

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に関する審査結果

原規規発第 2104272 号

令和 3 年 4 月 2 7 日

原 子 力 規 制 庁

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に関する審査書

目次

I. 本審査書の位置付け	… 1
II. 申請の概要	… 1
III. 審査の方針	… 2
IV. 審査内容	… 3
1. 廃止措置中に過失、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	… 4
1-1. 重大事故等の拡大の防止等（事業指定基準規則第28条）	… 4
1-2. 重大事故等に対処するための手順等（重大事故等防止技術的能力基準）	… 10
1-2-1. 共通の要求事項	… 10
1-2-2. 蒸発乾固に対処するための手順等	… 12
1-2-3. 重大事故等への対処に必要な水の供給手順等	… 13
1-2-4. 電源の確保に関する手順等	… 15
1-2-5. 事故時の計装に関する手順等	… 16
1-2-6. 監視測定等に関する手順等	… 18
2. 安全対策に係る性能維持施設の位置、構造及び設備	… 19
2-1. 津波による損傷の防止（漂流物の影響防止施設）	… 19
V. 審査の結果	… 22

I. 本審査書の位置付け

本審査書は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「申請者」という。）から核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）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 項の規定に基づき申請のあった「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」（令和 3 年 2 月 10 日付け令 02 原機（再）079 をもって申請。以下「本申請」という。）の内容が、法第 50 条の 5 第 3 項において準用する法第 12 条の 6 第 4 項の規定に基づく使用済燃料の再処理の事業に関する規則（昭和 46 年総理府令第 10 号。以下「再処理規則」という。）第 19 条の 8 に定める廃止措置計画の認可の基準に適合しているかを審査した結果を取りまとめたものである。

II. 申請の概要

本申請は、廃止措置中の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（以下「再処理施設」という。）における高放射性廃液貯蔵場（以下「HAW」という。）及びガラス固化技術開発施設（以下「TVF」という。）の安全対策の実施内容について、既認可の廃止措置計画における安全対策の基本方針に従い、主に以下の内容を追加するものである。

1. 事故対処の有効性評価

申請者は、HAW及びTVFにおける事故対処の有効性評価について、再処理規則第 1 条の 3 に定められている事故のうち、HAW及びTVFにおいて発生する可能性がある事故として、使用済み燃料から分離された物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において発生する蒸発乾固（以下「蒸発乾固」という。）を選定し、令和 2 年 1 月 14 日をもって廃止措置計画の認可を受けている。本申請では、蒸発乾固に係る事故対処の有効性を評価している。

事故対処の有効性評価に当たっては、既認可の廃止措置計画に定める廃止措置計画用設計地震動（以下「設計地震動」という。）及び廃止措置計画用設計津波（以下「設計津波」という。）により、HAW及びTVFの貯槽等の全てにおいて同時に崩壊熱除去機能が喪失することを想定し、その機能を代替する設備により、高放射性廃液が沸騰に至る前までに、高放射性廃液の冷却を実施する体制を整備することとしている。

有効性評価の結果、高放射性廃液を内包する機器の冷却コイル又は冷却ジャケットに給水し崩壊熱を除去する未然防止対策（以下単に「未然防止対策」という。）と、高放射性廃液を内包する機器に直接注水し発熱密度を低下させることにより高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を遅延させる対策（以下単に「遅延対策」という。）を各々又は適切に組み合わせることにより、高放射性廃液が沸騰に至る前に

崩壊熱除去機能を確保し、外部支援に頼ることなく7日間実施体制を維持できるとしている。

また、未然防止対策及び遅延対策に係る対策の手順、訓練の実施及び実施体制等を示している。

2. 津波による損傷の防止（漂流物の影響防止施設）

申請者は、設計津波による漂流物について、既認可の廃止措置計画において選定している代表漂流物（水素タンク、防砂林、小型船舶及び中型バス。以下単に「代表漂流物」という。）の選定の妥当性を検証するため、引き波の影響を含めて津波の流況解析及び漂流物の軌跡解析を実施している。

その上で、HAW及びTVFに到達する可能性のある漂流物を特定し、当該漂流物の影響防止施設の詳細設計を実施している。具体的には、漂流物の影響防止施設を分離精製工場（以下「MP」という。）建屋及び津波漂流物防護柵とし、当該建物及び施設の耐震評価及び耐津波性評価を実施し、必要な強度を有することを確認している。

なお、令和元年12月19日付け令01原機（再）022をもって申請のあった既認可の廃止措置計画変更認可申請書（令和2年5月29日付け令02原機（再）020をもって一部補正）における審査の過程において、原子力規制庁は、設計津波の引き波の影響を考慮することを求めた。これに対して、申請者は、その後確認するとしていた引き波の影響について、津波の流況解析及び漂流物の軌跡解析の結果から、引き波の影響による漂流物が、HAW及びTVFに到達することはないことを確認したが、漂流物による津波防護対策に万全を期する観点から、HAW及びTVFの西側に消波ブロック等の障害物を設置することで、事業所内の公用車等の漂流物の到達防止を検討するとしている。

本件審査書では、上記に係る申請内容について、IV. 審査内容としてとりまとめている。

III. 審査の方針

再処理規則第19条の8第2項に定められた廃止措置計画の認可の基準は、以下のとおりである。

- (1) 特定再処理施設（※¹）におけるせん断処理施設の操作の停止に関する恒久的な措置が講じられていること。
- (2) 使用済燃料、核燃料物質又は使用済燃料から分離された物の管理及び譲渡しが適切なものであること。

¹ 再処理設備本体から回収可能核燃料物質を取り出していないものをいう。

- (3) 使用済燃料、核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物又はこれらによつて汚染された物の管理、処理及び廃棄が適切なものであること。
- (4) 廃止措置の実施が使用済燃料、核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物又はこれらによつて汚染された物による災害の防止上適切なものであること。

本審査では、再処理規則第19条の8第2項に規定する廃止措置計画の認可の基準のうち(4)への適合性について、「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)の廃止措置計画の認可の審査に関する考え方」(平成29年4月19日原子力規制委員会決定。以下「審査の考え方」という。)に基づき確認した。

