

性能維持施設、安全対策、施設定期検査を受けるべき時期に係る
変更認可申請の内容の分割について

令和元年10月2日
再処理廃止措置技術開発センター

1. 概要

9/13の面談において、安全対策（事故選定・重要度分類）については、審査を優先的に進める必要があることから、性能維持施設や施設定期検査を受けるべき時期など、他の案件と同一の申請に含めるべきではないため、申請の優先順位を踏まえた申請を再考することとのコメントを頂いた。これを受け、申請内容の分割について以下のとおり再検討を行った。

2. 申請内容の分割案（別紙1参照）

申請内容を性能維持施設と施設定期検査を受けるべき時期、安全対策に分割するため、以下の補正と変更認可申請を行う。

2.1 補正

性能維持施設については、第28回東海再処理施設等安全監視チーム等におけるコメントを踏まえ、検査区分の明確化（月例検査の明確化）、燃料カスククレーンの検査対象の明確化等の検査内容の記載を修正し、補正を行う。（別紙2）

施設定期検査を受けるべき時期については、現状を踏まえ、認可後2回目の施設定期検査の記載は削除し、令和2年度の定期事業者検査を行う旨の記載に修正し、補正を行う。（別紙3）

また、申請内容の分割のため、安全対策の記載を削除する補正を行う（認可を受けた記載に戻す）。

2.2 変更認可申請（上記補正と同時期）

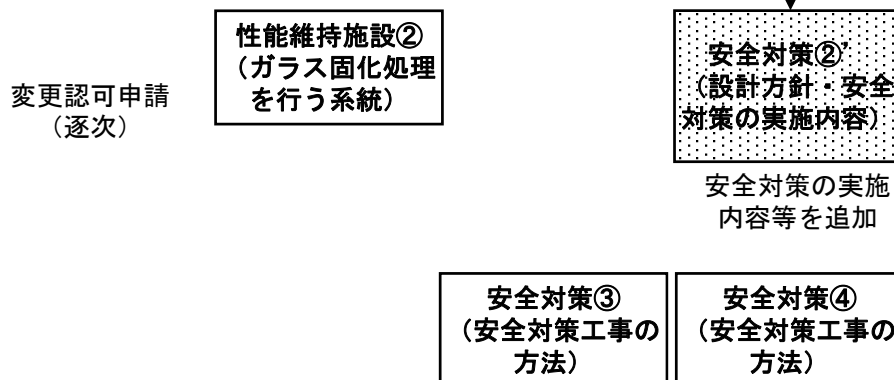
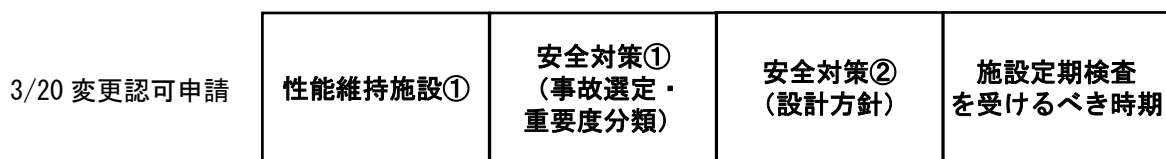
補正で削除した安全対策に係る記載のうち、事故選定と重要度分類について、面談等でのコメントを反映し、速やかに変更申請を行う。（別紙4）



3. 今後の変更認可申請の予定

以後、性能維持施設及び安全対策に関して以下の変更認可申請を逐次行う。

- ・補正で削除した安全対策に係る記載のうち、設計方針に係る記載について、実施内容を加える等の見直しを行った後、変更認可申請を行う。
- ・ガラス固化処理を行う系統の性能維持施設の追加に係る変更認可申請を行う。
- ・安全対策に係る設計及び工事の方法に係る変更認可申請を行う。

以上



 : 削除
 : コメント・現状の反映

性能維持施設、安全対策、施設定期検査を受けるべき時期に係る変更認可申請の内容の分割、今後の変更認可申請（イメージ）

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

2019年3月20日変更認可申請からの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請	2019年3月20日変更認可申請に対する補正案	変更理由
<p>五. 廃止措置期間中に性能を維持すべき再処理施設</p> <p>再処理施設は,廃止措置期間中においても使用済燃料の貯蔵,放射性廃棄物の処理・貯蔵,核燃料物質の保管を継続して行う必要がある。これらの施設については当面の間,再処理運転時と同様に性能を維持する必要があることから,表 5-1 に示す再処理運転時の施設定期自主検査の対象としていた設備及び緊急安全対策等として整備した設備,また,これらを含む系統を性能維持施設とし,詳細な設備については平成 29 年度末までに定め,その後,廃止措置計画の変更申請を行う。また,再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の詳細内容については,遅くとも平成 31 年度末までに定め,逐次廃止措置計画の変更申請を行うこととしており,これらの安全対策で整備する設備についても性能維持施設とし,逐次廃止措置計画に反映する。</p> <p>これらの性能維持施設に要求される機能等については,「添付書類六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書」に示す。</p>	<p>五. 廃止措置期間中に性能を維持すべき再処理施設</p> <p>再処理施設は,廃止措置期間中においても使用済燃料の貯蔵,放射性廃棄物の処理・貯蔵,核燃料物質の保管を継続して行う必要がある。これらの施設については当面の間,再処理運転時と同様に性能を維持する必要があることから,表 5-1 に示す再処理運転時の施設定期自主検査の対象としていた設備及び緊急安全対策等として整備した設備,また,これらを含む系統を性能維持施設とする。さらに,早期のリスク低減の観点から,ガラス固化処理を行う系統を性能維持施設とし,その機能及び検査内容について,平成 31 年度の施設定期検査の時期を見据えて廃止措置計画の変更申請を行う。また,再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の詳細内容については,遅くとも平成 31 年度末までに定め,逐次廃止措置計画の変更申請を行うこととしており,これらの安全対策で整備する設備についても性能維持施設とし,逐次廃止措置計画に反映する。</p> <p>これらの性能維持施設に要求される機能等については,「添付書類六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書」に示す。</p>	<p>五. 廃止措置期間中に性能を維持すべき再処理施設</p> <p>再処理施設は,廃止措置期間中においても使用済燃料の貯蔵,放射性廃棄物の処理・貯蔵,核燃料物質の保管を継続して行う必要がある。これらの施設については当面の間,再処理運転時と同様に性能を維持する必要があることから,表 5-1 に示す再処理運転時の施設定期自主検査の対象としていた設備及び緊急安全対策等として整備した設備,また,これらを含む系統を性能維持施設とする。さらに,早期のリスク低減の観点から,ガラス固化処理を行う系統を性能維持施設とし,その機能及び検査内容について,令和 2 年度の定期事業者検査の時期を見据えて廃止措置計画の変更申請を行う。また,再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の詳細内容については,遅くとも平成 31 年度末までに定め,逐次廃止措置計画の変更申請を行うこととしており,これらの安全対策で整備する設備についても性能維持施設とし,逐次廃止措置計画に反映する。</p> <p>これらの性能維持施設に要求される機能等については,「添付書類六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書」に示す。</p>	<p>廃止措置計画認可後初回の施設定期検査の延長を踏まえた見直し</p>

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

2019年3月20日変更認可申請からの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請	2019年3月20日変更認可申請に対する補正案	変更理由																																																																																						
<p>表 5-1 性能維持施設 (2/17)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">設備名称等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)</td> <td rowspan="4">空気圧縮機</td> </tr> <tr> <td>ガラス固化技術開発施設 (TVF)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)</td> </tr> <tr> <td>クリプトン回収技術開発施設 (Kr)</td> </tr> <tr> <td>分離精製工場 (MP)</td> <td>プルトニウム溶液蒸発缶</td> </tr> <tr> <td></td> <td>冷水設備用ポンプ</td> </tr> <tr> <td>資材庫</td> <td>浄水設備用ポンプ</td> </tr> <tr> <td>ユーティリティ施設 (UC)</td> <td>冷却水供給ポンプ</td> </tr> <tr> <td>高放射性廃液貯蔵場 (HAW)</td> <td>冷却水設備プロセス用ポンプ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>冷水設備用ポンプ</td> </tr> <tr> <td>中央運転管理室</td> <td>蒸気設備</td> </tr> <tr> <td>ガラス固化技術開発施設 (TVF)</td> <td>保管ピット</td> </tr> <tr> <td></td> <td>冷却塔</td> </tr> <tr> <td>ガラス固化技術開発棟</td> <td rowspan="20">建家・構築物</td> </tr> <tr> <td>ガラス固化技術管理棟</td> </tr> <tr> <td>第二付属排気筒</td> </tr> <tr> <td>クリプトン回収技術開発施設 (Kr)</td> </tr> <tr> <td>高放射性廃液貯蔵場 (HAW)</td> </tr> <tr> <td>ウラン脱硝施設 (DN)</td> </tr> <tr> <td>ウラン貯蔵所 (U03)</td> </tr> <tr> <td>第二ウラン貯蔵所 (2U03)</td> </tr> <tr> <td>第三ウラン貯蔵所 (3U03)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)</td> </tr> <tr> <td>除染場 (DS)</td> </tr> <tr> <td>分離精製工場 (MP)</td> </tr> <tr> <td>分析所 (CB)</td> </tr> <tr> <td>ユーティリティ施設 (UC)</td> </tr> <tr> <td>資材庫</td> </tr> <tr> <td>主排気筒</td> </tr> <tr> <td>高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)</td> </tr> </tbody> </table>	設備名称等		第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)	空気圧縮機	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	クリプトン回収技術開発施設 (Kr)	分離精製工場 (MP)	プルトニウム溶液蒸発缶		冷水設備用ポンプ	資材庫	浄水設備用ポンプ	ユーティリティ施設 (UC)	冷却水供給ポンプ	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	冷却水設備プロセス用ポンプ		冷水設備用ポンプ	中央運転管理室	蒸気設備	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	保管ピット		冷却塔	ガラス固化技術開発棟	建家・構築物	ガラス固化技術管理棟	第二付属排気筒	クリプトン回収技術開発施設 (Kr)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	ウラン脱硝施設 (DN)	ウラン貯蔵所 (U03)	第二ウラン貯蔵所 (2U03)	第三ウラン貯蔵所 (3U03)	プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	除染場 (DS)	分離精製工場 (MP)	分析所 (CB)	ユーティリティ施設 (UC)	資材庫	主排気筒	高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)	<p>表 5-1 性能維持施設 (2/17)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">設備名称等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)</td> <td rowspan="4">空気圧縮機</td> </tr> <tr> <td>ガラス固化技術開発施設 (TVF)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)</td> </tr> <tr> <td>クリプトン回収技術開発施設 (Kr)</td> </tr> <tr> <td>分離精製工場 (MP)</td> <td>プルトニウム溶液蒸発缶</td> </tr> <tr> <td></td> <td>冷水設備用ポンプ</td> </tr> <tr> <td>資材庫</td> <td>浄水設備用ポンプ</td> </tr> <tr> <td>ユーティリティ施設 (UC)</td> <td>冷却水供給ポンプ</td> </tr> <tr> <td>高放射性廃液貯蔵場 (HAW)</td> <td>冷却水設備プロセス用ポンプ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>冷水設備用ポンプ</td> </tr> <tr> <td>中央運転管理室</td> <td>蒸気設備 (一般用ボイラ含む)</td> </tr> <tr> <td>ガラス固化技術開発施設 (TVF)</td> <td>保管ピット</td> </tr> <tr> <td></td> <td>冷却塔</td> </tr> <tr> <td>ガラス固化技術開発棟</td> <td rowspan="20">建家・構築物</td> </tr> <tr> <td>ガラス固化技術管理棟</td> </tr> <tr> <td>第二付属排気筒</td> </tr> <tr> <td>クリプトン回収技術開発施設 (Kr)</td> </tr> <tr> <td>高放射性廃液貯蔵場 (HAW)</td> </tr> <tr> <td>ウラン脱硝施設 (DN)</td> </tr> <tr> <td>ウラン貯蔵所 (U03)</td> </tr> <tr> <td>第二ウラン貯蔵所 (2U03)</td> </tr> <tr> <td>第三ウラン貯蔵所 (3U03)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)</td> </tr> <tr> <td>除染場 (DS)</td> </tr> <tr> <td>分離精製工場 (MP)</td> </tr> <tr> <td>分析所 (CB)</td> </tr> <tr> <td>ユーティリティ施設 (UC)</td> </tr> <tr> <td>資材庫</td> </tr> <tr> <td>主排気筒</td> </tr> <tr> <td>高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)</td> </tr> </tbody> </table>	設備名称等		第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)	空気圧縮機	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	クリプトン回収技術開発施設 (Kr)	分離精製工場 (MP)	プルトニウム溶液蒸発缶		冷水設備用ポンプ	資材庫	浄水設備用ポンプ	ユーティリティ施設 (UC)	冷却水供給ポンプ	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	冷却水設備プロセス用ポンプ		冷水設備用ポンプ	中央運転管理室	蒸気設備 (一般用ボイラ含む)	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	保管ピット		冷却塔	ガラス固化技術開発棟	建家・構築物	ガラス固化技術管理棟	第二付属排気筒	クリプトン回収技術開発施設 (Kr)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	ウラン脱硝施設 (DN)	ウラン貯蔵所 (U03)	第二ウラン貯蔵所 (2U03)	第三ウラン貯蔵所 (3U03)	プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	除染場 (DS)	分離精製工場 (MP)	分析所 (CB)	ユーティリティ施設 (UC)	資材庫	主排気筒	高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)	<p>変更なし</p>	
設備名称等																																																																																									
第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)	空気圧縮機																																																																																								
ガラス固化技術開発施設 (TVF)																																																																																									
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)																																																																																									
クリプトン回収技術開発施設 (Kr)																																																																																									
分離精製工場 (MP)	プルトニウム溶液蒸発缶																																																																																								
	冷水設備用ポンプ																																																																																								
資材庫	浄水設備用ポンプ																																																																																								
ユーティリティ施設 (UC)	冷却水供給ポンプ																																																																																								
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	冷却水設備プロセス用ポンプ																																																																																								
	冷水設備用ポンプ																																																																																								
中央運転管理室	蒸気設備																																																																																								
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	保管ピット																																																																																								
	冷却塔																																																																																								
ガラス固化技術開発棟	建家・構築物																																																																																								
ガラス固化技術管理棟																																																																																									
第二付属排気筒																																																																																									
クリプトン回収技術開発施設 (Kr)																																																																																									
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)																																																																																									
ウラン脱硝施設 (DN)																																																																																									
ウラン貯蔵所 (U03)																																																																																									
第二ウラン貯蔵所 (2U03)																																																																																									
第三ウラン貯蔵所 (3U03)																																																																																									
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)																																																																																									
除染場 (DS)																																																																																									
分離精製工場 (MP)																																																																																									
分析所 (CB)																																																																																									
ユーティリティ施設 (UC)																																																																																									
資材庫																																																																																									
主排気筒																																																																																									
高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)																																																																																									
設備名称等																																																																																									
第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)		空気圧縮機																																																																																							
ガラス固化技術開発施設 (TVF)																																																																																									
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)																																																																																									
クリプトン回収技術開発施設 (Kr)																																																																																									
分離精製工場 (MP)	プルトニウム溶液蒸発缶																																																																																								
	冷水設備用ポンプ																																																																																								
資材庫	浄水設備用ポンプ																																																																																								
ユーティリティ施設 (UC)	冷却水供給ポンプ																																																																																								
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	冷却水設備プロセス用ポンプ																																																																																								
	冷水設備用ポンプ																																																																																								
中央運転管理室	蒸気設備 (一般用ボイラ含む)																																																																																								
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	保管ピット																																																																																								
	冷却塔																																																																																								
ガラス固化技術開発棟	建家・構築物																																																																																								
ガラス固化技術管理棟																																																																																									
第二付属排気筒																																																																																									
クリプトン回収技術開発施設 (Kr)																																																																																									
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)																																																																																									
ウラン脱硝施設 (DN)																																																																																									
ウラン貯蔵所 (U03)																																																																																									
第二ウラン貯蔵所 (2U03)																																																																																									
第三ウラン貯蔵所 (3U03)																																																																																									
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)																																																																																									
除染場 (DS)																																																																																									
分離精製工場 (MP)																																																																																									
分析所 (CB)																																																																																									
ユーティリティ施設 (UC)																																																																																									
資材庫																																																																																									
主排気筒																																																																																									
高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)																																																																																									

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

2019年3月20日変更認可申請からの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請	2019年3月20日変更認可申請に対する補正案	変更理由
<p>六. 性能維持施設の位置, 構造及び設備並びにその性能, その性能を維持すべき期間並びに再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号)第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情がある場合はその内容</p> <p>2 性能維持施設の設備, その性能, その性能を維持すべき期間</p> <p>廃止措置期間中に性能及び機能を維持すべき設備・機器等は, 廃止措置の基本方針に基づき, 周辺公衆及び放射線業務従事者の被ばく低減を図るとともに, 使用済燃料の貯蔵のための管理, 工程洗浄, 系統除染, 施設の汚染状況調査, 解体作業及び核燃料物質によって汚染された物の廃棄作業等の各種作業の実施に対する安全の確保のために, 必要な期間, 所要の性能及び必要な機能を維持管理する。</p> <p>廃止措置期間中の工事の進捗状況に応じて段階的に性能を変更する必要がある場合には, 要求されている機能に支障を及ぼさないこととする。</p> <p>廃止措置のために導入する装置については, 漏えい及び拡散防止対策, 被ばく低減対策, 事故防止対策の安全確保のための機能が要求を満足するよう, 適切な設計を行うとともに, 製作・施工の適切な時期に試験又は検査を実施し, 必要な機能を満足していることを確認する。</p> <p>これらの設備・機器等の性能については, 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等を行う。これらの維持管理に関しては, 再処理施設保安規定に施設定期自主検査として, 要求される機能, 点検項目, 点検頻度及び維持すべき期間を定めてこれに基づき, 再処理施設保安規定に定める体制で実施する。</p> <p>主な設備・機器等の維持管理の基本的な考え方は, 下記のとおりである。また, 性能を維持すべき施設の維持管理等については, 「添付書類六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書」に示す。</p>	<p>六. 性能維持施設の位置, 構造及び設備並びにその性能, その性能を維持すべき期間並びに再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号)第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情がある場合はその内容</p> <p>2 性能維持施設の設備, その性能, その性能を維持すべき期間</p> <p>廃止措置期間中に性能及び機能を維持すべき設備・機器等は, 廃止措置の基本方針に基づき, 周辺公衆及び放射線業務従事者の被ばく低減を図るとともに, 使用済燃料の貯蔵のための管理, 工程洗浄, 系統除染, 施設の汚染状況調査, 解体作業及び核燃料物質によって汚染された物の廃棄作業等の各種作業の実施に対する安全の確保のために, 必要な期間, 所要の性能及び必要な機能を維持管理する。</p> <p>廃止措置期間中の工事の進捗状況に応じて段階的に性能を変更する必要がある場合には, 要求されている機能に支障を及ぼさないこととする。</p> <p>廃止措置のために導入する装置については, 漏えい及び拡散防止対策, 被ばく低減対策, 事故防止対策の安全確保のための機能が要求を満足するよう, 適切な設計を行うとともに, 製作・施工の適切な時期に試験又は検査を実施し, 必要な機能を満足していることを確認する。</p> <p>これらの設備・機器等の性能については, 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等を行う。これらの維持管理に関しては, 再処理施設保安規定に施設定期自主検査として, 要求される機能, 検査内容, 頻度及び維持すべき期間を定めてこれに基づき, 再処理施設保安規定に定める体制で実施する。</p> <p>主な設備・機器等の維持管理の基本的な考え方は, 下記のとおりである。また, 性能を維持すべき施設の維持管理等については, 「添付書類六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書」に示す。</p>	<p>六. 性能維持施設の位置, 構造及び設備並びにその性能, その性能を維持すべき期間並びに再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号)第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情がある場合はその内容</p> <p>2 性能維持施設の設備, その性能, その性能を維持すべき期間</p> <p>変更なし</p>	

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

2019年3月20日変更認可申請からの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請	2019年3月20日変更認可申請に対する補正案	変更理由
<p>(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、管理区域解除までの期間、閉じ込め及び遮蔽の機能を維持管理する。</p> <p>(2) 放射性物質を内包する系統及び機器については、系統除染が完了するまでの期間、閉じ込めの機能を維持管理する。</p> <p>(3) 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設については、使用済燃料を搬出するまでの期間、燃料を取り扱う設備及び臨界防止、遮蔽等の機能を維持管理する。</p> <p>(4) 放射性廃棄物の廃棄施設については、管理区域解除までの期間、廃棄物処理に係る機能及び廃棄物貯蔵に係る機能を維持管理する。</p> <p>(5) 核燃料物質の貯蔵施設については、核燃料物質を搬出し、管理区域解除するまでの期間、製品を取り扱う機能、製品を貯蔵する機能及び臨界防止機能を維持管理する。</p> <p>(6) 計測制御系統施設及び安全保護回路については、系統除染が完了するまでの期間、測定、制御、異常な状態の検知機能を維持管理する。</p> <p>(7) 放射線管理施設については、管理区域解除までの期間、放射線を監視する機能を維持管理する。</p> <p>(8) 換気設備については、管理区域解除までの期間、閉じ込め機能を維持管理する。</p> <p>(9) ユーティリティの供給設備については、供給先の管理区域解除までの期間、ユーティリティの供給に係る機能を維持管理する。</p> <p>(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。</p> <p>上記の設備・機器等の機能維持のため、設計時点で定期的な点検等に伴い交換することが想定され、交換作業において安全機能に影響を及ぼさず、当該部品に求められる機能に変更がなく、交換前の部品等と同性能であるもの（日本工業規格、一般市販品の規格等により同等の性能であることを確認できるもの）の場合、再処理施設保安規定に定める管理の方法に基づき部品交換等を実施する。</p>	<p>(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、管理区域解除までの期間、閉じ込め及び遮蔽の機能を維持管理する。</p> <p>(2) 放射性物質を内包する系統及び機器については、系統除染が完了するまでの期間、閉じ込めの機能を維持管理する。</p> <p>(3) 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設については、使用済燃料を搬出するまでの期間、燃料を取り扱う設備及び臨界防止、遮蔽等の機能を維持管理する。</p> <p>(4) 放射性廃棄物の廃棄施設については、管理区域解除までの期間、廃棄物処理に係る機能及び廃棄物貯蔵に係る機能を維持管理する。</p> <p>(5) 核燃料物質の貯蔵施設については、核燃料物質を搬出し、管理区域解除するまでの期間、製品を取り扱う機能、製品を貯蔵する機能及び臨界防止機能を維持管理する。</p> <p>(6) 計測制御系統施設及び安全保護回路については、系統除染が完了するまでの期間、測定、制御、異常な状態の検知機能を維持管理する。</p> <p>(7) 放射線管理施設については、管理区域解除までの期間、放射線を監視する機能を維持管理する。</p> <p>(8) 換気設備については、管理区域解除までの期間、閉じ込め機能を維持管理する。</p> <p>(9) ユーティリティの供給設備については、供給先の管理区域解除までの期間、ユーティリティの供給に係る機能を維持管理する。</p> <p>(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。</p> <p>上記の設備・機器等の機能維持のため、設計時点で定期的な点検等に伴い交換することが想定され、交換作業において安全機能に影響を及ぼさず、当該部品に求められる機能に変更がなく、交換前の部品等と同性能であるもの（日本工業規格、一般市販品の規格等により同等の性能であることを確認できるもの）の場合、再処理施設保安規定に定める管理の方法に基づき部品交換等を実施する。</p>		

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

2019年3月20日変更認可申請からの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請	2019年3月20日変更認可申請に対する補正案	変更理由
<p>添付書類 六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書</p> <p>再処理施設は、廃止措置期間中においても使用済燃料の貯蔵、放射性廃棄物の処理・貯蔵、核燃料物質の保管を継続して行う必要がある。これらの施設については当面の間、再処理運転時と同様に性能を維持する必要があることから、再処理運転時の施設定期自主検査の対象としていた設備及び緊急安全対策等として整備した設備、また、これらを含む系統を性能維持施設とする。廃止措置期間中に性能を維持すべき施設の維持管理を表 6-1-1 に示す。詳細な設備及び維持すべき期間については平成 29 年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</p>	<p>添付書類 六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書</p> <p>再処理施設は、廃止措置期間中においても使用済燃料の貯蔵、放射性廃棄物の処理・貯蔵、核燃料物質の保管を継続して行う必要がある。これらの施設については当面の間、再処理運転時と同様に性能を維持する必要があることから、再処理運転時の施設定期自主検査の対象としていた設備及び緊急安全対策等として整備した設備、また、これらを含む系統を性能維持施設とする。さらに、早期のリスク低減の観点から、ガラス固化処理を行う系統を性能維持施設とし、その機能及び検査内容について、<u>平成 31 年度の施設定期検査</u>の時期を見据えて廃止措置計画の変更申請を行う。廃止措置期間中に性能を維持すべき施設の維持管理を表 6-1-1 に示す。</p> <p>性能維持施設については、廃止措置の進捗や廃止措置を進める各段階において実施する汚染状況の調査結果等を踏まえ、適宜見直しを行う。</p>	<p>添付書類 六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書</p> <p>再処理施設は、廃止措置期間中においても使用済燃料の貯蔵、放射性廃棄物の処理・貯蔵、核燃料物質の保管を継続して行う必要がある。これらの施設については当面の間、再処理運転時と同様に性能を維持する必要があることから、再処理運転時の施設定期自主検査の対象としていた設備及び緊急安全対策等として整備した設備、また、これらを含む系統を性能維持施設とする。さらに、早期のリスク低減の観点から、ガラス固化処理を行う系統を性能維持施設とし、その機能及び検査内容について、<u>令和 2 年度の定期事業者検査</u>の時期を見据えて廃止措置計画の変更申請を行う。廃止措置期間中に性能を維持すべき施設の維持管理を表 6-1-1 に示す。</p> <p>性能維持施設については、廃止措置の進捗や廃止措置を進める各段階において実施する汚染状況の調査結果等を踏まえ、適宜見直しを行う。</p>	<p>廃止措置計画認可後初回の施設定期検査の延長を踏まえた見直し</p>

認可済み		2019年3月20日変更認可申請		2019年3月20日変更認可申請に対する補正案		変更理由	
表 6-1-1 性能維持施設の維持管理 (1/147) 設備名称等 燃料受入系扉 分離精製工場 (MP) ガラス固化技術開発施設 (TVF)	点検項目	要求される機能	維持すべき期間	表 6-1-1 性能維持施設の維持管理 (1/168) 設備名称等 燃料受入系扉 貯蔵プール熱交換器 溶融炉 分離精製工場 (MP) ガラス固化技術開発施設 (TVF)	2019年3月20日変更認可申請に対する補正案 変更なし	変更理由 (2/168 ~ 83/168 , 87/168 ~ 89/168 , 99/168 , 114/168 ~ 117/168 , 130/168 も変更なし)	
	(1) シヤッタ扉(211-6, 7)とトラップ扉 (211-8, 9)のインターロック機能をj確認する。 (2) トラップ扉(211-2)とトラップ扉(211-8, 9)のインターロック機能をj確認する。 (3) トラップ扉(211-8, 9)とシヤッタ扉(211-6, 7), トラップ扉(211-2)のインターロック機能をj確認する。 濃縮ウラン貯蔵プールの熱交換器に供給されるプールの流量が 170 m ³ /h 以上及び冷却水の流量が 200 m ³ /h 以上であることをj確認する。 予備貯蔵プールの熱交換器に供給されるプールの流量が 170 m ³ /h 以上及び冷却水の流量が 200 m ³ /h 以上であることをj確認する。 台車(G51M118A)と結合装置(G21M11)のインターロック機能をj確認する。	・閉じ込めの機能 ・使用済燃料の貯蔵施設等 ・閉じ込めの機能	分離精製工場の管 理区域解除まで 使用済燃料の搬出 が完了するまで 系統除染が完了する まで				
	3つの異なる換気区間の扉類(トラップ扉(211-8, 9)とシヤッタ扉(211-6, 7), 又はトラップ扉(211-2))が同時に開かないことをj確認する。 ポンプ, サンドフイルタ, 熱交換器がそれぞれ1基ずつ運転状態にあるとき, 濃縮ウラン貯蔵プール及び予備貯蔵プールの熱交換器に供給されるプールの流量が 170 m ³ /h 以上, 冷却水の流量が 200 m ³ /h 以上であることをj確認する。 台車(G51M118A)が流下位置にない, 又は溶融炉とガラス固化体容器との間が結合装置により結合されていないと流下ノズルの加熱ができないことをj確認する。	・閉じ込めの機能 (インターロック機能) ・使用済燃料の貯蔵施設等 (冷却機能) ・閉じ込めの機能 (インターロック機能)	分離精製工場の管 理区域解除まで 使用済燃料の搬出 が完了するまで 系統除染が完了する まで				

表 6-1-1 性能維持施設の維持管理 (126/147)

