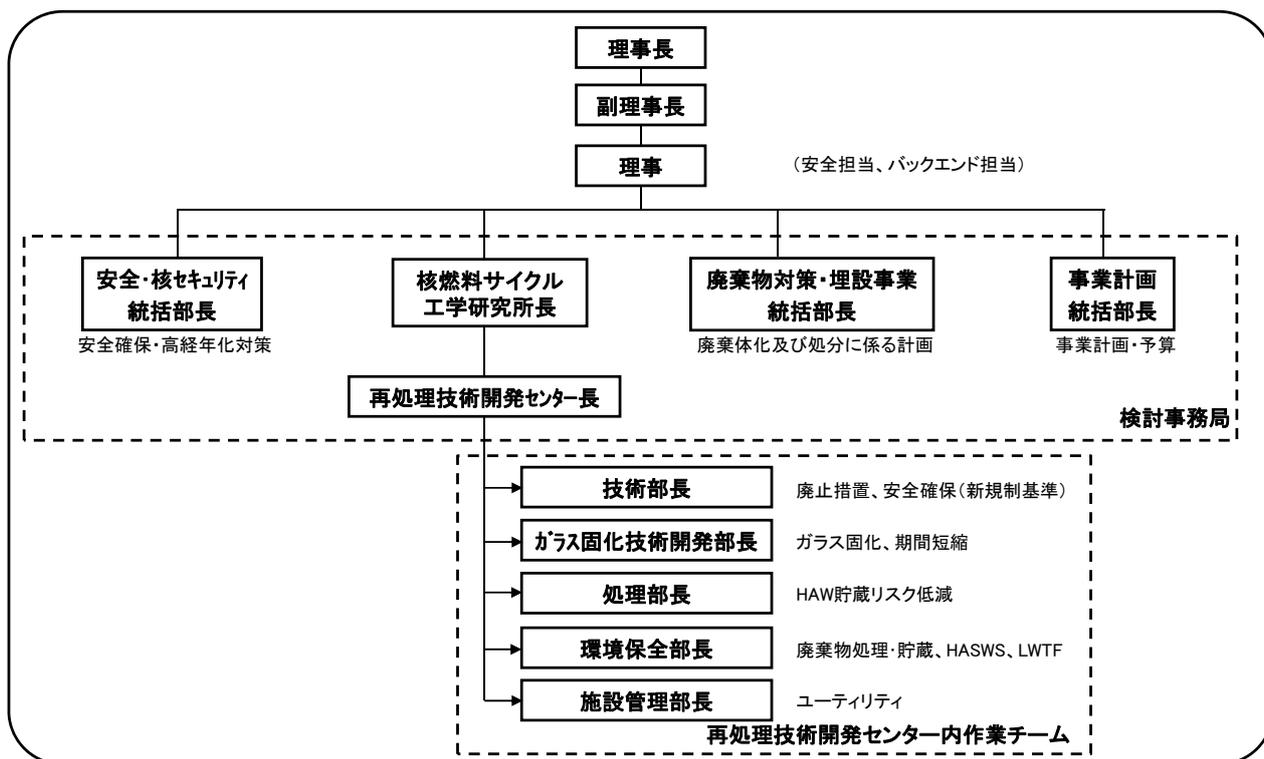
モニタリングステーション

代替モニタリング設備

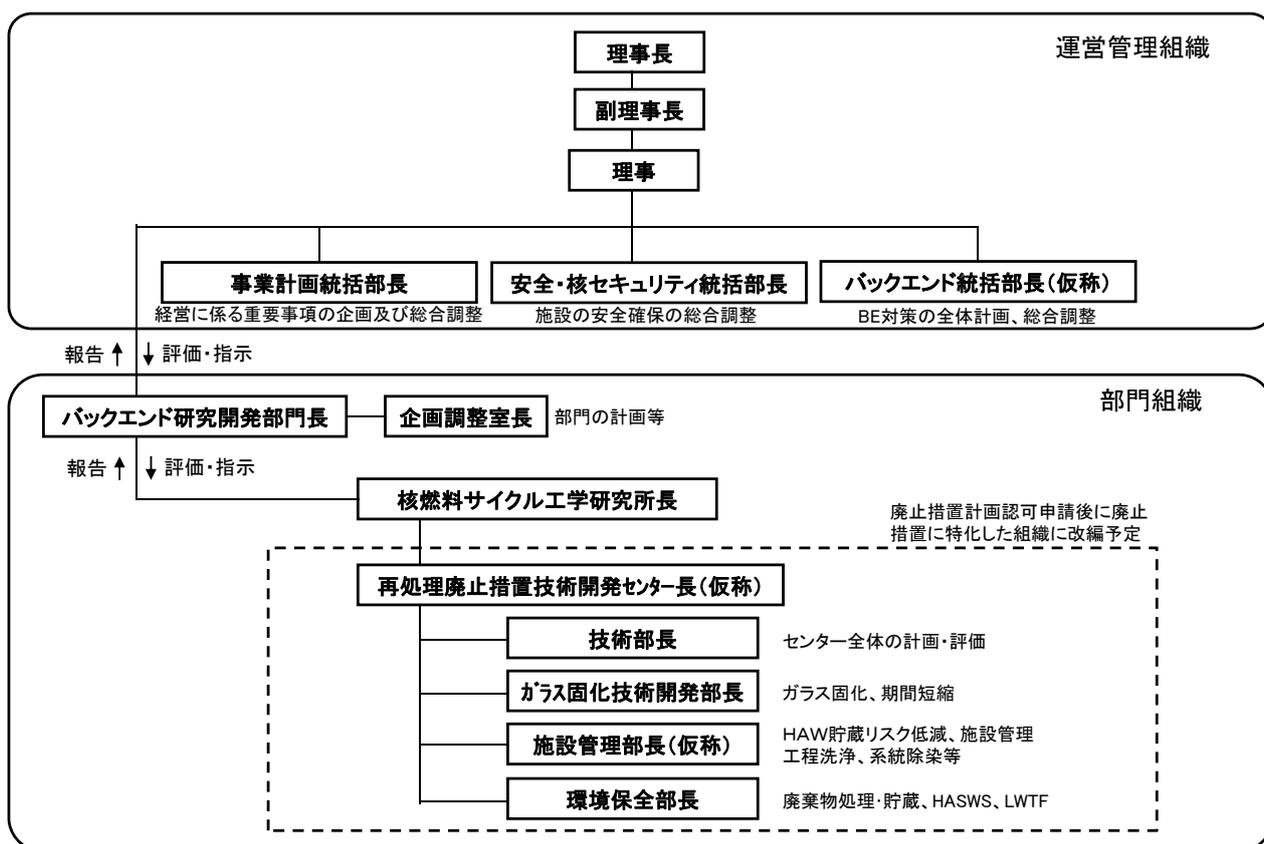


東海再処理施設の廃止に向けた計画等の検討及び実行・評価に係る体制

計画検討体制(現状)



今後の実行・評価に係る体制(平成29年度以降体制見直しを計画)

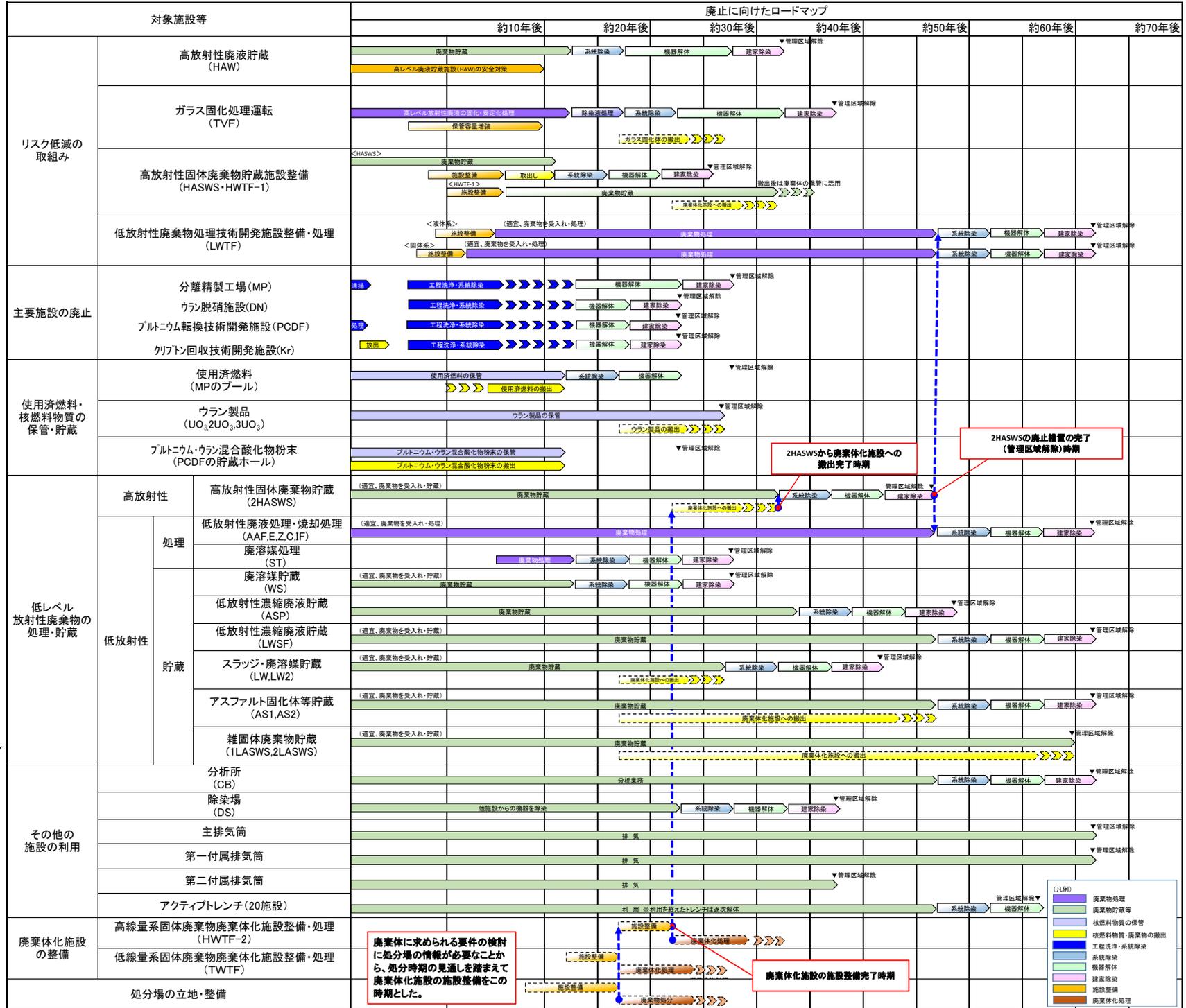


添付資料-1-6 東海再処理施設の廃止に向けたロードマップ

高

ハザード・リスクによる優先度

低



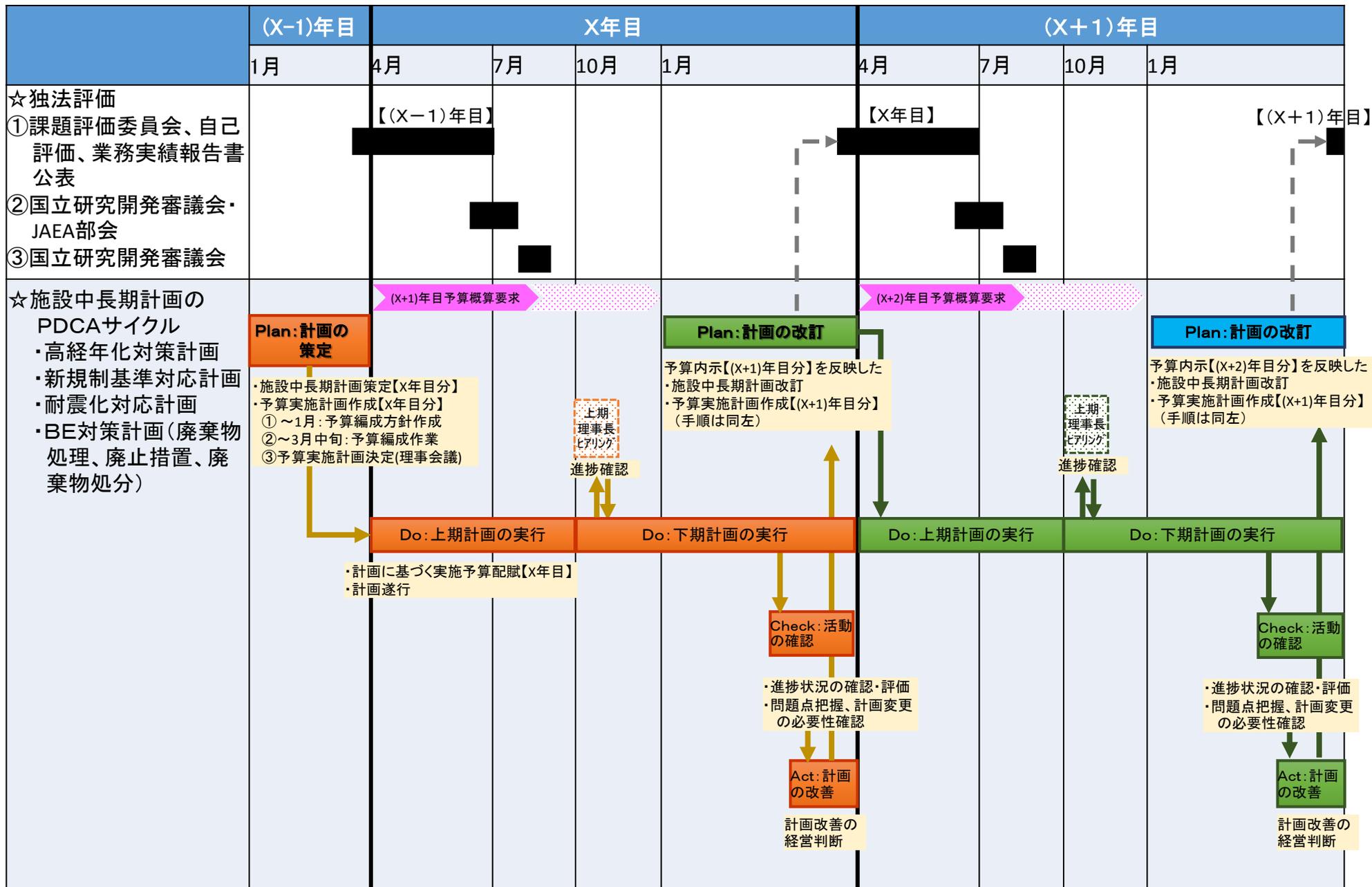
廃棄体に求められる要件の検討に処分場の情報が必要なことから、処分時期の見直しを踏まえて廃棄体化施設の施設整備をこの時期とした。

廃棄体化施設の施設整備完了時期

添付資料-1-7 廃止措置における技術開発例

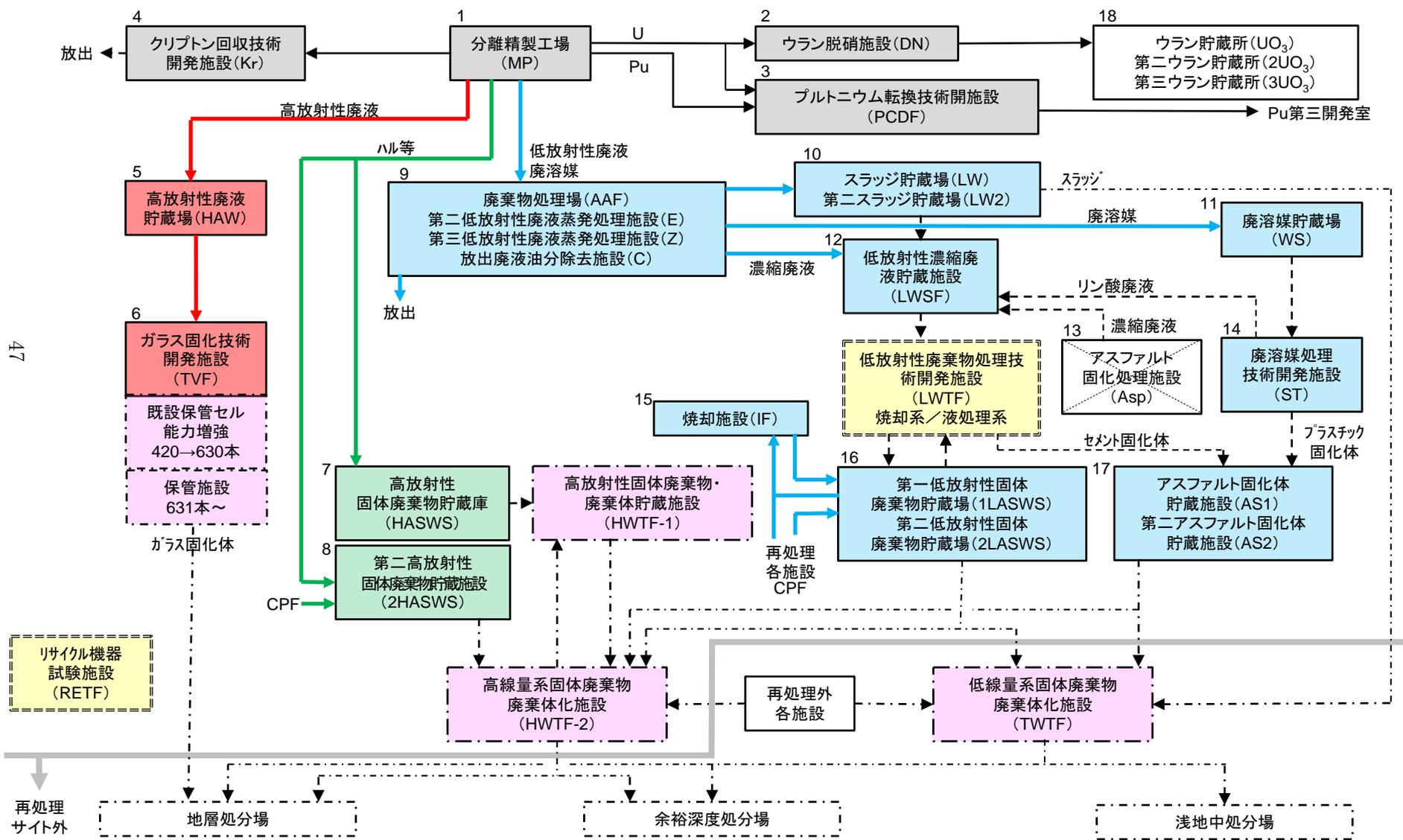
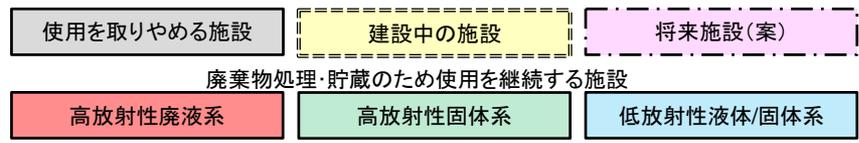
	技術開発分類	技術開発項目例	課題・着目点等
1	除染技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>・化学的除染(酸・アルカリ)</li> <li>・物理的除染(ブラスト)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・二次廃棄物の発生量</li> <li>・二次廃棄物の処理、処分</li> </ul> 等
2	解体技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>・熱的切断(レーザー、アーク)</li> <li>・機械的切断(バンドソー)</li> <li>・切削、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