また、本審査においては、以下の規則、ガイド等を参考とした。

- (1) 再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第27号。以下「事業指定基準規則」という。)
- (2) 再処理施設の技術基準に関する規則(令和2年原子力規制委員会規則第9号。以下「技術基準規則」という。)
- (3) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド(原管地発第1306192号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))
- (4) 耐震設計に係る工認審査ガイド(原管地発第1306195号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))
- (5) 基準津波及び対津波設計方針に係る審査ガイド(原管地発第1306193号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))
- (6) 耐津波設計に係る工認審査ガイド(原管地発第1306196号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))
- (7) 使用済燃料の再処理の事業に係る再処理事業者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準(原管研発第1311277号(平成25年11月27日原子力規制委員会決定)。以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。)

IV. 審査内容

原子力規制庁は、本申請が、再処理規則第19条の8第1項第4号「廃止措置の実施が使用済燃料、核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物又はこれらによつて汚染された物による災害の防止上適切なものであること」の規定に適合しているかどうかについて、審査の考え方に基づき、以下の内容を確認した。

なお、本審査書においては、法令の規定等や申請書の内容について、必要に応じ、文章の要約、言い換え等を行っている。

1. 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（再処理規則第19条の5第2項第4号関係）

原子力規制庁は、審査の考え方にに基づき、本申請における廃止措置中に想定される事故の種類、程度、影響等について、以下の事項を確認した。

① 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、津波、浸水、火災、火山活動、竜巻等があった場合に発生すると想定される事故（重大事故等、大規模損壊に係るものを含む。）の種類、程度、影響等に関する説明が示されていること。（審査の考え方第6の4①）

② 重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における体制及び対応に関する説明が記載されていること。なお、保安規定において具体的な対応等を定めている場合は、その旨が示されていること。（審査の考え方第6の4②）

また、本申請において示されている上記の内容が、使用済燃料、核燃料物質、若しくは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による災害の防止上適切なものであるかどうかを確認するに当たって、事業指定基準規則第28条及び重大事故等防止技術的能力基準を参考とした。

なお、申請者は、事故対処設備の位置、構造及び設備については、今後予定している廃止措置計画変更認可申請において、再処理施設の安全対策に係る性能維持施設の追加の中で改めて示すとしている。

1-1. 重大事故等の拡大の防止等（事業指定基準規則第28条関係）

事業指定基準規則第28条は、再処理施設は、重大事故の発生を防止するために必要な措置を講じること等を要求している。

事業指定基準規則解釈第28条は、重大事故について、発生を防止するための設備が有効に機能するかを確認（有効性評価）すること等を要求している。また、評価に当たっての前提条件として、電力量、冷却材料、作業員、作業体制等を適切に考慮すること、事故の発生を想定するに当たって長時間の全交流電源喪失等によって想定される冷却設備等の安全機能の喪失の同時発生の可能性を考慮すること等を示している。

申請者は、HAW及びTVFにおいて発生する可能性のある事故として、既認可の廃止措置計画において選定している蒸発乾固に係る事故対処の有効性評価について、再処理施設の現況及び事業指定基準規則等に照らして、以下のとおりとしている。

なお、事故対処の前提となる電力量、冷却材料、作業員、作業体制等については、「1-2. 重大事故等に対処するための手順等（重大事故等防止技術的能力基準）」において示す。

(1) 蒸発乾固の発生を想定する際の考え方

蒸発乾固は、高放射性廃液を冷却するための崩壊熱除去機能の喪失により、高放射性廃液が沸騰に至ることで放射性エアロゾルが発生し、大気中への放射性物質の放出量が増加する事象である。蒸発乾固に係る事故対処にあたっては、安全機能を喪失する要因のうち、機能喪失が広範に及び、かつ津波によるがれき等により事故対処が困難な状況が想定される地震及び津波を要因とする場合における対策の有効性を評価する。

地震及び津波が発生した場合、設計地震動に対して耐震性を有さない、HAW及びTVFに電力、工業用水及び蒸気を供給する施設（以下「ユーティリティ関連施設」という。）が機能喪失する。これにより高放射性廃液を冷却するための冷却コイル又は冷却ジャケットを備えている表1-1.1に示す高放射性廃液貯槽等（以下単に「貯槽等」という）において、高放射性廃液の崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。

なお、有効性評価にあたっては、同時にこれらの貯槽等に機能喪失が発生することを想定する。

表1-1.1 事故の発生を想定する機器の特定結果

施設名	機器名称	機器番号
HAW	高放射性廃液貯槽	272V31～V35
	中間貯槽	272V37、V38
TVF	受入槽	G11V10
	回収液槽	G11V20
	濃縮液槽	G12V12
	濃縮液供給槽	G12V14
	濃縮器	G12E10

(2) 蒸発乾固への対策

① 対策の考え方

高放射性廃液の沸騰を未然に防止するため、喪失した崩壊熱除去機能を代替する設備により、高放射性廃液が沸騰に至る前に、高放射性廃液の冷却を実施する体制を整備する。

② 具体的対策

蒸発乾固に係る事故対処は、以下のとおり、未然防止対策及び遅延対策の2種類から構成する。未然防止対策及び遅延対策を、事象の進展状況に応じて組み合わせ実施することにより、外部からの支援が得られるようになるまで高放射性廃液が沸騰に至らない状態を維持して事故を収束させる。

a. 未然防止対策

未然防止対策は、使用する事故対処設備に応じて、以下の3つの対策を行う。

ア. 恒設の冷却設備を用いた対策（以下「未然防止対策①」という。）
最優先で講じる未然防止対策として、移動式発電機による給電及びエンジン付きポンプ等による建屋屋上の密閉式冷却塔への給水により、恒設の冷却設備を用いて崩壊熱除去機能を復旧する。

イ. 可搬型冷却設備を用いた代替の一次冷却系ループを構築する対策（以下「未然防止対策②」という。）

未然防止対策①において、移動式発電機が故障等により使用できない場合には、可搬型冷却設備、エンジン付きポンプ等の可搬型設備を一次冷却系に接続し、代替の一次冷却系の仮設ループ（以下「仮設ループ」という。）を構築することにより、崩壊熱除去機能を復旧する。