設備名称等	点 検 項 目 (計器校正)	要求される機能	維持すべき期間
分離精製工場 (MP)	溶解槽	242TR10.1, 242TR10.2, 242TR11.1, 242TR11.2, 242TR12.1, 242TR12.2	系統除染が完了する まで ・計測制御系統施設
		242PR10, 242PR11, 242PR12, 242dPR10.1, 242dPR11.1, 242dPR12.1	
	溶解槽溶液受槽	243DR010	
	抽出器	252FC11.3	
		253FC10.5	
		254FRC18.1-1, 254FRC18.1-2, 254FR18.5	
		255FC14.4, 255FC16.3, 255FRC125,	
		255FRC126, 255FC1505.3 255FC1507.2,	
		255FC1508.2, 255FC1510.2,	
		256FRC18.1-1, 256FRC18.1-2,	
256FRC18.3-1, 256FRC18.3-2, 256FRC18.5, 256FRC18.7, 256FR18.11, 256FR18.12			
261FC13.4, 261FC15.4, 261FRC124, 261FC1312.2			

認可済み

表 6-1-1 性能維持施設の維持管理 (147/168)

設備名称等	検 査 内 容	要求される機能	維持すべき期間
分離精製工場 (MP)	溶解槽	242TR10.1, 242TR10.2, 242TR11.1, 242TR11.2, 242TR12.1, 242TR12.2: 対象計 器に模擬信号を与え、記録計の記録値が計 器精度内であることを確認する。	・計測制御系統施設 (測定機能) 系統除染が完了する まで
		242PR10, 242PR11, 242PR12, 242dPR10.1, 242dPR11.1, 242dPR12.1: 対象計器に模擬 信号を与え、記録計の記録値が計器精度内 であることを確認する。	
	溶解槽溶液受槽	243DR010: 対象計器に模擬信号を与え、 記録計の記録値が計器精度内であることを 確認する。	
	抽出器	252FC11.3, 253FC10.5,	
		254FRC18.1-1, 254FRC18.1-2, 254FR18.5,	
		255FC14.4, 255FC16.3, 255FRC125,	
		255FRC126, 255FC1505.3, 255FC1507.2,	
		255FC1508.2, 255FC1510.2,	
		256FRC18.1-1, 256FRC18.1-2, 256FRC18.3-1, 256FRC18.3-2, 256FRC18.5, 256FRC18.7, 256FR18.11, 256FR18.12	
		261FC13.4, 261FC15.4, 261FRC124, 261FC1312.2,	
262FRC14.2-1, 262FRC14.2-2, 262FR14.4, 265FRC164, 265FC2207, 265FC2211, 265FC2209: 対象計器に模擬信号を与え、 記録計の記録値又は調節計の指示値が計 器精度内であることを確認する。			

2019年3月20日変更認可申請

表 6-1-1 性能維持施設の維持管理 (147/168)

設備名称等	検 査 内 容	要求される機能	維持すべき期間
分離精製工場 (MP)	溶解槽	242TR10.1, 242TR10.2, 242TR11.1, 242TR11.2, 242TR12.1, 242TR12.2: 対象計 器に模擬信号を与え、記録計の記録値が計 器精度内であることを確認する。※2	・計測制御系統施設 (測定機能) 系統除染が完了する まで
		242PR10, 242PR11, 242PR12, 242dPR10.1, 242dPR11.1, 242dPR12.1: 対象計器に模擬 信号を与え、記録計の記録値が計器精度内 であることを確認する。※2	
	溶解槽溶液受槽	243DR010: 対象計器に模擬信号を与え、 記録計の記録値が計器精度内であることを 確認する。※2	
	抽出器	252FC11.3, 253FC10.5,	
		254FRC18.1-1, 254FRC18.1-2, 254FR18.5,	
		255FC14.4, 255FC16.3, 255FRC125,	
		255FRC126, 255FC1505.3, 255FC1507.2,	
		255FC1508.2, 255FC1510.2,	
		256FRC18.1-1, 256FRC18.1-2, 256FRC18.3-1, 256FRC18.3-2, 256FRC18.5, 256FRC18.7, 256FR18.11, 256FR18.12	
		261FC13.4, 261FC15.4, 261FRC124, 261FC1312.2,	
262FRC14.2-1, 262FRC14.2-2, 262FR14.4, 265FRC164, 265FC2207, 265FC2211, 265FC2209: 対象計器に模擬信号を与え、 記録計の記録値又は調節計の指示値が計 器精度内であることを確認する。※2			

2019年3月20日変更認可申請に対する補正案

※2 使用済燃料の再処理の事業に関する規則 第十二条第三号の校正

変更理由

再処理事業規則第十二条第1項第三号の校正であることの明確化 (148/168 ~ 166/168 も同様)

認可済み		2019年3月20日変更認可申請		2019年3月20日変更認可申請に対する補正案		変更理由									
表 6-1-1 性能維持施設の維持管理 (146/147)	設備名称等 燃料カスククレーン 燃料取出しブールクレーン 燃料貯蔵ブールクレーン 燃料移動ブールクレーン	点検項目 (1) 定格荷重を吊って、吊り上げ、走行、横行動作を行い、異音、作動上の不具合のないことを確認。 (2) 巻過防止装置、ブレーキ装置、制御装置が正常に作動することを確認。 (3) ワイヤー、フック等に変形、ねじれ、亀裂のないことを確認。 天井クレーンとトラップ扉のインターロック機能を確認。 850 kPaGauge 以上の圧力で発泡液を塗布し、漏れによる発泡がないことを確認。 安全弁の吹き出し圧力が 980 kPaGauge 以下であることを確認。	要求される機能 ・搬送設備	維持すべき期間 使用済燃料の搬出が完了するまで	表 6-1-1 性能維持施設の維持管理 (167/168)	設備名称等 燃料カスククレーン 燃料取出しブールクレーン 燃料貯蔵ブールクレーン 燃料移動ブールクレーン セル内クレーン 廃ガス貯槽 (246V42)	点検項目 (1) 主巻により定格荷重を吊って、吊り上げ、走行、横行動作、停止操作が正常に作動し、異音、著しい発熱、及び振動がないことを確認する。 (2) 主巻により定格荷重を吊って、巻過防止装置、ブレーキ装置、制御装置が正常に作動することを確認する。 (3) 主巻により定格荷重を床に降ろし、ワイヤー、フック等の外観に変形、ねじれ、亀裂がないことを確認する。 天井クレーンが所定の位置以外にあること、トラップ扉が開かないことを確認する。 貯槽圧力が 850 kPaGauge 以上の圧力であることを確認後、貯槽の溶接部等に発泡液を塗布し、漏れによる発泡がないことを確認する。 作動試験により、安全弁 (246C10) の吹出し圧力が 980 kPaGauge 以下であることを確認する。	要求される機能 ・搬送設備 (搬送機能) ・搬送設備 (インターロック機能) ・閉じ込めの機能	維持すべき期間 使用済燃料の搬出が完了するまで 使用済燃料の搬出が完了するまで 系統除染が完了するまで	表 6-1-1 性能維持施設の維持管理 (167/168)	設備名称等 燃料カスククレーン 燃料取出しブールクレーン 燃料貯蔵ブールクレーン 燃料移動ブールクレーン セル内クレーン 廃ガス貯槽 (246V42)	点検項目 (1) 定格荷重を吊って、吊り上げ、走行、横行動作、停止操作が正常に作動し、異音、著しい発熱、及び振動がないことを確認する。 (2) 定格荷重を吊って、巻過防止装置、ブレーキ装置、制御装置が正常に作動することを確認する。 (3) 定格荷重を床に降ろし、ワイヤー、フック等の外観に変形、ねじれ、亀裂がないことを確認する。 天井クレーンが所定の位置以外にあること、トラップ扉が開かないことを確認する。 貯槽圧力が 850 kPaGauge 以上の圧力であることを確認後、貯槽の溶接部等に発泡液を塗布し、漏れによる発泡がないことを確認する。 作動試験により、安全弁 (246C10) の吹出し圧力が 980 kPaGauge 以下であることを確認する。	要求される機能 ・搬送設備 (搬送機能) ・搬送設備 (インターロック機能) ・閉じ込めの機能	維持すべき期間 使用済燃料の搬出が完了するまで 使用済燃料の搬出が完了するまで 系統除染が完了するまで	変更理由 検査対象の見直し (主巻だけでなく補巻も検査対象とする)
	分離精製工場 (MP)	廃ガス貯槽 (246V42)	点検項目 (1) 定格荷重を吊って、吊り上げ、走行、横行動作、停止操作が正常に作動し、異音、著しい発熱、及び振動がないことを確認。 (2) 巻過防止装置、ブレーキ装置、制御装置が正常に作動することを確認。 (3) ワイヤー、フック等に変形、ねじれ、亀裂のないことを確認。 天井クレーンとトラップ扉のインターロック機能を確認。 850 kPaGauge 以上の圧力で発泡液を塗布し、漏れによる発泡がないことを確認。 安全弁の吹き出し圧力が 980 kPaGauge 以下であることを確認。	要求される機能 ・搬送設備			維持すべき期間 使用済燃料の搬出が完了するまで								

認可済み		2019年3月20日変更認可申請		2019年3月20日変更認可申請に対する補正案		変更理由																											
<p>表 6-1-1 性能維持施設の維持管理 (147/147)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備名称等</th> <th>点検項目</th> <th>要求される機能</th> <th>維持すべき期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海中放出設備</td> <td>放出配管系を0.45 MPaGauge以上に加圧し、圧力降下がないことを確認。</td> <td>・廃棄施設</td> <td>全ての建家の管理区域解除まで</td> </tr> <tr> <td>分離精製工場 (MP)</td> <td>安全弁 (266C3) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。 安全弁 (271C10) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。</td> <td>・火災等による損傷の防止</td> <td>系統除染が完了するまで</td> </tr> <tr> <td>高放射性廃液貯蔵場 (HAW)</td> <td>空気圧縮機故障時の予備機への自動切替を確認。</td> <td>・計測制御系統施設</td> <td>高放射性廃液貯蔵場の管理区域解除まで</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">ユーティリティ施設 (UC)</td> <td>空気圧縮機</td> <td>・火災等による損傷の防止</td> <td>供給先の建家の管理区域解除まで</td> </tr> <tr> <td>冷却水供給ポンプ (583P141, 583P142, 583P143)</td> <td>・計測制御系統施設</td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却塔供給ポンプ (583P181, 583 P182, 583P183)</td> <td>・その他 (冷却機能)</td> <td>系統除染が完了するまで</td> </tr> </tbody> </table>								設備名称等	点検項目	要求される機能	維持すべき期間	海中放出設備	放出配管系を0.45 MPaGauge以上に加圧し、圧力降下がないことを確認。	・廃棄施設	全ての建家の管理区域解除まで	分離精製工場 (MP)	安全弁 (266C3) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。 安全弁 (271C10) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。	・火災等による損傷の防止	系統除染が完了するまで	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	空気圧縮機故障時の予備機への自動切替を確認。	・計測制御系統施設	高放射性廃液貯蔵場の管理区域解除まで	ユーティリティ施設 (UC)	空気圧縮機	・火災等による損傷の防止	供給先の建家の管理区域解除まで	冷却水供給ポンプ (583P141, 583P142, 583P143)	・計測制御系統施設		冷却塔供給ポンプ (583P181, 583 P182, 583P183)	・その他 (冷却機能)	系統除染が完了するまで
設備名称等	点検項目	要求される機能	維持すべき期間																														
海中放出設備	放出配管系を0.45 MPaGauge以上に加圧し、圧力降下がないことを確認。	・廃棄施設	全ての建家の管理区域解除まで																														
分離精製工場 (MP)	安全弁 (266C3) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。 安全弁 (271C10) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。	・火災等による損傷の防止	系統除染が完了するまで																														
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	空気圧縮機故障時の予備機への自動切替を確認。	・計測制御系統施設	高放射性廃液貯蔵場の管理区域解除まで																														
ユーティリティ施設 (UC)	空気圧縮機	・火災等による損傷の防止	供給先の建家の管理区域解除まで																														
	冷却水供給ポンプ (583P141, 583P142, 583P143)	・計測制御系統施設																															
	冷却塔供給ポンプ (583P181, 583 P182, 583P183)	・その他 (冷却機能)	系統除染が完了するまで																														
<p>表 6-1-1 性能維持施設の維持管理 (168/168)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備名称等</th> <th>検査内容</th> <th>要求される機能</th> <th>維持すべき期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海中放出設備</td> <td>放出配管系を0.45 MPaGauge以上に加圧し、圧力降下がないことを確認。</td> <td>・廃棄施設</td> <td>全ての建家の管理区域解除まで</td> </tr> <tr> <td>分離精製工場 (MP)</td> <td>作動試験により、安全弁 (266C3) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。 作動試験により、安全弁 (271C10) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。</td> <td>・火災等による損傷の防止</td> <td>系統除染が完了するまで</td> </tr> <tr> <td>高放射性廃液貯蔵場 (HAW)</td> <td>運転中の空気圧縮機1台を停止させ、予備機が自動起動することを確認する。</td> <td>・計測制御系統施設</td> <td>高放射性廃液貯蔵場の管理区域解除まで</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">ユーティリティ施設 (UC)</td> <td>空気圧縮機</td> <td>・火災等による損傷の防止</td> <td>供給先の建家の管理区域解除まで</td> </tr> <tr> <td>冷却水供給ポンプ (583P141, 583P142, 583P143)</td> <td>・計測制御系統施設</td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却塔供給ポンプ (583P181, 583 P182, 583P183)</td> <td>・その他 (冷却機能)</td> <td>系統除染が完了するまで</td> </tr> </tbody> </table>								設備名称等	検査内容	要求される機能	維持すべき期間	海中放出設備	放出配管系を0.45 MPaGauge以上に加圧し、圧力降下がないことを確認。	・廃棄施設	全ての建家の管理区域解除まで	分離精製工場 (MP)	作動試験により、安全弁 (266C3) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。 作動試験により、安全弁 (271C10) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。	・火災等による損傷の防止	系統除染が完了するまで	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	運転中の空気圧縮機1台を停止させ、予備機が自動起動することを確認する。	・計測制御系統施設	高放射性廃液貯蔵場の管理区域解除まで	ユーティリティ施設 (UC)	空気圧縮機	・火災等による損傷の防止	供給先の建家の管理区域解除まで	冷却水供給ポンプ (583P141, 583P142, 583P143)	・計測制御系統施設		冷却塔供給ポンプ (583P181, 583 P182, 583P183)	・その他 (冷却機能)	系統除染が完了するまで
設備名称等	検査内容	要求される機能	維持すべき期間																														
海中放出設備	放出配管系を0.45 MPaGauge以上に加圧し、圧力降下がないことを確認。	・廃棄施設	全ての建家の管理区域解除まで																														
分離精製工場 (MP)	作動試験により、安全弁 (266C3) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。 作動試験により、安全弁 (271C10) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。	・火災等による損傷の防止	系統除染が完了するまで																														
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	運転中の空気圧縮機1台を停止させ、予備機が自動起動することを確認する。	・計測制御系統施設	高放射性廃液貯蔵場の管理区域解除まで																														
ユーティリティ施設 (UC)	空気圧縮機	・火災等による損傷の防止	供給先の建家の管理区域解除まで																														
	冷却水供給ポンプ (583P141, 583P142, 583P143)	・計測制御系統施設																															
	冷却塔供給ポンプ (583P181, 583 P182, 583P183)	・その他 (冷却機能)	系統除染が完了するまで																														
<p>表 6-1-1 性能維持施設の維持管理 (168/168)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備名称等</th> <th>検査内容</th> <th>要求される機能</th> <th>維持すべき期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海中放出設備</td> <td>放出配管系を0.45 MPaGauge以上に加圧し、圧力降下がないことを確認。</td> <td>・廃棄施設</td> <td>全ての建家の管理区域解除まで</td> </tr> <tr> <td>分離精製工場 (MP)</td> <td>作動試験により、安全弁 (266C3) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。 作動試験により、安全弁 (271C10) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。</td> <td>・火災等による損傷の防止</td> <td>系統除染が完了するまで</td> </tr> <tr> <td>高放射性廃液貯蔵場 (HAW)</td> <td>運転中の空気圧縮機1台を停止させ、予備機が自動起動することを確認する。</td> <td>・計測制御系統施設</td> <td>高放射性廃液貯蔵場の管理区域解除まで</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">ユーティリティ施設 (UC)</td> <td>空気圧縮機</td> <td>・火災等による損傷の防止</td> <td>供給先の建家の管理区域解除まで</td> </tr> <tr> <td>冷却水供給ポンプ (583P141, 583P142, 583P143)</td> <td>・計測制御系統施設</td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却塔供給ポンプ (583P181, 583 P182, 583P183)</td> <td>・その他 (冷却機能)</td> <td>系統除染が完了するまで</td> </tr> </tbody> </table>								設備名称等	検査内容	要求される機能	維持すべき期間	海中放出設備	放出配管系を0.45 MPaGauge以上に加圧し、圧力降下がないことを確認。	・廃棄施設	全ての建家の管理区域解除まで	分離精製工場 (MP)	作動試験により、安全弁 (266C3) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。 作動試験により、安全弁 (271C10) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。	・火災等による損傷の防止	系統除染が完了するまで	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	運転中の空気圧縮機1台を停止させ、予備機が自動起動することを確認する。	・計測制御系統施設	高放射性廃液貯蔵場の管理区域解除まで	ユーティリティ施設 (UC)	空気圧縮機	・火災等による損傷の防止	供給先の建家の管理区域解除まで	冷却水供給ポンプ (583P141, 583P142, 583P143)	・計測制御系統施設		冷却塔供給ポンプ (583P181, 583 P182, 583P183)	・その他 (冷却機能)	系統除染が完了するまで
設備名称等	検査内容	要求される機能	維持すべき期間																														
海中放出設備	放出配管系を0.45 MPaGauge以上に加圧し、圧力降下がないことを確認。	・廃棄施設	全ての建家の管理区域解除まで																														
分離精製工場 (MP)	作動試験により、安全弁 (266C3) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。 作動試験により、安全弁 (271C10) の吹き出し圧力が 0.249 MPaGauge 以下であることを確認。	・火災等による損傷の防止	系統除染が完了するまで																														
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	運転中の空気圧縮機1台を停止させ、予備機が自動起動することを確認する。	・計測制御系統施設	高放射性廃液貯蔵場の管理区域解除まで																														
ユーティリティ施設 (UC)	空気圧縮機	・火災等による損傷の防止	供給先の建家の管理区域解除まで																														
	冷却水供給ポンプ (583P141, 583P142, 583P143)	・計測制御系統施設																															
	冷却塔供給ポンプ (583P181, 583 P182, 583P183)	・その他 (冷却機能)	系統除染が完了するまで																														
							検査方法の明確化																										

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

2019年3月20日変更認可申請からの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請	2019年3月20日変更認可申請に対する補正案	変更理由																
<p>十一. 施設定期検査を受けるべき時期</p> <p>廃止措置計画認可後、初回の施設定期検査については、認可後速やかに申請し、受検を開始する。以降の施設定期検査を受けるべき時期については、技術的な検討を行った上で平成29年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</p>	<p>十一. 施設定期検査を受けるべき時期</p> <p>施設定期検査の実施時期を図11-1に示す。再処理施設については、<u>工程洗浄を今後実施すること、放射性廃棄物の処理や貯蔵を継続することから、工程洗浄やガラス固化処理の速やかな完了を考慮し、施設定期検査を受検する。</u>廃止措置計画認可後、初回の施設定期検査については、平成31年度に計画しているガラス固化処理開始までに受検する。平成31年度の施設定期検査については、<u>工程洗浄開始までに受検し、以降は、ガラス固化処理の支障とならない時期に定期事業者検査を実施する。</u></p> <p>図 11-1 施設定期検査を受けるべき時期</p> <table border="1" data-bbox="976 1331 1792 1549"> <thead> <tr> <th></th> <th>H30年度</th> <th>H31年度</th> <th>H32年度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1.施設定期検査</td> <td style="text-align: center;">*</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td style="text-align: center;">**</td> </tr> <tr> <td>2.ガラス固化処理(TVF)</td> <td></td> <td style="text-align: center;">□</td> <td style="text-align: center;">□</td> </tr> <tr> <td>3.工程洗浄(MP,PCDF,DN)</td> <td></td> <td style="text-align: center;">□</td> <td style="text-align: center;">□</td> </tr> </tbody> </table> <p>*平成30年6月13日付け原規規発第1806132号をもって認可を受けた廃止措置計画に記載の性能維持施設について受検 **定期事業者検査として実施</p>		H30年度	H31年度	H32年度	1.施設定期検査	*	□	**	2.ガラス固化処理(TVF)		□	□	3.工程洗浄(MP,PCDF,DN)		□	□	<p>十一. 施設定期検査を受けるべき時期</p> <p>令和2年度以降は、ガラス固化処理の支障とならない時期に定期事業者検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">削除</p>	<p>廃止措置計画認可後初回の施設定期検査の延長を踏まえた見直し</p>
	H30年度	H31年度	H32年度																
1.施設定期検査	*	□	**																
2.ガラス固化処理(TVF)		□	□																
3.工程洗浄(MP,PCDF,DN)		□	□																

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

2019年3月20日変更認可申請からの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請	2019年3月20日変更認可申請に対する補正案	変更理由
<p>添付書類 十 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す工程に関する説明書</p> <p>回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出すため、工程洗浄を実施する。工程洗浄は平成31年度から平成32年度に実施する計画であり、詳細な方法、時期については平成29年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。また、初回の施設定期検査を受けるべき時期については、廃止措置計画認可後速やかに申請し、受検を開始する。以降の施設定期検査を受けるべき時期については、技術的な検討を行った上で平成29年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</p>	<p>添付書類 十 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す工程に関する説明書</p> <p>回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出すため、工程洗浄を実施する。工程洗浄は平成31年度から平成32年度に実施する計画であり、詳細な方法、時期については平成29年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。また、<u>初回の施設定期検査については、平成31年度に計画しているガラス固化処理までに受検する。平成31年度の施設定期検査については、工程洗浄開始までに受検し、以降は、ガラス固化処理の支障と</u>ならない時期に定期事業者検査を実施する。</p>	<p>添付書類 十 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す工程に関する説明書</p> <p>回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出すため、工程洗浄を実施する。工程洗浄は平成31年度から平成32年度に実施する計画であり、詳細な方法、時期については平成29年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。また、<u>令和2年度以降、</u>ガラス固化処理の支障とならない時期に定期事業者検査を実施する。</p>	<p>廃止措置計画認可後初回の施設定期検査の延長を踏まえた見直し</p>

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

2019年3月20日変更認可申請からの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請	2019年3月20日変更認可申請に対する補正案	変更理由
<p>添付書類 十一 特定廃液の固型化その他の処理の工程に関する説明書</p> <p>1 高放射性廃液</p> <p>1.1 処理の方法及び手順 省略</p> <p>1.2 処理に係る人員 省略</p> <p>1.3 設備の管理方法・体制 省略</p> <p>1.4 処理の工程・工程管理の方法 省略</p> <p>1.5 施設定期検査を受けるべき時期 初回の施設定期検査を受けるべき時期については、廃止措置計画認可後速やかに申請し、受検を開始する。以降の施設定期検査を受けるべき時期については、技術的な検討を行った上で平成29年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</p>	<p>添付書類 十一 特定廃液の固型化その他の処理の工程に関する説明書</p> <p>1 高放射性廃液</p> <p>1.1 処理の方法及び手順 変更なし</p> <p>1.2 処理に係る人員 変更なし</p> <p>1.3 設備の管理方法・体制 変更なし</p> <p>1.4 処理の工程・工程管理の方法 変更なし</p> <p>1.5 施設定期検査を受けるべき時期 <u>初回の施設定期検査を受けるべき時期については、平成31年度に計画しているガラス固化処理までに受検する。平成31年度の施設定期検査については、工程洗浄開始までに受検し、以降は、ガラス固化処理の支障とならない時期に定期事業者検査を実施する。</u></p>	<p>添付書類 十一 特定廃液の固型化その他の処理の工程に関する説明書</p> <p>1 高放射性廃液</p> <p>1.1 処理の方法及び手順 変更なし</p> <p>1.2 処理に係る人員 変更なし</p> <p>1.3 設備の管理方法・体制 変更なし</p> <p>1.4 処理の工程・工程管理の方法 変更なし</p> <p>1.5 施設定期検査を受けるべき時期 令和2年度以降は、ガラス固化処理の支障とならない時期に定期事業者検査を実施する。</p>	<p>廃止措置計画認可後初回の施設定期検査の延長を踏まえた見直し</p>

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

認可済みからの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
<p>六. 性能維持施設の位置, 構造及び設備並びにその性能, その性能を維持すべき期間並びに再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号)第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情がある場合はその内容</p> <p>1 性能維持施設の位置, 構造</p> <p>1.1 性能維持施設の位置, 構造</p> <p>(1)性能維持施設の位置</p> <p>性能維持施設の位置は, 再処理事業指定申請書の記載から変更ない。</p> <p>(2)性能維持施設の一般構造</p> <p>各施設の今後の使用計画を踏まえた上で, 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, 再処理維持基準規則を踏まえた必要な安全対策を行う。</p> <p>安全対策については, 廃止に向かう限られた期間の中で使用を継続する施設であることを踏まえ, 恒設設備のみならず可搬型設備による代替策も視野に入れ, より実効性のある対策を選定するものとする。</p> <p>各施設の安全上の重要度は, 取り扱う放射性物質の種類や量を踏まえ, 安全機能の喪失による周辺公衆の被ばく影響を考慮し見直しを行う。その際には, 可搬型設備等の代替策も視野に入れ, 安全機能の維持や回復を考慮するものとする。</p>	<p>六. 性能維持施設の位置, 構造及び設備並びにその性能, その性能を維持すべき期間並びに再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号)第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情がある場合はその内容</p> <p>1 性能維持施設の位置, 構造</p> <p>1.1 性能維持施設の位置, 構造</p> <p>(1)性能維持施設の位置</p> <p>性能維持施設の位置は, 再処理事業指定申請書の記載から変更ない。</p> <p>(2)性能維持施設の一般構造</p> <p>各施設の今後の使用計画を踏まえた上で, 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, 再処理維持基準規則を踏まえた必要な安全対策を行う。</p> <p>安全対策については, 廃止に向かう限られた期間の中で使用を継続する施設であることを踏まえ, 恒設設備のみならず可搬型設備による代替策も視野に入れ, より実効性のある対策を選定するものとする。</p> <p>各施設の安全上の重要度は, 取り扱う放射性物質の種類や量を踏まえ, 安全機能の喪失による周辺公衆の被ばく影響を考慮し見直しを行う。その際には, 可搬型設備等の代替策も視野に入れ, 安全機能の維持や回復を考慮するものとする。</p>	<p>六. 性能維持施設の位置, 構造及び設備並びにその性能, その性能を維持すべき期間並びに再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号)第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情がある場合はその内容</p> <p>1 性能維持施設の位置, 構造</p> <p>1.1 性能維持施設の位置, 構造</p> <p>(1)性能維持施設の位置</p> <p>変更なし</p> <p>(2)性能維持施設の一般構造</p> <p>各施設の今後の使用計画を踏まえた上で, 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, 再処理維持基準規則を踏まえた必要な安全対策を行う。</p> <p>安全対策については, 廃止に向かう限られた期間の中で使用を継続する施設であることを踏まえ, 恒設設備のみならず可搬型設備による代替策も視野に入れ, より実効性のある対策を選定するものとする。</p> <p>各施設の安全上の重要度は, 取り扱う放射性物質の種類や量を踏まえ, 安全機能の喪失による周辺公衆の被ばく影響を考慮し見直しを行う。その際には, 可搬型設備等の代替策も視野に入れ, 安全機能の維持や回復を考慮するものとする。</p> <p><u>安全上重要な施設の選定は, 「再処理施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則(以下「事業指定基準規則」という。)」の解釈に従い, 安全上重要な施設の例①～⑮に該当するものを選定した。同様に, 耐震重要施設の選定に当たっては, 事業指定基準規則の解釈別記2第2項に従い, Sクラスの例①～⑨に該当するものを選定した。その結果, 安全上重要な施設及び耐震重要施設は, 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)並びにそれら関連施設に限定された。安全上重要な施設及</u></p>	<p>重要度分類及び想定事故の選定を行ったことから, 評価結果を記載</p>