# 添付資料-1-8 施設中長期計画に係るPDCAマネジメントスケジュール(案)





# 添付資料-1-9 東海再処理施設における 放射性廃棄物の処理フロー



47

添付資料-1-10 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考	
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37		
I 設備の状況等												
1) 高放射性廃液貯蔵設備	分離精製工場から希釈廃液、系統除染廃液の受入れ											
	高放射性廃液の貯蔵管理											
	高放射性廃液の払出し(ガラス固化技術開発施設)											
II リスクに応じた安全確保対策												
1) 資機材の先行配備 ・ 安重系の2重化(漏えい液回収用蒸気の確保) ・ 火災防護(給電ケーブルの火災対応) ・ 重大事故対処設備の整備(冷却水注水設備等の追加配備)	可搬式蒸気供給設備の配備											
	予備ケーブルの配備											
	エンジン付ポンプ、可搬式圧縮機、可搬式発電機の配備											
2) 信頼性向上 ・ 安重系の2重化(漏えい検知装置等の2重化・分離) ・ 火災防護(給電系統の分離独立) ・ 内部溢水/化学薬品漏えい(配管の耐震補強) ・ 重大事故対処設備の整備(制御室の循環換気系の対応) ・ 自然災害(建家開口部への閉止処置等) *必要に応じて対策を行う	設計											
	許認可											
	工事(信頼性向上対策)											
III 高経年化対策(リプレースを含む)												
1) 中央監視用計算システム(HAWDIS)の更新												
2) インライン水モニタ(冷却水配管系γモニタ)の整備												
3) 高放射性廃液貯蔵場屋上の整備												
4) サンプリングベンチの回転機構部の整備												
5) 水素掃気ブロワ、槽類換気系ブロワの整備												
6) 試薬系ポンプの整備												
7) 攪拌装置用弁の整備												
8) 一次冷却水循環用ポンプの整備												
9) 一次冷却水予備循環ポンプの整備												
10) 計測制御系の整備												
11) 無停電電源装置の更新												
12) 動力・照明分電盤の更新												
13) 二次冷却水設備の整備												
14) 空調用冷凍機等の更新												

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-11 ガラス固化技術開発施設(TVF)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 固化・安定化処理	固化・安定化処理運転										
2) ガラス固化体の保管	ガラス固化体保管										
II 溶融炉更新、保管容量増強											
1) 溶融炉更新	基本/詳細/調整設計		許認可		製作/築炉/作動試験			溶融炉更新			
2) 保管能力増強	設計		許認可		工事						
3) 新規保管施設建設	概念/基本/詳細/調整設計				許認可		工事				
III リスクに応じた安全確保対策											
1) 耐震補強、津波防護	設計		許認可		工事						
2) 自然災害(地震・津波除く)及び人為事象	設計		許認可		工事						
3) 内部漏水、化学薬品漏えい	設計		許認可		工事						
4) 内部火災対策	設計		許認可		工事						
5) その他(安重多重化、制御室、通信設備等)	設計		許認可		工事						
6) 重大事故対処設備の整備	設計		許認可		工事						
IV 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) BSM(M121)更新	製作		更新								
2) 固化セルクレーン更新	設計		製作		更新						
3) BSM(M120)更新						製作		更新			
4) 工程制御装置の更新	製作		更新								
5) 除染装置高圧ポンプの更新	設計		製作		更新						
6) パワーマニプレータスレープアームの更新	製作		更新								
7) 解体場パワーマニプレータスレープアームの更新	設計		製作		更新						
8) 視聴覚システムの更新	製作		更新								
9) 溶融炉電力盤及び制御盤の更新	製作		更新								
10) TVF高放射性廃液貯槽の水素掃気設備の整備	製作		据付								
11) レーザー発振器の更新	設計		製作		更新						

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-12 高放射性固体廃棄物貯蔵施設(HASWS,HWTF-1)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考	
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37		
I 設備の状況等												
1) ハル貯蔵庫	廃棄物貯蔵管理											
											廃棄物取出し	
2) 予備貯蔵庫	廃棄物受入れ・貯蔵管理											
											廃棄物取出し	
3) 汚染機器類貯蔵庫	廃棄物貯蔵管理											
											予備貯蔵庫へ移動	
II 貯蔵状態の改善												
1) 取出し装置の開発	装置検討・設計											
	装置製作、モックアップ試験、改良											
	モックアップ設備整備											
2) 取出し建家の建設 HASWS上家の撤去	検討・設計			許認可				建設				
											上家撤去	
3) 貯蔵施設(HWTF-1)の建設	検討・設計				許認可				建設			
											廃棄物取出し	
											廃棄物貯蔵管理	
4) HASWS廃棄物取出し HWTF-1での貯蔵管理												
III リスクに応じた安全確保対策												
1) 漏えいのリスクに対する安全確保対策	検討	設計・製作・配備										
2) プール水の浄化	検討	試験・設計・製作			浄化							
3) 火災のリスクに対する安全確保対策	検討	設計・製作・配備										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-13 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF(試験運転中))の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 固体廃棄物処理系設備	▼:管理区域設定 ホット試験										
	試験運転・工事					処理運転					
2) 液体廃棄物処理系設備	試験運転・工事										
											処理運転
3) 運転開始に向けた準備	規定類の改定等										
II 施設整備											
1) 焼却設備の改良工事	設計検討・詳細設計										
	設工認										
	施工設計・機器製作・現地工事										
2) 硝酸根分解設備・セメント固化設備の設置	事業変更			設工認							
	設計検討・詳細設計										
	施工設計・機器製作・現地工事										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-14 分離精製工場(MP)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設	燃料貯蔵										
	燃料搬出準備・搬出										
2) せん断処理施設	クリーンアップ	工程洗浄準備	工程洗浄	系統除染						解体準備	
	クレーン等更新										
3) 溶解施設	工程洗浄準備		工程洗浄	系統除染							
4) 分離施設	工程洗浄準備		工程洗浄	系統除染							
5) 精製施設	工程洗浄準備		工程洗浄	系統除染							
6) 脱硝施設						系統除染					
7) 酸及び溶媒の回収施設	工程洗浄準備		工程洗浄	系統除染							
8) 製品貯蔵施設	工程洗浄準備		工程洗浄	系統除染							
9) 放射性廃棄物の廃棄施設(気体)	各工程からの廃気の処理										
10) 放射性廃棄物の廃棄施設(低放射性廃液系)	各施設からの廃液受入れ、廃棄物貯蔵場への払出し										
	(高放射性廃液濃縮)										
	工程洗浄準備		工程洗浄	系統除染							
11) 放射性廃棄物の廃棄施設(高放射性廃液系)	(高放射性廃液貯蔵)										
	希釈廃液貯蔵		工程洗浄廃液受入貯蔵	系統除染廃液受入貯蔵・払出し							
	(希釈廃液移送) MP⇒HAW施設										
	HAW施設の貯蔵量の減少に応じて払出し										
12) ユーティリティ (分離精製工場經由で他施設に供給)	供給										
II リスクに応じた安全確保対策											
1) 工程洗浄運転に伴い追加する対策											
2) 使用済燃料の貯蔵・搬出に係る対策											
III 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 凝縮水冷却器の整備											
2) 換気送排風機用電動機の整備											
3) せん断処理工程のクレーン等の更新											
4) プール水冷却系ポンプの更新											
5) 酸回収工程の整備	酸回収精留塔加熱機										
	デミスタ										
6) 試薬調整工程設備(遠隔操作装置、試薬調整槽 攪拌機)の整備											
7) 低放射性廃液貯蔵工程の弁類の補修											
8) 回転機器類の整備											
9) Pu系槽類換気系整備											
10) Pu系グローブボックスパネル整備											
11) サンプリングベンチ排気配管の整備											
IV その他の課題と対策											
1) 系統除染の詳細検討	系統除染の詳細検討										
	機器解体方法の詳細検討										
2) 機器解体の詳細検討	解体装置設計製作										
	解体廃棄物の取扱方法の検討										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-15 ウラン脱硝施設(DN)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) ウラン脱硝施設	工程洗浄準備				工程洗浄						
							系統除染				
	ウラン粉末の払出し										
II 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 冷却水設備の整備											
2) 濃縮系の弁の整備											
3) 槽類換気系プロワ電動機の整備											
4) クレーン等の整備											
5) サイリスタ盤の整備											
III その他の課題と対策											
1) 系統除染の詳細検討	系統除染の詳細検討										
2) 機器解体の詳細検討	機器解体方法の詳細検討										
	解体装置設計製作										
	解体廃棄物の取扱方法の検討										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-16 プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 工程設備(貯蔵ホールを除く)	工程洗浄準備				工程洗浄		系統除染				
	MOX粉末の貯蔵										
	MOX払出し					工程洗浄、系統除等により回収されたMOX粉末の払出し(随時)					
2) MOX粉末貯蔵											
II その他の課題と対策											
1) 第二低放射性固体廃棄物貯蔵場における低放射性固体廃棄物の保管スペース確保	ドラム缶戻し、コンテナ詰め替え、払出し										
2) スラッジ安定化処理	スラッジ安定化処理・払出し										
3) 系統除染の詳細検討	系統除染技術の検討・実証試験										
4) 機器解体の詳細検討	機器解体方法の検討・実証試験										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-17 クリプトン回収技術開発施設(Kr)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 回収・貯蔵設備	管理放出準備		管理放出		洗浄		解体準備				
	廃気の処理										
	ユーティリティ供給										
2) 換気設備											
3) ユーティリティ設備											
II その他の課題と対策											
1) Kr固化体の搬出/取扱い検討	事前調査(線量測定、サンプリング等)			搬出容器等の検討			移し替え		搬出		
	Kr固化体の取扱方法の検討										
	機器解体方法の詳細検討										
2) 機器解体の詳細検討	機器解体方法の詳細検討										
	解体廃棄物の取扱方法の検討										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-18 ウラン製品貯蔵施設(UO<sub>3</sub>,2UO<sub>3</sub>,3UO<sub>3</sub>)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) ウラン貯蔵所	ウラン製品の貯蔵管理										
2) 第二ウラン貯蔵所	ウラン製品の貯蔵管理										
3) 第三ウラン貯蔵所	ウラン製品の貯蔵管理										
	<input type="checkbox"/> 工程洗浄に伴うウラン製品の受入れ										
II リスクに応じた安全確保対策											
1) 建家の耐震補強(保有水平耐力確保)	<input type="checkbox"/>										
III 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) クレーン等の整備(第二、第三ウラン貯蔵所)	<input type="checkbox"/>										
2) 自動火災報知設備受信盤の更新(第二ウラン貯蔵所)	<input type="checkbox"/> 更新										
IV その他の課題と対策											
1) ウラン製品詰め替え検討	<input type="checkbox"/> 3UO <sub>3</sub> への集約(UO <sub>3</sub> 及び2UO <sub>3</sub> ⇒ 3UO <sub>3</sub> )方法検討、模擬燃料のペレット回収										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-19 第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設(2HASWS)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 高放射性固体廃棄物貯蔵設備	高放射性固体廃棄物の受入れ・貯蔵管理										
II 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 自動火災報知設備の整備	整備										
2) ハル缶貯蔵プール水冷凍機の更新	更新										
3) 100トン天井クレーン操作制御装置の更新	更新										
4) ハル缶・プラグ移送用機器の点検整備	整備										
5) 100トン天井クレーン制御系の更新	更新										
6) シャッターの更新	更新										
7) 貯蔵ピット遮へいトラップ制御系の更新	更新										
8) 電動ハッチの電動機の更新	更新										
9) 湿式セル内点検装置の製作	製作										
10) 建家屋上部の防水塗装工事	工事										
11) マニプレータの更新	設計 許認可 工事										
12) 制御盤の更新	設計										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-20 廃棄物処理場(AAF)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性廃液処理設備	廃液処理										
2) 低放射性廃液貯蔵設備	各施設からの廃液受入れ・廃液(廃溶媒、低放射性濃縮廃液)貯蔵管理										
3) 低放射性固体廃棄物処理設備	仕掛品の受入れ・処理										
II リスクに応じた安全確保対策											
1) 建家の耐震補強	保有水平耐力確保に係る設計・許認可・工事										
III 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 廃棄物処理場制御盤の更新	基本・詳細設計 施工設計、許認可 先行工事 本工事										
2) 低放射性廃液の移送・攪拌用ポンプの更新	更新										
3) 槽類換気系ダクトの更新	設計 許認可 工事										
4) 大気汚染物質(窒素酸化物)測定装置の更新	許認可、工事										
5) 屋外ユーティリティ配管及びサポート類の更新	許認可 工事										
6) 屋上防水部の補修	工事										
7) エックス線透過装置の更新	更新										
8) フォークリフトの更新	更新										
9) 固体廃棄物仕分け装置制御盤の更新	設計 許認可 更新										
IV その他の課題と対策											
1) 蒸発缶の高経年化評価手法の検討、評価	検討 評価 交換計画の策定										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-21 第二低放射性廃液蒸発処理施設(E)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性廃液処理設備	廃液処理										
II 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 屋外ユーティリティ配管及びサポート類の更新	許認可 工事										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-22 第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性廃液処理設備	廃液処理										
2) 低放射性廃液貯蔵設備	廃液(低放射性濃縮廃液)貯蔵管理										
II 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 蒸気圧力調整弁の更新	更新										
2) 工程制御装置(DCS)の更新	設計 許認可 工事										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-23 放出廃液油分除去施設(C)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性廃液処理設備	廃液処理										
2) 低放射性廃液貯蔵設備	廃液(スラッジ、廃活性炭)貯蔵管理										
II リスクに応じた安全確保対策											
1) 建家の耐震補強	保有水平耐力確保に係る設計・許認可・工事										
III 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 工程制御装置(DCS)の更新	設計 許認可 工事										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-24 焼却施設(1F)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性固体廃棄物処理設備	焼却処理										
II 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 高温フィルタキャンドルブロックの製作	製作 製作 製作 製作 製作 製作 製作										
2) 自動火災報知設備受信盤の更新	更新										
3) 燃料供給配管のサポート類(屋外部)の更新	設計 更新										
4) 非常扉の更新	更新										
5) 加熱器制御盤のケーブル等の更新作業	更新										
6) 焼却灰ドラムリフトシーケンサの更新	更新										
7) 焼却炉の天井耐火蓋の製作	許認可 製作 据付										
8) オフガス処理設備の腐食対策	設計 許認可 製作 工事										
9) 焼却炉周辺機器類の整備	整備										
10) 制御盤の更新	設計 許認可 製作 工事										
11) 運転管理用データログシステムの更新	設計 製作 工事										
12) 排風機の更新	更新										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-25 廃溶媒処理技術開発施設(ST)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性廃液処理設備	運転準備 廃溶媒処理										
II 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 固化系制御盤の更新	設計 許認可・工事										
2) 液位監視システムの更新	更新										
3) γモニタ制御盤の更新	更新										
4) 屋外ユーティリティ配管及びサポート類の更新	許認可 工事										
5) 水噴霧消火設備用電磁弁の更新	更新										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-26 スラッジ貯蔵場(LW)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性廃液貯蔵設備	廃液(スラッジ、廃溶媒)貯蔵管理										
II 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 廃溶媒移送配管システムの更新	許認可 工事										
2) 屋外ユーティリティ配管及びサポート類の更新	許認可 工事										
III その他の課題と対策											
1) スラッジ貯槽の健全性評価	検討 点検・評価										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-27 第二スラッジ貯蔵場(LW2)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性廃液貯蔵設備	廃液(スラッジ、低放射性濃縮廃液)貯蔵管理										
II 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 屋外ユーティリティ配管及びサポート類の更新	許認可 工事										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-28 廃溶媒貯蔵場(WS)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性廃液貯蔵設備	廃液(廃溶媒)貯蔵管理										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-29 アスファルト固化処理施設(ASP)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性液体廃棄物(濃縮廃液)貯蔵設備	廃液(低放射性濃縮廃液)貯蔵管理										
II リスクに応じた安全確保対策											
1) 建家の耐震補強	保有水平耐力確保に係る設計・許認可・工事										
III 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 建家屋上部の防水塗装工事	工事										
2) 浄水配管の更新	更新										
3) 放射性配管等収納トレンチの点検整備	点検整備										
4) 自動火災報知設備の更新	更新										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-30 低放射性濃縮廃液貯蔵施設(LWSF)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性廃液貯蔵設備	廃液(低放射性濃縮廃液、リン酸廃液)貯蔵管理										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-31 アスファルト固化体貯蔵施設(AS1)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) アスファルト固化体・プラスチック固化体の貯蔵設備	アスファルト固化体・プラスチック固化体の貯蔵管理										
II 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 遠隔搬送設備用救援装置制御系の更新	更新										
2) 建家屋上部の防水塗装工事	工事										
3) 遠隔搬送設備用映像システムの更新	更新										
4) キャスク運搬用トラックの購入	設計 製作										
5) 遠隔搬送設備位置検知装置の更新	更新										
6) 自動火災報知設備の更新	更新										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-32 第二アスファルト固化体貯蔵施設(AS2)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) アスファルト固化体・プラスチック固化体等の貯蔵設備	アスファルト固化体・プラスチック固化体等の貯蔵管理										
II 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 水噴霧消火設備の整備	整備										
2) シャッターの更新	更新										
3) 建家屋上部の防水塗装工事	工事										
4) 受入搬送設備用シーケンサの更新	更新										
5) 自動火災報知設備の更新	更新										
III その他の課題と対策											
1) 搬送設備の改造(LWTF関連)	設計 設計 改造										
2) 自動フォークリフトの改造(LWTF関連)	改造										
3) 自動フォークリフト制御装置の更新(LWTF関連)	更新										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-33 第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性固体廃棄物貯蔵設備	低放射性固体廃棄物の受入れ・貯蔵管理										
II 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 建家換気用冷凍設備の更新	更新										
2) 固体廃棄物貯蔵用エレベータ制御盤の更新	更新										
3) 換気系運転制御盤の更新	更新										
4) 建家屋上部の防水塗装工事	工事										
5) シャッター、スライディングドアの更新	更新										
6) 建家換気ファンの更新	更新										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-34 第二低放射性固体廃棄物貯蔵場(2LASWS)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1) 低放射性固体廃棄物貯蔵設備	低放射性固体廃棄物の受入れ・貯蔵管理										
II 高経年化対策(リプレースを含む)											
1) 自動火災報知設備の更新	更新										
2) 建家換気用冷凍設備の更新	更新										
3) 固体廃棄物貯蔵用エレベータ制御盤の更新	更新										
4) 建家屋上部の防水塗装工事	工事										
5) シャッターの更新	更新										
6) 建家換気ファンの更新	更新										
7) 屋外貯留槽の更新	更新										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-35 分析所(CB)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1)放射線管理設備	放射線測定・監視										
2)分析設備	工程分析、計量分析、対応										
3)小型試験設備	Co-Pro試験	セル内廃棄物搬出	試験設備の整理・縮小	運用終了							
4)洗濯設備	洗濯										
5)ユーティリティ供給、分配	ユーティリティ供給、分配										
II リスクに応じた安全確保対策											
1)建家の耐震補強(保有水平耐力確保)											
III 高経年化対策(リプレースを含む)											
1)分析装置、分析セルインナーボックス及びマニピレータ等の付帯設備の補修及び設備更新	対象機器の選定、処置方法の精査	社内手続、許認可	準備	工事							
2)動力分電盤等の更新	設計 許認可、工事										
IV その他の課題と対策											
1)解体廃棄物分析のための分析手法の検討	分析手法の検討	分析装置、分析設備の整備									
2)分析設備の合理化(CB:分析室)	隔離措置(合理化)方法の精査	社内手続、許認可	分析装置の移設、継続使用設備の整備等	工事							
3)分析設備の廃止(CB:小型試験設備)	隔離措置(合理化)方法の精査	社内手続、許認可	不要設備の撤去								
4)分析設備の合理化(CB:廃液中間貯槽)	隔離措置(合理化)方法の精査 <small>高放射線管理(合理化)方法の精査 高放射線管理貯槽内廃棄物の処理、貯槽内洗浄</small>	社内手続、許認可	高放射性廃液貯槽の隔離措置(解体準備)								
5)分析設備の合理化(CB:廃液配管)	隔離措置(合理化)方法の精査	社内手続、許認可	準備	工事							

