

## 東海再処理施設の安全対策に係る廃止措置計画認可変更申請対応について

令和2年9月29日  
再処理廃止措置技術開発センター

### ○ 令和2年9月29日 面談の論点

- 資料1 事故対処の有効性評価について
- 資料2 再処理施設の制御室の安全対策について
- 資料3 ガラス固化技術開発施設(TVF)制御室の安全対策工事の計画について
- 資料4 再処理施設 主排気筒の耐震性について
- 東海再処理施設の安全対策に係る面談スケジュール(案)について
- その他

以上

## 【資料1】

〈9/15 監視チームにおける議論のまとめ〉  
2. 事故対処の有効性評価について  
・審査が先行する施設の例を参考とすること  
・引き波を含む津波の遡上解析結果の反映  
・10月申請の工事と1月申請有効性評価の関係

## 事故対処の有効性評価について

### 【概要】

- 事故対処の有効性評価の前提条件及びウエットサイト環境下で、可搬型設備等により重要な安全機能(閉じ込め機能及び崩壊熱除去機能)を回復させるための具体的な操作手順等の考え方について示す。
- 事故対処においては、津波を起因事象とした場合、設計津波の遡上に伴いユーティリティー関連施設等を含め機能喪失範囲が広範に及ぶことに加え、津波がれき等が広く散乱し屋外での復旧活動の障害となる。また、随伴する地震による影響も加わり、最も厳しい事象となることから、高放射性廃液貯蔵場における地震、津波を起因とした対策フローの具体化及び現在計画中の各対策において想定するタイムチャートを示す。  
なお、今後、ウエットサイトを模擬した訓練での実績に基づき、タイムチャートに反映していく。

令和2年9月29日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

## 事故対処の有効性評価

## 1. 高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）における有効性評価の基本方針

### 1.1 有効性評価の基本的考え方

再処理施設においては、高放射性廃液に伴うリスクが集中する高放射性廃液貯蔵場（HAW）と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最優先で安全対策を進める。

両施設に関連する施設として、両施設の重要な安全機能（閉じ込め機能及び崩壊熱除去機能）を維持するために、事故対処設備を用いて必要な電力やユーティリティ（冷却に使用する水や動力源として用いる蒸気）を確保することとし、それらの有効性の確保に必要な対策（保管場所及びアクセスルートの信頼性確保、人員の確保等）を実施する。

リスクを低減するための対策は計画的に進めており、現在、ガラス固化に係る運転準備をはじめとして、設計地震に対する耐震性確保のため、高放射性廃液貯蔵場（HAW）周辺地盤改良、主排気筒及び第二付属排気筒の補強、プルトニウム転換技術開発施設駐車場の地盤補強、施設内配管の耐震補強、耐津波に係る建家外壁補強、津波漂流物防護柵の設置、耐竜巻防護に係る開口部補強、事故対処設備の整備等を進め、高放射性廃液に伴うリスクに対して必要な安全対策を講じる。

再処理施設では、今後、再処理運転を実施しないことから新たな高放射性廃液の発生はない。また、時間の経過とともに放射性核種の減衰が進み内蔵放射エネルギーは低下するとともに、高放射性廃液貯蔵場（HAW）に保有している高放射性廃液をガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟にて安定化処理を進めることから、内蔵放射エネルギーは減少する。このため、現状の内蔵放射エネルギーで有効性を評価する。

なお、これまでの廃止措置計画の申請範囲に含む安全対策については、令和4年度末までに順次完成させる計画であり、安全機能の維持を前提とした有効性評価を実施する。竜巻については、建家開口部の閉止措置を実施する計画であるが、屋外設備等は竜巻飛来物の影響を受けるため、機能喪失を伴うことを前提として有効性評価を実施する。

### 1.2 事故対処の特徴

再処理施設の立地の特徴として、核燃料サイクル工学研究所北東部の T.P. 約 5 m から 7 m の平坦地に位置しており、再処理施設の敷地に隣接して南方向には T.P. 約 18m から 30 m の高台が広がっている。

設計津波が襲来した際は、T.P. 約 5 m から 7 m である再処理施設のサイト内は浸水

し、漂流物による瓦礫等がサイト内に散乱しウェットサイトになることが想定される。このため、リスクが集中する高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の建家内は、設計津波からの浸水を防止し、事故対処を確実に成立できるよう対策を講じる。

また、事故対処に使用するエンジン付きポンプ等の設備については、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保管し設計津波は基より竜巻に対しても防護できるよう対策を講じる。一方で南方向に広がる高台は、設計津波（T.P. 14 m）に対して浸水することはない、ドライサイトを維持できる。この地形の特徴から事故対処設備を高台に分散配備する。

これらを踏まえ、事故対処の有効性評価においては、可搬型設備等により、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重要な安全機能（閉じ込め機能及び崩壊熱除去機能）を回復させるための訓練を通じて具体的な操作手順に要する時間、体制、対策に要する資源（水源、燃料及び電源）等を確認する。

既存の水源である浄水貯槽及び工業用水受槽について設計地震動や設計津波に対して機能喪失を想定するが、設備の被災状況に応じて使用可能な場合は水源として利用する。また、現有の南東地区に設置している貯油槽等については設備の被災状況に応じて使用可能な場合には、事故対処設備の燃料として使用する。なお、水源及び燃料の既存設備については事故対処設備として期待しないことから、有効性評価には含まない。

### 1.3 事故の抽出

事故の起因事象は、自然現象を起因とする外的事象及び機器故障等による内的事象とし、崩壊熱除去機能及び閉じ込め機能を維持するための設備に対する機能喪失を想定する。

また、設計地震動による機能を維持することが可能な設備のリストを「別添 6-1-2-2 別紙表 1～3 設計地震動に対して耐震性を確保する設備及び系統（高放射性廃液貯蔵場（HAW）」及び「別添 6-1-2-4 別紙表 1～3 設計地震動に対して耐震性を確保する設備及び系統（ガラス固化技術開発施設（TVF）」に示す。起因事象は、外的事象及び内的事象を対象とする。設計基準を上回る事象に対しては、大規模損壊として扱うものとする。想定する起因事象については、外的事象及び内的事象に分類し整理した内容を以下に示す。

#### （1）【外的事象】

##### 1) 津波（地震との重畳含む）

事故の復旧活動に要する時間、要員数、設備等の規模は、安全機能の喪失範囲に応

じて大きくなる。特に、津波を起因事象とした場合、設計津波の遡上に伴いユーティリティー関連施設等を含め機能喪失範囲が広範に及ぶことに加え、津波瓦礫等が広く散乱し屋外での復旧活動の障害となる。随伴する地震による影響も加わり、最も厳しい事象となる。

## 2) 地震

設計地震動に対する耐震性を有さない建物、構築物、機器等は機能喪失することから、ユーティリティー関連施設や構内道路等を含め機能喪失範囲が広範に及ぶ。倒壊した建物等により復旧活動の障害となり津波に次いで影響の大きな事象となる。

## 3) 竜巻

設計竜巻に対する防護が行えない屋外冷却塔等の設備は機能喪失するが、竜巻による機能喪失範囲は、津波、地震と比べ限定的となる。

## 4) 火山

降下火砕物の影響に対しては、除灰やフィルタ交換作業等の措置により対応するが、ユーティリティー関連施設等が機能喪失した場合には、その影響を考慮する。

## 5) 外部火災

外部火災については、防火帯の設置により、防火帯外部にある事故対処設備の扱い要確認)

## (2) 【内的事象】

### 1) 内部火災，内部溢水等

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建家内で行う事故の復旧活動において必要となる設備及びアクセスルートを防護する必要があり、復旧活動に影響を受ける場合には、その影響を考慮する。

設計津波の遡上に伴いユーティリティー関連施設等を含め機能喪失範囲が広範に及ぶことに加え、津波による瓦礫等が広く散乱し屋外での復旧活動の妨げになることから、事故対処においては、過酷な状況が想定される地震及び津波の重畳を起因事象とし事象進展とその対策について有効性を評価する。その他の事象については、地震及び津波を起因とした事象進展に包含されることを確認する。

## 1.4 事故の選定

廃止措置段階にある東海再処理施設においては、リスクが特定の施設（高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟)に集中しており、

そのリスクは高放射性廃液に伴うものであることから、事故対処の有効性評価の対象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とする。

両施設のリスクは高放射性廃液に伴うものであるため、「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」に定められている以下の事故事象のうち、高放射性廃液の特徴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

高放射性廃液は、分離第1サイクルにおいて使用済燃料の溶解液から大部分のウラン及びプルトニウムを取り除いた核分裂生成物であり、放射性物質の崩壊による発熱を伴うため冷却を必要とする。このため、崩壊熱除去機能が喪失した場合、高放射性廃液の沸騰に伴い、外部へ放出される放射性物質が増加するおそれが生じる。

よって、高放射性廃液の崩壊熱除去機能を維持することが重要であり、この特徴を踏まえ、事故として以下を選定する。

「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」

#### 1.5 選定の理由

1)、3)～6)については、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において事故は発生しない、又は、事故に至るまでに長時間を要することから事故として選定しない。

- 1) セル内において発生する臨界事故

高放射性廃液の主成分は核分裂生成物であり、臨界事故に至るような有意な濃度のウラン及びプルトニウムを含まないことから事故は発生しない。

- 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

放射線分解によって高放射性廃液から発生する水素の濃度が低いことを実測により確認<sup>[1]</sup>しており、水素濃度が爆発濃度の下限値に至るまでの時間余裕は年オーダーであることから事故に選定しない。

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

高放射性廃液には火災又は爆発に至るような有意量の有機溶媒を含まないことから事故は発生しない。

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

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は使用済燃料を取り扱わないことから対象外とする。

6) 放射性物質の漏えい

高放射性廃液を保持する貯槽は設計地震動に対し耐震性を有するとともに、貯槽の液量制限<sup>注1)</sup>による耐震性の裕度を確保していることから、地震起因での放射性物質の漏えいは考え難く事故は選定しない。万一、漏えいし場合は、高放射性廃液をスチームジェットにより崩壊熱除去機能を有する貯槽に回収する

注1) 令和2年7月10日付け原規規発第 007104 号をもって認可を受けた廃止措置計画認可申請書、令和2年8月7日付け廃止措置計画変更認可申請書

また、有効性評価の実施においては、上記2)に加え、その他の安全機能維持への対応として、津波、漏えい、水素掃気（換気を含む）ガラス固化体保管ピットの強制換気について有効性評価の対象として安全機能の維持を図る



## 1.6 事象進展

想定する起因事象に対し、崩壊熱除去機能及び閉じ込め機能を構成する建家、構築物、機器等の健全性が確保される範囲を起因事象毎に特定する。崩壊熱除去機能を有する常設設備、高放射性廃液を閉じ込める機能を有する常設設備、津波に対する防護を担う常設設備及び事故対処設備について示す。

事故対処に用いる設備については、対策用途に応じ以下の通り分類する。

- ① 沸騰の未然防止対策<sup>※1)</sup>（高放射性廃液貯槽の冷却水系統への通水）に用いる設備
  - ・施設内水源を使用する場合に用いる設備
  - ・自然水利等を使用する場合に用いる設備
- ② 沸騰の遅延対策<sup>※2)</sup>（高放射性廃液貯槽への直接注水）に用いる設備
  - ・施設内水源を使用する場合に用いる設備

また、事故対処までの時間余裕を評価し事象進展を明らかにする。

事故対処までの時間余裕については、以下に示す事項を時間余裕に反映し、保守性を保ちつつ現実的な評価となるように設定する。

- 沸騰到達時間の評価に高放射性廃液貯槽を構成するステンレス材料の熱容量を見込む。また、高放射性廃液の初期温度を過去実績データを基に現実的な運転温度に設定する。
- 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以外の施設の水源については起因事象による被害状況に応じて利用の可否を判断するものとし、竜巻等の機能喪失範囲が限定的な場合には既存の浄水貯槽等を利用する。なお、再処理施設の水源である浄水貯槽及び所内の水源である工業用水貯槽がともに地震、津波による起因事象により使用できない場合は、沸騰に至るまでに、十分な時間余裕を確保する遅延対策を行うとともに、水源の外部支援要請または自然水利を用いる対策を行う。
- 高放射性廃液貯槽については冷却水供給を停止して、温度上昇挙動を確認する取り組みを実施しており、今後、取得データを拡張し現実的な時間余裕の評価に反映することを検討する。

※1) 沸騰の未然防止対策は、高放射性廃液貯槽等の一次冷却コイルへ冷却水を供給することで崩壊熱を除去する対策をいう。対策完了により持続的な冷却が可能である。

※2) 沸騰の遅延対策は、当該貯槽に直接注水することで発熱密度を低下させ沸騰に至る時間を延ばす対策である。対策により沸騰の発生を遅延させるものであり、持続的な冷却を行うものではない。

## 1.7 対策手順の優先度

起因事象の発生から事故対処が完了するまでの事象進展を整理し、対策を行う判断基準と時期を明確にした。地震、津波の場合、耐震性を有さない建物、構築物、機器等の機能喪失及び津波漂流物等により、屋外活動の障害となるため、屋内での復旧活動を優先して行う。

事象進展及び対応フローを図1-1に、実施する対策の判断フローを図1-2にそれぞれ示す。また、実施する各対策のタイムチャートの例を図1-3～図1-5にそれぞれ示す。なお、訓練の結果を反映したタイムチャートを令和3年1月申請にて示す。

### (1) 実施対策判断フロー

高放射性廃液貯蔵場における各安全対策の実施の流れについて考え方を示すとともに、対策が分岐する場合の判断基準を明示する。

- ① 沸騰の未然防止対策は、冷却コイルへの給水により崩壊熱除去機能の回復が可能であり、持続的な対策効果が期待できる。遅延対策は、沸騰に至るまでに十分な時間余裕の確保が可能であるが、崩壊熱除去機能の回復は別途必要となる。このため、沸騰の未然防止対策の完了までを実施対策判断フローとして整理した。

(対策の効果に係る考え方)

- ・優先度1：沸騰の未然防止対策
- ・優先度2：沸騰の遅延対策

- ② 沸騰の未然防止対策の実施に必要となる水源については、地震・津波を起因事象とした場合、既存水源の利用が困難となることから、自然水利又は外部支援による水源を確保する必要がある

このため、現在高放射性廃液貯蔵場（HAW）に貯蔵中の高放射性廃液を希釈して発熱密度を低下させる方法として施設内水源による沸騰の遅延対策によって、沸騰に至るまでの十分な時間余裕を確保し、この間に自然水利又は外部支援による水源の確保を可能とする。

(水源確保に係る考え方)

- ・優先度1：施設内水源
- ・優先度2：外部支援水源
- ・優先度3：自然水利

- ③ 起因事象の発生後速やかに各対策の準備を進め、準備が整った対策から順次実行して安全裕度を確保する。

(対策準備時間に係る考え方)

- ・準備時間が短い対策を優先

- 一屋外復旧活動に要する時間を考慮（津波瓦礫等の除去範囲，事故対処設備の運搬配置）
- 一資源確保に要する時間を考慮（要員，水源，燃料）

## 1.8 有効性評価

事故の進展状況に応じて，対策の実施に必要な時間，組織体制（技術支援組織及び運営支援組織），対応要員数，要員の招集方法，使用機材，資源（水源，燃料及び電源），アクセスルートの確保手段等の有効性を訓練により確認する。

事故対処設備の保管場所は地震，津波の影響を受けにくい場所に位置的分散等を考慮して配備していることを確認する。

### （1）事故時の招集，体制

設計津波襲来時は，核サ研のみならず周辺河川，道路にも被害が及ぶことを想定し，事故時に招集できる人数，役割，体制等について，より現実的なものとする。また，津波の襲来時においては，招集ルートの被害が想定されることから，津波被害を考慮した事故対処要員の居住地からの招集訓練を行い，事故対処の実施開始までに必要な時間を把握する。

夜間休日での体制構築を目的に，作業員の招集時間を調査し，役割毎に作業体制の成立時間を把握する。また，集合場所での作業員の確認，役割分担のための具体的体制（現場責任者，作業責任者，放射線監視）を構築する。

### （2）ウェットサイトを考慮した訓練

津波を起因事象としウェットサイトを考慮した訓練を実施する。  
屋外での復旧活動においては，サイト内外でウォークダウンにより調査した津波漂流物（数量の多い車両，コンテナ，防砂林等）を想定して行う。また，重機等により，散乱した津波瓦礫の除去作業を模擬した瓦礫撤去訓練を行い，瓦礫撤去に要する時間を把握し，事故対処を開始できる時間に反映する。

## 1.9 その他の安全機能維持への対応

事故対処として実施する上記対応のほか，以下の項目に対し安全機能維持を図る。

### [津波に対する安全機能維持]

- ・ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟建家外壁貫通配管損傷時のバルブ閉止操作を行うための手順等を整備し訓練により実効性を確認する。
- ・屋外監視カメラの監視機能維持のための構成部品の交換等の操作について，手順等を整備し訓練により実効性を確認する。

### [漏えいに対する安全機能維持]

- ・漏えい液の回収等の操作を行うための手順等を整備し，操作の実効性を訓練により確認する。

[水素掃気（換気を含む）に対する安全機能維持]

- ・水素掃気を行うための設備の回復操作においては，排風機を起動し換気機能の回復が可能であり，手順等を整備し，操作の実効性を訓練により確認する。

[ガラス固化体保管ピットの強制換気のための対応]

- ・ガラス固化体保管ピットの強制換気を行うための手順等を整備し，操作の実効性を訓練により確認する。

DRAFT

### 1.10 申請の範囲

令和2年10月申請において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）における有効性評価の基本方針、有効性評価の基本的考え方、事故対処の基本フローを示す。高放射性廃液貯蔵場（HAW）における崩壊熱除去機能の喪失による蒸発乾固への対処として関連する設備について示す。

令和3年1月においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）の崩壊熱除去機能の喪失による蒸発乾固への対処として関連する設備、遡上解析結果を踏まえた訓練結果に基づく高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）に係る事故対処の有効性評価を示す。また、ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟に係る有効性評価の結果を踏まえ、必要な事故対処の設計及び工事の計画を示す。

申請時期	項目		備考
令和2年 10月	有効性評価の 基本方針	1.1 有効性評価の基本的考え方	
		1.2 事故対処の特徴	
		1.3 事故の抽出	
		1.4 事故の選定	
		1.5 選定の理由	
		1.6 事象進展	
		1.7 対策手順の優先度	
		1. 有効性評価	
		図1-1 事象進展フロー及び対応フロー	
		図1-2 実施対策判断フロー	
		図1-3 [未然防止対策]	参考
		図1-4 [未然防止対策]	参考
		図1-5 [遅延対策]	参考
令和2年 10月	2. 高放射性廃 液貯蔵場 (HAW)にお ける崩壊熱除 去機能の喪失 による蒸発乾 固への対処	2.1 蒸発乾固の特徴	
		2.2 蒸発乾固への対処の基本方針	
		2.3 蒸発乾固の未然防止対策及び遅延対策	
		2.4 蒸発乾固の拡大防止対策	
		2.5 蒸発乾固の影響緩和対策	
		2.6 仮に沸騰に至った場合の放射性物質の放出量 評価	参考