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
<p>見直した重要度に応じて耐震性の確保や外部事象からの防護等, 必要な安全対策を行う。可搬型設備等による代替策については, 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, 配備数や分散配置を考慮するとともに, 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の監視を行うことにより, 信頼性を向上させる。</p> <p>再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の設計を施設の現況等に照らし進めている段階であり, 平成29年度末までの設計内容を踏まえて対策の可否を判断するとともに, 再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の実施範囲(既存設備への影響やガラス固化処理への影響等を踏まえ, 恒設設備による安全対策が実施可能な範囲)及び実施内容を整理し, その後, 廃止措置計画の変更申請を行う。その内容を踏まえて詳細設計を進め, 安全対策の詳細内容については, 遅くとも平成31年度末までに定め, 逐次廃止措置計画の変更申請を行う。その際, 再処理維持基準規則により難しい特別な事情があり, 再処理維持基準規則を踏まえた安全対策を実施できない場合については, 必要に応じて可搬型設備等の代替策も視野に入れ, 安全機能の維持や回復を検討するとともに, その事情を明確にする。また, 再処理維持基準規則を踏まえた安全性向上対策のうち, 実施可能なものについては, 自主的に対策を進め, 実施した対策については, 逐次廃止措置計画に反映する。再処理維持基準規則を踏まえた安全対策に関する工程については, 「十. 廃止措置の工程」に示す。</p>	<p>見直した重要度に応じて耐震性の確保や外部事象からの防護等, 必要な安全対策を行う。可搬型設備等による代替策については, 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, 配備数や分散配置を考慮するとともに, 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の監視を行うことにより, 信頼性を向上させる。</p> <p>再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の設計を施設の現況等に照らし進めている段階であり, その内容を踏まえて詳細設計を進め, 安全対策の詳細内容については, 遅くとも平成31年度末までに定め, 逐次廃止措置計画の変更申請を行う。その中で, 再処理維持基準規則により難しい特別な事情がある場合は, 供用中の施設への影響や対策の効果及び対策実施に要する期間等を考慮し, 可搬型設備を用いた代替機能維持による安全対策の実施も含め, 安全機能の維持や回復の最適化を検討するとともに, その事情を明確にする。この場合においては, 緊急安全対策として既に配備している崩壊熱除去機能及び水素掃気機能等を維持するための可搬型発電機及び可搬型給水設備等も含め有効性を確認した上で, 分散配置の仕方及び追加設備の必要性を検討し, その詳細について遅くとも平成31年度末までに定め, 逐次廃止措置計画の変更申請を行う。</p> <p>また, 再処理維持基準規則を踏まえた安全性向上対策のうち, 実施可能なものについては, 自主的に対策を進め, 実施した対策については, 逐次廃止措置計画に反映する。再処理維持基準規則を踏まえた安全対策に関する工程に</p>	<p><u>び耐震重要施設を, 別添6-1-14及び別添6-1-15に示す。</u> <u>事故選定においては, 「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」で定められている6事象の発生が起こりうるか評価を行った。その結果, 「使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固」のみが該当し, 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)が対象となった。想定事故の選定の詳細については, 添付資料四別紙に示す。</u></p> <p>以下、変更なし</p>	

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
<p>廃止措置中に使用済燃料，使用済燃料から分離された物又はこれらによって汚染された物(以下「使用済燃料等」という。)を取り扱う期間中は，性能維持施設として必要な安全機能を確保するものとし，以下のとおり対応する。</p> <p>1)～3) 省略</p> <p>4)地震による損傷の防止</p> <p>① 省略</p> <p>② 安全機能を有する施設のうち，地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいものを耐震重要施設とし，設備区分による概要を表 6-1 に示す。<u>耐震重要施設の詳細については，平成 29 年度末までに定め，その後，廃止措置計画の変更申請を行う。</u></p> <p>耐震重要施設は，隣接する原子力科学研究所の JRR-3 原子炉施設と同様に策定した基準地震動(以下「基準地震動」という。)による地震力に対して，その耐震安全性を確認した上で，安全対策を検討する。また，基準地震動(平成 29 年 9 月末までに策定済)については，本申請以降に廃止措置計画の変更申請を行う。</p> <p>耐震重要施設であ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)開発棟において，高放射性廃液を保有する機器・配管系，それを内包するセル，建家は，基準地震動に対する耐震安全性を確保するよう検討する。</p> <p>なお，高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟において，高放射性廃液を保有する機器・配管系，それを内包するセル，建家は，</p>	<p>については，「十．廃止措置の工程」に示す。</p> <p>廃止措置中に使用済燃料，使用済燃料から分離された物又はこれらによって汚染された物(以下「使用済燃料等」という。)を取り扱う期間中は，性能維持施設として必要な安全機能を確保するものとし，以下のとおり対応する。</p> <p>なお，今後実施する工程洗浄における安全対策については，別途，工程洗浄に係る廃止措置計画の変更申請に定める。</p> <p>1)～3) 省略</p> <p>4)地震による損傷の防止</p> <p>① 省略</p> <p>② 地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいものは，高放射性廃液を取り扱う系統等の施設であり，高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟に係るものを耐震重要(Sクラス)施設として選定した。具体的には，耐震重要施設の選定に当たっては，事業指定基準規則の解釈別記 2 第 2 項に従い，Sクラスの例①～⑨に該当するものを選定した。その際，安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響が大きい(5 mSv を超える)ものの選定基準は，安全上重要な施設のものと同じであることから，安全機能の喪失時の影響評価は安全上重要な施設に対して実施したものをを用いた。耐震重要施設を別添 6-1-15 に示す。</p> <p>耐震重要施設は，隣接する原子力科学研究所の JRR-3 原子炉施設と同様に策定した基準地震動 Ss(以下「基準地震動 Ss」という。)による地震力に対して，その耐震安全性を確認した上で，安全対策を検討する。</p> <p>上記の耐震重要施設は，基準地震動 Ss による地震力に対して原則，耐震性を確保するものとし，基準地震動 Ss に対して耐震性が不足するものは，補強す</p>	<p>1)～3) 変更なし</p> <p>4)地震による損傷の防止</p> <p>① 変更なし</p> <p>② 安全機能を有する施設のうち，地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいものを耐震重要施設に選定した。選定結果の詳細を別添 6-1-14 に示す。</p> <p>以下、変更なし</p>	<p>耐震重要施設の選定結果を別添に記載</p>

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

認可済みからの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
<p>これまで実施した暫定基準地震動 (Ss880 ガル) に基づく評価から十分な安全裕度を有しており, 安全機能を確保できる見通しである(別添 6-1-2 参照)。 また, これらへの蒸気並びに水の供給設備及び非常用給電設備については, 耐震補強対策をしなくても安全機能を確保できるよう可搬型蒸気供給設備, 可搬型給水設備及び可搬型発電機を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-3 に示す。</p> <p>一方, 高放射性廃液貯蔵場(HAW)に非常用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)開発棟に非常用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。このため, 再処理維持基準規則を踏まえた安全対策を実施できないおそれがあることから, より難しい特別な事情を明確にした上で, 可搬型設備等の代替策も視野に入れ, 安全機能の維持や回復を検討する。その際, 既に配備している可搬型設備の有効性を確認した上で, 分散配置の仕方及び追加設備の必要性を検討し, その詳細について遅くとも平成 31 年度末までに定め, 逐次廃止措置計画の変更申請を行う。</p> <p>その他の耐震重要施設については, 基準地震動に対する耐震性確保に向けた検討を進める。</p> <p>③ 省略</p> <p>5)~15) 省略</p> <p>16)安全上重要な施設</p>	<p>ることを基本とする。補強するものについては, 安全対策の詳細設計を実施し, 工事の詳細を決定した上で, 逐次廃止措置計画の変更申請を行う。</p> <p>なお, 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟において, 高放射性廃液を保有する機器・配管系, それを内包するセル, 建家は, これまで実施した暫定基準地震動(最大加速度 880 ガル)に基づく評価から十分な安全裕度を有しており, 安全機能を確保できる見通しである(別添 6-1-2 参照)。</p> <p>一方, 耐震重要施設のうち, 高放射性廃液貯蔵場(HAW)に非常用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)ガラス固化技術開発棟に非常用電源を供給するガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術管理棟については, 供用中の施設への影響や対策の効果及び対策実施に要する期間等を考慮し, 迅速かつ実効性のある可搬型設備を用いた安全機能の維持や回復の実施を含め, 最適化を図ることとし, その詳細を検討する。</p> <p>なお, 地震時においても安全機能を確保できるよう, 可搬型発電機を配備している。</p> <p>さらに, 耐震重要施設のうち, 蒸気及び水を供給する既存の設備については, 供用中の施設への影響や対策の効果及び対策実施に要する期間等を考慮し, 迅速かつ実効性のある可搬型設備を用いた安全機能の維持や回復の実施を含め, 最適化を図ることとし, その詳細を検討する。</p> <p>なお, 地震時においても安全機能を確保できるよう, 可搬型蒸気供給設備及び可搬型給水設備を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-3 に示す。</p> <p>③ 省略</p> <p>5)~15) 省略</p> <p>16)安全上重要な施設</p>	<p>③ 変更なし</p> <p>5)~15) 変更なし</p> <p>16)安全上重要な施設</p>	

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
<p>非常用電源設備その他の安全上重要な施設は、再処理施設の安全性を確保する機能を維持するために必要がある場合において、当該施設自体又は当該施設が属する系統として多重性を有する設計とするよう検討する。</p> <p>安全上重要な施設については、事業指定基準規則の定義を踏まえて設定するものとし、表6-2に概要を示す。詳細については、<u>性能維持施設の選定を踏まえて平成29年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</u></p> <p>安全上重要な施設は、動的機器の単一故障が発生した場合においても、崩壊熱除去機能、水素掃気機能等の安全機能を維持するものとし、動的機器の2重化、系統分離等に係る具体的な設計を実施するよう検討する。</p> <p>なお、安全上重要な施設の同時損傷を考慮した場合でも、崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を維持できるよう可搬型発電機、可搬型空気圧縮機及び可搬型給水設備を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添6-1-7に示す。</p>	<p>機能の喪失により、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがあるもの及び事故時に公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止するため、放射性物質又は放射線が再処理施設を設置する工場又は事業所外へ放出されることを抑制し、又は防止するものを安全上重要な施設とする。</p> <p>ガラス固化技術開発施設(TVF)については、既往の許認可で安全上重要な施設としているものを選定し、その他の施設については、今後の使用計画を踏まえ「事業指定基準規則(第1条 定義)」の解釈に示された15項目に該当する施設を選定した。</p> <p>なお、地震、津波、竜巻等の外部事象を考慮した場合に機能を維持することが困難な施設については、安全上重要な施設に求められる設計要求に対して、可搬型設備による代替策を含めた対策を検討する。選定結果の詳細を別添6-1-16に示す。</p> <p>非常用電源設備その他の安全上重要な施設は、再処理施設の安全性を確保する機能を維持するために必要がある場合において、当該施設自体又は当該施設が属する系統として多重性を有する設計とする。</p> <p>安全上重要な施設は、動的機器の単一故障が発生した場合においても、崩壊熱除去機能、水素掃気機能等の安全機能を維持するものとし、動的機器の2重化、系統分離等に係る詳細設計を実施する。現に供用中の設備の改造を要する場合は、安全機能への影響、保安確保のための手段及び関連する防護対策への影響等について検討し、必要となる機能維持の代替方法、対策に要する期間等を踏まえ、防護方法を定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。</p> <p>なお、安全上重要な施設の同時損傷を考慮した場合でも、崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を維持できるよう可搬型発電機、可搬型空気圧縮機及び可搬型給水設備を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添6-1-7に示す。</p>	<p>非常用電源設備その他の安全上重要な施設は、再処理施設の安全性を確保する機能を維持するために必要がある場合において、当該施設自体又は当該施設が属する系統として多重性を有する設計とするよう検討する。</p> <p>安全上重要な施設については、事業指定基準規則の定義を踏まえて設定した。選定結果の詳細を別添6-1-15に示す。</p> <p>以下、変更なし</p>	<p>安全上重要な施設の選定結果を別添に記載</p>

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

認可済みからの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
<p>17)～28) 省略</p> <p>29)～48) 省略</p> <p>3 再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情 省略</p>	<p>17)～28) 省略</p> <p>29) 重大事故対処施設 ①～⑳ 省略</p> <p>3 再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情 省略</p>	<p>17)～28) 変更なし</p> <p>29)～48) 変更なし</p> <p>3 再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情 変更なし</p>	

表 6-1 耐震重要施設の概要(1/2)

施設の機能	主要設備等 (注1)		補助設備 (注2)	直接支持構造物 (注3)	間接支持構造物 (注4)	波及的影響を考慮すべき設備 (注5)
	施設区分	施設				
耐震重要施設	溶解施設等	1) その破損又は機能喪失により臨界事故を起すおそれのある施設 2) 使用済燃料を貯蔵するための施設	分離精製工場(MP)においてその破損又は機能喪失により臨界事故を起すおそれのある施設 分離精製工場(MP)において使用済燃料を貯蔵するための施設	左記の主要設備等及び補助設備等から伝達される荷重を受ける支持構造物	左記の直接支持構造物から伝達される荷重を受ける支持構造物	破損等によって左記の主要設備等、直接支持構造物及び間接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下位の階層クラスに属する設備
	使用済燃料貯蔵施設	3) 高レベル放射性液体廃棄物を貯蔵する系統及び機器	高放射性液体貯蔵庫(HAW)、ガラス固化技術開発施設(TVP)開発棟及び分離精製工場(MP)において高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器	左記の主要設備等及び補助設備等から伝達される荷重を受ける支持構造物	左記の直接支持構造物から伝達される荷重を受ける支持構造物	破損等によって左記の主要設備等、補助設備、直接支持構造物及び間接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下位の階層クラスに属する設備
	液体廃棄物の廃棄施設等	4) フルトニウムを含む溶液を内蔵する系統及び機器	フルトニウム転換技術開発施設(PODF)及び分離精製工場(MP)においてフルトニウムを含む溶液を内蔵する系統及び機器	左記の主要設備等及び補助設備等から伝達される荷重を受ける支持構造物	左記の直接支持構造物から伝達される荷重を受ける支持構造物	破損等によって左記の主要設備等、補助設備、直接支持構造物及び間接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下位の階層クラスに属する設備
	セル等	5) 上記3)及び4)の系統及び機器から放射性物質が漏えいした場合にその影響の拡大を防止するための施設	高放射性液体貯蔵庫(HAW)、ガラス固化技術開発施設(TVP)開発棟、分離精製工場(MP)及びフルトニウム転換技術開発施設(PODF)において、高レベル放射性液体廃棄物及びフルトニウムを含む溶液を内蔵する系統及び機器を収納するセル等	左記の主要設備等及び補助設備等から伝達される荷重を受ける支持構造物	左記の主要設備等から伝達される荷重を受ける支持構造物	破損等によって左記の主要設備等及び間接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下位の階層クラスに属する設備

(注1) 主要設備等とは、当該機能に直接的に関連する設備及び構築物という。
 (注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備という。
 (注3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらからの荷重を受ける支持構造物(建物・構築物)という。支持する設備の耐震重要度に応じて定めた確認用地震動から求まる地震力に
 (注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)という。支持する設備の耐震重要度に応じて定めた確認用地震動から求まる地震力に
 (注5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の階層クラスに属するものの破損等によって上位の階層クラスに属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備という。影響を受けるおそれのある上位階層クラスの安全機能に応じて定めた確認用地震動から求まる地震力に対して、波及的影響防止の確認を行う。

削除

2019年3月20日変更認可申請(参考)

削除

認可済みに対する変更案

変更理由

表 6-1 耐震重要施設の概要(2/2)

認可済み		2019年3月20日変更認可申請(参考)		認可済みに対する変更案		変更理由					
<table border="1"> <tr> <td data-bbox="184 1163 243 1425"> 施設の機能 6)上記3)及び5)に関連する施設で放射性物質の外部に対する放射能抑制するための施設 </td> <td data-bbox="243 1163 480 1425"> 施設区分 気体廃棄物の廃棄施設 </td> <td data-bbox="480 1163 783 1425"> 主要設備等 (注1) 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、分離精製工場(MP)及びフィルター乾燥技術開発施設(PODF)における種類換気系設備 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、分離精製工場(MP)及びフィルター乾燥技術開発施設(PODF)におけるセル換気系設備 第二付属排気筒 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟において事故時の放射性物質の放出量を監視する機能を有する設備 </td> <td data-bbox="184 953 480 1163"> 補助設備 (注2) 上記の設備の機能を確保するために必要な施設 </td> <td data-bbox="480 953 783 1163"> 直接支持構造物 (注3) 上記の主要設備等及び補助設備に直接取り付けられる構造物、又はこれらに直接支持される構造物 </td> <td data-bbox="480 743 783 953"> 間接支持構造物 (注4) 上記の直接支持構造物から伝達される荷重を受ける支持構造物 </td> <td data-bbox="480 533 783 743"> 波及的影響を考慮すべき設備 (注5) 破損等によって上記の主要設備等、補助設備、直接支持構造物及び間接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下位の耐震クラスに属する設備 </td> </tr> </table> <p>耐震重要施設</p>	施設の機能 6)上記3)及び5)に関連する施設で放射性物質の外部に対する放射能抑制するための施設	施設区分 気体廃棄物の廃棄施設	主要設備等 (注1) 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、分離精製工場(MP)及びフィルター乾燥技術開発施設(PODF)における種類換気系設備 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、分離精製工場(MP)及びフィルター乾燥技術開発施設(PODF)におけるセル換気系設備 第二付属排気筒 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟において事故時の放射性物質の放出量を監視する機能を有する設備	補助設備 (注2) 上記の設備の機能を確保するために必要な施設	直接支持構造物 (注3) 上記の主要設備等及び補助設備に直接取り付けられる構造物、又はこれらに直接支持される構造物	間接支持構造物 (注4) 上記の直接支持構造物から伝達される荷重を受ける支持構造物	波及的影響を考慮すべき設備 (注5) 破損等によって上記の主要設備等、補助設備、直接支持構造物及び間接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下位の耐震クラスに属する設備	<p>削除</p>	<p>削除</p>	<p>削除</p>	<p></p>
施設の機能 6)上記3)及び5)に関連する施設で放射性物質の外部に対する放射能抑制するための施設	施設区分 気体廃棄物の廃棄施設	主要設備等 (注1) 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、分離精製工場(MP)及びフィルター乾燥技術開発施設(PODF)における種類換気系設備 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、分離精製工場(MP)及びフィルター乾燥技術開発施設(PODF)におけるセル換気系設備 第二付属排気筒 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟において事故時の放射性物質の放出量を監視する機能を有する設備	補助設備 (注2) 上記の設備の機能を確保するために必要な施設	直接支持構造物 (注3) 上記の主要設備等及び補助設備に直接取り付けられる構造物、又はこれらに直接支持される構造物	間接支持構造物 (注4) 上記の直接支持構造物から伝達される荷重を受ける支持構造物	波及的影響を考慮すべき設備 (注5) 破損等によって上記の主要設備等、補助設備、直接支持構造物及び間接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下位の耐震クラスに属する設備					
<p>(注1) 主要設備等とは、当該機能に直接的に関連する設備及び構築物をいう。 (注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。 (注3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。 (注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物、構築物)をいう。支持する設備の耐震重要度に応じて定められた確認用地震動から求まる地震力に波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。影響を受けるおそれのある上位クラスの安全機能に応じて定められた確認用地震動から求まる地震力に対して、波及的影響防止の確認を行う。</p>											

表 6-2 安全上重要な施設の概要

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="192 346 252 1501">項目</th> <th data-bbox="252 346 860 1501">該当する系統・設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) プルトニウムを含む溶液又は粉末を内蔵する系統及び機器</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 未回収核燃料物質の回収において直接プルトニウムを内蔵する系統・機器 ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末を内蔵する系統及び機器 </td> </tr> <tr> <td>(2) 高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 高放射性廃液を内蔵する系統及び機器 </td> </tr> <tr> <td>(3) 上記(1)及び(2)の系統及び機器の換気系統及びオフガス処理系統</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 上記(1)及び(2)の槽類換気系統 </td> </tr> <tr> <td>(4) 上記(1)及び(2)の系統及び機器並びにせん断工程を収納するセル等</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 上記(1)及び(2)を収納するセル、グローブボックス及びドリフトレイ等 ※今後、使用済燃料のせん断を行わないことから、せん断工程を収納するセルは該当しない </td> </tr> <tr> <td>(5) 上記(4)の換気系統</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 上記(4)のセル換気系統 </td> </tr> <tr> <td>(6) 上記(4)のセル等を収納する構造物及びその換気系統</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 上記(4)のセル等を収納する建家及び建家換気系統 </td> </tr> <tr> <td>(7) ウランを非密封で大量に取り扱う系統及び機器の換気系統</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> なし </td> </tr> <tr> <td>(8) 非常用所内電源系統及び安全上重要な施設の機能の確保に必要な圧縮空気等の主要な動力源</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 安全上重要な施設の機能確保に必要な非常用電源系統、圧縮空気供給系統、蒸気供給系統 </td> </tr> <tr> <td>(9) 熱的、化学的又は核的制限値を維持するための系統及び機器</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 熱的、化学的又は核的制限値を維持するための系統及び機器 </td> </tr> <tr> <td>(10) 使用済燃料を貯蔵するための施設</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料を貯蔵するための貯蔵プール及びクレーン </td> </tr> <tr> <td>(11) 高レベル放射性固体廃棄物を保管廃棄するための施設</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ガラス固化体を保管する施設 </td> </tr> <tr> <td>(12) 安全保護回路</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 安全保護回路 </td> </tr> <tr> <td>(13) 排気筒</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 安全上重要な施設に該当する換気系統が接続されている排気筒 </td> </tr> <tr> <td>(14) 制御室等及びその換気系統</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 事故対応に必要な建家の制御室及びその換気系統 </td> </tr> <tr> <td>(15) その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統、冷却水系統等</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 前線熱除去機能を有する系統 火災・爆発防止機能を有する機器 放射性物質の過度の放出防止機能を有する漏えい検知装置及び回収装置 安全上重要な施設の安全機能確保のための支撐機能として電巻防護対策及び溢水防護設備 事故時の放射性物質の放出量を監視する機能を有する系統 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	該当する系統・設備	(1) プルトニウムを含む溶液又は粉末を内蔵する系統及び機器	<ul style="list-style-type: none"> 未回収核燃料物質の回収において直接プルトニウムを内蔵する系統・機器 ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末を内蔵する系統及び機器 	(2) 高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器	<ul style="list-style-type: none"> 高放射性廃液を内蔵する系統及び機器 	(3) 上記(1)及び(2)の系統及び機器の換気系統及びオフガス処理系統	<ul style="list-style-type: none"> 上記(1)及び(2)の槽類換気系統 	(4) 上記(1)及び(2)の系統及び機器並びにせん断工程を収納するセル等	<ul style="list-style-type: none"> 上記(1)及び(2)を収納するセル、グローブボックス及びドリフトレイ等 ※今後、使用済燃料のせん断を行わないことから、せん断工程を収納するセルは該当しない 	(5) 上記(4)の換気系統	<ul style="list-style-type: none"> 上記(4)のセル換気系統 	(6) 上記(4)のセル等を収納する構造物及びその換気系統	<ul style="list-style-type: none"> 上記(4)のセル等を収納する建家及び建家換気系統 	(7) ウランを非密封で大量に取り扱う系統及び機器の換気系統	<ul style="list-style-type: none"> なし 	(8) 非常用所内電源系統及び安全上重要な施設の機能の確保に必要な圧縮空気等の主要な動力源	<ul style="list-style-type: none"> 安全上重要な施設の機能確保に必要な非常用電源系統、圧縮空気供給系統、蒸気供給系統 	(9) 熱的、化学的又は核的制限値を維持するための系統及び機器	<ul style="list-style-type: none"> 熱的、化学的又は核的制限値を維持するための系統及び機器 	(10) 使用済燃料を貯蔵するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料を貯蔵するための貯蔵プール及びクレーン 	(11) 高レベル放射性固体廃棄物を保管廃棄するための施設	<ul style="list-style-type: none"> ガラス固化体を保管する施設 	(12) 安全保護回路	<ul style="list-style-type: none"> 安全保護回路 	(13) 排気筒	<ul style="list-style-type: none"> 安全上重要な施設に該当する換気系統が接続されている排気筒 	(14) 制御室等及びその換気系統	<ul style="list-style-type: none"> 事故対応に必要な建家の制御室及びその換気系統 	(15) その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統、冷却水系統等	<ul style="list-style-type: none"> 前線熱除去機能を有する系統 火災・爆発防止機能を有する機器 放射性物質の過度の放出防止機能を有する漏えい検知装置及び回収装置 安全上重要な施設の安全機能確保のための支撐機能として電巻防護対策及び溢水防護設備 事故時の放射性物質の放出量を監視する機能を有する系統 	<p>削除</p>	<p>削除</p>	
項目	該当する系統・設備																																		
(1) プルトニウムを含む溶液又は粉末を内蔵する系統及び機器	<ul style="list-style-type: none"> 未回収核燃料物質の回収において直接プルトニウムを内蔵する系統・機器 ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末を内蔵する系統及び機器 																																		
(2) 高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器	<ul style="list-style-type: none"> 高放射性廃液を内蔵する系統及び機器 																																		
(3) 上記(1)及び(2)の系統及び機器の換気系統及びオフガス処理系統	<ul style="list-style-type: none"> 上記(1)及び(2)の槽類換気系統 																																		
(4) 上記(1)及び(2)の系統及び機器並びにせん断工程を収納するセル等	<ul style="list-style-type: none"> 上記(1)及び(2)を収納するセル、グローブボックス及びドリフトレイ等 ※今後、使用済燃料のせん断を行わないことから、せん断工程を収納するセルは該当しない 																																		
(5) 上記(4)の換気系統	<ul style="list-style-type: none"> 上記(4)のセル換気系統 																																		
(6) 上記(4)のセル等を収納する構造物及びその換気系統	<ul style="list-style-type: none"> 上記(4)のセル等を収納する建家及び建家換気系統 																																		
(7) ウランを非密封で大量に取り扱う系統及び機器の換気系統	<ul style="list-style-type: none"> なし 																																		
(8) 非常用所内電源系統及び安全上重要な施設の機能の確保に必要な圧縮空気等の主要な動力源	<ul style="list-style-type: none"> 安全上重要な施設の機能確保に必要な非常用電源系統、圧縮空気供給系統、蒸気供給系統 																																		
(9) 熱的、化学的又は核的制限値を維持するための系統及び機器	<ul style="list-style-type: none"> 熱的、化学的又は核的制限値を維持するための系統及び機器 																																		
(10) 使用済燃料を貯蔵するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料を貯蔵するための貯蔵プール及びクレーン 																																		
(11) 高レベル放射性固体廃棄物を保管廃棄するための施設	<ul style="list-style-type: none"> ガラス固化体を保管する施設 																																		
(12) 安全保護回路	<ul style="list-style-type: none"> 安全保護回路 																																		
(13) 排気筒	<ul style="list-style-type: none"> 安全上重要な施設に該当する換気系統が接続されている排気筒 																																		
(14) 制御室等及びその換気系統	<ul style="list-style-type: none"> 事故対応に必要な建家の制御室及びその換気系統 																																		
(15) その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統、冷却水系統等	<ul style="list-style-type: none"> 前線熱除去機能を有する系統 火災・爆発防止機能を有する機器 放射性物質の過度の放出防止機能を有する漏えい検知装置及び回収装置 安全上重要な施設の安全機能確保のための支撐機能として電巻防護対策及び溢水防護設備 事故時の放射性物質の放出量を監視する機能を有する系統 																																		

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

認可済みからの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
別添 6-1-1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の火災及び爆発に対する安全対策 省略	別添 6-1-1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の火災及び爆発に対する安全対策 省略	別添 6-1-1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の火災及び爆発に対する安全対策 変更なし	
別添 6-1-2 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の耐震性に関する評価 省略	別添 6-1-2 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の耐震性に関する評価 省略	別添 6-1-2 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の耐震性に関する評価 変更なし	
別添 6-1-3 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の地震に対する安全対策 省略	別添 6-1-3 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の地震に対する安全対策 省略	別添 6-1-3 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の地震に対する安全対策 変更なし	
別添 6-1-4 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の津波に対する安全対策 省略	別添 6-1-4 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の津波に対する安全対策 省略	別添 6-1-4 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の津波に対する安全対策 変更なし	
別添 6-1-5 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の外部からの衝撃に対する安全対策 省略	別添 6-1-5 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の外部からの衝撃に対する安全対策 省略	別添 6-1-5 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の外部からの衝撃に対する安全対策 変更なし	
別添 6-1-6 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の溢水及び化学薬品漏えいに対する安全対策 省略	別添 6-1-6 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の溢水及び化学薬品漏えいに対する安全対策 省略	別添 6-1-6 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の溢水及び化学薬品漏えいに対する安全対策 変更なし	
別添 6-1-7 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の安全上重要な施設の多重化 省略	別添 6-1-7 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の安全上重要な施設の多重化 省略	別添 6-1-7 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の安全上重要な施設の多重化 変更なし	

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

認可済みからの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
別添 6-1-9 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の通信連絡設備に関する安全対策 省略	別添 6-1-9 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の通信連絡設備に関する安全対策 省略	別添 6-1-9 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の通信連絡設備に関する安全対策 変更なし	
別添 6-1-10 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の火災に対する安全対策 省略	別添 6-1-10 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の火災に対する安全対策 省略	別添 6-1-10 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の火災に対する安全対策 変更なし	
別添 6-1-11 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の水素爆発, 蒸発乾固に関する安全対策 省略	別添 6-1-11 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の水素爆発, 蒸発乾固に関する安全対策 省略	別添 6-1-11 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の水素爆発, 蒸発乾固に関する安全対策 変更なし	
別添 6-1-12 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の計装設備に関する安全対策 省略	別添 6-1-12 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の計装設備に関する安全対策 省略	別添 6-1-12 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の計装設備に関する安全対策 変更なし	
別添 6-1-13 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の制御室に関する安全対策 省略	別添 6-1-13 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の制御室に関する安全対策 省略	別添 6-1-13 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の制御室に関する安全対策 変更なし	
	別添 6-1-14 耐震重要施設の基礎地盤の安定性 省略		
	別添 6-1-15 再処理施設における耐震重要度分類について 省略	別添 6-1-14 再処理施設における耐震重要度分類について	
	別添 6-1-16 安全上重要な施設の選定について 省略	別添 6-1-15 安全上重要な施設の選定について	評価の条件の追加など面談等を踏まえた修正
	別添 6-1-17 暫定的な地震動(最大加速度 1000 ガル)による第二中間開閉所及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術管理棟の耐震性評価について 省略		

