

令 01 原機（再） 022

令和元年 12 月 19 日

原子力規制委員会 殿

住 所 茨城県那珂郡東海村大字舟石川 765 番地 1
申 請 者 名 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
代表者の氏名 理 事 長 児 玉 敏 雄

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所
再処理施設に係る廃止措置計画変更認可申請書

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 50 条の 5 第 3 項において準用する同法第 12 条の 6 第 3 項の規定に基づき、下記のとおり核燃料サイクル工学研究所 再処理施設の廃止措置計画変更認可の申請をいたします。

記

一．氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
住 所 茨城県那珂郡東海村大字舟石川 765 番地 1
代表者の氏名 理事長 児玉 敏雄

二．工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
核燃料サイクル工学研究所
所 在 地 茨城県那珂郡東海村大字村松 4 番地 33

三. 変更に係る事項

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、別表のとおり変更の認可を受けた核燃料サイクル工学研究所の再処理施設の廃止措置計画に関し、次の事項の一部を別紙のとおり変更する。

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

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

四. 変更の理由

再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の実施内容を定めたことから，その結果を反映する。

変更認可の経緯（1 / 2）

認可年月日	認可番号	備考
平成 30 年 11 月 30 日	原規規発第 1811305 号	再処理施設に関する設計及び工事の方法の認可を受けている案件について廃止措置期間中に工事を行うことを明記，ガラス固化技術開発施設の工程制御装置等の更新
平成 31 年 2 月 18 日	原規規発第 19021811 号	ガラス固化技術開発施設の熔融炉制御盤の更新，ガラス固化技術開発施設の固化セルのインserterの電動機ユニットの交換
平成 31 年 3 月 29 日	原規規発第 1903297 号	ガラス固化技術開発施設の熔融炉の間接加熱装置（予備品）の製作及び交換
令和元年 9 月 10 日	原規規発第 1909101 号	動力分電盤制御用電源回路の一部変更，管理区域境界に設置された窓ガラスの交換，分離精製工場プール水処理系第 2 系統のポンプの交換，クリプトン回収技術開発施設の浄水供給配管等の一部更新，分離精製工場，放出廃液油分除去施設等への浄水供給配管の一部更新，分離精製工場のアンバー系排風機の電動機交換

変更認可の経緯（2 / 2）

認可年月日	認可番号	備考
令和元年 9 月 10 日	原規規発第 1909102 号	ガラス固化技術開発施設における放射線管理設備の更新
令和元年 9 月 10 日	原規規発第 1909103 号	アスファルト固化処理施設の浄水配管及び蒸気凝縮水配管の一部更新，第二アスファルト固化体貯蔵施設の水噴霧消火設備の一部更新

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

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</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 style="padding-left: 20px;">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 style="padding-left: 20px;">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, <u>再処理維持基準規則</u>を踏まえた必要な安全対策を行う。</p> <p style="padding-left: 20px;">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 style="padding-left: 20px;">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 style="padding-left: 20px;"><u>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。</u></p> <p style="padding-left: 20px;"><u>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</u></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 style="padding-left: 20px;">変更なし</p> <p>(2) 性能維持施設の一般構造</p> <p style="padding-left: 20px;">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, <u>「再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則」</u>(以下「再処理維持基準規則」という。)を踏まえた必要な安全対策を行う。</p> <p style="padding-left: 20px;">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。</p> <p style="padding-left: 20px;">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。</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>安全上重要な施設は, 「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」(以下「事業指定基準規則の解釈」という。)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, 耐震重要施設及び安全上重要な施設は, 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟並びにそれら関連施設に限定された。耐震重要施設及び安全上重要な施設を, 別添 6-1-1 及び別添 6-1-2 に示す。</u></p> <p style="padding-left: 20px;"><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 つの重大事故が起り得るか評価を行った。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) ガラス固化技術開発棟が対象となった。想定事故の選定の詳細については, 添付資料四に示す。</u></p> <p style="padding-left: 20px;"><u>これらの結果を踏まえ, 安全対策の実施範囲を, 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガ</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>安全対策の具体化</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>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>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)核燃料物質の臨界防止</p> <p>① 安全機能を有する施設は、核燃料物質の取扱い上の一つの単位（以下「単一ユニット」という。）において、運転時に予想される機械若しくは器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作が起きた場合に、核燃料物質が臨界に達するおそれがないよう、核燃料物質を収納する機器の形状寸法の管理、核燃料物質の濃度、質量若しくは同位体の組成の管理若しくは中性子吸収材の形状寸法、濃度若しくは材質の管理又はこれらの組合せにより臨界を防止するための措置を既往の許認可のとおり講じている。</p> <p>② 安全機能を有する施設は、単一ユニットが二つ以上存在する場合において、運転時に予想される機械若しくは器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作が起きた場合に、核燃料物質が臨界に達するおそれがないよう、単一ユニット相互間の適切な配置の維持若しくは単一ユニットの相互間における中性子の遮蔽材の使用又はこれらの組合せにより臨界を防止するための措置を既往の許認可のとおり講じている。</p> <p>③ 再処理施設には、臨界警報設備その他の臨界事故を防止するために必要な設備を既往の許認可のとおり設けている。万一、核燃料物質を含む溶液の誤移送等による臨界事故が発生しても、液移送、硝酸ガドリニウムの供給等により臨界を収束させることができるよう検討する。なお、分離精製工場(MP)及びプルトニウム転換技術開発施設(PCDF)において核燃料物質を含む溶液の誤移送等による臨界事故が発生した場合でも、液移送により未臨界状態にすることができるとともに、配</p>	<p>ラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟並びにそれら関連施設に限定した上で、東京電力福島第一原子力発電所の事故後、再処理維持基準規則によって強化された要求事項に対し、廃止措置段階に応じた最適な措置を講じることを基本とする。その他の施設については、既往の許認可に従った管理を継続する。</p> <p>特定廃液の処理等を推進することにより重大事故の要因となるリスクを減少させることを最優先とし、その過程で残存するリスクの大きさ、期間に対して有効な安全対策を講じる。</p> <p>再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の実施に際しては、ガラス固化処理の取組が進むことでリスクが低減されることから、重大事故の対処設備に対して安全上重要な施設及び耐震重要施設の対象外となる時期や工事実施によりガラス固化処理計画を遅延させるなどの影響を与える時期等を評価し、有効な安全対策を行う。</p> <p>その結果、重大事故に至るおそれが否定できないものについては、それに対する発生防止、拡大防止及び影響緩和のための事故対策を実施する。</p> <p>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>（削る）</p>	<p>既往の許認可の管理を継続する</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p><u>備している硝酸ガドリニウムの供給により未臨界状態を維持することができる。</u> <u>核燃料物質の取扱いは、工程洗浄等の廃止措置の進捗に応じて変化することから、核燃料物質の臨界防止の措置はその都度定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。工程洗浄に関する工程については、「十. 廃止措置の工程」に示す。</u></p> <p>2)火災等による損傷の防止</p> <p>① <u>安全機能を有する施設は、火災又は爆発の影響を受けることによる再処理施設の安全性に著しい支障が生じるおそれを考慮して、消火設備及び警報設備（警報設備にあつては自動火災報知設備、漏電火災警報器その他の火災の発生を自動的に検知し、警報を発する設備に限る。以下同じ。）を既往の許認可のとおり設置している。</u></p> <p>② <u>上記①の消火設備及び警報設備は、その故障、損壊又は異常な作動により安全上重要な施設の安全機能に著しい支障を及ぼすおそれがないものとするよう検討する。</u></p> <p>③ <u>安全機能を有する施設であつて、火災又は爆発により損傷を受けるおそれがあるものは、可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用するとともに、必要に応じて防火壁の設置その他の適切な防護措置を行うよう検討する。</u> <u>火災防護対策においては、再処理維持基準規則はもとより、消防法、建築基準法等に準拠するとともに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306195 号原子力規制委員会決定）を適切に取り入れることとし、火災等が発生した場合でも維持すべき「防護対象安全機能」を選定した上で当該安全機能を有する設備を「火災防護対象設備」に設定する。当該設備を火災等から適切に防護を行うよう検討する。</u> <u>なお、内部火災による多重化された安全上重要な施設の同時損傷を想定した場合でも、崩壊熱除去機能、水素掃気機能及び高放射性廃液の漏えい液回収機能を維持できるよう可搬型発電機、可搬型空気圧縮機、可搬型給水設備及び可搬型蒸気供給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 6-1-1 に示す。</u></p> <p>④ <u>有機溶媒その他の可燃性の液体（以下「有機溶媒等」という。）を取り扱う設備は、既往の許認可のとおり有機溶媒等の温度をその引火点以下に維持すること、その他の火災及び爆発の発生を防止するための措置を講じている。</u></p> <p>⑤ <u>有機溶媒等を取り扱う設備であつて、静電気により着火するおそれがあるものは、既往の許認可のとおり適切に接地している。</u></p> <p>⑥ <u>有機溶媒等を取り扱う設備をその内部に設置するセル、グローブボックス及び室のうち、当該設備から有機溶媒等が漏えいした場合において爆発の危険性があるものは、既往の許認可のとおり換気その他の爆発を防止するための適切な措置を</u></p>	<p>1)火災等による損傷の防止</p> <p><u>(削る)</u></p> <p><u>(削る)</u></p> <p><u>再処理施設内において想定される火災又は爆発により、安全上重要な施設の安全機能を維持できるよう廃止措置段階に応じた措置を行う。</u> <u>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は、火災又は爆発による安全機能の喪失に対し、高放射性廃液の崩壊熱除去機能を有する機器へ給電する安全系ケーブル及び制御室内の安全系ケーブルの系統分離を行う。</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の安全上重要な施設については、内部火災による多重化された安全上重要な設備の同時損傷を考慮し、エンジン付きポンプ、組立水槽等の重大事故対処設備を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の建家内に配備し、自然水利からの取水により崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u></p> <p><u>(削る)</u></p> <p><u>(削る)</u></p> <p><u>(削る)</u></p>	<p>番号繰り上げ 既往の許認可の管理を継続する</p> <p>番号の削除 安全対策の具体化</p> <p>既往の許認可の管理を継続する</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

変更箇所を_____で示す。

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p><u>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><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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, 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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>③ <u>耐震重要施設は, 基準地震動により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないよう, 耐震性確保に向けた検討を進め, 平成 29 年度末までに対策の可否を判断する。</u></p>	<p><u>耐震重要施設は, 基準地震動 Ss による地震力に対して, その耐震安全性を確認した上で, 廃止措置段階に応じた措置を行う。</u></p> <p><u>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については, 基準地震動 Ss に対し耐震性を維持している。</u></p> <p><u>ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の配管については, 耐震性を確保するため一部の冷却水配管について配管にサポートを追加する。</u></p> <p><u>第二付属排気筒については, 基準地震動 Ss に対し耐震性を確保するため, 筒身へのコンクリート増し打ちによる耐震補強を行う。T21 トレンチについては, 基準地震動 Ss に対し耐震性を確保するためトレンチ周辺の地盤補強を行う。</u></p> <p><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については, 基準地震動 Ss により崩壊熱除去機能が喪失した場合でも, エンジン付きポンプ, 組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し, 自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u></p> <p><u>耐震重要施設である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に隣接している主排気筒は, 耐震重要施設には該当しないものの, 地震発生時の波及的影響の観点から基準地震動 Ss 対して筒身への連続繊維及びコンクリートによる耐震補強を行う。</u></p> <p><u>(削る)</u></p> <p>③ <u>解放基盤表面で基準地震動 Ss を入力した際の高放射性廃液貯蔵場(HAW)建家基礎下レベルでの地震動評価を別添 6-1-3 に, ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟建家基礎下レベルでの地震動評価を別添 6-1-4 に示す。建家基礎下レベルでの地震動を踏まえ, 施設の耐震設計を行う。</u></p>	<p></p> <p>申請対象の一部削除</p> <p>安全対策の具体化</p>

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p><u>他の適切な措置を行うよう検討する。</u></p> <p><u>なお、自然現象の抽出は、国内外の文献等から再処理施設の立地及び周辺環境を踏まえて再処理施設の安全性に影響を与える可能性のある事象を選定する。</u></p> <p>(a) 竜巻</p> <p><u>「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(平成 26 年 9 月 17 日原規技発第 1409172 号原子力規制委員会決定)に基づき、再処理施設の敷地で想定される基準竜巻・設計竜巻及びそれらから導かれる設計荷重に対して、防護措置その他の適切な措置を行う。</u></p> <p><u>高放射性廃液を内蔵する設備については、基準竜巻・設計竜巻を設定した上で、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討する。</u></p> <p><u>なお、竜巻発生時において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及び可搬型給水設備を既往の許認可を受けた設備から離して配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-5 に示す。</u></p> <p><u>一方、高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟の屋上に設置している冷却設備については、設計飛来物により損傷する可能性があるが、竜巻防護対策(防護ネット等の設置)を施し飛来物からの損傷を防ぐ場合、重量の増加により建家の耐震性が確保できない可能性がある。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。</u></p> <p><u>その他の防護対象施設については、基準竜巻・設計竜巻に対して防護措置その他の適切な措置を行うよう検討する。</u></p> <p>(b) 森林火災</p> <p><u>「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061912 号原子力規制委員会決定)に基づき森林火災の影響を評価する。</u></p> <p><u>安全上重要な施設は、敷地及び敷地周辺で想定される森林火災が発生した場</u></p>	<p><u>国内外の文献等から自然現象による事象を抽出し、再処理施設の立地及び周辺環境を踏まえて、事業指定基準規則の解釈第 9 条に示される自然事象を含め再処理施設の安全性に影響を与える可能性のある事象は主に竜巻、森林火災及び火山であり対策は以下のとおりである。</u></p> <p>(a) 竜巻</p> <p><u>再処理施設の敷地で想定される基準竜巻・設計竜巻及びそれらから導かれる設計荷重に対して、安全上重要な施設の安全機能を維持できるよう廃止措置段階に応じた措置を行う。</u></p> <p><u>設計荷重は設計竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物が施設に衝突する際の衝撃荷重を設定する。</u></p> <p><u>設定する設計飛来物は鋼製材(長さ 4.2 m×幅 0.3 m×高さ 0.2 m, 質量 135 kg, 飛来時の水平速度 51 m/s, 飛来時の鉛直速度 34 m/s)とし、設計飛来物より運動エネルギー又は貫通力が大きなものに対し、施設からの離隔、固縛等を行う。</u></p> <p><u>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の外壁及び屋上スラブについては、設計竜巻及び設計飛来物に対し健全性を維持している。</u></p> <p><u>また、窓、扉等の建家開口部は、貫通による重要設備が損傷するおそれがあることから、閉止措置等を実施する。</u></p> <p><u>設計飛来物を上回る竜巻影響を与えるおそれのある飛来物候補については、離隔又は固縛により施設に影響を与える飛来物とならないよう対策を行う。車両については、原則、竜巻防護施設から離隔して駐車する。離隔、固縛対策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)ガラス固化技術開発棟周辺の設計飛来物(鋼製材)より影響が大きいものを対象に実施する。</u></p> <p><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の安全上重要な施設は、竜巻により多重化された安全上重要な設備の同時損傷を想定した場合でも、エンジン付きポンプ、組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し、自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u></p> <p>(b) 森林火災</p> <p><u>再処理施設の敷地及び敷地周辺で想定される森林火災が発生した場合に対して、安全上重要な施設の安全機能を維持できるよう廃止措置段階に応じた措置を行う。</u></p>	<p>安全対策の具体化</p> <p>安全対策の具体化</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

変更箇所を_____で示す。

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p><u>合においても安全機能を損なわないものとし, 森林火災影響評価を踏まえ, 防護措置その他の適切な措置を行うよう検討する。</u></p> <p><u>なお, 森林火災発生時でも消火活動が行えるよう, 核燃料サイクル工学研究所では消防計画に基づき, 自衛消防組織を有している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-5 に示す。</u></p> <p>(c) 火 山</p> <p><u>「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061910 号原子力規制委員会決定)に基づき影響を評価する。</u></p> <p>再処理施設への火山影響を評価するため, 再処理施設に影響を及ぼし得る火山の抽出, 設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価及び再処理施設の安全性に影響を与える可能性のある火山事象の検討を行う。</p> <p><u>安全上重要な施設は, 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, 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する。</u></p> <p>(d) 竜巻, 森林火災及び火山の影響以外の自然現象</p> <p><u>竜巻, 森林火災及び火山以外の事象に対しては, 再処理施設の立地及び周辺環境を踏まえて, 安全機能を有する施設の安全機能を損なわないものとし, 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する。</u></p> <p><u>なお, 竜巻, 森林火災及び火山の影響以外の自然現象による安全上重要な施設の同時損傷を想定した場合でも, 崩壊熱除去機能, 水素掃気機能及び高放射</u></p>	<p><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建家は, 森林火災に対し健全性を維持している。</u></p> <p><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の安全上重要な施設は, 森林火災により多重化された安全上重要な設備の同時損傷を想定した場合でも, エンジン付きポンプ, 組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し, 自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u></p> <p>(c) 火 山</p> <p><u>再処理施設の敷地及び敷地周辺で想定される火山の噴火による降下火砕物が発生した場合に対して, 安全上重要な施設の安全機能を維持できるよう廃止措置段階に応じた措置を行う。</u></p> <p>再処理施設への火山影響を評価するため, 再処理施設に影響を及ぼし得る火山の抽出, 設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価及び再処理施設の安全性に影響を与える可能性のある火山事象の検討を行う。</p> <p><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建家は, 降下火砕物に対し健全性を維持している。</u></p> <p><u>ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟では, 降下火砕物対策として外気取込及び循環換気用可搬型ブロワの配備, 換気ライン及びフィルタの配備を行う。また, 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の制御室については, 運転員は常駐しておらず, 事故時では, 他施設から作業員を派遣することで対応が可能である。</u></p> <p><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の安全上重要な施設は, 降下火砕物により多重化された安全上重要な設備の同時損傷を想定した場合でも, エンジン付きポンプ, 組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し, 自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u></p> <p>(d) 竜巻, 森林火災及び火山の影響以外の自然現象</p> <p><u>再処理施設の敷地及び敷地周辺で想定される竜巻, 森林火災及び火山以外の事象により, 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の安全上重要な施設の多重化された安全上重要な設備が同時損傷した場合を想定しても, エンジン付きポンプ, 組立水槽等の事故対処設備を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</u></p>	<p></p> <p>安全対策の具体化</p> <p>安全対策の具体化</p> <p>安全対策の具体化</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

変更箇所を_____で示す。

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p><u>性廃液の漏えい液回収機能を維持できるよう可搬型発電機, 可搬型空気圧縮機, 可搬型給水設備及び可搬型蒸気供給設備を配備している。</u></p> <p>(e) 異種の自然現象の重畳及び自然現象と事故の組合せ 抽出された自然現象については, その特徴から組合せを考慮する。 事故については, 設備や系統における内的な事象を起因とするものに対しては, 外部からの衝撃である自然現象との因果関係が考えられないこと, 及び自然現象の影響と時間的变化による事故への発展が考えられないことから, 自然現象と事故の組合せは考慮しない。</p> <p>② 安全機能を有する施設は, 周辺監視区域に隣接する地域に事業所, 鉄道, 道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において, 事業所における火災又は爆発事故, 危険物を搭載した車両, 船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)により再処理施設の安全性が損なわれないよう, <u>防護措置その他の適切な措置を行うよう検討する。</u></p> <p>なお, 人為事象の抽出は, 国内外の文献等から再処理施設の立地及び周辺環境を踏まえて再処理施設の安全性に影響を与える可能性のある事象を選定する。</p> <p>(a) 外部火災(森林火災を除く。) <u>「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061912 号原子力規制委員会決定)に基づき影響を評価する。</u></p> <p>ここでの外部火災としては, 近隣工場等の火災及び爆発並びに航空機墜落による火災を対象とする。また, これらの火災においては, 核燃料サイクル工学研究所内及びその周辺に存在する屋外の重油タンク等の施設を対象として, 外部火災による影響及び外部火災源としての影響を考慮する。</p> <p><u>安全上重要な施設は, 敷地及び敷地周辺で想定される外部火災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, 外部火災影響評価を踏まえ, 防護措置その他の適切な措置を行うよう検討する。</u></p> <p>なお, <u>外部火災発生時でも消火活動が行えるよう, 核燃料サイクル工学研究所では消防計画に基づき, 自衛消防組織を有している。</u></p> <p>(b) 航空機墜落, 爆発, 外部火災等の火災以外の人為による事象</p>	<p><u>開発棟の建家内に配備し, 自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるように対策を講じる。</u></p> <p>(e) 異種の自然現象の重畳及び自然現象と事故の組合せ 抽出された自然現象については, その特徴から組合せを考慮する。 事故については, 設備や系統における内的な事象を起因とするものに対しては, 外部からの衝撃である自然現象との因果関係が考えられないこと, 及び自然現象の影響と時間的变化による事故への発展が考えられないことから, 自然現象と事故の組合せは考慮しない。</p> <p>② 安全機能を有する施設は, 周辺監視区域に隣接する地域に事業所, 鉄道, 道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において, 事業所における火災又は爆発事故, 危険物を搭載した車両, 船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)により再処理施設の安全性が損なわれないよう, <u>廃止措置段階に応じた措置を行う。</u></p> <p>なお, 人為事象の抽出は, 国内外の文献等から再処理施設の立地及び周辺環境を踏まえて再処理施設の安全性に影響を与える可能性のある事象を選定する。</p> <p>(a) 外部火災(森林火災を除く。)</p> <p>ここでの外部火災としては, 近隣工場等の火災及び爆発並びに航空機墜落による火災を対象とする。また, これらの火災では, 核燃料サイクル工学研究所内及びその周辺に存在する屋外の重油タンク等の施設を対象として, 外部火災による影響及び外部火災源としての影響を考慮する。</p> <p><u>再処理施設の敷地及び敷地周辺で想定される近隣工場等の火災及び爆発並びに航空機墜落による火災により, 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の安全上重要な施設の多重化された安全上重要な設備が同時損傷した場合を想定しても, エンジン付きポンプ, 組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し, 自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるように対策を講じる。</u></p> <p>(b) 航空機墜落, 爆発, 外部火災等の火災以外の人為による事象</p>	<p></p> <p>安全対策の具体化</p> <p>安全対策の具体化</p> <p>記載の適正化</p> <p>安全対策の具体化</p>