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-36 除染場(DS)の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1)除染設備	他施設からの機器を除染										
2)廃液貯槽	維持管理										
3)槽類換気設備	維持管理										
II リスクに応じた安全確保対策											
1)建家の耐震補強(保有水平耐力確保)											

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-37 主排気筒、第一付属排気筒、第二付属排気筒の当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											
1)主排気筒	廃気の排出										
2)第一付属排気筒	廃気の排出										
3)第二付属排気筒	廃気の排出										
II リスクに応じた安全確保対策											
1)主排気筒の耐震補強											
2)第二付属排気筒の耐震補強											
III 高経年化対策(リプレースを含む)											
1)主排気筒ダクトの更新	設計 許認可、工事										

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-38 アクティブトレンチの当面10年程度の工程

項目	当面の実施工程(年度)										備考
	H28	H29	H30	H31	H32	H33	H34	H35	H36	H37	
I 設備の状況等											HAWの地盤補強と合わせて実施
1)アクティブトレンチ	低放射性廃液及び高放射性廃液の移送										
II リスクに応じた安全確保対策											
1)HAW・TVF間トレンチの地盤補強	評価	必要に応じて設計・対策									

本資料は進捗等に応じて適宜見直す

添付資料-1-39 当面10年間の計画に必要な費用

(億円)

年度	平成28	平成29	平成30	平成31	平成32	平成33	平成34	平成35	平成36	平成37
必要な費用	90	174	166	191	304	278	302	279	199	190

核燃料サイクル工学研究所において共通的に必要な施設である「緊急時対策所」、「特別高圧変電所」等に必要な費用を含む

本表は進捗等に応じて適宜見直す

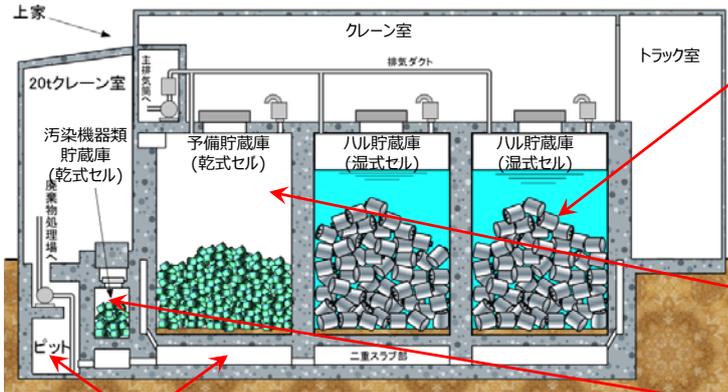


高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) のリスク評価、安全確保対策

－高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) の概要(1/2)－

○ 施設の概要

- ・ HASWSには、ハル缶（使用済燃料をせん断/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ビン等を収納）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及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ない。
- ・ 貯蔵庫の廃止措置には、プール水、緩衝砂の回収及び除染が必要。



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30m<sup>3</sup>)  
 ・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30m<sup>3</sup>)  
 ・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14m<sup>3</sup>)  
 ・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移送する。



高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) のリスク評価、安全確保対策

－高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) の概要(2/2)－

○ 各セルに貯蔵している廃棄物量

	ハル貯蔵庫 (R031)	ハル貯蔵庫 (R032)	予備貯蔵庫 (R030)	汚染機器類貯蔵庫 (R040～R046)
貯蔵量 (平成28年8月末時点)	274.5 m <sup>3</sup> (ハル缶：384缶、フィルタ19基)	302.3 m <sup>3</sup> (ハル缶：410缶、フィルタ51基)	227.7m <sup>3</sup> (分析廃棄物用容器：4,554個) 平成28年8月26日現在	48.0m <sup>3</sup> (分析廃棄物用容器：960個)
受入状況	昭和60年3月～平成6年11月	昭和52年12月～平成3年9月	昭和57年1月～受入中	昭和52年10月～昭和60年10月

○ ハル貯蔵庫 プール水の分析結果(H27年3月サンプリング)

	プール水量	T-Y	pH	Cl <sup>-</sup>	NO <sub>3</sub> <sup>-</sup>	Fe	Ni	Cr
R031	約270m <sup>3</sup>	1.2×10 <sup>5</sup> Bq/ml	7.4	50ppm	44ppm	<3.4ppm	<16ppm	<4.5ppm
R032	約270m <sup>3</sup>	2.0×10 <sup>4</sup> Bq/ml	7.1	42ppm	110ppm	<3.4ppm	<16ppm	<4.5ppm

### <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

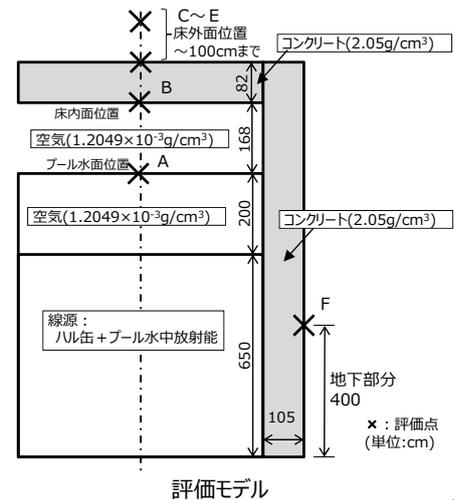
・プール水からの線源への寄与は、2010年1月のプール水分析結果を基に評価

##### ➤ 評価結果

評価点位置		線量率	
A	プール水面位置	30.4mSv/h	
B	床内面位置	9.1mSv/h	
C	床外面位置	0cm	0.5μSv/h
		50cm	0.48μSv/h
E	100cm	0.46μSv/h	
F	コンクリート壁外面位置(側部)	0.032μSv/h	

・C～Eは、管理区域(アンバー区域)線量率の上限(25μSv/h)に対し、約0.5μSv/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0.6μSv/h)に対し、0.032μSv/h



3

#### ○ 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、スカイラインγ線はQAD-CGGP2R及びG33-GP2を用いて算出。

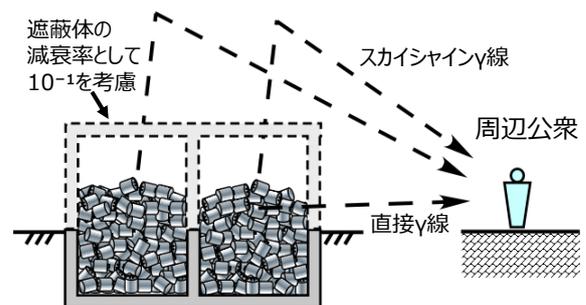
・被ばく経路は、直接γ線及びスカイラインγ線を考慮。地下の線源は、土壌による遮蔽を期待し、スカイラインγ線のみ考慮。

・評価点は、人の居住する可能性のある西側敷地境界(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)	スカイラインγ線 (mSv/y)	合計 (mSv/y)
HASWS (湿式セル2基分)	2.2	0.97	3.2

・周辺公衆の実効線量は、3.2mSv/y(0.36μSv/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(次項参照)が可能であり十分被ばく線量を抑えることができる。

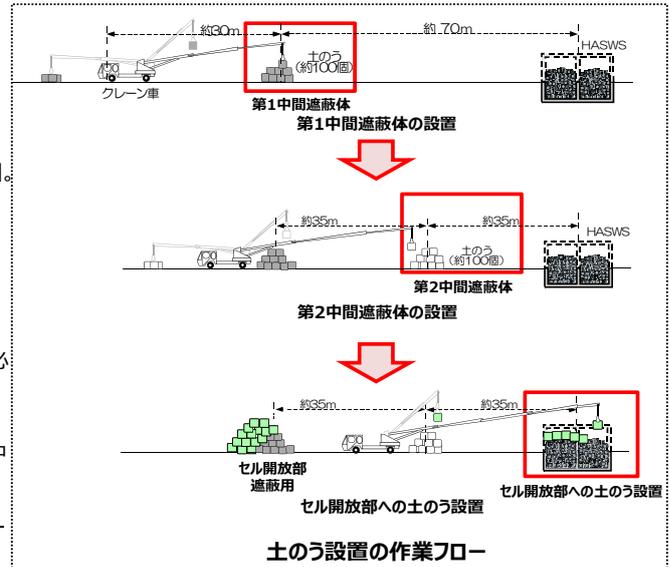


被ばく評価モデル

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1m<sup>3</sup>、重量約2トン、密度1.8g/cm<sup>3</sup>)
    - ・HASWSのセル開放部約100m<sup>2</sup>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/cm<sup>3</sup>であるが保守的に水の密度(1.0g/cm<sup>3</sup>)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。

### ○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 >

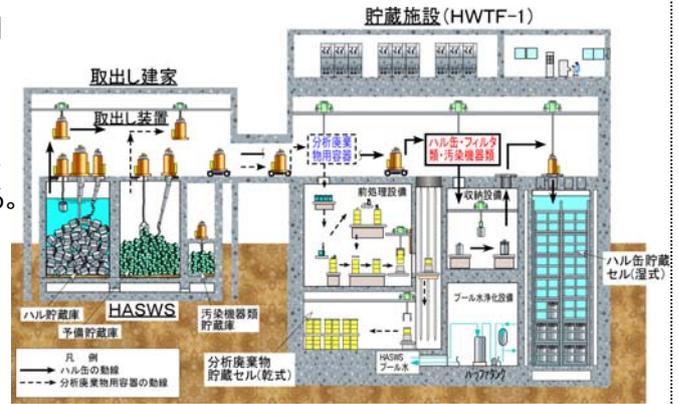
- ・貯蔵セルは、十分な保有水平耐力を有している。
- ・プール水の喪失を想定した場合、建家外において管理区域設定基準を上回ることはない。
- ・保守的に損傷を想定した場合でも周辺公衆被ばく量を5mSvより十分低く抑えることができる。
- ・津波及び竜巻の影響により貯蔵セルが損傷し、廃棄物が建家外へ流出するリスクは低い。



・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。

取出し設備がなく、廃棄物のハンドリングができない状態で貯蔵し続けることを解消するため、以下について取り組み、約10年後の貯蔵施設(HWTF-1)への搬出完了を目指す。

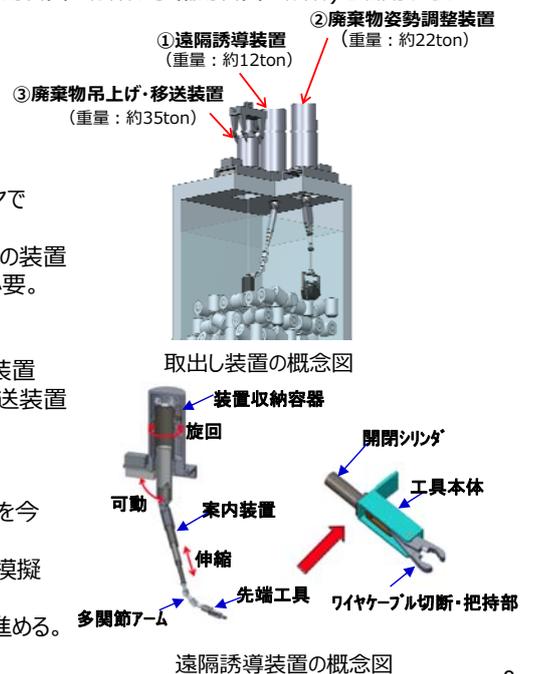
- ① ハル貯蔵庫、予備貯蔵庫及び汚染機器類貯蔵庫からの廃棄物を取り出すために使用する取出し装置の技術開発・設計・製作を実施する。
- ② 取出し装置の設置及び貯蔵施設(HWTF-1)への移送等に必要なスペースを有した取出し建家を設計・建設する。
- ③ HASWSから取り出した廃棄物を貯蔵する施設として、貯蔵施設(HWTF-1)を設計・建設する。
- ④ 廃棄物取出し後は、HASWSの廃止措置を円滑に行うため、プール水、緩衝砂の回収及び除染を行う。