申請時期	項目		備考
令和2年 10月 (続き)	2. 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) における崩壊熱除去機能の喪失による蒸発乾固への対処 (続き)	図 2-1 未然防止対策に係る給水接続口の設置概要	
		図 2-2 遅延対策に係る給水接続口の設置概要	
		図 2-3 崩壊熱除去機能喪失時の未然防止対策(移動式発電機を利用する場合)の概要	
		図 2-4 崩壊熱除去機能喪失時の未然防止対策(移動式発電機を利用しない場合)の概要	
		図 2-5 崩壊熱除去機能喪失時の遅延対策の概要	
		図 2-6 遅延対策及び未然防止対策実施時の高放射性廃液貯蔵槽の温度傾向例	参考
		図 2-7 沸騰時の放出系統の概要	参考
		図 2-8 放射性物質の大気放出過程	参考
		表 2-1 崩壊熱除去機能の喪失による蒸発乾固が発生するおそれがある貯蔵槽	
		表 2-2 移動式発電機の運転及び設備の関係	
		表 2-3 沸騰の未然防止対策(冷却コイルへの通水)における手順及び設備の関係	
		表 2-4 沸騰の遅延対策(予備貯蔵槽等からの注水)の手順及び設備の関係	
		表 2-5 沸騰の遅延対策(外部支援による貯蔵槽への注水)	
		表 2-6 有効性評価に係る主要評価条件(令和2年8月31日時点)	
		表 2-7 崩壊熱除去機能の喪失による蒸発乾固の対処に使用する設備	
		表 2-8 崩壊熱除去機能の喪失から沸騰に至るまでの時間(令和2年8月31日時点)	

申請時期	項目	備考
令和3年 1月	遡上解析結果を踏まえた訓練結果に基づく高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟に係る事故対処の有効性評価	※
	ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟に係る有効性評価の結果を踏まえ、必要な事故対処の設計及び工事の計画を示す。	

※・ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟における崩壊熱除去機能の喪失による蒸発乾固への対処を含む

・訓練結果を反映したタイムチャート及び2.項に示す評価値の見直しを含む

#### 参考文献

- [1] 高放射性廃液から発生する水素の測定及び解析 1) 高放射性廃液貯槽のオフガス中の水素濃度測定と評価（2013 日本原子力学会春の年会）

## 2. 高放射性廃液貯蔵場（HAW）における崩壊熱除去機能の喪失による蒸発乾固への対処

### 2.1 蒸発乾固の特徴

崩壊熱除去機能の喪失による蒸発乾固の発生が想定される冷却が必要な高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液を内包する高放射性廃液貯槽及び中間貯槽は、通常運転時には、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の冷却水系により冷却を行い、高放射性廃液の崩壊熱による温度上昇を防止している。

冷却水系は、高放射性廃液貯槽及び中間貯槽に内包する高放射性廃液の崩壊熱を除去する一次冷却系及び一次冷却系によって除かれた熱を二次冷却系に伝える熱交換器、二次冷却系に移行した熱を最終ヒートシンクである大気中へ逃がす冷却塔等で構成される。

崩壊熱除去機能の喪失による蒸発乾固が発生するおそれがある貯槽は、高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）及び中間貯槽（272V37、272V38）である（表 2-1 参照）。

なお、中間貯槽は移送時の使用に限定されることから、高放射性廃液は高放射性廃液貯槽からの移送時以外において中間貯槽 V37、V38 には存在しない。また、新たな再処理に伴う高放射性廃液の発生はない。これらより、高放射性廃液貯蔵場（HAW）での高放射性廃液のインベントリーは高放射性廃液貯槽の貯蔵量のみが対象となることから、有効性評価は高放射性廃液貯槽について実施する。

仮に崩壊熱除去機能が喪失した場合は、高放射性廃液の温度が崩壊熱により上昇し、沸騰に至った場合には、液相中の気泡が液面で消失する際に発生する飛まつが放射性エアロゾルとして蒸気と共に気相中に移行することで、大気中へ放出される放射性物質の量が増大する。また、崩壊熱除去機能が喪失した状態が継続した場合の高放射性廃液が沸騰に至るまで時間（沸騰到達時間）は、発熱密度が最も大きい 272V35 で約 77 時間である。評価の詳細を「添四別紙 1-1-1 高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」に示す

なお、分離精製工場（MP）に貯蔵中の発熱密度が小さい廃液を、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽に移送した場合、高放射性廃液貯槽の発熱密度は小さくなり沸騰に至るまでの時間余裕はより大きくなる。有効性評価では、令和 2 年 8 月 31 日時点の高放射性廃液貯蔵場（HAW）の貯蔵状況に基づき評価を行い、分離精製工場（MP）からの廃液の移送による沸騰到達までの遅延については、保守的に見込まない。

### 2.2 蒸発乾固への対処の基本方針

蒸発乾固への未然防止対策及び遅延対策として、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、沸騰に至る前に高放射性廃液の冷却を実施する対策を整備する。

崩壊熱除去機能が喪失した場合には、未然防止対策として、冷却コイルに通水し高放射性廃液を持続的に冷却する。

未然防止対策の完了には外部支援水源または自然水利の水が必要であり水の確保



に時間を要することから、沸騰の未然防止対策を実施するための十分な時間余裕の確保を目的として、施設内水源及び自然水利を含む外部からの高放射性廃液貯槽への注水により沸騰に至る時間を延ばすための遅延対策を未然防止対策と同時に着手し実施する。

沸騰の遅延対策により沸騰までの時間余裕を確保することにより、持続的に冷却状態を維持する未然防止対策の成立性が見込めるため、高放射性廃液の沸騰を未然に防止できる。このため、沸騰後に実施する拡大防止対策、影響緩和対策を必要としない。

なお、外部から水を高放射性廃液貯槽及び中間貯槽に供給する箇所の位置的分散を図るため、外部から注水可能な接続口を新たに設ける（図 2-1、図 2-2 参照）。

## 2.3 蒸発乾固の未然防止対策及び遅延対策

### (1) 蒸発乾固の未然防止対策及び遅延対策の具体的内容

#### a. 未然防止対策

未然防止対策は、喪失した崩壊熱除去機能の代替として、外部支援資源（燃料）を利用して移動式発電機を運転し常設冷却設備に給電することにより崩壊熱除去機能を維持する対策と、移動式発電機からの給電ができない場合に外部支援水源または自然水利を利用して、冷却コイルに水を供給する事で崩壊熱除去機能を維持する対策である。

未然防止対策の水源は、外部支援資源としてタンクローリ車等により搬送される水を、地盤改良を実施した高台のプルニウム転換技術開発施設管理棟駐車場からのアクセスルートを経由し、高放射性廃液貯蔵場周辺に設置した組立水槽に受け入れる。この組立水槽からホースを敷設し、消防ポンプ車、もしくは、エンジン付きポンプを使用して冷却コイルに水を供給する経路を構築する。

冷却に使用した排水は、別の組立水槽に移送するため、冷却コイルの排水口にホースを接続し、経路を構築する。

また、外部支援資源が利用できない場合には自然水利を利用する。ホースを敷設し、消防ポンプ車、もしくは、エンジン付きポンプを使用して冷却コイルに水を供給する経路を構築する。冷却に使用した排水は、別の組立水槽へ移送するため、冷却コイルの排水口にホースを接続し、経路を構築する。

未然防止対策については、上記の通り、移動式発電機からの給電の有無により対応が異なるため、各対応について以下に示す。

#### (a) 移動式発電機からの給電が有る場合（図 2-3 参照）

移動式発電機からの給電が有る場合には、冷却塔、二次冷却水ポンプ、一次冷却水系の予備循環ポンプの冷却設備を運転できることから、崩壊熱除去機能を維持できる。

移動式発電機からの給電が有る場合の未然防止対策の手順及び設備の関係を表 2-2 に示す。

#### イ. 移動式発電機の運転準備

外部支援の燃料が運転に必要な量が確保されている事を確認する。また、冷却塔への補給水として外部支援または自然水利からの水が確保されている事を確認する。

移動式発電機の給電ケーブルをプルトニウム転換技術開発施設管理棟駐車場に設置されている接続端子盤に接続する、もしくは、移動式発電機を高放射性廃液貯蔵場(HAW)の近傍に移動した上で、直接、緊急電源接続盤に接続する。

#### ロ. 冷却水系の系統構成の構築

移動式発電機からの給電により運転を行う冷却塔、二次冷却水ポンプ、一次冷却水系の予備循環ポンプの系統構成を行う。

消防ポンプ車またはエンジン付きポンプにより冷却塔への補給水を移送する系統構成の構築を行う。

#### ハ. 移動式発電機の運転の実施判断

イ. 移動式発電機の運転準備及びロ. 冷却水系の系統構成の構築の準備が完了後、移動式発電機の運転の実施を判断 以下のホ. に移行する。

#### ニ. 移動式発電機の運転の実施

移動式発電機の運転を行い、給電を開始する。

#### ホ. 移動式発電機の運転による崩壊熱除去機能維持の成否判断

高放射性廃液貯蔵場(HAW)の冷却塔、二次冷却水ポンプ、一次冷却水系の予備循環ポンプが運転していること、また、高放射性廃液貯槽及び中間貯槽の高放射性廃液温度が設計上の運転温度の60℃以下であることを確認することにより、崩壊熱除去機能が維持されていることを判断する。

移動式発電機の運転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ために必要な監視項目は、高放射性廃液貯槽及び中間貯槽の高放射性廃液の温度である。

#### (b) 移動式発電機からの給電が無い場合 (図 2-4 参照)

移動式発電機からの給電が無い場合の未然防止対策の手順及び設備の関係を表 2-3 に示す。

#### イ. 冷却コイルへの通水の着手判断

外部電源が喪失し、移動式発電機からの給電が無い場合は、冷却コイルへの

通水の実施を判断し、以下のロ. 及びハ. に移行する。

#### ロ. 建家外の水供給経路の構築

高放射性廃液貯蔵場（HAW）に外部支援資源または自然水利からの水を確保する。また、エンジン付きポンプ等に使用する外部支援資源（燃料）を確保する。冷却コイルに水を供給するために、消防ポンプ車またはエンジン付きポンプ、組立水槽を屋外に設置し、ホースを接続し、組立水槽から高放射性廃液貯蔵場（HAW）へ水を供給するための経路を構築する。また、建家近傍に組立水槽を設置し、放射能測定を実施の上、建家外に移送する経路を構築する。

#### ハ. 冷却コイルへの通水による冷却の準備

常設事故事象等対処設備により高放射性廃液貯槽、及び中間貯槽の温度を計測できない場合は、高放射性廃液貯槽及び中間貯槽へ可搬型貯槽温度計を設置する。

ホースを敷設し、冷却コイルに接続する。

#### ニ. 冷却コイルへの通水の実施判断

ハ. 冷却コイルへの通水の準備が完了後、冷却コイルへの通水の実施を判断し、以下のホ. に移行する。

#### ホ. 冷却コイルへの通水の実施

消防ポンプ車またはエンジン付きポンプを運転し、組立水槽から冷却コイルに通水を開始す

燃料（燃料）を消防ポンプ車またはエンジン付きポンプに補給する。

冷却コイルへの通水時に必要な監視項目は高放射性廃液の温度である。

冷却コイルへの通水に使用した冷却水は、組立水槽に回収し、サーベイメーター等を用いて汚染の有無を確認した上で、建家外へ移送する。

#### ヘ. 冷却コイルへの通水の成否判断

高放射性廃液貯槽及び中間貯槽の高放射性廃液の温度が設計上の運転温度である 60℃以下であることを確認することにより、冷却コイルへの通水による崩壊熱除去機能が維持されていることを判断する。

崩壊熱除去機能が維持されていることを判断するために必要な監視項目は、高放射性廃液貯槽及び中間貯槽の高放射性廃液の温度である。

#### b. 遅延対策（図 2-5 参照）

遅延対策は、発熱密度の希釈を目的として、予め高放射性廃液貯槽の予備貯槽（272V36）等に貯留した水を高放射性廃液貯槽に注水する対策と、外部支援

の水を高放射性廃液貯槽に注水する対策である。

遅延対策の外部支援の水を用いた注水については、a. 未然防止対策と同様の経路、手順にて注水を実施する。

未然防止対策については、上記の通り、予備貯槽等からの注水と外部支援の水を用いた注水により対応が異なるため、各対応について以下に示す。

なお、事故時の被災状況に応じて、上記水源に加え使用可能な水源がある場合には利用するものとする。

#### (a) 予備貯槽等からの注水

予備貯槽等に貯留した水を高放射性廃液貯槽へ注水する対策の手順及び設備の関係を表 2-4 に示す。

#### イ. 予備貯槽等からの注水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失した場合、予備貯槽等からの注水の実施を判断し、以下のロ. 及びハ. に移行する。

#### ロ. 予備貯槽等からの注水経路の構築

高放射性廃液貯槽に直接注水するた に、予備貯槽等からスチームジェットの移送経路を設定する。

#### ハ. スチームジェット用の蒸気供給ラインの構築

可搬型蒸気発生器にて使用する蒸気用の水源として、外部支援資源の水を確保する。また、可搬型蒸気発生器及び可搬型蒸気発生器の運転に必要な可搬型発電機に使用する外部支援資源（燃料）を確保する。可搬型蒸気発生器と可搬型発電機を建家近傍に設置し、可搬型蒸気発生器からスチームジェットの蒸気配管まで、可搬型の蒸気供給ホースの移送経路を構築する。

#### ニ. 予備貯槽等からの注水の実施判断

ロ. 予備貯槽等からの注水経路の構築及びハ. スチームジェット用の蒸気供給ラインの構築が完了後、予備貯槽等からの注水の実施を判断し、以下のホ. に移行する。

#### ホ. 予備貯槽等からの注水の実施

可搬型発電機を起動後、可搬型蒸気発生器を運転し、移送用のスチームジェットに蒸気を供給する事で予備貯槽等からの注水を実施する。

また、高放射性廃液貯槽は耐震裕度の更なる確保を目的として貯蔵量を 90 m<sup>3</sup> に制限する。これにより予備貯槽を除く各貯槽内の空き容量は 1 基当たり 30 m<sup>3</sup> となることから、予備貯槽（120 m<sup>3</sup>）を施設内水源として利用する場合

であっても高放射性廃液の漏えい時等に貯槽への回収が可能である。

へ. 予備貯槽等からの注水の成否判断

予備貯槽等の液位の減少及び移送先の高放射性廃液貯槽の液位の上昇により、予備貯槽等からの注水の成否判断を行う。

予備貯槽等からの注水が成功したことを判断するために必要な監視項目は、予備貯槽等と高放射性廃液貯槽の液位である。

(b) 外部支援の水を用いた注水

外部支援または自然水利の水を高放射性廃液貯槽へ注水するための対策の手順及び設備の関係を表 2-5 に示す。

イ. 外部支援の水を用いた注水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失した場合、外部支援の水を用いた注水の実施を判断し、以下のロ. 及びハ. に移行する。

ロ. 建家外の注水経路の構築

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) に外部支援または自然水利からの水を確保する。また、エンジン付きポンプ に使用する外部支援資源 (燃料) を確保する。消防ポンプ車またはエンジン付きポンプ 組立水槽を屋外に設置し、ホースを接続し、組立水槽から高放射性廃液貯蔵場 (HAW) へ注水するための経路を構築する。

ハ. 建家内の注水準備

常設事故事象等対処設備により高放射性廃液貯槽及び中間貯槽の温度を計測できない場合は 高放射性廃液貯槽及び中間貯槽に可搬型貯槽温度計を設置する。ホースを敷設し、高放射性廃液貯槽の注水接続口にホースを接続する。

ニ. 外部支援の水を用いた注水の実施判断

ロ. 建家外の注水経路の構築及びハ. 建家内の注水準備が完了後、外部支援の水を用いた注水の実施を判断し、以下のホ. に移行する。

ホ. 外部支援の水を用いた注水の実施

消防ポンプ車またはエンジン付きポンプを運転し、組立水槽から高放射性廃液貯槽への注水を開始する。

燃料 (燃料) を消防ポンプ車またはエンジン付きポンプに補給する。

へ. 外部支援の水を用いた注水の成否判断

移送先の高放射性廃液貯槽の液位の上昇により、外部支援の水を用いた注水の成否判断を行う。

外部支援または自然水利から注水されていることを判断するために必要な監視項目は、高放射性廃液貯槽の液位である。

(2) 蒸発乾固の未然防止対策及び遅延対策の有効性評価

a. 有効性評価

(a) 代表事例

「地震」及び「津波」を条件とした場合が 1.2(1)1)に記載の通り、厳しい結果を与えることから、「地震」及び「津波」を代表として有効性評価を実施する。

(b) 有効性評価の考え方

高放射性廃液の沸騰を未然に防止できることを確認するため、高放射性廃液の温度の推移を評価する。

高放射性廃液の温度の推移の評価にあたっては、高放射性廃液貯槽及び中間貯槽からセルへの放熱を考慮せず、断熱条件にて評価する。

沸騰に至るまでの時間算出の前提となる高放射性廃液の沸点は、沸騰に至るまでの時間を安全側に評価するため、溶質によるモル沸点上昇を考慮せず、溶液の硝酸濃度のみを考慮することとし、高放射性廃液では 102℃とする。

高放射性廃液の温度の推移の評価は、解析コードを用いず、簡便な計算により算出する。

高放射性廃液の温度上昇の推移に係る主要評価条件を表 2-6 に示す。

(c) 有効性評価の評価単位

有効性評価は、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に対して行う。

(d) 機能喪失の条件

外的事象の「地震」及び「津波」を要因とした場合の安全機能の喪失の想定は、外部電源も含め全ての電源喪失を想定していることから、更なる安全機能の喪失は想定しない。

(e) 機器の条件

主要な機器の機器条件を以下に示す。

イ. エンジン付きポンプ及び消防ポンプ車

エンジン付きポンプは、1台当たり約 60 m<sup>3</sup>/h の送水能力を有し、冷却コイルへの通水を実施する場合、高放射性廃液貯槽の冷却に必要な約 12 m<sup>3</sup>/h の

送水が可能となる設計としている。

消防ポンプ車は1台当たり約168 m<sup>3</sup>/hの送水能力を有し、高放射性廃液貯槽の冷却に必要な水量を供給できる。

各貯槽に必要な冷却水量は下記の通り。なお、除熱量評価の詳細を「高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の計算書」に示す。

高放射性廃液貯槽 (272V31)	約 1.7 m <sup>3</sup> /h
高放射性廃液貯槽 (272V32)	約 2.5 m <sup>3</sup> /h
高放射性廃液貯槽 (272V33)	約 1.8 m <sup>3</sup> /h
高放射性廃液貯槽 (272V34)	約 2.7 m <sup>3</sup> /h
高放射性廃液貯槽 (272V35)	約 3.0 m <sup>3</sup> /h