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
<p>添付書類 四 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書</p> <p>1. 基本方針 省略</p> <p>2. 事故の選定 想定される事故(重大事故等、大規模損壊に至るものを含む。)は、廃止措置の段階によって異なることから、各段階で取り扱う放射性物質の核種、濃度、状態に応じて選定するものとする。 今後使用を継続する工程(回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出すための工程洗浄において一時的に使用する工程を含む。)については、事業指定申請書等で定めた事故対策を継続するとともに、再処理維持基準規則を踏まえた事故対策の検討を進めることとし、平成29年度末までに想定される事故の選定を実施し、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。 想定される事故の選定については、再処理施設の事業指定申請書に記載している事故及び再処理規則において定義されている重大事故から、発生し得る事故を抽出する。その際には、地震、津波等の想定事象に耐えられない設備の機能喪失を考慮するものとする。 また、建家・構築物、機器が損壊に至る大規模損壊の発生要因としては、故意による大型航空機の衝突以外に大規模な自然災害が考えられることから、想定を超える自然災害が発生し得る自然事象の選定を行う。なお、大規模な損壊によりアクセス性及び作業環境が著しく低下することを考慮するものとする。 なお、系統除染及び機器解体の工程で想定する事故については、その方法を定めた時点で選定する。</p>	<p>添付書類 四 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書</p> <p>1. 基本方針 省略</p> <p>2. 事故の選定 想定される事故(重大事故等、大規模損壊に至るものを含む。)は、廃止措置の段階によって異なることから、各段階で取り扱う放射性物質の核種、濃度、状態に応じて選定するものとする。 今後使用を継続する工程については、事業指定申請書等で定めた事故対策を継続するとともに、再処理維持基準規則を踏まえた事故対策の検討を進めることとし、想定される事故の選定を実施した。 想定される事故の選定については、再処理施設の事業指定申請書に記載している事故及び再処理規則において定義されている重大事故から、発生し得る事故を抽出した。その際には、地震、津波等の想定事象に耐えられない設備の機能喪失を考慮した。 また、建家・構築物、機器が損壊に至る大規模損壊の発生要因としては、故意による大型航空機の衝突以外に大規模な自然災害が考えられることから、想定を超える自然災害が発生し得る自然事象の選定を行った。なお、大規模な損壊によりアクセス性及び作業環境が著しく低下することを考慮した。 なお、回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出すための工程洗浄、系統除染及び機器解体の工程で想定する事故については、その方法を定めた時点で選定する。</p>	<p>添付書類 四 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書</p> <p>1. 基本方針 変更なし</p> <p>2. 事故の選定 想定される事故(重大事故等、大規模損壊に至るものを含む。)は、廃止措置の段階によって異なることから、各段階で取り扱う放射性物質の核種、濃度、状態に応じて選定するものとする。 今後使用を継続する工程については、事業指定申請書等で定めた事故対策を継続するとともに、再処理維持基準規則を踏まえた事故対策の検討を進めることとし、<u>想定される事故の選定を実施した。</u> 想定される事故の選定については、再処理施設の事業指定申請書に記載している事故及び再処理規則において定義されている重大事故から、発生し得る事故を抽出した。その際には、地震、津波等の想定事象に耐えられない設備の機能喪失を考慮した。 また、建家・構築物、機器が損壊に至る大規模損壊の発生要因としては、故意による大型航空機の衝突以外に大規模な自然災害が考えられることから、想定を超える自然災害が発生し得る自然事象の選定を行った。なお、大規模な損壊によりアクセス性及び作業環境が著しく低下することを考慮した。 なお、<u>回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出すための工程洗浄、系統除染及び機器解体の工程で想定する事故については、その方法を定めた時点で選定する。</u></p>	<p>以下、事故選定を実施したことを記載</p>

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
	<p>2.1 基本方針</p> <p>東海再処理施設においては、「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」で定められている以下の重大事故から、今後の施設の利活用の状況を踏まえ事故選定を行う。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1)セル内において発生する臨界事故 2)使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固 3)放射線分解によって発生する水素が再処理設備の内部に滞留することを防止する機能が喪失した場合にセル内において発生する水素による爆発 4)セル内において発生する有機溶媒その他の物質による火災又は爆発 5)使用済燃料貯蔵プールの冷却等の機能喪失による使用済燃料の著しい損傷 6)放射性物質の漏えい <p>事故選定に当たっては、以下の起因事象を考慮する。</p> <p>①内的な起因事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・過失、動的機器の多重故障等 ・液体状の放射性物質を内蔵する配管の全周破断 ・長時間の全交流動力電源の喪失 <p>②外的な起因事象の整理</p> <p>設計基準として考えている規模の外部事象で発生する事象を想定事故として選定し、それを超える規模の外部事象で発生する事象は大規模損壊とする。ある自然災害の発生により想定される事態及び周辺環境への影響が、他の自然災害を包含できる場合には包含する。想定される自然災害は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震 <ul style="list-style-type: none"> 基準地震動に耐えられない施設があることから、地震は検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。 ・津波 <ul style="list-style-type: none"> 基準津波に耐えられない施設があることから、津波は検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。 ・竜巻 <ul style="list-style-type: none"> 設計竜巻に耐えられない施設があることから、竜巻 	<p>2.1 基本方針</p> <p><u>東海再処理施設においては、「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」で定められている以下の重大事故から、今後の施設の利活用の状況を踏まえ事故選定を行う。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <u>1)セル内において発生する臨界事故</u> <u>2)使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固</u> <u>3)放射線分解によって発生する水素が再処理設備の内部に滞留することを防止する機能が喪失した場合にセル内において発生する水素による爆発</u> <u>4)セル内において発生する有機溶媒その他の物質による火災又は爆発</u> <u>5)使用済燃料貯蔵プールの冷却等の機能喪失による使用済燃料の著しい損傷</u> <u>6)放射性物質の漏えい</u> <p><u>事故選定に当たっては、以下の起因事象を考慮する。</u></p> <p><u>①内的な起因事象</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・過失、動的機器の多重故障等</u> <u>・液体状の放射性物質を内蔵する配管の全周破断</u> <u>・長時間の全交流動力電源の喪失</u> <p><u>②外的な起因事象の整理</u></p> <p><u>設計基準として考えている規模の外部事象で発生する事象を想定事故として選定し、それを超える規模の外部事象で発生する事象は大規模損壊とする。ある自然災害の発生により想定される事態及び周辺環境への影響が、他の自然災害を包含できる場合には包含する。想定される自然災害は、以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・地震</u> <ul style="list-style-type: none"> <u>基準地震動に耐えられない施設があることから、地震は検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。</u> <u>・津波</u> <ul style="list-style-type: none"> <u>基準津波に耐えられない施設があることから、津波は検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。</u> <u>・竜巻</u> <ul style="list-style-type: none"> <u>設計竜巻に耐えられない施設があることから、竜巻</u> 	

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
	<p>は検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火山 <p>想定される火山事象が発生した場合においても安全機能を損なわないものとし、降下火砕物等による火山影響評価を踏まえて、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進め、遅くとも平成31年度末までに詳細を定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。</p> <p>降灰濃度については、濃度が高いと短時間でフィルタが閉塞し、外気を直接取り込む安全上重要な施設の安全機能が喪失することが想定されることから、検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。</p> ・森林火災 <p>最大火線強度が想定を超える森林火災が発生すると、火炎が防火帯を突破し、再処理施設に到達するおそれがある。しかし、火炎が防火帯内側に到達するおそれがある場合には、消火活動によって延焼を防止することが可能である。したがって、森林火災は検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。</p> ・風(台風) <p>風(台風)は検討対象事象の起因となり得る自然現象とするが、竜巻に包含される。</p> ・凍結 <p>極端な低温状態が継続することは考えられないことから、凍結は検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。</p> ・積雪 <p>想定される積雪事象が発生した場合においても安全機能を損なわないものとし、適切な措置を行うよう検討を進め、遅くとも平成31年度末までに詳細を定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。</p> ・落雷 <p>大きな落雷が発生した場合、雷サージの影響により、安全機能を有する施設のうち、計測制御系統施設、電気設備等の機能喪失が考えられることから、落雷は検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。</p> ・地滑り 	<p><u>は検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>火山</u> <p><u>想定される火山事象が発生した場合においても安全機能を損なわないものとし、降下火砕物等による火山影響評価を踏まえて、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進め、遅くとも平成31年度末までに詳細を定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。</u></p> <p><u>降灰濃度については、濃度が高いと短時間でフィルタが閉塞し、外気を直接取り込む安全上重要な施設の安全機能が喪失することが想定されることから、検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。</u></p> ・<u>森林火災</u> <p><u>最大火線強度が想定を超える森林火災が発生すると、火炎が防火帯を突破し、再処理施設に到達するおそれがある。しかし、火炎が防火帯内側に到達するおそれがある場合には、消火活動によって延焼を防止することが可能である。したがって、森林火災は検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。</u></p> ・<u>風(台風)</u> <p><u>風(台風)は検討対象事象の起因となり得る自然現象とするが、竜巻に包含される。</u></p> ・<u>凍結</u> <p><u>極端な低温状態が継続することは考えられないことから、凍結は検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。</u></p> ・<u>積雪</u> <p><u>想定される積雪事象が発生した場合においても安全機能を損なわないものとし、適切な措置を行うよう検討を進め、遅くとも平成31年度末までに詳細を定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。</u></p> ・<u>落雷</u> <p><u>大きな落雷が発生した場合、雷サージの影響により、安全機能を有する施設のうち、計測制御系統施設、電気設備等の機能喪失が考えられることから、落雷は検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。</u></p> ・<u>地滑り</u> 	

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
	<p>安全上重要な施設は建家及びセルと同等の耐性を有する設計とする。また、安全上重要な施設は地滑りにより機能喪失に至らないものとするため、地滑りを検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・降雨 降雨は検討対象事象の起因となり得る自然現象とするが、津波に包含される。 ・洪水 洪水は検討対象事象の起因となり得る自然現象とするが、津波に包含される。高潮は検討対象事象の起因となり得る自然現象とするが、津波に包含される。 ・生物学的事象 生物学的事象による安全機能を有する施設への影響として、フィルタ等に大量の昆虫類の付着が想定されるが、生物の除去を行うことが可能である。したがって、生物学的事象は検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。 <p>2.2 選定方法</p> <p>1) 臨界事故</p> <p>廃止措置段階においては、核燃料物質を取り扱う設備を対象に以下の方法で選定を行う。</p> <p>形状寸法で臨界管理している設備については、内的要因にて臨界に至ることはないが、外的要因(地震、津波、竜巻等)を起因とする事象により核的制限値を超えて臨界に至るか評価する。</p> <p>形状寸法以外の方法で臨界管理している設備については、外的要因(地震、津波、竜巻等)以外にも、内的要因である誤移送で臨界に至るか評価する。</p> <p>せん断粉末等 200kg は、蓋付きの収集トレイに入れ、セル内への水・試薬の供給ライン(除染ライン)を避けた高床の場所(床より 80cm 高い)に保管し、同セルにはフロアドレンが設けられている。仮に同セル内に誤送水しても、せん断粉末等が水没したり、被水したりすることは無い。</p> <p>なお、同セル内への水・試薬の供給ラインに対しては閉</p>	<p><u>安全上重要な施設は建家及びセルと同等の耐性を有する設計とする。また、安全上重要な施設は地滑りにより機能喪失に至らないものとするため、地滑りを検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>降雨</u> <u>降雨は検討対象事象の起因となり得る自然現象とするが、津波に包含される。</u> ・<u>洪水</u> <u>洪水は検討対象事象の起因となり得る自然現象とするが、津波に包含される。高潮は検討対象事象の起因となり得る自然現象とするが、津波に包含される。</u> ・<u>生物学的事象</u> <u>生物学的事象による安全機能を有する施設への影響として、フィルタ等に大量の昆虫類の付着が想定されるが、生物の除去を行うことが可能である。したがって、生物学的事象は検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。</u> <p><u>2.2 選定方法</u></p> <p><u>1) 臨界事故</u></p> <p><u>廃止措置段階においては、核燃料物質を取り扱う設備を対象に以下の方法で選定を行う。</u></p> <p><u>形状寸法で臨界管理している設備については、内的要因にて臨界に至ることはないが、外的要因(地震、津波、竜巻等)を起因とする事象により核的制限値を超えて臨界に至るか評価する。</u></p> <p><u>形状寸法以外の方法で臨界管理している設備については、外的要因(地震、津波、竜巻等)以外にも、内的要因である誤移送で臨界に至るか評価する。</u></p> <p><u>せん断粉末等 200kg は、蓋付きの収集トレイに入れ、セル内への水・試薬の供給ライン(除染ライン)を避けた高床の場所(床より 80cm 高い)に保管し、同セルにはフロアドレンが設けられている。仮に同セル内に誤送水しても、せん断粉末等が水没したり、被水したりすることは無い。</u></p> <p><u>なお、同セル内への水・試薬の供給ラインに対しては閉</u></p>	

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
	<p>止措置を施している。</p> <p>2)蒸発乾固 使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を取り扱う設備について、全交流電源喪失時における沸騰に至る時間を評価する。沸騰に至る時間が1年を超える場合は、事態を収束するための措置を期待できるものとし、当該事故に選定しない。沸騰に至る時間が1年以内である場合には、放出量評価を行いCs-137換算で0.01 TBq未満(100 TBqの1/100を目標とし、想定外の要素が加わった場合であってもこれを達成できるよう、さらに1/100したもの)であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。</p> <p>高放射性廃液貯蔵場(HAW)については、現状保有のインベントリで評価し、ガラス固化技術開発施設(TVF)については、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液の濃度を基に評価する。</p> <p>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)については、現実的なインベントリで評価する。</p> <p>低放射性の廃液を取り扱う貯槽については、設計基準のインベントリで評価する。</p> <p>3)水素爆発 使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を取り扱う設備について、全交流電源喪失時における水素濃度が爆発下限界の4%へ到達するまでの時間を評価する。4%へ到達するまでの時間が1年を超える場合は、事態を収束するための措置を期待できるものとし、当該事故に選定しない。4%へ到達するまでの時間が1年以内である場合には、放出量評価を行いCs-137換算で0.01 TBq未満であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定し</p>	<p><u>止措置を施している。</u></p> <p>2)蒸発乾固 <u>使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を取り扱う設備について、全交流電源喪失時における沸騰に至る時間を評価する。沸騰に至る時間が1年を超える場合は、事態を収束するための措置を期待できるものとし、当該事故に選定しない。沸騰に至る時間が1年以内である場合には、放出量評価を行いCs-137換算で0.01 TBq未満(100 TBqの1/100を目標とし、想定外の要素が加わった場合であってもこれを達成できるよう、さらに1/100したもの)であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。</u></p> <p><u>高放射性廃液貯蔵場(HAW)については、現状保有のインベントリで評価し、ガラス固化技術開発施設(TVF)については、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液の濃度を基に評価する。</u></p> <p><u>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)については、現実的なインベントリで評価する。</u></p> <p><u>低放射性の廃液を取り扱う貯槽については、設計基準のインベントリで評価する。</u></p> <p>3)水素爆発 <u>使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を取り扱う設備について、全交流電源喪失時における水素濃度が爆発下限界の4%へ到達するまでの時間を評価する。4%へ到達するまでの時間が1年を超える場合は、事態を収束するための措置を期待できるものとし、当該事故に選定しない。4%へ到達するまでの時間が1年以内である場合には、放出量評価を行いCs-137換算で0.01 TBq未満であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定し</u></p>	

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
	<p>ない。</p> <p>高放射性廃液貯蔵場(HAW)については、現状保有のインベントリで評価し、ガラス固化技術開発施設(TVF)については、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に最大濃度の高放射性廃液を保有している貯槽の濃度を基に評価する。</p> <p>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)については、現実的なインベントリで評価する。</p> <p>低放射性の廃液を取り扱う貯槽については、設計基準のインベントリで評価する。</p> <p>4)有機溶媒等による火災</p> <p>放射性物質を含む溶媒を取り扱う設備について、全量漏えい時における引火点到達時間を評価する。引火点到達時間が1年を超える場合は、事態を収束するための措置を期待できるものとし、当該事故に選定しない。引火点到達時間が1年以内である場合には、放出量評価を行いCs-137換算で0.01 TBq未満であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。</p> <p>5)使用済燃料の著しい損傷</p> <p>貯蔵プールにおけるプール水全喪失時においても、燃料損傷及び臨界に至ることはない。(添付書類四別紙「事故選定について」参照)</p> <p>6)放射性物質の漏えい</p> <p>放射性物質を含む液体を保有する貯槽について、耐震Sクラス施設は移送時に配管から10分間(漏えい発生後10分に対応できると想定)漏えいした場合の評価、それ以外の施設については全量漏えいした場合の放出量評価を行いCs-137換算で0.01 TBq未満であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。</p> <p>高放射性廃液貯蔵場(HAW)については、現状保有のイン</p>	<p><u>ない。</u></p> <p><u>高放射性廃液貯蔵場(HAW)については、現状保有のインベントリで評価し、ガラス固化技術開発施設(TVF)については、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に最大濃度の高放射性廃液を保有している貯槽の濃度を基に評価する。</u></p> <p><u>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)については、現実的なインベントリで評価する。</u></p> <p><u>低放射性の廃液を取り扱う貯槽については、設計基準のインベントリで評価する。</u></p> <p>4)有機溶媒等による火災</p> <p><u>放射性物質を含む溶媒を取り扱う設備について、全量漏えい時における引火点到達時間を評価する。引火点到達時間が1年を超える場合は、事態を収束するための措置を期待できるものとし、当該事故に選定しない。引火点到達時間が1年以内である場合には、放出量評価を行いCs-137換算で0.01 TBq未満であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。</u></p> <p>5)使用済燃料の著しい損傷</p> <p><u>貯蔵プールにおけるプール水全喪失時においても、燃料損傷及び臨界に至ることはない。(添付書類四別紙「事故選定について」参照)</u></p> <p>6)放射性物質の漏えい</p> <p><u>放射性物質を含む液体を保有する貯槽について、耐震Sクラス施設は移送時に配管から10分間(漏えい発生後10分に対応できると想定)漏えいした場合の評価、それ以外の施設については全量漏えいした場合の放出量評価を行いCs-137換算で0.01 TBq未満であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。</u></p> <p><u>高放射性廃液貯蔵場(HAW)については、現状保有のイン</u></p>	

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
	<p>ベントリで評価し、ガラス固化技術開発施設(TVF)については、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に最大濃度の高放射性廃液を保有している貯槽の濃度を基に評価する。また、ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の濃縮器及びガラス溶融炉については、運転時に槽類換気系統が機能喪失することを考慮する。</p> <p>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)については、現実的なインベントリで評価する。</p> <p>低放射性の廃液を取り扱う貯槽については、設計基準のインベントリで評価する。廃棄物処理場(AAF)の低放射性廃液第一蒸発缶、第二低放射性廃液蒸発処理施設(E)の低放射性廃液第二蒸発缶、第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)の低放射性廃液第三蒸発缶については、運転時に槽類換気系統が機能喪失することを考慮する。</p> <p>固体の放射性廃棄物及び製品が換気系統の喪失、外的要因(地震、竜巻等)により、損傷し漏えいに至る場合には放出量評価を行い、Cs-137換算で0.01 TBq未満であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。</p> <p>2.3 選定結果</p> <p>上記方法により選定した結果を以下に示す。詳細は添付書類四別紙「事故選定について」参照</p> <p>(1) 臨界事故</p> <p>廃止措置段階においては、新たにせん断、分離・精製等の再処理運転は行うことはないことから、それらの工程における臨界は、事故として選定しない。</p> <p>使用済燃料については、プール水の喪失を想定した場合においても臨界に至らないこと、三酸化ウラン容器を収納しているピットやバードケージ及びウラン・プルトニウム混合酸化物粉末の貯蔵施設は、地震を考慮しても健全性を維持でき、津波による浸水を考慮しても、臨界には至らない。また、これらの取扱いに際しては、既往の許認可で定めた形状寸法管理等の臨界安全管理を継続することから、</p>	<p><u>ベントリで評価し、ガラス固化技術開発施設(TVF)については、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に最大濃度の高放射性廃液を保有している貯槽の濃度を基に評価する。また、ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の濃縮器及びガラス溶融炉については、運転時に槽類換気系統が機能喪失することを考慮する。</u></p> <p><u>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)については、現実的なインベントリで評価する。</u></p> <p><u>低放射性の廃液を取り扱う貯槽については、設計基準のインベントリで評価する。廃棄物処理場(AAF)の低放射性廃液第一蒸発缶、第二低放射性廃液蒸発処理施設(E)の低放射性廃液第二蒸発缶、第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)の低放射性廃液第三蒸発缶については、運転時に槽類換気系統が機能喪失することを考慮する。</u></p> <p><u>固体の放射性廃棄物及び製品が換気系統の喪失、外的要因(地震、竜巻等)により、損傷し漏えいに至る場合には放出量評価を行い、Cs-137換算で0.01 TBq未満であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。</u></p> <p>2.3 選定結果</p> <p><u>上記方法により選定した結果を以下に示す。詳細は添付書類四別紙「事故選定について」参照</u></p> <p>(1) 臨界事故</p> <p><u>廃止措置段階においては、新たにせん断、分離・精製等の再処理運転は行うことはないことから、それらの工程における臨界は、事故として選定しない。</u></p> <p><u>使用済燃料については、プール水の喪失を想定した場合においても臨界に至らないこと、三酸化ウラン容器を収納しているピットやバードケージ及びウラン・プルトニウム混合酸化物粉末の貯蔵施設は、地震を考慮しても健全性を維持でき、津波による浸水を考慮しても、臨界には至らない。また、これらの取扱いに際しては、既往の許認可で定めた形状寸法管理等の臨界安全管理を継続することから、</u></p>	

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
	<p>誤操作等による臨界も想定されない。 以上より臨界については事故として選定しない。</p> <p>(2)蒸発乾固 高放射性廃液貯蔵場(HAW) (272V31～V35, V37, V38)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟(G11V10, V20)については、沸騰到達時間が60～94時間、事象が発生した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01 TBqを超えることから、事故として選定する。 ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の濃縮器(G12E10)及び濃縮液槽(G12V12)については、事象が継続又は発生した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01 TBqより小さいため、事故として選定しない。 分離精製工場(MP)の高放射性廃液貯槽については、沸騰到達時間が最短で約10日であるが、事象が発生した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01 TBqより小さいため、事故として選定しない。 その他施設については、沸騰に到達するまでの時間に十分裕度がある又は、事象が発生した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01 TBqより小さいため、事故として選定しない。</p> <p>(3)水素爆発 高放射性廃液を貯蔵する分離精製工場(MP), 高放射性廃液貯蔵場(HAW), ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟は、高放射性廃液貯蔵場(HAW)における実機の試験結果より得られたG値が6×10^{-5}と小さく水素濃度が4%に至る時間は年単位であることから、事故として選定しない。 残存するプルトニウム溶液を取り扱う分離精製工場(MP)は、事象が発生した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01 TBqより小さいため、事故として選定しない。 その他施設については、「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)」(以下「安全性確認」という。)で設定したインベントリで評価したところ、放出量(Cs-137換算)が0.01 TBqより小さい</p>	<p><u>誤操作等による臨界も想定されない。</u> <u>以上より臨界については事故として選定しない。</u></p> <p><u>(2)蒸発乾固</u> <u>高放射性廃液貯蔵場(HAW) (272V31～V35, V37, V38)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟(G11V10, V20)については、沸騰到達時間が60～94時間、事象が発生した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01 TBqを超えることから、事故として選定する。</u> <u>ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の濃縮器(G12E10)及び濃縮液槽(G12V12)については、事象が継続又は発生した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01 TBqより小さいため、事故として選定しない。</u> <u>分離精製工場(MP)の高放射性廃液貯槽については、沸騰到達時間が最短で約10日であるが、事象が発生した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01 TBqより小さいため、事故として選定しない。</u> <u>その他施設については、沸騰に到達するまでの時間に十分裕度がある又は、事象が発生した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01 TBqより小さいため、事故として選定しない。</u></p> <p><u>(3)水素爆発</u> <u>高放射性廃液を貯蔵する分離精製工場(MP), 高放射性廃液貯蔵場(HAW), ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟は、高放射性廃液貯蔵場(HAW)における実機の試験結果より得られたG値が6×10^{-5}と小さく水素濃度が4%に至る時間は年単位であることから、事故として選定しない。</u> <u>残存するプルトニウム溶液を取り扱う分離精製工場(MP)は、事象が発生した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01 TBqより小さいため、事故として選定しない。</u> <u>その他施設については、「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)」(以下「安全性確認」という。)で設定したインベントリで評価したところ、放出量(Cs-137換算)が0.01 TBqより小さい</u></p>	

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
	<p>め、事故として選定しない。</p> <p>(4)有機溶媒等による火災又は爆発 今後、分離精製工場(MP)において分離・精製施設での溶媒を使用しないことから分離精製工場(MP)での有機溶媒等による火災又は爆発は想定しない。廃溶媒については、安全性確認で設定した放射エネルギーで評価したところ、引火点到達時間が最短でも約8年と長く、事態を収束するための措置が期待できるため、事故として選定しない。</p> <p>(5)使用済燃料の著しい損傷 「再処理施設の廃止に向けた計画」(平成28年11月)にて原子力規制委員会に報告しているとおり、プール水全喪失時において、燃料損傷及び臨界に至ることはないことから、事故として選定しない。</p> <p>(6)放射性物質の漏えい 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟で高放射性廃液を取り扱う設備は、耐震Sクラスであるため全量漏えいは想定せず、送液時の配管からの漏えいを想定し評価した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01TBqより小さいため、事故として選定しない。 その他の放射性液体を取り扱う設備については、全量漏えいを想定し評価した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01TBqより小さいため、事故として選定しない。 固体の放射性廃棄物及び製品については、外的要因(地震、津波、竜巻等)を考慮しても損傷するおそれがないため、事故として選定しない。</p> <p>(7)大規模損壊 大規模損壊として想定する起因事象は、大規模な自然災害(基準地震動を超える地震力、基準津波を超える津波高さ)及び故意による大型航空機の衝突であることから、全ての施設で大規模損壊が発生し得るものとする。</p>	<p><u>め、事故として選定しない。</u></p> <p><u>(4)有機溶媒等による火災又は爆発</u> <u>今後、分離精製工場(MP)において分離・精製施設での溶媒を使用しないことから分離精製工場(MP)での有機溶媒等による火災又は爆発は想定しない。廃溶媒については、安全性確認で設定した放射エネルギーで評価したところ、引火点到達時間が最短でも約8年と長く、事態を収束するための措置が期待できるため、事故として選定しない。</u></p> <p><u>(5)使用済燃料の著しい損傷</u> <u>「再処理施設の廃止に向けた計画」(平成28年11月)にて原子力規制委員会に報告しているとおり、プール水全喪失時において、燃料損傷及び臨界に至ることはないことから、事故として選定しない。</u></p> <p><u>(6)放射性物質の漏えい</u> <u>高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟で高放射性廃液を取り扱う設備は、耐震Sクラスであるため全量漏えいは想定せず、送液時の配管からの漏えいを想定し評価した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01TBqより小さいため、事故として選定しない。</u> <u>その他の放射性液体を取り扱う設備については、全量漏えいを想定し評価した場合の放出量(Cs-137換算)が0.01TBqより小さいため、事故として選定しない。</u> <u>固体の放射性廃棄物及び製品については、外的要因(地震、津波、竜巻等)を考慮しても損傷するおそれがないため、事故として選定しない。</u></p>	

核燃料サイクル工学研究所 再処理施設 廃止措置計画変更認可申請書 変更前後比較表

認可済みからの変更箇所を_____で示す。

認可済み	2019年3月20日変更認可申請(参考)	認可済みに対する変更案	変更理由
<p>3～6 省略</p>	<p>上記評価結果等を踏まえると、想定事故及び大規模損壊は以下のとおり。</p> <p>①蒸発乾固 対象設備：高放射性廃液貯蔵場(HAW)(272V31～V35, V37, V38) ガラス固化技術開発施設(TVF)(G11V10, V20)</p> <p>②大規模損壊 対象設備：放射性物質を保有する全施設</p> <p>3～6 省略</p>	<p><u>上記評価結果等を踏まえると、想定事故及び大規模損壊は以下のとおり。</u></p> <p><u>蒸発乾固</u> <u>対象設備：高放射性廃液貯蔵場(HAW)(272V31～V35, V37, V38)</u> <u>ガラス固化技術開発施設(TVF)(G11V10, V20)</u></p> <p>3～6 変更なし</p>	

再処理施設における耐震重要度分類について

1. 基本方針

以下に示すような今後の施設の利活用の状況を反映する。

- ・ 今後、新たな使用済燃料の受入れ及びせん断は実施しない。
- ・ 使用済燃料、ウラン・プルトニウム混合酸化物 (MOX) 粉末、ウラン製品 (三酸化ウラン粉末) については、貯蔵管理を継続する。
- ・ 分離精製工場 (MP) に保有している高放射性廃液は、貯蔵管理を継続する。
- ・ 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) に保有している高放射性廃液は、平成 40 年度までにガラス固化技術開発施設 (TVF) でガラス固化処理する。

ガラス固化技術開発施設 (TVF) については、再処理施設安全審査指針の制定後に認可された施設であることから、耐震重要度分類が明確になっている。従って既存の許認可に従うことを基本とする (基本的に A 類は S クラスとみなす)。