変 更 前 令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書	変 更 後	変更理由
<p><u>再処理施設の安全性に影響を与える可能性のある事象として選定された航空機墜落, 爆発, 近隣工場等の火災以外の事象に対しては, 再処理施設の立地及び周辺環境を踏まえて, 安全機能を有する施設の安全機能を損なわないものとし, 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する。</u></p> <p><u>なお, 人為事象による安全上重要な施設の同時損傷を想定した場合でも, 崩壊熱除去機能, 水素掃気機能及び高放射性廃液の漏えい液回収機能を維持できるよう可搬型発電機, 可搬型空気圧縮機, 可搬型給水設備及び可搬型蒸気供給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 6-1-5 に示す。</u></p> <p>③ <u>安全機能を有する施設は, 航空機の墜落により再処理施設の安全性を損なうおそれがある場合において, 防護措置その他の適切な措置を行うよう検討する。</u></p> <p>(a) <u>航空機墜落</u></p> <p><u>航空機墜落については, 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成 21・06・25 原院第 1 号(平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院改正))等に基づき防護設計の要否を判断する。</u></p> <p>7) <u>再処理施設への人の不法な侵入等の防止</u></p> <p><u>再処理施設への人の不法な侵入, 再処理施設に不正に爆発性又は可燃性を有する物件その他人に危害を与え, 又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為を防止するため, 核物質防護対策として, 適切な措置を講じた設計とし, 必要な機材を配備するよう検討する。</u></p> <p><u>再処理施設への人の不法な侵入の防止については, 性能維持施設を含む区域を設定し, その区域を人の容易な侵入を防止できる柵, 鉄筋コンクリート造りの壁などの障壁によって防護し, 巡視等を行うことにより接近管理及び出入管理を行えるよう検討する。</u></p> <p><u>再処理施設に不正に爆発性又は可燃性を有する物件その他人に危害を与え, 又は他の物件を損傷するおそれのある物件が持ち込まれることの防止については, 区域の境界において, 必要な機材等による持込点検を行えるよう検討する。</u></p> <p><u>不正アクセス防止については, 再処理施設の装置の操作に係る情報システムが, 電気通信回線を通じた不正アクセス行為を受けることがないように, 当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する他, 当該情報システムへの施錠管理を行えるよう検討する。</u></p>	<p><u>再処理施設の敷地及び敷地周辺で想定される事象として選定された航空機墜落, 爆発, 近隣工場等の火災以外の事象により, 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の安全上重要な施設の多重化された安全上重要な設備が同時損傷した場合を想定しても, エンジン付きポンプ, 組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し, 自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u></p> <p><u>(削る)</u></p> <p>5) <u>再処理施設への人の不法な侵入等の防止</u></p> <p>① <u>人の不法な侵入の防止</u></p> <p><u>再処理施設のうち, 核燃料物質等を取り扱う建家の外側に周辺防護区域及び立入制限区域を設定し, それぞれの区域境界に十分な高さを有した鋼製の人の不法な侵入が困難な構造のフェンスを設置し出入口を施錠する。</u></p> <p><u>また, 再処理施設への人の立入りは立入制限区域境界に設置した出入管理所の警備員が入域資格を確認した上で立入りさせる。なお, その他の出入口から立ち入りさせる場合は, 警備員により出入管理所における措置と同等の確認を行った上で立ち入りさせる。</u></p> <p>② <u>不正な物件の持込みの防止</u></p> <p><u>再処理施設に不正に爆発性又は可燃性を有する物件その他人に危害を与え, 又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれることがないように, 立入制限区域境界の出入管理所に設置する持込検査装置又は警備員による荷物の外観点検及び開封点検により不正な物件の持込みを防止する。また, 車両についても荷物の点検及び車両点検を行うことにより不正な物件の持込みを防止する。なお, その他の出入口から物件を持ち込む場合は, 警備員による荷物の外観点検及び開封点検により不正な物件の持込みを防止する。</u></p> <p>③ <u>不正アクセスの防止</u></p> <p><u>再処理施設の情報システムは, 核燃料物質等を取り扱う建家のうち, 安全上重</u></p>	<p>安全対策の具体化</p> <p>既往の許認可の管理を継続する</p> <p>番号繰り上げ 安全対策の具体化</p>

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p>8)再処理施設内における溢水による損傷の防止 安全機能を有する施設は、再処理施設内における溢水の発生によりその安全性</p>	<p><u>要な施設の機器・構築物に接続されたシステム, 施設外へのデータ伝送等に係るシステム及び核物質防護システムで構成し, これらのシステムに対する電気通信回線を通じた不正アクセス行為を防止する設計とする。</u></p> <p><u>(a) 外部からの不正アクセスの防止</u> <u>電気通信回線を通じた外部からの不正アクセス行為を受けないよう, 外部と物理的に接続しない設計とする。</u></p> <p><u>(b) 内部からの不正アクセスの防止</u> <u>内部における不正アクセスを防止するため, 対象とする情報システムに関するアクセス管理, 調達管理及び電子媒体管理を行う。</u> <u>アクセス管理については, 当該システムを設置する制御盤の施錠により管理を行う。</u> <u>電子媒体の管理は, 電子媒体によるウイルス感染を防止するため, 使用前にウイルスチェックを行う。</u> <u>また, 電子媒体によりプログラムの変更を実施する場合には, 調達管理として調達プロセスにセキュリティ要件を入れる。</u> <u>なお, 上記の (a) 及び (b) の対策は, 不正アクセスが行われるおそれがある場合又は行われた場合に迅速に対応できるよう情報システムセキュリティに関する計画を定める。</u></p> <p><u>④ 核燃料物質等の不法な移動の防止</u> <u>敷地内の人による核燃料物質等の移動については, 所定の手続に基づき承認を得てから移動を行うことにより, 核燃料物質等の不法な移動を防止する。</u></p> <p><u>⑤ 手順等</u></p> <p><u>(a) 再処理施設のうち核燃料物質等を取り扱う建家に対する人の不法な侵入及び不正な物件の持込みを防止するため, 周辺防護区域及び立入制限区域のフェンス設置, 出入口の施錠管理, 巡視及び出入管理所における人, 荷物及び車両の点検を行うための手順を整備する。出入管理所における点検及び検査に係る業務については, 手順を作成し, それに基づき実施する他, 定期的に教育及び訓練を実施する。</u></p> <p><u>(b) 再処理施設のうち, 周辺防護区域, 立入制限区域境界のフェンス, 出入管理所及び出入管理所の持込検査装置は, 保守及び修理により機能を維持する。</u></p> <p><u>(c) 再処理施設のうち核燃料物質等を取り扱う建家の周辺に設置された立入制限区域の境界及び区域内を定期的に巡視する。</u> <u>上記の対策については, 核物質防護対策の一環として実施する。</u></p> <p>6)再処理施設内における溢水による損傷の防止 再処理施設内で想定される溢水（没水, 被水及び蒸気漏えいによる影響）に対</p>	<p>番号繰り上げ 安全対策の具体化</p>

変 更 前 令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書	変 更 後	変更理由
<p><u>を損なうおそれがある場合において、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討する。</u></p> <p><u>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド(平成 26 年 8 月 6 日原規技発第 1408064 号原子力規制委員会決定)」(以下「内部溢水影響評価ガイド」という。)に基づき影響を評価する。安全上重要な施設は、再処理施設内において想定される溢水に対し、没水、被水及び蒸気漏えいによる影響により、可搬型設備も含めて崩壊熱除去機能、水素掃気機能等の安全機能及びその支援機能を維持する。また、事故対処設備及び屋内のアクセスルートが、溢水による没水により機能を損なうことを防止する設計とすることとし、安全上重要な施設の機能を喪失させるおそれのある配管や事故対応に必要となるアクセスルート上の配管に対して、地震による溢水が生じないように必要に応じサポートを追加敷設する等の具体的な溢水対策の設計を実施するよう検討する。</u></p> <p><u>なお、内部溢水により多重化された安全上重要な施設の同時損傷を想定した場合でも、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 6-1-6 に示す。</u></p> <p>9)再処理施設内における化学薬品の漏えいによる損傷の防止</p> <p><u>安全機能を有する施設は、再処理施設内における化学薬品の漏えいによりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討する。</u></p> <p><u>安全機能を有する施設のうち、安全機能の重要度に応じて機能を確保する観点から、安全上重要な施設は、再処理施設内において想定される化学薬品の漏えいに対し、内部溢水影響評価ガイドに基づき評価を行い、安全機能を損なわないものとするよう検討する。</u></p> <p><u>なお、化学薬品の漏えいにより多重化された安全上重要な施設の同時損傷を想定した場合でも、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 6-1-6 に示す。</u></p> <p>10)材料及び構造</p> <p>① <u>安全機能を有する施設に属する容器及び管並びにこれらを支持する構造物のうち、再処理施設の安全性を確保する上で重要なものの材料及び構造は、設計上要求される強度及び耐食性の確保を検討する。</u></p> <p>② <u>安全機能を有する施設に属する容器及び管のうち、再処理施設の安全性を確保する上で重要なものは、適切な耐圧試験又は漏えい試験を行ったとき、これに耐え、</u></p>	<p><u>し、安全上重要な施設の安全機能を維持できるよう廃止措置段階に応じた措置を行う。</u></p> <p><u>ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の高放射性廃液の崩壊熱除去に係る機器への被水及び没水や屋内のアクセスルートが没水により機能が損なわれることを防止するため、該当する配管の耐震補強を行う。また、消火配管から安全上重要な施設に該当する動力分電盤への被水を防止するため、被水防止板の設置を行う。さらに、蒸気配管から高放射性廃液の崩壊熱除去に係る機器及び事故対処設備の配備区画への蒸気漏えいを防止するため、遮断弁やカバー等を設置する。</u></p> <p><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の安全上重要な施設は、溢水により多重化された安全上重要な設備の同時損傷を想定した場合でも、エンジン付きポンプ、組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し、自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u></p> <p>7)再処理施設内における化学薬品の漏えいによる損傷の防止</p> <p><u>再処理施設内で想定される化学薬品の漏えいに対し、安全上重要な施設の安全機能を維持できるよう廃止措置段階に応じた措置を行う。</u></p> <p><u>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、化学薬品の漏えいにより、高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の安全上重要な施設の多重化された安全上重要な設備が同時損傷した場合を想定しても、エンジン付きポンプ、組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し、自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u></p> <p><u>(削る)</u></p>	<p>番号繰り上げ 安全対策の具体化</p> <p>既往の許認可の管理を継続する</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p><u>かつ、著しい漏えいがないよう検討する。</u></p> <p>11)閉じ込めの機能</p> <p><u>安全機能を有する施設は、次に掲げるところにより、使用済燃料等を限定された区域に閉じ込める機能を保持する設計としている。</u></p> <p>① <u>流体状の使用済燃料等を内包する容器又は管に使用済燃料等を含まない流体を導く管を接続する場合には、既往の許認可のとおり流体状の使用済燃料等が使用済燃料等を含まない流体を導く管に逆流するおそれがない構造としている。</u></p> <p>② <u>セルは、既往の許認可のとおりその内部を常時負圧状態に維持している。</u></p> <p>③ <u>液体状の使用済燃料等を取り扱う設備をその内部に設置するセルは、既往の許認可のとおり当該設備からの当該物質の漏えいを監視し得る構造であり、かつ、当該物質が漏えいした場合にこれを安全に処理し得る構造であるとともに当該物質がセル外に漏えいするおそれがない構造としている。</u></p> <p>④ <u>セル内に設置された流体状の使用済燃料等を内包する設備から、使用済燃料等が当該設備の冷却水、加熱蒸気その他の熱媒中に漏えいするおそれがある場合は、当該熱媒の系統は、必要に応じて、漏えい監視設備を既往の許認可のとおり備えるとともに、汚染した熱媒を安全に処理し得るように設置している。</u></p> <p>⑤ <u>プルトニウム及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質（以下「プルトニウム等」という。）を取り扱うグローブボックスは、既往の許認可のとおりその内部を常時負圧状態に維持し得るものであり、かつ、給気口及び排気口を除き密閉することができる構造としている。</u></p> <p>⑥ <u>液体状のプルトニウム等を取り扱うグローブボックスは、既往の許認可のとおり当該物質がグローブボックス外に漏えいするおそれがない構造としている。</u></p> <p>⑦ <u>密封されていない使用済燃料等を取り扱うフードは、その開口部の風速を適切に維持し得るものとするよう検討する。</u></p> <p>⑧ <u>プルトニウム等を取り扱う室（保管廃棄する室を除く。）及び使用済燃料等による汚染の発生のおそれがある室は、既往の許認可のとおりその内部を負圧状態に維持し得るものとしている。</u></p> <p>⑨ <u>液体状の使用済燃料等を取り扱う設備が設置される施設（液体状の使用済燃料等の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。）は、次に掲げる対策を講じている。</u></p> <p>(a) <u>施設内部の床面及び壁面は、既往の許認可のとおり液体状の使用済燃料等が漏えいし難い構造としている。</u></p> <p>(b) <u>液体状の使用済燃料等を取り扱う設備の周辺部又は施設外に通じる出入口若しくはその周辺部には、既往の許認可のとおり液体状の使用済燃料等が施設外へ漏えいすることを防止するための堰を設置しているか、施設内部の床面が隣接する施設の床面又は地表面より低い場合は、液体状の使用済燃料等が施設外</u></p>	<p style="text-align: center;"><u>(削る)</u></p>	<p>既往の許認可の管理を継続する</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p><u>へ漏えいするおそれがないものとしている。</u></p> <p><u>(c) 工場等の外に排水を排出する排水路に使用済燃料等により汚染された排水を安全に廃棄する設備及び再処理維持基準規則第二十七条第三号に掲げる事項を計測する設備を既往の許認可のとおり設置している。</u></p> <p>12) 遮蔽</p> <p>① <u>安全機能を有する施設は, 既往の許認可のとおり運転時及び停止時において再処理施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の線量が原子力規制委員会の定める線量限度を十分下回る設計としている。</u></p> <p>② <u>工場等における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には, 既往の許認可のとおり放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有する遮蔽設備を設けている。この場合において, 当該遮蔽設備に開口部又は配管その他の貫通部がある場合であって放射線障害を防止するために必要がある場合には, 既往の許認可のとおり放射線の漏えいを防止するための措置を講じている。</u></p> <p>13) 換気</p> <p><u>再処理施設内の使用済燃料等により汚染された空気による放射線障害を防止する必要がある場所には, 次に掲げるところにより換気設備が設けられている。</u></p> <p>① <u>放射線障害を防止するために必要な換気能力を既往の許認可のとおり有している。</u></p> <p>② <u>使用済燃料等により汚染された空気が既往の許認可のとおり逆流するおそれがない構造としている。</u></p> <p>③ <u>ろ過装置を設ける場合にあつては, 既往の許認可のとおりろ過装置の機能が適切に維持し得るものであり, かつ, ろ過装置の使用済燃料等による汚染の除去又はろ過装置の取替えが容易な構造としている。</u></p> <p>④ <u>給気口は, 使用済燃料等により汚染された空気を吸入し難いものとするよう検討する。</u></p> <p>14) 使用済燃料等による汚染の防止</p> <p>① <u>再処理施設のうち人が頻繁に出入りする建家内部の壁, 床その他の部分であつて, 使用済燃料等により汚染されるおそれがあり, かつ, 人が触れるおそれがあるものの表面は, 使用済燃料等による汚染を除去しやすいものとするよう検討する。</u></p> <p>② <u>再処理施設には, 人が触れるおそれがある器材その他の物が使用済燃料等により汚染された場合に当該汚染を除去するための設備を設けるよう検討する。</u></p> <p>15) 安全機能を有する施設</p>	<p><u>(削る)</u></p> <p><u>(削る)</u></p> <p><u>(削る)</u></p> <p>8) 安全機能を有する施設</p>	<p>既往の許認可の管理を継続する</p> <p>既往の許認可の管理を継続する</p> <p>既往の許認可の管理を継続する</p> <p>番号繰り上げ</p>