#### ロ. 高放射性廃液の核種組成，濃度，崩壊熱密度

高放射性廃液の核種組成，濃度，崩壊熱密度は 計算値（2020年8月31日時点）を使用する。

#### ハ. 高放射性廃液の保有量

高放射性廃液貯槽の保有量（20 年8月31日時点）は下記の通り。

高放射性廃液貯槽 (272V31)	約 55 m <sup>3</sup>
高放射性廃液貯槽 (272V 2)	約 66 m <sup>3</sup>
高放射性廃液貯槽 (272V3 )	約 9 m <sup>3</sup>
高放射性廃液貯槽 (272V34)	約 75 m <sup>3</sup>
高放射性廃液貯槽 (2 2V35)	約 72 m <sup>3</sup>

#### (f) 操作の条件

冷却コイルへの通水は，沸騰に至るまでの時間が最も短い高放射性廃液貯槽（272V35）が沸騰に至る時間（約77時間）までに冷却コイルへの通水を開始する。崩壊熱除去機能の喪失から高放射性廃液貯槽が沸騰に至るまでの時間を表2-7に示す（添四別紙1-1-1に評価を示す）。また，遅延対策及び未然防止対策実施時の高放射性廃液貯槽の温度及び液量傾向の例を図2-6に示す。

#### (g) 判断基準

未然防止対策及び遅延対策の有効性評価の判断基準は以下のとおりとする。

#### イ. 未然防止対策

高放射性廃液が崩壊熱により温度上昇し，沸騰に至る前に，貯水槽から冷却コイルに冷却水を通水することで，高放射性廃液の温度が沸点に至らずに，設計上の運転温度の60℃以下で安定すること。

ロ. 遅延対策

高放射性廃液が崩壊熱により温度上昇し、沸騰に至る前に、高放射性廃液貯槽に注水することで、高放射性廃液の温度が沸点に至らないこと。

DRAFT



b. 有効性評価の結果

有効性評価の結果については、事故対処の訓練の結果を踏まえ、令和3年1月申請にて示す。

c. 同時発生又は連鎖

(a) 同時発生

蒸発乾固が同時に発生する場合については、条件に示すとおり、5基の高放射性廃液貯槽で同時に発生する可能性があることから、本評価は同時発生するものとして評価した。

(b) 連鎖

未然防止対策及び遅延対策を実施する際の環境については、高放射性廃液の状態が平常運転時と大きく変わるものではないため、他の事故事象が連鎖して発生することはない。

イ. 温度

高放射性廃液は沸騰に至らないことから、機器の材質の強度が大きく低下することはない。高放射性廃液貯槽及び中間貯槽に接続する機器が損傷又は機能劣化することはない。

ロ. 圧力

溶液が沸騰していない状態であり大きな圧力上昇はなく、安全機能を有する機器が損傷又は機能劣化することはない。

ハ. 湿度

溶液の温度上昇に伴い多湿環境下となるが、高放射性廃液貯槽及び中間貯槽自体及び高放射性廃液貯槽及び中間貯槽に接続する機器が損傷することはない。

ニ. 放射線

高放射性廃液貯槽及び中間貯槽内の放射線環境は通常環境下から変化することはない。機器が損傷又は機能劣化することはない。

ホ. 物質(水素, 煤煙, 放射性物質及びその他)及びエネルギーの発生

新たな物質及びエネルギーが発生することはない。機器が損傷又は機能劣化することはない。

#### へ. 落下・転倒による荷重

高放射性廃液の温度が上昇したとしても、高放射性廃液貯槽及び中間貯槽の材質の強度が大きく低下することはない、高放射性廃液貯槽及び中間貯槽が落下・転倒することはない。

#### ト. 腐食環境

ハ. と同様である。

#### d. 判断基準への適合性の検討

判断基準への適合性の検討については、事故対処の訓練の結果を踏まえ、令和3年1月申請にて示す。

### 2.4 蒸発乾固の拡大防止対策

蒸発乾固の未然防止対策、遅延対策により、高放射性廃液貯槽、中間貯槽では沸騰に至ることなく、崩壊熱除去機能を維持できることから 拡大防止対策による対応はない。

### 2.5 蒸発乾固の影響緩和対策

蒸発乾固の未然防止対策、遅延対策により、高放射性廃液貯槽、中間貯槽では沸騰に至ることなく、崩壊熱除去機能を維持できることから、影響緩和対策による対応はない。

### 2.6 仮に沸騰に至った場合の放射性物質の放出量評価

沸騰の未然防止対策、遅延対策により崩壊熱除去機能を維持できることから沸騰には至らないが 仮に高放射性廃液貯槽において沸騰に至った場合の放射性物質の放出量評価を行う。

#### (1) 放出量評価

高放射性廃液の沸騰時の大気中への放射性物質の放出量の評価は、高放射性廃液貯槽が保有する放射性物質質量に対して、気相中に移行する放射性物質の割合、大気中への放出経路における低減割合を乗じて算出する。沸騰時の放出系統の概要図を図 2-7 に、放射性物質の大気放出過程を図 2-8 にそれぞれ示す。

また、評価した大気中への放射性物質の放出量にセシウム-137 への換算係数を乗じて、大気中へ放出された放射性物質の放出量(セシウム-137 換算)を算出する。セシウム-137 への換算係数は、IAEA-TECDOC-1162 に示される、地表沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくにかかる実効線量への換算係数について、セシウム-137 と着目核種との比から算出する。ただし、一部の核種は、化学形態による影響の違いを補正する係数

を乗じて算出する。

イ. 高放射性廃液の沸騰後の主排気筒から大気中への放射性物質の放出量評価

(イ) 高放射性廃液貯槽を対象に大気中への放射性物質の放出量を評価する。

(ロ) 高放射性廃液貯槽に内包する高放射性廃液の放射性物質の濃度は計算値を使用する。

(ハ) 高放射性廃液貯槽が保有する放射性物質量は、上記(ロ)において算出した放射性物質の濃度に、高放射性廃液貯槽に内包する高放射性廃液の体積を乗じて算出する。

(ニ) 気相中に移行する放射性物質の割合は、模擬高レベル廃液 400 mL を蒸気流速が 1.1 cm/s となるように沸騰させ、模擬高レベル廃液が乾燥・固化に至り、乾固物の温度が 140 °C に到達するまでの間に 試料容器以降で捕集された物質の割合を測定した試験に基づき 積算移行率を 0.005 % とする。模擬高レベル廃液を沸騰させた試験では ブロアにより流量 10 L/min での吸引及び試験装置内の圧力を一定に保つための N<sub>2</sub> ガスの自動供給が実施されるため、積算移行率には、N<sub>2</sub> ガスによる掃気に起因する放射性物質の移行も含まれる。また、高さ約 0.8 m では、本来、移行率に含まれない粗大粒子を含むおそれがあるが、安全余裕を見込んだ移行率として採用している。

(ホ) 高性能粒子フィルタは 2 段であり、放射性エアロゾルの除染係数は、100 とする。

ロ. 大気中への放射性物質の放出量 (表 2-8, 表 2-9 参照)

高放射性廃液の沸騰により大気中へ放出される放射性物質の放出量は、セシウム-137 換算で約 0.08 TBq である。評価の詳細を「添四別紙 1-1-3 仮に沸騰に至った場合の放射性物質の放出量の計算書」示す。

2.7 蒸発乾固の未然防止対策及び遅延対策に必要な要員及び資源

蒸発乾固の未然防止対策及び遅延対策に必要な要員及び資源については、事故対処の訓練の結果を踏まえ、令和 3 年 1 月申請にて示す。

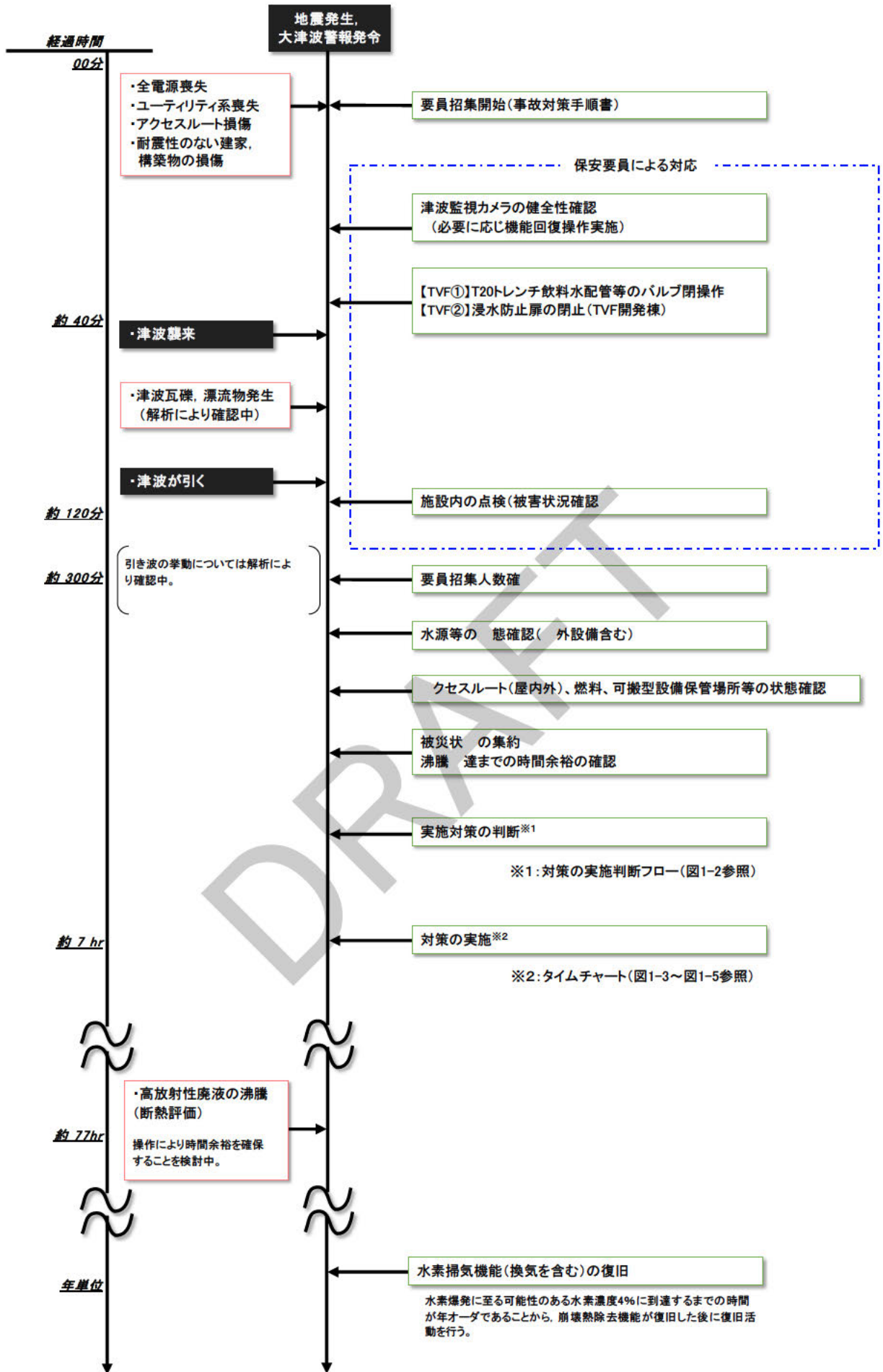


図 1-1 事象進展フロー及び対応フロー

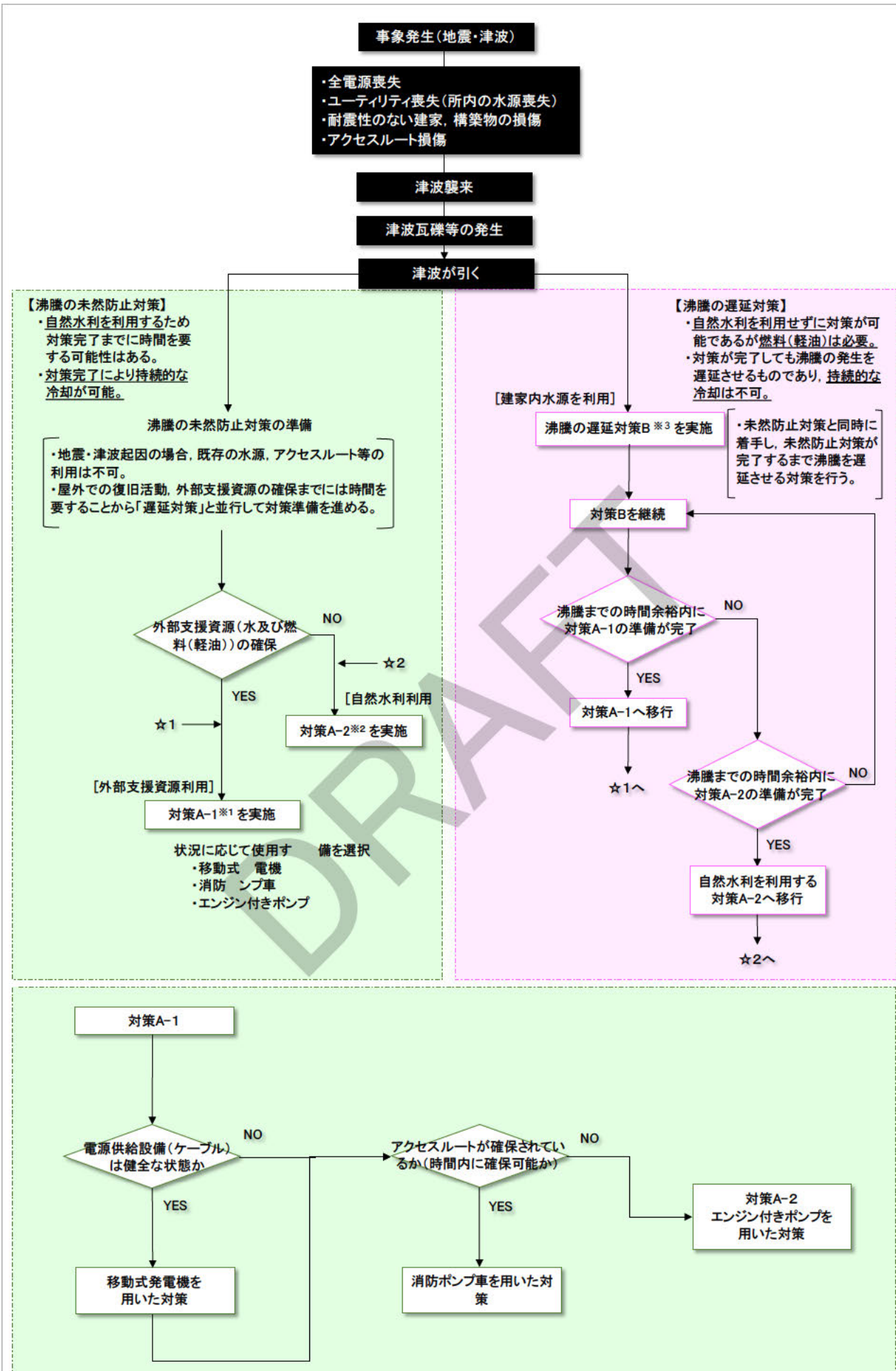


図 1-2 実施対策判断フロー (1/2)

※1: 対策 A-1

- ・外部支援の水及び燃料を用いて、燃料を燃料とする移動式発電機、消防ポンプ車、エンジン付きポンプにより各貯槽の冷却コイルへ給水する。
- ・PCDF 管理棟駐車場に配備している移動式発電機からの給電により、一次冷却水予備循環ポンプ及び二次冷却水循環ポンプを起動する。二次冷却水系統は、気化により低下する水量分の水を水源(外部支援水源、自然水利)からエンジン付ポンプ(又は消防ポンプ車)を用いて補給する。

【対策 A-1 に用いる資源が使用できる理由】

- ・エンジン付きポンプは、設計地震動及び設計津波に対して健全である HAW 建家内に保管するため使用できる。移動式発電機についても常時、設計地震動及び設計津波に対して健全である高台に配備している。消防ポンプ車は津波襲来時は高台に避難するため使用できる。

※2: 対策 A-2

- ・自然水利を用いて、燃料を燃料とするエンジン付きポンプにより各貯槽の冷却コイルへ給水する。

【対策 A-2 に用いる資源が使用できる理由】

- ・エンジン付きポンプは、設計地震動及び設計津波に対して健全である HAW 建家内に保管するため使用できる。
- ・エンジン付きポンプに使用する燃料は、地盤改良を実施し高台のプルトニウム転換技術開発施設管理棟駐車場に保管するため使用できる。