また、未然防止対策②の実施中は、より安定な状態を維持できる未然防止対策①の実施に必要な給電系統の補修等を行い、実施できる体制が整い次第、未然防止対策①へ移行する。

ウ. エンジン付きポンプ等を用いて仮設ループを構築せず一次系冷却系に直接給水する対策（以下「未然防止対策③」という。）

未然防止対策①が実施できず、かつ津波によるがれきの散乱等により未然防止対策②の実施にも時間を要する場合には、エンジン付きポンプ等の可搬型設備を用いて、仮設ループを構築せず一次冷却系に直接給水する対策を実施する。

未然防止対策③は、冷却に用いた水を直接排水するため多量の水を要することから、未然防止対策③の実施中に、未然防止対策②を実施できる体制が整い次第、より少量の水で冷却が可能な未然防止対策②へ移行する。

b. 遅延対策

遅延対策は、未然防止対策による崩壊熱除去機能の回復に時間を要する場合に、高放射性廃液の沸騰までの時間余裕を確保するための対策であり、使用する事故対処設備に応じて、以下の2つの対策を行う。

ア. 施設内水源から貯槽等へ直接注水する対策（以下「遅延対策①」という。）

高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間余裕を確保するため、可搬型蒸気供給設備等を用いて、施設内水源（予備の高放射性廃液貯槽に予め貯留する水等）から貯槽等に直接給水する。

イ. 所内水源等から取水し貯槽等へ直接注水する対策（以下「遅延対策②」という。）

遅延対策①では、施設内水源の貯水量は限られており、遅延対策の効果は限定的となることから、更なる時間余裕を確保するため、所内水源等を用いて貯槽等へ直接給水する。

② 対策に要する時間

HAW及びTVFにおける各対策に要する時間は、訓練実績に基づき評価した結果は表1-1.2のとおりである。

なお、当該時間には、勤務時間外（休日及び夜間、以下同じ。）に事故が発生した場合、事故対処要員が参集し、事故対処に着手するまでの時間（10時間）を含んでいる。

表1-1.2 各対策に要する時間

	HAW	TVF
未然防止対策①	21時間	21時間
未然防止対策②	27時間	25時間
未然防止対策③	22時間	25時間
遅延対策①	22時間	14時間※
遅延対策②	22時間30分	23時間

※ 貯槽等によって対策が完了する時間が異なることから、対策に要する時間が最も遅い貯槽等の値としている。

(3) 事象進展の評価

本評価における、事象進展の評価条件は、以下のとおりとする。

- ① 表1-1.1に示す貯槽等のうち、HAWの貯槽等における高放射性廃液の沸騰到達時間及び除熱に必要な冷却水流量は、廃止措置中の再処理施設において今後新たに高放射性廃液は発生しないことから、直近のHAWにおける高放射性廃液の貯蔵状況に基づくパラメータを用いて評価する。
- ② 表1-1.1に示す貯槽等のうち、TVFの貯槽等における高放射性廃液の沸騰到達時間及び除熱に必要な冷却水流量は、ガラス固化処理運転中に事故が発生することを想定して評価する。この場合、TVFの貯槽等の高放射性廃液の液量については、受入槽及び回収液槽においては既認可の廃止措置計画に示す液量制限値、その他の貯槽等においてはこれまでの運転実績に基づき設定した工程内最大液量とする。また、高放射性廃液の発熱量及び密度については、HAWにおける最も沸騰到達時間の短い貯槽等の発熱量及び密度とする。

また、濃縮器の高放射性廃液については、濃縮操作中は沸騰しており、濃縮操作中に全動力電源喪失が起こった場合は、濃縮器停止操作として純水貯槽から0.2 m³給水するため、濃縮器の沸騰到達時間は、この0.2 m³給水後の再沸騰到達時間とする。

なお、ガラス固化運転終了後は、TVF内の貯槽等において保有する高放射性廃液はすべてHAWへ返送することから、ガラス固化運転期間外には、TVFの貯槽等に係る事故対処は不要である。

以上の条件に基づき算出した各貯槽等における沸騰到達時間は、表2-1.3のとおりである。

表 2-1.3 各貯槽等における沸騰到達時間

施設名	機器名称	機器番号	沸騰到達時間 (h)
HAW	高放射性廃液貯槽	272V31	107
		272V32	84
		272V33	124
		272V34	88
		272V35	77
	中間貯槽	272V37、V38	—※
TVF	受入槽	G11V10	86
	回収液槽	G11V20	57
	濃縮液槽	G12V12	56
	濃縮液供給槽	G12V14	56
	濃縮器	G12E10	26

※ 中間貯槽はHAW-TVF間の高放射性廃液移送時以外に高放射性廃液は存在しない。移送時における沸騰到達時間は移送元の貯槽に準拠する。

(4) 判断基準

蒸発乾固に係る事故対処の有効性評価における、有効性の判断基準は以下のとおりである。

① 未然防止対策

- a. HAWについては、沸騰到達時間が最も短い貯槽の沸騰到達時間までに、未然防止対策が完了することを確認する。
- b. TVFについては、濃縮器の沸騰到達時間が26時間となり、時間余裕が小さいことから、遅延対策を実施することを前提とし、それ以外の沸騰到達時間が最も短い貯槽等の沸騰到達時間までに未然防止対策が完了することを確認する。

② 遅延対策

HAW及びTVFのうち、沸騰到達時間が最も短い貯槽等の沸騰到達時間までに遅延対策が完了することを確認する。

なお、TVFの濃縮液供給槽及び濃縮液槽は、その容量が小さいことから、遅延対策は見込まない。

(5) 評価結果

蒸発乾固に係る事故対処の有効性評価の結果は、以下のとおりである。

① 未然防止対策

- a. HAWにおける沸騰到達時間が最も短い貯槽の沸騰到達時間は 77 時間であるのに対し、未然防止対策が完了する時間は、未然防止対策①では 21 時間、未然防止対策②では 27 時間、未然防止対策③では 22 時間であり、いずれの対策においても、要因となる事象の発生から高放射性廃液が沸騰に至るまでに未然防止対策が完了することを確認した。
- b. TVFにおける沸騰到達時間が最も短い濃縮液槽及び濃縮液供給槽の沸騰到達時間は 56 時間であるのに対し、未然防止対策が完了する時間は、未然防止対策①では 21 時間、未然防止対策②及び③では 25 時間であり、いずれの対策においても、要因となる事象の発生から高放射性廃液が沸騰に至るまでに未然防止対策が完了することを確認した。