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p>① <u>安全機能を有する施設は、事故時及び事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、安全機能を発揮することができる設計とするよう検討する。</u></p> <p>② <u>安全機能を有する施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、可搬型設備も含めて再処理施設の運転中又は停止中に検査又は試験ができるよう検討する。</u></p> <p>③ <u>安全機能を有する施設は、その安全機能を維持するため、適切な保守及び修理ができるよう検討する。</u></p> <p>④ <u>安全機能を有する施設に属する設備であって、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、再処理施設の安全性を損なうことが想定されるものは、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討する。</u></p> <p>⑤ <u>安全機能を有する施設は、二以上の原子力施設と共用する場合において、再処理施設の安全性が損なわれないよう検討する。</u></p> <p>16)安全上重要な施設 <u>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。</u> <u>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、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> <u>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。</u> <u>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。</u></p>	<p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p><u>安全機能を有する施設のうち、安全機能の重要度に応じて機能を確保する観点から、安全上重要な施設は、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物による損傷に対し、安全上重要な施設の安全機能を維持できるよう廃止措置段階に応じた措置を行う。</u> <u>飛散物により、高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の安全上重要な施設の多重化された安全上重要な設備が同時損傷した場合を想定しても、エンジン付きポンプ、組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し、自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u></p> <p>(削る)</p> <p>9)安全上重要な施設 <u>非常用電源設備は、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で、動的機器の単一故障が発生した場合でも、安全上重要な施設の安全機能を維持できるよう廃止措置段階に応じた措置を行う。</u> <u>安全上重要な施設については、事業指定基準規則の解釈を踏まえて設定した。選定結果の詳細を別添 6-1-2 に示す。</u></p> <p><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の安全上重要な施設の多重化された安全上重要な設備が同時損傷した場合を想定しても、エンジン付きポンプ、組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し、自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u></p>	<p>既往の許認可の管理を継続する</p> <p>番号削除 安全対策の具体化</p> <p>既往の許認可の管理を継続する</p> <p>番号繰り上げ 安全対策の具体化</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>17) 搬送設備</p> <p><u>使用済燃料等を搬送する設備（人の安全に著しい支障を及ぼすおそれがないものを除く。）は、次に掲げるとおりとする。</u></p> <p>① <u>通常搬送する必要がある使用済燃料等を搬送する能力を有するものとするよう検討する。</u></p> <p>② <u>搬送中の使用済燃料が破損するおそれがないよう検討する。</u></p> <p>③ <u>使用済燃料等を搬送するための動力の供給が停止した場合に、使用済燃料等を安全に保持するものとするよう検討する。</u></p>	<p style="text-align: center;">(削る)</p>	<p>既往の許認可の管理を継続する</p>
<p>18) 安全避難通路等</p> <p>① <u>その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路を設けるよう検討する。</u></p> <p>② <u>照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明を既往の許認可のとおり設けている。</u></p> <p>③ <u>事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を設けるよう検討する。</u></p>	<p style="text-align: center;">(削る)</p>	<p>既往のの管理を継続する</p>
<p>19) 使用済燃料の貯蔵施設等</p> <p>① <u>使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設は、次に掲げる構造としている。</u></p> <p>(a) <u>使用済燃料の崩壊熱を既往の許認可のとおり安全に除去し得る構造としている。なお、再処理施設は、今後新たに使用済燃料を受け入れることはないこと及び現有の使用済燃料は十分冷却されていることから、プール水が全喪失したとしても燃料が溶融するような温度上昇に至ることはなく臨界のおそれもない。プール水全喪失時の影響評価を別添 6-1-8 に示す。</u></p> <p>(b) <u>使用済燃料を受け入れ、又は貯蔵する水槽は、既往の許認可のとおり次に掲げる構造としている。</u></p> <p>a) <u>水があふれ、又は漏えいするおそれがない構造としている。</u></p> <p>b) <u>使用済燃料貯蔵プールには、浄化装置を設けている。</u></p> <p>c) <u>液位計にて水の漏えいを含めた水槽の液位低下を確認できる設計としている。</u></p> <p>② <u>プルトニウムの製品貯蔵施設及びウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末を貯蔵する粉末貯蔵室については、搬出するまでの期間、製品の崩壊熱を安全に除去できるよう検討する。</u></p>	<p style="text-align: center;">(削る)</p>	<p>既往の許認可の管理を継続する</p>
<p>20) 計測制御系統施設</p> <p>① <u>再処理施設には、次に掲げる事項その他必要な事項を計測し、制御する設備を設</u></p>	<p style="text-align: center;">(削る)</p>	<p>既往の許認可の管理を継続する</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p><u>けるよう検討する。この場合において、当該事項を計測する設備については、直接計測することが困難な場合は間接的に計測する設備をもって替えることとする。</u></p> <p><u>(a) ウランの精製施設に供給される溶液中のプルトニウムの濃度</u></p> <p><u>(b) 濃縮ウラン溶解槽内の温度</u></p> <p><u>(c) 蒸発缶内の温度及び圧力</u></p> <p><u>(d) 高放射性廃液を保有する貯槽の冷却水流量及び温度</u></p> <p><u>② 再処理施設には、その設備の機能の喪失、誤操作その他の要因により再処理施設の安全性を著しく損なうおそれが生じたとき、再処理維持基準規則第二十七条第二号の放射性物質の濃度若しくは同条第四号の外部放射線に係る原子力規制委員会の定める線量当量が著しく上昇したとき又は液体状の放射性廃棄物の廃棄施設から液体状の放射性物質が著しく漏えいするおそれが生じたときに、これらを確実に検知して速やかに警報する設備を設けるよう検討する。</u></p> <p><u>21)安全保護回路</u></p> <p><u>再処理施設は特定廃液及び回収可能核燃料物質を有しており、廃液の処理や核燃料物質回収作業の方法及び時期等に合わせ、安全保護回路を設定した上で以下のとおり適切な措置を行うよう検討する。</u></p> <p><u>① 再処理施設には、安全保護回路を設ける。</u></p> <p><u>② 安全保護回路は、次に掲げるものとする。</u></p> <p><u>(a) 事故が発生した場合において、これらの異常な状態を検知し、これらの核的、熱的及び化学的制限値を超えないようにするための設備の作動を速やかに、かつ、自動的に開始させる設計とする。</u></p> <p><u>(b) 火災、爆発その他の再処理施設の安全性を著しく損なうおそれが生じたときに、これらを抑制し、又は防止するための設備（上記(a)を除く。）の作動を速やかに、かつ、自動的に開始させる設計とする。</u></p> <p><u>(c) 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。</u></p> <p><u>(d) 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、再処理施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、再処理施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。</u></p> <p><u>(e) 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置を講ずる。</u></p> <p><u>(f) 計測制御系の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を</u></p>	<p style="text-align: center;"><u>(削る)</u></p>	<p>既往の許認可の管理を継続する</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p style="text-align: center;"><u>失わないよう、計測制御系から機能的に分離されたものとする。</u></p> <p><u>22) 制御室等</u></p> <p>① <u>再処理施設には、主要な建家に制御室を既往の許認可のとおり設けている。</u></p> <p>② <u>制御室は、当該制御室において制御する工程の設備の運転状態を表示する装置、当該工程の安全性を確保するための設備を操作する装置、当該工程の異常を表示する警報装置その他の当該工程の安全性を確保するための主要な装置を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう検討する。</u></p> <p>③ <u>制御室には、再処理施設の外部の状況を把握するための装置を設けるよう検討する。</u> <u>なお、再処理施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できるよう分離精製工場 (MP) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) 開発棟に再処理施設の外部の状況を把握するための装置を設けており、それぞれの建家の制御室にて監視できるものとしている。</u></p> <p>④ <u>分離施設、精製施設その他必要な施設には、再処理施設の健全性を確保するために必要な温度、圧力、流量その他の再処理施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視するための設備及び再処理施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるよう検討する。</u></p> <p>⑤ <u>事故対策を行う制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が制御室に出入りするための区域には、事故が発生した場合に再処理施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び制御室外の火災又は爆発により発生する有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の当該従事者を<u>適切に防護</u>するよう検討する。</u></p> <p style="text-align: center;">なお、分離精製工場 (MP) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) 開発棟の制御室には、換気循環設備を設けている。</p> <p><u>23) 廃棄施設</u> <u>放射性廃棄物を廃棄する設備（放射性廃棄物を保管廃棄する設備を除く。）は、</u></p>	<p><u>10) 制御室等</u></p> <p style="text-align: center;"><u>(削る)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>(削る)</u></p> <p>① <u>再処理施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できるよう分離精製工場 (MP) 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再処理施設の外部の状況を把握するための装置を設けており、それぞれの建家の制御室にて監視できる。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>(削る)</u></p> <p>② <u>事故対策を行う制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が制御室に出入りするための区域には、事故が発生した場合に再処理施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び制御室外の火災又は爆発により発生する有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の当該従事者を<u>適切に防護</u>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では、外気取込及び循環換気用可搬型ブロワの配備、換気ラインの整備を行うとともにフィルタの配備を行う。</u> <u>高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の制御室については、運転員は常駐しておらず、事故時では、事象進展が緩慢なことから、他施設から作業員を派遣することで対応が可能である。</u> <u>なお、分離精製工場 (MP) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の制御室には、換気循環設備を設けている。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>(削る)</u></p>	<p>番号繰り上げ 既往の許認可の管理を継続する</p> <p>番号繰り上げ 安全対策の具体化 記載の適正化</p> <p>既往の管理を継続する</p> <p>番号繰り上げ 安全対策の具体化</p> <p>記載の適正化</p> <p>既往の許認可の管理を継続する</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>26)保安電源設備</p> <p>① 再処理施設には、外部電源系統からの電気の供給が停止した場合において、再処理施設の安全性を確保するために必要な設備の機能を維持するために、既往の許認可のとおり内燃機関を原動力とする非常用電源設備を設けている。</p> <p>② 再処理施設の安全性を確保するために特に必要な設備には、無停電電源装置を既往の許認可のとおり設けている。</p> <p>③ 保安電源設備は、外部電源系統及び非常用電源設備から再処理施設の安全性を確保するために必要な設備への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するために必要な措置を既往の許認可のとおり講じている。</p> <p>④ 再処理施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、当該再処理施設において既往の許認可のとおり受電可能なものであり、かつ、それにより当該再処理施設を電力系統に連系する構造としている。</p> <p>⑤ 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、事故時において安全上重要な施設及び事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものとするよう検討する。</p> <p>なお、地震、津波、外部からの衝撃等に対して、電源供給機能を維持できない場合でも、崩壊熱除去機能、水素掃気機能等の安全機能を維持できるよう可搬型発電機を配備している。</p> <p>27)緊急時対策所</p> <p>工場等には、事故が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を制御室以外の場所に設けるよう検討する。</p> <p>28)通信連絡設備</p> <p>① 工場等には、事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を設けるよう検討する。</p> <p>② 工場等には、事故が発生した場合において再処理施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けるよう検討する。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-9 に示す。</p> <p>29)火災等による損傷の防止</p>	<p>11)保安電源設備</p> <p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p>事故時において事故対処設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。</p> <p>貯蔵中の高放射性廃液は発熱密度が低く、事故対処設備としてエンジン付きポンプ等の小型軽量設備の給水能力で対応可能であり、7 日間の燃料はドラム缶貯蔵等により対応が可能である。</p> <p>(削る)</p> <p>12)通信連絡設備</p> <p>① 工場等には、事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を設けている。</p> <p>② 工場等には、事故が発生した場合において再処理施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設ける。</p> <p>自然災害等により、有線によるモニタリングポスト及びステーションの線量率データ伝送が停止した場合に備え、衛星回線によるデータ伝送手段を確保するための通信設備を設置する。また、緊急時対策支援システム (ERSS) へのデータ送信設備の整備を実施する。</p> <p>13)重大事故等対処施設</p>	<p>番号繰り上げ 既往の許認可の管理を継続する</p> <p>番号削除 安全対策の具体化</p> <p>既往のの管理を継続する</p> <p>番号繰り上げ 安全対策の具体化 安全対策の具体化</p> <p>番号繰り上げ</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>① 事故対処施設は、火災又は爆発の影響を受けることにより重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがある場合において、既存の消火設備及び警報設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討する。</p> <p>② 上記①の消火設備及び警報設備は、その故障、損壊又は異常な作動により重大事故等に対処するために必要な機能に著しい支障を及ぼすおそれがないものとする。</p> <p>③ 事故対処施設であって、火災又は爆発により損傷を受けるおそれがあるものは、可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用するとともに、「2) 火災等による損傷の防止」と同様に必要に応じて防火壁の設置その他の適切な防護措置を行うよう検討する。</p> <p>なお、内部火災による多重化された安全上重要な施設の同時損傷を想定した場合でも、崩壊熱除去機能、水素掃気機能及び高放射性廃液の漏えい液回収機能を維持できるよう可搬型発電機、可搬型空気圧縮機、可搬型給水設備及び可搬型蒸気供給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 6-1-10 に示す。</p> <p>④ 事故対処施設は、火災又は爆発によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、次に掲げるとおりとする。</p> <p>(a) 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講じるものとするよう検討する。</p> <p>(b) 避雷設備については各建家及び排気筒に建築基準法、消防法等に基づき避雷針を設置するよう検討する。その他の自然現象による火災発生を防止するための対策を検討している。</p> <p>30) 事故対処施設の地盤</p> <p>事故対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設置するよう検討する。</p> <p>① 事故対処設備のうち常設のもの（事故対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型事故対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型事故対処設備と接続するために必要な再処理施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設事故対処設備」という。）であつて、耐震重要施設に属する事故に対処するための設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要事故対処設備」という。）が設置される事故対処施設</p> <p>基準地震動による地震力が作用した場合においても当該事故対処施設を十分に支持することができる地盤とする。</p>	<p>① 火災等による損傷の防止</p> <p>事故対処施設は、火災又は爆発の影響を受けることにより重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、火災等による影響を受けない場所へ分散配備する。</p> <p>(削る)</p>	<p>番号の見直し 安全対策の具体化</p> <p>既往の許認可の管理を継続する</p> <p>申請対象の一部削除</p>

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p>② 常設耐震重要事故対処設備以外の常設事故対処設備が設置される事故対処施設 事業指定基準規則第七条第二項 の規定により算定する地震力が作用した場合 においても当該事故対処施設を十分に支持することができる地盤とする。</p> <p>「3) 安全機能を有する施設の地盤」と同様に安全対策を行うよう検討する。</p> <p>31)地震による損傷の防止</p> <p>① 事故対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定めるものとする よう検討する。</p> <p>(a) 常設耐震重要事故対処設備が設置される事故対処施設 基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能 が損なわれるおそれがないものとする。</p> <p>(b) 常設耐震重要事故対処設備以外の常設事故対処設備が設置される事故対処 施設 事業指定基準規則第七条第二項 の規定により算定する地震力に十分に耐 えるものとする。</p> <p>② 上記(a)の事故対処施設は、事業指定基準規則第七条第三項 の地震により生ずる 斜面の崩壊によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそ れがないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられたものとする。</p> <p>「4) 地震による損傷の防止」と同様に安全対策を行うよう検討する。</p> <p>なお、上記①、②に対しては、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 6-1-3 に示す。</p> <p>32)津波による損傷の防止</p> <p>事故対処施設は、基準津波によりその重大事故等に対処するために必要な機能が 損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられたものとし るよう検討する。</p> <p>「5) 津波による損傷の防止」と同様に安全対策を行うよう検討する。</p> <p>なお、基準津波の襲来により電源供給機能を維持できない場合でも崩壊熱除去機 能、水素掃気機能等の安全機能を維持できるよう可搬型発電機を T.P.+約 18 m の地 点に配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-4 に示す。</p>	<p>② 地震による損傷の防止</p> <p>(a) 常設耐震重要事故対処設備が設置される事故対処施設は、基準地震動による 地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれ がないものとする。</p> <p>(b) 上記の事故対処施設は、「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。)第七条第三項 の地震により生ずる 斜面の崩壊によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれる おそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じる。</p> <p>なお、上記に対しては、崩壊熱除去機能を維持できるようエンジン付きポンプ、 組立水槽等の事故対処設備を分散配備する。</p> <p>③ 津波による損傷の防止</p> <p>基準津波による建家の浸水に対して、事故対処を適切に行う。</p> <p>高放射性廃液貯蔵場(HAW)では、建家シャッター開口部より浸水する可能性がある ものの、事故対処設備は建家内の浸水のおそれのない場所に配備し、対処可能 である。</p> <p>ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟では、建家は基準津波に対 して健全性を維持している。</p> <p>基準津波の襲来により電源供給機能を維持できない場合でも崩壊熱除去機能を 維持できるよう移動式発電機を T.P.+約 18 m の地点に配備し、電源ケーブルから 電源盤への繋ぎ込みにより安全機能の回復を行う。さらに、移動式発電機からの 給電ができない場合でも、可搬型発電機により崩壊熱除去機能の安全機能を維持</p>	<p>番号の見直し 安全対策の具体化</p> <p>番号の見直し</p> <p>記載の適正化</p> <p>番号の見直し 記載の適正化 安全対策の具体化</p> <p>安全対策の具体化</p> <p>番号の見直し 安全対策の具体化</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>33) 事故対処設備</p> <p><u>重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討する。</u></p> <p>① 事故対処設備は、次に掲げる設計とする。</p> <p>(a) 想定される重大事故等の収束に必要な個数及び容量を有する設計とする。</p> <p>(b) 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。</p> <p>(c) 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。</p> <p>(d) 健全性及び能力を確認するため、再処理施設の運転中又は停止中に検査又は試験ができる設計とする。</p> <p>(e) 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備える設計とする。</p> <p>(f) 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(g) 想定される重大事故等が発生した場合において事故対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずる設計とする。</p> <p>② 常設事故対処設備は、上記①に掲げるもののほか、<u>共通要因によって事故に対処するための設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置が講じられたものとする。</u></p> <p>③ 可搬型事故対処設備に関しては、上記①によるほか、次に掲げるところによるものとする。</p> <p>(a) 常設設備（再処理施設と接続されている設備又は短時間に再処理施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講ずる設計とする。</p> <p>(b) 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型事故対処設備（再処理施設の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。</p>	<p><u>できるようエンジン付きポンプ、組立水槽等の事故対処設備を配備する。</u></p> <p>④ 事故対処設備</p> <p><u>選定した「使用済燃料から分離されたものであつ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で発生する蒸発乾固」に対処する事故対処設備は、以下のとおりとする。</u></p> <p>(a) 事故対処設備は、次に掲げる設計とする。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束に必要な個数及び容量を有する設計とする。</p> <p>b) 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件で、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。</p> <p>c) 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。</p> <p>d) 健全性及び能力を確認するため、再処理施設の運転中又は停止中に検査又は試験ができる設計とする。</p> <p>e) 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備える設計とする。</p> <p>f) 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>g) 想定される重大事故等が発生した場合において事故対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じる。</p> <p>(b) 常設事故対処設備は、上記(a)に掲げるもののほか、<u>想定される事故の条件下においてその機能が損なわれるおそれがない設計とする。</u></p> <p>(c) 可搬型事故対処設備に関しては、上記(a)によるほか、次に掲げるところによる。</p> <p>a) 常設設備（再処理施設と接続されている設備又は短時間に再処理施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じる。</p> <p>b) 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型事故対処設備（再処理施設の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける。</p>	<p>番号の見直し 安全対策の具体化</p> <p>番号の見直し 番号の見直し 番号の見直し 記載の適正化</p> <p>番号の見直し</p> <p>番号の見直し</p> <p>番号の見直し</p> <p>番号の見直し 番号の見直し</p> <p>記載の適正化 番号の見直し 記載の適正化</p> <p>番号の見直し 記載の適正化 番号の見直し</p> <p>記載の適正化 番号の見直し</p> <p>記載の適正化</p>

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p>(c) 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型事故対処設備を設置場所に据え付け, 及び常設設備と接続することができるよう, 線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずる設計とする。</p> <p>(d) 地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 事故に対処するための設備及び事故対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設事故対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。</p> <p>(e) 想定される重大事故等が発生した場合において, 可搬型事故対処設備を運搬し, 又は他の設備の被害状況を把握するため, 工場等内の道路及び通路が確保できるよう, 適切な措置を講ずる設計とする。</p> <p>(f) 共通要因によって, 事故に対処するための設備の安全機能又は常設事故対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講ずる設計とする。</p> <p>34) 材料及び構造</p> <p>① 事故対処設備に属する容器及び管並びにこれらを支持する構造物のうち, 再処理施設の安全性を確保する上で重要なものの材料及び構造は, 設計上要求される強度及び耐食性の確保を検討する。</p> <p>② 事故対処設備に属する容器及び管のうち, 再処理施設の安全性を確保する上で重要なものは, 適切な耐圧試験又は漏えい試験を行ったとき, これに耐え, かつ, 著しい漏えいがないよう検討する。</p> <p>35) 臨界事故の拡大を防止するための設備</p> <p>セル内において核燃料物質が臨界に達することを防止するための機能を有する施設には, 再処理規則第一条の三第一号 に規定する重大事故の拡大を防止するために必要な事故対処設備を設けるものとし, 重大事故を選定し, 既に配備している設備の有効性を確認した上で, 必要に応じて追加の安全対策を検討する。</p> <p>なお, 分離精製工場 (MP) 及びプルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) において核燃料物質を含む溶液の誤移送等による臨界事故が発生した場合でも, 液移送により未臨界状態にすることができるとともに, 配備している硝酸ガドリニウムの供給により未臨界状態を維持することができる。</p> <p>36) 冷却機能の喪失による蒸発乾固に対処するための設備</p>	<p>c) 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型事故対処設備を設置場所に据え付け, 及び常設設備と接続することができるよう, 線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずる。</p> <p>d) 地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 事故に対処するための設備及び事故対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設事故対処設備と異なる保管場所に保管する。</p> <p>e) 想定される重大事故等が発生した場合において, 可搬型事故対処設備を運搬し, 又は他の設備の被害状況を把握するため, 工場等内の道路及び通路が確保できるよう, 不整地走行車両等の配備を含め適切な措置を講ずる。</p> <p>f) 共通要因によって, 事故に対処するための設備の安全機能又は常設事故対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能と同時に可搬型事故対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講ずる。</p> <p>⑤ 材料及び構造</p> <p>事故対処設備については以下を考慮する。</p> <p>(a) 事故対処設備に属する容器及び管並びにこれらを支持する構造物のうち, 再処理施設の安全性を確保する上で重要なものの材料及び構造は, 設計上要求される強度及び耐食性を確保する。</p> <p>(b) 事故対処設備に属する容器及び管のうち, 再処理施設の安全性を確保する上で重要なものは, 適切な耐圧試験又は漏えい試験を行ったとき, これに耐え, かつ, 著しい漏えいがないものとする。</p> <p>(削る)</p> <p>⑥ 冷却機能の喪失による蒸発乾固に対処するための設備</p>	<p>番号の見直し</p> <p>記載の適正化 番号の見直し</p> <p>記載の適正化</p> <p>番号の見直し</p> <p>記載の適正化 番号の見直し</p> <p>記載の適正化</p> <p>番号の見直し 記載の適正化</p> <p>番号の見直し</p> <p>安全対策の具体化 番号の見直し</p> <p>安全対策の具体化</p> <p>事故対処不要</p> <p>番号の見直し</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p><u>セル内において使用済燃料から分離された物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を有する施設には、再処理規則第一条の三第二号に規定する重大事故の発生又は拡大を防止するために必要な事故対処設備を設けるものとし、重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討する。</u></p> <p><u>なお、崩壊熱除去機能を維持できるよう可搬型発電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 6-1-11 に示す。</u></p>	<p><u>選定した「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で発生する蒸発乾固」に対し、発生防止策、拡大防止策及び影響緩和策を講じる。</u></p> <p><u>崩壊熱除去機能が喪失した状態において、蒸発乾固の発生を未然に防止するために必要な設備(以下「発生防止設備」とする。)を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の建家内に保管する。崩壊熱除去機能が喪失した場合において、保管してあるホース等を用いて、高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の冷却コイルに注水することにより、蒸発乾固の発生を防止する。</u></p> <p><u>発生防止対策が機能せず、高放射性廃液を内蔵する貯槽が沸騰した場合又は、そのおそれがある場合に備え、放射性物質の放出を抑制し、及び蒸発乾固の進行を緩和するために必要な設備(以下「拡大防止設備」という。)を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の建家内に保管する。拡大防止設備は、発生防止設備が機能しなかった場合において、ホース等を用いて沸騰した機器の内部に直接注水することにより、蒸発乾固への進展を緩和し、放射性物質の放出を抑制する。</u></p> <p><u>高放射性廃液貯蔵場(HAW)では、重大事故等の発生防止対策及び拡大防止対策が機能しなかった場合、影響緩和設備として、緊急放出系からの排気を行う。緊急放出系は、沸騰により放射性エアロゾルが発生した場合に、大量の蒸気発生により換気が不十分となった状態で、水封槽を通過した放射性物質が高性能粒子フィルタを経由して主排気筒へ放出させることで影響を緩和する。</u></p> <p><u>ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟では、重大事故等の発生防止対策又は拡大防止対策が機能しなかった場合、高放射性廃液の沸騰に伴い放射性物質を含んだ蒸気を固化セル内の槽類換気系のインテーク弁を開放することにより、固化セル内に導出する。また、固化セル内に導出した蒸気は既設の圧力放出系から高性能粒子フィルタを経由して放出することで影響を緩和する。</u></p>	<p>安全対策の具体化</p>
<p><u>37)放射線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</u></p> <p><u>セル内において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を有する施設には、再処理規則第一条の三第三号に規定する重大事故の発生又は拡大を防止するために必要な事故対処設備を設けるものとし、重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討する。</u></p> <p><u>なお、水素掃気機能を維持できるよう可搬型発電機及び可搬型空気圧縮機を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-11 に示す。</u></p>	<p><u>(削る)</u></p>	<p>事故対処不要</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>38)有機溶媒等による火災又は爆発に対処するための設備</p> <p><u>セル内において有機溶媒その他の物質を内包する施設には、再処理規則第一条の三第四号 に規定する重大事故の発生又は拡大を防止するために必要な事故対処設備を設けるものとし、重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討する。</u></p> <p><u>なお、消火のためにセル内への水噴霧設備等を設置しており、さらに、溶媒が漏えいした場合にも、漏えい液回収を行えるよう可搬型蒸気供給設備を配備している。</u></p>	<p style="text-align: center;">(削る)</p>	<p>事故対処不要</p>
<p>39)使用済燃料貯蔵プール等の冷却等のための設備</p> <p><u>再処理施設には、使用済燃料貯蔵プール等の冷却機能又は水の供給機能が喪失し、又は水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵プール等の水位が低下した場合において使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けるものとし、重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討する。</u></p> <p><u>なお、再処理施設は、今後新たに使用済燃料を受け入れることはないこと及び現有の使用済燃料は十分冷却されていることから、プール水が全喪失したとしても燃料が溶融するような温度上昇に至ることはなく臨界のおそれもない。プール水全喪失時の影響評価を別添 6-1-8 に示す。また、使用済燃料貯蔵プール等の水位が低下した場合においても給水できるよう可搬型給水設備を配備している。</u></p>	<p style="text-align: center;">(削る)</p>	<p>事故対処不要</p>
<p>40)放射性物質の漏えいに対処するための設備</p> <p><u>セル内又は建家内（セル内を除く。）において系統又は機器からの放射性物質の漏えいを防止するための機能を有する施設には、必要に応じ、再処理規則第一条の三第六号 に規定する重大事故の発生又は拡大を防止するために必要な事故対処設備（建家内において系統又は機器からの放射性物質の漏えいを防止するための機能を有する施設にあっては、第三号を除く。）を設けるものとし、重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討する。</u></p> <p><u>なお、漏えい事象が発生した場合においても、漏えい液を回収できるよう可搬型蒸気供給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。</u></p>	<p style="text-align: center;">(削る)</p>	<p>事故対処不要</p>
<p>41)工場等外への放射性物質等の放出を抑制するための設備</p> <p><u>再処理施設には、重大事故が発生した場合において工場等外への放射性物質及び放射線の放出を抑制するために必要な設備を設けるものとし、重大事故を選定した</u></p>	<p>⑦ 工場等外への放射性物質等の放出を抑制するための設備 <u>重大事故等が発生した場合において工場等外への放射性物質の放出を抑制するために必要な設備を設ける。</u></p>	<p>番号の見直し 安全対策の具体化</p>