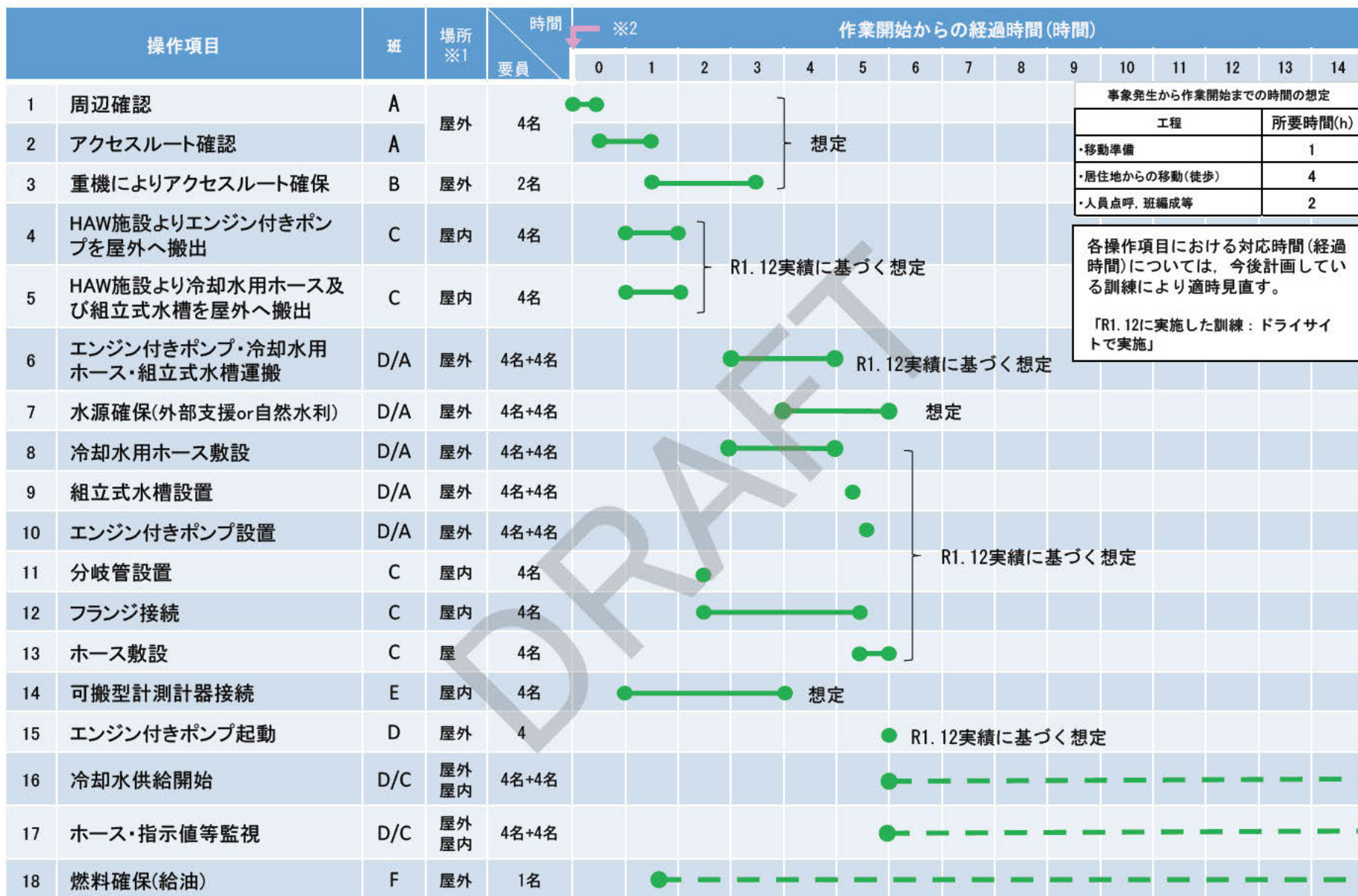
※3: 対策 B

- ・建家内水源(予備貯槽等)に予め貯留していた水をスチームジェットにより各貯槽へ供給。
- ・スチームジェットの蒸気は可搬型ボイラーを利用

【対策 B に用いる資源が使用できる理由】

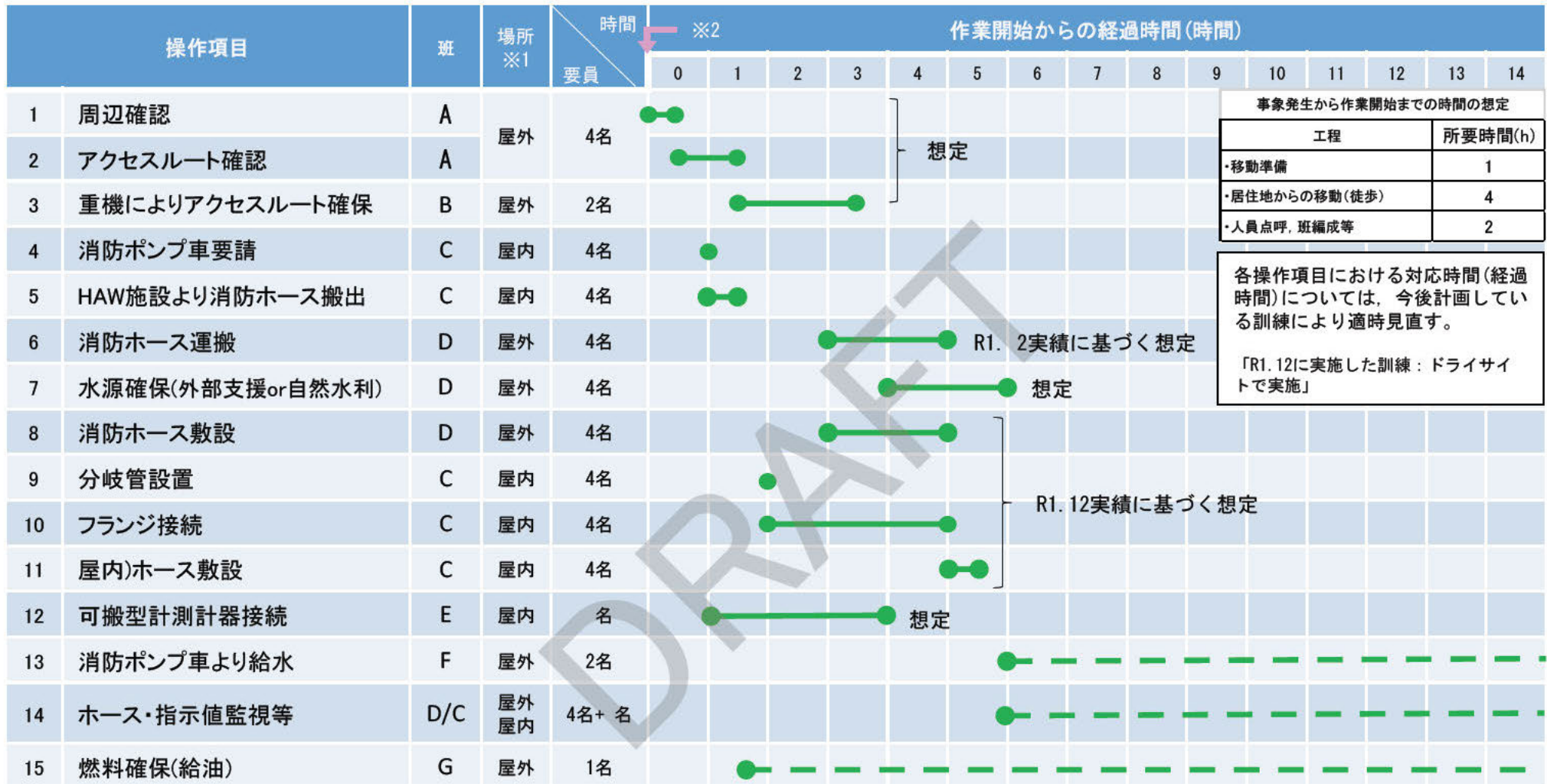
- ・HAW 建家は設計地震動及び設計津波に対し、健全であるため、施設内の予備貯槽等に予め貯留していた水は使用できる。
- ・可搬型ボイラーは、設計地震動及び設計津波に対して健全である建家内に保管するため使用できる。
- ・可搬型ボイラーに使用する燃料及び水は、地盤改良を実施し高台のプルトニウム転換技術開発施設管理棟駐車場に保管するため使用できる。

図 1-2 実施対策判断フロー (2/2)



※1 制御室における復旧活動はない  
 ※2 事象発生後、約7時間後を想定

図 1-3 「未然防止対策」エンジン付きポンプによる冷却コイルへの通水に必要な要員及び作業項目(ドライサイト)



※1 制御室における復旧活動はない  
 ※2 事象発生後、約7時間後を想定

図 1-4 「未然防止対策」消防ポンプ車による冷却コイルへの通水に必要な要員及び作業項目（ドライサイト）





※1 制御室における復旧活動はない  
 ※2 事象発生後, 約7時間後を想定

図 1-5 「遅延対策」貯槽への直接注水に必要な要員及び作業項目 (ドライサイト)

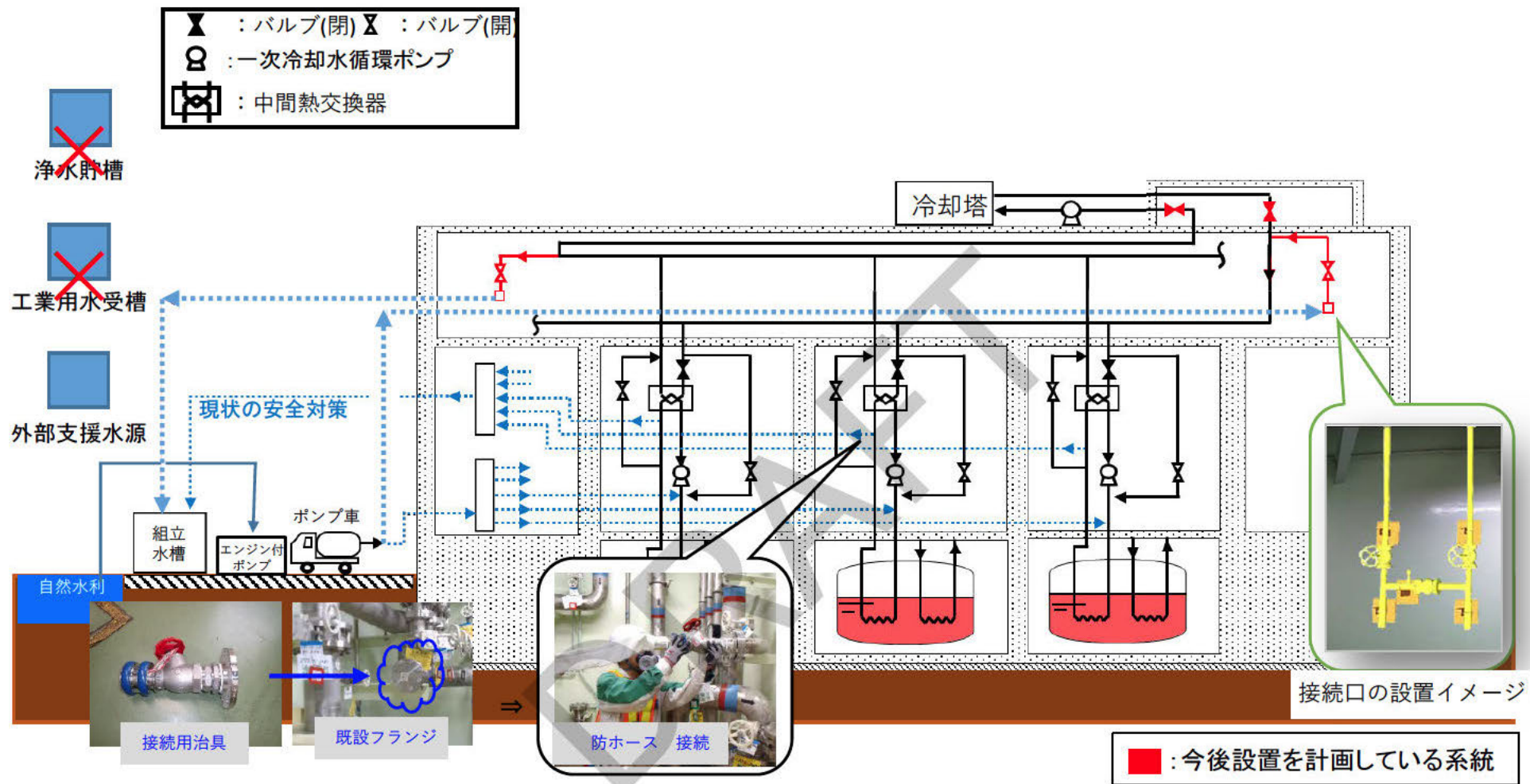


図 2-1 未然防止対策に係る給水接続口の設置概要図

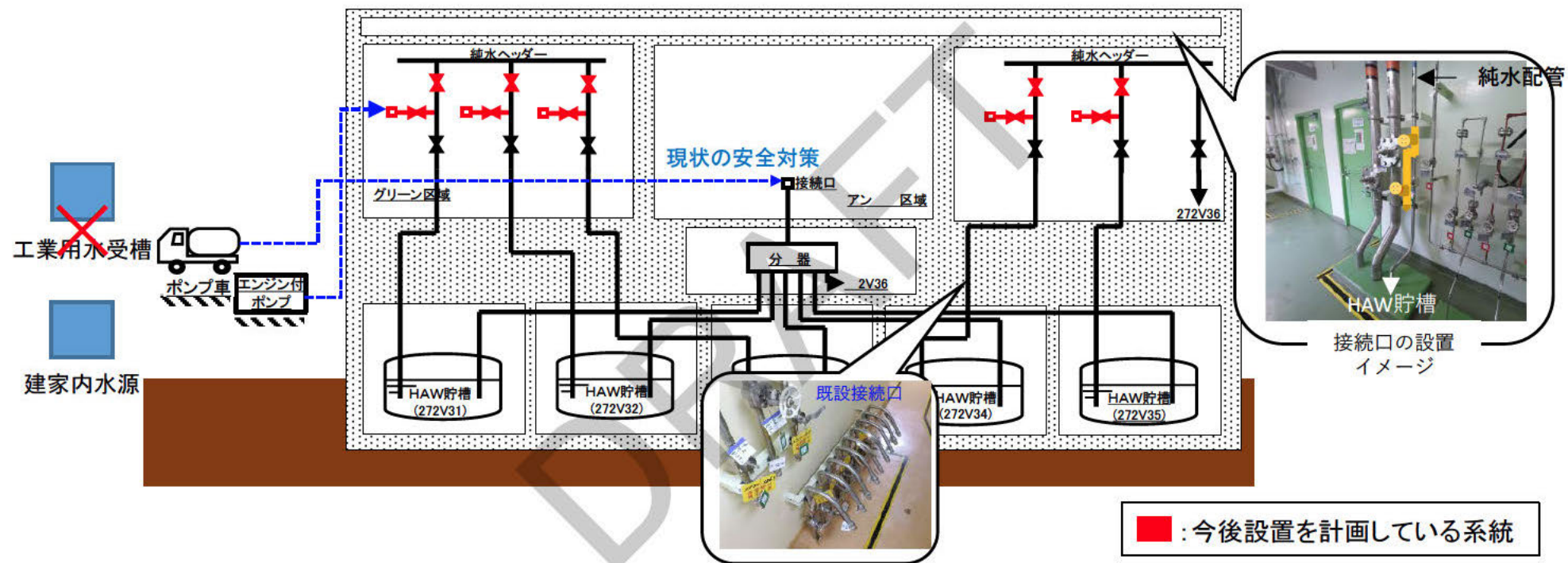
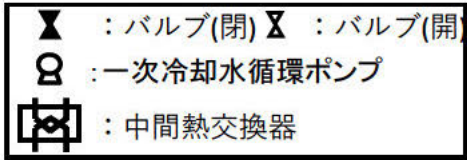


図 2-2 遅延対策に係る給水接続口の設置概要図

未然防止対策の具体的方法

・冷却コイルの循環

PCDF管理棟駐車場において移動式発電機と接続端子盤を電源ケーブルで接続し、PCDF、MP及びHAWの屋上に敷設済みの電源ケーブルをHAWの緊急電源切替盤に接続するか、若しくは、高台にある移動式発電機をHAW近傍まで移動し、HAWの緊急電源切替盤に接続する。緊急用電源にて一次冷却水予備循環ポンプ及び二次冷却水循環ポンプを起動するか、バルブ操作により中間熱交換器をバイパスし二次冷却系から冷却コイルを循環させる。冷却塔に水源(外部支援水源、自然水利)からエンジン付ポンプ(又は消防ポンプ車)及び消火ホースを用いて水を補給する。

凡例  
 ..... : 緊急時に接続

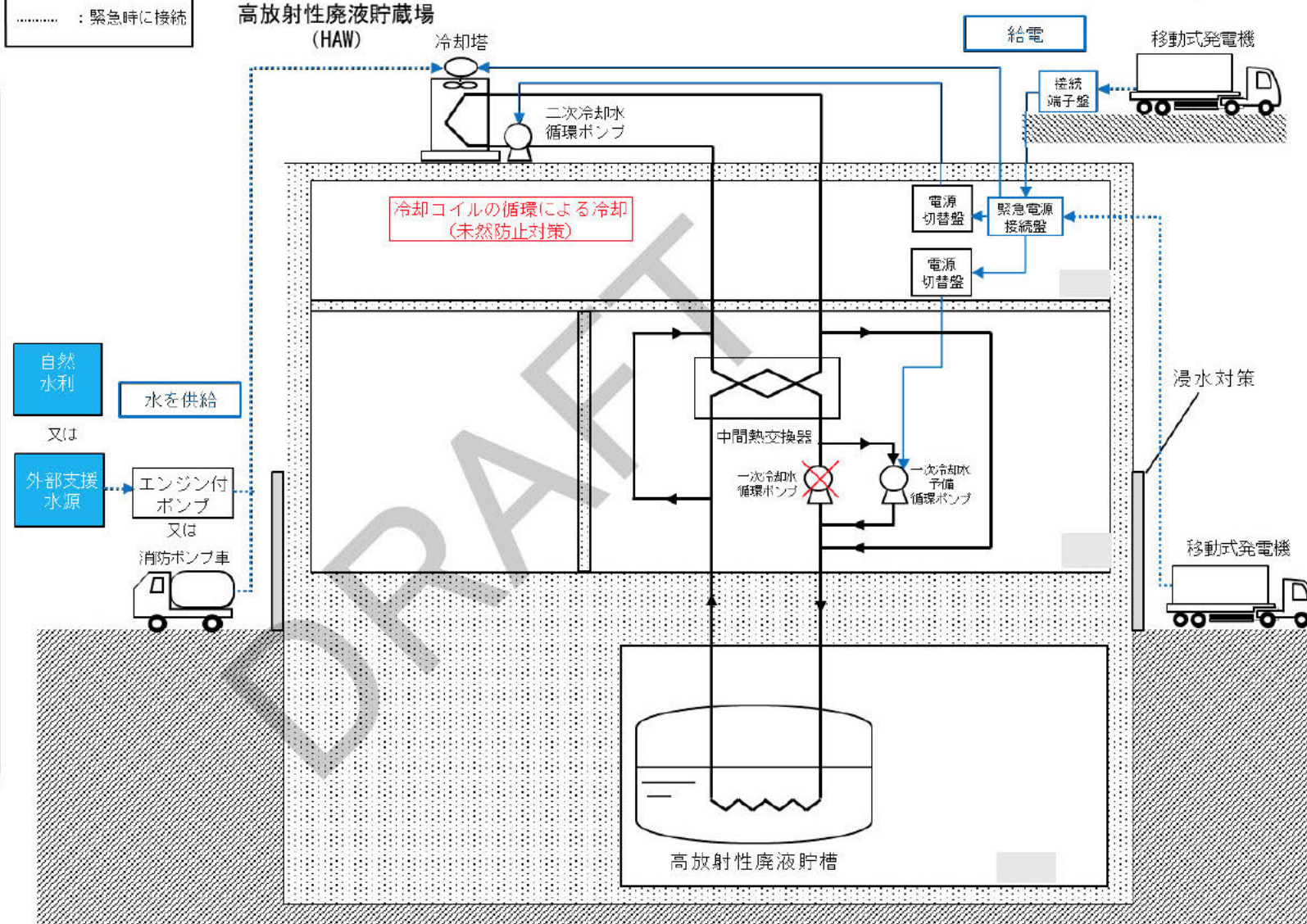


図 2-3 崩壊熱除去機能喪失時の未然防止対策（移動式発電機を利用する場合）の概要

## 未然防止対策の具体的方法

### ・冷却コイル通水

水源(外部支援水源, 自然水利)からエンジン付ポンプ(又は消防ポンプ車)及び消火ホースを用いて一次冷却系に直接通水するか, 若しくは新たに設置する接続口(設工認工事実施)からバルブ操作により中間熱交換器をバイパスした二次冷却系に通水する。