② 遅延対策

- a. HAWにおける沸騰到達時間が最も短い貯槽の沸騰到達時間は 77 時間であるのに対し、遅延対策が完了する時間は、遅延対策①では 22 時間、遅延対策②では 22 時間 30 分であり、いずれの対策においても、要因となる事象の発生から高放射性廃液が沸騰に至るまでに遅延対策が完了することを確認した。
- b. TVFにおける沸騰到達時間が最も短い濃縮器の沸騰到達時間は 26 時間であるのに対し、遅延対策が完了する時間は、遅延対策①では 14 時間、遅延対策②では 23 時間であり、いずれの対策においても、要因となる事象の発生から高放射性廃液が沸騰に至るまでに遅延対策が完了することを確認した。

なお、申請者は、以上に示すとおり蒸発乾固を未然に防止する対策に時間余裕があること、再処理施設においては、今後再処理による高放射性廃液は発生しないため、時間経過による放射性物質の減衰及び高放射性廃液のガラス固化処理に伴う内蔵放射エネルギーの減少により、沸騰に至るまでの時間余裕は今後更に増加していくことから、仮に高放射性廃液が沸騰に至った場合の拡大防止対策及び影響緩和対策については、事故対処の有効性評価には含めないとしている。

原子力規制庁は、本申請が、事故対処の有効性評価の前提として想定している蒸発乾固の発生の条件や有効性の判断基準等が、東海再処理施設の現況を踏まえ適切に設定されていること、未然防止対策及び遅延対策が事象進展の特徴をとらえた対策とされていること、勤務時間外における事故対処の着手開始に要する時間（10 時間）を含ませた保守的な評価においても、未然防止対策及び遅延対策を各々又は適切に組み合わせることにより、高放射性廃液が沸騰するまでに対策が完了できることを確認していること等から、HAW及びTVFにおける蒸発乾固の発生を防止するために必要な措置がとられており、事業指定基準規則第 28 条に関する基準を満足していると判断した。

1-2. 重大事故等に対処するための手順等（重大事故等防止技術的能力基準）

重大事故等防止技術的能力基準1.0（共通事項）は、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し、共通の要求事項、全社的な体制の整備など重大事故等に対処するための基盤的な要求事項を満たす手順等を、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

また、重大事故等防止技術的能力基準1.1から1.14は、再処理事業者に対し、重大事故等に対処するための個別の手順等として、蒸発乾固の発生を未然に防止するための手順等、重大事故等への対処に必要なとなる水の供給手順等、電源の確保に関する手順等、監視測定等に関する手順等を適切に整備すること等を要求している。

1-2-1. 共通の要求事項

原子力規制庁は、事故対処の手順等に係る共通の要求事項について、重大事故等防止技術的能力基準の要求事項に照らして以下のとおり確認した。

(1) 重大事故等対処設備

重大事故等防止技術的能力基準1.0（1）（重大事故等対処設備に係る要求事項）は、重大事故等対処設備について、通常時に使用する系統から速やかに切り換えるために必要な手順等が適切に整備されていること、可搬型重大事故等対処設備の運搬又は設備の被害状況を把握するため、アクセスルートが確保できるよう実効性のある運用管理を行う方針であることを要求している。

原子力規制庁は、以下の事項を確認したことから、再処理施設の現況及び重大事故等防止技術的能力基準に照らして適切であると判断した。

- ① 未然防止対策及び遅延対策について、系統構成を明確化し、平常運転時に使用する系統から速やかに電源系統等の切り替え操作ができるように必要な手順書を整備すること
- ② アクセスルートは、運搬及び配置に支障を来すことがないように、被害状況に応じてルートを選定することができるように、迂回路も含めた複数のルートを確保すること。また、津波漂流物によるがれき等に対しては、重機による撤去、道路の補修等によりアクセスルートを確保すること

(2) 復旧作業

重大事故等防止技術的能力基準1.0（2）（復旧作業に係る要求事項）は、重大事故対策に必要な施設の機器等について適切な予備品及び予備品への取替えのために必要な機材等を確保する方針であること、予備品等を外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散などを考慮して保管する方針であること、及び設備の復旧作

業のためのアクセスルートが確保できるよう実効性のある運用管理を行う方針であることを要求している。

原子力規制庁は、以下の事項を確認したことから、再処理施設の現況及び重大事故等防止技術的能力基準に照らして適切であると判断した。

- ① 未然防止対策及び遅延対策において使用する可搬型事故対処設備について、事故対処に必要な給水設備及び給電設備は、単一故障を考慮し適切な予備品及びその取替えのために必要な機材等を確保し、外部事象の影響を受けにくい高台等に、位置的分散を考慮して保管すること
- ② 設備の復旧作業に係るアクセスルートの確保は、(1)②に記載のとおり運用管理をすること

(3) 支援

重大事故等防止技術的能力基準 1.0 (3) (支援に係る要求事項) は、再処理事業者において、事業所内であらかじめ用意された手段により事故発生後 7 日間は事故対応を維持できる方針であること、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること、及び事故発生後 6 日間までに支援を受けられる方針であることを要求している。

原子力規制庁は、以下の事項を確認したことから、再処理施設の現況及び重大事故等防止技術的能力基準に照らして適切であると判断した。

- ① 事業所内であらかじめ用意された事故対処設備、燃料等により、外部からの支援によらず 7 日間は事故収束対応を維持する方針であること
- ② 事故発生時における外部からの支援については、東海村、大洗町、銚田市及び那珂市に所在する 17 の原子力事業者と締結している「原子力事業所安全協力協定」に基づき、平常時又は緊急事態発生時に各事業所が相互に協力して対応する体制を整備しており、事故発生後、体制が整い次第、外部からの防護資機材の手配その他の支援を迅速に得られるように支援計画を定めていること
- ③ 事故発生後 7 日以降の事故対処を維持するため、事故発生後 6 日間までに、再処理施設の事故収束対応を維持するための支援を受けられる体制を整備する方針であること