HASWSの貯蔵状態改善の概念図

### ○取出し装置の開発

- 基本方針
  - ・不規則な状態で貯蔵されている全ての廃棄物を取り出すため、廃棄物の位置や姿勢に柔軟に対応できる装置構成とする。
  - ・汚染拡散を防止するため、セル内へのアクセスは、既存のセル天井開口部(ハル貯蔵庫2か所、予備貯蔵庫1か所)を活用する。
- 取組状況
  - ・平成25年度：既存設備を活用した取出し方法の検討
  - ・平成26年度：取出し装置の概念検討
- 取出し装置の概念検討結果
  - ・取出し方法
    - セル天井部の開口部からセル内にアクセスし、廃棄物に吊具を取り付け、ワイヤで吊上げて回収。(アクセス距離は、最長12m)
  - ・全ての廃棄物を取り出すためには、ハル貯蔵庫には3機、予備貯蔵庫には2機の装置が必要であり、何れのセルも既設の開口部に加えて、新規開口を設けることが必要。
  - ・必要な機能及び装置構成
    - ① 廃棄物のワイヤ切断・取外し、吊具を装着する機能：遠隔誘導装置
    - ② 廃棄物を取り出しやすい姿勢に調整する機能：廃棄物姿勢調整装置
    - ③ 廃棄物を吊上げ、回収・移動する機能：廃棄物吊上げ・移送装置
 装置構成は、ハル貯蔵庫用 ①②③、予備貯蔵庫用 ①③となる。
- 今後の取組
  - ・新たな開口部を設ける場合の躯体への影響を確認するため、躯体強度の評価を今年度行う予定。
  - ・取出し装置の有効性を実証するためにはモックアップが必要であり、実機環境を模擬したモックアップ設備の整備を継続する。
  - ・汚染機器類貯蔵庫からの廃棄物移動に用いる装置についても、設計・製作を進める。



遠隔誘導装置の概念図

○ 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

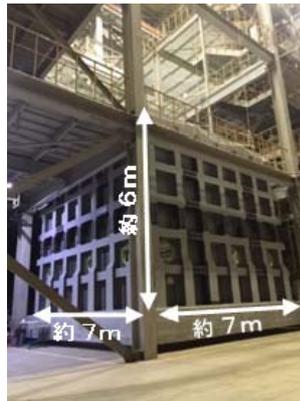
➤ モックアップ設備の概要 (完成後)

- ・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 230m<sup>3</sup>

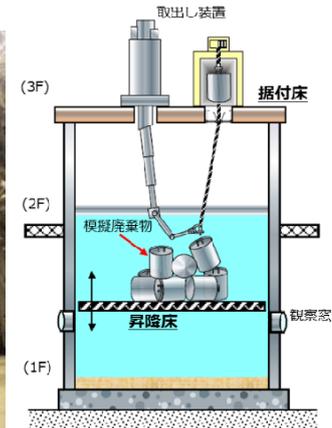
➤ モックアップ内容

実環境を模擬した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

○ 取出し建家の検討

➤ 取出し建家の必要性

取出し装置の概念検討結果から、既存上家及び搬送設備では取出し装置の設置、運搬ができないため、取出し装置を運用できる機能を有する建家を建設する。

➤ 取組状況

- ・平成27年度 : 取出し建家の建設に係る基本調査

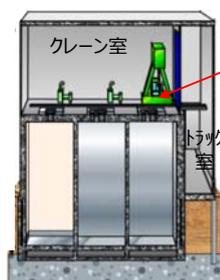
➤ 取出し建家の建設に係る基本調査

平成26年度の取出し装置概念検討結果を踏まえ、取出し建家の必要な機能から基本調査を実施した。

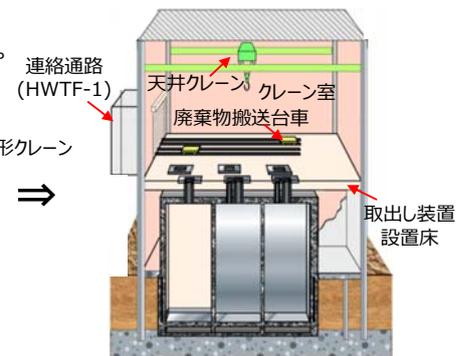
- 検討条件 :
  - ・HASWS貯蔵庫に装置の荷重を負荷させない構造とする。
  - ・取出し装置をハンドリングするための設備 (天井クレーン、搬送台車) を配置できる空間を有すること。
  - ・取出し装置を設置する床が、取出し装置の荷重に耐える耐力を有すること。
- 得られた結果 :
  - ・取出し装置の荷重を負荷させない構造として、装置設置床は架橋構造を採用。
  - ・建家の規模を確認。
  - ・架橋構造とした場合、床厚は、約2m必要となることを確認。

➤ 今後の取組

- ・HASWS貯蔵庫の閉じ込め機能を維持しながら、取出し建家側へ換気機能を移行するための取り合い方法の検討を行い、設計に反映する。
- ・取出し装置の設計への反映を行う。



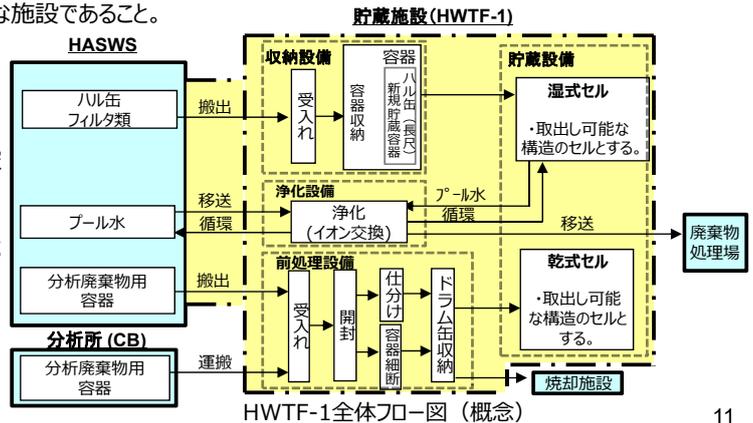
HASWS概略図 (現状)



取出し建家イメージ図

○貯蔵施設 (HWTF-1) の検討

- HWTF-1の必要性
  - HASWSから取り出した廃棄物及び分析所から発生する分析廃棄物用容器を再取出し可能な状態として貯蔵できる施設を建設する。
- 取組状況
  - ・平成26年度：HWTF-1の概念検討
    - 廃棄物の貯蔵形態、貯蔵方法及び受入から貯蔵までのプロセス設備の構成、廃棄物の動線等について検討を実施した。
- HWTF-1の概念検討結果
  - 平成26年度に、HWTF-1の必要な機能を考慮し、概念検討を実施した。
  - 検討条件：
    - ・HASWSの廃棄物を全て再取出し可能な状態にする設備及び貯蔵容量を有すること。
    - ・HASWS及びHWTF-1のプール水を浄化する機能を有すること。
    - ・分析廃棄物用容器から内容物と容器とを分別収納できること。
    - ・HASWSと隣接する敷地へ建設できること。
    - ・分析所 (CB) からの廃棄物を受入可能な施設であること。
  - 得られた結果：
    - ・収納設備、浄化設備、前処理設備、貯蔵設備の各設備について、機器の選定を行いプロセスフローを構築した。
    - ・プロセスフローから機器配置を検討し、それを基に建家規模を算出し、建家が成立する見通しを得た。
    - ・HWTF-1の建設に係る技術課題として、「建設候補地が狭小」「無柱の大空間の存在による構造上の脆弱性」など、16項目を抽出した。
- 今後の取組
  - ・抽出した課題の解決に向けた設計検討を実施。



○廃棄物の取出しが完了するまでの間、HASWSを安全に管理していく上で考慮すべき事象

**(1) 湿式セルにおけるプール水漏えい**

底面及び側面のライニングからのプール水漏えい。

**(2) 乾式セルにおける火災発生**

可燃性であるポリエチレン製分析廃棄物の火災。

○上記事象に対し、これまでに実施してきた対策

**湿式セルにおけるプール水漏えいに対する対策**

- ・ライニングの腐食発生の可能性調査
- ・定期的な外観観察によるセルライニングの健全性確認 (1回/3年)
- ・定期的なプール水の採取/分析による環境確認 (1回/3年)
- ・ピットの健全性を維持するための整備

**乾式セルにおける火災発生に対する対策**

- ・ポリエチレンに関する自然発火性評価
- ・温度監視装置の設置 (予備貯蔵庫)

○今後実施する対策

**湿式セルにおけるプール水漏えいに対する対策**

- ・漏えい水をセルに戻すラインとポンプの設置
- ・管理区域外への流出を防止する堰の設置
- ・プール水の浄化

**乾式セルにおける火災発生に対する対策**

- ・温度監視装置の設置 (汚染機器類貯蔵庫)
- ・セル内散水装置の設置 (予備貯蔵庫、汚染機器類貯蔵庫)

○湿式セルライニングの腐食評価

プール水漏えいの一因と考えられるセルライニングの腐食について、発生の可能性を平成19年度から評価しており以下のことを確認している。

➤ 評価結果

表 腐食形態とその発生可能性

腐食形態	可能性	判断理由
全面腐食	×	プール水のpH条件(pH7)により起こり得ない。
粒界腐食	×	鋼中の炭素量(SUS304L)から溶接部でも鋭敏化し難い。
応力腐食割れ	△	プール水の温度条件(常温)から発生の可能性は極めて低い
孔食	△	高い孔食発生電位のため発生の可能性は極めて低い
すき間腐食	◎	すき間構造が多く、発生の可能性が考えられる。

「すき間腐食」について発生可能性の評価を実施。

(JIS G0592 ステンレス鋼の腐食すきま再不働態化電位測定方法による)

- ・塩化物イオン濃度 (500ppm、100ppm、30ppm) に応じた腐食電位を確認。
- ・塩化物イオン濃度500ppm以上ですき間腐食が発生し、100ppm未満では「すき間腐食」が発生しない
- ・硝酸イオンが防食剤として強く作用しているため、腐食を生じにくい環境にある。

➤ 今後の取組

従前から実施している3年に1度のセルライニング外観観察、プール水の分析(塩化物イオン濃度測定)を継続し、ライニングの健全性を確認する。

○プール水の漏えい対策

➤ 設計上の考慮

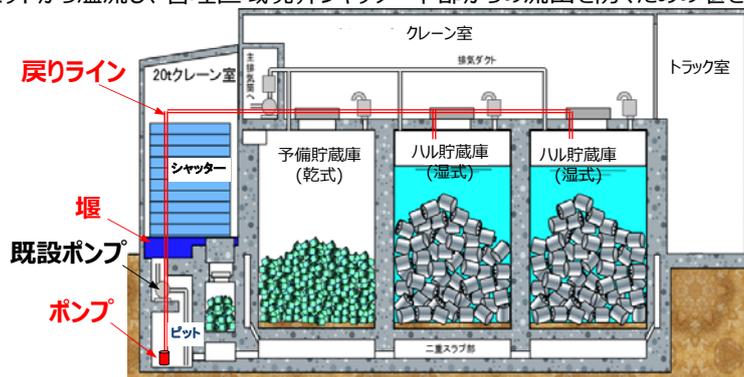
- ・セルライニングの腐食等による微小な漏えい時、漏えい水は、セルライニング下部の二重スラブを経てピットに集液し、既設ポンプにより廃棄物処理場へ移送し、処理する。

➤ 漏えい対策

- ・湿式セルからの漏えいに備えてピットの健全性維持を図るため、ピット内の整備(エポキシ系塗料の再塗装)を実施。(平成20年度)
- ・セルライニング及びセル壁の破損により廃棄物処理場へ移送困難な大量漏えいが発生した場合には、ピットから漏えいしているセルへ漏えい水を送り循環させることとし、仮設の戻りライン、ポンプを準備する。(平成28年度)

➤ 今後の取組

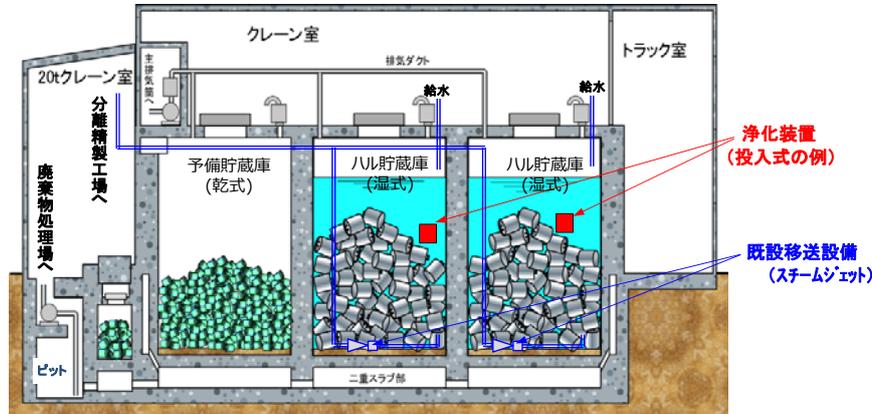
- ・プール水移送時の被ばく評価、遮蔽措置について検討し、環境及び作業員への影響を可能な限り低減させる。
- ・漏えい水を廃棄物処理場へ移送するポンプ及び循環するポンプが停電時においても運転できるよう、移動式発電機を準備する。
- ・漏えい水がピットから溢流し、管理区域境界シャッター下部からの流出を防ぐための堰を準備する。



○プール水の浄化

➤ 浄化の目的

- ・漏えい時の環境影響、作業員の被ばくを可能な限り低減するため、プール水の放射能濃度を低減する。
- ・貯蔵されている廃棄物の取出しを実施する上で、水中での視認性を改善するため、プール水中の浮遊物を除去する。



➤ 今後の取組

- ・浄化の方法として、既設移送設備を用いたプール水の移送・給水による希釈法、吸着剤を用いた吸着法(投入式、カラム式)について「浄化性能」「吸着剤・廃液の処理方法」など多角的な観点から適用性評価を行い、浄化方法を選定し、実施に向けた検討を行う。

○ 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。

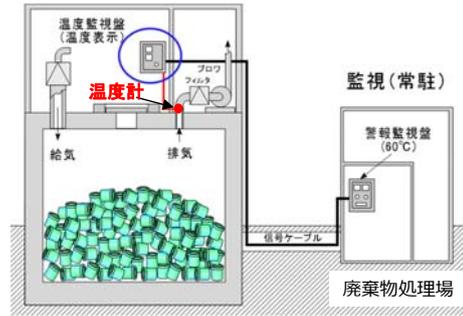
○乾式セルでの火災発生時の対策

➤ これまでに実施した対策

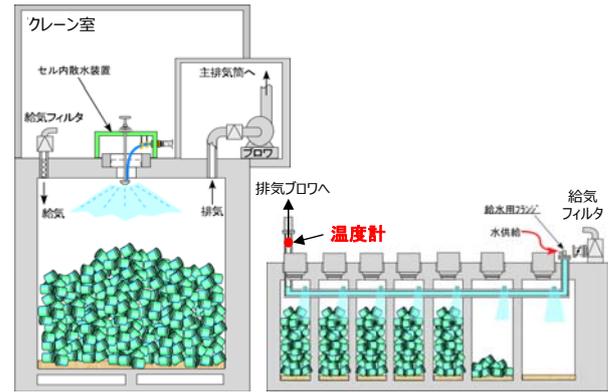
- 予備貯蔵庫での温度監視装置の設置
  - ・可燃物の異常な温度上昇を検知するため、排気ダクトに温度計を設置。(平成19年度)
  - ・異常な温度上昇を常時監視するため、廃棄物処理場制御室に警報監視盤を設置。(平成19年度)

➤ 今後の取組

- 予備貯蔵庫での対策
  - ・万一の火災に備えて開口部からの効果的な注水、作業員の安全確保及び作業区域への汚染拡大防止を目的に、セル内散水装置を準備する。
- 汚染機器類貯蔵庫での対策
  - ・セル入気配管から消火作業を可能とする治具を準備する。
  - ・新たに排気ダクトに温度計を設置し、廃棄物処理場で常時監視する準備を行う。
  - ・排水設備を有していないことから、注水消火後の排水方法を検討する。



温度監視装置の概要図



今後の取組概要図



## 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の具体的計画(1/9)

### — 概要 —

#### <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に係る技術開発の実証を行う施設。

LWTFに係るこれまでの取組状況や運転開始までの計画(焼却設備の改良工事、硝酸根分解工程・セメント固化工程に係る取組等)について示す。



#### 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2,400m<sup>2</sup>
- 【延床面積】: 約15,000m<sup>2</sup>
- 【建設期間】: 平成14年3月～平成18年9月

#### 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 <sup>3</sup> /日以上 蒸発缶(1基): 約0.3 m <sup>3</sup> /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

1



## 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の具体的計画(2/9)

### — これまでの経緯 —

下記の対応を図ってきたことから、使用開始時期を延期。

- 廃棄体化技術の進展と環境要求事項の追加を踏まえたプロセス変更のための技術開発や設計の実施
- 試験運転期間中に確認された腐食等の不具合の解消や運転性向上のための改造工事の実施

#### 《プロセス変更》

#### 《改造工事》

- ✓ 当初、ホウ酸ナトリウムを用いて固形化し、埋設処分時に再加工する計画であったが、硝酸塩を含む廃液を高充填固化可能なセメント材が製品化。
- ✓ セメント固化技術について、平成18年度頃に実用化の見通しを得られた。

#### セメント固化設備の設置

(平成23年に保安院(当時)へ事業変更許可申請に係る事前説明を実施)

- ✓ 再処理系廃液の主成分である硝酸性窒素が、環境規制物質に該当。浅地中処分の際、化学物質による環境汚染に配慮した対応が必要。
- ✓ 硝酸根分解技術について、平成23年度頃に実用化の見通しを得られた。