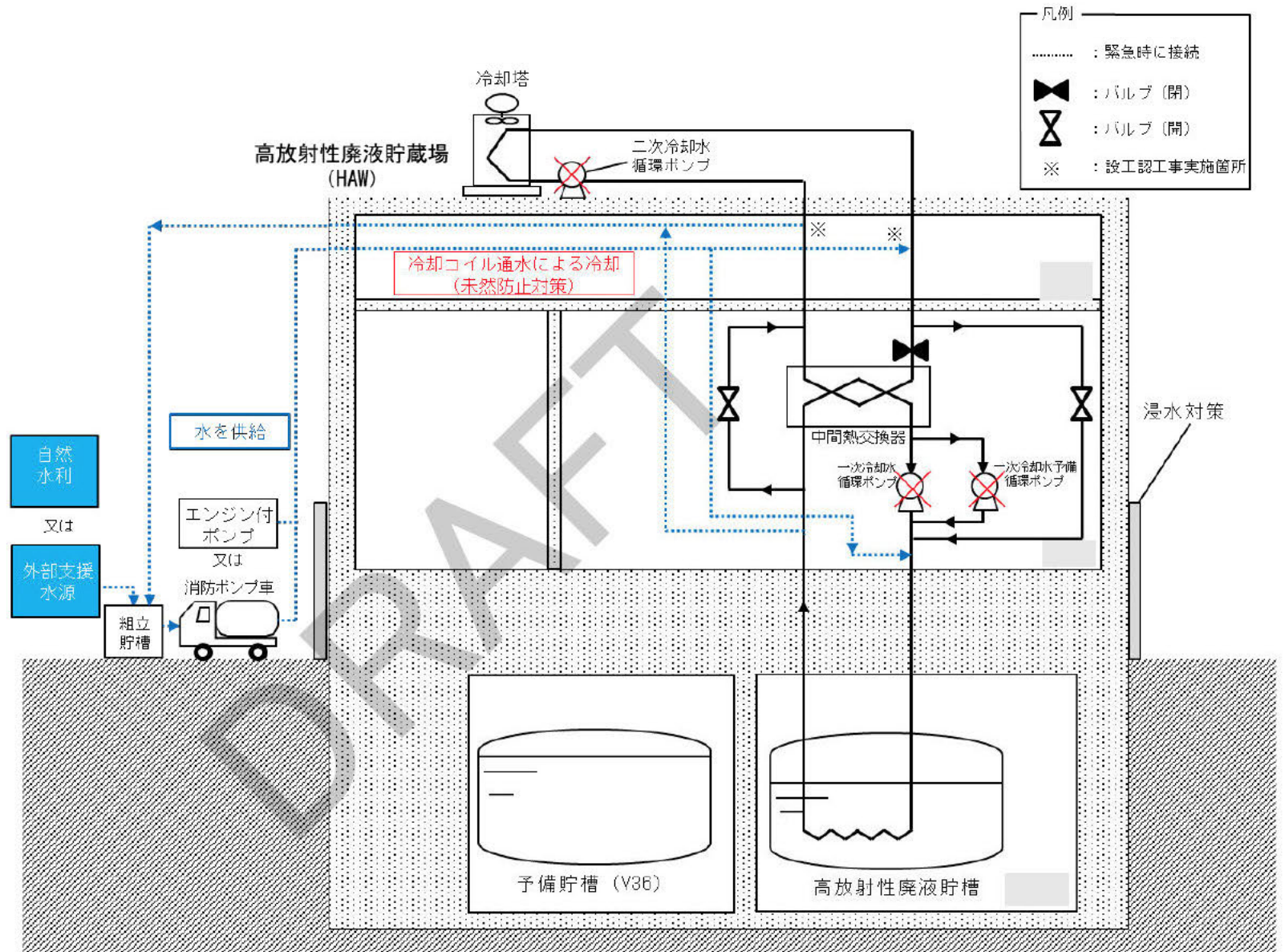


図 2-4 崩壊熱除去機能喪失時の未然防止対策 (移動式発電機を利用しない場合) の概要

## 遅延対策の具体的方法

- ① 予備貯槽からの直接注水  
可搬型ボイラによる蒸気を用いてスチームジェットポンプを起動し、予備貯槽(V36)等に貯留した水を高放射性廃液貯槽に送液することで時間余裕を確保する。
- ② 外部支援水源、自然水利からの直接注水  
水源(外部支援水源、自然水利)からエンジン付ポンプ(又は消防ポンプ車)及び消火ホースを用いて、分配器又は新たに設置する接続口(設工認工事実施)から高放射性廃液貯槽に直接注水を行う。

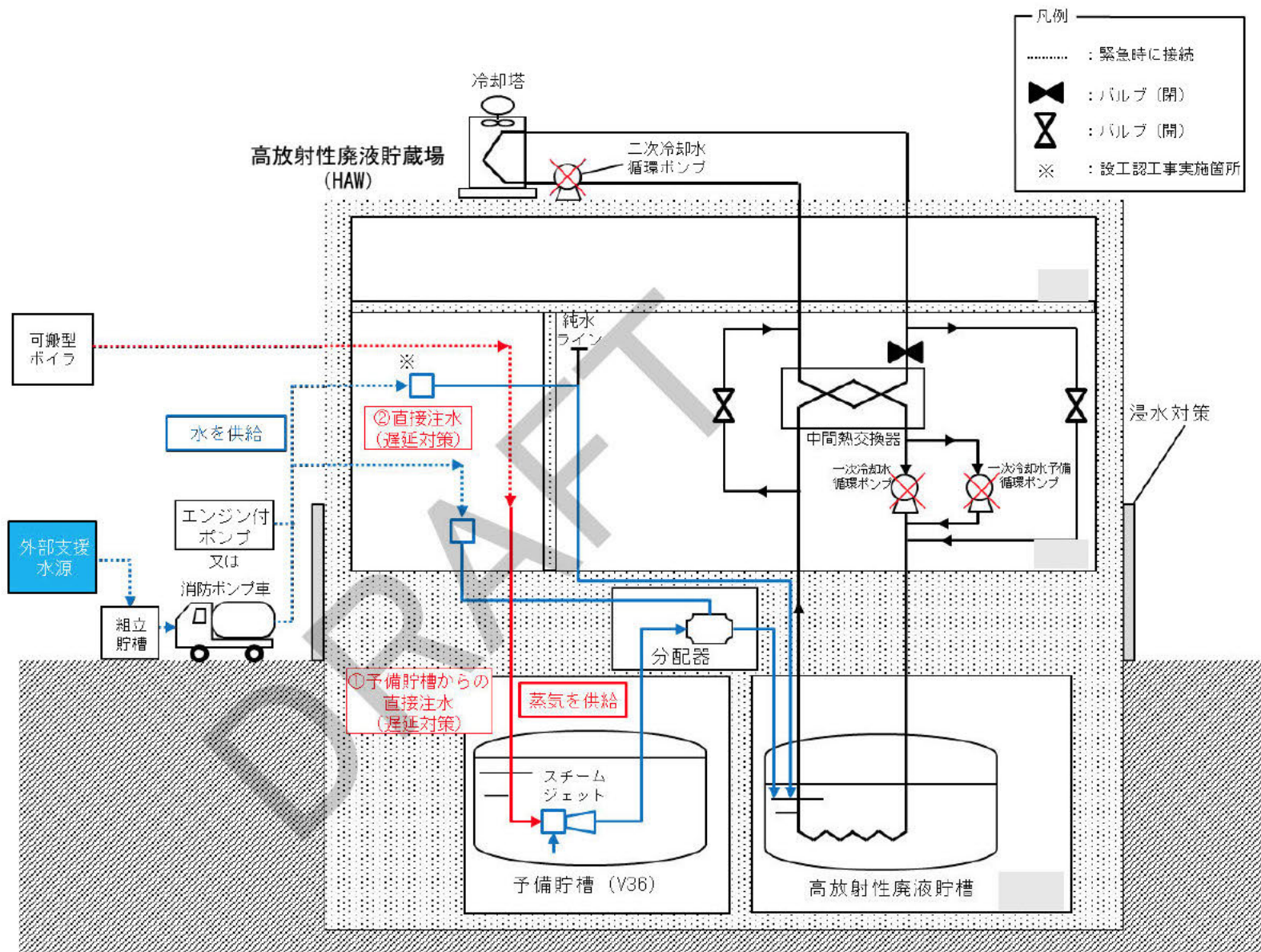
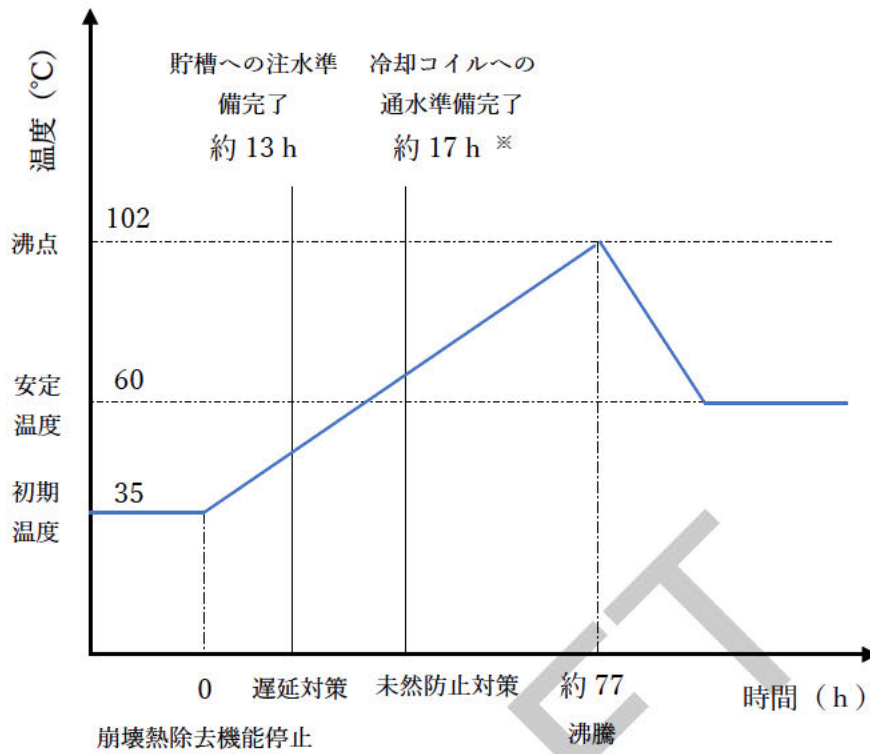


図 2-5 崩壊熱除去機能喪失時の遅延対策の概要



※未然防止対策に必要な水の確保に要す 時間をドライサイト環境で要する時間の3倍として計算。ウェットサイト環境を模擬した訓練の結果を踏まえ、令和3年1月申請に反映する。

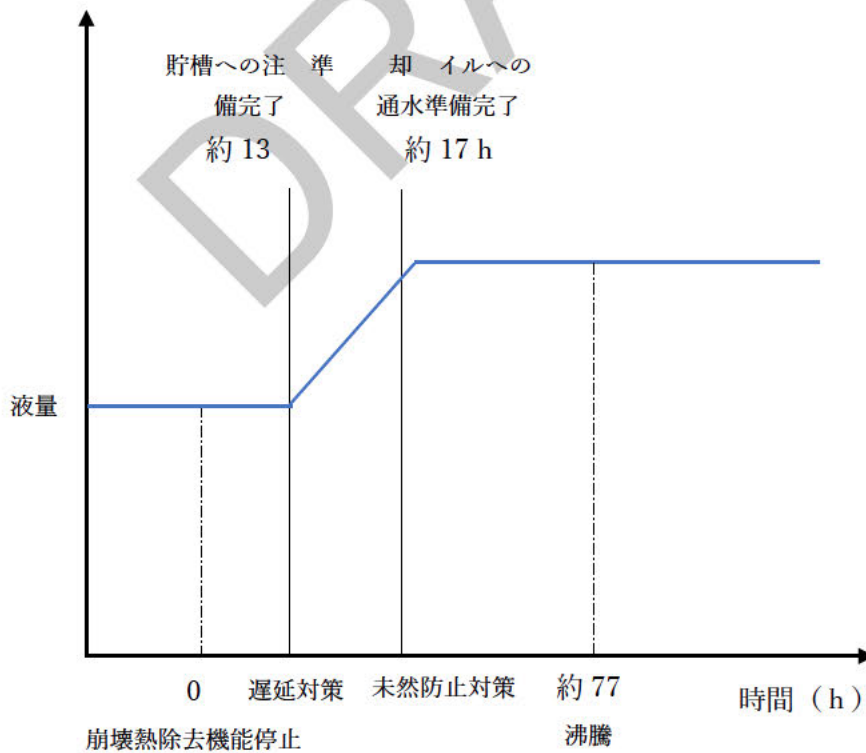


図 2-6 遅延対策及び未然防止対策実施時の高放射性廃液貯槽の温度及び液量傾向例

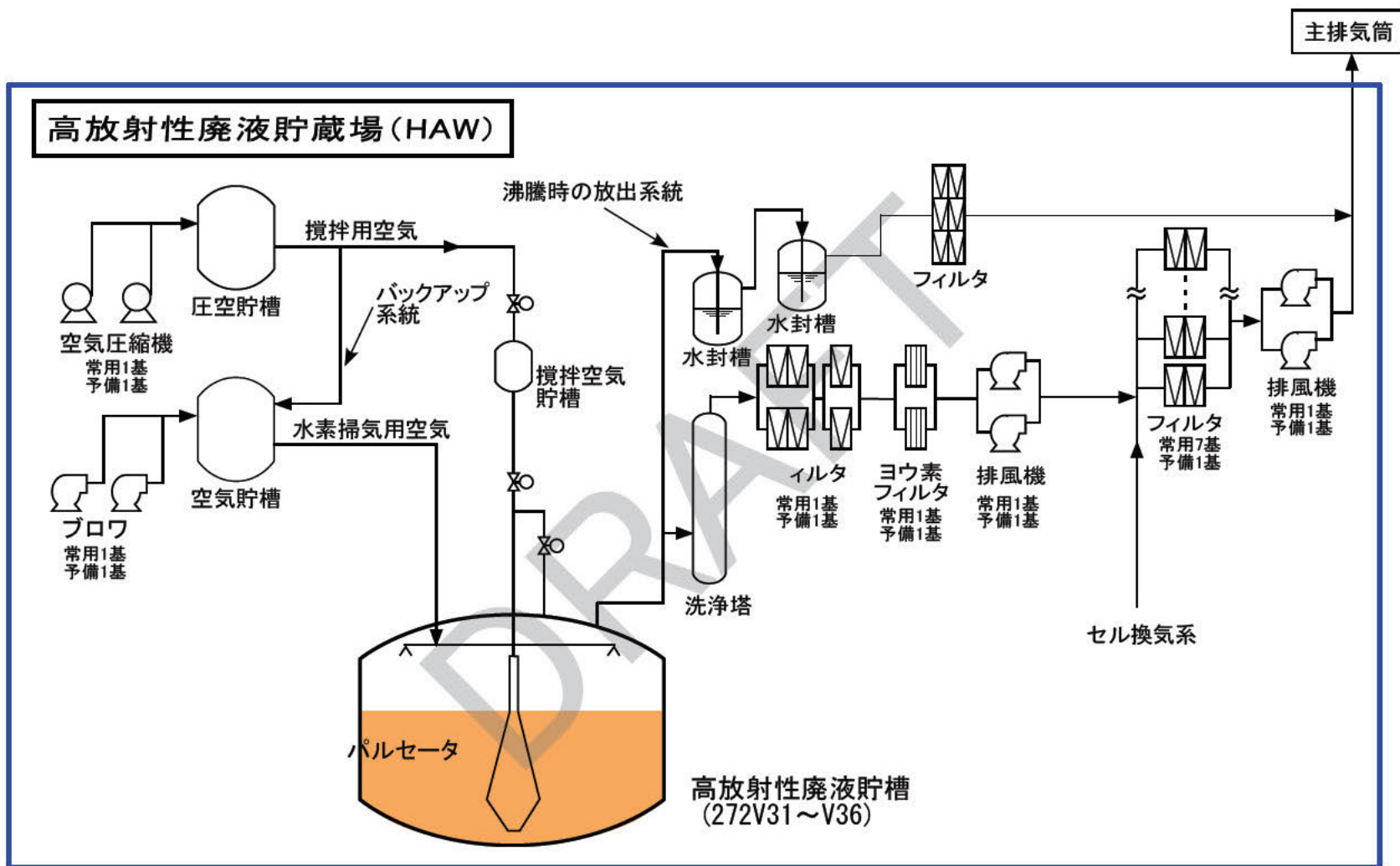


図 2-7 沸騰時の放出系統の概要図



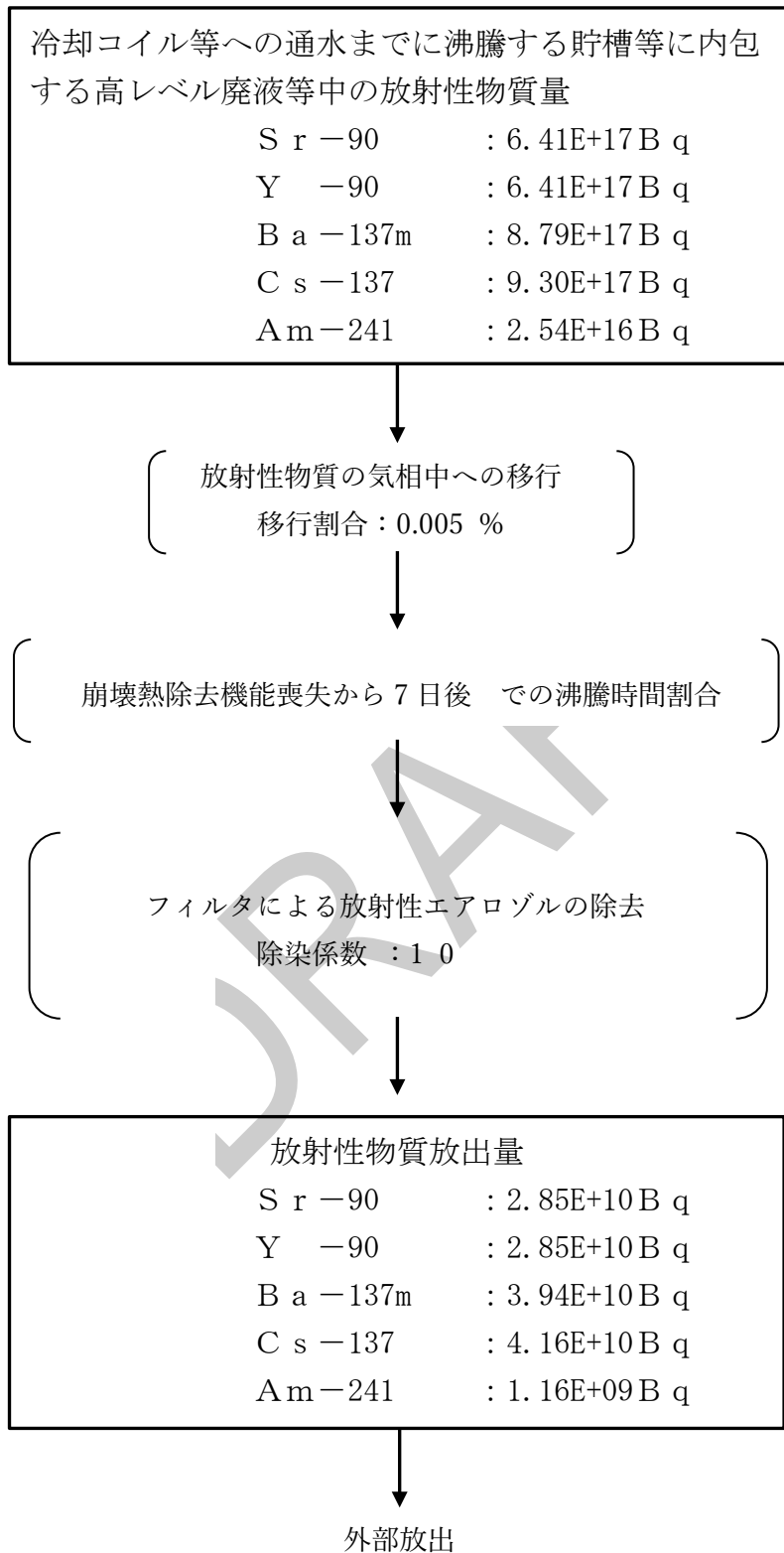


図 2-8 放射性物質の大気放出過程

表 2-1 崩壊熱除去機能の喪失による蒸発乾固が発生するおそれがある貯槽

建家	貯槽	
高放射性廃液貯槽場（HAW）	高放射性廃液貯槽	272V31
		272V32
		272V33
		272V34
		272V35
	中間貯槽*1	272V37
		272V38