2. 耐震重要度分類の考え方

2.1 基本的考え方

再処理施設の設工認に記載されている全施設に対して、原子力規制委員会の内規である「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(以降、事業指定基準規則解釈と呼称する)の別記 2 第 2 項に従い耐震重要度分類 S に該当する施設を選定し S クラス施設の表として取りまとめる。

2.2 S クラスの選定について

(1) 選定の考え方

事業指定基準規則解釈別記 2 第 2 項に従い、S クラスの例①～⑨に該当するものを選定する。その際、S クラス選定基準となる機能喪失時の環境への影響 (5 mSv) は安重選定基準と同じであることから、機能喪失時の影響評価結果は安重選定のものを用いる。

(2) S クラスの選定

上記により選定した S クラス施設の表を別添-1 に示す。

Sクラス施設 (1/5)

別添-1

	クラス別施設	Sクラス施設				直接支持構造物 (注3)	間接支持構造物 (注4)	波及的影響を考慮すべき設備 (注5)
		主要設備等 (注1)		補助設備 (注2)				
		施設区分						
耐震重要施設	1) その破損又は機能喪失により臨界事故を起こすおそれのある施設	溶解施設等						
	2) 使用済燃料を貯蔵するための施設	使用済燃料の受入れ及び貯蔵施設						
	3) 高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器並びにその冷却系統	液体廃棄物の廃棄施設	高放射性廃液貯槽 272V31, V32, V33, V34, V35, V36	熱交換器 272H314, H315, H324, H325, H334, H335, H344, H345, H354, H355, H364, H365	機器等の支持構造物	高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 建家	サージボット 272V3181, V3182, V3281, V3282, V3381, V3382, V3481, V3482, V3581, V3582, V3681, V3682	
			中間貯槽 272V37, V38	冷却塔 272H81, H82, H83				
			分配器 272D12, D13	1次系の送水ポンプ 272P3161, P3162, P3261, P3262, P3361, P3362, P3461, P3462, P3561, P3562, P3661, P3662				
			高放射性廃液貯蔵工程の主要な流れを構成する配管等	1次系の予備循環ポンプ 272P3061, P3062, P8160, P8161, P8162, P8163			動力分電盤 HM3	
				1次系冷却水系統 ガンマボット 272V3191, V3192, V3291, V3292, V3391, V3392, V3491, V3492, V3591, V3592, V3691, V3692			主排気筒	
				2次系冷却水系統 272K60用 (272H602) 冷却水系統 272K61用 (272H612) 冷却水系統 浄水受槽 272V76 浄水ポンプ 272P761, P762 浄水供給系統 空気圧縮機 272K60, K61 送風機 272K63, K64 各機器 (Sクラス施設施設) への圧縮空気供給系統 圧空貯槽 272V603, V62 除湿器 272H621 空気貯槽 272V633 高圧受電盤 (第6変電所) DX 低圧配電盤 (第6変電所) DY 動力分電盤 (第6変電所) HM1, HM2 制御盤 ユーティリティ制御盤No.4				
				ディーゼル発電設備 (1号機) (注6) ディーゼル発電設備 (2号機) 付帯設備 (冷却水系統、燃料系統、始動空気系統、潤滑油系統) 第6変電所 (高放射性廃液貯蔵場 (HAW)) への電源系統	機器等の支持構造物 (注6)	第二中間開閉所建家 (注6)		
			溶融炉 G21ME10	冷却塔 G83H10, H20	機器等の支持構造物	ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟建家 (配管トレンチ (T21) を含む)	固化セルクレーン G51M100, M101 両腕型マニプレータ G51M120, M121 除染セルクレーン G51M155	
		受入槽 G11V10	2次系冷却水ポンプ G83P12, P22					
		回収液槽 G11V20	冷水設備ポンプ G84P32, P42		濃縮器ラック G12RK10			

(注1) 主要設備等とは、当該機能に直接的に関連する設備及び構築物をいう。
(注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
(注3) 直接支持構造物とは、主要設備若しくは補助設備に直接取り付けられる支持構造物又はこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
(注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物 (建物・構築物) をいう。
(注5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損等によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
(注6) 基準地震動を考慮した場合に、施設の現況等に照らして機能を維持することが困難な場合は、その安全機能を可搬型設備により早期に代替することで最適化を図る。

Sクラス施設 (2/5)

	クラス別施設	Sクラス施設				直接支持構造物 (注3)	間接支持構造物 (注4)	波及的影響を考慮すべき設備 (注5)	
		施設区分	主要設備等 (注1)		補助設備 (注2)				
耐震重要施設	3) 高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器並びにその冷却系統	液体廃棄物の廃棄施設	水封槽	G11V30	1次系冷却水ポンプ	G83P32、P42	濃縮液槽ラック G12RR12 蒸発缶ラック	パワーマニプレー G51M160 主排気筒	
			受入工程の主要な流れを構成する配管等		冷却水設備用冷却器	G83H30、H40			
			ポンプ	G11P1021	冷却水設備用冷却器	G84H30、H40			
			濃縮器	G12E10	冷凍機	G84H10、H20			
		濃縮液槽	G12V12	1次系冷却水系統					
		濃縮液供給槽	G12V14	2次系冷却水系統					
		気液分離器	G12D1442	冷水系統					
		前処理工程の主要な流れを構成する配管等		膨張水槽	G83V11、V21、V41、G84V31、V41				
		台車	G51M118A	浄水系統					
				空気圧縮機	G86K10、K20				
				各機器（安全上重要な施設）への圧縮空気供給系統					
				冷却器	G86H11、H21				
				フィルタ	G86F31、F32、F43、F44				
				空気槽	G86V33				
				脱湿器	G86D41、D42				
				インセルクーラ	G43H10、H11、H12、H13、H14、H15、H16、H17、H18、H19				
				結合装置圧力信号による流下ノズル加熱停止回路		G21P0-10.5			
				トランスミッタラック	TR21、TR11.1、TR11.2、TR12.1、TR12.2、TR12.3、TR12.4				
				A台車の定位置操作装置	G51Z0+118.1、Z0+118.2				
				A台車の重量上限操作装置	G51W0+118				
				高圧受電盤（第11変電所）					
				低圧動力配電盤（第11変電所）					
				無停電電源装置					
				低圧照明配電盤（第11変電所）					
				直流電源装置（第11変電所）					
				プロセス用動力分電盤	VFP1				
				工程監視盤（圧縮空気系）	LP86.1、LP86.2				
				工程制御盤	DC				
				操作盤	LP22.1				
				現場制御盤	LP22.3、LP22.3-1				
				電磁弁分電盤（2）	SP2				
				工程監視盤（1）～（3）	CP				
				計装設備分電盤	DP6、DP8				
				プロセス用動力分電盤	VFP2、VFP3				
				ディーゼル発電設備（1号機）	(注6)	機器等の支持構造物 (注6)	第二中間開閉所建家 (注6)		
				ディーゼル発電設備（2号機）					
				付帯設備（冷却水系統、燃料系統、始動空気系統、潤滑油系統）					
				第11変電所（ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟）への電源系統					
				ディーゼル発電設備	(注6)	機器等の支持構造物 (注6)	ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術管理棟建家 (注6)		
				第11変電所（ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟）への電源系統（非常系）					

(注1) 主要設備等とは、当該機能に直接的に関連する設備及び構築物をいう。

(注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。

(注3) 直接支持構造物とは、主要設備若しくは補助設備に直接取り付けられる支持構造物又はこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。

(注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。

(注5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損等によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。

(注6) 基準地震動を考慮した場合に、施設の現況等に照らして機能を維持することが困難な場合は、その安全機能を可搬型設備により早期に代替することで最適化を図る。

Sクラス施設 (3/5)

	クラス別施設	Sクラス施設				直接支持構造物 (注3)	間接支持構造物 (注4)	波及的影響を考慮すべき設備 (注5)
		主要設備等 (注1)		補助設備 (注2)				
		施設区分						
耐震重要施設	4) プルトニウムを含む溶液を内蔵する系統及び機器	精製施設等						
	5) 上記3) 及び4) の系統及び機器から放射性物質が漏洩した場合に、その影響の拡大を防止するための施設	セル等	高放射性廃液貯蔵セル R001、R002、R003、R004、R005、R006 中間貯蔵セル R008 分配器セル R201、R202 高放射性廃液貯蔵セルのドリフトレイ 272U001、U002、U003、U004、U005、U006 中間貯蔵セルのドリフトレイ 272U008 分配器セルのドリフトレイ 272U201、U202	漏洩検知装置 272LA+001、LA+002、LA+003、LA+004、LA+005、LA+006、LA+008 トランスミッターラック 漏えい検知装置272LA+001～+008 圧力スイッチ ジェットポンプ 漏えい検知装置272FA+201、+202 圧力スイッチ 272J0011、J0013、J0021、J0023、J0031、J0033、J0041、J0043、J0051、J0053、J0061、J0063、J0081、J0083 水封槽 272V206、V207 漏えい液回収系統 高圧受電盤 (第6変電所) DX 低圧配電盤 (第6変電所) DY 動力分電盤 (第6変電所) HM1、HM2 制御盤 漏えい検知装置制御盤No. 1 漏えい検知装置制御盤No. 2 漏えい検知装置制御盤No. 3	機器等の支持構造物	高放射性廃液貯蔵場(HAW) 建家	動力分電盤 HM3 主排気筒	
			蒸気設備 (ボイラ) 582+10 (注6) 582-11 582-12 付帯設備 (給水系統、燃料系統) 再処理施設への蒸気供給系統	機器等の支持構造物 (注6)	中央運転管理室建家 (注6)			
		固化セル R001 固化セルのドリフトレイ G04U001a、U001b	スチームジェット G04J0011、J0012、J0013、J0014 セル内ドリフトレイ液面上限警報 G04LA+001a、LA+001b 高圧受電盤 (第11変電所) 低圧動力配電盤 (第11変電所) 無停電電源装置 低圧照明配電盤 (第11変電所) 直流電源装置 (第11変電所) 工程監視盤 (1) ~ (3) CP 計装設備分電盤 DP6 トランスミッターラック TR21	機器等の支持構造物	ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟建家	固化セルクレーン G51M100、M101 両腕型マニプレータ G51M120、M121 除染セルクレーン G51M155 パワーマニプレー G51M160 主排気筒		

(注1) 主要設備等とは、当該機能に直接的に関連する設備及び構築物をいう。
 (注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
 (注3) 直接支持構造物とは、主要設備若しくは補助設備に直接取り付けられる支持構造物又はこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
 (注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物 (建物・構築物) をいう。
 (注5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損等によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
 (注6) 基準地震動を考慮した場合に、施設の現況等に照らして機能を維持することが困難な場合は、その安全機能を可搬型設備により早期に代替することで最適化を図る。

Sクラス施設 (4/5)

	クラス別施設	Sクラス施設		直接支持構造物 (注3)	間接支持構造物 (注4)	波及的影響を考慮すべき設備 (注5)		
		主要設備等 (注1)					補助設備 (注2)	
		施設区分						
耐震重要施設	6) 上記3)、4) 及び5) に関連する施設で放射性物質の外部に対する放散を抑制するための施設	気体廃棄物の廃棄施設	高放射性廃液貯蔵場(HAW)の槽類換気系統	高圧受電盤 (第6変電所) DX	機器等の支持構造物	高放射性廃液貯蔵場(HAW) 建家	ボイスト・レール 空調用冷却塔 272AC115、 AC116、AC117	
			洗浄塔 272T44 除染器 272H46 電気加熱器 272H471、H472、H481、 H482 フィルタ 272F4611、F4621、 F4613、F4623 よう素フィルタ 272F465、F466 冷却器 272H49 セル換気系フィルタユニット 272F033-F040 槽類換気系排風機 272K463、K464 セル換気系排風機 272K103、K104 セル換気系フィルタユニット 272F033~F040 高放射性廃液貯蔵場(HAW)のセル換気系統 制御室の居住性を維持するための換気系統	低圧配電盤 (第6変電所) DY 動力分電盤 (第6変電所) HM1、HM2 制御盤 換気制御盤No. 5				空調用ファンコイル 272AC112、 AC113 トリチウムモニタ 272T2RA+001 動力分電盤 HM3 主排気筒
			槽類換気系排風機 G41K50、K51、K60、K61、 K90、K91、K92 洗浄塔 G41T31 ルテニウム吸着塔 G41T25、T35、T45、T82、 T83 フィルタユニット G41F36、F37、F26、F27、 F46、F47、F88、F89 スクラップ G41T10 ベンチュリスクラップ G41T11 吸収塔 G41T21 ヨウ素吸着塔 G41T86、T87 ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の槽類換気系統 (溶融炉換気系、貯槽換気系、共通予備系、工程換気系) 冷却器 G11H11、H21 G12H13 G41H30、H32、H20、H22、 H70、H93 凝縮器 G12H11 デミスタ G12D1141 G41D33、D23、D43 加熱器 G41H34、H24、H80、H81、 H84、H85、H44 セル換気系排風機 G07K50、K51、K52、K54、 K55、K56、K57、K58、K59	純水貯槽 G85V20 純水設備ポンプ G85P21、P22 純水配管等 高圧受電盤 (第11変電所) 低圧動力配電盤 (第11変電所) 無停電電源装置 低圧照明配電盤 (第11変電所) 直流電源装置 (第11変電所) プロセス用動力分電盤 VFP1 換気用動力分電盤 VFP1 工程制御盤 DC 変換器盤 T X 1、T X 2 工程監視盤 (1) ~ (3) CP 計装設備分電盤 DP6 プロセス用動力分電盤 VFP2 トランスミッタラック TR43.2	機器等の支持構造物 ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガ ラス固化技術開発棟建家 スクラップラック G41RK10 吸収塔ラック G41RK20 洗浄塔ラック G41RK30 デミスタラック G41RK43	廃気処理室クレーン G51M901 搬送室クレーン G51M153 動力分電盤 VFP2 主排気筒		

- (注1) 主要設備等とは、当該機能に直接的に関連する設備及び構築物をいう。
 (注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
 (注3) 直接支持構造物とは、主要設備若しくは補助設備に直接取り付けられる支持構造物又はこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
 (注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物 (建物・構築物) をいう。
 (注5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損等によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
 (注6) 基準地震動を考慮した場合に、施設の現況等に照らして機能を維持することが困難な場合は、その安全機能を可搬型設備により早期に代替することで最適化を図る。

Sクラス施設 (5/5)

	クラス別施設	Sクラス施設		直接支持構造物 (注3)	間接支持構造物 (注4)	波及的影響を考慮すべき設備 (注5)	
		主要設備等 (注1)					補助設備 (注2)
		施設区分					
耐震重要施設	6) 上記3)、4) 及び5)に関連する施設で放射性物質の外部に対する放散を抑制するための施設	気体廃棄物の廃棄施設	固化セル換気系排風機	G43K35、K36			
			固化セル換気系フィルタユニット	G43F30、F31、F32、F33、F34			
			セル換気系フィルタユニット	G07F83.1、F83.2、F91、F92、F93、F84.1～F84.4、F80.1～F80.10、F82.1～F82.4、F86～F90			
			ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟のセル換気系統 建家換気系フィルタユニット	G07F70.1、F70.2、F71.1、F71.2、F81.1～F81.10			
			ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の建家換気系統 制御室の居住性を維持するための換気系統				
		第二付属排気筒				第二付属排気筒	主排気筒
	放射線管理施設	中間排気モニタ	高圧受電盤 (第6変電所)	DX	機器等の支持構造物	高放射性廃液貯蔵場(HAW) 建家	
			低圧配電盤 (第6変電所)	DY			
			動力分電盤 (第6変電所)	HM1、HM2			
			ディーゼル発電設備 (1号機)	(注6)	機器等の支持構造物 (注6)	第二中間開閉所建家 (注6)	
		ディーゼル発電設備 (2号機)					
		付帯設備 (冷却水系統、燃料系統、始動空気系統、潤滑油系統)					
		第6変電所 (高放射性廃液貯蔵場(HAW)) への電源系統					
	第二付属排気筒排気モニタ	高圧受電盤 (第11変電所)		機器等の支持構造物	第二付属排気筒 ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟建家		
		低圧動力配電盤 (第11変電所)					
		無停電電源装置					
		低圧照明配電盤 (第11変電所)					
		直流電源装置 (第11変電所)					
		工程監視盤	CP				
		建家監視盤					
		ディーゼル発電設備 (1号機)	(注6)	機器等の支持構造物 (注6)	第二中間開閉所建家 (注6)		
		ディーゼル発電設備 (2号機)					
		付帯設備 (冷却水系統、燃料系統、始動空気系統、潤滑油系統)					
		第11変電所 (ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟) への電源系統					
		ディーゼル発電設備	(注6)	機器等の支持構造物 (注6)	ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術管理棟建家		
		第11変電所ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟) への電源系統 (非常系)					
	7) 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能	浸水防止施設	浸水防止扉		高放射性廃液貯蔵場(HAW) 建家 ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟建家		
	8) 敷地における津波監視機能を有する施設	津波監視施設	津波監視設備				

(注1) 主要設備等とは、当該機能に直接的に関連する設備及び構築物をいう。

(注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。

(注3) 直接支持構造物とは、主要設備若しくは補助設備に直接取り付けられる支持構造物又はこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。

(注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物 (建物・構築物) をいう。

(注5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損等によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。

(注6) 基準地震動を考慮した場合に、施設の現況等に照らして機能を維持することが困難な場合は、その安全機能を可搬型設備により早期に代替することで最適化を図る。

安全上重要な施設の選定について

1. 選定方針

ガラス固化技術開発施設（TVF）等の再処理施設安全審査指針の制定後に認可された施設については、許認可上、安全上重要な施設が明確になっているため、既存の許認可に従うことを基本とするが、今後の使用計画を踏まえた上で、見直しを行う。

再処理施設安全審査指針の制定以前に認可された施設については、既往の許認可において安全上重要な施設が明確になっていない。このため、安全上重要な施設の分類（「第一条 定義」の解釈に示された 15 項目）ごとに、施設が有する安全機能を整理し、該当する施設を選定する。その際、各施設の今後の使用計画を踏まえた上で、施設が保有する放射性物質によるリスクに応じて安全上の重要度を見直すものとし、以下に示すような今後の施設の利活用の状況を反映する。

- ・ 今後、新たな使用済燃料の受入れ及びせん断は実施しない。
- ・ 使用済燃料、ウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）粉末、ウラン製品（三酸化ウラン粉末）については、貯蔵管理を継続する。
- ・ 分離精製工場（MP）に保有している高放射性廃液は、貯蔵管理を継続する。
- ・ 高放射性廃液貯蔵場（HAW）に保有している高放射性廃液は、平成 40 年度までにガラス固化技術開発施設（TVF）でガラス固化処理する。

2. 選定の考え方

安全上重要な施設の分類（「第一条 定義」の解釈に示された 15 項目）ごとに、施設が有する安全機能を整理するとともに、該当する施設の選定の考え方を整理した（「表-1 安全上重要な施設の選定の考え方」参照）。なお、地震、津波、竜巻等の外部事象を考慮した場合に機能を維持することが困難な施設については、安全上重要な施設に求められる設計要求に対して、可搬型設備による代替策を含めた対策を検討することとした。

3. 選定結果について

上記の選定の考え方に基づき、安全上重要な施設を整理した（「表-2 安全上重要な施設一覧」参照）。主な内容は以下のとおり。

- (1) 現在、分離精製工場（MP）、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）の設備において保有している放射性物質量は、閉じ込め機能喪失により一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのないことから対象外とする。
- (2) プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）のウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）粉末を貯蔵する設備が設置されている地下階において、基準地震動で発生する最大応答せん断ひずみは $\gamma_a = 2.0 \times 10^{-3}$ 以下との結果であり、S クラスに求められる程度の地震力に対して遮蔽能力及び閉じ込め能力は保持される。また、地上階においても終局まで至らない結果であり、かつ、S クラスに属する建家に求められる静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲内である。これを

踏まえ、地震により一部のウラン・プルトニウム混合酸化物 (MOX) 粉末が建家外へ放出されること想定 (貯蔵容器の損傷: 1/10^{注1)}, そのうち雰囲気に露出: 1/100^{注2)}, 露出する粉末状の核燃料物質のうち屋内への飛散: 1.0E-5^{注3)}, 屋内へ飛散した核燃料物質の建家外漏えい: 1/100^{注4)} した場合においても一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのないことから対象外とする。また、外部事象を考慮しても臨界のおそれがないことから、核的制限値の維持機能の対象外とする。

- (3) 分離精製工場 (MP) の高放射性廃液貯槽については、閉じ込め機能喪失時に一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのないことから対象外とする。
- (4) 使用済燃料を貯蔵するプールについては、プール水が全量漏えいしても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 4 μ Sv/h(西方向)であり、**周辺公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすまで約 5.7 日程度の時間余裕があることから**、可搬型給水設備を使用することにより遮蔽対策を実施できるため、対象外とする。また、外部事象(地震・津波等)を考慮しても臨界のおそれがないことから、核的制限値の維持機能の対象外とする。
- (5) ウラン貯蔵所 (UO₃), 第 2 ウラン貯蔵所 (2UO₃), 第 3 ウラン貯蔵所 (3UO₃) については、外部事象を考慮しても臨界のおそれがないことから、核的制限値の維持機能の対象外とする。
- (6) 主排気筒については、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液全量が 7 日間沸騰が継続し、地上から放出した場合においても、一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのないことから対象外とする。
- (7) 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), アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1), 第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2) については、遮蔽機能喪失時に一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのないことから対象外とする。
- (8) 上記のことから、対象施設は高放射性廃液貯蔵場 (HAW), ガラス固化技術開発施設 (TVF) 及びそれらの関連施設が対象となる。

注 1) 金属製の容器等に封入されている核燃料物質を貯蔵する設備は、耐震 S クラスに属する設備・機器に求められる静的水平震度を上回る水平震度で耐震設計を行っていることから、S クラスに属する施設に求められる程度の地震力に対しても、過大な変形や破損が生じるおそれはない。また、この設備は金属製の容器等の落下を防止する設計としていることから、金属製の容器等に封入されている核燃料物質が設備から落下する可能性は極めて小さいが、落下割合は安全側に 1/10 とした。

注 2) 貯蔵容器は、落下した貯蔵容器の 1/10 が損傷し、その損傷した貯蔵容器に収納している粉末缶のうち、1/10 が損傷するものとし、1/100 とした。

注 3) 粉末の飛散率 1.0E-5 は、文献⁽¹⁾に示されるウラン酸化物粉末を落下させた実験の飛散率を参考に設定した。

注 4) 建家の DF は、文献⁽²⁾より閉じ込め障壁 1 枚あたり 1/10 とし、核物質を収納する貯蔵ホール及び 1 階外壁で 1/100 とした。

(参考文献)

- (1) S. L. Sutter et al., ' Aerosols Generated by Free Fall Spills of Powders and Solutions in Static Air' NUREG/CR-2139 (1981)
- (2) E. M. Fife et al. "Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning" IAEA-SM-119/7 (1969)

UNRAAF

表-1 安全上重要な施設の選定の考え方 (1/4)

安全上重要な施設の項目	要求される安全機能	選定の考え方
(1) プルトニウムを含む溶液又は粉末を内蔵する系統及び機器	閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の保持機能)	<p>【分離精製工場 (MP)】</p> <p>○閉じ込め機能喪失時に一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのないことから対象外とする (別紙-1)。</p> <p>【プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)】</p> <p>○閉じ込め機能喪失時に一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのないことから対象外とする。</p>
(2) 高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統・機器	閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の保持機能)	<p>【高放射性廃液貯蔵場 (HAW)】</p> <p>○主要な流れを構成する機器・配管等を対象とする。</p> <p>【ガラス固化技術開発施設 (TVF)】</p> <p>○既存の許認可から変更なし。</p> <p>【分離精製工場 (MP)】</p> <p>○高放射性廃液貯蔵槽については、閉じ込め機能喪失時に一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのないことから対象外とする (別紙-1)。</p>
(3) (1) 及び(2)の系統及び機器の換気系統及びオフガス処理系統	<p>閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の放出経路の維持機能)</p> <p>閉じ込めに係る安全機能 (排気機能)</p> <p>閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の捕集・浄化機能)</p>	<p>【高放射性廃液貯蔵場 (HAW)】</p> <p>○(2)からの換気系統として以下を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建家出口までの放出経路 ・ 放出経路上の排風機 ・ 放出経路上の捕集浄化機能を有するフィルタ (HEPAフィルタのみ) <p>【ガラス固化技術開発施設 (TVF)】</p> <p>○既存の許認可から変更なし。</p>
(4) (1) 及び(2)の系統及び機器並びに剪断工程を収納するセル等	<p>閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の放出経路の維持機能)</p> <p>遮へいに係る安全機能 (遮へい機能)</p>	<p>【高放射性廃液貯蔵場 (HAW)】</p> <p>○(2)を収納するセルを対象とする。</p> <p>【ガラス固化技術開発施設 (TVF)】</p> <p>○既存の許認可から変更なし。</p>
(5) (4)の換気系統	<p>閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の放出経路の維持機能)</p> <p>閉じ込めに係る安全機能 (排気機能)</p> <p>閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の捕集・浄化機能)</p>	<p>【高放射性廃液貯蔵場 (HAW)】</p> <p>○(4)からの換気系統として以下を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建家出口までの放出経路 ・ 放出経路上の排風機 ・ 放出経路上の捕集浄化機能を有するフィルタ (HEPAフィルタのみ) <p>【ガラス固化技術開発施設 (TVF)】</p> <p>○既存の許認可から変更なし。</p>

表-1 安全上重要な施設の選定の考え方 (2/4)

安全上重要な施設の項目	要求される安全機能	選定の考え方
(6) (4)のセル等を収納する構築物及びその換気系統	<p>閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能）</p> <p>閉じ込めに係る安全機能（排気機能）</p> <p>閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）</p>	<p>【高放射性廃液貯蔵場（HAW）】</p> <p>○(5)を収納する構築物として以下を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高放射性廃液貯蔵場建家 <p>○上記構築物の換気系統として以下を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建家出口までの放出経路 ・放出経路上の排風機 ・放出経路上の捕集浄化機能を有するフィルタ（HEPAフィルタのみ） <p>【ガラス固化技術開発施設（TVF）】</p> <p>○既存の許認可から変更なし。</p>
(7) ウランを非密封で大量に取り扱う系統及び機器の換気系統	(該当なし)	
(8) 非常用所内電源系統及び安全上重要な施設の機能の確保に必要な圧縮空気等の主要な動力源	<p>安全機能確保の為の支援機能等の安全機能（非常用所内電源系統）</p> <p>安全機能確保の為の支援機能等の安全機能（蒸気供給設備）</p> <p>安全機能確保の為の支援機能等の安全機能（圧縮空気設備）</p>	<p>○動的な安全機能を有する安全上重要な施設へ給電する非常用所内電源系統を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・(3), (5), (6)の排風機 ・(9), (15)の計測制御系統 ・(8)の蒸気供給設備, 圧縮空気設備 <p>○(15)の安全上重要な施設に該当する漏えい液回収系に蒸気を供給する系統を対象とする。</p> <p>○(15)の水素掃気用配管, 計装に圧縮空気を供給する設備を対象とする。</p>
(9) 核, 熱及び化学的制限値を維持するための系統及び機器	<p>臨界防止に係る安全機能（核的制限値（寸法）の維持機能）</p> <p>臨界防止に係る安全機能（臨界防止機能）</p> <p>火災・爆発防止に係る安全機能（火災・爆発防止機能）</p>	<p><核的制限値></p> <p>【ウラン貯蔵所（U03）, 第二ウラン貯蔵所（2U03）, 第三ウラン貯蔵所（3U03）】</p> <p>○外部事象を考慮しても臨界のおそれがないことから, 対象となる施設はない（別紙-2）。</p> <p>【分離精製工場（MP）】</p> <p>○使用済燃料貯蔵プールについては, 外部事象を考慮しても臨界のおそれがないことから, 対象となる施設はない（別紙-2）。</p> <p>○その他の形状寸法管理機器や核的制限値を維持する計測制御設備については, 臨界量の取扱がないことから, 対象となる施設はない。</p> <p>【プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）, ウラン脱硝施設（DN）】</p> <p>○形状寸法管理機器はあるが, 臨界量の取扱がないことから, 対象となる施設はない。</p> <p><熱的, 化学的制限値></p> <p>【分離精製工場（MP）, プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）】</p> <p>○熱的, 化学的制限機器はあるが, 熱的, 化学的制限が必要な溶液等の取扱がないことから, 対象となる施設はない。</p>
(10) 使用済燃料を貯蔵するための施設	<p>遮へいに係る安全機能（遮へい機能）</p> <p>安全上必要なその他の機能（落下・転倒防止機能）</p>	<p>○プール水が全量漏えいした場合, 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$4\mu\text{Sv/h}$（西方向）であり, 周辺公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすまで約5.7日程度の時間余裕があることから, 可搬型給水設備を使用することにより遮蔽対策を実施できるため, 対象となる施設はない（別添6-1-8）。</p> <p>○落下等によりライニングが損傷する場合, 上記の理由から, 対象となる施設はない。</p>

表-1 安全上重要な施設の選定の考え方 (3/4)