#### 硝酸根分解設備の設置

試験運転期間中に確認された不具合の解消や運転性向上のため、4度にわたり試験運転期間を延長し、使用開始時期を延伸する工事計画の変更届を提出(使用開始時期を平成21年度から平成31年度へ変更)

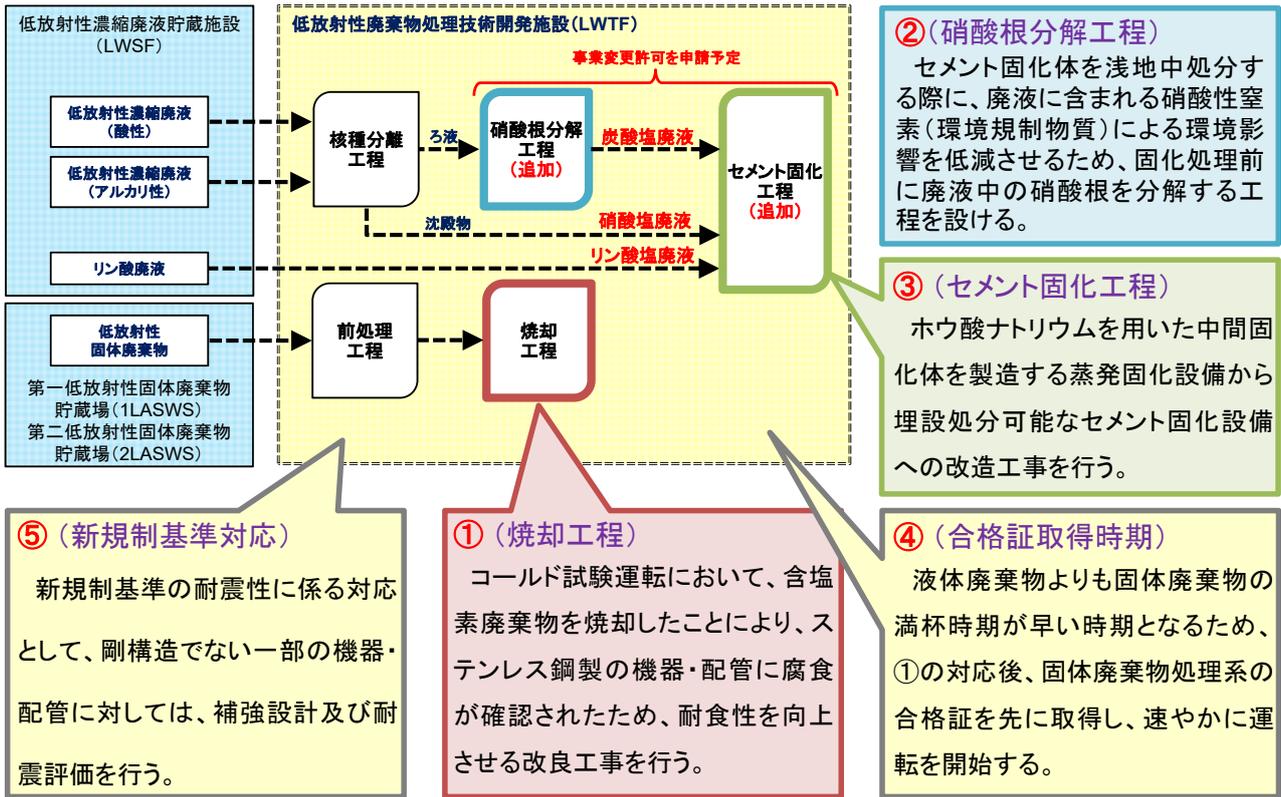
(完了したもの)

- ・ ドリフトレイ集液部のサンプリングを可能とするがイ配管の設置
- ・ セル内冷水配管結露防止のための保温材施工
- ・ 耐食性向上のための乾燥機ケーシングへの樹脂系ライニング施工

(現在計画中のもの)

- ・ 焼却設備及び洗浄廃液乾燥設備のステンレス鋼製の機器・配管の腐食に伴う改良工事(後述)

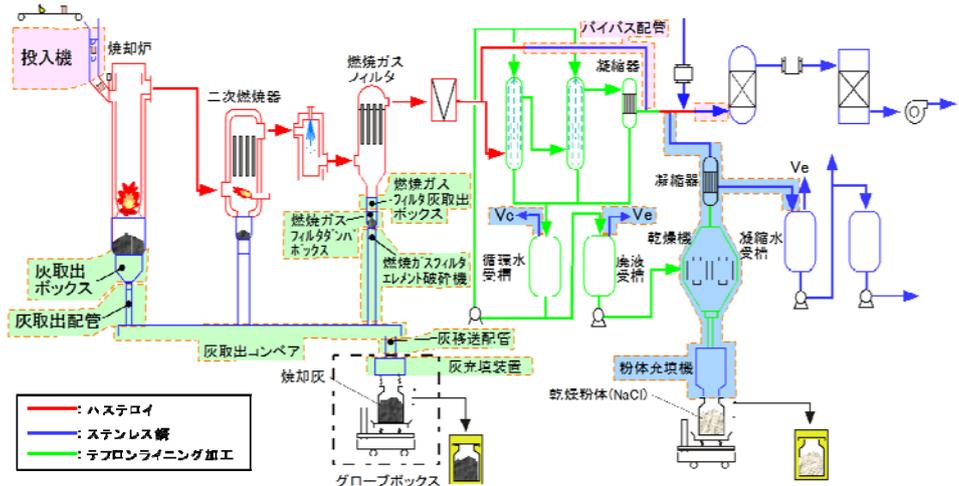
2



○平成24、25年度、内部観察と浸透探傷試験(PT検査)等を実施し、広範囲の発錆・孔食・応力腐食割れの腐食を確認。

○平成26、27年度、フェーズドアレイUT法(非破壊検査)を用いた応力腐食割れの状況調査、材料腐食評価試験、焼却運転時のHClガス濃度と水分濃度の測定を実施。

調査結果を評価し、更新範囲と更新材料を選定した。



箇所	更新材料	理由
HCl燃焼ガス流入箇所	ハステロイ	HCl等の燃焼ガスが流入することで生じる塩酸露点腐食を防ぐため、耐食性の高いハステロイに変更する。
潮解性の高い塩素化合物取扱い箇所	(ニッケル基合金)	焼却灰中に含有する塩素化合物が潮解する(相対湿度5~40%)ことで生じる大気腐食割れを防ぐため、耐食性の高いハステロイに変更する。
NaCl洗浄廃液取扱い箇所	スーパーオーステナイトステンレス鋼	乾燥機と凝縮器の運転・停止時に、NaCl洗浄廃液が濃縮することで生じる塩化物応力腐食割れを防ぐため、耐食性の高いスーパーオーステナイトステンレス鋼に変更する。

### 【導入目的】

- ・現状のプロセスで作製する固化体は、中間固化体であるため、埋設処分可能となるようセメント固化工程を導入する。
- ・製造したセメント固化体のうち、浅地中処分対象のものは、化学物質による環境汚染に配慮した対応が求められることから、廃液に含まれる硝酸性窒素(環境規制物質)による環境影響を低減させるため、固化処理前に廃液中の硝酸根を分解する硝酸根分解工程を導入する。

### 【セメント固化対象廃液と固型化材】

種類	放射能濃度	主要な化学成分	固型化材	備考
炭酸塩廃液 (硝酸根分解工程で硝酸根分解後の廃液)	約 $10^{-4}$ ～ $1$ GBq/m <sup>3</sup>	Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> , NaNO <sub>3</sub> : ≤10 wt%	高炉セメントC種 <sup>*1</sup> 又は混合セメント <sup>*2,3</sup>	—
硝酸塩廃液 (核種分離工程から発生する沈澱物を含む廃液)	約 $1$ ～ $10^3$ GBq/m <sup>3</sup>	NaNO <sub>3</sub> , NaHCO <sub>3</sub> : ≤10 wt%	高炉スラグ微粉末+ シリカヒューム <sup>*3</sup>	夾雑物あり (Fe,Si,Mg,Al等)
リン酸塩廃液 (廃溶媒処理に伴って発生する廃液)	約 $10^1$ GBq/m <sup>3</sup>	NaH <sub>2</sub> PO <sub>4</sub>		—

\*1: 普通ポルトランドセメントと高炉スラグ微粉末の混合率が、60～70%と高いもの。

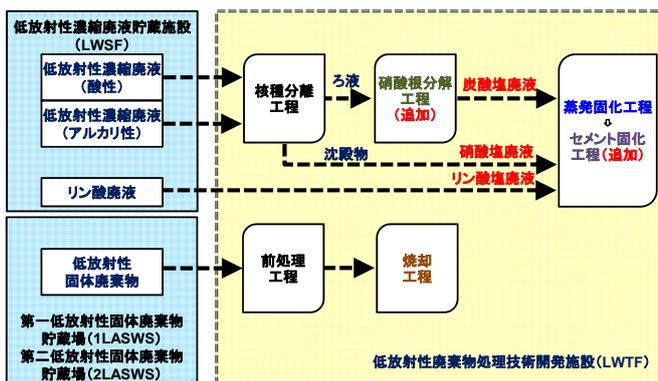
\*2: 普通ポルトランドセメントと高炉スラグ微粉末の混合率が、高炉セメントC種の範囲である70%を超えるもの。

\*3: JISに規定されたセメントに該当しない固型化材。

### 【今後の取組】

- ✓ 固型化材料は、第2種埋設規則の告示でJISのセメントに限定されているものの、一部の固型化材料(混合セメント、高炉スラグ微粉末+シリカヒューム)については、JISに規定されるセメント以外の固型化材を用いた廃棄体化を計画。  
⇒ JISに定めるセメントと同等以上の品質を有するものであることを安定性試験(JIS R 5201)において確認する。

5



### 《焼却工程》

#### ◆ 水冷ジャケット式焼却炉を採用

- ✓ 処理能力: 約400kg/日以上(事業指定申請書)に対し、約600kg/日以上であることをコールド試験において確認
- ✓ 同型炉が、プルトニウム廃棄物処理開発施設(PWTF)に先行して採用され、平成14年から処理運転を継続中

### 《蒸発固化工程》

#### ◆ ホウ酸ナトリウムを用いて濃縮し、ドラム缶内で固型化

- ✓ 処理能力: 0.3m<sup>3</sup>/日以上(硝酸塩廃液・リン酸塩廃液系)、3m<sup>3</sup>/日以上(炭酸塩廃液系)に対し、約1m<sup>3</sup>/日以上(硝酸塩廃液・リン酸塩廃液系)、約4m<sup>3</sup>/日以上(炭酸塩廃液系)であることをコールド試験において確認

### 《硝酸根分解工程》

#### ◆ Pd-Cu系触媒と還元剤(ヒドラジン)を用いて硝酸ナトリウムを還元分解し、炭酸ナトリウムを生成するプロセス

- ✓ ピーカスケール試験と工学規模試験(工学試験装置: 実機の1/25)を実施し、設計に必要な運転データやスケールアップによる影響のないことを確認
- ✓ 硝酸根の分解率として、90%以上を確保できることを確認



工学試験装置

### 《セメント固化工程》

#### ◆ 混練方法としては、廃液とセメント材をドラム缶の中で混練して固型化インドラムミキシング方式を採用

- ✓ 200ℓドラム缶を用いた実規模セメント混練装置を用いて、混練条件や物性データを確認
- ✓ 高炉セメントC種、混合セメント等の固型化材を用いて、充填率約20～50wt%の固化体が製造できることを確認



実規模セメント混練装置

【基本的な考え方】

- ◆ リスクの高い廃溶媒を早期処理するために、廃溶媒処理に伴って廃溶媒処理技術開発施設(ST)から発生する「リン酸廃液」を優先的にセメント固化し、その後、「低放射性濃縮廃液」の処理に着手
- ◆ 「低放射性濃縮廃液」の処理については、貯蔵の裕度が少ない、Z施設の濃縮液から先行して開始
- ◆ 廃液処理の開始時期は、LWTFの合格証取得予定である平成35年度で計画
- ◆ 発生したセメント固化体は、当面第二アスファルト固化体貯蔵施設(AS2)に貯蔵(容量:約10,000本)し、処分場の受け入れが開始した後、搬出予定
- ◆ 固体・液体廃棄物処理系の運転に向けて、約10人(現状)から約70人(運転段階)に増員予定

《リン酸廃液》

- 約6年で全量をセメント固化予定(約20m<sup>3</sup>/年の固化処理を計画)…………平成35~40年頃

《低放射性濃縮廃液》

- 約20年で約3000m<sup>3</sup>の濃縮廃液をセメント固化予定(約200m<sup>3</sup>/年の固化処理を計画)…………平成41~61年頃  
 平成61年度以降については、今後発生する濃縮廃液の処理を継続

施設名	保有量/容量	液性
AAF	約 540m <sup>3</sup> /750m <sup>3</sup> ~10 <sup>13</sup> Bq 主要核種:FP( <sup>137</sup> Cs等)	・酸性(<2mol/L) ・アルカリ性(<2mol/L)
LWSF	約 1030m <sup>3</sup> /1500m <sup>3</sup> ~10 <sup>13</sup> Bq 主要核種:FP( <sup>137</sup> Cs等)	・酸性(<2mol/L) ・アルカリ性(<2mol/L)
ASP	約 100m <sup>3</sup> /300m <sup>3</sup> ~10 <sup>12</sup> Bq 主要核種:FP( <sup>137</sup> Cs等)	・アルカリ性(<2mol/L)
LW2	約 580m <sup>3</sup> /1000m <sup>3</sup> ~10 <sup>12</sup> Bq 主要核種:FP( <sup>137</sup> Cs等)	・アルカリ性(<2mol/L)
Z	約 800m <sup>3</sup> /1000m <sup>3</sup> ~10 <sup>10</sup> Bq 主要核種:FP( <sup>137</sup> Cs等)	・アルカリ性(<2mol/L)

○焼却設備の改良工事

腐食を確認した機器・配管については、耐食性向上のための改良工事を行う。改良工事は、設工認の認可後に着手し、工事完了後、先行して固体廃棄物処理系の運転を開始する。

○硝酸根分解設備・セメント固化設備の設置工事

硝酸根分解設備及びセメント固化設備の設置工事については、事業変更許可を経て、設工認の認可後に着手し、工事完了後、固体廃棄物処理系に続いて、液体廃棄物処理系の運転を開始する。新たな設備を追加する工事となるため、固体廃棄物処理系と比べて運転開始までに期間を有する。

○固体廃棄物処理系の使用前検査合格証の先行取得

現状の計画では、液体廃棄物処理系の改造工事は、固体廃棄物処理系の改良工事より更に数年を要する見込みである。また、固体廃棄物の貯蔵裕度は、液体廃棄物に比べて小さく、液体廃棄物処理系と固体廃棄物処理系を同時期に開始すると固体廃棄物の貯蔵施設が満杯となる可能性がある。このため、固体廃棄物処理系を先行して運転開始したい。

○新規制基準対応

既存の機器・配管のうち、剛構造でないものについては耐震評価、必要に応じて補強設計を行い、設工認の認可後に補強工事に着手し、運転開始までに補強工事を完了する。



### 【第2種埋設】

#### ○ 埋設対象廃棄物の許可区分の拡大

・現行の原子力規制委員会第2種埋設規則で埋設対象として規定している廃棄体及びコンクリート等廃棄物の発生施設は、原子炉施設に限定しているため、再処理施設から発生する廃棄物を処分するための規則の改正。

#### ○ 固型化材料の種類追加

・現行の原子力規制委員会第2種埋設規則の告示で規定している均質・均一固化体の製作で用いる固型化材料については、JISに定めるセメントに限定しているが、JIS以外の固型化材料(混合セメント、高炉スラグ微粉末+シリカヒューム)を用いて固型化し廃棄体とすることを計画していることから、固型化材料の種類追加、又は性能要求化。

### 【第1種埋設】

#### ○ 技術基準の整備

・第1種廃棄物埋設となるセメント固化体(硝酸塩廃液、リン酸塩廃液)の製造を計画しているため、廃棄体に求められる技術基準の整備。

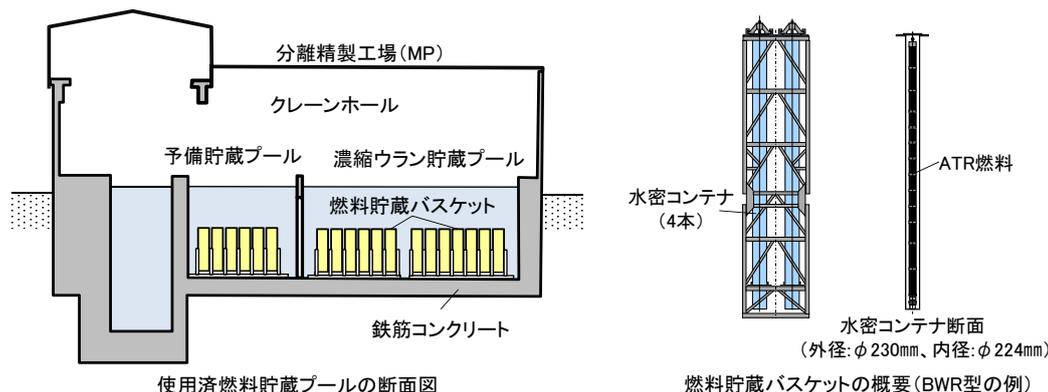


## 使用済燃料貯蔵プールの水が喪失した際のリスク評価 使用済燃料貯蔵プールの概要(1/3) - 使用済燃料の貯蔵方法 -

東海再処理施設では、現在ふげん使用済燃料約40.7トン进行貯蔵しており、今後は、海外再処理を含めて使用済燃料の搬出を検討しているが、当面、使用済燃料の貯蔵を继续することから、使用済燃料の保管に伴うリスクとして、プール水全喪失時の使用済燃料の健全性、周辺公衆への影響等を評価した。