\*1：中間貯槽は移送時の使用に限定されることから、高放射性廃液は高放射性廃液貯槽からの移送時以外において中間貯槽 V37, V38 には存在しない。また、新たな再処理は実施しないことから、高放射性廃液は発生しない。これらより、高放射性廃液貯蔵場（HAW）での高放射性廃液のインベントリーは高放射性廃液貯槽の貯蔵量のみが対象となることから、有効性評価は高放射性廃液貯槽について実施する。

表 2-2 移動式発電機の運転及び設備の関係

	判断及び操作	手順	事故事象等対処設備		
			常設事故事象等 対処設備	可搬型事故事象等 対処設備	計装設備
(1)	移動式発電機の運転の着手判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 外部電源が喪失し、崩壊熱除去機能が喪失した場合、移動式発電機の運転の着手を判断し、以下の(2)及び(3)に移行する。</li> </ul>			
(2)	移動式発電機の準備	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 外部支援物質としての燃料について、運転に必要な約 60m<sup>3</sup> が確保されている事を確認する。</li> <li>● 移動式発電機の電源供給ケーブルをプルトニウム転換駐車場に設置されている接続端子盤に接続するか、もしくは、移動式発電機を高放射性廃液貯蔵場(HAW)の近傍に移動した上で、直接、緊急電源接続盤に接続する。</li> <li>● PCDF, MP 及び HAW の屋上に敷設済みの電源ケーブルを高放射性廃液貯蔵場(HAW)の緊急電源切替盤に接続する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 接続端子盤</li> <li>● 緊急電源接続盤</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 移動式発電機</li> <li>● 電源ケーブル</li> </ul>	
(3)	冷却水系の系統構成の構築	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 移動式発電機により、運転を行う冷却塔、二次冷却水ポンプの系統構成を行う。</li> <li>● 一次冷却水系の予備循環ポンプを利用して冷却水を循環させるための系統構成を行う。</li> <li>● 外部支援資源(水)、もしくは 自然水利の水を組立水槽に貯留する。</li> <li>● 組立水槽から水を供給するために、消防ポンプ車またはエンジン付きポンプを組立水槽近傍に設置する。</li> <li>● 消防ポンプ車またはエンジン付きポンプに可搬型建家外ホースを接続し、組立水槽から冷却塔へ補給水を供給するための経路を構築する。</li> <li>● エンジン付きポンプ、可搬型建家外ホース、組立水槽等を運搬車により運搬する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 冷却塔</li> <li>● 二次冷却水ポンプ</li> <li>● 一次冷却水系の予備循環ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● エンジン付きポンプ</li> <li>● 消防ポンプ車</li> <li>● 可搬型建家外ホース</li> <li>● 組立水槽</li> <li>● エンジン付きポンプ運搬車</li> <li>● ホース運搬車</li> </ul>	
(4)	移動式発電機の運転判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>● (2), (3)の準備が完了後直ちに、移動式発電機の運転判断し、以下の(5)に移行する。</li> </ul>			

	判断及び操作	手順	事故事象等対処設備		
			常設事故事象等対処設備	可搬型事故事象等対処設備	計装設備
(5)	移動式発電機の運転	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 移動式発電機の運転を行い、緊急電源盤への給電を開始する。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>● 移動式発電機</li> </ul>	
(6)	移動式発電機の運転による崩壊熱除去機能維持の成功判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 系統が健全であることを確認したのち、二次冷却水ポンプ、冷却塔、一次冷却水系の予備循環ポンプを起動する。</li> <li>● 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の冷却塔、二次冷却水ポンプ、一次冷却水系の予備循環ポンプが正常に運転されている事を電流値で確認する。</li> <li>● 槽類換気系排風機及び水素掃気用圧縮機を起動する。</li> <li>● 高放射性廃液貯槽及び中間貯槽に内包する高放射性廃液の温度が設計上の運転温度である 60℃以下で安定していることをHAW 制御盤にて確認する。</li> <li>● 上記より、移動式発電機の運転による崩壊熱除去機能が維持されていることを判断する。</li> <li>● 移動式発電機の運転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ために必要な監視項目は、高放射性廃液貯槽及び中間貯槽に内包する高放射性廃液の温度である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 接続端子盤</li> <li>● 緊急電源接続盤</li> <li>● 冷却塔 二次冷却水ポンプ</li> <li>● 一次冷却水系の予備循環ポンプ</li> <li>● 槽類換気系排風機</li> <li>● 水素掃気用圧縮機</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 移動式発電機</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 可搬型貯槽 温度計</li> </ul>

表 2-3 沸騰の未然防止対策（冷却コイルへの通水）における手順及び設備の関係

	判断及び操作	手順	事故事象等対処設備		
			常設事故事象等対処設備	可搬型事故事象等対処設備	計装設備
(1)	冷却コイルへの通水の着手判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 外部電源の喪失とともに崩壊熱除去機能が喪失し、且つ移動式発電機を運転できない場合は、冷却コイルへの通水の着手を判断し、以下の(2)及び(3)に移行する。</li> </ul>			
(2)	建家外の水の給排水経路の構築	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 外部支援資源(水)、もしくは、自然水利の水を組立水槽に貯留する。</li> <li>● 組立水槽から水を供給するために、消防ポンプ車またはエンジン付きポンプを組立水槽近傍に設置する。</li> <li>● 消防ポンプ車またはエンジン付きポンプに可搬型建家外ホースを接続し、組立水槽から水を供給するための経路構築する。</li> <li>● 可搬型冷却水流量計を可搬型建家外ホースの経路上に設置する。</li> <li>● 冷却に使用した水を組立水槽へ移送するために、組立水槽を建家近傍に敷設する。</li> <li>● エンジン付きポンプ、可搬型建家外ホース、組立水槽を運搬車等により運搬する。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>● エンジン付きポンプ</li> <li>● 消防ポンプ車</li> <li>● 可搬型建家外ホース</li> <li>● 組立水槽</li> <li>● エンジン付きポンプ運搬車</li> <li>● ホース運搬車</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 可搬型供給冷却水流量計</li> </ul>
(3)	冷却コイルへの通水による冷却の準備	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 常設事故事象等対処設備により貯槽等の温度を計測できない場合は、可搬型温度計により高放射性廃液の温度を計測する。</li> <li>● 建家内の通水経路を構築するために可搬型建家内ホースを敷設する。</li> <li>● 可搬型建家内ホースを冷却コイルの給水側の接続口に接続し、可搬型建家内ホースと可搬型建家外ホースを接続することで、組立水槽から各冷却コイルに通水するための経路を構築する。</li> <li>● 冷却に使用した水を組立水槽へ移送するために、可搬型建家内ホースを敷設する。</li> <li>● 可搬型建家内ホースを冷却コイルの排水側の接続口に接続し、</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 冷却コイル配管・弁</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● エンジン付きポンプ</li> <li>● 可搬型建家外ホース</li> <li>● 可搬型建家内ホース</li> <li>● 組立水槽</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 可搬型温度計</li> <li>● 可搬型供給冷却水流量計</li> </ul>

	判断及び操作	手順	事事故事象等対処設備		
			常設事事故事象等対処設備	可搬型事事故事象等対処設備	計装設備
		可搬型建家内ホースと可搬型建家外ホースを接続することで、冷却に使用した水を組立水槽に排水するための経路を構築する。			
(4)	冷却コイルへの通水の実施判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 冷却コイルへの通水の準備が完了後直ちに、冷却コイルの通水の実施を判断し、以下の(5)に移行する。</li> </ul>			
(5)	冷却コイルへの通水の実施	<ul style="list-style-type: none"> <li>● エンジン付きポンプを運転し組立水槽の水を冷却コイルに通水する。通水流量は、可搬型冷却水流量計の指示値を基に調整する。</li> <li>● 冷却コイルへの通水に使用した水は組立水槽に回収し 汚染の有無を確認した上で、系外へ放出する。</li> <li>● 冷却コイルへの通水時に必要な監視項目は、冷却コイル通水流量、貯槽温度及び排水線量である。</li> </ul>	冷却コイル配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> <li>● エンジン付きポンプ</li> <li>● 可搬型建家外ホース</li> <li>● 可搬型建家内ホース</li> <li>● 組立水槽</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 可搬型冷却水流量計</li> <li>● α シンチレーション, GM管, IC 等</li> </ul>
(6)	冷却コイルへの通水の成否判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 貯槽に内包する高放射性廃液の温度が 6℃以下 安定していることを確認することにより、冷却コイルへの通水による崩壊熱除去機能が維持されていることを判断する。</li> <li>● 崩壊熱除去機能が維持されていることを判断するために必要な監視項目は、貯槽温度である。</li> </ul>			

表 2-4 沸騰の遅延対策（予備貯槽等からの注水）の手順及び設備の関係

	判断及び操作	手順	事象等対処設備		
			常設事象等対処設備	可搬型事象等対処設備	計装設備
(1)	貯槽への注水の準備判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 外部電源が喪失し、崩壊熱除去機能が喪失し、且つ移動式発電機を運転できない場合は、貯槽への注水の実施のための準備作業として以下の(2)及び(3)に移行する。</li> </ul>			
(2)	建家外の蒸気供給経路の構築	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 可搬型蒸気発生器を建家近傍に設置する。</li> <li>● 可搬型蒸気発生器に可搬型蒸気配管を接続し、可搬型蒸気発生器から水を移送するために使用するスチームジェットへの蒸気を供給するための経路を構築する。</li> <li>● 可搬型発電機を可搬型蒸気発生器の近傍に設置する。</li> <li>● 可搬型発電機からの電気を可搬型蒸気発生器の電源盤に接続する。</li> <li>● 可搬型蒸気発生器からの蒸気配管とスチームジェット移送用の蒸気供給配管をジョイントコネクタを使用して接続する。</li> <li>● 可搬型蒸気発生器、可搬型発電機、可搬型蒸気供給配管は人手、もしくは運搬車により運搬する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● スチームジェット</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 可搬型蒸気発生器</li> <li>● 可搬型発電機</li> <li>● 可搬型蒸気配管</li> <li>● 接続用ジョイントコネクタ</li> <li>● 運搬車</li> </ul>	
(3)	貯槽への注水判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 崩壊熱除去機能が回復しておらず、高放射性廃液の温度上昇が確認されたら、注水による希釈が必要との判断し、下記(4)に移行する。</li> </ul>			
(4)	貯槽への注水の実施	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 移送先の高放射性廃液貯槽 液位計を 搬型発電機及び可搬型コンプレッサーを使用し復旧させる。</li> <li>● 移送先の高放射性廃液貯槽の可搬型貯槽液位計の指示値から貯槽の液位を算出し、予め決められた希釈液量までの貯槽への注水量を決定する。</li> <li>● 可搬型蒸気発生器を起動し、所定の圧力に達したところで、V36の使用するスチームジェットへの蒸気供給弁を開けて、水の移送を開始する。</li> <li>● 移送先の高放射性廃液貯槽の液量が決められた液量まで到達し</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● スチームジェット</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 可搬型蒸気発生器</li> <li>● 可搬型発電機</li> <li>● 可搬型蒸気配管</li> <li>● 接続用ジョイントコネクタ</li> <li>● 可搬型コンプレッサー</li> </ul>	

	判断及び操作	手順	事故事象等対処設備		
			常設事故事象等対処設備	可搬型事故事象等対処設備	計装設備
		<p>た場合は、スチームジェットへの蒸気供給弁を閉じ、水の移送を停止する。貯槽の液位及び温度の監視を継続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 貯槽への注水時に確認が必要な監視項目は、蒸気圧力、貯槽の液位及び温度である。</li> </ul>			
(5)	貯槽への注水の成否判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 貯槽の液位から、貯槽に注水されていることを確認することで判断する。</li> <li>● 必要な監視項目は、貯槽の液位である。</li> </ul>			



表 2-5 沸騰の遅延対策（外部支援による貯槽への注水）

	判断及び操作	手順	事象等対処設備		
			常設事象等対処設備	可搬型事象等対処設備	計装設備
(1)	貯水への注水の準備判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 外部電源が喪失し、崩壊熱除去機能が喪失し、且つ非常用ディーゼル発電機を運転できない場合は、貯槽への注水の実施のための準備作業として以下の(2)及び(3)に移行する。</li> </ul>			
(2)	建家外の水供給経路の構築	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 外部支援資源(水)、もしくは、自然水利の水を組立水槽に貯留する。</li> <li>● 組立水槽から水を供給するために、消防ポンプ車、エンジン付きポンプを組立水槽近傍に設置する。</li> <li>● 消防ポンプ車、エンジン付きポンプに可搬型建家外ホースを接続し、組立水槽から水を供給するための経路を構築する。</li> <li>● エンジン付きポンプ、ホース、組立水槽を運搬車により運搬する。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>● エンジン付きポンプ</li> <li>● 消防ポンプ車</li> <li>● 可搬型建家外ホース</li> <li>● 組立水槽</li> </ul>	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>● 建家内の注水経路を構築するために、給水用の消防ポンプ車エンジン付きポンプの下流側に可搬型建家内ホースを敷設し、可搬型注水流量計を可搬型建家内ホースの経路上に設置する。</li> <li>● 可搬型建家内ホースと注水配管を接続し、可搬型建家内ホースと可搬型建家外ホースを接続することで、組立水槽から貯槽に注水するための経路を構築する。</li> <li>● 注水先の高放射性廃液貯槽の液位計を可搬型発電機及び可搬型コンプレッサーを使用し復旧させる。また、貯槽に内包する高放射性廃液の温度の監視を継続する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 建家の注水配管・弁</li> <li>● 高放射性廃液貯槽、中間貯槽</li> <li>● 組立水槽</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● エンジン付きポンプ</li> <li>● 消防ポンプ車</li> <li>● 可搬型建家外ホース</li> <li>● 可搬型建家内ホース</li> <li>● 可搬型コンプレッサー</li> <li>● 可搬型発電機</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 可搬型貯槽液位計</li> <li>● 可搬型注水流量計</li> <li>● 可搬型温度計</li> </ul>
(3)	貯槽への注水の実施判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 崩壊熱除去機能が回復しておらず、高放射性廃液の温度上昇が確認されたら、注水による希釈が必要との判断し、下記(4)に移行する。</li> </ul>			<ul style="list-style-type: none"> <li>● 可搬型貯槽温度計</li> </ul>
(4)	貯槽への注水の実	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 移送先の高放射性廃液貯槽の液位計の指示値から貯槽の液位を算出し、予め決められた希釈液量までの貯槽への注水量を決定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 注水配管・弁</li> <li>● 高放射性廃液</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● エンジン付きポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 可搬型貯槽温度計</li> </ul>

	判断及び操作	手順	事故事象等対処設備		
			常設事故事象等対処設備	可搬型事故事象等対処設備	計装設備
	施	<p>する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● エンジン付きポンプ、消防ポンプ車により、組立水槽の水を移送先の高放射性廃液貯槽に供給する。</li> <li>● 移送先の高放射性廃液貯槽の液量が決められた液量まで到達した場合は、エンジン付きポンプ、消防ポンプ車を停止し、水の移送を停止する。貯槽の液位及び温度の監視を継続する。</li> <li>● 貯槽への注水時に確認が必要な監視項目は、貯槽の液位及び温度である。</li> <li>● 貯槽への注水時に確認が必要な監視項目は、建家給水流量、貯槽の液位及び温度である。</li> </ul>	<p>貯槽、中間貯槽</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 組立水槽</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 消防ポンプ車</li> <li>● 可搬型建家外ホース</li> <li>● 可搬型建家内ホース</li> <li>● 可搬型発電機</li> <li>● 可搬型コンプレッサー</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 可搬型注水流量計</li> </ul>
(5)	貯槽への注水の成否判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 貯槽の液位から、貯槽に注水されていることを確認することで判断する。</li> <li>● 必要な監視項目は、貯槽の液位である。</li> </ul>			

表 2-6 有効性評価に係る主要評価条件(令和 2 年 8 月 31 日時点)

高放射性 廃液貯槽	貯槽の 材質	発熱密度 Q [W/m <sup>3</sup> ]	液量 V [m <sup>3</sup> ]	貯槽の質 量 M [kg]	貯槽の比 熱 C [J/kg/K]	高放射性 廃液の密 度 ρ [kg/m <sup>3</sup> ]	高放射性廃 液の比熱 C' [J/kg/K]	高放射性 廃液の硝 酸濃度 [規定]	高放射性 廃液の沸 点 T <sub>1</sub> [°C]	高放射性 廃液の初 期温度 T <sub>0</sub> [°C]
V31	ステンレ ス鋼	693	55.0	53000	500	1203	2930	2	102	35
V32	ステンレ ス鋼	872	65.6	53000	500	1211	2930	2	102	35
V33	ステンレ ス鋼	605	69.2	53000	500	249	2930	2	102	35
V34	ステンレ ス鋼	833	74.9	53000	50	1228	2930	2	102	35
V35	ステンレ ス鋼	958	71.6	5000	500	1244	2930	2	102	35

表 2-7 崩壊熱除去機能の喪失から沸騰に至るまでの時間(令和 2 年 8 月 31 日時点)

高放射性廃液貯槽	沸騰到達時間 [h]
272V31	107
272V32	84
272V33	124
272V34	88
272V35	77

表 2-8 仮に沸騰に至った場合の大気中への放射性物質の放出量

核種	放出量 (Bq)
Sr-90	2.85E+10
Y-90	2.85E+10
Ba-137m	94E+10
Cs-137	4.16E+10
Am-241	1.16E+09

表 2-9 仮に沸騰に至った場合の大気中への放射性物質の放出量 (セシウム-137 換算)

対象建家	放出量 [TBq]
高放射性廃液貯蔵場	0.08

高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書

DRAFT

1. 高放射性廃液の沸騰到達時間

1.1 評価条件

高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽が内包する溶液の液量，発熱量，密度を表 1-1-1 に示す。

表 1-1-1 高放射性廃液貯槽の液量，発熱量，密度 (R2. 8. 31 時点)