(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

重大事故等防止技術的能力基準 1.0 (4) (手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備) は、再処理事業者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていることを要求している。

原子力規制庁は、以下の事項を確認したことから、再処理施設の現況及び重大事故等防止技術的能力基準に照らして適切であると判断した。

- ① 事故対処に係る手順については、以下のとおり整備する方針であること
 - a. HAW及びTVFの全ての貯槽等において、高放射性廃液の崩壊熱除去機能の喪失が同時に発生することを想定し、事故対処について適切な判断を行うために必要となるパラメータを定め、その測定のための手順書を整備する方針であること
 - b. 対策の成否、移行等の判断基準を明確にした手順書をあらかじめ整備する方針であること
 - c. 大津波警報が発令された場合に必要となる、浸水防止扉の閉止措置、TVFガラス固化運転時における濃縮機の停止等の対応について、手順書を整備する方針であること
- ② 事故対処に係る訓練については、以下のとおり実施し、又は実施する方針であること
 - a. HAW及びTVFの両施設が設計津波の遡上により同時に全交流電源喪失に至ることを想定した総合訓練を実施し、大津波警報発令時の初動対応を含む手順を確認していること
 - b. 事故対処設備等の配備状況の変化に応じて、事故対処の実効性を検証するなど、継続的な訓練により習熟を図る方針であること
- ③ 事故対処の実施体制については、以下のとおり整備する方針であること
 - a. 事故対処に必要な要員について、最も多くの事故対処要員を要する未然防止対策①において、休日夜間に事故が発生し、事故対処要員を招集して事故対処を実施する場合を想定し、徒歩で参集可能な域内に事故対処要員が居住していることを確認するなど、事故対処に必要な人員を確保できる方針であること
 - b. 事故対処を実施する現場対応班及び情報の整理等を実施する現地対策本部の役割分担及び責任者を定め、指揮命令系統を明確にして効果的な事故対処を実施し得る体制を整備する方針であること
 - c. 現場対応班及び現地対策本部は、HAW及びTVFの両施設で同時に事故等が発生した場合においても対応できる体制にする方針であること
 - d. 現地対策本部は、現場対応班、技術支援組織及び運営支援組織等を設ける方針であること

1-2-2. 蒸発乾固に対処するための手順等

重大事故等防止技術的能力基準1.2（冷却機能の喪失による蒸発乾固に対処するための手順等）は、再処理事業者において、高放射性廃液等を冷却する機能を有する施設において、蒸発乾固の発生を未然に防止するために必要な手順等を適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていることを要求している。

原子力規制庁は、本申請が、1-1.(2)に示す蒸発乾固を未然に防止するための未然防止対策及び遅延対策の方法について、適切に整備する方針であることから、蒸発乾固に対処するための手順等が、再処理施設の現況及び重大事故等防止技術的能力基準に照らして適切であることを確認した。

1-2-3. 事故対処に必要となる水の供給手順等

重大事故等防止技術的能力基準1.8(重大事故等への対処に必要となる水の供給手順等)は、再処理事業者において、設計基準事故への対処に必要な水源とは別に、重大事故等への対処に必要となる十分な量の水を有する水源を確保すること、重大事故等への対処に必要となる十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備する方針が適切に定められていることを要求している。

申請者は、事故対処に必要となる水の供給手順等について、以下のとおりとしている。

(1) 事故対処に用いる水源

1-1.(2)に示す蒸発乾固への対策を7日間継続して実施するために必要な水量は、表1-2-3.1に示すとおりである。

未然防止対策①、②及び遅延対策①(遅延対策①において貯槽等への直接注水に使用する水を除く。)に用いる水源は、今後配備予定の可搬型貯水設備を用いることを基本とする。可搬型貯水設備は、未然防止対策①と遅延対策①を並行して実施した場合に必要な水量である349 m³を確保するため、容量26 m³の可搬型貯水設備を15台(水量計390 m³)を配備し、設計津波が遡上しない高台に設置する方針である。なお、被災状況に応じて、設計地震動に対する耐震性を確認していない既存の水源(以下「所内水源」という。)又は自然水利を使用する。

遅延対策①において貯槽等への直接注水に使用する水について、HAWにおいては、予備の高放射性廃液貯槽に平常時から貯留する120 m³の水を使用し、TVFにおいては、8 m³の容量を有する純水貯槽の水を使用する。

未然防止対策③及び遅延対策②に用いる水源は、被災状況に応じて所内水源又は自然水利を使用する。所内水源は、設計津波が遡上しない高台に約1,000 m³の貯水設備が、設計津波遡上域に約10,630 m³の貯水設備が、所内に分散配置されている。

表 1-2-3. 1 各対策を 7 日間継続するために必要な水量^{※1}

	HAW	TVF	合計
未然防止対策①	152 m ³	185 m ³	337 m ³
未然防止対策②	19 m ³	10 m ³	29 m ³
未然防止対策③	2,016 m ³	336 m ³	2,352 m ³
遅延対策①	12 m ³ ^{※2}	—	12 m ³
遅延対策②	270 m ³	13 m ³	283 m ³

※1 遅延対策①において貯槽等への直接注水に用いる施設内水源の水を除く。

※2 貯槽間の液移送に用いる蒸気の供給に必要な水

(2) 水の供給手順等の整備

可搬型貯水槽、所内水源、自然水利及び遅延対策①に用いる施設内水源からの水の移送ルート並びに移送に使用する事故対処設備の手順については、未然防止対策及び遅延対策の各対策においてそれぞれ手順書を整備する。また、使用する水源の選択及び切替えの判断基準について手順書を整備する。

当初、申請者は、事故対処に必要な水の供給手順等の審査の過程において、事故対処に用いる水源について、既存の水源設備は設計地震動に対して耐震性を確保することが困難であることから、自然水利（新川）を利用して事故対処を行うことを基本とする方針としていた。