### 【使用済燃料の貯蔵方法】

- 分離精製工場(MP)の使用済燃料貯蔵プール[濃縮ウラン貯蔵プール及び予備貯蔵プール、最大貯蔵量：516体(140トン)]には、旧ふげん発電所の使用済燃料(ATR燃料)を265体(約40.7トン)貯蔵中
- 使用済燃料貯蔵プールでは、使用済燃料をステンレス製の燃料貯蔵バスケット[BWR型(4体収納)、共用型(4体収納)、高密度型(8体収納)]の水密コンテナ内に1体ごと密封して貯蔵する構造(ATR燃料はいずれの燃料貯蔵バスケットに収納可能)
- 使用済燃料貯蔵プールの躯体は、鉄筋コンクリート(厚さ 約50cm～約200cm)造りであり、ステンレス(SUS304L)のライニング(床 約4mm、壁 約3mm)で内張り仕上げ(昭和49年10月竣工)



1



## 使用済燃料貯蔵プールの概要(2/3) - 貯蔵燃料の発熱量等 -

### 【貯蔵燃料(ATR燃料265体)の発熱量等】

プール水全喪失時における使用済燃料の健全性評価、周辺公衆への影響評価等を行うため、それら評価に用いる発熱量、内蔵放射能量等を評価した。

### 【評価条件】

- ① 燃料種類  $UO_2$ 燃料:112体、MOXB燃料:153体
- ② 冷却日数は炉停止日から平成29年4月1日現在として評価
- ③ 燃焼計算コード(ORIGEN2.2)を用いて評価

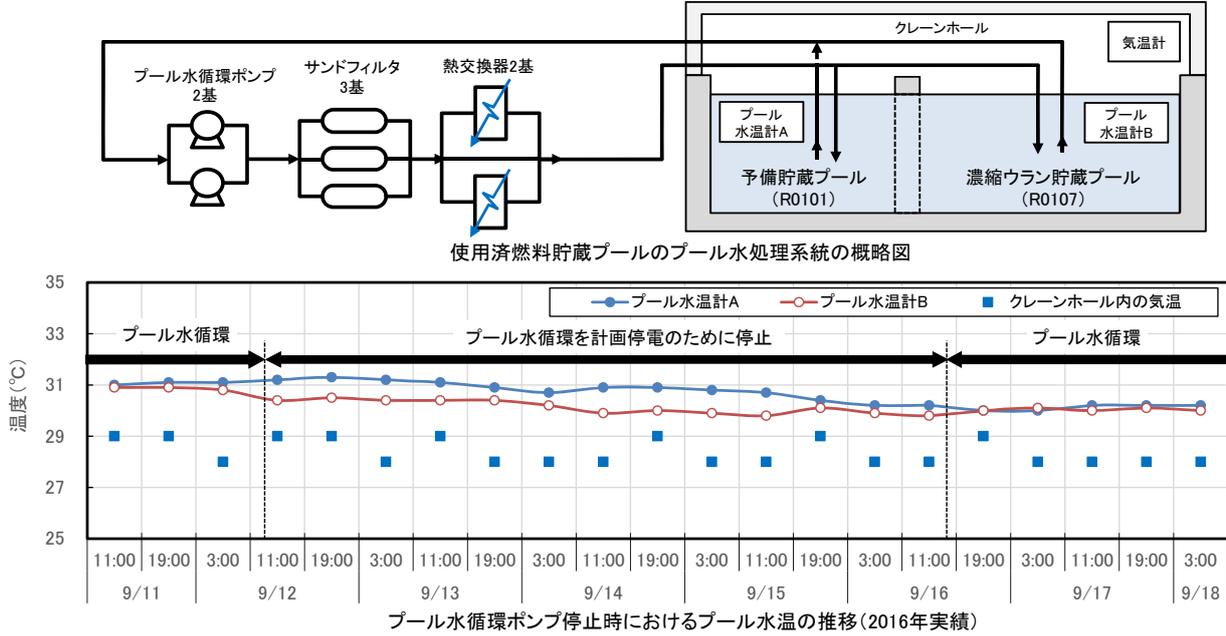
### 【評価結果】

使用済燃料種類	使用済燃料数(体)	初装荷重量 t(U+Pu)	平均燃焼度 (GWD/tU)	平均冷却日数 (日)	内蔵放射能量 (GBq)	総発熱量 (kW)	1体当りの最大発熱量 (W/体)
ATR- $UO_2$	112	約17.2	約13.8	約5,240	約 $8.5 \times 10^7$	約6.4	約80
ATR-MOXB	153	約23.5	約14.4	約9,650	約 $1.1 \times 10^8$	約13	約110
計:	265	約40.7	約14.2	約7,790	約 $2.0 \times 10^8$	約20	—

現在貯蔵中の使用済燃料は、十分冷却されており、最も発熱量の高いATR-MOXB燃料においても約110W/体である。

### 【使用済燃料貯蔵時のプール水温の変化】

使用済燃料貯蔵プールのプール水は、循環系統に設けた熱交換器により使用済燃料からの崩壊熱を除去される。プール水の循環を停止した際のプール水温の変化を以下に示す。



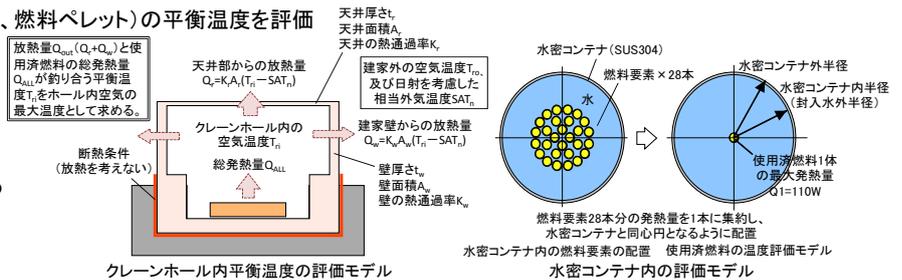
現在貯蔵中のふげん燃料は、冷却日数が長く発熱量が低いことから、プール水循環を停止してもプール水温は上昇しない。

### (1) 使用済燃料の健全性 (温度) 評価

プール水全喪失時の使用済燃料 (被覆管、燃料ペレット) の平衡温度を評価

#### 【評価条件】

- ① 建家外表面からの放熱を考慮し、使用済燃料 (265体) の総発熱量とクレーンホール内空気の平衡温度を評価
- ② クレーンホール内空気中で自然対流熱伝達での水密コンテナの放熱量が使用済燃料の最大発熱量 (約110W/体) と釣り合う水密コンテナ表面温度を評価
- ③ 水密コンテナ表面温度、構成材の熱伝導率等から使用済燃料の温度を評価



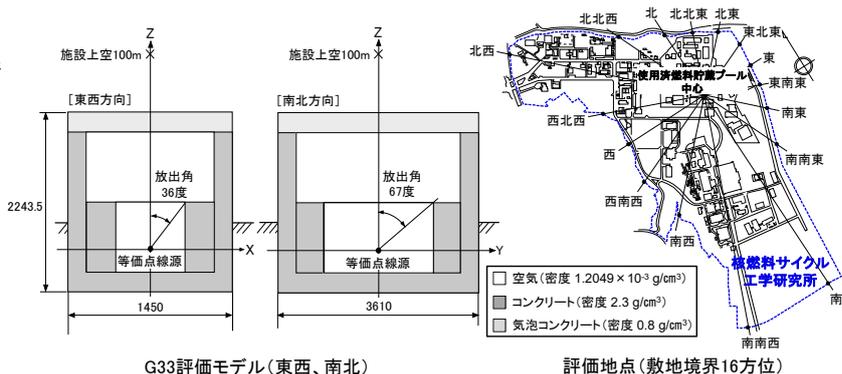
プール水全喪失時に建家換気系が停止したとしても、被覆管の平衡温度、使用済燃料の平衡温度は、約110°C以下となり、冷却材喪失時の被覆管の基準値1200°C及び使用済燃料 (二酸化ウラン燃料) の融点 約2800°Cより十分低く、燃料損傷に至ることはない。

### (2) 周辺公衆への影響評価

プール水全喪失時にスカイシャインガンマ線による周辺公衆への被ばく影響を評価

#### 【評価条件】

- ① クレーンホール建家、燃料貯蔵バスケット配置形状をモデル化
- ② 線源強度は現状貯蔵している使用済燃料265体として設定
- ③ 点減衰核計算コード (QAD-CGGP2R) 及び一回散乱法コード (G33-GP2R) を用いて解析を実施
- ④ 評価地点は敷地境界16方位



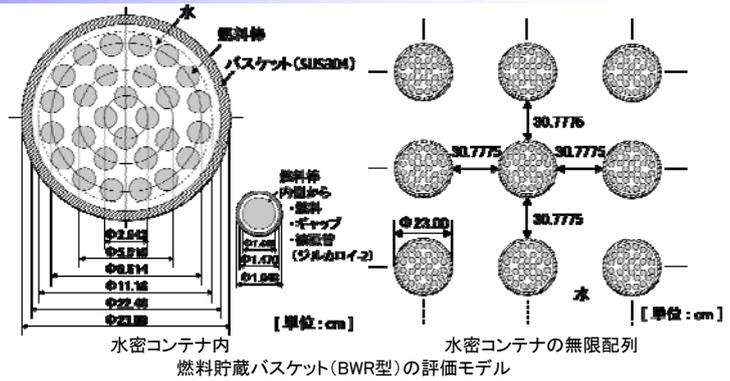
プール水全喪失時、敷地境界で人の居住の可能性があるエリアの最大実効線量は約4 μSv/h (西方向)、敷地境界の最大実効線量は約36 μSv/h (北東) となり、周辺公衆への著しい被ばく (5mSv) へ達するまでに約5.7日程度の余裕があることを確認した。

(3) 臨界安全性評価

プール水全喪失時に使用済燃料の未臨界性を評価

【評価条件】

- ① 燃料種類: UO<sub>2</sub>燃料、MOXB燃料
- ② 燃料貯蔵バスケット(3種)による使用済燃料の面間距離を考慮した無限配列モデル
- ③ プール水位(使用済燃料の水没高さ)をパラメータとして解析
- ④ 臨界安全解析コードシステム(SCALE4.4a)を用いて実効増倍率( $k_{eff}+3\sigma$ )を評価



プール水の喪失過程において、プール水全喪失時の実効増倍率( $k_{eff}+3\sigma$ )が約0.87で最大となり、未臨界の判断基準( $\leq 0.95$ )を下回ることから臨界に至ることはない。

【プール水全喪失時における影響評価のまとめ】

- 東海再処理施設の使用済燃料貯蔵プールにおいては、プール水が全喪失に至った場合においても、現在貯蔵中のふげん燃料は、冷却日数が十分長く、発熱量が低いことから、燃料損傷に至ることはなく、また未臨界を維持することを確認
- プール水全喪失時において敷地境界の最大実効線量は、約36  $\mu$  Sv/h(北東)となり、周辺公衆への著しい被ばく(5mSv)へ達するまでには約5.7日程度の時間余裕があることを確認



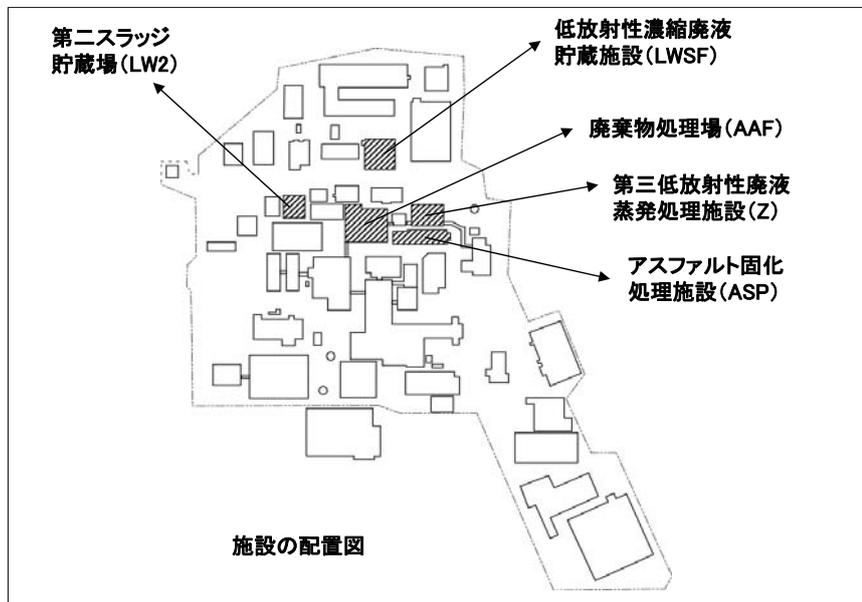
スカイシャイン線による周辺公衆の被ばく影響の観点から、プール水位が維持できない場合には速やかに遮へい対策を実施するための必要な資機材等(可搬式給水設備、プールの状態監視のための可搬型計装機器)を配備する。



使用を継続する低レベル廃棄物の処理・貯蔵施設について  
—概要—

<概要>

比較的放射能濃度の高い液体廃棄物を保管する施設として、廃棄物処理場(AAF)、第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)、第二スラッジ貯蔵場(LW2)、アスファルト固化処理施設(ASP)、低放射性濃縮廃液貯蔵施設(LWSF)を選定し、安全確保対策について整理した結果、現状の安全管理方法で安全が確保されていることを確認した。



1



使用を継続する低レベル廃棄物の処理・貯蔵施設について  
—低放射性濃縮廃液の保有量及び漏えいに対する設計上の考慮等—

施設名	保有量／容量	液性	漏えいに対する設計上の考慮*	設備の健全性確認
AAF	約 540m <sup>3</sup> ／750m <sup>3</sup> ～10 <sup>13</sup> Bq 主要核種：FP( <sup>137</sup> Cs等)	・酸性 (<2mol/L) ・アルカリ性 (<2mol/L)	○ 材料 ステンレス鋼の中でもさらに耐食性に優れた極低炭素材料(SUS304L、SUS316L)の採用 ○ 検知 ・貯蔵液位を監視するための液位計の設置 ・漏えいを検知するための漏えい検知器の設置 ○ 閉じ込め ・漏えいを受けするためのドリフトレイ(ステンレス鋼製)の設置 ・漏えい液を回収するためのスチームジェットの設置 ・スラブによる漏えい液の二重防護構造の採用 ・スラブ内液が集まるピットの移送用ポンプの設置	【漏えい検知器】 ・警報試験(施設定期自主検査:1回/月) ・総合試験(施設定期自主検査:1回/年) 【スチームジェット】 ・作動試験(供用期間中検査:1回/5年) 【液位計】 ・校正(1回/5年) 【ピット内液】 ・採取、分析(1回/月)
LWSF	約 1030m <sup>3</sup> ／1500m <sup>3</sup> ～10 <sup>13</sup> Bq 主要核種：FP( <sup>137</sup> Cs等)	・酸性 (<2mol/L) ・アルカリ性 (<2mol/L)	○ 材料 ステンレス鋼の中でもさらに耐食性に優れた極低炭素材料(SUS304L)の採用 ○ 検知 ・貯蔵液位を監視するための液位計の設置 ・漏えいを検知するためのサイトグラス(ステンレス鋼製)の設置 ○ 閉じ込め ・スラブによる漏えい液の二重防護構造の採用 ・スラブ内液が集まるピットの移送用ポンプの設置	【液位計】 ・校正(1回/5年) 【ピット内液】 ・採取、分析(1回/月) ・サイトグラス内液の有無の確認(1回/日)
ASP	約 100m <sup>3</sup> ／300m <sup>3</sup> ～10 <sup>12</sup> Bq 主要核種：FP( <sup>137</sup> Cs等)	・アルカリ性 (<2mol/L)	○ 材料 ステンレス鋼の中でもさらに耐食性に優れた極低炭素材料(SUS316L)の採用 ○ 検知 ・貯蔵液位を監視するための液位計の設置 ○ 閉じ込め ・スラブによる漏えい液の二重防護構造の採用 ・スラブ内液が集まるピットの移送用ポンプの設置	【液位計】 ・校正(1回/5年) 【ピット内液】 ・採取、分析(1回/月) ・ピット内液の有無の確認(1回/日)
LW2	約 580m <sup>3</sup> ／1000m <sup>3</sup> ～10 <sup>12</sup> Bq 主要核種：FP( <sup>137</sup> Cs等)	・アルカリ性 (<2mol/L)	○ 材料 ステンレス鋼の中でもさらに耐食性に優れた極低炭素材料(SUS304L)の採用 ○ 検知 ・貯蔵液位を監視するための液位計の設置 ・漏えいを検知するためのサイトグラス(ステンレス鋼製)の設置 ○ 閉じ込め ・スラブによる漏えい液の二重防護構造の採用 ・スラブ内液が集まるピットの移送用ポンプの設置	【液位計】 ・校正(1回/5年) 【ピット内液】 ・採取、分析(1回/月) ・ピット内液の有無の確認(1回/日)
Z	約 800m <sup>3</sup> ／1000m <sup>3</sup> ～10 <sup>10</sup> Bq 主要核種：FP( <sup>137</sup> Cs等)	・アルカリ性 (<2mol/L)	○ 材料 ステンレス鋼の中でもさらに耐食性に優れた極低炭素材料(SUS316L)の採用 ○ 検知 ・貯蔵液位を監視するための液位計の設置 ○ 閉じ込め ・スラブによる漏えい液の二重防護構造の採用 ・スラブ内液が集まるピットの移送用ポンプの設置	【液位計】 ・校正(1回/5年) 【ピット内液】 ・採取、分析(1回/月) ・ピット内液の有無の確認(1回/日)