貯槽	液量 [m <sup>3</sup> ]	発熱量		密度 [kg/m <sup>3</sup> ]
		[kW]	[kcal/hr]	
272V31	55.0	38.1	3.28×10 <sup>4</sup>	1203
272V32	65.6	57.2	4.92×10 <sup>4</sup>	1211
272V33	69.2	41.8	3.60×10 <sup>4</sup>	1249
272V34	74.9	62.4	5.37×10 <sup>4</sup>	1228
272V35	71.6	68.6	5.90×10 <sup>4</sup>	1244

1.2 評価方法

高放射性廃液貯槽における沸騰到達時間は，断熱条件(高放射性廃液の崩壊熱が全て溶液及び構造材の温度上昇に寄与)により，沸点に達するのに必要とする熱量を時間当たりの発熱量で除して求めた。沸騰到達時間の算出式を以下に示す

$$t = (\rho \cdot V \cdot C_1 + M \cdot C_2) \times (T_a - T_o) / Q$$

- t [h] : 沸騰到達時間
- $\rho$  [kg/m<sup>3</sup>] : 溶液の密度
- V [m<sup>3</sup>] : 貯蔵量
- C<sub>1</sub> [kcal/kg/°C] : 溶液の比熱
- M [kg] : 構造材の質量
- C<sub>2</sub> [J/kg/°C] : 構造材の比熱
- T<sub>a</sub> [°C] : 溶液の沸点
- T<sub>o</sub> [°C] : 溶液の初期温度
- Q [kcal/h] : 溶液の発熱量

① 比熱の設定

高放射性廃液の比熱は以下の式<sup>1)</sup>を用いて算出し，0.7 kcal/kg/°Cとした。

$$C = 0.998 - 9.630 \times 10^{-4} \times C_U - 4.850 \times 10^{-2} \times C_N$$

- C [kcal/kg/°C] : 比熱
- C<sub>U</sub> [g/L] : ウラン濃度
- C<sub>N</sub> [mol/L] : 硝酸濃度

上式のウラン濃度を核分裂生成物濃度で置き換えて算出した。核分裂生成物濃度は，高放射性廃液中の酸化物量の定量分析結果の過去最大値 (128 g/L) を用いた。また，硝酸濃度は保守

的に管理値(1~3 mol/L)の最大値である 3 mol/L を設定した。

構造材の材質はステンレス鋼であることから、構造材の比熱は 499 J/kg/°Cを設定した。

## ② 沸点の設定

高放射性廃液の沸点の設定には以下の式<sup>2)</sup>を用いた。高放射性廃液の通常の酸濃度(2 mol/L)の沸点上昇を考慮し、沸点を 102 °Cに設定した。

$$\Delta \theta_b = K_b \times \frac{n}{m}$$

$\Delta \theta_b$  : 沸点上昇程度

$K_b$  : モル沸点上昇 (0.515)

$m$ [kg] : 溶媒の質量

$n$ [mol] : 溶質の物質質量

## ③ 高放射性廃液の初期温度の設定

高放射性廃液の初期温度は、直近 3 年間 (2018~2020 年) の 6 月~9 月の最高温度 (2020 年 8 月 11 日の 34.1 °C) を基に 35 °Cに設定した。

## ④ 溶液の発熱量の設定

### a. 溶液の放射エネルギーの算出

これまでに再処理した使用済燃料 1 体ごと、核分裂生成物 (FP) 及びマイナーアクチノイド (MA) の放射エネルギーを ORIGEN 計算 (Ver. 79) により各核種の減衰計算を実施した。この際、使用済燃料中の FP 及び MA の核種は保守的に高放射性廃液側へ全量移行し高放射性廃液に含まれるものとした。

U-234, U-235, U-236, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242 の放射エネルギーについては、直近の分析結果を基に算定した。

Am-241 の放射エネルギーについては、直近の放射能濃度の分析結果を基に算定し、さらに直近の分析日から評価日までの Pu-241 の減衰量を Am-241 に加算した (保守的に Pu-241 は減じていない)。なお、分析後に貯蔵量の増減があった高放射性廃液貯槽は、増減に伴う Am, U 及び Pu の放射エネルギーの変化を考慮して算出した。

高放射性廃液貯槽の Am-241 の放射能濃度の分析値を表 1-2-1, U 及び Pu 濃度の分析値を表 1-2-2, U 及び Pu の同位体組成比の分析値を表 1-2-3 に示す。

また、算出した各核種の放射エネルギーを表 1-2-4 に示す。

### b. 発熱量の算出

算出した放射エネルギーに、崩壊時に発生する各核種のエネルギー (ORIGEN 核データ) を乗じて発熱量を算出し、各核種の発熱量を合算することにより、発熱量を算出した。ORIGEN 核データを表 1-2-5 に示す。

## 1.3 評価結果

上記の方法により、崩壊熱除去機能の喪失状態が継続した場合に高放射性廃液が沸騰に至るま

での時間を求めた。その結果を表 1-3-1 に示す。

#### 参考文献

- 1) 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
- 2) JAEA-Review 2008-037 再処理プロセス・化学ハンドブック 第2版, 日本原子力研究開発機構

DRAFT



表 1-2-1 Am-241 の放射能濃度の分析値

貯槽	分析日	分析時点の液量(m <sup>3</sup> )	放射能濃度(Bq/mL)
272V31	H27. 10. 19	77. 7	4. 8E+07
272V32	H31. 4. 8	74. 7	1. 2E+08
272V33	H29. 12. 11	70. 6	5. 5E+07
272V34	H31. 4. 10	78. 1	6. 8E+07
272V35	H29. 12. 12	75. 9	7. 2E+07

表 1-2-2 U 及び Pu 濃度の分析値

貯槽	分析日	分析時点の液量(m <sup>3</sup> )	U 濃度(g/L)	Pu 濃度(mg/L)
272V31	H27. 10. 19	77. 7	6. 01	246
272V32	H31. 4. 9	74. 7	4. 8	219
272V33	H25. 11. 18	82. 1	4. 22	118
272V34	H31. 4. 10	78. 1	5. 30	242
272V35	H29. 12. 12	75. 9	6. 46	326

表 1-2-3 U 及び Pu の同位体組成比の分析値

貯槽	分析日	同位体組成 (%)								
		U-234	U-235	U-23	U-2 8	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
272V31	H27. 10. 19	0. 024	1. 019	296	98. 661	1. 222	61. 067	30. 122	3. 168	4. 421
272V32	H31. 4. 9	0. 026	1. 018	0. 2 3	98. 673	1. 165	61. 993	29. 906	2. 606	4. 330
272V33	H25. 11. 18	0. 023	1. 055	0. 277	98. 645	1. 209	61. 807	29. 685	3. 107	4. 192
272V34	H31. 4. 10	0. 026	1. 019	0. 284	98. 671	1. 183	61. 629	30. 226	2. 609	4. 353
272V35	H29. 12. 12	0. 027	1. 00	0. 313	98. 654	1. 180	61. 064	30. 461	2. 828	4. 467

表 1-2-4 各核種の放射エネルギー(R2. 8. 31 時点)

[単位 : Bq]

核種	272V31	272V32	272V33	272V34	272V35
Sr-89	6.90E-22	1.54E-21	2.93E-22	7.52E-22	4.86E-22
Sr-90	9.61E+16	1.27E+17	1.02E+17	1.50E+17	1.65E+17
Y-90	9.61E+16	1.27E+17	1.02E+17	1.50E+17	1.65E+17
Zr-95	2.96E+11	1.14E-13	2.17E-14	5.56E-14	3.59E-14
Nb-95	5.86E+11	2.48E-13	4.70E-14	1.21E-13	7.79E-14
Ru-103	3.32E-33	7.43E-33	1.41E-33	3.62E-33	2.34E-33
Ru-106	6.07E+10	1.10E+11	2.60E+10	5.25E+10	3.20E+10
Rh-103m	3.32E-33	7.43E-33	1.41E-33	3.62E-33	2.34E-33
Rh-106	6.07E+10	1.10E+11	2.60E+10	5.25E+10	3.20E+10
Sb-125	1.52E+13	2.02E+13	8.11E+12	1.65E+13	1.87E+13
Te-125m	3.50E+12	4.65E+12	1.86E+12	80E+12	4.31E+12
Cs-134	5.19E+13	5.77E+13	2.46E+13	4.4 E+13	3.95E+13
Cs-137	1.32E+17	1.92E+17	1.46E 17	2.19E+17	2.41E+17
Ba-137m	1.25E+17	1.81E+17	1. 8E+17	2.07E+17	2.28E+17
Ce-141	1.06E-43	2.37E-43	4.50E 4	1.16E-43	7.47E-44
Ce-144	2.73E+09	5.41E+0	1.16E+09	2.54E+09	1.54E+09
Pr-144	2.73E+09	5.41E+09	1. 6E 9	2.54E+09	1.54E+09
Pm-147	1.60E+14	2.21 +14	8.47E+13	1.72E+14	1.88E+14
Sm-151	2.53E+15	3.60E+15	37E+15	4.28E+15	4.47E+15
Eu-154	1.91E+15	2.57E+15	1.45E+15	2.92E+15	3.59E+15
Eu-155	9.95E+13	8.8 E+13	4.60E+13	9.05E+13	1.13E+14
U-234 <sup>※1</sup>	56E+10	1.98E+10	1.84E+10	2.49E+10	3.06E+10
U-235 <sup>※1</sup>	2.2 E+08	2.68E+08	2.92E+08	3.37E+08	3.95E+08
U-236 <sup>※1</sup>	1.99E+	2.23E+09	2.30E+09	2.82E+09	3.68E+09
U-238 <sup>※1</sup>	3.45E+09	4.04E+09	4.25E+09	5.08E+09	6.02E+09
Np-237	6.91E+11	9.84E+11	8.39E+11	1.20E+12	1.29E+12
Pu-238 <sup>※1</sup>	9.00E+13	1.11E+14	7.40E+13	1.42E+14	1.85E+14
Pu-239 <sup>※1</sup>	1.63E+13	2.14E+13	1.37E+13	2.68E+13	3.48E+13
Pu-240 <sup>※1</sup>	2.95E+13	3.79E+13	2.42E+13	4.82E+13	6.36E+13
Pu-241 <sup>※1</sup>	1.40E+15	1.49E+15	1.14E+15	1.88E+15	2.67E+15
Pu-242 <sup>※1</sup>	7.26E+10	9.19E+10	5.72E+10	1.16E+11	1.56E+11
Am-241 <sup>※2</sup>	2.49E+15	8.23E+15	3.89E+15	5.31E+15	5.48E+15
Cm-242	1.10E+03	5.62E+03	1.88E+02	2.18E+03	4.84E+02
Cm-244	1.03E+15	1.46E+15	8.77E+14	1.66E+15	1.89E+15

※1: U, Pu の各種同位体の放射エネルギーは、直近の分析結果を基に算定。

※2: Am-241 の放射エネルギーは Pu-241 の減衰を考慮し、直近の分析日から評価日までの減衰量を Am-241 に加算した計算値 (保守的に Pu-241 は減じていない)。

表 1-2-5 ORIGEN 核データ

核種	1 Bq 当たりの発熱量 [kcal/hr/Bq]	核種	1 Bq 当たりの発熱量 [kcal/hr/Bq]
Sr-89	8.02E-08	Pm-147	8.68E-09
Sr-90	2.73E-08	Sm-151	2.75E-09
Y-90	1.28E-07	Eu-154	2.06E-07
Zr-95	1.17E-07	Eu-155	1.96E-08
Nb-95	1.11E-07	Np-237	6.83E-07
Rh-103m	5.51E-09	Am-241	8.56E-07
Ru-103	7.69E-08	Cm-242	8.13E-07
Ru-106	1.38E-09	Cm-244	8.68E-09
Rh-106	2.27E-07	U-234	6.70E-13
Te-125m	1.98E-08	U-235	6.09E-13
Sb-125	7.42E-08	U-236	6.30E-13
Cs-134	2.40E-07	U-238	5.90E-13
Ba-137m	9.12E-08	Pu-238	7.71E-13
Cs-137	2.40E-08	Pu- 39	7.17E-13
Ce-141	3.18E-08	P -240	7.24E-13
Ce-144	1.54E-08	Pu-2	7.21E-16
Pr-144	1.78E-07	Pu-242	6.87E-13

表 1-3- 高放射性廃液貯槽の沸騰到達時間 (R2. 8. 31 時点)

貯槽	沸騰到達時間[hr]
272 31	107
272V32	84
272V33	124
272V34	88
272V35	77

高放射性廃液の除熱に必要な  
冷却水流量の計算書

DRAFT

## 1. 高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の評価

### 1.1 評価内容

高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）について、高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の評価を行う。

### 1.2 前提条件

評価の前提として、冷却水出口温度は、ホースの使用条件の上限値 60 °C に対して余裕を見込んだ 55 °C 以下となるようにする。また、内包液温度は、設計上の運転温度の 60 °C 以下となるようにする。

### 1.3 評価条件

高放射性廃液貯槽が内包する溶液の発熱量を表 1-3-1 に示す。

高放射性廃液貯槽における対数平均温度差及び総括伝熱係数の計算に用いる物性値を表 1-3-2 に示す。

冷却水の比熱、冷却水の密度、冷却水の熱伝導率及び冷却水の粘度は、冷却水の平均温度(=冷却水入口温度+冷却水出口温度)/2 または冷却水の壁面温度における表 1-3-3 に示す値の線形近似値とする。

### 1.4 評価方法

本評価では、1.2 項で示した冷却水出口温度及び内包液温度を満足するとともに、必要伝熱面積  $A$  [m<sup>2</sup>] 実際の伝熱面積  $A_r$  [m<sup>2</sup>] が等しくなる定常状態での冷却水流量  $W$  [m<sup>3</sup>/h] を算出する。この際に使用する対数平均温度差  $\Delta t_L$  [K] 及び総括伝熱係数  $U$  [W/m<sup>2</sup>K] の評価式を以下に示す。

#### a. 対数平均温度差の算出

対数平均温度差  $\Delta t_L$  [°C] は以下のとおり求める。

$$\Delta t_L = \frac{(T - t_1) - (T - t_2)}{\ln \frac{(T - t_1)}{(T - t_2)}}$$

対数平均温度差の算出に用いるパラメータ		
Q	[kcal/h]	発熱量
T	[°C]	内包液温度
t <sub>1</sub>	[°C]	冷却水入口温度
t <sub>2</sub>	[°C]	冷却水出口温度 (=t <sub>1</sub> +Q/(C <sub>i</sub> ×ρ <sub>i</sub> ×W))
W	[m <sup>3</sup> /h]	冷却水流量
C <sub>i</sub>	[J/kgK]	冷却水の比熱
ρ <sub>i</sub>	[kg/m <sup>3</sup> ]	冷却水の密度

b. 総括伝熱係数の算出

総括伝熱係数 U [W/m<sup>2</sup>K] は以下のとおり求める。

$$\frac{1}{U} = \frac{1}{h_o} + \frac{1}{h_{so}} + \frac{2 \times L}{\lambda \times (d + d')} + \frac{d'}{d \times h_{si}} + \frac{d'}{d \times h_i}$$

総括伝熱係数の算出に用いるパラメータ		
h <sub>o</sub>	[W/m K]	冷却コイル外面 (内包液側) の熱伝達率
h <sub>i</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却コイル内面 (冷却水側) の熱伝達率
L	[m]	冷却コイル厚さ
λ	[W/mK]	冷却コイルの熱伝導率
h <sub>so</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却コイル外面 (内包液側) の汚れ係数
h <sub>si</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却コイル内面 (冷却水側) の汚れ係数
d'	[m]	冷却コイル外径
d	[m]	冷却コイル内径

ここで、冷却コイル外面（内包液側）の熱伝達率  $h_o$  [W/m<sup>2</sup>K] は下式であらわされる。

$$h_o = \frac{\lambda_o \times Nu_o}{d'}$$

冷却コイル外面（内包液側）のヌセルト数  $Nu_o$  は以下のとおり求める<sup>(1)</sup>。

( $Gr_o \times Pr_o = 10^4 \sim 10^9$  の場合)

$$Nu_o = 0.53 \times (Gr_o \times Pr_o)^{\frac{1}{4}}$$

( $Gr_o \times Pr_o > 10^9$  の場合)

$$Nu_o = 0.13 \times (Gr_o \times Pr_o)^{1/3}$$

内包液側のヌセルト数の算出に用いるパラメータ		
$Pr_o$	—	内包液のプラントル数 ( $= C_o \times \mu_o \times 3600 / \lambda_o$ )
$Gr_o$	—	内包液のグラスホフ数 ( $= g \times d'^3 \times \rho_o^2 \times \beta \times (T_w - T) / \mu_o^2$ )
$g$	[m/s <sup>2</sup> ]	重力加速度 (=9.8)
$\beta$	[K <sup>-1</sup> ]	内包液の体膨張係数
$T_w$	[°C]	内包液のコイル壁面温度
$\mu_o$	[kg/m·s]	内包液の粘度
$\lambda_o$	[W/mK]	内包液の熱伝導率
$\rho_o$	[kg/m <sup>3</sup> ]	内包液の密度
$C_o$	[J/kgK]	内包液の比熱

また、冷却コイル内面（冷却水側）の熱伝達率  $h_i$  [W/m<sup>2</sup>K] は下式であらわされる。

$$h_i = \frac{\lambda_i \times Nu_i}{d}$$

冷却コイル内面（冷却水側）のヌセルト数  $Nu_i$  は以下のとおり求める。

( $Re_i = 10^4 \sim 1.2 \times 10^5$  の場合)

$$Nu_i = 0.023 \times Re_i^{0.8} \times Pr_i^{0.4}$$

( $Re_i = 2320 \sim 10^4$  の場合)

$$Nu_i = 0.116 \times (Re_i^{\frac{2}{3}} - 125) \times Pr_i^{\frac{1}{3}} \times \left[ 1 + \left( \frac{d}{c} \right)^2 \right] \times \left( \frac{\mu_i}{\mu_{wi}} \right)^{0.14}$$

冷却水側のヌセルト数の算出に用いるパラメータ		
$L_c$	[m]	コイル長さ
$Re_i$	—	冷却水のレイノルズ数 ( $=d \times u \times \rho_i / \mu_i$ )
$Pr_i$	—	冷却水のプラントル数 (平均温度における値) ( $=C \times \mu_i / 3600 / \lambda_i$ )
$u$	[m/s]	冷却水の流速
$\mu_i$	[kg/ms]	冷却水の粘度 (平均温度における値)
$\mu_{wi}$	[kg/ms]	冷却水の粘度 (壁面温度における値)
$\lambda_i$	[W/mK]	冷却水の熱伝導率 (平均温度における値)
$C_i$	[J/kgK]	冷却水の比熱



c. 冷却水流量の算出

冷却水流量の評価フローを図 1-4-1 に示す。

1.5 評価結果

評価結果を表 1-5-1 に示す。

高放射性廃液貯槽の冷却コイルへの通水に必要な冷却水の合計流量は約 12 m<sup>3</sup>/h であった。各貯槽に必要な流量は以下の通り。

高放射性廃液貯槽 (272V31)	約 1.7 m <sup>3</sup> /h
高放射性廃液貯槽 (272V32)	約 2.5 m <sup>3</sup> /h
高放射性廃液貯槽 (272V33)	約 1.8 m <sup>3</sup> /h
高放射性廃液貯槽 (272V34)	約 2.7 m <sup>3</sup> /h
高放射性廃液貯槽 (272V35)	約 3.0 m <sup>3</sup> /h