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p><u>上で, 必要な安全対策を検討する。</u></p> <p><u>なお, 気体状の放射性物質が工場等外へ放出するおそれが発生した場合には, 工場等外への放射性物質等の放出の抑制できるよう可搬型給水設備を配備している。</u></p> <p>42) 重大事故等への対処に必要な水の供給設備 <u>重大事故等への対処に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて, 再処理施設には, 事故対処設備に対して重大事故等への対処に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けることとし, 重大事故を選定した上で, 必要な安全対策を検討する。</u> <u>なお, 再処理施設の浄水貯槽が使用できない場合には, 研究所内の浄水貯槽等を利用することが可能である。</u></p> <p>43) 電源設備 <u>再処理施設には, 事故に対処するための設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において当該重大事故等に対処するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けることとし, 重大事故を選定した上で, 必要な安全対策を検討する。</u> <u>なお, 崩壊熱除去機能, 水素掃気機能等を維持できるよう可搬型発電機を配備している。</u></p> <p>44) 計装設備 <u>再処理施設には, 重大事故が発生した場合において事故対応のために必要なパラメータを計測するものとし, 重大事故を選定した上で, 必要な安全対策を検討する。</u> ① <u>再処理施設には, 重大事故等が発生し, 計測機器 (非常用のものを含む。) の直流電源の喪失その他故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける設計とする。</u> ② <u>再処理施設には, 再処理施設への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合においても必要な情報を把握できる設備を設ける設計とする。</u> ③ <u>上記②の設備は, 共通要因によって制御室と同時にその機能が損なわれないものとする。</u> <u>なお, 上記①, ②及び③に対して高放射性廃液貯槽の液位, 密度及び温度等の計測を継続できるよう可搬型発電機及び可搬型空気圧縮機を配備しており, さらに, 可搬型計測設備も配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-12 に示す。</u></p>	<p><u>気体状の放射性物質が工場等外へ放出するおそれが発生した場合には, 配備する送水ポンプ, 放水銃等により工場等外への放出を抑制する。</u></p> <p><u>液体状の放射性物質が工場等外へ放出するおそれが発生した場合には, 配備するゼオライト土嚢により海洋への流出を抑制する。</u></p> <p>⑧ 重大事故等への対処に必要な水の供給設備 <u>重大事故等への対処に必要な水の供給設備を設ける。</u> <u>なお, 核燃料サイクル工学研究所内には工業用水受水槽 (5000 m³) を設けており, さらに再処理施設内には再処理貯水槽 (2400 m³) を 2 基設けていることから, 当該設備を活用する。当該設備が使用不可能な状態の場合には, 新川等の自然水利を活用する。</u></p> <p>⑨ 電源設備 <u>非常用電源設備からの電源供給機能を維持できない場合は, エンジン付きポンプ, 組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し, 自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u></p> <p>⑩ 計装設備 <u>計装設備は, 重大事故に至るおそれがある場合, 又は重大事故が発生した場合において事故対応のために必要なパラメータを計測する。</u> <u>既設の制御盤の機能喪失により事故対処に必要なパラメータ (液位, 温度等) が確認できなくなった場合には, 事故対処設備である可搬型設備 (パーシット, データロガー等) により当該機能を回復できるようにする。</u></p>	<p>番号の見直し 安全対策の具体化</p> <p>番号の見直し 安全対策の具体化</p> <p>番号の見直し 安全対策の具体化</p>

変 更 前 令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書	変 更 後	変更理由
<p>45)制御室</p> <p><u>再処理維持基準規則 第二十四条第一項の規定により設置される制御室には、「22)制御室等」と同様に重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けるものとするよう検討する。</u></p> <p><u>なお、分離精製工場(MP)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟の制御室には、事故時対応を行えるよう換気循環設備を設けており、さらに必要な防護具を配備している。高放射性廃液貯蔵場(HAW)に対する検討中の安全対策の例を別添 6-1-13 に示す。</u></p> <p>46)監視測定設備</p> <p>① <u>再処理施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、当該再処理施設から放出される放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設ける設計とする。</u></p> <p>② <u>再処理施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設ける設計とする。</u></p> <p><u>上記①、②について、重大事故を選定した上で、必要な安全対策を検討する。</u></p>	<p>⑪ 制御室</p> <p><u>ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の制御室については、施設外からの有毒ガスの流入を防止する遮断弁、必要時に外気を取込み可能な系統の設置、可搬型空調設備等の配備を行うことにより制御室の居住性を確保する。また、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の制御室については、運転員は常駐しておらず、事故時では、他施設から作業員を派遣することで対応が可能である。</u></p> <p><u>なお、分離精製工場(MP)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の制御室には、事故時対応を行えるよう換気循環設備を設けており、さらに必要な防護具を配備している。</u></p> <p>⑫ 監視測定設備</p> <p>(a) <u>再処理施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、当該再処理施設から放出される放射性物質の濃度及び線量を監視し、測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設ける。</u></p> <p><u>既設の高放射性廃液貯蔵場(HAW)中間排気モニタ及び第二付属排気筒排気モニタの機能が喪失した場合に、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からの放出放射能を監視するための可搬型モニタリング設備を配備する。</u></p> <p><u>また、重大事故時等における、環境放射線モニタリング（線量率測定）を行うための可搬型モニタリング設備を整備する。</u></p> <p>(b) <u>再処理施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けている。</u></p> <p><u>また、これらの設備が重大事故時等に使用できない場合の備えとして、環境放射線モニタリング（気象観測）を行うための可搬型気象観測設備を整備する。</u></p>	<p>番号の見直し 安全対策の具体化</p> <p>番号の見直し 安全対策の具体化</p>
<p>47)緊急時対策所</p> <p>① <u>再処理維持基準規則 第二十九条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう新規施設の建設の可否を含めて緊急時対策所の在り方について検討する。</u></p> <p>(a) <u>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずる。</u></p>	<p>⑬ 緊急時対策所</p> <p><u>重大事故等が発生した場合において、当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じる。</u></p> <p><u>既設及び代替の緊急時対策所を使用するものとし、さらに可搬型設備として、衛星通信等の多様性のある通信手段を備えた情報通信車、非常用電源車、資機材運搬車等を配備している。</u></p> <p><u>地震等により既設及び代替の緊急時対策所が使用不可となった状態で、重大事</u></p>	<p>番号の見直し 安全対策の具体化</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>(b) <u>重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう, 重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設ける。</u></p> <p>(c) <u>再処理施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設ける。</u></p> <p>② <u>緊急時対策所は, 重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置が講じられるよう検討する。</u></p> <p>48)通信連絡を行うために必要な設備 再処理施設には, 重大事故等が発生した場合において当該再処理施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けるものとし, 重大事故を選定した上で, 必要な安全対策を検討する。 <u>なお, 緊急時対策所等への通信連絡が行えるよう衛星電話, 無線機等を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-9 に示す。</u></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 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 難しい特別の事情 <u>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を踏まえた安全対策を実施できない場合については, より難しい特別な事情を順次明確にした上で, 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。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。</u></p>	<p><u>故等が発生した場合においても, 情報通信車において多様化(携帯電話, 衛星電話等)された通信設備を複数有しており, 事故時の指揮を含め緊急時対策所としての機能を本車で確保できている。</u></p> <p><u>(削る)</u></p> <p>⑭ 通信連絡を行うために必要な設備 再処理施設には, 重大事故等が発生した場合において当該再処理施設の内外との通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備として, <u>衛星電話, MCA無線機等を配備する。</u></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 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 難しい特別の事情 <u>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きた。再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の実施範囲及び実施内容を整理し, 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を整理した。</u> <u>特定廃液の処理等を推進することにより重大事故等の要因となるリスクを減少させることを最優先とし, その過程で残存するリスクの大きさ, 期間に対して有効な安全対策を講じる。</u> <u>再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の実施に際しては, ガラス固化処理の取組が進むことでリスクが低減されることから, 重大事故等の対処設備に対して安全上重要な施設の対象外となる時期や工事实施によるガラス固化処理計画を遅延などの影響を与える時期等を評価し, 有効な安全対策を行う。</u> <u>その際, 再処理維持基準規則により難しい場合については, 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実施するとともに, その事情を明確にする。</u> <u>再処理維持基準規則により難しい特別な事情を以下に示す。</u> <u>・耐震重要施設のうち, 高放射性廃液貯蔵場(HAW)については, 基準地震動 Ss に対して建家の接地率が不足しているが, 地盤改良することは工事に長期間を要し, リスクの残存期間を踏まえると有効ではない。このため, 地震に対して崩壊熱除去機能</u></p>	<p></p> <p>番号の見直し</p> <p>安全対策の具体化</p> <p></p> <p>安全対策の具体化</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

変更箇所を_____で示す。

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
	<p>が喪失した場合には、エンジン付きポンプ、組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し、自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震重要施設のうち、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に非常用電源より電力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より電力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、基準地震動 Ss に対して、基礎杭も含め発生応力は基準値を大幅に超え耐震性が不足する見込みであるが、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り、また、新たな代替施設を建設することは、過去に建設した施設の実績から、設計・工事及び審査に約 8 年を要する見通しであり、リスクの残存期間を踏まえると有効ではない。このため、地震に対して機能を喪失した場合には、エンジン付きポンプ、組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し、自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。 耐震重要施設のうち、水を供給する既存の設備については、耐震 C クラスで建設されており、その耐震性は一般産業施設又は公共施設と同等である。このため、基準地震動 Ss による地震力に対して耐震性が不足する見込みであるが、補強工事は困難な状況である。また、新たな代替施設を建設することは、過去に建設した施設の実績から、設計・工事及び審査に約 8 年を要する見通しであり、リスクの残存期間を踏まえると有効ではない。このため、地震に対して機能を喪失した場合には、エンジン付きポンプ、組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し、自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。 津波防護施設の建設については、概念検討の結果から 4~5 年程度の工事期間が必要との見積りを得ており、設計・審査を含めれば建設完了までに約 8 年を要する見通しであり、リスクの残存期間を踏まえると有効ではない。また、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に非常用電源より電力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より電力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、T.P.+約 8~11 m までの浸水防止対策を実施しているものの、基準津波が襲来した場合に電源供給機能を維持できない可能性がある。現状よりさらに高い位置まで浸水防止対策を実施するには、建家等の耐震補強が必要となるが、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。さらに、水を供給する既存の設備についても、基準地震動 Ss に対し耐震性が不足する見通しであることから、浸水防止対策を実施するには、建家等の耐震補強が必要となるが、既存建家及び設備直下の大規模な補強工事は、困難 	

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>表 6-1 耐震重要施設の概要 省略</p> <p>表 6-2 安全上重要な施設の概要 省略</p>	<p><u>な状況である。このため、津波に対して機能を喪失した場合には、エンジン付きポンプ、組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し、自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • <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の屋上に設置している冷却設備については、設計飛来物により損傷する可能性があるが、竜巻防護対策(防護ネット等の設置)を施し飛来物からの損傷を防ぐ場合、大規模な防護対策を要し、リスクの残存期間を踏まえると有効ではない。このため、竜巻に対して機能を喪失した場合には、エンジン付きポンプ、組立水槽等の事故対処設備を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の建家内に配備し、自然水利からの取水による崩壊熱除去機能を維持できるよう対策を講じる。</u> • <u>事故対処設備の保管場所から可搬型設備を運搬する際のアクセスルートについては、全域を補強することは工事に長期間を要するため困難であり、リスクの残存期間を踏まえると有効ではない。このため、迅速かつ実効性のある可搬型設備等による代替策(道路補修資材の配備、不整地走行車両の配備)を用いることで最適化を図ることとする。</u> • <u>既設及び代替の緊急時対策所は、基準地震動に対しての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。大地震等により既設及び代替の緊急時対策所が使用不可となり、重大事故等が発生した場合においても、情報通信車において多様化された通信設備(携帯電話、衛星電話等)を複数有しており、事故時の指揮を含め緊急時対策所としての機能を本車で確保できている。その他、非常用電源車、事故対応に必要な資機材を収納している資機材運搬車等を活用した可搬型設備による事故対応を実施する。</u> <p>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>別添 6-1-1「再処理施設における耐震重要度分類について」のとおり</p> <p>別添 6-1-2「安全上重要な施設の選定について」のとおり</p>	<p>安全対策の具体化</p> <p>安全対策の具体化</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

変更箇所を_____で示す。

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p>別添 6-1-1 <u>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</u> 省略</p>	<p><u>(削る)</u></p>	<p>例示の削除</p>
<p>別添 6-1-2 <u>高放射性廃液貯蔵場(HAW)の耐震性に関する評価</u> 省略</p>	<p><u>(削る)</u></p>	<p>例示の削除</p>
<p>別添 6-1-3 <u>高放射性廃液貯蔵場(HAW)の地震に対する安全対策</u> 省略</p>	<p><u>(削る)</u></p>	<p>例示の削除</p>
<p>別添 6-1-4 <u>高放射性廃液貯蔵場(HAW)の津波に対する安全対策</u> 省略</p>	<p><u>(削る)</u></p>	<p>例示の削除</p>
<p>別添 6-1-5 <u>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</u> 省略</p>	<p><u>(削る)</u></p>	<p>例示の削除</p>
<p>別添 6-1-6 <u>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</u> 省略</p>	<p><u>(削る)</u></p>	<p>例示の削除</p>
<p>別添 6-1-7 <u>高放射性廃液貯蔵場(HAW)の安全上重要な施設の多重化</u> 省略</p>	<p><u>(削る)</u></p>	<p>例示の削除</p>
<p>別添 6-1-8 <u>使用済燃料の貯蔵プールにおけるプール水全喪失時の影響評価</u> 省略</p>	<p><u>(削る)</u></p>	<p>安重選定に記載</p>
<p>別添 6-1-9 <u>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</u> 省略</p>	<p><u>(削る)</u></p>	<p>例示の削除</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

変更箇所を_____で示す。

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>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</p>	<p style="text-align: center;"><u>(削る)</u></p>	<p>例示の削除</p>
<p>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</p>	<p style="text-align: center;"><u>(削る)</u></p>	<p>例示の削除</p>
<p>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</p>	<p style="text-align: center;"><u>(削る)</u></p>	<p>例示の削除</p>
<p>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</p>	<p style="text-align: center;"><u>(削る)</u></p>	<p>例示の削除</p>
	<p>別添 6-1-3 「高放射性廃液貯蔵場(HAW) 建家基礎下レベルでの地震動評価について」の<u>とおり</u></p>	<p>安全対策の具体化</p>
	<p>別添 6-1-4 「ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟建家基礎下レベルでの地震動評価について」の<u>とおり</u></p>	<p>安全対策の具体化</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</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。 <u>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。</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 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, 状態に応じて選定を行う。 <u>今後使用を継続する工程については, 再処理施設の事業指定申請書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。</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等から, 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>2.1 基本方針 <u>東海再処理施設では, 「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> 1) <u>セル内において発生する臨界事故</u> 2) <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> 3) <u>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></p>	<p>記載の適正化 以下, 事故選定を実施したことを記載</p>

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
	<p>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> <p>事故選定に当たっては、以下の起回事象を考慮する。</p> <p>①内的な起回事象</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外的な起回事象の整理</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 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 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、廃止措置段階に応じた防護措置を行う。 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。 	

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
	<p>・凍結 <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> <p>・積雪 <u>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。</u></p> <p>・落雷 <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> <p>・地滑り <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こととするため、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> <p>・降雨 <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></p> <p>・洪水 <u>洪水及び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></p> <p>・生物学的事象 <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> <p>2.2 選定方法 1) 臨界事故 <u>廃止措置段階では、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> <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どうかを評価する。</u> <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> <u>せん断粉末等 200 kg 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 80 cm 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>	

変 更 前 令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書	変 更 後	変更理由
	<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止措置を施している。</u></p> <p><u>2) 蒸発乾固</u> <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 にしたもの)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> <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) ガラス固化技術開発棟については, 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> <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> <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><u>3) 水素爆発</u> <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, 当該事故に選定しない。</u> <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) ガラス固化技術開発棟については, 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> <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> <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><u>4) 有機溶媒等による火災</u> <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</u></p>	

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
	<p><u>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) <u>使用済燃料の著しい損傷</u> <u>貯蔵プールにおけるプール水全喪失時でも, 燃料損傷及び臨界に至ることはない。</u> <u>(添付書類四別紙「事故選定について」参照)</u></p> <p>6) <u>放射性物質の漏えい</u> <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。</u> <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。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。</u> <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> <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> <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 <u>選定結果</u> <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) <u>臨界事故</u> <u>廃止措置段階では, 新たにせん断, 分離・精製等の再処理運転は行わないこと</u></p>	

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
	<p>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><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、誤操作等による臨界も想定されない。</u></p> <p><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></p> <p><u>高放射性廃液貯蔵場(HAW)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発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟受入槽(G11V10), 回収液槽(G11V20)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></p> <p><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></p> <p><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></p> <p><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></p> <p><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></p> <p><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></p> <p><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より小さいため、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></p>	

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p>3. 事故の程度, 影響等</p> <p>今後使用を継続する工程で想定される事故への対策の有効性評価及び影響評価の詳細については, <u>事故シナリオを策定した上で, 平成 30 年度末までに実施し, その後, 廃止措置計画の変更申請を行う。再処理施設では, 福島第一原子力発電所における事故を踏まえた緊急安全対策及び安全性に関する総合的評価等を実施してきている。これらを踏まえた事故影響等の概略, 優先して実施すべき工程については以下のとおり。</u></p> <p><u>なお, 系統除染及び機器解体の工程で想定する事故への対策の有効性評価及び影響評価については, 別途, 事故選定及びシナリオ策定を行った上で実施する。</u></p>	<p><u>今後, 分離精製工場 (MP) において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></p> <p><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に, 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></p> <p><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 0.01 TBq より小さいため, 事故として選定しない。</u></p> <p><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 0.01 TBq より小さいため, 事故として選定しない。</u></p> <p><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> <p><u>上記評価結果等を踏まえると, 想定事故は以下のとおり。</u></p> <p><u>蒸発乾固</u></p> <p><u>対象設備: 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 高放射性廃液貯槽 (272V31~V35),</u> <u>中間貯槽 (272V37, V38)</u> <u>ガラス固化技術開発施設 (TVF) 受入槽 (G11V10), 回収液槽 (G11V20)</u></p> <p>3. 事故の程度, 影響等</p> <p><u>選定した「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」に対し, 以下に示す発生防止策, 拡大防止策及び影響緩和策を講じることで放出量を十分に低く抑えることが可能である。</u></p> <p><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) は, 事故対処設備としてエンジン付きポンプ, 組立水槽等を配備する。発生防止策として冷却系に接続口を設け給水ができるようにする。また, 拡大防止策として, 貯槽へ直接注水ができるよう接続口を追加する。さらに, 影響緩和策として, 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) は, 排気を緊急放出系</u></p>	<p>安全対策の具体化</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
	<p>から高性能粒子フィルタを経由して放出することができる。<u>ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟は, 排気を圧力放出系から高性能粒子フィルタを経由して放出することができる。</u></p> <p><u>(1) 事故シーケンス</u></p> <p><u>(a) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の崩壊熱除去機能喪失</u> 崩壊熱除去機能喪失後の事象進展(時間余裕)は, 起因事象によらず同じである。時間余裕の観点からは, 講じなければならない安全対策の数が多いほど厳しい。地震を原因とした起因事象による蒸発乾固では講じなければならない対策の数が増えると考えられるうえ, 事故検知の容易性の観点では, 地震を原因とする起因事象の場合には, 損傷等を検知する計装設備の同時損傷が考えられるため, 内的事象を原因とする起因事象よりも損傷範囲や事故原因等の同定が困難となることが想定される。また, 作業環境の観点からも, ユーティリティ設備の同時損傷が考えられ, 内的事象を原因とする起因事象よりも作業環境が悪化することが想定される。 以上により, 地震発生による全交流動力電源の喪失を伴う高放射性廃液貯蔵場の崩壊熱除去機能喪失事故を代表事故シーケンスとして選定する。</p> <p><u>(b) ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の崩壊熱除去機能喪失</u> 上記(1)と同様の理由により, 地震発生による全交流動力電源の喪失を伴うガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の崩壊熱除去機能喪失事故を代表事故シーケンスとして選定する。</p> <p><u>(2) 重大事故等の発生防止対策</u> 崩壊熱除去機能の喪失に対して, 高放射性廃液が沸騰に至ることなく冷却を可能とするため, 冷却系の冷却コイルに, ホースを接続し, エンジン付きポンプにより自然水利 (新川) から組立水槽を経由し, 高放射性廃液が内蔵されている貯槽 (以下「高放射性廃液貯槽」という。) の冷却コイルに供給する。この際, ポンプ車及び浄水貯槽の使用が可能な場合は, その設備を利用する。</p> <p><u>a. 重大事故等への対処の移行判断</u> 外部電源が喪失し, 非常用発電機及び移動式発電機が起動しない場合は, 全交流動力電源の喪失と判断し, 重大事故等への対処として以下の b. に移行する。 また, 二次冷却系の冷却塔, 循環ポンプ若しくは一次冷却水を循環するためのポンプが起動できない場合又はこれらが起動できたとしても運転を継続できない場合は, 重大事故等への対処として以下の b. に移行する。</p> <p><u>b. 冷却コイルへの注水による冷却</u> 高放射性廃液貯槽の冷却系の冷却コイルに, ホース等を接続し, エンジン付きポンプ等により自然水利から高放射性廃液貯槽の冷却コイルに注水する。</p>	