\* 低放射性濃縮廃液では、有意な放射線分解による水素の発生及び発熱はないことから考慮が必要な項目は漏えいである。

2

施設名	評価結果			
	低放射性濃縮廃液を保管する地下階の耐震性 (保有水平耐力/必要保有水平耐力)		漏えい時における敷地境界外の線量*1 (mSv)	
AAF	2.5 *2	≥ 1.25	3.2 × 10 <sup>-2</sup>	< 5mSv
LWSF	2.1 *3		4.0 × 10 <sup>-2</sup>	
ASP	1.6 *2		4.0 × 10 <sup>-3</sup>	
LW2	7.9 *2		2.4 × 10 <sup>-3</sup>	
Z	4.3 *2		3.1 × 10 <sup>-2</sup>	

\*1: 線量評価

- ・核種組成: 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))を引用
- ・放出量: 建家内に全量が漏えいし、気相へ移行(気相への移行率:  $2.0 \times 10^{-5}$  (ただし、希ガス、ハロゲン元素については1))
- ・放出経路: 排気筒を介さず、建家外へ放出(地上拡散)することを想定(建家の除染係数 10を考慮)
- ・被ばく経路: 放射性雲による外部被ばく及び呼吸摂取に係る内部被ばくを考慮(実効放出時間: 1時間)
- ・線量: 暫定値(最新の気象データを用いて評価予定)

\*2: 昭和56年以前の建築基準法(旧耐震基準)により建設された施設を評価(平成25年)

\*3: 施設建設時の値(平成10年)

● まとめ

- ・低放射性濃縮廃液を保管している地下階は十分な保有水平耐力を有している。
- ・廃液の漏えいを想定した場合でも周辺公衆被ばく量を5mSvより十分低く抑えることができる。

<概要>

比較的放射能濃度の高い液体廃棄物を大量に保管する施設における漏えい時(施設内に保有している濃縮廃液全量の漏えいを想定)の線量評価に用いた気相及び建家外への移行率、放出量並びに線量評価方法は、以下のとおりである。

○気相への移行率

- 液中に内蔵される放射性物質の気相への移行率:  $2.0 \times 10^{-5}$  ※

※: 希ガス、ハロゲン元素については、1

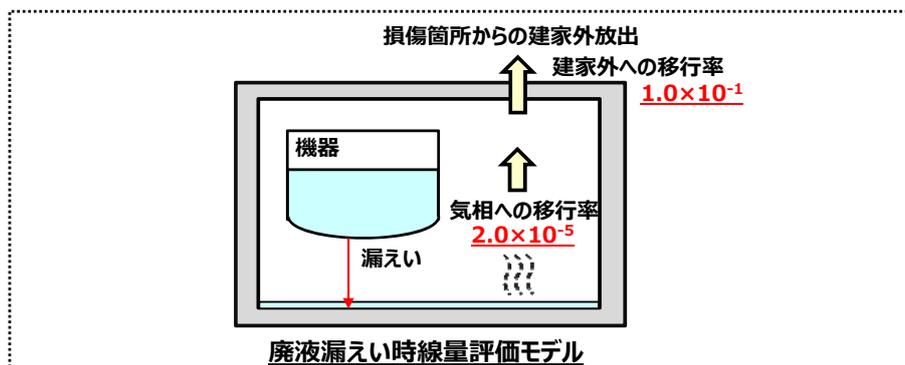
- 気相への移行率は、**NUREG/CR-2139(1981)**より引用(再処理事業指定申請書 リサイクル機器試験施設における安全評価に使用)

○建家外への移行率

- 気相移行した放射性物質の建家外への移行率:  $1.0 \times 10^{-1}$
- 建家外への移行率は、**IAEA-SM-119/7 (1969)**より引用(セルにひび割れ等の損傷が生じた場合)

○放出量の算出

- 放出量(Bq) = 内蔵放射能(Bq) × 漏えい率1(全量漏えい想定) × 気相移行率  $2.0 \times 10^{-5}$  × 建家外移行率  $1.0 \times 10^{-1}$



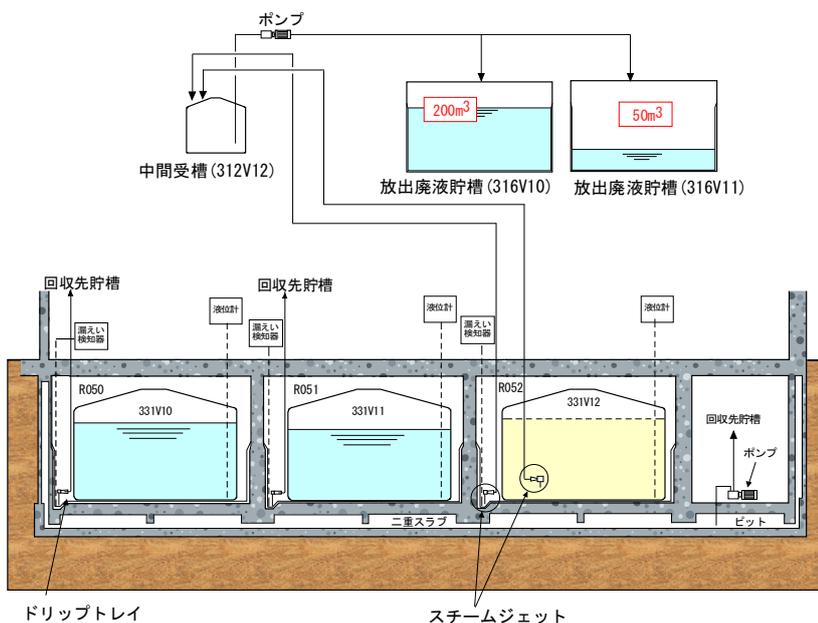
### ○実効線量の評価方法

- 液体廃棄物中の内蔵放射能(Bq)から算出した放出量(Bq)を基に内部被ばく及び外部被ばくの実効線量(mSv)を評価
- 放出量及び実効線量の評価方法及び評価に用いたデータの引用元は、以下のとおり

項目	線量評価に用いたデータの引用元等	例) AAF	
放出量	①内蔵放射能 (Bq)	貯槽に保有している液体廃棄物量及び放射能濃度の実測データより算出	$1.0 \times 10^{14}$
	②セルへの漏えい率	全量漏えいを想定し、「1」に設定	1
	③気相への移行率	NUREG/CR-2139(1981)に基づき、設定	$2.0 \times 10^{-5}$
	④建家外への移行率	IAEA-SM-119/7(1969)に基づき、設定	$1.0 \times 10^{-1}$
	⑤放出量 (Bq) = ①×②×③×④		$2.67 \times 10^8$
内部被ばく	⑥相対濃度 (h/m <sup>3</sup> )	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示される式に従い、設定	$1.12 \times 10^{-6}$ (1994年データより設定)
	⑦呼吸率 (m <sup>3</sup> /h)	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示される呼吸率	1.2
	⑧全身の預託線量換算係数 (mSv/Bq)	ICRP Publication72を拡張したICRPによるデータベースに基づき、設定	$8.97 \times 10^{-5}$ 核種ごとに換算係数を設定 ( <sup>137</sup> Cs: $4.6 \times 10^{-6}$ )
	⑨実効線量 (mSv) = ⑤×⑥×⑦×⑧		$3.22 \times 10^{-2}$
外部被ばく	⑩各核種のγ線実効エネルギー (MeV/dis)	「原子炉安全基準専門部会報告書」 原子力安全委員会(1988)に基づき、設定	$6.0 \times 10^{-3}$
	⑪γ線実効エネルギー基準値 (=0.5MeV/dis)	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、設定	$5.0 \times 10^{-1}$
	⑫空気吸収線量から実効線量への換算係数 (Sv/Gy)	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、設定	1
	⑬相対線量 (mGy/Bq)	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示される式に従い、設定	$5.73 \times 10^{-15}$ (1995/1996年データより設定)
	⑭実効線量 (mSv) = ⑤×⑩/⑪×⑫×⑬		$1.84 \times 10^{-8}$
	⑮各核種のβ線による皮膚被ばく換算係数 [(mSv/Bq) / (h/m <sup>3</sup> )]	NUREG/CR-1918(1981)に基づき、設定	$1.01 \times 10^{-10}$
	⑯相対濃度 (h/m <sup>3</sup> )	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示される式に従い、設定	$1.12 \times 10^{-6}$ (1994年データより設定)
	⑰組織荷重係数	「原子炉安全基準専門部会報告書」 原子力安全委員会(1988)に基づき、設定	$1.0 \times 10^{-2}$
⑱実効線量 (mSv) = ⑤×⑮×⑯×⑰		$3.02 \times 10^{-10}$	
実効線量 (mSv) = ⑨+⑱+⑰		$3.22 \times 10^{-2}$	

5

- 濃縮廃液が全量(250m<sup>3</sup>)漏えいした場合の回収方法等



- 低放射性濃縮廃液貯蔵セル(R050,R052)
  - ・大きさ: 約縦10m × 横10m × 高さ6m
  - ・ドリフトレイ材質: SUS304L(厚さ:3mm)
- 低放射性濃縮廃液貯槽(331V10,V12: 円筒たて型貯槽)
  - ・保有量/容量: 約370m<sup>3</sup>/500m<sup>3</sup>(250m<sup>3</sup> × 2基)
  - ・液性: 酸性
  - ・材質: SUS316L(厚さ:8mm)

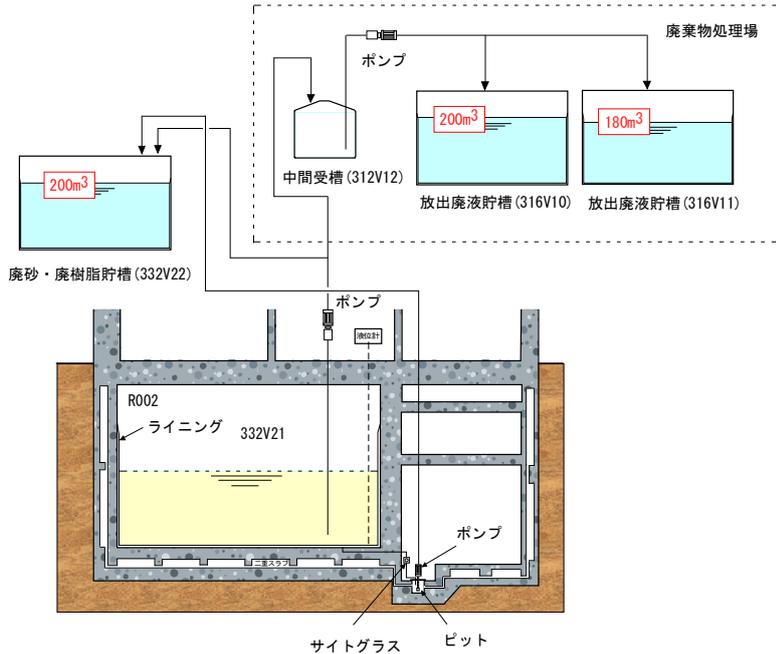
- 低放射性濃縮廃液貯蔵セル(R051)
  - ・大きさ: 約縦10m × 横10m × 高さ6m
  - ・ドリフトレイ材質: SUS304L(厚さ:3mm)
- 低放射性濃縮廃液貯槽(331V11: 円筒たて型貯槽)
  - ・保有量/容量: 約170m<sup>3</sup>/250m<sup>3</sup>
  - ・液性: アルカリ性
  - ・材質: SUS316L(厚さ:8mm)

- 貯蔵管理
  - ・液位計により貯蔵量を管理
  - ・漏えい検知器により漏えいを監視
  - ・貯槽からの漏えい液は、セル内のドリフトレイで受け、スチームジェットにより回収先貯槽へ移送。
  - ・万一、ドリフトレイから二重スラブに漏出した場合は、ピットへ集液し、ポンプにより回収先貯槽に移送。

- ・ドリフトレイに漏えいした濃縮廃液は、スチームジェットにより回収先貯槽に移送
- ・貯槽内の濃縮廃液は、スチームジェット及びポンプにより施設内の放出廃液貯槽(316V10,V11)へ移送

6

➤ 濃縮廃液が全量(580m<sup>3</sup>)漏えいした場合の回収方法等

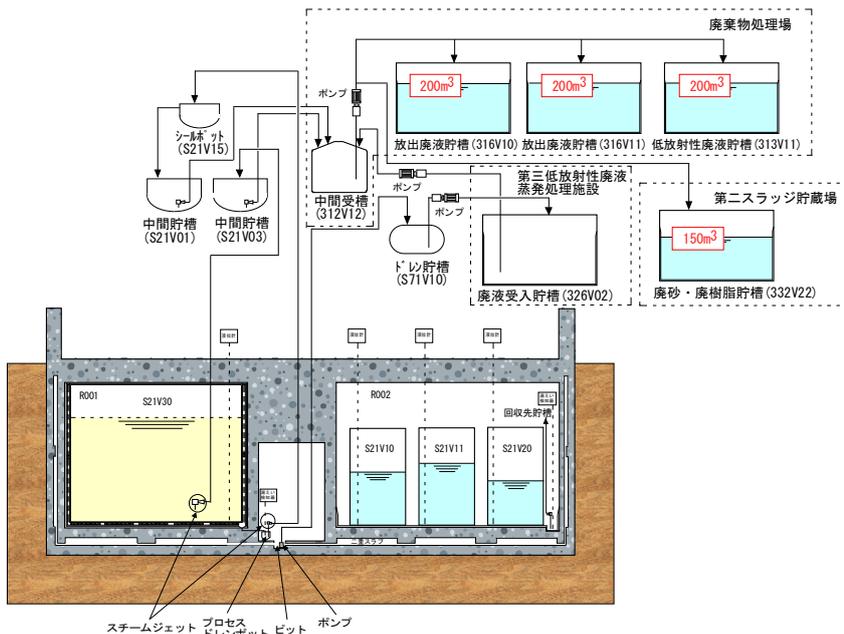


- 濃縮液貯蔵セル(R002)
- ・大きさ:約縦11m × 横14m × 高さ9m
- 濃縮液貯槽(332V21:ライニング型貯槽)
- ・保有量/容量:約580m<sup>3</sup>/1000m<sup>3</sup>
- ・液性:アルカリ性
- ・ライニング材質:SUS304L(厚さ:6mm)

- 貯蔵管理
- ・液位計により貯蔵量を管理
- ・サイトグラスにより漏えいを監視
- ・貯槽からの漏えい液は、二重スラブを通りピットへ集液し、ポンプにより回収先貯槽に移送。

- ・ピットに漏えいした濃縮廃液は、ポンプにより回収先貯槽に移送
- ・貯槽内の濃縮廃液は、ポンプにより施設内の廃砂・廃樹脂貯槽(332V22)、廃棄物処理場の放出廃液貯槽(316V10,V11)へ移送

➤ 濃縮廃液が全量(750m<sup>3</sup>)漏えいした場合の回収方法等

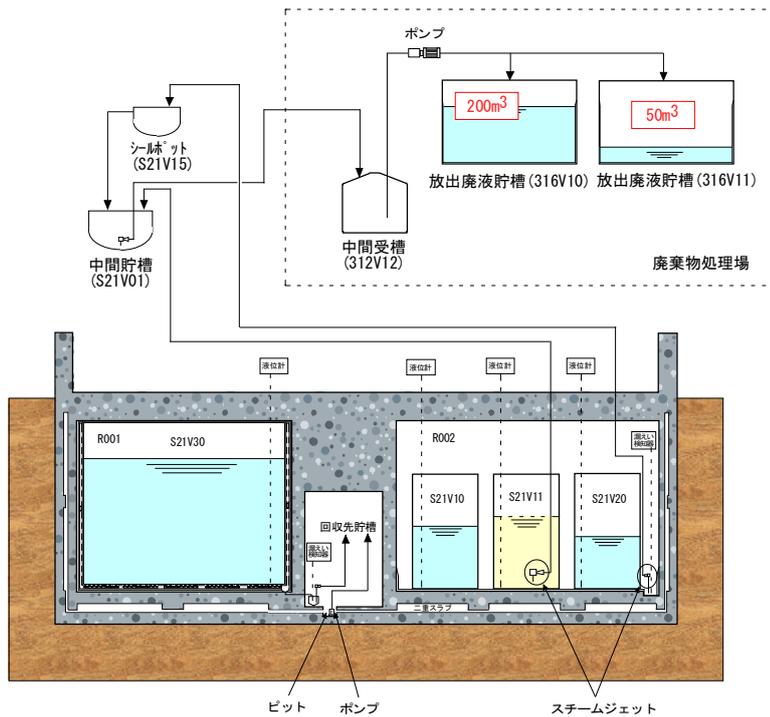


- 第1濃縮廃液貯蔵セル(R001)
- ・大きさ:約縦12m × 横8m × 高さ12m
- 濃縮液貯槽(S21V30:ライニング型貯槽)
- ・保有量/容量:約590m<sup>3</sup>/750m<sup>3</sup>
- ・液性:アルカリ性
- ・ライニング材質:SUS316L(厚さ:6mm)