安全上重要な施設の項目	要求される安全機能	選定の考え方
(11) 高レベル放射性固体廃棄物を保管廃棄するための施設	<p>遮へいに係る安全機能（遮へい機能）</p> <p>崩壊熱等の除去に係る安全機能（崩壊熱等の除去機能）</p>	<p>【ガラス固化技術開発施設（TVF）】</p> <p>○保管ピット，保管セルを対象とする。</p>
(12) 安全保護系	<p>閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能）</p>	<p>【ガラス固化技術開発施設（TVF）】</p> <p>○既存の許認可から変更なし。（固化セル圧力上限緊急操作）</p>
(13) 排気筒	<p>閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の放出経路の維持機能）</p>	<p>○第二付属排気筒を対象とする。</p> <p>○主排気筒は，主排気筒からの放出でなくとも，一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはないことから対象外とする高放射性廃液貯蔵場（HAW）にて保有している高放射性廃液全量が7日間沸騰継続し，高放射性廃液貯蔵場（HAW）から地上放散にて算出した場合の周辺公衆の実効線量は0.96 mSv（別紙-3）。</p> <p>○第一付属排気筒は，安全上重要な施設の接続がないことから対象外とする。</p>
(14) 制御室等及びその換気空調系統	<p>事故時の対応操作に必要な居住性等の維持</p>	<p>【高放射性廃液貯蔵場（HAW）】</p> <p>○高放射性廃液貯蔵場制御室及びその換気設備を対象とする。</p> <p>【ガラス固化技術開発施設（TVF）】</p> <p>○ガラス固化技術開発施設制御室及びその換気設備を対象とする。</p>
(15) その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統，冷却水系統等	<p>放射性物質の過度の放出防止機能</p>	<p><漏えいを検知するための系統></p> <p>【高放射性廃液貯蔵場（HAW）】</p> <p>○(2)からの漏えいを検知するための系統を対象とする。</p> <p>【ガラス固化技術開発施設（TVF）】</p> <p>○既存の許認可から変更なし。</p> <p><漏えい液を回収するための系統></p> <p>【高放射性廃液貯蔵場（HAW）】</p> <p>○(2)からの漏えい液を回収するための系統を選定する。</p> <p>【ガラス固化技術開発施設（TVF）】</p> <p>○既存の許認可から変更なし。</p>

表-1 安全上重要な施設の選定の考え方 (4/4)

安全上重要な施設の項目	要求される安全機能	選定の考え方
(15) その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統，冷却水系統等（つづき）	崩壊熱等の除去に係る安全機能（崩壊熱等の除去機能）	【高放射性廃液貯蔵場（HAW）】 ○(2)の冷却水系を対象とする。 【ガラス固化技術開発施設（TVF）】 ○既存の許認可から変更なし。
		【プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）】 ○自然空冷により冷却可能であることから，対象外とする。
		【資材庫のうち浄水系統】 ○二次冷却水系に浄水を供給することから対象とする。
		【分離精製工場（MP）】 ○プール水全喪失時の燃料集合体の温度評価により，燃料損傷に至らないことから，対象外とする（別添6-1-8）。
		【ガラス固化技術開発施設（TVF）】 ○ガラス熔融炉の流下停止系までの冷却用空気を供給する配管を対象とする。
	遮へいに係る安全機能（遮へい機能）	【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），アスファルト固化体貯蔵施設（AS1），第二アスファルト固化体貯蔵施設（AS2）等】 ○機能喪失時の影響評価を行い，周辺公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがないことから対象外とする（別紙-4）。
	火災・爆発防止に係る安全機能（掃気機能）	【高放射性廃液貯蔵場（HAW）】 ○(2)の水素掃気用配管，計装用空気を供給する配管を対象とする。 【ガラス固化技術開発施設（TVF）】 ○既存の許認可から変更なし。
	安全上必要なその他の機能（事故時の放射性物質の放出量を監視機能）	○第二付属排気筒の排気モニタを対象とする。 ○主排気筒モニタからの排気の監視については，高放射性廃液貯蔵場（HAW）を中間排気モニタで監視するものとし，その他の施設では想定される事故がないため主排気筒モニタを対象外とする。 ○高放射性廃液貯蔵場（HAW）の中間排気モニタを対象とする。 ○第一付属排気筒の排気モニタは安全上重要な施設の接続がないことから対象外とする。 ○ガラス固化技術開発施設（TVF）の工程監視盤及び建家の監視盤を対象とする。
	安全上重要な施設の安全機能確保のための支援機能	○竜巻防護対策設備を対象とする。 ○溢水防護設備を対象とする。
	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の保持機能）	○ガラス固化技術開発施設（TVF）の台車を対象とする。

表-2 安全上重要な施設一覧 (1/5)

安全上重要な施設の区分		要求される安全機能	機器・構築物		
			施設名	機器・構築物名	
②	高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器	閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の保持機能)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	分配器 (272D12)	
				分配器 (272D13)	
高放射性廃液貯蔵槽 (272V31)					
高放射性廃液貯蔵槽 (272V32)					
高放射性廃液貯蔵槽 (272V33)					
高放射性廃液貯蔵槽 (272V34)					
高放射性廃液貯蔵槽 (272V35)					
高放射性廃液貯蔵槽 (272V36)					
中間貯槽 (272V37)					
中間貯槽 (272V38)					
高放射性廃液貯蔵工程の主要な流れを構成する配管等					
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	受入槽 (G11V10)				
	回収液槽 (G11V20)				
	水封槽 (G11V30)				
	受入工程の主要な流れを構成する配管等				
	濃縮器 (G12E10)				
	濃縮液槽 (G12V12)				
	濃縮液供給槽 (G12V14)				
	気液分離器 (G12D1442)				
	溶融炉 (G21ME10)				
	前処理工程の主要な流れを構成する配管等				
	③	上記②の系統及び機器の換気系統及びオフガス処理系統	閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の放出経路の維持機能) 閉じ込めに係る安全機能 (排気機能)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	槽類換気系排風機 (272K463)
					槽類換気系排風機 (272K464)
	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	槽類換気系排風機 (溶融炉換気系) (G41K50)			
		槽類換気系排風機 (溶融炉換気系) (G41K51)			
槽類換気系排風機 (貯槽換気系) (G41K60)					
槽類換気系排風機 (貯槽換気系) (G41K61)					
槽類換気系排風機 (G41K90)					
槽類換気系排風機 (G41K91)					
槽類換気系排風機 (G41K92)					
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	セル換気系フィルタユニット (272F033~F040)				
	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	洗浄塔 (G41T31)			
ルテニウム吸着塔 (G41T35)					
フィルタユニット (G41F36)					
フィルタユニット (G41F37)					
スクラッパ (G41T10)					
ベンチュリスクラッパ (G41T11)					
吸収塔 (G41T21)					
ルテニウム吸着塔 (G41T25)					
フィルタユニット (G41F26)					
フィルタユニット (G41F27)					
ルテニウム吸着塔 (G41T45)					
フィルタユニット (G41F46)					
フィルタユニット (G41F47)					
ルテニウム吸着塔 (G41T82)					
ルテニウム吸着塔 (G41T83)					
ヨウ素吸着塔 (G41T86)					
ヨウ素吸着塔 (G41T87)					
フィルタユニット (G41F88)					
フィルタユニット (G41F89)					
閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の放出経路の維持機能)		高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の槽類換気系統		
	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	ガラス固化技術開発施設 (TVF) の槽類換気系統 (溶融炉換気系、貯槽換気系、共通予備系、工程換気系)			
④	上記②の系統及び機器を取納するセル等	閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の放出経路の維持機能) 遮へいに係る安全機能 (遮へい機能)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	高放射性廃液貯蔵セル (R001)	
				高放射性廃液貯蔵セル (R002)	
高放射性廃液貯蔵セル (R003)					
高放射性廃液貯蔵セル (R004)					
高放射性廃液貯蔵セル (R005)					
高放射性廃液貯蔵セル (R006)					
中間貯蔵セル (R008)					
分配器セル (R201)					
分配器セル (R202)					
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	固化セル (R001)				
閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の放出経路の維持機能)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)			高放射性廃液貯蔵セルのドリフトトレイ (272U001)	
				高放射性廃液貯蔵セルのドリフトトレイ (272U002)	
				高放射性廃液貯蔵セルのドリフトトレイ (272U003)	
				高放射性廃液貯蔵セルのドリフトトレイ (272U004)	
		高放射性廃液貯蔵セルのドリフトトレイ (272U005)			
		高放射性廃液貯蔵セルのドリフトトレイ (272U006)			
		中間貯蔵セルのドリフトトレイ (272U008)			
		分配器セルのドリフトトレイ (272U201)			
		分配器セルのドリフトトレイ (272U202)			
		ガラス固化技術開発施設 (TVF)	固化セルのドリフトトレイ (G04U001a)		
		固化セルのドリフトトレイ (G04U001b)			

(注1) 外部事象を考慮した場合に、施設の現況等に照らして機能を維持することが困難な場合は、その安全機能を可搬型設備により早期に代替することで最適化を図る。

表-2 安全上重要な施設一覧 (2/5)

安全上重要な施設の区分		要求される安全機能	機器・構築物					
			施設名	機器・構築物名				
⑤	上記④の換気系統	閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の放出経路の維持機能)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	セル換気系排風機 (272K103)				
				セル換気系排風機 (272K104)				
				セル換気系排風機 (G07K50)				
				セル換気系排風機 (G07K51)				
				セル換気系排風機 (G07K52)				
				セル換気系排風機 (G07K54)				
		閉じ込めに係る安全機能 (排気機能)	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	セル換気系排風機 (G07K55)				
				セル換気系排風機 (G07K56)				
				セル換気系排風機 (G07K57)				
				セル換気系排風機 (G07K58)				
				セル換気系排風機 (G07K59)				
				固化セル換気系排風機 (G43K35)				
⑥	上記④のセル等を収納する構築物及びその換気系統	閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の放出経路の維持機能)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	セル換気系フィルタユニット (272F033~F040)				
				固化セル換気系フィルタユニット (G43F30, 31)				
				固化セル換気系フィルタユニット (G43F32, F33, F34)				
				セル換気系フィルタユニット (G07F83. 1, F83. 2, F91, F92, F93)				
				セル換気系フィルタユニット (G07F84. 1~F84. 4)				
				セル換気系フィルタユニット (G07F80. 1~F80. 10)				
		遮へいに係る安全機能 (遮へい機能)	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW) のセル換気系統			
					高放射性廃液貯蔵場のセル換気系統 (屋外ダクト) ^(注1)			
					ガラス固化技術開発施設 (TVF)	ガラス固化技術開発施設 (TVF) のセル換気系統		
					閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の捕集・浄化機能)	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW) のセル換気系統
								高放射性廃液貯蔵場のセル換気系統 (屋外ダクト) ^(注1)
								ガラス固化技術開発施設 (TVF)
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	ガラス固化技術開発施設 (TVF) のセル換気系統							
⑧	非常用所内電源系統及び安全上重要な施設の機能確保に必要な圧縮空気等の主動力源	安全機能確保のための支援機能等の安全機能 (安全機能確保のための支援機能) 【電気設備】	第二中間閉所	ディーゼル発電設備 (1号機) ^(注1)				
				ディーゼル発電設備 (2号機) ^(注1)				
				付帯設備 (冷却水系統、燃料系統、始動空気系統、潤滑油系統) ^(注1)				
				各施設 (安全上重要な施設) への電源系統 ^(注1)				
				第6変電所の受変電設備				
				各機器 (安全上重要な施設) への電源系統 (施設内の動力分電盤、無停電電源装置等を含む)				
				ディーゼル発電設備 ^(注1)				
				第11変電所への電源系統 (非常系) ^(注1)				
				第11変電所の受変電設備				
				各機器 (安全上重要な施設) への電源系統 (施設内の動力分電盤、無停電電源装置等を含む)				
				安全機能確保のための支援機能等の安全機能 (安全機能確保のための支援機能) 【蒸気設備】	中央運転管理室	中央運転管理室	蒸気設備 (ボイラ582-10) ^(注1)	
							蒸気設備 (ボイラ582-11) ^(注1)	
蒸気設備 (ボイラ582-12) ^(注1)								
付帯設備 (給水系統、燃料系統) ^(注1)								
再処理施設への蒸気供給系統 ^(注1)								
高放射性廃液貯蔵場 (HAW) (安全上重要な施設) への蒸気供給系統								
安全機能確保のための支援機能等の安全機能 (安全機能確保のための支援機能) 【圧縮空気設備】	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	ガラス固化技術開発施設 (TVF) (安全上重要な施設) への蒸気供給系統					
			空気圧縮機 (272K60) ^(注1)					
			空気圧縮機 (272K61) ^(注1)					
			送風機 (272K63)					
			送風機 (272K64)					
			各機器 (安全上重要な施設) への圧縮空気供給系統					
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	空気圧縮機 (G86K10)					
			空気圧縮機 (G86K20)					
			各機器 (安全上重要な施設) への圧縮空気供給系統					
			各機器 (安全上重要な施設) への圧縮空気供給系統					

(注1) 外部事象を考慮した場合に、施設の現況等に照らして機能を維持することが困難な場合は、その安全機能を可搬型設備により早期に代替することで最適化を図る。

表-2 安全上重要な施設一覧 (3/5)

安全上重要な施設の区分		要求される安全機能	機器・構築物	
			施設名	機器・構築物名
⑪	高レベル放射性固体廃棄物を保管するための施設	遮へいに係る安全機能 (遮へい機能)	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	保管セル (R002)
		崩壊熱等の除去に係る安全機能 (崩壊熱等の除去機能)	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	保管ピット
⑫	安全保護回路	閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の放出経路の維持機能)	ガラス固化技術開発施設 (TVF)	圧力上限緊急操作回路 (G43PP+001.7)
⑬	排気筒	閉じ込めに係る安全機能 (放射性物質の放出経路の維持機能)	第二付属排気筒	
⑭	制御室等及びその換気系統	事故時の対応操作に必要な居住性等の維持	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	制御室 (G441)
			ガラス固化技術開発施設 (TVF)	制御室 (G240) 制御室の居住性等を維持するための換気系統等
⑮	その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統、冷却水等	崩壊熱等の除去に係る安全機能 (崩壊熱等の除去機能)	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	1次系の送水ポンプ (272P3161)
				1次系の送水ポンプ (272P3162)
				1次系の送水ポンプ (272P3261)
				1次系の送水ポンプ (272P3262)
				1次系の送水ポンプ (272P3361)
				1次系の送水ポンプ (272P3362)
				1次系の送水ポンプ (272P3461)
				1次系の送水ポンプ (272P3462)
				1次系の送水ポンプ (272P3561)
				1次系の送水ポンプ (272P3562)
				1次系の送水ポンプ (272P3661)
				1次系の送水ポンプ (272P3662)
				1次系の予備循環ポンプ (272P3061)
				1次系の予備循環ポンプ (272P3062)
				2次系冷却水循環ポンプ (272P8160) (注1)
				2次系冷却水循環ポンプ (272P8161) (注1)
				2次系冷却水循環ポンプ (272P8162) (注1)
				2次系冷却水循環ポンプ (272P8163) (注1)
				冷却塔 (272H81) (注1)
				冷却塔 (272H82) (注1)
				冷却塔 (272H83) (注1)
				熱交換器 (272H314)
				熱交換器 (272H315)
				熱交換器 (272H324)
				熱交換器 (272H325)
				熱交換器 (272H334)
				熱交換器 (272H335)
				熱交換器 (272H344)
				熱交換器 (272H345)
				熱交換器 (272H354)
				熱交換器 (272H355)
				熱交換器 (272H364)
				熱交換器 (272H365)
1次系冷却水系統 (注1)				
2次系冷却水系統 (注1)				
272K60用 (272H602) 冷却水系統 (注1)				
272K61用 (272H612) 冷却水系統 (注1)				
浄水受槽 (272V76) (注1)				
浄水ポンプ (272P761) (注1)				
浄水ポンプ (272P762) (注1)				
浄水供給系統 (注1)				

(注1) 外部事象を考慮した場合に、施設の現況等に照らして機能を維持することが困難な場合は、その安全機能を可搬型設備により早期に代替することで最適化を図る。

表-2 安全上重要な施設一覧 (4/5)

安全上重要な施設の区分	要求される安全機能	機器・構築物	
		施設名	機器・構築物名
⑮ その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統、冷却水等	崩壊熱等の除去に係る安全機能（崩壊熱等の除去機能）	ガラス固化技術開発施設（TVF）	2次系冷却水ポンプ（G83P12） ^{（注1）}
			2次系冷却水ポンプ（G83P22） ^{（注1）}
			冷水設備ポンプ（G84P32）
			冷水設備ポンプ（G84P42）
			1次系冷却水ポンプ（G83P32）
			1次系冷却水ポンプ（G83P42）
			冷却塔（G83H10） ^{（注1）}
			冷却塔（G83H20） ^{（注1）}
			冷却水設備用冷却器（G83H30）
			冷却水設備用冷却器（G83H40）
			冷水設備用冷却器（G84H30）
			冷水設備用冷却器（G84H40）
			冷凍機（G84H10）
			冷凍機（G84H20）
			1次系冷却水系統
2次系冷却水系統 ^{（注1）}			
冷水系統			
浄水系統 ^{（注1）}			
閉じ込めに係る安全機能の支援機能	ガラス固化技術開発施設（TVF）	浄水ポンプ（585P10） ^{（注1）}	
		浄水ポンプ（585P11） ^{（注1）}	
		浄水ポンプ（585P12） ^{（注1）}	
		浄水貯槽（585V10） ^{（注1）}	
		浄水貯槽（585V11） ^{（注1）}	
放射線物質の過度の放出防止機能	高放射性廃液貯蔵場（HAW）	インセルクーラ（G43H10）	
		インセルクーラ（G43H11）	
		インセルクーラ（G43H12）	
		インセルクーラ（G43H13）	
		インセルクーラ（G43H14）	
		インセルクーラ（G43H15）	
		インセルクーラ（G43H16）	
		インセルクーラ（G43H17）	
		インセルクーラ（G43H18）	
		インセルクーラ（G43H19）	
		漏洩検知装置（272LA+001）	
		漏洩検知装置（272LA+002）	
		漏洩検知装置（272LA+003）	
		漏洩検知装置（272LA+004）	
		漏洩検知装置（272LA+005）	
漏洩検知装置（272LA+006）			
漏洩検知装置（272LA+008）			
漏洩検知装置（272FA+201）			
漏洩検知装置（272FA+202）			
ジェットポンプ（272J0011）			
ジェットポンプ（272J0013）			
ジェットポンプ（272J0021）			
ジェットポンプ（272J0023）			
ジェットポンプ（272J0031）			
ジェットポンプ（272J0033）			
ジェットポンプ（272J0041）			
ジェットポンプ（272J0043）			
ジェットポンプ（272J0051）			
ジェットポンプ（272J0053）			
ジェットポンプ（272J0061）			
ジェットポンプ（272J0063）			
ジェットポンプ（272J0081）			
ジェットポンプ（272J0083）			
水封槽（272V206）			
水封槽（272V207）			
漏えい液回収系統			
ガラス固化技術開発施設（TVF）	スチームジェット（G04J0011）		
	スチームジェット（G04J0012）		
	スチームジェット（G04J0013）		
	スチームジェット（G04J0014）		
	セル内ドリフトレイ液面上限警報（G04LA+001a）		
セル内ドリフトレイ液面上限警報（G04LA+001b）			

（注1） 外部事象を考慮した場合に、施設の現況等に照らして機能を維持することが困難な場合は、その安全機能を可搬型設備により早期に代替することで最適化を図る。

表-2 安全上重要な施設一覧 (5/5)

安全上重要な施設の区分		要求される安全機能	機器・構築物	
			施設名	機器・構築物名
⑮	その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統、冷却水等	閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の保持機能）	ガラス固化技術開発施設（TVF）	結合装置圧力信号による流下ノズル加熱停止回路（G21P0-10.5）
				A台車の定位置操作装置（G51Z0+118.1）
				A台車の定位置操作装置（G51Z0+118.2）
				A台車の重量上限操作装置（G51W0+118）
				A台車（G51M118A）
		閉じ込めに係る安全機能（放射性物質の捕集・浄化機能）	ガラス固化技術開発施設（TVF）	純水貯槽（G85V20）
				純水設備ポンプ（G85P21） 純水設備ポンプ（G85P22） 純水配管等
		安全上重要な施設の安全機能確保のための支援機能	高放射性廃液貯蔵場（HAW）	巻巻防護対策設備 溢水防護設備
			ガラス固化技術開発施設（TVF）	巻巻防護対策設備 溢水防護設備
		安全上必要なその他の機能（事故時の放射性物質の放出量を監視機能）	第二付属排気筒	排気モニタ
高放射性廃液貯蔵場（HAW）	中間排気モニタ			
ガラス固化技術開発施設（TVF）	工程監視盤 建家監視盤			

DRAFT

(注1) 外部事象を考慮した場合に、施設の現況等に照らして機能を維持することが困難な場合は、その安全機能を可搬型設備により早期に代替することで最適化を図る。

被ばく影響評価

1. 評価条件

(1) 放射性物質の組成

高放射性廃液等，取り扱う放射性物質の組成が把握できているものはそのデータを用いることとし，把握できていないものについては，設計基準のデータを使用することとする。

(2) 評価に使用する気象条件

一般公衆の被ばく評価に用いる相対濃度・相対線量は，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）に従い設定するものとし，2005年から2015年の核燃料サイクル工学研究所で観測した気象統計データのうち，異常年でない2013年の1年間における気象観測結果から求めた。

- ・ 実効放出継続時間 T : 1 時間
- ・ 建家の風向方向に係る投影面積 : 0 m³ (全建家について保守的に考慮しない)
- ・ 放出源の有効高さ : 0 m

(3) 公衆の実効線量の評価条件

- ・ セルへの漏えい率 : 全量漏えい
- ・ 移行率 : 2×10^{-5} (NUREG/CR-2139, (1981) より)
ただし、揮発性核種については1.0とする。
- ・ 建家外への移行率 : 1×10^{-1} (IAEA-SM-119/7 (1969) より)
ただし，対象貯槽が設置されているセルの耐震性が耐震 S クラス相当 (保有水平耐力が必要保有水平耐力の 1.5 倍以上，かつ，耐震 S クラスに求められる静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲内) と判断される場合には，さらに 1×10^{-1} 見込むものとする。
- ・ 呼吸率 : 1.2 m³/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」より)
- ・ 実効線量換算係数 : ICRP Publication 72 を拡張した ICRP によるデータベース「The ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public」に基づき設定
- ・ 各核種の γ 線実効エネルギー : 「原子力安全委員会指針集 第 1 編 安全審査指針類 原子炉安全基準専門部会報告書 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」原子力安全委員会 (1988) に基づき設定
- ・ 空気吸収線量から実効線量への換算係数 : 1 (「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」より)
- ・ 各核種の β 線による皮膚被ばく換算係数 : NUREG/CR-1918 (1981) に基づき設定
- ・ 組織荷重係数 : 「原子力安全委員会指針集 第 1 編 安全審査指針類 原子炉安全基準専門部会報告書 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」原子力安全委員会 (1988) に基づき設定

2. 評価結果を以下の別表-1 に示す。

施設名	機器名	評価条件	周辺公衆実効線量 (mSv)
MP	242R12	<p>○放射エネルギー：2016. 11. 30 報告「東海再処理施設の廃止に向けた計画」のうち各施設における放射性物質等の保有状況より、これまでの運転実績の核種放射エネルギー比率に基づき放射エネルギーを設定（JNC TN8410 99-002 安全性確認に係る基本データ）</p> <p>○全量漏えいを想定</p> <p>○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震 S クラス相当の耐震性を有していることから 0.01 と設定</p>	2.0E-03
	242V13	<p>○放射エネルギー：2016. 11. 30 報告「東海再処理施設の廃止に向けた計画」のうち各施設における放射性物質等の保有状況より、これまでの運転実績の核種放射エネルギー比率に基づき放射エネルギーを設定（JNC TN8410 99-002 安全性確認に係る基本データ）</p> <p>○全量漏えいを想定</p> <p>○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震 S クラス相当の耐震性を有していることから 0.01 と設定</p>	2.0E-03
	243V10	<p>○放射エネルギー：2016. 11. 30 報告「東海再処理施設の廃止に向けた計画」のうち各施設における放射性物質等の保有状況より、これまでの運転実績の核種放射エネルギー比率に基づき放射エネルギーを設定（JNC TN8410 99-002 安全性確認に係る基本データ）</p> <p>○全量漏えいを想定</p> <p>○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震 S クラス相当の耐震性を有していることから 0.01 と設定</p>	2.3E-03
	251V10	<p>○放射エネルギー：2016. 11. 30 報告「東海再処理施設の廃止に向けた計画」のうち各施設における放射性物質等の保有状況より、これまでの運転実績の核種放射エネルギー比率に基づき放射エネルギーを設定（JNC TN8410 99-002 安全性確認に係る基本データ）</p> <p>○全量漏えいを想定</p> <p>○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震 S クラス相当の耐震性を有していることから 0.01 と設定</p>	2.3E-03
	251V11	<p>○放射エネルギー：2016. 11. 30 報告「東海再処理施設の廃止に向けた計画」のうち各施設における放射性物質等の保有状況より、これまでの運転実績の核種放射エネルギー比率に基づき放射エネルギーを設定（JNC TN8410 99-002 安全性確認に係る基本データ）</p> <p>○全量漏えいを想定</p> <p>○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震 S クラス相当の耐震性を有していることから 0.01 と設定</p>	2.3E-03

施設名	機器名	評価条件	周辺公衆実効線量 (mSv)
MP	252V13	<p>○放射エネルギー：2016. 11. 30 報告「東海再処理施設の廃止に向けた計画」のうち各施設における放射性物質等の保有状況より、これまでの運転実績の核種放射エネルギー比率に基づき放射エネルギーを設定（JNC TN8410 99-002 安全性確認に係る基本データ）</p> <p>○全量漏えいを想定</p> <p>○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震 S クラス相当の耐震性を有していることから 0.01 と設定</p>	2.7E-04
	276V12	<p>○放射エネルギー：2016. 11. 30 報告「東海再処理施設の廃止に向けた計画」のうち各施設における放射性物質等の保有状況より、これまでの運転実績の核種放射エネルギー比率に基づき放射エネルギーを設定（JNC TN8410 99-002 安全性確認に係る基本データ）</p> <p>○全量漏えいを想定</p> <p>○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震 S クラス相当の耐震性を有していることから 0.01 と設定</p>	5.9E-04
	276V15	<p>○放射エネルギー：2016. 11. 30 報告「東海再処理施設の廃止に向けた計画」のうち各施設における放射性物質等の保有状況より、これまでの運転実績の核種放射エネルギー比率に基づき放射エネルギーを設定（JNC TN8410 99-002 安全性確認に係る基本データ）</p> <p>○全量漏えいを想定</p> <p>○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震 S クラス相当の耐震性を有していることから 0.01 と設定</p>	5.9E-04
	271E20	<p>○放射エネルギー：2016. 11. 30 報告「東海再処理施設の廃止に向けた計画」のうち各施設における放射性物質等の保有状況より、これまでの運転実績の核種放射エネルギー比率に基づき放射エネルギーを設定（JNC TN8410 99-002 安全性確認に係る基本データ）</p> <p>○全量漏えいを想定</p> <p>○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震 S クラス相当の耐震性を有していることから 0.01 と設定</p>	5.7E-04
	272V12	<p>○放射エネルギー：2016. 11. 30 報告「東海再処理施設の廃止に向けた計画」のうち各施設における放射性物質等の保有状況より、2017 年 11 月 30 日時点の 272V14 の放射エネルギー比率を用いて放射エネルギーを設定</p> <p>○全量漏えいを想定</p> <p>○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震 S クラス相当の耐震性を有していることから 0.01 と設定</p>	4.7E+00

施設名	機器名	評価条件	周辺公衆実効線量 (mSv)
MP	272V14	○放射エネルギー：2017年11月30日時点 ○全量漏えいを想定 ○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震Sクラス相当の耐震性を有していることから0.01と設定	4.2E+00
	272V16	○放射エネルギー：2017年11月30日時点 ○全量漏えいを想定 ○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震Sクラス相当の耐震性を有していることから0.01と設定	3.0E+00
	266V12	○放射エネルギー：2017年（PIT：Physical Inventory Taking）時の組成に、Am-241の発生量（Pu-241の崩壊により生成）を減衰計算により算出し、Am-241が最大となる73年冷却後のAm増加量をPuに加算 ○全量漏えいを想定 ○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震Sクラス相当の耐震性を有していることから0.01と設定	1.9E-01
	266V13	○放射エネルギー：2017年（PIT：Physical Inventory Taking）時の組成に、Am-241の発生量（Pu-241の崩壊により生成）を減衰計算により算出し、Am-241が最大となる73年冷却後のAm増加量をPuに加算 ○全量漏えいを想定 ○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震Sクラス相当の耐震性を有していることから0.01と設定	1.8E-01
	267V10	○放射エネルギー：2017年（PIT：Physical Inventory Taking）時の組成に、Am-241の発生量（Pu-241の崩壊により生成）を減衰計算により算出し、Am-241が最大となる73年冷却後のAm増加量をPuに加算 ○全量漏えいを想定 ○DF：当該設備の設置されている階層の耐震性が耐震Sクラス相当の耐震性を有していることから0.01と設定	1.6E-01
PCDF	ウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）粉末を貯蔵する設備を除く機器	溶液での核燃料物質の保有なし	—