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
	<p><u>c. 冷却コイルへの注水による崩壊熱除去機能維持の判断</u> 高放射性廃液貯槽の計測制御系が機能している場合は、高放射性廃液貯槽の温度及び液位監視により崩壊熱除去機能が維持されていることを判断する。 高放射性廃液貯槽の計測制御系が機能していない場合は、高放射性廃液貯槽の冷却コイルへの冷却水の給水及び排水の状態により、崩壊熱除去機能が維持されていることを判断する。また、その状態を可搬型温度測定装置により確認する。</p> <p><u>(3) 重大事故等の拡大防止対策</u> 重大事故等の発生防止対策が機能しなかった場合に、高放射性廃液貯槽に内蔵する高放射性廃液の蒸発の進行を緩和するため、ホースを接続し、エンジン付きポンプ及び組立水槽等により高放射性廃液貯槽へ直接注水を実施する。</p> <p><u>a. 高放射性廃液貯槽への注水の準備の判断</u> 上記「(2) 重大事故等の発生防止対策」において、崩壊熱除去機能が回復できなかった場合において重大事故等への対処として以下の b. に移行する。</p> <p><u>b. 高放射性廃液貯槽への注水の準備</u> ホースの布設及び接続により組立水槽から高放射性廃液貯槽に注水するための系統を構築する。</p> <p><u>c. 高放射性廃液貯槽への直接注水の実施判断</u> 高放射性廃液貯槽に内蔵する高放射性廃液が沸騰に至るおそれがある場合、高放射性廃液貯槽への直接注水の実施を判断する。</p> <p><u>d. 注水量の決定</u> 注水量の決定は、事象発生前に記録している高放射性廃液貯槽の発熱量から注水量を算出して決定する。</p> <p><u>e. 高放射性廃液貯槽への直接注水の実施</u> エンジン付きポンプからの給水により、高放射性廃液貯槽に直接注水する。</p> <p><u>f. 高放射性廃液貯槽への注水による蒸発乾固の進行緩和の判断</u> 高放射性廃液貯槽の温度から蒸発乾固への進展が緩和されていることを判断する。計測制御系が機能していない場合は、可搬型温度測定装置により測定する。</p> <p><u>(4) 高放射性廃液貯蔵場(HAW) の影響緩和対策</u> 重大事故等の発生防止対策又は拡大防止対策が機能しなかった場合、高放射性廃液の沸騰に伴い放射性物質を含んだ蒸気が発生する。その蒸気は、緊急放出系から槽類換気設備の緊急放出系フィルタユニットの高性能粒子フィルタにより放射性エアロゾルを除去した後に主排気筒から大気中に放出する。</p> <p><u>(5) ガラス固化技術開発施設(TVF) ガラス固化技術開発棟の影響緩和対策</u></p>	

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
	<p><u>重大事故等の発生防止対策及び拡大防止対策が機能しなかった場合, 高放射性廃液の沸騰に伴い放射性物質を含んだ蒸気が発生する。その蒸気は, 固化セル内の槽類換気系のインテーク弁を開放することで, 固化セル内に導出する。また, 固化セル内に導出した蒸気は既設の高性能粒子フィルタにより放射性エアロゾルを除去した後に第二付属排気筒から大気中に放出する。</u></p> <p>(6) <u>各対策に共通する重大事故等への対処</u> <u>各対策に共通する重大事故等への対処として, 水源の確保及び燃料補給を実施する。</u></p> <p>a. <u>水源の確保</u> <u>重大事故等への対処に水が必要な場合には, エンジン付きポンプにより敷地内水源である浄水貯槽から水を使用する重大事故等対処設備に水を移送し, さらにエンジン付きポンプにより敷地外水源である新川等から組立水槽に水を移送する。</u></p> <p>(a) <u>水源の確保への移行判断</u> <u>敷地内水源である浄水貯槽が健全な場合は, 浄水貯槽の水を使用する。浄水貯槽が健全でない場合は, 敷地外水源である新川からエンジン付きポンプにより汲み上げ, 組立水槽に水を貯留し使用する。</u></p> <p><u>また, 二次冷却系の冷却塔, 循環ポンプ若しくは一次冷却水を循環するためのポンプが起動できない場合, 又はこれらを起動できたとしても運転を継続できない場合は, 水源の確保を開始する。</u></p> <p>(b) <u>重大事故等対処設備への水の供給</u> <u>エンジン付きポンプ, 組立水槽の据付及びホースの布設を実施し, 新川等から組立水槽に水を移送する。また, アクセスルートに対する津波の影響を考慮してもエンジン付きポンプ, 組立水槽は, 人力により運搬, 設置が可能である。</u></p> <p>b. <u>軽油を必要とする重大事故等対処設備への給油</u> <u>軽油を必要とする重大事故等対処設備は, エンジン付きポンプである。必要な軽油は人力により運搬, 設置が可能である。</u></p> <p>(7) <u>有効性確認</u> <u>重大事故対策の成立性を確保できる見込みであることを以下の観点から確認した。</u></p> <p>① <u>高放射性廃液貯槽の蒸発乾固事象は, 緩慢であること。</u></p> <p>② <u>重大事故として高放射性廃液の蒸発乾固事象が想定される貯槽については, 基準地震動, 基準津波等の想定事象を考慮しても健全性が維持されること。</u></p> <p>③ <u>事故対処設備は, エンジン付きポンプ, 組立水槽, ホース等で構成され, 一般流通品で高放射性廃液を沸騰させないために必要な流量の冷却水を十分に供給できること。</u></p> <p>④ <u>冷却水は, 最終的な手段として自然水利 (新川) より取水し供給することとしてお</u></p>	

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>3.1 過失</p> <p>(1) 事故影響等の概略</p> <p><u>性能維持施設は、運転員の誤操作を防止するため、配置、区画、識別表示、施錠等の措置を講じているものの、高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を保有する施設において、運転員の誤操作により崩壊熱除去機能及び水素掃気機能が停止する可能性があるが、警報等による検知後、運転員が手動で崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を維持することができる。</u></p> <p>(2) 優先して実施すべき工程</p> <p><u>高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を保有する施設において、過失に係る安全対策を平成 30 年度末までに整理し、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</u></p> <p>3.2 機械又は装置の故障</p> <p>(1) 事故影響等の概略</p> <p><u>高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を保有する施設において、重要度の高い施設の動的機器の多くが多重化されているものの、一部(冷却系統の動的部分等)で多重化がなされておらず、単一故障により安全機能が失われる可能性があるが、単一故障による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※1、可搬型空気圧縮機※3 及び可搬型給水設備※1 を配備している。</u></p> <p>(2) 優先して実施すべき工程</p> <p><u>高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を保有する施設において、重要度の高い施設の動的機器のうち、一部多重化がなされていない設備について、対策の基本計画を取りまとめたうえで、平成 30 年 1 月頃までに設計の仕様を決定し、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</u></p>	<p><u>り、エンジン付きポンプ等の機材は人力での運搬が可能であり、基準地震動、基準津波等の想定事象を考慮しても実施可能であること。</u></p> <p>⑤ <u>事故対処設備として配備する機材は、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の建家内に配備することにより、想定される内部事象及び外部事象に対しても健全性を維持することが可能であること。また、想定事故への対処においては、基準地震動及び基準津波に対しても操作が可能であること。</u></p> <p><u>(削る)</u></p> <p><u>(削る)</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>3.3 浸水(津波)</p> <p>(1) 事故影響等の概略</p> <p>高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を保有する建家の開口部には、暫定津波シミュレーションでの高放射性廃液貯蔵場(HAW)の浸水深さである T.P. +12.8 m を超える高さである T.P. +14.4 m まで浸水防止扉を設置※1 している。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及び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)管理棟については、T.P. +約 8~11 m までの浸水防止対策を実施※1 しているものの、これを超える津波が襲来した場合に電源供給機能を維持できない可能性がある。このため、可搬型発電機を津波襲来のおそれのない高台(T.P. +約 18 m)に配備しており、分離精製工場(MP)、プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)、高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF) 開発棟の緊急電源接続盤を経由して、崩壊熱除去及び水素掃気機能を有する設備に給電できる対策※1 としている。また、可搬型発電機から緊急電源接続盤までの給電ケーブルについては、既に敷設しているものの、不測の事態に備え予備ケーブルも配備している。さらに、非常用発電機用燃料貯蔵設備については、津波襲来のおそれのない高台に設置※1 しており、漂流物等により敷地内のアクセス性が低下した場合に備え、漂流物撤去用の重機も配備※2 している。</p> <p>(2) 優先して実施すべき工程</p> <p>高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を保有する建家については、現在実施している津波に対する影響評価結果を踏まえて、平成 30 年 1 月頃までに対策の基本計画を取りまとめ、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</p>	<p style="text-align: center;">(削る)</p>	<p>記載の適正化</p>
<p>3.4 地震</p> <p>(1) 事故影響等の概略</p> <p>耐震重要施設の耐震性について、高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を保有する機器・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に基づく評価から十分な安全裕度を有しており※4、安全機能を確保できる見通しである。</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るが、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給水設備※1、可搬型蒸気供給設備及び可搬型発電機※1 を配備している。</p>	<p style="text-align: center;">(削る)</p>	<p>記載の適正化</p>

<p style="text-align: center;">変 更 前</p> <p style="text-align: center;">令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p style="text-align: center;">変 更 後</p>	<p style="text-align: center;">変更理由</p>
<p>(2) 優先して実施すべき工程</p> <p><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)開発棟の周辺の地盤については、基準地震動により液状化が発生し、トレンチ等に影響を及ぼすおそれがあり、地盤改良等の対策を検討する必要がある。第二付属排気筒については、脚部を補強することで耐震Sクラスとしての耐震性を確保できる見通しである。主排気筒については、上位波及の観点から耐震補強が必要となる見込みである。これら耐震補強の仕様を平成30年3月頃までに検討し、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</u></p> <p>3.5 竜巻</p> <p>(1) 事故影響等の概略</p> <p><u>竜巻飛来物対策として、大きな影響を及ぼすおそれのある飛来物候補に対し、移設や固縛等の対策を行うことにより、高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を保有する機器・配管系、それを内包するセルは、竜巻による損傷を防止できる見通しである。</u></p> <p><u>また、屋上に設置している冷却設備については、設計飛来物により損傷する可能性があるが、竜巻防護対策(防護ネット等の設置)を施し、飛来物からの損傷を防ぐ場合、重量の増加により建家の耐震性が確保できない可能性があることから、可搬型給水設備を配備※1しており、高放射性廃液を取り扱う高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF) 開発棟の一次冷却系に給水※3 することにより、崩壊熱除去機能を回復できる対策としている。さらに、貯槽内への直接注水、高放射性廃液のセル内漏えいを考慮したセル内への注水※3 ができる対策としている。</u></p> <p>(2) 優先して実施すべき工程</p> <p><u>高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を保有する施設において、重要度の高い施設のうち、外壁付近に設置した一部の機器については、設計飛来物による外壁の破損及び窓の貫通に伴い、損傷する可能性があることから、竜巻飛来物衝突解析を踏まえて、平成29年10月頃までに建家開口部の飛来物防護設計の仕様を検討し、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</u></p>	<p style="text-align: center;">(削る)</p>	<p style="text-align: center;">記載の適正化</p>
<p>3.6 火災等</p> <p>(1) 事故影響等の概略</p> <p><u>高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を保有する施設において、重要度の高い施設の多くが多重化されているものの、同一区画内に狭い距離間隔で配置されている機器等があり、火災・溢水(没水や被水)の影響により多重化された設備の安全機能が同時に失われる可能性があるが、崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を維持できるよう</u></p>	<p style="text-align: center;">(削る)</p>	<p style="text-align: center;">記載の適正化</p>

変 更 前 令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書	変 更 後	変更理由
<p><u>可搬型発電機※1, 可搬型空気圧縮機※3 及び可搬型給水設備※1 を配備している。</u></p> <p><u>(2) 優先して実施すべき工程</u> 高放射性廃液等のリスクの高い放射性物質を保有する施設において、重要度の高い施設のうち、同一区画内の狭い距離間隔で多重化・配置されている設備については、火災・溢水(没水や被水)の影響により安全機能が同時に失われる可能性があることから、対策の基本計画を策定し、平成 30 年 1 月頃までに設計の仕様を決定し、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。</p> <p>4. <u>設計, 設備配備等のスケジュール</u> 再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の検討を進め、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及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。また、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。</p> <p><u>設計, 設備配備等のスケジュールに関する工程については、「十. 廃止措置の工程」の再処理維持基準規則を踏まえた主な安全対策に関する工程に示す。</u></p> <p>5. <u>影響評価のスケジュール</u> 事業指定基準規則等を踏まえて、今後使用を継続する工程で想定される事故に対する影響評価を平成 30 年度末までに実施し、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。影響評価のスケジュールについては、「十. 廃止措置の工程」の再処理維持基準規則を踏まえた主な安全対策に関する工程に示す。</p> <p><u>なお、系統除染及び機器解体の工程で想定する事故への対策の有効性評価及び影響評価については、別途、事故選定及びシナリオ策定を行なった上で実施する。</u></p> <p>6. <u>引用</u> ※1 <u>平成 23 年福島第一・第二原子力発電所等の事故を踏まえた再処理施設の緊急安全対策に係る実施状況報告について</u> 独立行政法人日本原子力研究開発機構 平成 23 年 5 月 31 日 ※2 <u>原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置を踏まえた再処理施設における措置の実施状況報告書</u></p>	<p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p>(削る)</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</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

変更箇所を_____で示す。

<p>変 更 前</p> <p>令和元年 9 月 10 日付け原規規発第 1909101 号, 1909102 号及び 1909103 号 をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書</p>	<p>変 更 後</p>	<p>変更理由</p>
<p><u>独立行政法人日本原子力研究開発機構 平成 23 年 6 月 22 日</u></p> <p>※3 <u>東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた東海再処理施設の安全性に関する総合的評価の結果について</u></p> <p><u>独立行政法人日本原子力研究開発機構 平成 24 年 4 月</u></p> <p>※4 <u>東海再処理施設の高放射性廃液の貯蔵リスク低減計画及び高放射性廃液のガラス固化処理に要する期間の短縮計画</u></p> <p><u>国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 平成 28 年 11 月</u></p>	<p><u>添四別紙 4-2-1 「事故選定について」 のとおり</u></p>	<p>事故選定の詳細を記載</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 クラス施設を別表-1 に示す。

Sクラス施設 (1/5)

別表-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	G21PO-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 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	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 272AC115、AC116、AC117 空調用冷却塔 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
			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	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 スクラッパ G41T10 ベンチュリスクラッパ G41T11 吸収塔 G41T21 ヨウ素吸着塔 G41T86、T87	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)	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 スクラッパラック G41RK10 吸収タラック G41RK20 洗浄タラック G41RK30 デミスタラック G41RK43
	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	プロセス用動力分電盤 VFP1 換気用動力分電盤 VVF1 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				

- (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 低圧配電盤 (第6変電所) DY 動力分電盤 (第6変電所) HM1、HM2	機器等の支持構造物	高放射性廃液貯蔵場(HAW) 建家		
			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)		
		第二付属排気筒排気モニタ	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	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		
		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	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 (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)	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			
	7) 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能等を有する設備	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)}, そのうち雰囲気へ露出: 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 (U03), 第 2 ウラン貯蔵所 (2U03), 第 3 ウラン貯蔵所 (3U03) 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)

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>
(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>

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
(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	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)	○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。 ・ (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
	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)	○(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。
	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)	○(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。
(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> 【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)】 ○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)】 ○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)。 ○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・プルトニウム混合酸化物 (MOX) 粉末を貯蔵する設備は, 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)。 ○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>【ウラン脱硝施設 (DN)】 ○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> 【分離精製工場 (MP), プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)】 ○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	遮へいに係る安全機能 (遮へい機能)	○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 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, 対象となる施設はない (別紙-3)。
	安全上必要なその他の機能 (落下・転倒防止機能)	○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。

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-4）。</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 (別紙-3)。
		【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-5)。
	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。
	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)
高放射性廃液貯槽 (272V31)				
高放射性廃液貯槽 (272V32)				
高放射性廃液貯槽 (272V33)				
高放射性廃液貯槽 (272V34)				
高放射性廃液貯槽 (272V35)				
高放射性廃液貯槽 (272V36)				
中間貯槽 (272V37)				
中間貯槽 (272V38)				
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	高放射性廃液貯蔵工程の主要な流れを構成する配管等			
	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)	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)	
			セル換気系フィルタユニット (272F033~F040)	
	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)	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)	
			スクラップ (G41T10)	
			ベンチュリスクラップ (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)	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)
	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)	中間貯蔵セル (R008)	
			分配器セル (R201)	
			分配器セル (R202)	
			固化セル (R001)	
			高放射性廃液貯蔵セルのドリフトレイ (272U001)	
			高放射性廃液貯蔵セルのドリフトレイ (272U002)	
	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レイ (272U003)	
			高放射性廃液貯蔵セルのドリフトレイ (272U004)	
			高放射性廃液貯蔵セルのドリフトレイ (272U005)	
			高放射性廃液貯蔵セルのドリフトレイ (272U006)	
			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)	
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	分配器セルのドリフトレイ (272U202)			
	固化セルのドリフトレイ (G04U001a)			
	固化セルのドリフトレイ (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)	
		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 (G07K54)	
				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)	
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 (G07K59)			
		固化セル換気系排風機 (G43K35)			
		固化セル換気系排風機 (G43K36)			
		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)			
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)	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)			
		セル換気系フィルタユニット (G07F82. 1~F82. 4, F86~F90)			
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)			
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)	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 (配管トレンチ (T21) ※1を含む)
		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)	建家換気系フィルタユニット (G07F70, F71)	
				建家換気系フィルタユニット (G07F81. 1~F81. 10)	
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)	ガラス固化技術開発施設 (TVF) の建家換気系統			
		ガラス固化技術開発施設 (TVF)	ガラス固化技術開発施設 (TVF) の建家換気系統		
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	安全機能確保の為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】	第二中間開閉所	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	
		安全機能確保の為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】	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	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)	
				ガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術管理棟	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)	
		安全機能確保の為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	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)	
安全機能確保の為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】	—	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			
		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)			
安全機能確保の為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)	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			
		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			
安全機能確保の為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】	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			
		空気圧縮機 (G86K10)			
		空気圧縮機 (G86K20)			

(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) 制御室の居住性を維持するための換気系統 ^(注1)
			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				
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)				
資材庫のうち 浄水系統	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)			
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)	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)		
放射性物質の過度の放出防止機能	高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	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
⑬	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）
		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			

(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 m² (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 Publication72 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。

別表-1 評価結果

施設名	機器名	評価条件	周辺公衆実効線量 (mSv)
MP	242R12	○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） ○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	2. 0E-03
	242V13	○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） ○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	2. 0E-03
	243V10	○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） ○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	2. 3E-03
	251V10	○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） ○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	2. 3E-03
	251V11	○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） ○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	2. 3E-03

別表-1 評価結果

施設名	機器名	評価条件	周辺公衆実効線量 (mSv)
MP	252V13	○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） ○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	2.7E-04
	276V12	○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） ○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	5.9E-04
	276V15	○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） ○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	5.9E-04
	271E20	○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） ○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	5.7E-04
	272V12	○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 ○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	4.7E+00

別表-1 評価結果

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 (Pu239:95%)	MOX粉末 (Pu239:95%、ウラン濃縮度4%、U/Pu比:1)