- 貯蔵管理
- ・液位計により貯蔵量を管理
- ・漏えい検知器により漏えいを監視
- ・濃縮液貯槽からの漏えい液は、漏えい液回収溝を通り漏えい液回収ポットへ集液し、スチームジェットにより回収先貯槽に移送。

- ・プロセスドレンポットに漏えいした濃縮廃液は、スチームジェットにより回収先貯槽に移送
- ・ピットに漏えいした濃縮廃液は、ポンプにより回収先貯槽に移送
- ・貯槽内の濃縮廃液は、スチームジェット及びポンプにより廃棄物処理場の放出廃液貯槽(316V10,V11)及び低放射性廃液貯槽(313V11)、第二スラッジ貯蔵場の廃砂・廃樹脂貯槽(332V22)へ移送

➤ 濃縮廃液が全量(250m<sup>3</sup>)漏えいした場合の回収方法等

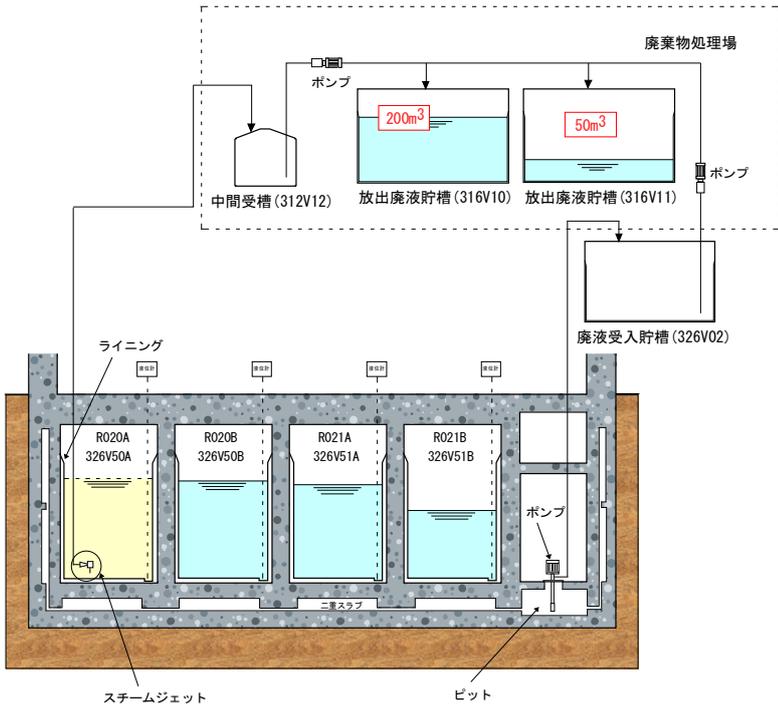


○第2濃縮廃液貯蔵セル(R002)  
 ・大きさ: 約縦18m × 横19m × 高さ11m  
 ・ドリフトレイ材質: SUS304 (厚さ: 4mm)  
 ○低放射性濃縮廃液貯槽  
 (S21V10, V11, V20: 円筒たて型貯槽)  
 ・保有量/容量: 約440m<sup>3</sup>/750m<sup>3</sup> (250m<sup>3</sup> × 3基)  
 ・液性: 酸性 (1基)、アルカリ性 (2基)  
 ・材質: SUS316L (厚さ: 12mm)

○貯蔵管理  
 ・液位計により貯蔵量を管理  
 ・漏えい検知器により漏えいを監視  
 ・低放射性濃縮廃液貯槽からの漏えい液は、セル内のドリフトレイで受け、スチームジェットにより回収先貯槽に移送。  
 ・万一、ドリフトレイから二重スラブに漏出した場合は、ビットへ集液し、ポンプにより回収先貯槽に移送。

- ・ドリフトレイに漏えいした濃縮廃液は、スチームジェットにより回収先貯槽に移送
- ・貯槽内の濃縮廃液は、スチームジェット及びポンプにより廃棄物処理場の放出廃液貯槽(316V10, V11)へ移送

➤ 濃縮廃液が全量(250m<sup>3</sup>)漏えいした場合の回収方法等

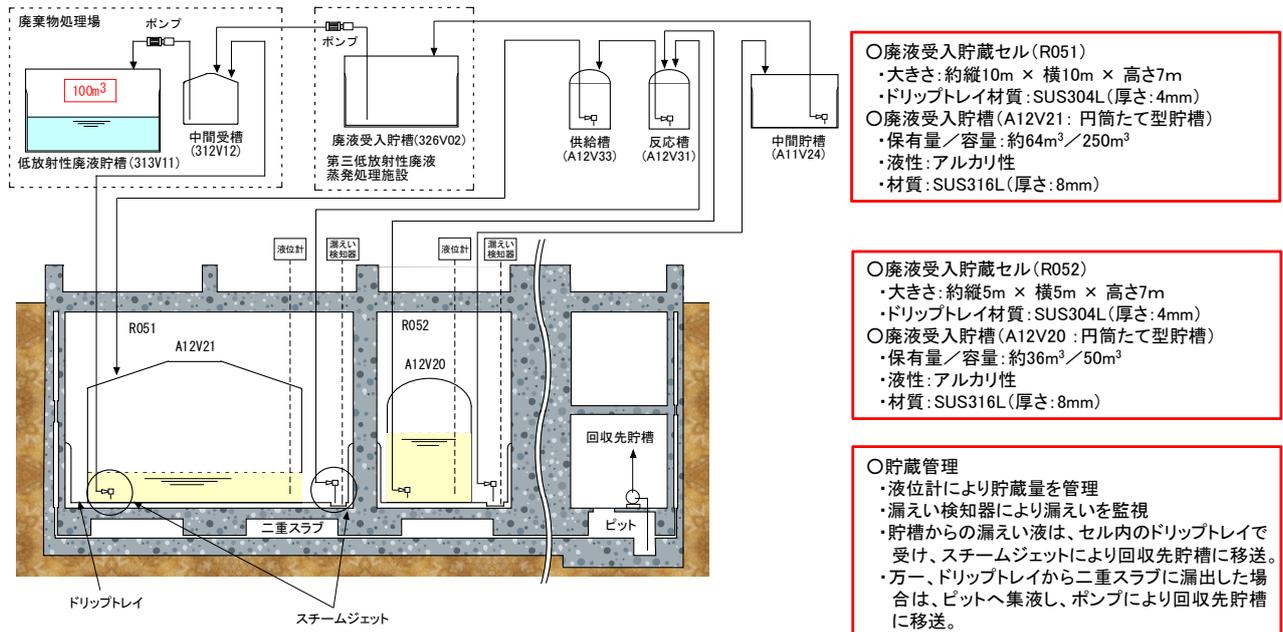


○濃縮液貯蔵セル(R020A, R020B, R021A, R021B)  
 ・大きさ: 各約縦10m × 横5m × 高さ6m  
 ○濃縮液貯槽(326V50A, V50B, V51A, V51B: ライニング型貯槽)  
 ・保有量/容量: 約800m<sup>3</sup>/1000m<sup>3</sup> (250m<sup>3</sup> × 4基)  
 ・液性: アルカリ性  
 ・ライニング材質: SUS316L (厚さ: 4mm)

○貯蔵管理  
 ・液位計により貯蔵量を管理  
 ・貯槽からの漏えい液は、二重スラブを通りビットへ集液し、ポンプにより回収先貯槽に移送。

- ・ビットに漏えいした濃縮廃液は、ポンプにより回収先貯槽に移送
- ・貯槽内の濃縮廃液は、スチームジェット及びポンプにより廃棄物処理場の放出廃液貯槽(316V10, V11)へ移送

➤ 濃縮廃液が全量(100m<sup>3</sup>)漏えいした場合の回収方法等



- ・ドリフトレイに漏えいした濃縮廃液は、スチームジェットにより回収先貯槽に移送
- ・貯槽内の濃縮廃液は、スチームジェット及びポンプにより廃棄物処理場の低放射性廃液貯槽(313V11)へ移送

➤ 濃縮廃液が漏えいした場合の回収

- ・スチームジェット又はポンプにより所定の廃液貯槽に移送し、回収する。  
 なお、地震の影響等により既設の移送設備が使用できない場合の代替措置について、今後、検討を行う。

➤ 高経年化を踏まえた対応

○ 貯槽及びドリフトレイの点検

- ・円筒型貯槽及びドリフトレイの外観点検(カメラ等による)を定期的を実施
- ・ライニング型貯槽に隣接する壁面の外観点検(代替点検)を定期的を実施

○ 移送設備の点検

- ・濃縮廃液の移送に用いるポンプ、スチームジェットの点検を定期的を実施

施設名	保有量／容量	火災に対する設計上の考慮*	設備の健全性確認
AAF	約 15m <sup>3</sup> ／40m <sup>3</sup> ～10 <sup>9</sup> Bq 主要核種：FP( <sup>137</sup> Cs等)	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 着火源の排除 静電気等の着火源を排除するため、貯槽から接地</li> <li>○ 検知               <ul style="list-style-type: none"> <li>・火災を検知するための温度計を貯槽の排気系配管に設置</li> <li>・火災を検知するための温度警報装置をセルの排気ダクトに設置</li> </ul> </li> <li>○ 消火設備               <ul style="list-style-type: none"> <li>・貯槽内に二酸化炭素を供給するための設備を設置</li> <li>・貯槽外面に水を噴霧するための設備を設置</li> </ul> </li> <li>○ 火災の伝播防止               <ul style="list-style-type: none"> <li>・貯槽への火災の伝播を防止するためのフレイムアラスタを貯槽の排気系配管に設置(ST)</li> <li>・セルへの火災の伝播を防止するための防火スクリーンをセルの排気ダクトに設置(ST)</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 温度警報装置               <ul style="list-style-type: none"> <li>・警報試験(施設定期自主検査:1回月)</li> <li>・総合試験(施設定期自主検査:1回年)</li> </ul> </li> <li>○ 消火設備               <ul style="list-style-type: none"> <li>・総合点検(1回／年)</li> </ul> </li> </ul>
LW	約 30m <sup>3</sup> ／40m <sup>3</sup> ～10 <sup>9</sup> Bq 主要核種：FP( <sup>137</sup> Cs等)		
WS	約 60m <sup>3</sup> ／80m <sup>3</sup> ～10 <sup>9</sup> Bq 主要核種：FP( <sup>137</sup> Cs等)		
ST	約 30m <sup>3</sup> ／80m <sup>3</sup> ～10 <sup>9</sup> Bq 主要核種：FP( <sup>137</sup> Cs等)		

\* 廃溶媒(有機溶媒)は、有意な放射線分解による水素の発生及び発熱はないことから、考慮が必要な項目は火災である。

施設名	評価結果		
	廃溶媒を保管する地下階の耐震性 (保有水平耐力/必要保有水平耐力)	火災時における敷地境界外の線量*1 (mSv)	
AAF	2.5 *2	≥1.25	7.8 × 10 <sup>-3</sup>
LW	2.7 *2		6.5 × 10 <sup>-3</sup>
WS	7.8 *2		6.5 × 10 <sup>-3</sup>
ST	1.4 *3		7.8 × 10 <sup>-3</sup>
			<5mSv

\*1: 線量評価

- ・核種組成: 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))を引用
- ・放出量: 建家内に全量が漏えいし、火災により気相へ移行(気相への移行率: 1.0 × 10<sup>-2</sup> (ただし、希ガス、ハロゲン元素については1))
- ・放出経路: 排気筒を介さず、建家外へ放出(地上拡散)することを想定(建家の除染係数 10を考慮)
- ・被ばく経路: 放射性雲による外部被ばく及び呼吸摂取に係る内部被ばくを考慮(実効放出時間: 1時間)
- ・線量: 暫定値(最新の気象データを用いて評価予定)

\*2: 昭和56年以前の建築基準法(旧耐震基準)により建設された施設を評価(平成25年)

\*3: 施設建設時の値(昭和57年)

● まとめ

- ・廃溶媒を保管している地下階は十分な保有水平耐力を有している。
- ・廃溶媒の火災を想定した場合でも周辺公衆被ばく量を5mSvより十分低く抑えることができる。
- ・低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の運転開始に併せて、廃溶媒処理技術開発施設(ST)において速やかに廃溶媒の処理に着手する。

<概要>

廃溶媒を保管する施設における火災発生時の線量評価に用いた気相及び建家外への移行率、放出量並びに線量評価方法は、以下のとおりである。

○気相への移行率

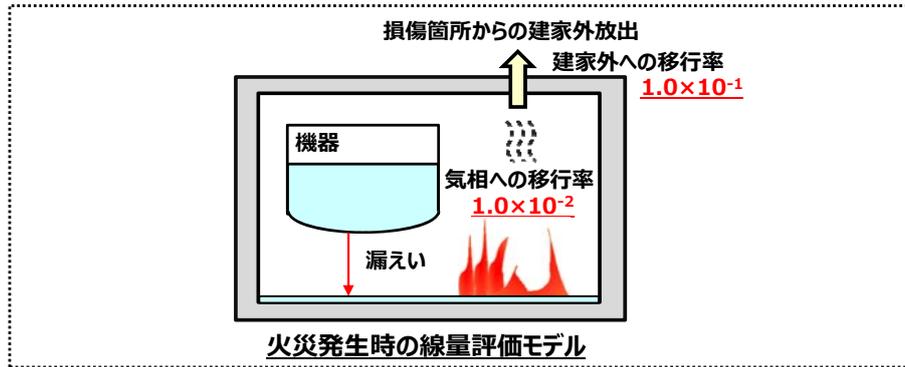
- 液中に内蔵される放射性物質の気相への移行率： $1.0 \times 10^{-2}$  ※  
 ※：希ガス、ハロゲン元素については、1
- 気相への移行率は、**JAERI-M90-127(1990)**より引用

○建家外への移行率

- 気相移行した放射性物質の建家外への移行率： $1.0 \times 10^{-1}$
- 建家外への移行率は、**IAEA-SM-119/7 (1969)**より引用（セルにひび割れ等の損傷が生じた場合）

○放出量の算出

- 放出量(Bq) = 内蔵放射能(Bq) × 漏えい率1(全量漏えい想定) × 気相移行率 $1.0 \times 10^{-2}$  × 建家外移行率 $1.0 \times 10^{-1}$



○実効線量の評価方法

- 廃溶媒中の内蔵放射能から放出量(Bq)から、内部被ばく及び外部被ばくの実効線量(mSv)を算出
- 放出量及び実効線量の評価方法及び評価に用いたデータの引用元は、以下のとおり

項目	線量評価に用いたデータの引用元等	例) AAF	
放出量	①内蔵放射能 (Bq)	貯槽に保有している廃溶媒の放射能濃度の実測データより算出	$1.0 \times 10^{10}$
	②セルへの漏えい率	全量漏えいを想定し「1」に設定	1
	③気相への移行率	JAERI-M 90-127(1990)に基づき、設定	$1.0 \times 10^{-2}$
	④建家外への移行率	IAEA-SM-119/7(1969)に基づき、設定	$1.0 \times 10^{-1}$
	⑤放出量 (Bq) = ①×②×③×④		$1.0 \times 10^7$
内部被ばく	⑥相対濃度 (h/m <sup>3</sup> )	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示される式に従い、設定	$1.12 \times 10^{-6}$ (1994年データより設定)
	⑦呼吸率 (m <sup>3</sup> /h)	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示される呼吸率	1.2
	⑧全身の預託線量換算係数 (mSv/Bq)	ICRP Publication72を拡張したICRPによるデータベースに基づき、設定	$8.97 \times 10^{-5}$ 核種ごとに換算係数を設定 ( <sup>137</sup> Cs: $4.6 \times 10^{-8}$ )
	⑨実効線量 (mSv) = ⑤×⑥×⑦×⑧		$7.82 \times 10^{-3}$
γ線	⑩各核種のγ線実効エネルギー (MeV/dis)	「原子炉安全基準専門部会報告書」 原子力安全委員会(1988)に基づき、設定	$6.0 \times 10^{-3}$
	⑪γ線実効エネルギー基準値 (=0.5MeV/dis)	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、設定	$5.0 \times 10^{-1}$
	⑫空気吸収線量から実効線量への換算係数 (Sv/Gy)	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、設定	1
	⑬相対線量 (mGy/Bq)	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示される式に従い、設定	$5.73 \times 10^{-15}$ (1995/1996年データより設定)
	⑭実効線量 (mSv) = ⑤×⑩/⑪×⑫×⑬		0
外部被ばく	⑮各核種のβ線による皮膚被ばく換算係数 [(mSv/Bq) / (h/m <sup>2</sup> )]	NUREG/CR-1918(1981)に基づき、設定	$1.01 \times 10^{-10}$
	⑯相対濃度 (h/m <sup>3</sup> )	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示される式に従い、設定	$1.12 \times 10^{-6}$ (1994年データより設定)
	⑰組織荷重係数	「原子炉安全基準専門部会報告書」 原子力安全委員会(1988)に基づき、設定	$1.0 \times 10^{-2}$
	⑱実効線量 (mSv) = ⑤×⑮×⑯×⑰		0
実効線量 (mSv) = ⑨+⑱		$7.82 \times 10^{-3}$	