原子力規制庁は、再処理施設敷地内へ設計津波が遡上することによる津波漂流物の散乱を考慮すると、新川からの取水に係る不確かさが大きいことから、当該方針の再検討を求めた。

これに対して、申請者は、設計地震動及び設計津波が発生した際に確実に使用できる水源として、設計地震動及び設計津波の影響を受けない高台に可搬型貯水槽を配備する方針とした。

原子力規制庁は、本申請が、最優先で講じるとする未然防止対策①を、遅延対策①と並行して実施した場合においても十分な量の水を確保するために、可搬型貯水槽を整備する方針であること、他の未然防止対策及び遅延対策のために使用できる複数の水源を有していること、それぞれの水源からの移送ルート及び移送に使用する事故対処設備について手順、並びに使用する水源の選択及び切替えの判断基準について手順書を整備する方針であることから、事故対処に必要な水の供給手順等が、再処理施設の現況及び重大事故等防止技術的能力基準に照らして適切であることを確認した。

1-2-4. 電源の確保に関する手順等

重大事故等防止技術的能力基準 1.9（電源の確保に関する手順等）は、再処理事業者において、設計基準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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていることを要求している。

申請者は、事故対処に係る電源の確保に関する手順等について、以下のとおりとしている。

(1) 事故対処に用いる電源

それぞれの対策に用いる電源は以下のとおりである。

- ① 未然防止対策①において使用する電源は、HAW及びTVFの事故対処に用いる恒設設備に給電するための移動式発電機、並びに可搬型計装設備及び可搬型放射線管理設備への給電及び通信機器の充電のための可搬型発電機である。
- ② 未然防止対策②において使用する電源は、可搬型冷却設備、可搬型計装設備及び可搬型放射線管理設備への給電、並びに通信機器の充電のための可搬型発電機である。
- ③ 未然防止対策③において使用する電源は、可搬型計装設備及び可搬型放射線管理設備への給電、並びに通信機器の充電のための可搬型発電機である。
- ④ 遅延対策①において使用する電源は、可搬型蒸気供給設備、計装設備及び放射線管理設備への給電、並びに通信機器の充電のための可搬型発電機である。
- ⑤ 遅延対策②において使用する電源は、計装設備及び放射線管理設備への給電、並びに通信機器の充電のための可搬型発電機である。

(2) 電源の容量及び燃料の確保

① 電源の容量

未然防止対策①に用いる移動式発電機は、HAW及びTVFの事故対処に用いる恒設設備の負荷の合計を上回る出力を有するものとする。可搬型発電機は、未然防止対策及び遅延対策を組み合わせる場合においても十分な基数を今後配備する方針である。

② 燃料の確保

1-1. (2) に示す蒸発乾固への対策を7日間継続して実施するために必要な燃料は、アクセスルートの確保に使用するホイールローダ等その他の事故対処設備に用いる燃料を考慮し、表1-2-4. 1のとおりである。

最も使用する燃料の多い未然防止対策①と遅延対策①を並行して実施するために十分な燃料 48 m³を確保するため、必要な容量を有する地下式貯油槽を今後配備する方針である。なお、地下式貯油槽は、設計地震動及び設計津波に

対し機能を損なわない設計とし、その詳細設計は、設置場所の地盤の安定性を評価した上で、今後計画している廃止措置計画変更認可申請を行う予定である。

また、核燃料サイクル工学研究所内には、地下式貯油槽の他に設計地震動に対する耐震性を確認していない既存の軽油タンク等の燃料源（以下「所内燃料」という。）を設計津波の遡上しない高台に約 450 m³、設計津波遡上域に約 278 m³有しており、被災状況に応じて使用する方針としている。

表 1-2-4. 1 各対策を 7 日間継続して実施するために必要な燃料

	HAW	T V F [※]	合計
未然防止対策①	41 m ³	2 m ³	43 m ³
未然防止対策②	6 m ³	3 m ³	9 m ³
未然防止対策③	5 m ³	2 m ³	7 m ³
遅延対策①	4 m ³	1 m ³	5 m ³
遅延対策②	3 m ³	1 m ³	4 m ³

※ HAWの事故対処と共通する手順に必要な燃料を除く。

③ 電源の確保に関する手順等の整備

平常運転時の系統から移動式発電機を用いる系統への切り替え、可搬型設備等への可搬型発電機による給電、地下式貯油槽及び所内燃料からの燃料供給ルート、並びに燃料輸送に使用する事故対処設備については、未然防止対策及び遅延対策の各対策においてそれぞれ手順書を整備する。また、使用する燃料の選択及び切替えの判断に係る基準について、当該手順書に示す。

原子力規制庁は、本申請が、事故対処設備の負荷等を考慮し必要な電源の容量を有する移動式発電機及び可搬型発電機を配備しているか、又は配備する方針であること、これらの発電機の稼働に十分な燃料を供給するために地下式貯油槽からの燃料供給手順等を今後整備する方針であることから、電源の確保に関する手順等が、再処理施設の現況及び重大事故等防止技術的能力基準に照らして適切であることを確認した。

1-2-5. 事故時の計装に関する手順等

重大事故等防止技術的能力基準 1. 10（事故時の計装に関する手順等）は、再処理事業者において、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の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装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するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること等を要求している。

申請者は、事故時の計装に関する手順等について、以下のとおりとしている。

(1) 事故対処に必要なパラメータの整理

事故対処に必要なパラメータは、蒸発乾固の特徴を踏まえ、貯槽等の高放射性廃液の液位、温度及び密度とする。

(2) 各パラメータの測定手順

全動力電源の喪失により、恒設の計装設備による事故対処に必要なパラメータの測定ができない場合に備え、以下のとおり、可搬型計装設備による測定手順を整備する。

① 液位及び密度の測定手順

液位及び密度の測定は、エアパージ式で行う。具体的には、既設の導圧管を用いて、既設の計装ラックの閉止箇所と、可搬型液位測定設備及び可搬型密度測定設備を仮設ホースで接続し測定する。測定に必要な空気は、可搬型圧縮空気設備又は空気ポンプ等から供給する。