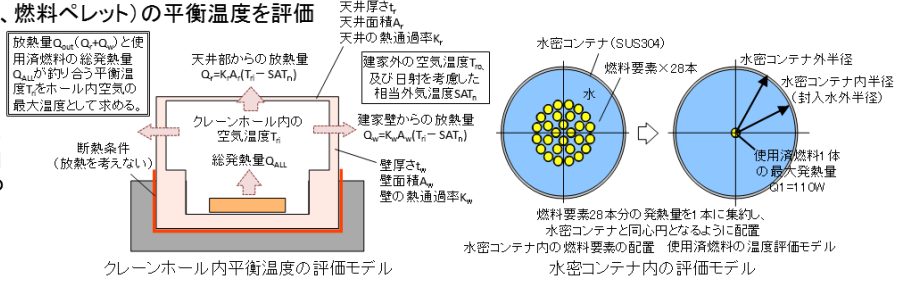
使用済燃料の貯蔵プールにおけるプール水全喪失時の影響評価

(1) 使用済燃料の健全性(温度)評価

プール水全喪失時の使用済燃料(被覆管、燃料ペレット)の平衡温度を評価

【評価条件】

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



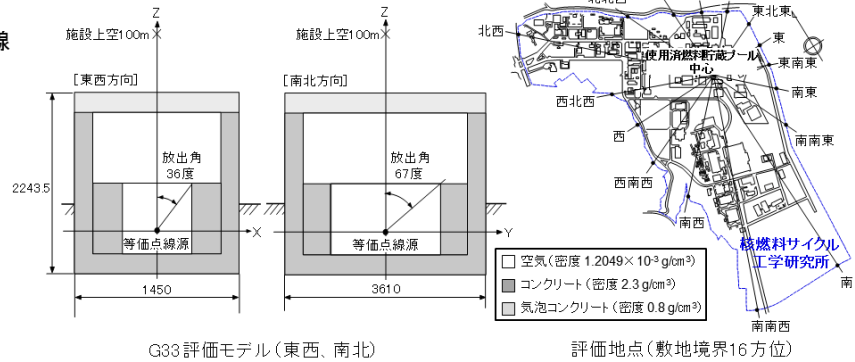
プール水全喪失時に建家換気が停止したとしても、被覆管の平衡温度、使用済燃料の平衡温度は、約110 以下となり、冷却材喪失時の被覆管の基準値1200 及び使用済燃料(二酸化ウラン燃料)の融点約2800 より十分低く、¹⁾燃料損傷に至ることはない。

(2) 周辺公衆への影響評価

プール水全喪失時にスカイシャインガンマ線による周辺公衆への被ばく影響を評価

【評価条件】

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



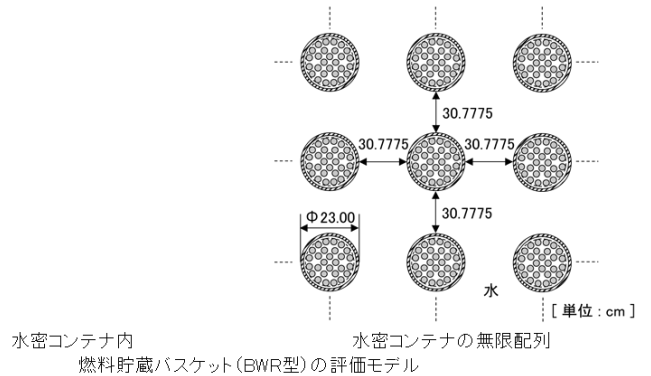
プール水全喪失時、敷地境界で人の居住の可能性があるエリアの最大実効線量は約4 μ Sv/h(西方向)、敷地境界の最大実効線量は約36 μ Sv/h(北東)となり、周辺公衆への著しい被ばく(5mSv)へ達するまでに約5.7日程度の余裕があることを確認した。

(3) 臨界安全性評価

プール水全喪失時に使用済燃料の未臨界性を評価

【評価条件】

- ① 燃料種類: UO_2 燃料、MOXB燃料
- ② 燃料貯蔵バスケット(3種)による使用済燃料の面間距離を考慮した無限配列モデル
- ③ プール水位(使用済燃料の水没高さ)をパラメータとして解析
- ④ 臨界安全解析コードシステム(SCALE4.4a)を用いて実効増倍率($k_{\text{eff}}+3\sigma$)を評価



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

【プール水全喪失時における影響評価のまとめ】

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

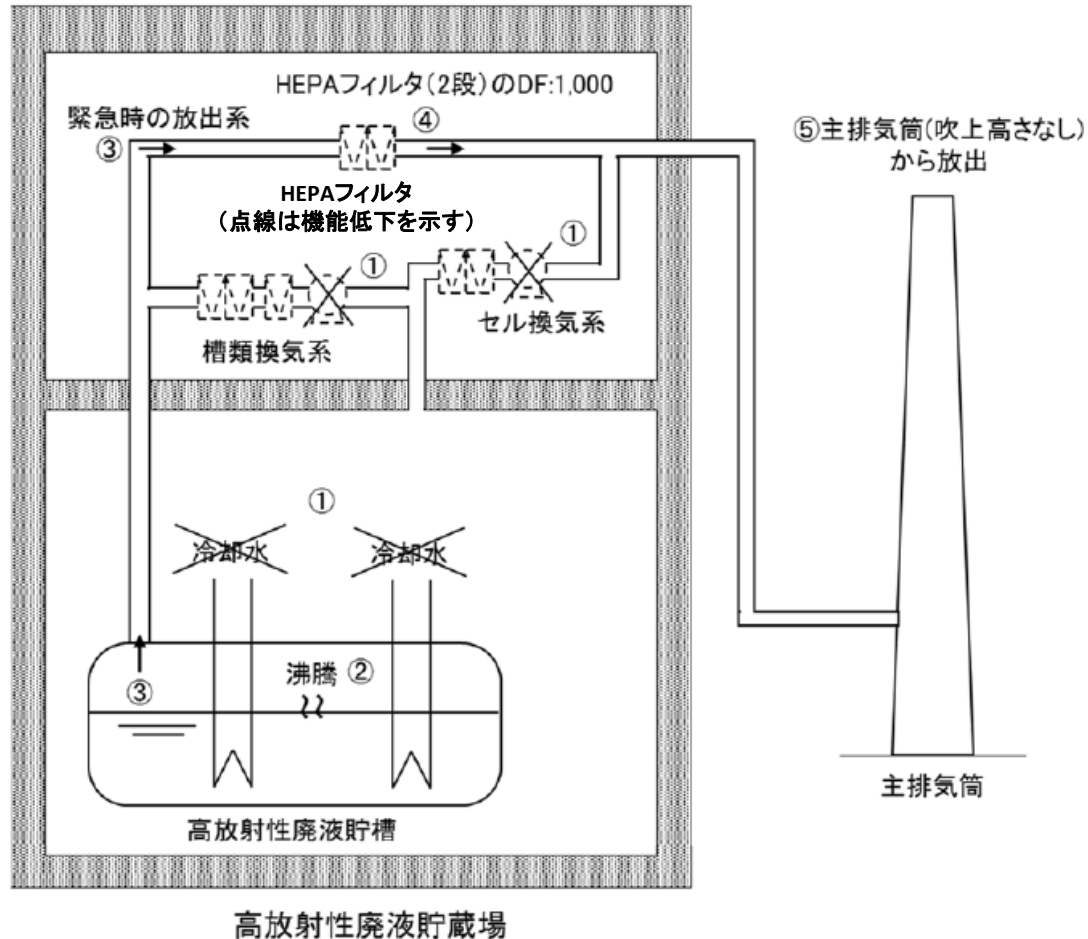


スカイシャイン線による周辺公衆の被ばく影響の観点から、プール水位が維持できない場合には速やかに遮へい対策を実施するための必要な資機材等(可搬式給水設備、プールの状態監視のための可搬型計装機器)を配備する。

東海再処理施設の廃止に向けた計画(平成28年11月)より引用

(参考)

※1) 使用済燃料の軸方向の分布を考慮した場合においても、被覆管の主材料であるジルコニウムと水の反応割合(水素発生量)が大きくなる被覆管温度の900 $^{\circ}\text{C}$ より十分低い



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 μ Sv

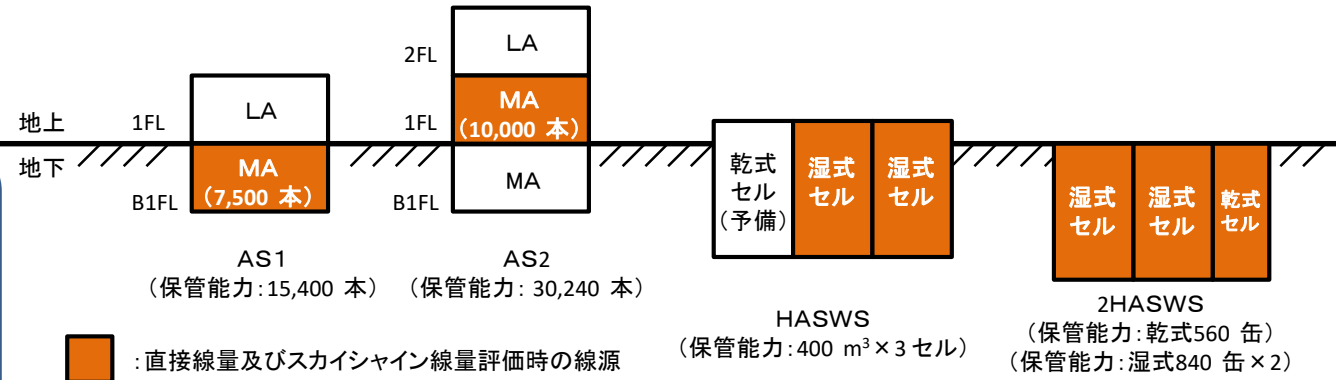
なお、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) からの地上放散の場合、被ばく線量は、0.96 mSv

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、直接線量を見直し、周辺公衆の実効線量はスカイシャイン線量のみとした。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)	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	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)				
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。

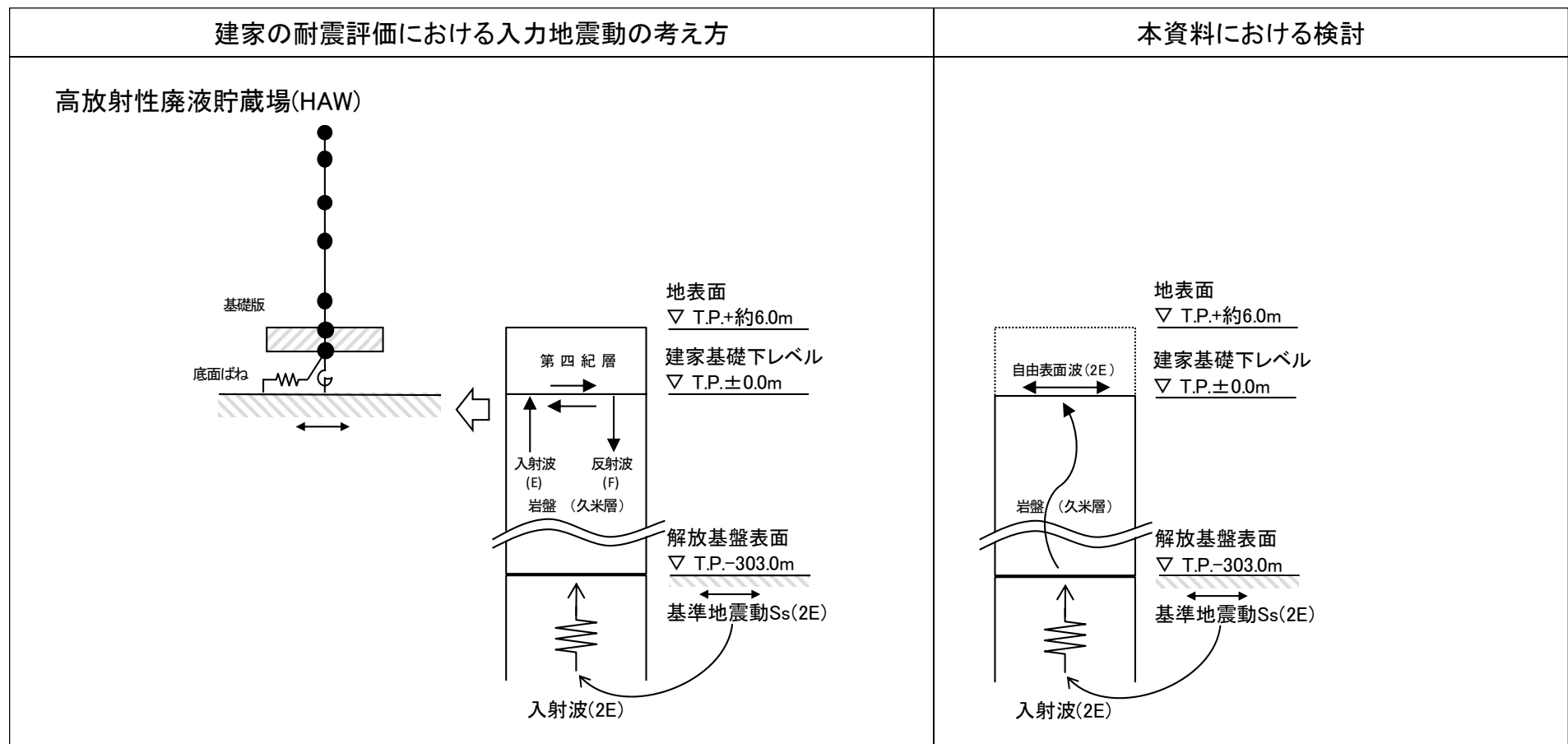
【まとめ】

- 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。

高放射性廃液貯蔵場(HAW)建家基礎下レベルでの地震動評価について

1. 建家基礎下レベルでの地震動の考え方

- 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の耐震評価に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地震動 S_s に対して一次元波動論にて評価した各位置の応答波(E+F)に加え、建家基礎版底面に補正水平力(切欠き力)を考慮する。
- 本資料においては、解放基盤表面で定義された基準地震動 S_s が、建家基礎版の底面レベル(以下「建家基礎下レベル」という。)まで上昇する際の増幅特性の確認を目的とし、一次元波動論を用いた等価線形解析を行い、解放基盤表面に基準地震動 S_s を入力した際の建家基礎下レベルにおける自由表面波(2E)を算定した。結果を以下に示す。



2. 建家基礎下レベルでの地震動算定用地盤モデル

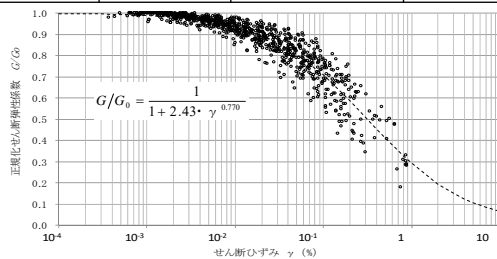
- 本検討においては、下表に示す耐震設計に用いる浅部地盤モデルにより評価した。
- 地盤の物理特性及び力学特性を明らかにするために、日本工業規格(JIS)、地盤工学会基準(JGS)等に準拠し、各種試験を実施した。
- 湿潤密度は、ボーリング孔から採取した供試体を用いた物理試験より求めた平均値より設定した。
- S波速度とポアソン比は、ボーリング孔で実施したPS検層より求めた標高との関係式より設定した。
- P波速度は、評価対象となる久米層(Km層)が地下水位以深であるため、体積弾性率一定として設定した。
- 等価線形解析に用いる変形特性は、ボーリング孔から採取した供試体を用いた繰返し三軸試験の結果より設定した。

地震動算定用地盤モデル

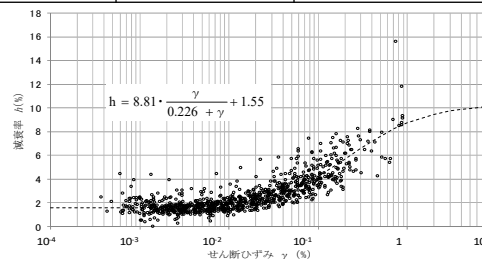
No.	地層区分	上端深度 T.P. (m)	層厚 (m)	湿潤密度 ρ (g/cm ³)	S波速度 V_s (m/s)	ポアソン比 ν
1	Km	±0.0	10.03	1.77	492	0.454
2		-10.03	52.00	1.77	513	0.451
3		-62.03	30.00	1.77	539	0.447
4		-92.03	26.00	1.77	557	0.444
5		-118.03	51.00	1.77	580	0.440
6		-169.03	46.00	1.77	608	0.436
7		-215.03	46.00	1.77	634	0.431
8		-261.03	42.00	1.77	657	0.426
9	—	-303.03	—	1.77	700	0.417

↑ 建家基礎下レベル
(地震動評価位置)

● 解放基盤表面
(基準地震動入力位置)



$G/G_0 - \gamma$ 曲線

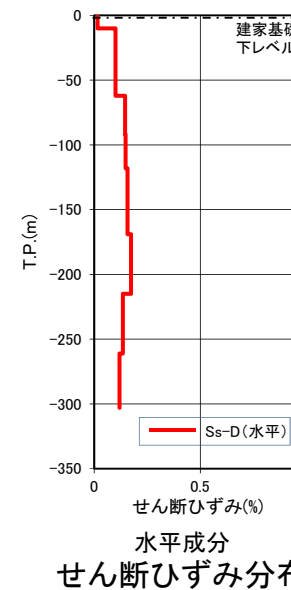
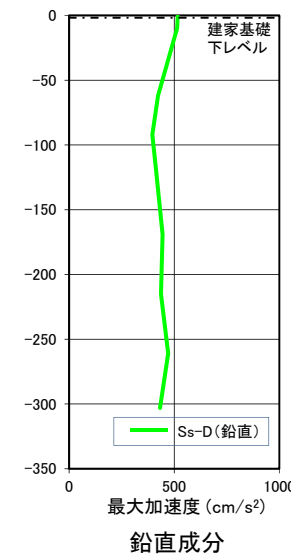
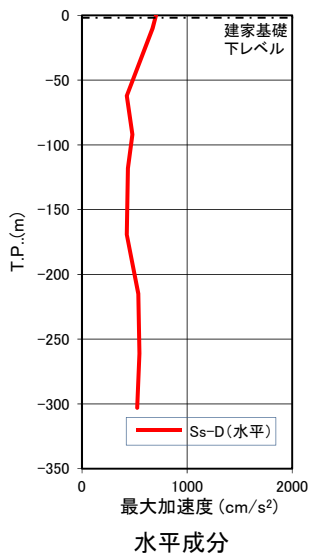
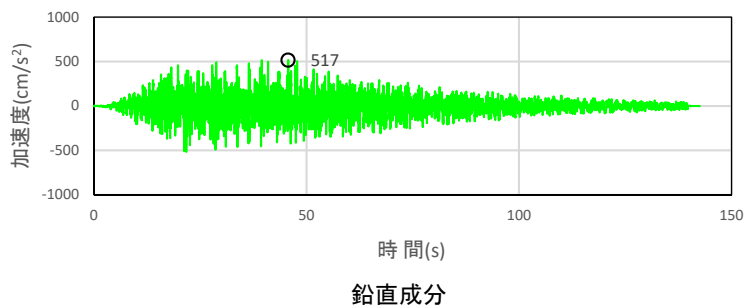
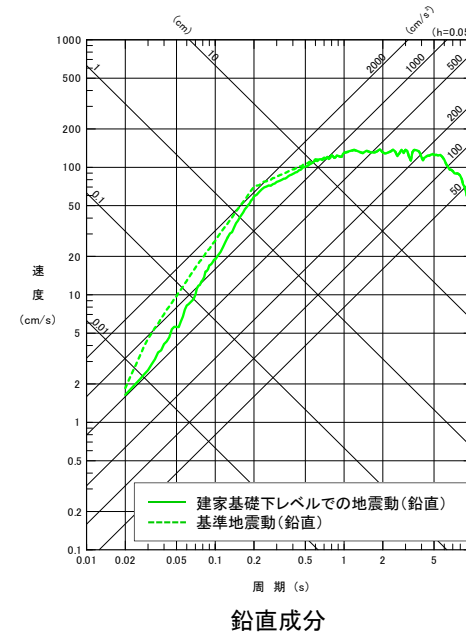
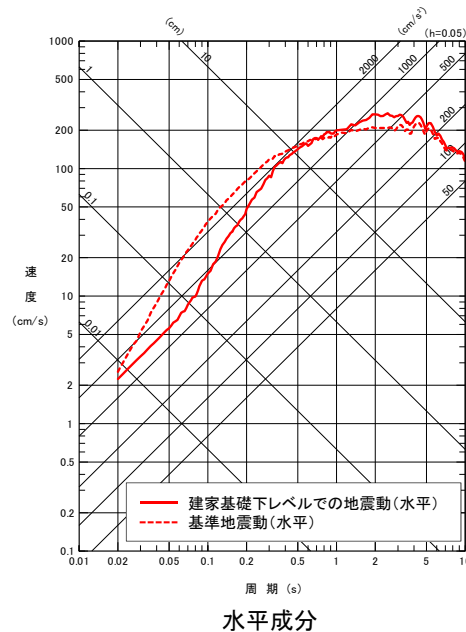
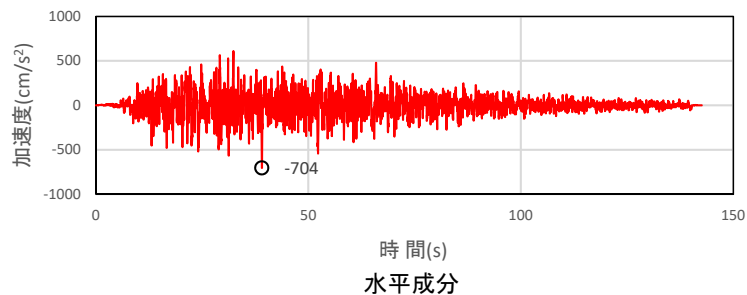


$h - \gamma$ 曲線

繰返し三軸試験結果(変形特性, Km層)

3. 建家基礎下レベルでの地震動評価(1/3)

① 基準地震動 Ss-D



加速度時刻歴波形

最大加速度分布

せん断ひずみ分布

図1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)建家基礎下レベルでの地震動(基礎下T.P.0.0m;自由表面波) 基準地震動 Ss-D