臨界安全評価における外部衝撃の考慮について

外部衝撃を考慮した臨界安全評価の評価条件を表1に示す。評価において、評価対象の組成は施設の現況を踏まえ設定した(表2)。

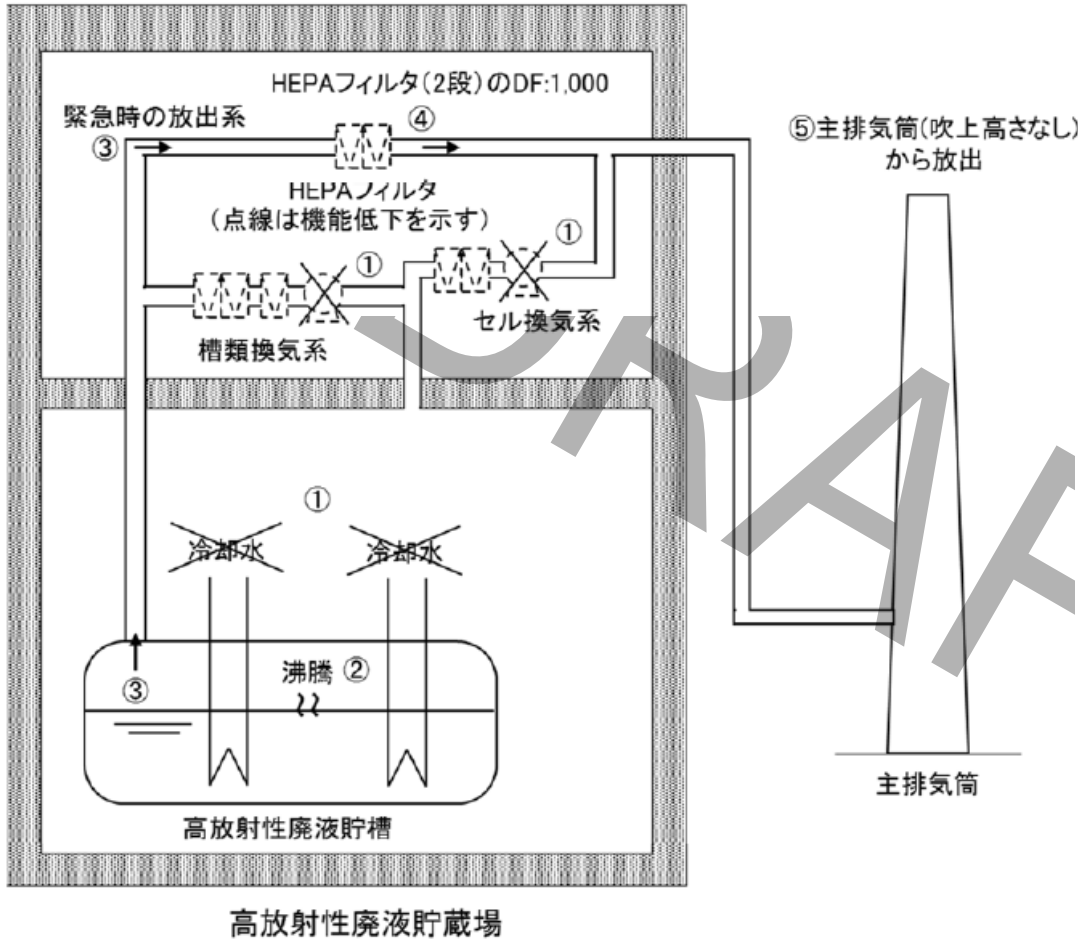
表1. 外部衝撃を考慮した臨界安全評価の評価条件

評価対象	貯蔵方法	臨界管理の方法	外部衝撃による考慮	既許認可の評価条件	外部衝撃を考慮した評価条件
使用済燃料集合体	燃料貯蔵バスケット	燃料貯蔵バスケットによる面間距離の確保	燃料貯蔵バスケットの変形による面間距離の縮小	燃料体の面間距離 12 cm	燃料体の面間距離 0 cm
三酸化ウラン粉末	4%用三酸化ウラン容器 (1段積み)	バードケージによる容器の中心間距離の確保	バードケージの変形による容器の中心間距離の縮小*1	容器の中心間距離 100 cm	容器の中心間距離*2 76 cm
	1.6%用三酸化ウラン容器 (2段積みまたは4段積み)	バードケージによる容器の中心間距離の確保	バードケージの変形による容器の中心間距離の縮小*1	容器の中心間距離 100 cm	容器の中心間距離*2 76 cm
	1.6%用三酸化ウラン容器 (ピット貯蔵)	貯蔵ピットの中心間距離の確保	容器内への浸水*3	容器内への浸水を想定せず	容器内への浸水を想定
ウラン・プルトニウム混合粉末	粉末缶、貯蔵容器 (ピット貯蔵)	貯蔵ピットの中心間距離の確保	容器内への浸水*3	容器内への浸水を想定せず	容器内への浸水を想定

*1 バードケージを用いて貯蔵するウラン容器は、既許認可において容器内への浸水を想定
*2 過去の落下試験(4.3 m落下)の最大変位量約12 cm(容器変形なし、気密性維持)を基に、バードケージの4面圧縮を想定
*3 頑強なコンクリートピットに貯蔵するため、面間距離の縮小は想定していない

表2. 核燃料組成の評価条件の比較

評価対象	施設	評価条件	
		既許認可における臨界安全評価	施設の現況を踏まえた臨界安全評価
使用済燃料集合体	分離精製工場	UO ₂ 燃料 (ウラン濃縮度4%)	使用済燃料貯蔵プールに現有する最も燃焼度の低い使用済燃料(ふげんUO ₂ 燃料、ふげんMOX-B燃料)を想定
三酸化ウラン粉末	ウラン貯蔵所	三酸化ウラン (ウラン濃縮度4%)	当該施設で保管する三酸化ウランの平均濃縮度
	ウラン貯蔵所または第二ウラン貯蔵所	三酸化ウラン (ウラン濃縮度1.6%)	各施設で保管する三酸化ウランの平均濃縮度
	第三ウラン貯蔵所	三酸化ウラン (ウラン濃縮度1.6%)	当該施設で保管する三酸化ウランの平均濃縮度
ウラン・プルトニウム混合粉末	プルトニウム転換技術開発施設	PuO ₂ 粉末 (Pu富加度5%)	MOX粉末 (Pu富加度5%、濃縮度4%U、U/Pu比1)



事象の想定	
①事象発生	冷却水，槽類換気系，セル換気系停止
②高放射性廃液の温度上昇⇒沸騰*	7日間継続
③高放射性廃液の蒸発蒸気の一部が緊急時の放出系へ移行	
④高放射性廃液の蒸発蒸気の一部が緊急時の放出系のHEPAフィルタ (2段) を通過	(1段目DF: 10, 2段目DF: 100を想定) (注1)
⑤緊急時の放出系のHEPAフィルタ (2段) を通過した高放射性廃液の蒸発蒸気の一部が主排気筒 (吹上高さなし) から放出	
*高放射性廃液の沸騰到達までの評価時間 (hr) 沸騰到達時間は，各貯槽 (272V31からV35) の発熱量及び液量により異なる (下表参照)	
(注1) (NUREG/CR-6410 湿分による除去性能の低下を考慮) した場合の除染係数を用いて設定	

評価日 (2017年11月30日現在)				
高放射性廃液の沸騰到達までの評価時間 (hr)				
272V31	272V32	272V33	272V34	272V35
66	67	94	69	60
被ばく線量: 18 μSv				
なお，高放射性廃液貯蔵場 (HAW) からの地上放散の場合，被ばく線量は，0.96 mSv				

高放射性廃液の冷却機能喪失に係る評価概要

貯蔵施設(AS1,AS2,HASWS,2HASWS)の安重検討結果<<貯蔵施設の遮蔽機能>>

定期評価等で安全上重要な施設となることが懸念された貯蔵施設(AS1,AS2,HASWS,2HASWS)を対象に遮蔽機能を喪失させた場合の直接線量及びスカイシャイン線量評価を行い、周辺公衆の実効線量の観点から、安全上重要な施設に該当するか否かを検討した。
 直接線量及びスカイシャイン線量の算出にあたっては、点減衰核法を用いる下記のコードにより算出した。

- ・直接線：QAD-CGGP2R※1)
- ・スカイシャイン線：QAD-CGGP2R及びG33-GP2R※2)
- ・質量減衰係数、ビルドアップ係数：QAD-CGGP2R及びG33-GP2Rに内蔵
- ・物質の組成：JAERI-M6928
- ・線量率換算係数：ICRP Pub.74
- ・評価地点は人が居住する可能性のある西側敷地境界(主排気筒から約370 m)
- ・事象(遮蔽機能の喪失)の継続期間は1年
- ・なお、線源が地下に設置されている場合は、直接線量を無視し、周辺公衆の実効線量はスカイシャイン線のみとした。線源の配置を右図に示す。

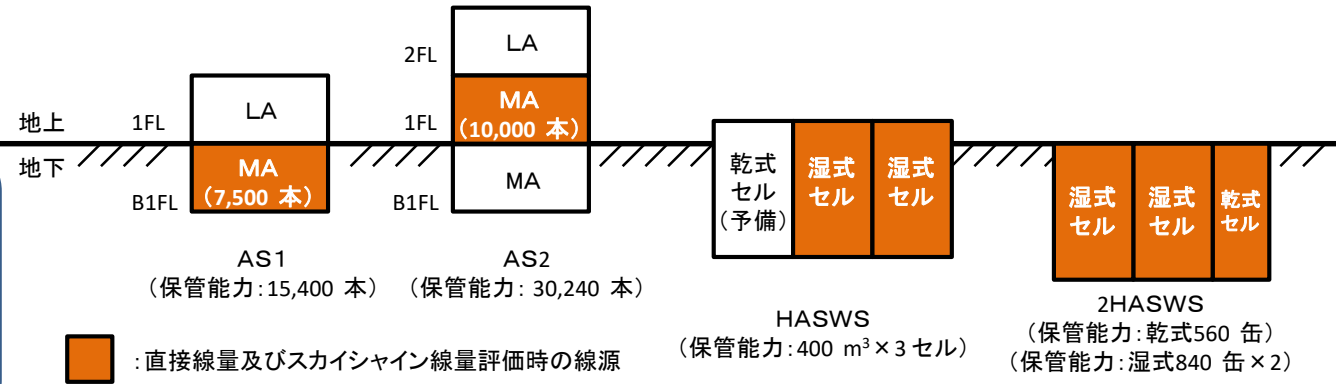


表-1 線源モデルと放射能条件

施設	線源モデルの形状・寸法 (縦×横×高さ)	組成	密度 (g/cm³)	スペクトル	1.許認可上の値		2.実績値		3.減衰率の考え方	
					放射能	放射能	備考	遮蔽体の減衰率の考慮	備考	
AS1※3	直方体(ドラム缶集合体) (48.6 m×21.6 m×5.55 m)	水	1.2	SGN5群	6.5×10 ⁵ Ci (2.405×10 ¹⁶ Bq) (7,500 本分)	7.5×10 ³ Ci (2.775×10 ¹⁴ Bq) (7,500 本分)	10Ci/本 (アスファルト固化体約16,000本の平均値)	10 ⁻¹	放射性廃棄物の廃棄施設及び製品貯蔵等を対象に遮蔽機能の喪失時の公衆被ばくの観点で安重に該当するか否かを検討する際に、遮蔽体の減衰率として、「10 ⁻¹ 」を考慮する。 スカイシャイン線の場合、10 ⁻¹ の減衰率というのは、10 m×10 mの天井に3 m×3 mの穴があくことに相当し、直接線の場合は、遮蔽壁の厚みが一概に20 cm程度薄くなることに相当する。	
AS2	直方体(ドラム缶集合体) (36 m×49 m×3.12 m)	水	1.2	SGN5群	8.6×10 ⁵ Ci (3.182×10 ¹⁶ Bq) (10,000 本分)	1.0×10 ⁴ Ci (3.7×10 ¹⁴ Bq) (10,000 本分)	出典)アスファルト固化体の製品データ集 JNC TN8450 2001-005			
HASWS	直方体(400 m³体積保存時) (7.00 m×7.00 m×8.163 m)	水	1.0	SGN5群	8.384×10 ⁵ Ci (3.102×10 ¹⁶ Bq) (セル2 基分)	2.1×10 ¹⁵ Bq (セル2 基分)	耐震BC時の評価に使用したインベントリである。 ・HASWS:基準燃料を10年冷却 ・第2HASWS: 湿式セル)貯蔵期間に応じて、基準燃料の冷却期間を10年5年180日としてインベントリを設定 乾式セル)封入記録に記載してあるドラム缶1体当たりの放射能の平均値			
2HASWS	湿式セル 直方体(ドラム集合体) (7.25 m×18.30 m×9.38 m)	水	1.17	ORIGEN2 8群	4.636×10 ⁷ Ci (1.715×10 ¹⁸ Bq) (1680 缶分)	9.1×10 ¹⁵ Bq (1680 缶分)				
	乾式セル 直方体(ドラム集合体) (4.65 m×18.30 m×9.38 m)	空気	0.0163		4.032×10 ⁵ Ci (1.492×10 ¹⁶ Bq) (560 缶分)	1.3×10 ¹⁴ Bq (560 缶分)				

表-2 評価結果

※3)AS1については、(事業指定申請書とは異なり)線量率への寄与の大きい地下階のMA固化体(事業指定申請書では地上階のLA固化体)を線源とした。

施設	条件1(計算コードによる評価)			条件2※4	条件3(1/10減衰)
	直接ガンマ線に起因する実効線量(mSv/y)	スカイシャインガンマ線に起因する実効線量(mSv/y)	実効線量(mSv/y)	実効線量(mSv/y)	実効線量(mSv/y)
AS1	—	1.60E+02	1.60E+02	1.8E+00	
AS2	2.13E+01	2.82E+02	3.03E+02	3.5E+00	
HASWS	1.43E+02	3.21E+02	4.64E+02	3.15E+01	3.15E+00
2HASWS	—	5.60E+03	5.60E+03	3.70E+01	3.70E+00

※4)AS1, AS2については、比例計算で実効線量を算出し、HASWS及び2HASWSについては、計算コード※1), ※2)により実効線量を評価した。

【まとめ】

- AS1及びAS2については、線源強度を実績ベースに見直すことにより実効線量は5 mSv/yを下回る。
- HASWS及び2HASWSについては、設工認から線源強度を実績ベースに見直すことに加え、遮蔽体の減衰率を考慮することにより実効線量は5 mSv/yを下回る。
- 上記より、AS1,AS2,HASWS,2HASWSは安全上重要な施設には該当しないと考える。

事故選定について

1. 基本方針

再処理施設においては、「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」で定められている以下の重大事故から、今後の施設の利活用の状況を踏まえ事故選定を行う。

- (1) セル内において発生する臨界事故
- (2) 使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固
- (3) 放射線分解によって発生する水素が再処理設備の内部に滞留することを防止する機能が喪失した場合にセル内において発生する水素による爆発
- (4) セル内において発生する有機溶媒その他の物質による火災又は爆発
- (5) 使用済燃料を貯蔵するプールの冷却等の機能喪失による使用済燃料の著しい損傷
- (6) 放射性物質の漏えい

また、考慮する今後の施設の利活用の状況は以下のとおり。

- 1) 今後、新たな使用済燃料の受入れ及びせん断は実施しない。
- 2) 使用済燃料、ウラン・プルトニウム混合酸化物 (MOX) 粉末、ウラン製品 (三酸化ウラン粉末) については、貯蔵管理を継続する。
- 3) 分離精製工場 (MP) に保有している高放射性廃液は、貯蔵管理を継続する。
- 4) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) に保有している高放射性廃液は、平成 40 年度までにガラス固化技術開発施設 (TVF) でガラス固化処理する。

2. 施設のスクリーニング

事故選定を行う上で、上記 6 事象の発生が起これると考えられる施設を以下の考えの下、洗い出すものとする。

- (1) セル内において発生する臨界事故
今後も核燃料物質を保有する施設を踏まえて核燃料物質を取り扱う施設を候補対象とする。
- (2) 使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固
使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を取り扱う施設を候補対象とする。
- (3) 放射線分解によって発生する水素が再処理設備の内部に滞留することを防止する機能が喪失した場合にセル内において発生する水素による爆発
使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を取り扱う施設を候補対象とする。
- (4) セル内において発生する有機溶媒その他の物質による火災又は爆発

- 1) 有機溶媒火災
今後も継続して放射性物質を含む溶媒を取り扱う施設を候補対象とする。
- 2) リン酸トリブチル (TBP) 等の錯体の急激な分解反応
今後の再処理施設における運転を踏まえると、溶媒を用いた運転を行わないことから対象外とする。
- (5) 使用済燃料を貯蔵するプールの冷却等の機能喪失による使用済燃料の著しい損傷
使用済燃料を貯蔵するプールを候補対象とする。
- (6) 放射性物質の漏えい
放射性物質の漏えいは、全施設において発生する可能性があることから、放射性物質を有する全施設を候補対象とする。

3. 事故選定に必要な事項

(1) 事故選定にあたっては、以下の点を考慮するものとする。

1) 内的な起因事象

- ① 動的機器の多重故障等
- ② 液体状の放射性物質を内蔵する配管の全周破断
- ③ 長時間の全交流動力電源の喪失

2) 外的な起因事象の整理

設計基準として考えている規模の外部事象で発生する事象を想定事故として選定する。想定される自然災害は、以下の通り。ある自然災害の発生により想定される事態及び周辺環境への影響が、他の自然災害を包含できる場合には包含する(表-1~2 参照)。

- | | | | | |
|-------|--------|-----|---------|-----|
| ・地震 | ・津波 | ・竜巻 | ・火山 | ・積雪 |
| ・森林火災 | ・風(台風) | ・凍結 | ・洪水 | ・高温 |
| ・落雷 | ・地滑り | ・降雨 | ・生物学的事象 | |

(2) 前項「2. 施設のスクリーニング」において、候補対象となった施設において、重大な事故が発生し得るか評価を行う。

1) セル内において発生する臨界事故

全濃度形状寸法で臨界管理している設備については、内的要因にて臨界に至ることはないが、外的要因(地震、津波、竜巻等)を起因とする事象により核的制限値を超えて臨界に至るか評価する。

全濃度形状寸法以外の方法で臨界管理している設備については、外的要因(地震、津波、竜巻等)以外にも、内的要因である誤移送で臨界に至るか評価する。

- 2) 使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固
- 使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を取り扱う設備について、全交流電源喪失時における沸騰に至る時間を評価する。沸騰に至る時間が1年を超える場合は、事態を収束するための措置を期待できるものとし、当該事故に選定しない。沸騰に至る時間が1年以内である場合には、放出量評価を行いCs-137換算（Cs-137換算方法については別添1参照）で0.01 TBq未満(100 TBqの1/100を目標とし、想定外の要素が加わった場合であってもこれを達成できるよう、さらに1/100したもの)であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。

高放射性廃液貯蔵場（HAW）については、現状保有のインベントリで評価し、ガラス固化技術開発施設（TVF）については、高放射性廃液貯蔵場（HAW）に最大濃度の高放射性廃液を保有している貯槽の濃度を基に評価する。

分離精製工場（MP）、ウラン脱硝施設（DN）、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）については、現実的なインベントリで評価する。

低放射性の廃液を取り扱う貯槽については、設計基準のインベントリで評価する。

- 3) 放射線分解によって発生する水素が再処理設備の内部に滞留することを防止する機能が喪失した場合にセル内において発生する水素による爆発

使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を取り扱う設備について、全交流電源喪失時における水素濃度が爆発下限界の4%へ到達するまでの時間を評価する。4%へ到達するまでの時間が1年を超える場合は、事態を収束するための措置を期待できるものとし、当該事故に選定しない。4%へ到達するまでの時間が1年以内である場合には、放出量評価を行いCs-137換算で0.01 TBq未満であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。

高放射性廃液貯蔵場（HAW）については、現状保有のインベントリで実測結果に基づき評価し、ガラス固化技術開発施設（TVF）については、高放射性廃液貯蔵場（HAW）に最大濃度の高放射性廃液を保有している貯槽の濃度を基に評価する。

分離精製工場（MP）、ウラン脱硝施設（DN）、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）については、現実的なインベントリで評価する。

低放射性の廃液を取り扱う貯槽については、設計基準のインベントリで

評価する。

- 4) セル内において発生する有機溶媒その他の物質による火災又は爆発
放射性物質を含む溶媒を取り扱う設備について、全量漏えい時における引火点到達時間を評価する。引火点到達時間が1年を超える場合は、事態を収束するための措置を期待できるものとし、当該事故に選定しない。引火点到達時間が1年以内である場合には、放出量評価を行いCs-137換算で0.01 TBq未満であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。
- 5) 使用済燃料を貯蔵するプールの冷却等の機能喪失による使用済燃料の著しい損傷
貯蔵プールにおけるプール水全喪失時においても、燃料損傷及び臨界に至ることはないとの評価結果を11月30日報告書に記載している。
- 6) 放射性物質の漏えい
放射性物質を含む液体を保有する貯槽について、耐震Sクラス施設は移送時に配管から10分間(漏えいの発生後10分で対応できると想定)漏えいした場合の評価、それ以外の施設については全量漏えいした場合の放出量評価を行いCs-137換算で0.01 TBq未満であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である100 TBqを踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。
高放射性廃液貯蔵場(HAW)については、現状保有のインベントリで評価し、ガラス固化技術開発施設(TVF)については、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に最大濃度の高放射性廃液を保有している貯槽の濃度を基に評価する。また、ガラス固化技術開発施設(TVF)の濃縮器及びガラス熔融炉については、運転時に槽類換気系統が機能喪失することを考慮する。
分離精製工場(MP)、ウラン脱硝施設(DN)、プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)については、現実的なインベントリで評価する。
低放射性の廃液を取り扱う貯槽については、設計基準のインベントリで評価する。廃棄物処理場(AAF)の低放射性廃液第一蒸発缶、第二低放射性廃液蒸発処理施設(E)の低放射性廃液第二蒸発缶、第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)の低放射性廃液第三蒸発缶については、運転時に槽類換気系統が機能喪失することを考慮する。
固体の放射性廃棄物及び製品が換気系統の喪失、外的要因(地震、竜巻等)により、損傷し漏えいに至る場合には放出量評価を行い、Cs-137換算で

0.01 TBq 未満であれば、事業指定基準規則等の有効性評価の判断基準である 100 TBq を踏まえ、放出量が十分に低いものと判断し、当該事故に選定しない。

4. 評価結果

(1) セル内において発生する臨界事故

廃止措置段階においては、新たにせん断、分離・精製等の再処理運転は行うことはないことから、それらの工程における臨界は、事故として選定しない。

使用済燃料については、プール水の喪失を想定した場合においても臨界に至らないこと、三酸化ウラン容器を収納しているピットやバードケージ及びプルトニウム・ウラン混合酸化物 (MOX) 粉末の貯蔵施設は、外部事象を考慮しても健全性を維持でき、津波による浸水を考慮しても、臨界には至らない (本文六別添 6-1-15 参照)。またこれらの取扱いに際しては、既往の許認可で定めた形状寸法管理等の臨界安全管理を継続することから、誤操作等による臨界も想定されない。

以上より臨界については事故として選定しない。

(2) 使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の高放射性廃液貯槽 (272V31～V35)、中間貯槽 (272V37, V38) 及びガラス固化技術開施設 (TVF) の受入槽 (G11V10)、回収液槽 (V20) については、沸騰到達時間が 60～94 時間、事象が発生した場合の放出量 (Cs-137 換算) が 0.01 TBq を超えることから、事故として選定する。

ガラス固化技術開施設 (TVF) の濃縮器 (G12E10) 及び濃縮液槽 (G12V12) については、事象が継続もしくは発生した場合の放出量 (Cs-137 換算) が 0.01 TBq より小さいため、事故として選定しない。

分離精製工場 (MP) の高放射性廃液貯槽については、事象が発生した場合の放出量 (Cs-137 換算) が 0.01 TBq より小さいため、事故として選定しない。

その他施設については、沸騰に到達するまでの時間に十分裕度がある又は、事象が発生した場合の放出量 (Cs-137 換算) が 0.01 TBq より小さいため、事故として選定しない。

(3) 放射線分解によって発生する水素が再処理設備の内部に滞留することを防止する機能が喪失した場合にセル内において発生する水素による爆発

高放射性廃液を貯蔵する分離精製工場 (MP)、高放射性廃液貯蔵場 (HAW)、ガラス固化技術開施設 (TVF) は、高放射性廃液における実機の試験結果より得られた G 値が 6×10^{-5} と小さく水素濃度が 4 % に至る時間は年単位であることか

ら、事故として選定しない。

残存する Pu 溶液を取り扱う分離精製工場 (MP) は、事象が発生した場合の放出量 (Cs-137 換算) が 0.01 TBq より小さいため、事故として選定しない。

その他施設については、安全性確認で設定した放射エネルギーで評価したところ、放出量 (Cs-137 換算) が 0.01 TBq より小さいため、事故として選定しない。

(4) セル内において発生する有機溶媒その他の物質による火災又は爆発

今後、分離精製工場 (MP) において分離施設、精製施設での溶媒を使用しないことから分離精製工場 (MP) での有機溶媒等による火災又は爆発は想定しない。

廃溶媒については、安全性確認で設定した放射エネルギーで評価したところ、引火点到達時間が最短でも約 8 年と長く、事態を収束するための措置が期待できるため、事故として選定しない。

(5) 使用済燃料を貯蔵するプールの冷却等の機能喪失による使用済燃料の著しい損傷

「再処理施設の廃止に向けた計画」(平成 28 年 11 月)にて原子力規制委員会に報告しているとおり、プール水全喪失時において、燃料損傷及び臨界に至ることはないことから、事故として選定しない。

(6) 放射性物質の漏えい

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) で高放射性廃液を取り扱う設備は、耐震 S クラスであるため、送液時の配管からの漏えいを想定し評価した場合の放出量 (Cs-137 換算) が 0.01 TBq より小さいため、事故として選定しない。

その他の放射性液体を取り扱う設備については、全量漏えいを想定し評価した場合の放出量 (Cs-137 換算) が 0.01 TBq より小さいため、事故として選定しない。

低放射性廃液第一蒸発缶及び低放射性廃液第二蒸発缶については、全量漏えいが生じ、蒸発乾固に至ったとしても、放出量 (Cs-137 換算) が 0.01 TBq より小さいため、事故として選定しない。

低放射性廃液第三蒸発缶については、蒸発処理した濃縮液を貯蔵する貯槽において、全量漏えいが生じ、蒸発乾固に至ったとしても、放出量 (Cs-137 換算) が 0.01 TBq より小さいため、事故として選定しない。

固体の放射性廃棄物及び製品が換気システムの喪失、外的要因(地震、津波、竜巻等)により、損傷するおそれがないため、事故として選定しない。

6. 選定結果

上記評価結果等を踏まえると、想定事故は以下の通り。

想定事故：使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固

対象設備：高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～V35）、中間貯槽（272V37, V38）
ガラス固化技術開発施設（TVF）の受入槽（G11V10）、回収液槽（V20）

URAF

表-1 事故の起因となる外的事象の選定

外部事象	TRP	
地震	基準地震動に耐えられない施設があることから、地震は検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。	○
津波	基準津波に耐えられない施設があることから、津波は検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。	○
竜巻	設計竜巻に耐えられない施設があることから、竜巻は検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。	○
火山	降下火砕物が堆積し損傷する前に徐灰することが可能であることから、降下火砕物は検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。 降灰濃度については、濃度が高いと短時間でフィルタが閉塞し、外気を直接取り込む安全上重要な施設の安全機能が喪失することが想定されることから、検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。	○
森林火災	最大火線強度が想定を超える森林火災が発生すると、火炎が防火帯を突破し、再処理施設に到達するおそれがある。しかし、火炎が防火帯内側に到達するおそれがある場合には、消火活動によって延焼を防止することが可能である。したがって、森林火災は検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。	
風(台風)	風(台風)は検討対象事象の起因となり得る自然現象とするが、竜巻に包含される。	
凍結	極端な低温状態が継続することは考えられないことから、凍結は検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。	
積雪	積雪により損傷する前に徐雪することが可能であることから、積雪は検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。	
落雷	大きな落雷が発生した場合、雷サージの影響により、安全機能を有する施設のうち、計測制御系統施設、電気設備等の機能喪失が考えられることから、落雷は検討対象事象の起因となり得る自然現象とする。	○
地滑り	安全上重要な施設は地滑りにより建家及びセルと同等の耐性を有する設計とする施設が有する機能は機能喪失に至らないものとするため、地滑りは検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。	
降雨	降雨は検討対象事象の起因となり得る自然現象とするが、津波に包含される。	
洪水	洪水は検討対象事象の起因となり得る自然現象とするが、津波に包含される。	
高潮	高潮は検討対象事象の起因となり得る自然現象とするが、津波に包含される。	
生物学的事象	生物学的事象による安全機能を有する施設への影響として、フィルタ等に大量の昆虫類が付着したことが想定されるが、生物の除去を行うことが可能である。したがって、生物学的事象は検討対象事象の起因となり得る自然現象としない。	