② 温度の測定手順

廃液の温度は、既設の熱電対を用いて行う。具体的には、既設の熱電対端子箱内の端子に可搬型温度測定設備を補償導線で接続して測定する。既設の熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、HAWでは、予備の熱電対と交換した上で、TVFでは、予備の系統にて測定を行う。

③ 可搬型計装設備への給電

可搬型温度測定設備は、電池式又は内蔵型バッテリー式の計器を使用する。また、可搬型液位測定設備及び可搬型密度測定設備は、内蔵型バッテリーの計器を使用する。液位及び密度の測定に使用する可搬型圧縮空気設備及び測定データを伝送する機器には、可搬型発電機により給電するが、TVFにおける液位及び密度の測定は空気ポンプ等を使用し、測定したデータは現場で確認することから、給電の必要はない。

④ 測定データの転送

HAWの可搬型計装設備で収集したデータは、ペーパーレスレコーダー（データ収集装置）に転送する。TVFの可搬型計装設備の測定データは、現場で確認し記録する。

原子力規制庁は、本申請が、恒設の計装設備の機能喪失に備え、事故対処のために監視が必要なパラメータを、可搬型計装設備により測定するために必要な手順等を整備する方針であることを確認したことから、事故時の計装に関する手順等が、重大事故等防止技術的能力基準に照らして適切であると判断した。

1-2-6. 監視測定等に関する手順等

重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 2 (監視測定等に関する手順等) は、再処理事業者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺において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ために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること等を要求している。

申請者は、監視測定等に関する手順等について、以下のとおりとしている。

(1) HAW及びTVFから放出される放射性物質の濃度の測定

HAWにおける排気モニタリング設備が機能喪失したと判断した場合は、可搬型排気モニタリング設備(可搬型ガスモニタ及び可搬型排気サンプリング設備)をHAWの排気モニタリング設備の接続口に接続し、HAWから大気中へ放出される放射性ヨウ素、粒子状放射性物質、トリチウム及び炭素-14を連続的に捕集するとともに、放射性希ガスの濃度を連続測定し、記録する。

TVFにおける排気モニタリング設備が機能喪失したと判断した場合には、可搬型排気モニタリング設備(可搬型ガスモニタ及び可搬型排気サンプリング設備)を第二付属排気筒の排気モニタリング設備の接続口に接続し、第二付属排気筒から大気中へ放出される放射性ヨウ素、粒子状放射性物質、トリチウム及び炭素-14を連続的に捕集するとともに、放射性希ガスの濃度を連続測定し、記録する。

可搬型排気モニタリング設備は、設計地震動及び設計津波の影響を受けないHAW及びTVFの建屋内に今後配備する。また、可搬型排気モニタリング設備は、可搬型発電機から給電する。

(2) 環境モニタリング設備による空気中の放射性物質の濃度及び線量の測定

恒設の環境モニタリング設備(モニタリングポスト及びダスト・ヨウ素サンプラ)が機能喪失したと判断した場合は、可搬型モニタリングポスト及び可搬型ダスト・ヨウ素サンプラにより、周辺監視区域境界付近において、空間放射線量率を測定するとともに、空気中の粒子状放射性物質を連続的に捕集する。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型ダスト・ヨウ素サンプラは、可搬型発電機から給電する。

原子力規制庁は、本申請が、恒設の監視測定設備の機能喪失に備え、可搬型の監視測定設備を用いてHAW及びTVFから放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視するための手順等を整備していることから、事故対処に必要な個別の手順等が、再処理施設の現況や重大事故等防止技術的能力基準に照らして適切であることを確認した。

原子力規制庁は、重大事故等に対処するための手順等について、1-2-1. から1-2-6. のとおり確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準を満足していると判断した。

2. 安全対策に係る性能維持施設の位置、構造及び設備（再処理規則第19条の5第1項第6号関係）

原子力規制庁は、審査の考え方に基づき、本申請における安全対策に係る性能維持施設の位置、構造及び設備について以下を確認した。

- (1) 廃止措置を実施する上で施設の改造又は設置（以下「改造等」という。）が必要な場合において、①事業の変更の許可の申請並びに設計及び工事の方法並びに溶接の方法の認可の申請において必要とされる事項と同様の事項が廃止措置計画に定められ、②その内容が再処理施設の現況や技術基準規則（※²）等に照らして適切と認められること。（審査の考え方第4の2）
- (2) 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については、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が具体的に定められていること。（審査の考え方第5の6①）
- (3) 技術基準規則第二章及び第三章に規定する基準により難い特別な事情があるため、廃止措置計画に定めるところにより性能維持施設を維持しようとする場合は、当該特別な事情を明らかにするとともに、再処理施設の現況や技術上の基準等に照らし適切な方法及び水準により性能維持施設を維持する方法等が定められていること。（審査の考え方第5の6②）
- (4) 性能維持施設の改造等を行う場合は、設計、工事、当該工事の管理及び試験・検査の方法に関すること（当該工事において溶接を行う場合は、溶接の設計、施工管理及び試験・検査の方法に関することを含む。）が定められていること。（審査の考え方第5の6③）
- (5) 申請の時点で詳細な事項等を定め難い性能維持施設がある場合は、その理由を明らかにするとともに、当該性能維持施設について、詳細な事項等を定めるための方針及びその時期が定められていること。（審査の考え方第5の6④）
- (6) 性能維持施設の保守管理その他の事項について保安規定において具体的な対応等を定める場合は、その旨が記載されていること。（審査の考え方第5の6⑤）

2-1. 津波による損傷の防止（漂流物の影響防止施設）

技術基準規則第7条の規定は、安全機能を有する施設は、基準津波（※³）によりその安全性が損なわれるおそれがないものでなければならないことを要求している。

² 審査の考え方においては、「再処理施設の技術基準に関する規則（令和2年原子力規制庁規則第9号。）」を「再処理維持基準規則」と呼称しているが、本審査書では「技術基準規則」とする。