3. 建家基礎下レベルでの地震動評価(2/3) ②基準地震動 Ss-1

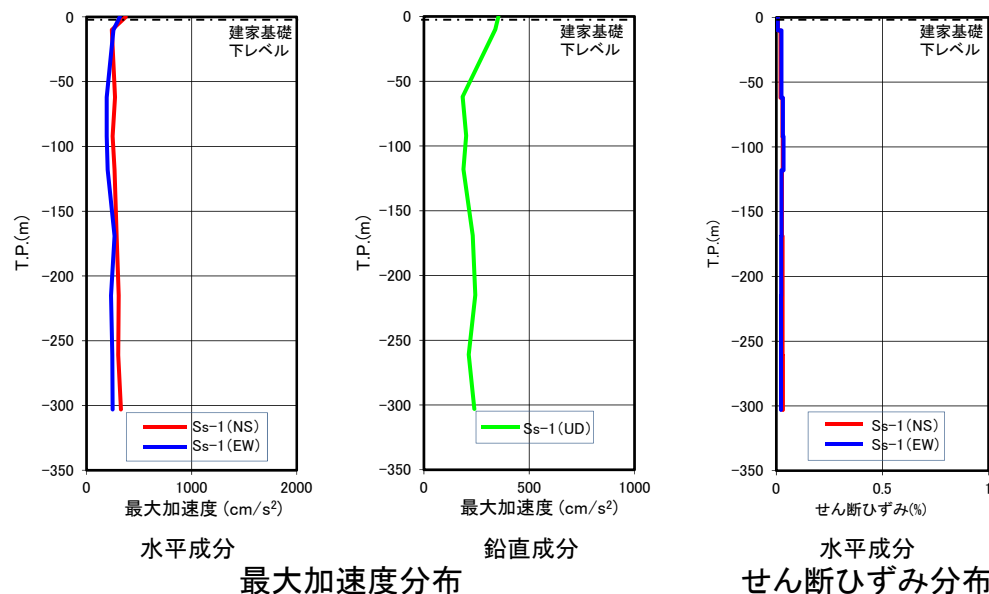
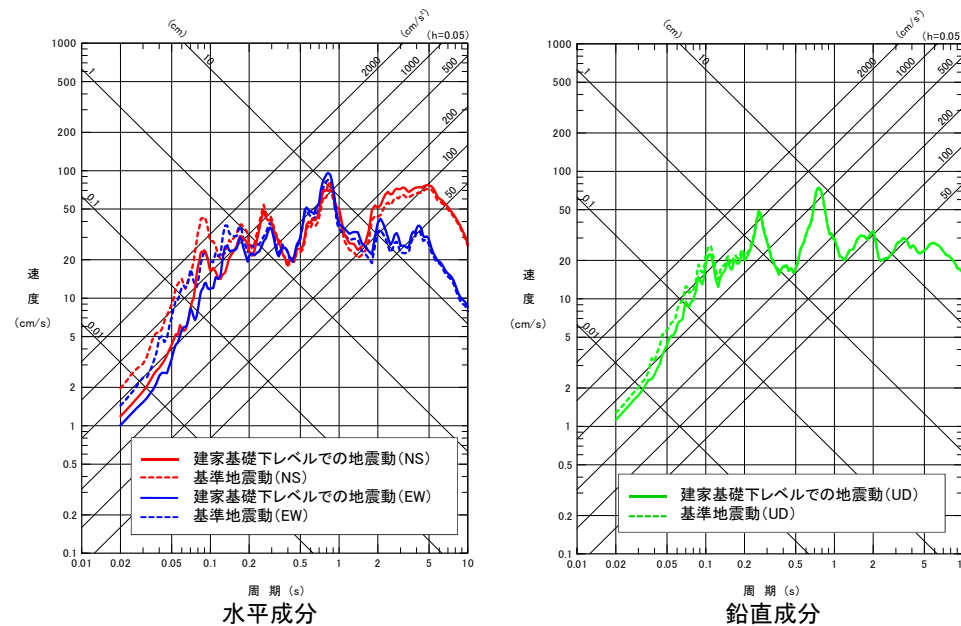
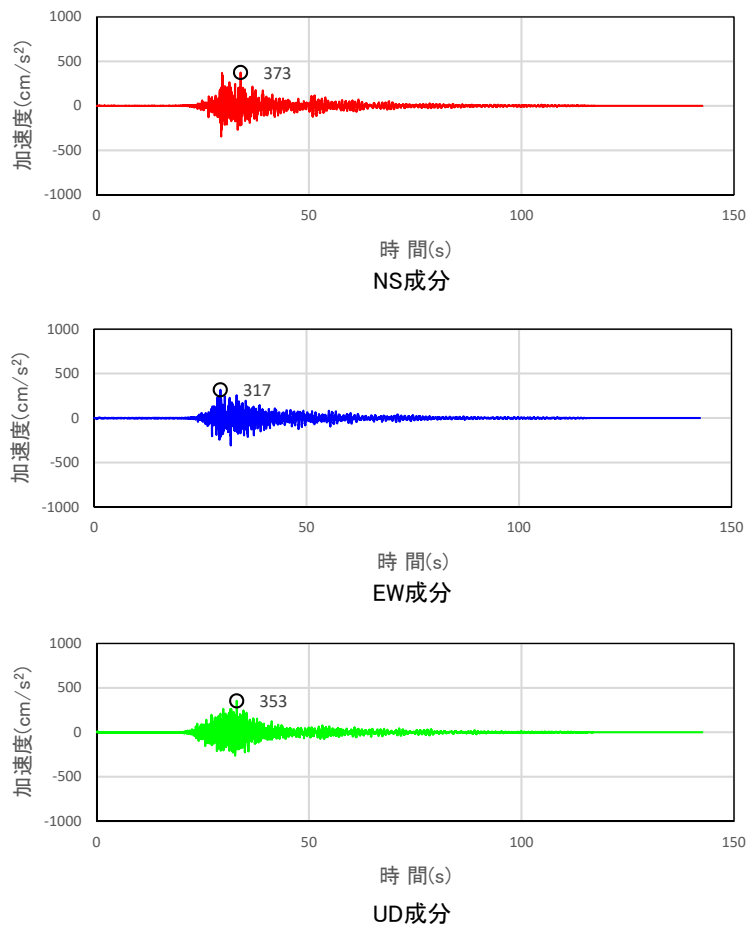
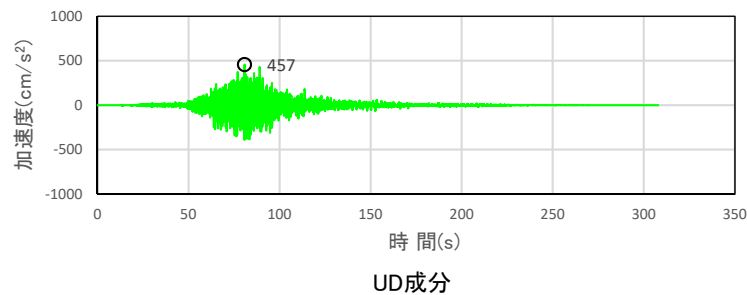
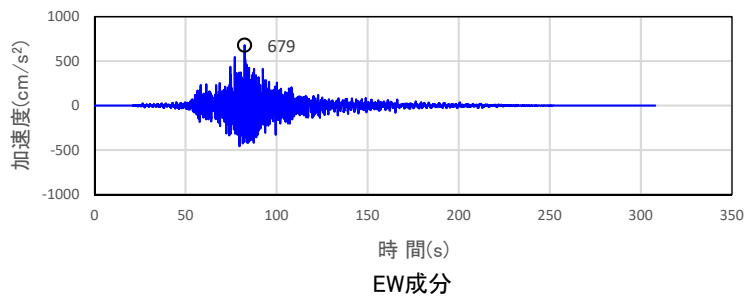
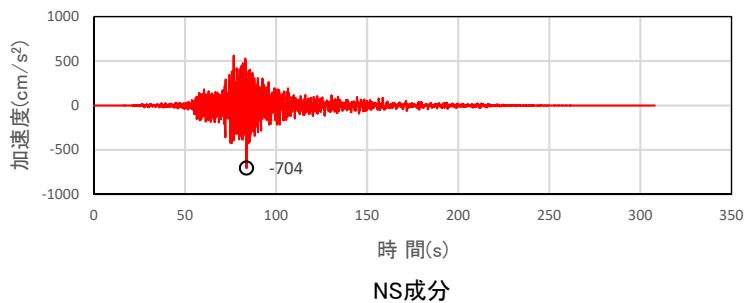
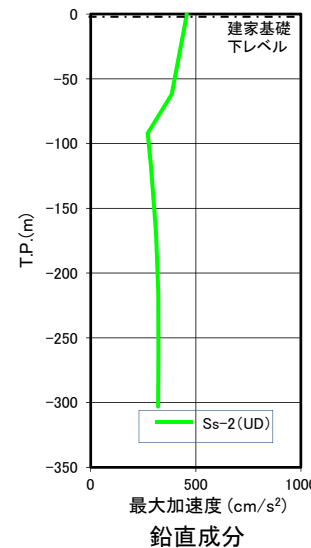
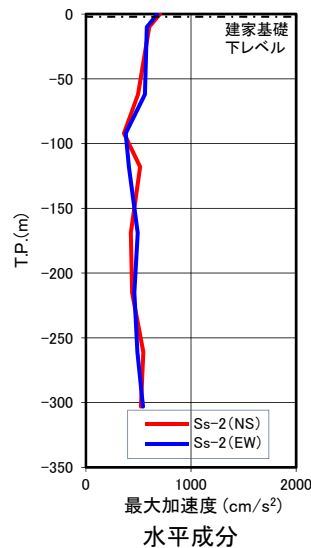
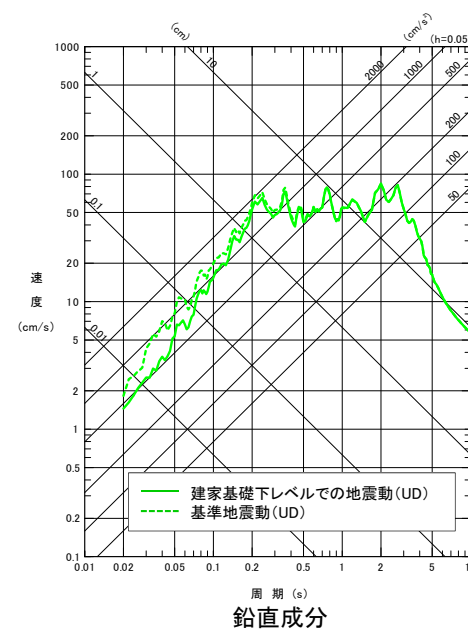
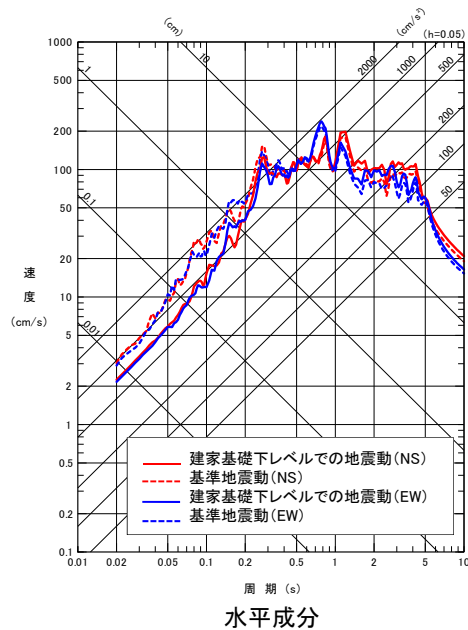


図2 高放射性廃液貯蔵場(HAW)建家基礎下レベルでの地震動(基礎下T.P.0.0m;自由表面波)
基準地震動 Ss-1

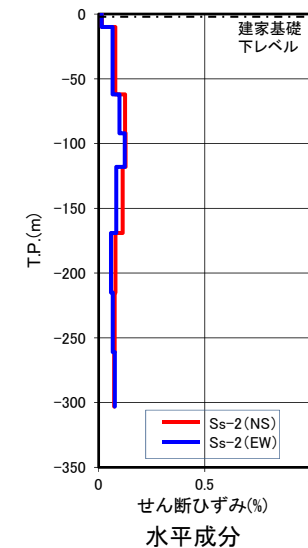
3. 建家基礎下レベルでの地震動評価(3/3) ③基準地震動 Ss-2



加速度時刻歴波形



最大加速度分布



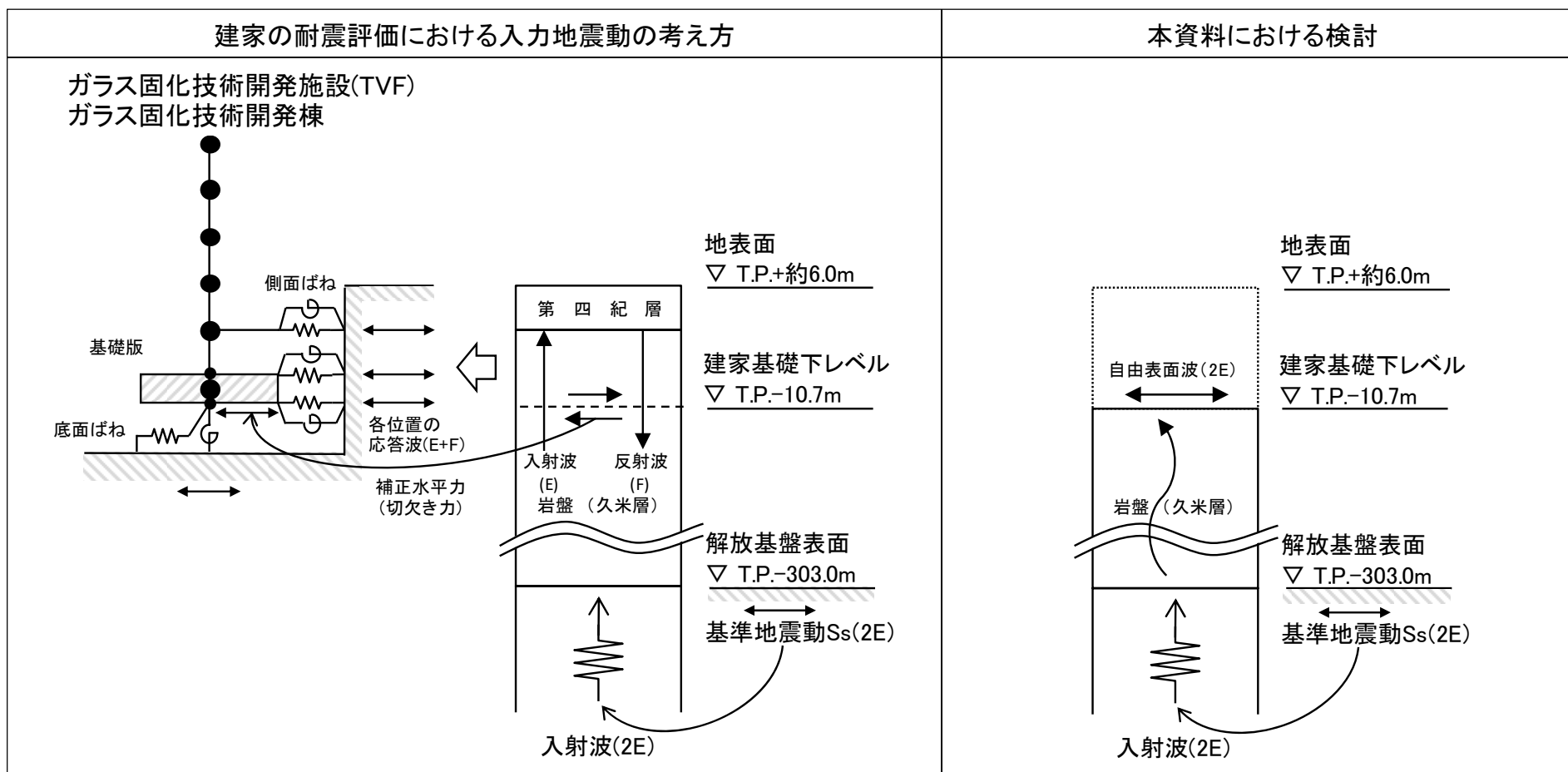
せん断ひずみ分布

図3 高放射性廃液貯蔵場(HAW)建家基礎下レベルでの地震動(基礎下T.P.0.0m;自由表面波)
基準地震動 Ss-2

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟建家基礎下レベルでの地震動評価について 別添6-1-4

1. 建家基礎下レベルでの地震動の考え方

- ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟の耐震評価に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地震動 S_s に対して一次元波動論にて評価した各位置の応答波(E+F)に加え、建家基礎版底面に補正水平力(切欠き力)を考慮する。
- 本資料においては、解放基盤表面で定義された基準地震動 S_s が、建家基礎版の底面レベル(以下「建家基礎下レベル」という。)まで上昇する際の増幅特性の確認を目的とし、一次元波動論を用いた等価線形解析を行い、解放基盤表面に基準地震動 S_s を入力した際の建家基礎下レベルにおける自由表面波(2E)を算定した。結果を以下に示す。



2. 建家基礎下レベルでの地震動算定用地盤モデル

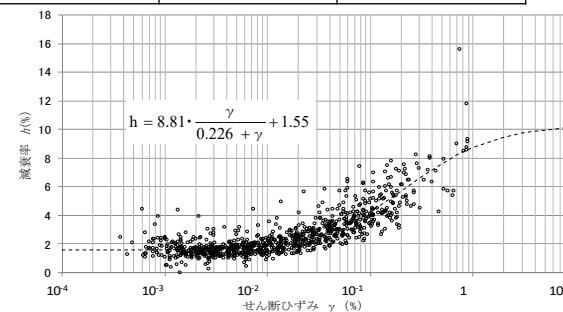
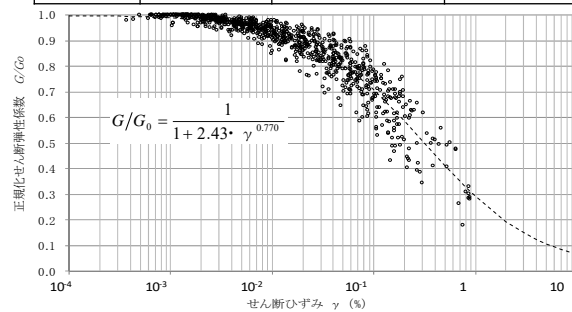
- 本検討においては、下表に示す耐震設計に用いる浅部地盤モデルにより評価した。
- 地盤の物理特性及び力学特性を明らかにするために、日本工業規格(JIS)、地盤工学会基準(JGS)等に準拠し、各種試験を実施した。
- 湿潤密度は、ボーリング孔から採取した供試体を用いた物理試験より求めた平均値より設定した。
- S波速度とポアソン比は、ボーリング孔で実施したPS検層より求めた標高との関係式より設定した。
- P波速度は、評価対象となる久米層(Km層)が地下水位以深であるため、体積弾性率一定として設定した。
- 等価線形解析に用いる変形特性は、ボーリング孔から採取した供試体を用いた繰り返し三軸試験の結果より設定した。

地震動算定用地盤モデル

No.	地層区分	上端深度 T.P. (m)	層厚 (m)	湿潤密度 ρ (g/cm ³)	S波速度 Vs (m/s)	ポアソン比 ν
1	Km	-10.7	51.3	1.77	513	0.451
2		-62.0	30.0	1.77	539	0.447
3		-92.0	26.0	1.77	557	0.444
4		-118.0	51.0	1.77	580	0.440
5		-169.0	46.0	1.77	608	0.436
6		-215.0	46.0	1.77	634	0.431
7		-261.0	42.0	1.77	657	0.426
8	—	-303.0	—	1.77	700	0.417

↑ 建家基礎下レベル
(地震動評価位置)

● 解放基盤表面
(基準地震動入力位置)



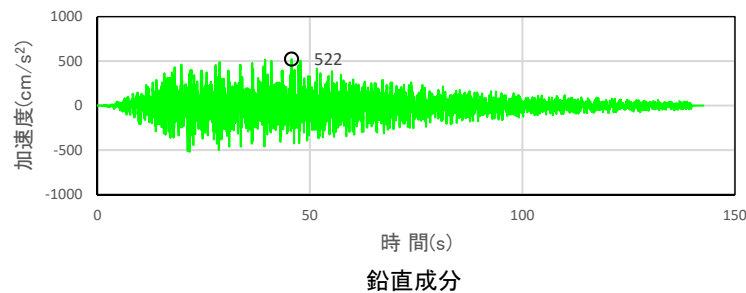
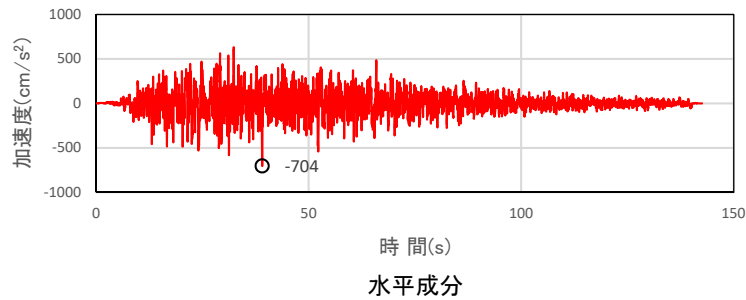
$G/G_0 - \gamma$ 曲線