表-2 外的事象によって想定される事態及び周辺環境

外的事象	想定規模	想定される事態	具体的な対処の例	想定される周辺環境への影響
地震	基準地震動	○基準地震動に耐えられない施設の機能喪失 ・長時間の全交流動力電源喪失 ・安全冷却水系の機能喪失 ・安全圧縮空気系の機能喪失 ・閉じ込め機能喪失	・「冷却機能の喪失による蒸発乾固に対処するための設備」及び「重大事故等への対処に必要な水の供給設備」を用いた冷却機能の確保 ・「放射性分解により発生する水素による爆発に対処するための設備」を用いた水素掃気機能の確保	・屋外におけるガレキ等の障害物及び地盤沈下による段差 ・屋内におけるガレキ等の障害物、溢水、化学薬品の漏えい及び内部火災
竜巻	設計竜巻	○設計竜巻に耐えられない施設の機能喪失 ・長時間の全交流動力電源喪失 ・安全冷却水系の機能喪失 ・安全圧縮空気系の機能喪失 ・閉じ込め機能喪失	・対処の内容は地震と同様	・屋外におけるガレキ等の障害物 ・屋内におけるガレキ等の障害物、溢水、化学薬品の漏えい
落雷	落雷	雷サージによる安全上重要な施設のうち計測制御系統施設、電気設備等の機能喪失 ・安全冷却水系の機能喪失 ・安全圧縮空気系の機能喪失	・対処の内容は地震と同様 静約機器（閉じ込め機能）の損傷は想定されず、対策に使用できる設備が地震に比べて多いことから、地震と比べると対処は容易	・周辺環境への影響は想定されない
火山 (降灰濃度)	降灰	外気を直接取り込むフィルタの閉塞による動的機器、屋外に設置されている設備の機能喪失 ・長時間の全交流動力電源喪失 ・安全冷却水系の機能喪失 ・安全圧縮空気系の機能喪失	・対処の内容は地震と同様 静約機器（閉じ込め機能）の損傷は想定されず、対策に使用できる設備が地震に比べて多いことから、地震と比べると対処は容易	・降灰による視界不良及び大気汚染
津波	基準津波	○基準津波に耐えられない施設の機能喪失 ・長時間の全交流動力電源喪失 ・安全冷却水系の機能喪失 ・安全圧縮空気系の機能喪失 ・閉じ込め機能喪失	・対処の内容は地震と同様	・屋外におけるガレキ等の障害物及び洗堀による段差 ・屋内におけるガレキ等の障害物、外部溢水

Cs-137 換算係数について

1. Cs-137 換算

Cs-137 換算係数は、国際原子力機関 IAEA の TECDOC-1162 に示される換算係数を用いて行う。その際、吸入タイプにより内部被ばくの実効線量が異なることを考慮した補正を行う。

$$ST_{Cs137} = \sum_i ST_i \times \frac{CF_{4Cs137}}{CF_{4i}} \times C_i$$

- ST_{Cs137} : Cs-137 換算放出量 (Bq)
 ST_i : 放射性物質 i の放出量 (Bq)
 CF_{4Cs137} : 地表に沈着した Cs-137 からの 50 年間の外部被ばく及び再浮遊による 50 年間の吸入摂取による内部被ばくの実効線量を算出する係数 (mSv/kBq/m²)
 CF_{4i} : 地表に沈着した放射性物質 i からの 50 年間の外部被ばく及び再浮遊による 50 年間の吸入摂取による内部被ばくの実効線量を算出する係数 (mSv/kBq/m²)
 CF_{4i} : 放射性物質 i の吸入タイプを考慮した補正係数

2. Cs-137 換算の補正

吸入タイプを考慮した補正は、吸入摂取による内部被ばくの実効線量係数を、「核燃料物質の加工の事業に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示」(平成 12 年 12 月 26 日科学技術庁告示第 13 号) に規定された化学形等の範囲に適合させるために行う。

吸入タイプに係る補正は、内部被ばくを対象としたもので、あることから、実効線量の換算係数の内訳である外部被ばくに係る係数と内部被ばくに係る係数とを求め、これらを比較して内部被ばくに係る係数が外部被ばくに係る係数に比べて十分大きい場合に、吸入タイプを考慮した補正を行う。

外部被ばくに係る係数と内部被ばくに係る係数は、IAEA-TECDOC-1162 に記載されたデータに基づき、Cs-137 放出量の算出に用いる係数 CF_4 の内訳となる CF_3 、 CF_2 及び再浮遊係数から求め、両者の比から補正係数の考慮の有無を評価する。

以上

施設	設備名	蒸発乾固		水素爆発		溶媒火災		漏えい				
		沸点到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	4%到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	引火点到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	高放射性廃液貯槽 (272V31)	66 時間	9.54E+10	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点: 沸点上昇(硝酸濃度2mol/L)を考慮し102°C ・初期温度: 管理上限値の45°C ・容量: 38.4m3 ・比熱: 0.7kcal/Kg/°C ・密度: 1.226kg/m3 ・沸騰の移行率: 揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率: 1.0E-02	29 年	1.91E+11	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値: 6.0E-05 ・空間容量: 100.6m3 ・水素爆発の移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率: 1.0E-02	-	-	-	1.99E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・漏えい時間: 10分(漏えい量: 2m3) ・気相への移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率: 1.0E-02
	高放射性廃液貯槽 (272V32)	67 時間	1.89E+11	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点: 沸点上昇(硝酸濃度2mol/L)を考慮し102°C ・初期温度: 管理上限値の45°C ・容量: 75.6m3 ・比熱: 0.7kcal/Kg/°C ・密度: 1.202kg/m3 ・沸騰の移行率: 揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率: 1.0E-02	9 年	3.78E+11	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値: 6.0E-05 ・空間容量: 63.4m3 ・水素爆発の移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率: 1.0E-02	-	-	-	2.00E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・漏えい時間: 10分(漏えい量: 2m3) ・気相への移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率: 1.0E-02
	高放射性廃液貯槽 (272V33)	94 時間	1.21E+11	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点: 沸点上昇(硝酸濃度2mol/L)を考慮し102°C ・初期温度: 管理上限値の45°C ・容量: 70.7m3 ・比熱: 0.7kcal/Kg/°C ・密度: 1.247kg/m3 ・沸騰の移行率: 揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率: 1.0E-02	14 年	2.43E+11	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値: 6.0E-05 ・空間容量: 68.3m3 ・水素爆発の移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率: 1.0E-02	-	-	-	1.37E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・漏えい時間: 10分(漏えい量: 2m3) ・気相への移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率: 1.0E-02
	高放射性廃液貯槽 (272V34)	69 時間	1.90E+11	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点: 沸点上昇(硝酸濃度2mol/L)を考慮し102°C ・初期温度: 管理上限値の45°C ・容量: 79.7m3 ・比熱: 0.7kcal/Kg/°C ・密度: 1.221kg/m3 ・沸騰の移行率: 揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率: 1.0E-02	8 年	3.80E+11	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値: 6.0E-05 ・空間容量: 59.3m3 ・水素爆発の移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率: 1.0E-02	-	-	-	1.91E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・漏えい時間: 10分(漏えい量: 2m3) ・気相への移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率: 1.0E-02
	高放射性廃液貯槽 (272V35)	60 時間	2.09E+11	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点: 沸点上昇(硝酸濃度2mol/L)を考慮し102°C ・初期温度: 管理上限値の45°C ・容量: 76.1m3 ・比熱: 0.7kcal/Kg/°C ・密度: 1.234kg/m3 ・沸騰の移行率: 揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率: 1.0E-02	8 年	4.18E+11	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値: 6.0E-05 ・空間容量: 62.9m3 ・水素爆発の移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率: 1.0E-02	-	-	-	2.20E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・漏えい時間: 10分(漏えい量: 2m3) ・気相への移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率: 1.0E-02
	中間貯槽 (272V37,V38)	63 時間	2.47E+10	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点: 沸点上昇(硝酸濃度2mol/L)を考慮し102°C ・初期温度: 管理上限値の45°C ・容量: 9.5m3 ・比熱: 0.7kcal/Kg/°C ・密度: 1.222kg/m3 ・沸騰の移行率: 揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率: 1.0E-02	3.9 年	4.94E+10	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値: 6.0E-05 ・空間容量: 3.5m3 ・水素爆発の移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率: 1.0E-02	-	-	-	2.20E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・漏えい時間: 10分(漏えい量: 2m3) ・気相への移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率: 1.0E-02

比熱[kcal/kg・°C]は以下の式*から算出。
 $C=0.998-9.630 \times 10^{-4} \times CU-4.850 \times 10^{-2} \times CN \dots(1)$
 C:比熱[kcal/kg・°C], CU:ウラン濃度[g/L], CN:硝酸濃度[mol/L]
 Puが支配的な場合にはPu濃度、FPが支配的な場合にはFP濃度をCU:ウラン濃度[g/L]に置き換えて算出
 *: 出典:JAERI-Tech 2003-045 熱流動解析コードPHOENICS を組み込んだ燃料溶液体系の動特性解析コードの開発及びTRACYの自然冷却特性実験の解析, 日本原子力科学研究所
 水素発生G値
 高放射性廃液は実測値(非公開資料)より算出。低放射性廃液及び廃溶媒については設計値を使用

施設	設備名	蒸発乾固			水素爆発			溶媒火災			漏えい	
		沸点到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	4%到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	引火点到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件
ガラス固化技術 開発施設開発 棟 (TVF開発棟)	受入槽 (G11V10)	64.7 時間	2.98E+10	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用(安全側に濃縮後を想定) ・発熱量は272V35の発熱量を基に設定(安全側に濃縮後を想定) ・沸点:沸点上昇(硝酸濃度2 mol/L)を考慮し102℃ ・初期温度:管理上限値の35℃ ・容量:9.85 m3 ・比熱:0.7 kcal/Kg/℃ ・密度:1.234 kg/m3 ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 其他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02	2.1 年	5.95E+10	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用(安全側に濃縮後を想定) ・発熱量は272V35の発熱量を基に設定(安全側に濃縮後を想定) ・G値:6.0E-05 ・空間容量:4.15 m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 其他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-02	-	-	-	6.04E+08	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用(濃縮後を想定) ・漏えい時間:10分(漏えい量:0.5 m3) ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 其他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02
	回収液槽 (G11V20)	64.7 時間	2.95E+10	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用(安全側に濃縮後を想定) ・発熱量は272V35の発熱量を基に設定(安全側に濃縮後を想定) ・沸点:沸点上昇(硝酸濃度2mol/L)を考慮し102℃ ・初期温度:管理上限値の35℃ ・容量:9.76m3 ・比熱:0.7kcal/Kg/℃ ・密度:1.234kg/m3 ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 其他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02	2.2 年	5.90E+10	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用(安全側に濃縮後を想定) ・発熱量は272V35の発熱量を基に設定(安全側に濃縮後を想定) ・G値:6.0E-05 ・空間容量:4.24m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 其他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-02	-	-	-	6.04E+08	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用(濃縮後を想定) ・漏えい時間:10分(漏えい量:0.5m3) ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 其他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02
	濃縮器 (G12E10)	沸騰状態	3.66E+09	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用(濃縮後を想定) ・発熱量は272V35の発熱量を基に設定(濃縮後を想定) ・沸騰状態 ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 其他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02	5.7 年	7.32E+09	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用(濃縮後を想定) ・発熱量は272V35の発熱量を基に設定(濃縮後を想定) ・G値:6.0E-05 ・空間容量:1.39 m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 其他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-02	-	-	-	6.59E+08	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用(濃縮後を想定) ・漏えい時間:10分(漏えい量:0.5 m3) ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 其他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02
	濃縮液槽 (G12V12)	59.3 時間	4.81E+09	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用(濃縮後を想定) ・発熱量は272V35の発熱量を基に設定(濃縮後を想定) ・沸点:沸点上昇(硝酸濃度2 mol/L)を考慮し102℃ ・初期温度:管理上限値の35℃ ・容量:1.46 m3 ・比熱:0.7 kcal/Kg/℃ ・密度:1.234 kg/m3 ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 其他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02	2.0 年	9.63E+09	・2017年11月30日の272V35放射能濃度を使用(濃縮後を想定) ・発熱量は272V35の発熱量を基に設定(濃縮後を想定) ・G値:6.0E-05 ・空間容量:0.64 m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 其他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-02	-	-	-	全量蒸発乾固しても放出量は0.01 TBq未満であり、漏えい時の気相への移行率は蒸発乾固の移行率よりも低いことから、全量漏えいしたとしても0.01 TBqを超えることはない。	

比熱[kcal/kg・°C]は以下の式*から算出。

$$C=0.998-9.630 \times 10^{-4} \times CU-4.850 \times 10^{-2} \times CN \dots(1)$$

C:比熱[kcal/kg・°C], CU:ウラン濃度[g/L], CN:硝酸濃度[mol/L]

Puが支配的な場合にはPu濃度、FPが支配的な場合にはFP濃度をCU:ウラン濃度[g/L]に置き換えて算出

*: 出典:JAERI-Tech 2003-045 熱流動解析コードPHOENICS を組み込んだ燃料溶液体系の動特性解析コードの開発及びTRACY の自然冷却特性実験の解析, 日本原子力科学研究所

水素発生G値

高放射性廃液は実測値(非公開資料)より算出。低放射性廃液及び廃溶媒については設計値を使用

施設	設備名	蒸発乾固			水素爆発			溶媒火災			漏えい	
		沸点到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	4%到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	引火点到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件
分離精製工場 (MP)	中間貯槽 (266V12)	37.8 日	1.62E+08	・放射エネルギー:2017年PIT時の組成に、Am-241の発生量(Pu-241の崩壊により生成)を減衰計算により算出し、Am-241が最大となる73年冷却後のAm増加量をPuに加えた ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点:沸点上昇(硝酸濃度3.84 mol/L)を考慮し、103.7 °C ・初期温度:40 °C ・容量:150.7 L ・比熱:0.755 kcal/Kg/°C ・密度:1.196 kg/m ³ ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02	46.3 日	3.24E+08	・放射エネルギー:2017年PIT時の組成に、Am-241の発生量(Pu-241の崩壊により生成)を減衰計算により算出し、Am-241が最大となる73年冷却後のAm増加量をPuに加えた ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:1.0E-01 (Pu,Am) ・空間容量:255.9 L ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-02	-	-	-	6.48E+07	・放射エネルギー:2017年PIT時の組成に、Am-241の発生量(Pu-241の崩壊により生成)を減衰計算により算出し、Am-241が最大となる73年冷却後のAm増加量をPuに加えた ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02
	希釈槽 (266V13)	77.3 日	1.56E+08	・放射エネルギー:2017年PIT時の組成に、Am-241の発生量(Pu-241の崩壊により生成)を減衰計算により算出し、Am-241が最大となる73年冷却後のAm増加量をPuに加えた ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点:沸点上昇(硝酸濃度1.95 mol/L)を考慮し、101.8 °C ・初期温度:40 °C ・容量:283.5 L ・比熱:0.855 kcal/Kg/°C ・密度:1.126 kg/m ³ ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02	24.2 日	3.12E+08	・放射エネルギー:2017年PIT時の組成に、Am-241の発生量(Pu-241の崩壊により生成)を減衰計算により算出し、Am-241が最大となる73年冷却後のAm増加量をPuに加えた ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:1.6E-01(Pu,Am) ・空間容量:197.5 L ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-02	-	-	-	6.24E+07	・放射エネルギー:2017年PIT時の組成に、Am-241の発生量(Pu-241の崩壊により生成)を減衰計算により算出し、Am-241が最大となる73年冷却後のAm増加量をPuに加えた ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02
	プルトニウム製品貯槽 (267V10)	42.5 日	1.40E+08	・放出インベントリが最大であり沸騰到達時間が最短となる267V10を記載 ・放射エネルギー:2017年PIT時の組成に、Am-241の発生量(Pu-241の崩壊により生成)を減衰計算により算出し、Am-241が最大となる73年冷却後のAm増加量をPuに加えた ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点:管理値で沸点上昇が最も保守的となる濃度(6 mol/L)を考慮し106.3 °C ・初期温度:40 °C ・容量:150 L ・比熱:0.703 kcal/Kg/°C ・密度:1.180 kg/m ³ ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02	148.8 日	2.81E+08	・放出インベントリが最大であり沸騰到達時間が最短となる267V10を記載 ・放射エネルギー:2017年PIT時の組成に、Am-241の発生量(Pu-241の崩壊により生成)を減衰計算により算出し、Am-241が最大となる73年冷却後のAm増加量をPuに加えた ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:8.3E-02(Pu,Am) ・空間容量:560 L ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-02	-	-	-	5.62E+07	・放出インベントリが最大となる267V10を記載 ・放射エネルギー:2017年PIT時の組成に、Am-241の発生量(Pu-241の崩壊により生成)を減衰計算により算出し、Am-241が最大となる73年冷却後のAm増加量をPuに加えた ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02
	高放射性廃液貯槽 (272V14)	10.6 日	7.67E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点:沸点上昇(硝酸濃度2 mol/L)を考慮し102 °C ・初期温度:管理上限値の45 °C ・容量:11.0 m ³ ・比熱:0.7 kcal/Kg/°C ・密度:1.155 kg/m ³ ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02	379 年	1.53E+10	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:6.0E-05 ・空間容量:92.58 m ³ ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-02	-	-	-	3.07E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-02

比熱[kcal/kg・°C]は以下の式*から算出。
 $C=0.998-9.630 \times 10^{-4} \times CU-4.850 \times 10^{-2} \times CN \dots(1)$
 C:比熱[kcal/kg・°C]、CU:ウラン濃度[g/L]、CN:硝酸濃度[mol/L]
 Puが支配的な場合にはPu濃度、FPが支配的な場合にはFP濃度をCU:ウラン濃度[g/L]に置き換えて算出
 *: 出典:JAERI-Tech 2003-045 熱流動解析コードPHOENICS を組み込んだ燃料溶液体系の動特性解析コードの開発及びTRACYの自然冷却特性実験の解析、日本原子力科学研究所
 水素発生G値
 高放射性廃液は実測値(非公開資料)より算出。低放射性廃液及び廃溶媒については設計値を使用

施設	設備名	蒸発乾固			水素爆発			溶媒火災			漏えい	
		沸点到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	4%到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	引火点到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	硝酸プルトニウム受入計量槽 (P11V11)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ウラン脱硝施設 (DN)	UNH貯槽 (263V32,V33)	94.2年	1.14E+07	・U溶液を保有している機器の2017年PIT時の組成を基に、各評価が安全側になる様、組成を設定 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点:101℃、初期温度:40℃ ・容量:30 m3 ・比熱:0.6 kcal/Kg/°C ・密度:1.561 kg/m3 ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	2.7年	2.27E+07	・U溶液を保有している機器の2017年PIT時の組成を基に、各評価が安全側になる様、組成を設定 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:0.6 ・空間容量:7 m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	4.55E+06	・U溶液を保有している機器の2017年PIT時の組成を基に、各評価が安全側になる様、組成を設定 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
廃棄物処理場 (AAF)	低放射性濃縮廃液貯槽 (331V10,V11,V12)	837.1年	4.31E+11 設計基準のインベントリを使用したことによるRuの影響	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点:100℃、初期温度:40℃ ・容量:250 m3 ・比熱:0.998 kcal/Kg/°C ・密度:1.300 kg/m3 ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	2.1年	8.76E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 0.17、β γ 0.003 ・空間容量:30 m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	2.78E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
	低放射性廃液第一蒸発缶 (321V11,E12)	沸騰状態	5.17E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	29年	1.05E+08	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 0.17、β γ 0.003 ・空間容量:4.7 m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	3.33E+07	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
	廃溶媒・廃希釈剤貯槽 (318V11)	-	-	-	8.6日	1.02E+08	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 4、β γ 4 ・空間容量:3.555 m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	8.7年	1.02E+10	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・引火点:86℃、初期温度:40℃ ・容量:20.0 m3 ・比熱:0.41 kcal/Kg/°C ・密度:830 kg/m3 ・火災の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-02 ・建屋外への移行率:1.0E-01	2.05E+07	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
廃溶媒貯蔵場 (WS)	廃溶媒貯槽 (333V20,V21,V22,V23)	-	-	-	14.9日	1.02E+08	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 4、β γ 4 ・空間容量:3.8 m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	8.7年	1.02E+10	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・引火点:86℃、初期温度:40℃ ・容量:20.0 m3 ・比熱:0.41 kcal/Kg/°C ・密度:830 kg/m3 ・火災の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-02 ・建屋外への移行率:1.0E-01	2.05E+07	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
スラッジ貯蔵場 (LW)	廃溶媒貯槽 (333V10,V11)	-	-	-	8.6日	1.02E+08	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 4、β γ 4 ・空間容量:3.555 m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	8.7年	1.02E+10	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・引火点:86℃、初期温度:40℃ ・容量:20.0 m3 ・比熱:0.41 kcal/Kg/°C ・密度:830 kg/m3 ・火災の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-02 ・建屋外への移行率:1.0E-01	2.05E+07	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01

比熱[kcal/kg・°C]は以下の式*から算出。

$$C = 0.998 - 9.630 \times 10^{-4} \times CU - 4.850 \times 10^{-2} \times CN \dots (1)$$

C:比熱[kcal/kg・°C]、CU:ウラン濃度[g/L]、CN:硝酸濃度[mol/L]

Puが支配的な場合にはPu濃度、FPが支配的な場合にはFP濃度をCU:ウラン濃度[g/L]に置き換えて算出

*: 典拠:JAERI-Tech 2003-045 熱流動解析コードPHOENICS を組み込んだ燃料溶液体系の動特性解析コードの開発及びTRACYの自然冷却特性実験の解析、日本原子力科学研究所

水素発生G値

高放射性廃液は実測値(非公開資料)より算出。低放射性廃液及び廃溶媒については設計値を使用

施設	設備名	蒸発乾固			水素爆発			溶媒火災			漏えい	
		沸点到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	4%到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	引火点到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件
第二スラッジ貯蔵場 (LW2)	濃縮液貯槽 (332V21)	3.3E+03 年	1.62E+10 設計基準のインベントリを使用したことによるRuの影響	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点:100℃、初期温度:40℃ ・容量:1,000 m3 ・比熱:0.998 kcal/Kg/°C ・密度:1,300 kg/m3 ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	5.1 年	3.29E+08	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 0.17、β γ 0.003 ・空間容量:379 m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	1.04E+08	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
	スラッジ貯槽 (332V20)	-	1.83E+06	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・放出量が小さいため時間評価せず ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	2.64E+04	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・放出量が小さいため時間評価せず ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	5.27E+03	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
廃溶媒処理技術開発施設 (ST)	受入貯槽 (328V10,V11)	-	-	-	19.7 日	5.12E+07	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 4、β γ 4 ・空間容量:2.0 m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	8.6 年	5.12E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・引火点:86℃、初期温度:40℃ ・容量:10.0 m3 ・比熱:0.41 kcal/Kg/°C ・密度:820 kg/m3 ・火災の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-02 ・建屋外への移行率:1.0E-01	1.02E+07	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
	廃液中間貯槽 (328V43)	-	9.10E+08	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・放出量が小さいため時間評価せず ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	1.19E+08	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・放出量が小さいため時間評価せず ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	2.38E+07	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
低放射性濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF)	低放射性濃縮廃液貯槽 (S21V20)	837.1 年	4.31E+11 設計基準のインベントリを使用したことによるRuの影響	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点:100℃、初期温度:40℃ ・容量:250m3 ・比熱:0.998kcal/Kg/°C ・密度:1,300kg/m3 ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	1.9 年	8.76E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 0.17、β γ 0.003 ・空間容量:28m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	2.78E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
	濃縮液貯槽 (S21V30)	-	7.98E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・放出量が小さいため時間評価せず ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	7.36E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・放出量が小さいため時間評価せず ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	7.35E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
	廃液貯槽 (S21V40)	-	2.27E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・放出量が小さいため時間評価せず ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	2.98E+08	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・放出量が小さいため時間評価せず ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	5.96E+07	・設計基準のインベントリを使用(AAF濃縮廃液ベース) ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF)	供給槽 (L23V11)	2.2 年	4.65E+10 設計基準のインベントリを使用したことによるRuの影響	・設計基準のインベントリを使用(AAF濃縮廃液ベース) ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点:100℃、初期温度:60℃ ・容量:27 m3 ・比熱:0.998 kcal/Kg/°C ・密度:1,290 kg/m3 ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	57.7 日	9.47E+08	・設計基準のインベントリを使用(AAF濃縮廃液ベース) ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 0.17、β γ 0.003 ・空間容量:4 m3 ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	3.00E+08	・設計基準のインベントリを使用(AAF濃縮廃液ベース) ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01

比熱[kcal/kg・°C]は以下の式*から算出。
 $C = 0.998 - 9.630 \times 10^{-4} \times CU - 4.850 \times 10^{-2} \times CN \dots(1)$
 C:比熱[kcal/kg・°C], CU:ウラン濃度[g/L], CN:硝酸濃度[mol/L]
 *が支配的な場合にはPu濃度、FPが支配的な場合にはFP濃度をCU:ウラン濃度[g/L]に置き換えて算出
 出典:JAERI-Tech 2003-045 熱流動解析コードPHOENICSを組み込んだ燃料溶液体系の動特性解析コードの開発及びTRACYの自然冷却特性実験の解析、日本原子力科学研究所
 水素発生G値
 高放射性廃液は実測値(非公開資料)より算出。低放射性廃液及び廃溶媒については設計値を使用

施設	設備名	蒸発乾固			水素爆発			溶媒火災			漏えい	
		沸点到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	4%到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	引火点到達時間	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件	放出量(Bq) Cs-137換算	評価条件
アスファルト固化処理施設 (ASP)	廃液受入貯槽 (A12V21)	204年	1.05E+11 設計基準のインベントリを使用したことによるRuの影響	・設計基準のインベントリを使用(AAF濃縮廃液ベース) ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点:100℃、初期温度:40℃ ・容量:61 m ³ ・比熱:0.998 kcal/Kg/°C ・密度:1,300 kg/m ³ ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 ・その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	3.8年	2.14E+09	・設計基準のインベントリを使用(AAF濃縮廃液ベース) ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 0.17、β γ 0.003 ・空間容量:219 m ³ ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	6.77E+08	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
第二低放射性廃液蒸発処理施設(E)	低放射性廃液第2蒸発缶 (322V11.E12)	沸騰状態	6.89E+07	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 ・その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	1.0E+05年	6.37E+07	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 0.17、β γ 0.003 ・空間容量:165 m ³ ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	6.36E+07	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)	濃縮液貯槽 (326V50A.V50 B.V51A.V51B)	1.1E+06年	2.66E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・沸点:100℃、初期温度:40℃ ・容量:250 m ³ ・比熱:0.998 kcal/Kg/°C ・密度:1,130 kg/m ³ ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 ・その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	1.2E+04年	2.45E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 0.17、β γ 0.003 ・空間容量:828 m ³ ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	2.45E+09	・設計基準のインベントリを使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
分析所 (CB)	中間貯槽 (108V10)	-	1.73E+08	・保有量(総インベントリ)及び設計基準のインベントリ比率を使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・放出量が小さいため時間評価せず ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 ・その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	3.81E+06	・保有量(総インベントリ)及び設計基準のインベントリ比率を使用 ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・放出量が小さいため時間評価せず ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	7.61E+05	・保有量(総インベントリ)及び設計基準のインベントリ比率を使用 ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
焼却施設 (IF)	回収ドデカン貯槽 (342V21)	-	-	-	5.3E+05年	6.19E-01	・設計基準のインベントリを使用(回収ドデカンベース) ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・G値:α 4、β γ 4 ・空間容量:0.2 m ³ ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	1.6E+08年	6.19E+01	・設計基準のインベントリを使用(回収ドデカンベース) ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・引火点:86℃、初期温度:40℃ ・容量:2.2 m ³ ・比熱:0.41 kcal/Kg/°C ・密度:760 kg/m ³ ・火災の移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 1.0E-02 ・建屋外への移行率:1.0E-01	1.24E-01	・設計基準のインベントリを使用(回収ドデカンベース) ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01
放出廃液油分除去施設(C)	廃炭貯槽 (350V31)	-	7.53E+07	・設計基準のインベントリを使用(廃溶媒ベース) ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・放出量が小さいため時間評価せず ・沸騰の移行率:揮発性核種 1.0、Ru 0.12 ・その他核種 5.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	9.87E+06	・設計基準のインベントリを使用(廃溶媒ベース) ・核種毎の発熱量はオリゲンライブラリーを使用 ・放出量が小さいため時間評価せず ・水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 1.0E-04 ・建屋外への移行率:1.0E-01	-	-	-	1.97E+06	・設計基準のインベントリを使用(廃溶媒ベース) ・全量漏えい ・気相への移行率:揮発性核種 1.0 ・その他核種 2.0E-05 ・建屋外への移行率:1.0E-01

比熱[kcal/kg・°C]は以下の式*から算出。

$$C=0.998-9.630 \times 10^{-4} \times CU-4.850 \times 10^{-2} \times CN \dots(1)$$

C:比熱[kcal/kg・°C]、CU:ウラン濃度[g/L]、CN:硝酸濃度[mol/L]

Puが支配的な場合にはPu濃度、FPが支配的な場合にはFP濃度をCU:ウラン濃度[g/L]に置き換えて算出

*: 出典:JAERI-Tech 2003-045 熱流動解析コードPHOENICSを組み込んだ燃料溶液体系の動特性解析コードの開発及びTRACYの自然冷却特性実験の解析、日本原子力科学研究所

水素発生G値

高放射性廃液は実測値(非公開資料)より算出。低放射性廃液及び廃溶媒については設計値を使用