³ 事業指定基準規則第8条に規定する基準津波を指す。

申請者は、再処理施設の津波による損傷の防止のため、再処理施設の現況や技術基準規則第7条に照らし、以下の対策を実施するとしている。

(1) 代表漂流物の選定に係る妥当性の検証

漂流物の影響防止施設の設計における漂流物衝突荷重を設定するため、再処理施設周辺の現場調査により判定した漂流物について、軌跡解析を実施し、既認可の廃止措置計画において選定している再処理施設における代表漂流物の選定の妥当性を検証した。また、軌跡解析に当たっては、設計津波の引き波の影響も考慮した。

検証の方法及び結果は以下のとおりである。

① 検証の方法

漂流物の軌跡解析に先立ち、引き波の影響を踏まえた追加の漂流物調査として、核燃料サイクル工学研究所西側及び再処理施設の北側に位置する原子力科学研究所のウォークダウンを実施し、代表漂流物の重量を超える可能性のある漂流物（以下「追加漂流物という。」）を調査した。

代表漂流物及び追加漂流物を起点とした軌跡解析を実施し、HAW及びTVFに到達するか否かを確認した。軌跡解析は、地震発生から240分間の流況解析結果に基づき実施し、浸水深が10cm以上で漂流物が漂流するものとした。

② 検証結果

軌跡解析の結果、追加漂流物が、HAW及びTVFに到達することはないことを確認した。

また、代表漂流物のうち、小型船舶については、係留位置及び航行する可能性のある海域を起点とする軌跡解析の結果、いずれの場合においてもHAW及びTVFに到達することはないことを確認した。

以上のことから、代表漂流物のうち、HAW及びTVFに到達する可能性のある環水タンク、防砂林及び中型バスを、漂流物の影響防止施設の設計の対象とする。なお、当初代表漂流物としていた水素タンクは、令和2年11月に撤去済みであることから、同種の設備のうち、水素タンクに次いで重量が大きく、かつ固縛補強が困難である環水タンクを新たに代表漂流物として選定している。

なお、引き波について、漂流物の軌跡解析の結果、HAW及びTVFに西側（山側）から漂流物が到達することはないことを確認したが、漂流物による津波防護対策に万全を期する観点から、HAW及びTVFの西側に消波ブロック等の障害物を設置することで、事業所内の公用車等の漂流物の到達防止を検討するとしている。

(2) 漂流物の影響防止施設

設計津波の遡上に伴いHAW及びTVFに向かって流れてくる漂流物をHAW及びTVFの外壁に衝突させないため、漂流物の影響防止施設を設置する。漂流物の

影響防止施設は、津波の遡上解析結果に基づき、新たに設置する津波漂流物防護柵と既存のMP建屋から構成する。既存のMP建屋については、漂流物の影響防止対策として、漂流物が外壁に直接衝突しても強度を維持することを確認する。

津波漂流物防護柵及び既存のMP建屋の強度評価については、以下のとおりである。

① 津波漂流物防護柵の強度評価等

津波漂流物防護柵は、鋼管をワイヤーロープ等により接続した構成とする。鋼管は、支柱部分及び基礎地盤に支持させた基礎杭部分を溶接により一体化させる。津波漂流物防護柵の設置位置は、津波の遡上解析結果等に基づき、HAW及びTVFの北東及び南東とする。

耐震評価については、「原子力発電所耐震設計技術指針」（日本電気協会。以下「J E A G 4 6 0 1」という。）等の規格及び基準等に準拠し、設計地震動による地震力によって生じる応力がおおむね弾性範囲内に収まり、その後に襲来する設計津波による荷重に耐える設計とする。

耐津波性評価については、「津波漂流物対策施設設計ガイドライン」（沿岸技術研究センター、寒地港湾技術研究センター）等の規格及び基準等に準拠し、代表漂流物の衝突力及びワイヤーロープが津波漂流物で全面閉塞した状態で津波を受けることで生じる抗力に対して、鋼管及びワイヤーロープが必要な強度を確保する。

また、津波襲来時に余震が発生する場合を考慮し、余震により生じる応力と津波で生じる抗力が重畳した場合に対して、鋼管が降伏しないことを確認した。

津波漂流物防護柵の工事については、技術基準規則に適合するよう工事の方法及び手順を定めるとともに、試験及び検査は、工事の工程に従い、材料検査、寸法検査、強度検査及び外観検査を実施する。

② MP建屋の強度評価

MP建屋が漂流物の影響防止施設として機能することを確認するため、設計地震動による地震力及び設計津波による波力及び漂流物の衝突力に対して十分な強度を有することを確認した。

耐震評価については、J E A G 4 6 0 1等の規格及び基準等に準拠し、耐震壁に生じるせん断ひずみ及び接地圧が評価基準値を超えないことを確認した。なお、接地圧を算出し、基礎浮き上がりの評価法の適用範囲内であることを確認した。

耐津波性評価については、「東日本大震災における津波による建築物被害を踏まえた津波避難ビル等の構造上の要件に係る暫定指針」（2011年11月17日「津波に対し構造耐力上安全な建築物の設計法等に係る追加的知見について（技術的助言）」（国住指第2570）の別添）等の規格及び基準等に準拠し、設計津波による波力と余震による地震力又は漂流物の衝突力を組み合わせた層せん断力に対して建屋の保有水平耐力が上回ることを確認した。

原子力規制庁は、本申請が、代表漂流物について、押し波に加え引き波の影響を考慮した追加の漂流物調査の実施や軌跡解析の実施により選定の妥当性を確認し、廃止措置の進捗を踏まえ代表漂流物を見直していること、漂流物の影響防止施設を構成する津波漂流物防護柵及びMP建屋の強度評価について、既設工認で実績のあるJ E A G 4 6 0 1等による評価方法を用いて行われ、評価結果がいずれも許容限界以下であることから、津波による損傷の防止に係る安全対策が、再処理施設の現況や技術基準規則に照らして適切であることを確認した。

以上のことから、原子力規制庁は、申請者による廃止措置の実施が使用済燃料、核燃料物質、若しくは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による災害の防止上適切なものであることについて、再処理規則第19条の8第1項第4号の認可の基準に適合していることを確認した。

V. 審査結果

審査の結果、本申請は、再処理規則第19条の8第2項に定められた認可の基準に適合しているものと認められる。