$h - \gamma$ 曲線

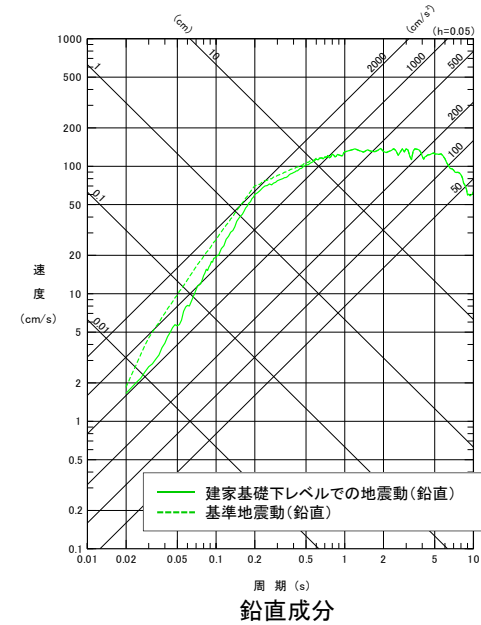
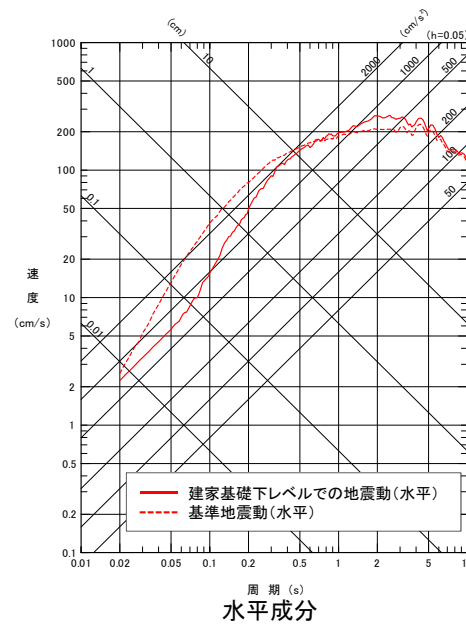
繰り返し三軸試験結果(変形特性, Km層)

3. 建家基礎下レベルでの地震動評価(1/3)

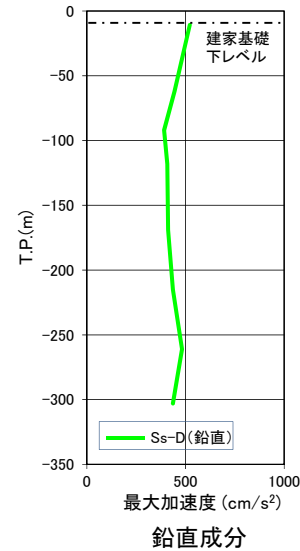
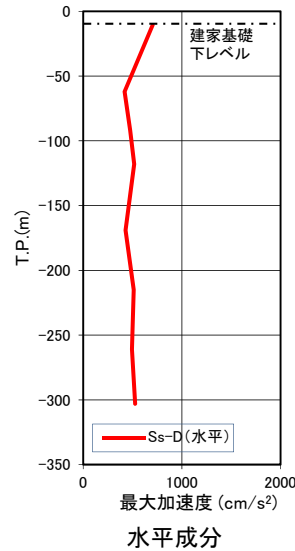
① 基準地震動 Ss-D



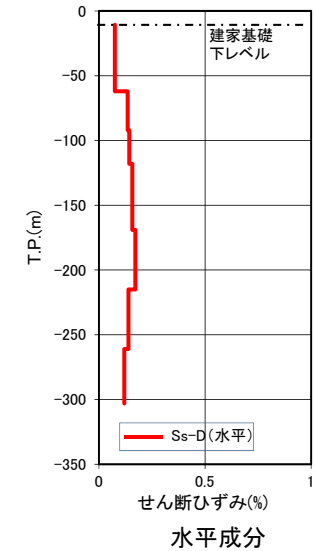
加速度時刻歴波形



擬似速度応答スペクトル



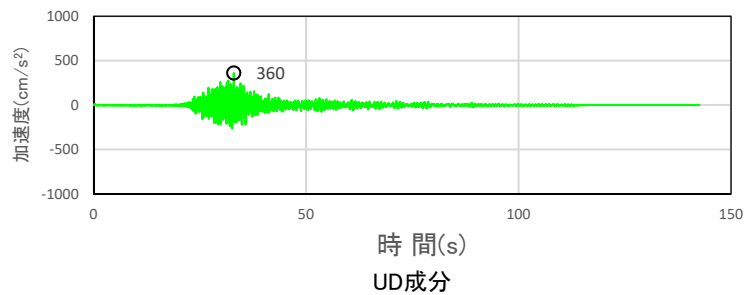
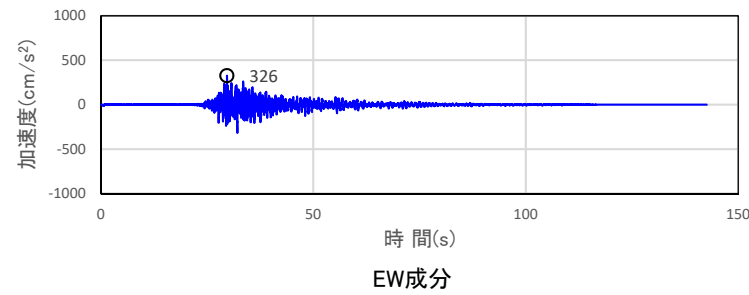
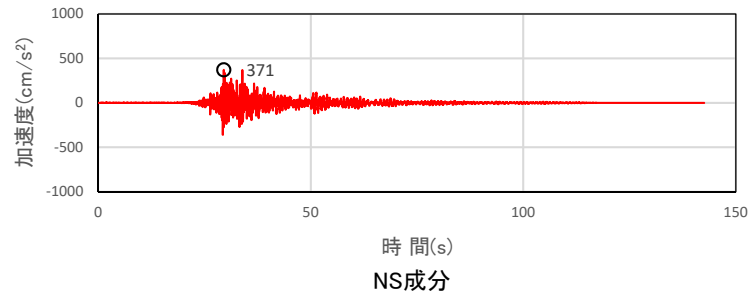
最大加速度分布



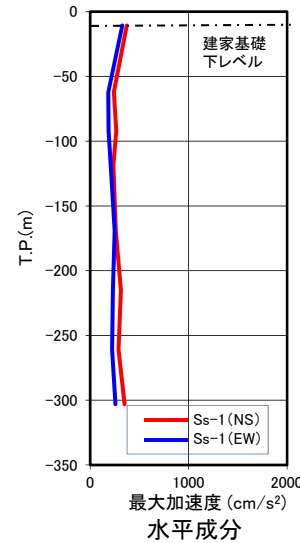
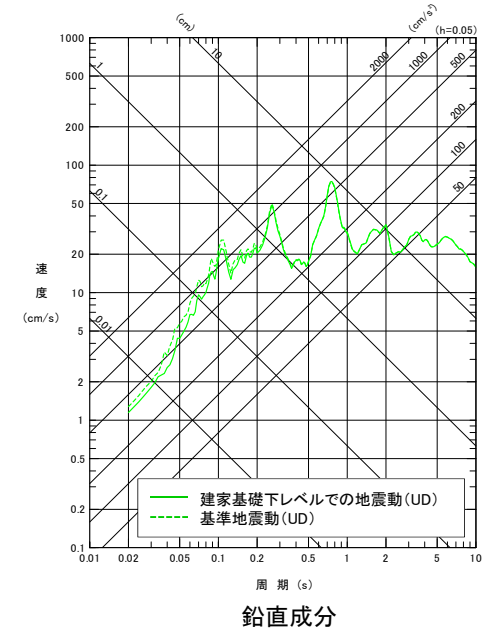
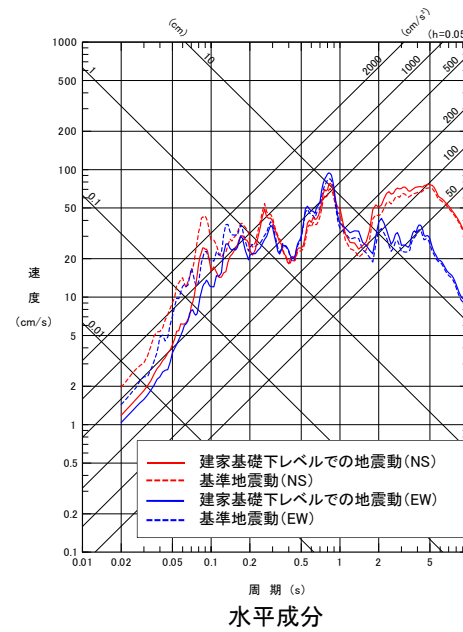
せん断ひずみ分布

図1 ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟建家基礎下レベルでの地震動 (基礎下T.P.-10.7m;自由表面波) 基準地震動 Ss-D

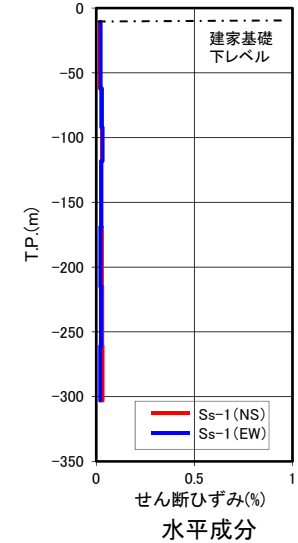
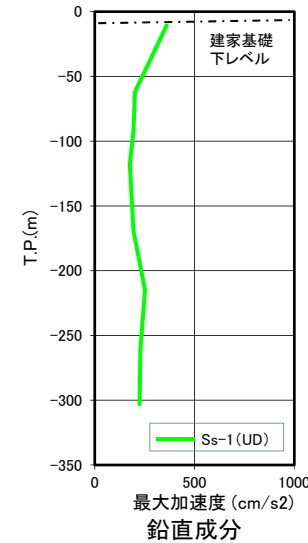
3. 建家基礎下レベルでの地震動評価(2/3) ②基準地震動 Ss-1



加速度時刻歴波形



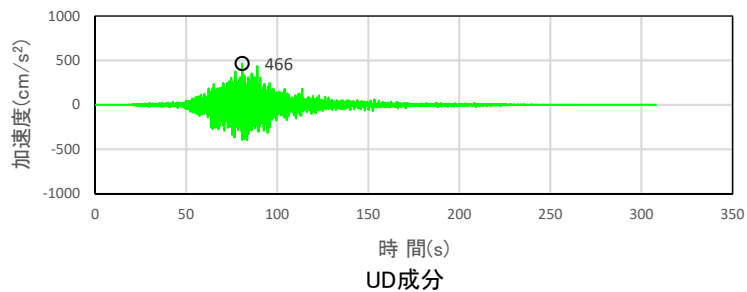
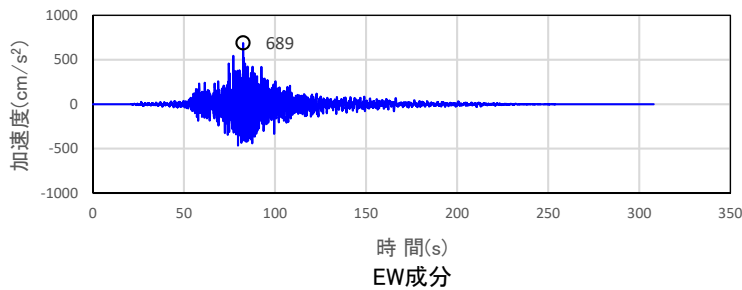
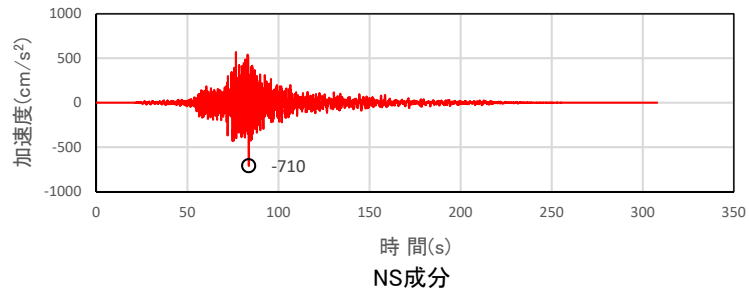
最大加速度分布



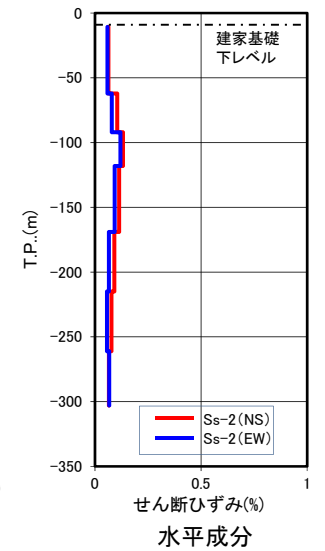
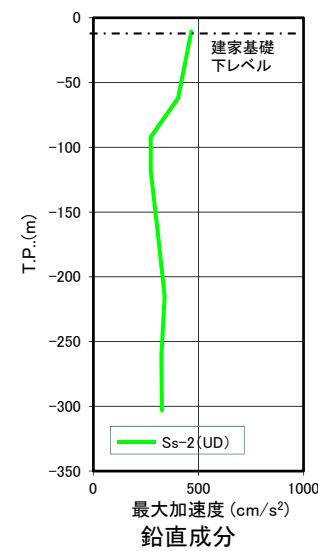
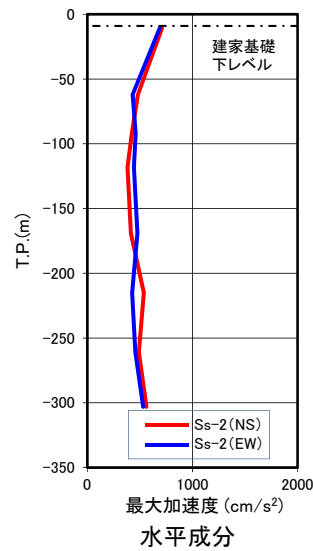
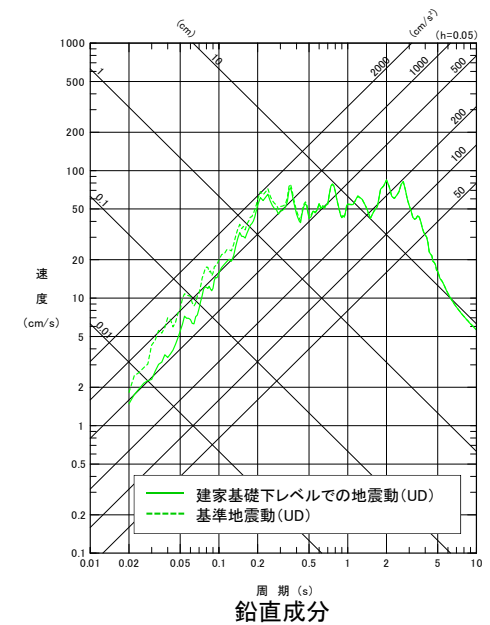
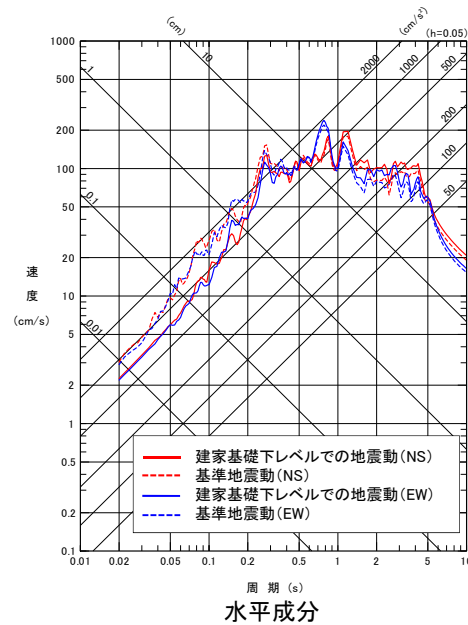
せん断ひずみ分布

図2 ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟建家基礎下レベルでの地震動
(基礎下T.P.-10.7m;自由表面波) 基準地震動 Ss-1

3. 建家基礎下レベルでの地震動評価(3/3) ③基準地震動 Ss-2



加速度時刻歴波形



せん断ひずみ分布

図3 ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟建家基礎下レベルでの地震動
(基礎下T.P.-10.7m;自由表面波) 基準地震動 Ss-2

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) 内的な起回事象

- 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) 外的な起回事象の整理

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紙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 6-1-2」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 (別紙 2 事故選定に伴う評価結果 参照)

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 (別紙 2 事故選定に伴う評価結果 参照)

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（別紙 2 事故選定に伴う評価結果 参照）

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（別紙 2 事故選定に伴う評価結果 参照）

高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開施設（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。

5. 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）

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	<p>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。</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	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の計測制御系統施設、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)
 C_i : 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、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(平成 27 年 8 月 31 日原子力規制委員会告示第八号) 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 其他核種 5.0E-05 ・建家外への移行率: 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 其他核種 1.0E-04 ・建家外への移行率: 1.0E-02	-	-	-	1.99E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・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 其他核種 2.0E-05 ・建家外への移行率: 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 其他核種 5.0E-05 ・建家外への移行率: 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 其他核種 1.0E-04 ・建家外への移行率: 1.0E-02	-	-	-	2.00E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・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 其他核種 2.0E-05 ・建家外への移行率: 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 其他核種 5.0E-05 ・建家外への移行率: 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 其他核種 1.0E-04 ・建家外への移行率: 1.0E-02	-	-	-	1.37E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・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 其他核種 2.0E-05 ・建家外への移行率: 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 其他核種 5.0E-05 ・建家外への移行率: 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 其他核種 1.0E-04 ・建家外への移行率: 1.0E-02	-	-	-	1.91E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・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 其他核種 2.0E-05 ・建家外への移行率: 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 其他核種 5.0E-05 ・建家外への移行率: 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 其他核種 1.0E-04 ・建家外への移行率: 1.0E-02	-	-	-	2.20E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・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 其他核種 2.0E-05 ・建家外への移行率: 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 其他核種 5.0E-05 ・建家外への移行率: 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 其他核種 1.0E-04 ・建家外への移行率: 1.0E-02	-	-	-	2.20E+09	・2017年11月30日のインベントリを使用 ・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 其他核種 2.0E-05 ・建家外への移行率: 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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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・℃]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・℃], 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	<ul style="list-style-type: none"> 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/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 建家外への移行率:1.0E-02 	46.3 日	3.24E+08	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率:1.0E-02 	-	-	-	6.48E+07	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率:1.0E-02
	希釈槽 (266V13)	77.3 日	1.56E+08	<ul style="list-style-type: none"> 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/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 建家外への移行率:1.0E-02 	24.2 日	3.12E+08	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率:1.0E-02 	-	-	-	6.24E+07	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率:1.0E-02
	プルトニウム製品 貯槽 (267V10)	42.5 日	1.40E+08	<ul style="list-style-type: none"> 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/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 建家外への移行率:1.0E-02 	148.8 日	2.81E+08	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率:1.0E-02 	-	-	-	5.62E+07	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率:1.0E-02
	高放射性 廃液貯槽 (272V14)	10.6 日	7.67E+09	<ul style="list-style-type: none"> 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 m³ 比熱:0.7 kcal/Kg/°C 密度:1.155 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 建家外への移行率:1.0E-02 	379 年	1.53E+10	<ul style="list-style-type: none"> 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 m³ 水素爆発の移行率:揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 建家外への移行率:1.0E-02 	-	-	-	3.07E+09	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率: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/℃ ・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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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/℃ ・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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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/℃ ・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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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/℃ ・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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率: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/℃ ・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 ・建家外への移行率: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 ・建家外への移行率:1.0E-01

比熱[kcal/kg・℃]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・℃]、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 °C、初期温度:40 °C 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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 °C、初期温度:40 °C 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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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°C、初期温度:40°C 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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 °C、初期温度:60 °C 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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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 建家外への移行率: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	<ul style="list-style-type: none"> 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 °C、初期温度: 40 °C 容量: 61 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 建家外への移行率: 1.0E-01 	3.8 年	2.14E+09	<ul style="list-style-type: none"> 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 m³ 水素爆発の移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 建家外への移行率: 1.0E-01 	-	-	-	6.77E+08	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率: 1.0E-01
第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E)	低放射性廃液第二蒸発缶 (322V11.E12)	沸騰状態	6.89E+07	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率: 1.0E-01 	1.0E+05 年	6.37E+07	<ul style="list-style-type: none"> 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: 16.5 m³ 水素爆発の移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 建家外への移行率: 1.0E-01 	-	-	-	6.36E+07	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率: 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	<ul style="list-style-type: none"> 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 °C、初期温度: 40 °C 容量: 250 m³ 比熱: 0.998 kcal/Kg/°C 密度: 1.130 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 建家外への移行率: 1.0E-01 	1.2E+04 年	2.45E+09	<ul style="list-style-type: none"> 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: 62.8 m³ 水素爆発の移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 建家外への移行率: 1.0E-01 	-	-	-	2.45E+09	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率: 1.0E-01
分析所 (CB)	中間貯槽 (108V10)	-	1.73E+08	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率: 1.0E-01 	-	3.81E+06	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率: 1.0E-01 	-	-	-	7.61E+05	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率: 1.0E-01
焼却施設 (IF)	回収ドデカン貯槽 (342V21)	-	-	-	5.3E+05 年	6.19E-01	<ul style="list-style-type: none"> 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 m³ 水素爆発の移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-04 建家外への移行率: 1.0E-01 	1.6E+08 年	6.19E+01	<ul style="list-style-type: none"> 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 °C、初期温度: 40 °C 容量: 2.2 m³ 比熱: 0.41 kcal/Kg/°C 密度: 760 kg/m³ 火災の移行率: 揮発性核種 1.0 その他核種 1.0E-02 建家外への移行率: 1.0E-01 	1.24E-01	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率: 1.0E-01
放出廃液油分除去施設 (C)	廃炭貯槽 (350V31)	-	7.53E+07	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率: 1.0E-01 	-	9.87E+06	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率: 1.0E-01 	-	-	-	1.97E+06	<ul style="list-style-type: none"> 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 建家外への移行率: 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