2. 参考文献

- (1) 尾花 英明, 「熱交換器設計ハンドブック」 工学図書, 1974
- (2) 化学工学協会 「化学工学便覧 改訂 7 版」 丸善出版, 2011
- (3) 伝熱工学資料 改訂第 5 版, 日本機械学会, 1980

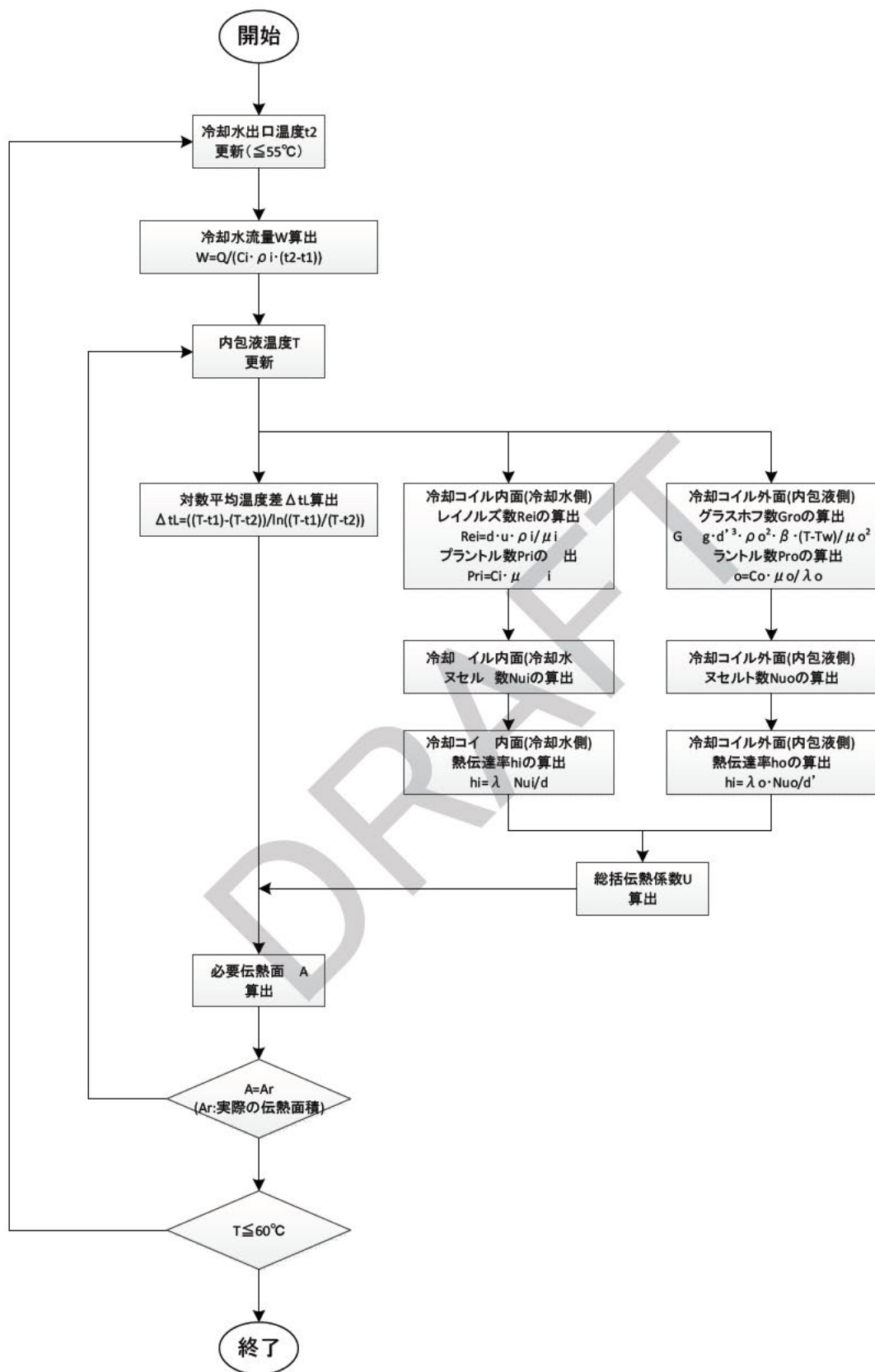


図 1-4-1 冷却水流量の評価フロー

表 1-3-1 HAW 貯槽の発熱量

貯槽	貯蔵量[m <sup>3</sup> ]	発熱密度[W/m <sup>3</sup> ]	発熱量[kW]
272V31	55.0	693	38.1
272V32	65.6	872	57.2
272V33	69.2	605	41.9
272V34	74.9	833	62.4
272V35	71.6	958	68.6

DRAFT

表 1-3-2 対数平均温度差及び総括伝熱係数の計算に用いる物性値

No.	パラメータ	記号	単位	272V31	272V32	272V33	272V34	272V35
1	発熱密度	P	W/m <sup>3</sup>	693	872	605	833	958
2	内包液量	V	m <sup>3</sup>	55.0	65.6	69.2	74.9	71.6
3	冷却水入口温度	t <sub>1</sub>	°C	35.0	35.0	35.0	35.0	35.0
4	内包液の比熱	C <sub>o</sub>	J/kgK	2930	2930	2930	2930	2930
5	内包液の密度	ρ <sub>o</sub>	kg/m <sup>3</sup>	1203	1211	1249	1228	1244
6	内包液の粘度	μ <sub>o</sub>	kg/ms	9.44E-04	9.44E-04	9.44E-04	9.44E-04	9.44E-04
7	内包液の体膨張係数	β	K <sup>-1</sup>	3.84E-04	3.84E-04	3.84E-04	3.84E-04	3.84E-04
8	冷却コイル厚さ	L	m	5.20E-03	5.20E-03	5.20E-03	5.20E-03	5.20E-03
9	冷却コイルの熱伝導率	d	W/mK	16.3	16.3	16.3	16.3	16.3
10	冷却コイル外径	d'	m	7.63E-02	7.63E-02	7.63E-02	7.63E-02	7.63E-02
11	冷却コイル内径	d	m	6.59E-02	6.59E-02	6.59E-02	6.59E-02	6.59E-02
12	冷却コイル外面(内包液側) の汚れ係数	h <sub>so</sub>	W/m <sup>2</sup> K	860	1860	1860	1860	1860
13	冷却コイル内面(冷却水側) の汚れ係数	h <sub>si</sub>	W/m <sup>2</sup> K	3488	3488	3488	3488	3488

表 1-3-3 冷却水の比熱, 冷却水の密度, 冷却水の熱伝導率及び冷却水の粘度

No.	冷却水の温度 [°C]	伝熱工学資料 改訂第 5 版 <sup>(3)</sup>			
		比熱 $C_i$ [kcal/kg°C]	密度 $\rho_i$ [kg/m <sup>3</sup> ]	熱伝導率 $\lambda_i$ [kcal/mh°C]	粘度 $\mu_i$ [Pa·s]
1	20	0.9996	998.2	0.5155	1.002E-03
2	25	0.9990	996.9	0.5221	8.997E-04
3	30	0.9984	995.6	0.5288	7.974E-04
4	35	0.9983	993.9	0.5347	7.252E-04
5	40	0.9981	992.2	0.5405	6.530E-04
6	45	0.9983	990	0.5456	5.999E-04
7	50	0.9984	988.0	0.5507	5.468E-04
8	55	0.9987	985.6	0.5552	5.066E-04
9	60	0.9991	983.2	0.5596	4.664E-04
10	65	0.9997	980.5	0.5634	4.352E-04
11	70	1.0003	977.7	0.5672	4.039E-04
12	75	1.0012	974.8	0.5703	3.791E-04
13	80	1.0022	971.8	0.5735	3.543E-04
14	85	1.0033	968.6	0.5761	3.344E-04
15	90	1.0043	965.3	0.5787	3.144E-04
16	95	1.0058	961.9	0.5807	2.981E-04
17	100	1.0072	958.4	0.5828	2.817E-04

表 1-5-1 冷却水の通水による除熱に関する評価結果

No.	パラメータ	記号	単位	272V31	272V32	272V33	272V34	272V35
1	発熱量	Q	kW	38.1	57.2	41.9	62.4	68.6
2	内包液温度	T	℃	57.0	56.6	56.2	56.3	56.6
3	冷却水出口温度	t <sub>2</sub>	℃	55.0	55.0	55.0	55.0	55.0
4	対数平均温度差	$\Delta t_L$	℃	8.37	7.73	6.89	7.17	7.68
5	冷却水流量	W	m <sup>3</sup> /h	<u>1.7</u>	<u>.5</u>	<u>1.8</u>	<u>2.7</u>	<u>3.0</u>
6	総括伝熱係数	U	W/m <sup>2</sup> K	77	105	81	108	116
7	内包液のコイル壁面温度	T <sub>w</sub>	℃	55.5	55.2	55.2	55.1	55.1
8	内包液のプラントル数	Pr <sub>o</sub>	-	5.17	5.17	5.17	5.17	5.17
9	内包液のグラスホフ数	Gr <sub>o</sub>	-	4.04E+6	4.06E+06	2.91E+06	3.50E+06	4.36E+06
10	プラントル数とグラスホフ数の積	Gr <sub>o</sub> ×Pr <sub>o</sub>	-	2.1E+07	2.10E+07	1.51E+07	1.81E+07	2.26E+07
11	冷却コイル外面(内包液側)のヌセルト数	Nu <sub>o</sub>	-	35.8	35.9	33.0	34.6	36.5
12	冷却コイル外面(内包液側)の熱伝達率	h <sub>o</sub>	W/m <sup>2</sup> K	251	252	231	242	256
13	冷却水のレイノルズ数	Re <sub>i</sub>		2.94E+03	4.41E+03	3.23E+03	4.81E+03	5.29E+03

仮に沸騰に至った場合の放射性物質の放出量の計算書

DRAFT

## 1. 仮に沸騰に至った場合の放射性物質の放出量評価

沸騰の未然防止対策、遅延対策により冷却機能を維持できることから沸騰には至らないが、仮に高放射性廃液貯槽において沸騰に至った場合の放射性物質の放出量評価を行う。

### 1.1 評価条件

#### (1) 高放射性廃液の貯蔵量、密度

高放射性廃液貯槽が内包する溶液の貯蔵量及び密度(R2. 8. 31 時点)を表 1-1-1 に示す。

#### (2) 高放射性廃液のインベントリ (U 及び Pu 以外の核種)

高放射性廃液貯槽が内包する溶液のインベントリについては、以下の手順で算出する。算出した各貯槽のインベントリを表 1-1-2 に示す。

①再処理した使用済燃料ごとに ORIGEN 計算を行う。

②計算により得られた放射エネルギーを主要な核種ごとにまとめる (燃料データ)。

③各貯槽において、高放射性廃液の増減があった場合は、その液量と燃料データを基に増減後の貯槽内の内蔵放射エネルギーを確定する。

#### (3) 高放射性廃液のインベントリ (U 及び Pu)

高放射性廃液貯槽が内包する溶液の U 及び Pu の放射能については、評価日時点の最新の分析結果(濃度及び同位体組成比)を基に算出する。表 1-1-3 に各貯槽の U 及び Pu の濃度を、表 1-1-4 に各貯槽の U 及び Pu の同位体組成比をそれぞれ示す。

#### (4) 沸騰継続時間

沸騰継続時間は 7 日間(168 時間)から各貯槽の沸騰到達時間を減じた値とする。

#### (5) 評価期間

評価期間は 7 日間とする。

### 1.2 評価方法

対象貯槽毎に崩壊熱除去機能が喪失してから 7 日後までの主排気筒からの放出量 (セシウム-137 換算) を評価する。

#### (1) 蒸発蒸気量の算出

各貯槽の核種毎の放射能(Bq)に比発熱率(W/Bq)を乗じたものの総和を求め、合計発熱率(W)を算出する。合計発熱率に沸騰継続時間(s)を乗じて求めた総発熱量(J)を蒸発潜熱(J/kg)で除して、蒸発蒸気重量(kg)を算出する。蒸発蒸気重量を密度(kg/m<sup>3</sup>)で除して、蒸発蒸気量(m<sup>3</sup>)を算出する。

#### ○蒸発蒸気量の算出式

蒸発蒸気量(m<sup>3</sup>) =  $\Sigma$  (核種毎の放射能(Bq) × 比発熱率(W/Bq)) × 沸騰継続時間(s) ÷ 蒸発潜熱(J/kg) ÷ 廃液の密度(kg/m<sup>3</sup>)



## (2) 放出量の算出

各貯槽内の核種毎の放射能 (Bq) を貯蔵量 (m<sup>3</sup>) で除して求めた放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>) に、蒸発蒸気量、気相への移行率、放出経路低減割合 (-) を乗じて、放出放射エネルギー (Bq) を算出する。

### ○ 建家からの放出量評価式

放出放射エネルギー (Bq) = 放射能 (Bq) ÷ 貯蔵量 (m<sup>3</sup>) × 蒸発蒸気量 (m<sup>3</sup>) × 気相への移行率 × 放出経路低減割合 (-)

評価に用いる係数は以下の通り

- 蒸発潜熱 : 2.1 × 10<sup>6</sup> (W · s/kg) (「伝熱工学資料改訂第 5 版」<sup>[1]</sup> より (硝酸の沸点の最大が 121.9 °C <sup>[2]</sup> であることから 130°C の水の蒸発潜熱を基に保守側に設定)
- 気相への移行率 : 5 × 10<sup>-5</sup> <sup>[3]</sup>
- 放出経路低減割合 (-) : 0.01 (フィルタ 2 段。湿分による除去性能の低下を考慮し、DF10/段としてフィルタ DF100 を設定)。ただし、I-131 については、1 を設定。

## (3) 放出量 (セシウム-137 換算) の算出

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。

Cs-137 換算係数は、次の式により算出する

$$ST_{s137} = \sum ST_i \frac{CF_{4i}}{CF_{4Cs137}} \times C_i$$

ST<sub>Cs137</sub> : Cs-137 換算放出量 (Bq)

ST<sub>i</sub> : 放射性物質 i の放出量 (Bq) <sup>[4]</sup>

CF<sub>4Cs137</sub> : 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/m<sup>2</sup>) <sup>[5]</sup>

CF<sub>4i</sub> : 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/m<sup>2</sup>) <sup>[5]</sup>

C<sub>i</sub> : 放射性物質 i の吸入タイプを考慮した補正係数

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。

補正係数の算出は、次の通り。

$$C_i = (H_{ICRP, i} \times 1000) / H_{IAEA, i}$$

$$H_{IAEA, i} = CF_2 i / R$$

ここで、

$H_{ICRP, i}$  : 放射性核種  $i$  の ICRP PuB. 72 の吸入摂取換算係数 (mSv/Bq) <sup>[6]</sup>

$CF_2 i$  : 放射性核種  $i$  の IAEA-TECDOC の係数 [(mSv/h) / (kBq/m<sup>3</sup>)] <sup>[5]</sup>

$R$  :  $CF_2$  の算出で使用されている呼吸率 1.5 (m<sup>3</sup>/h) <sup>[5]</sup>

### 1.3 評価結果

仮に高放射性廃液貯槽 (272V31～V35) において沸騰に至った場合の放射性物質の放出量評価を行った。崩壊熱除去機能の喪失が 7 日間継続した場合の放出量 (セシウム-137 換算) は合計で約 0.08 TBq であった。評価結果を表 1-3-1 に示す。

## 2. 参考文献

- [1] 「伝熱工学資料改訂第 5 版」日本機械学会. 20 9 5
- [2] 「再処理プロセス・化学ハンドブック第 2 版」JAEA Review 2008-037
- [3] 「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究」運営管理グループ. 再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究報告書 2014-02
- [4] 「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
- [5] IAEA-TECDOC-1162 「Generic procedure for assessment and response during a radiological emergency」
- [6] ICRP Publication 72 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides; Part 5」1996

表 1-1-1 各貯槽の液量及び密度(R2. 8. 31 時点)

貯槽	液量[m <sup>3</sup> ]	密度[kg/m <sup>3</sup> ]
272V31	55.0	1203
272V32	65.6	1211
272V33	69.2	1249
272V34	74.9	1228
272V35	71.6	1244

表 1-1-2 各貯槽のインベントリ

核種		V31	V32	V33	V34	V35
Sr-89	(Bq)	6.90E-22	1.54E-21	2.93E-22	7.52E-22	4.86E-22
Sr-90	(Bq)	9.61E+16	1.27E+17	1.02E+17	1.50E+17	1.65E+17
Y-90	(Bq)	9.61E+16	1.27E+17	1.02E 17	1.50E+17	1.65E+17
Zr-95	(Bq)	2.96E+11	1.14E-13	2.7E 14	5.56E-14	3.59E-14
Nb-95	(Bq)	5.86E+11	2.48E-13	4.70E-14	1.21E-13	7.79E-14
Rh-103m	(Bq)	3.32E-33	7.43E 33	1.41E-33	3.62E-33	2.34E-33
Ru-103	(Bq)	3.32E-33	7.43E- 3	1.41E-33	3.62E-33	2.34E-33
Ru-106	(Bq)	6.07E+10	1.10E+11	2.60E+10	5.25E+10	3.20E+10
Rh-106	(Bq)	6.07E+10	1.0E 1	2.60E+10	5.25E+10	3.20E+10
Te-125m	(Bq)	3.5 E 12	4.5E+12	1.86E+12	3.80E+12	4.31E+12
Sb-125	(Bq)	1.52E+13	2.0 E+13	8.11E+12	1.65E+13	1.87E+13
Cs-134	(Bq)	5.19E+13	5.77E+13	2.46E+13	4.42E+13	3.95E+13
Ba-137m	(Bq)	1.25 +17	1.81E+17	1.38E+17	2.07E+17	2.28E+17
Cs-137	(B )	1.32E+17	1.92E+17	1.46E+17	2.19E+17	2.41E+17
Ce-141	(Bq)	1.06E-43	2.37E-43	4.50E-44	1.16E-43	7.47E-44
Ce-144	(Bq)	2.73E+09	5.41E+09	1.16E+09	2.54E+09	1.54E+09
Pr-144	(Bq)	2.73E+09	5.41E+09	1.16E+09	2.54E+09	1.54E+09
Pm-147	(Bq)	1.60E+14	2.21E+14	8.47E+13	1.72E+14	1.88E+14
Sm-151	(Bq)	2.53E+15	3.60E+15	3.37E+15	4.28E+15	4.47E+15
Eu-154	(Bq)	1.91E+15	2.57E+15	1.45E+15	2.92E+15	3.59E+15
Eu-155	(Bq)	9.95E+13	8.84E+13	4.60E+13	9.05E+13	1.13E+14
Np-237	(Bq)	6.91E+11	9.84E+11	8.39E+11	1.20E+12	1.29E+12
Am-241	(Bq)	2.49E+15	8.23E+15	3.89E+15	5.31E+15	5.48E+15
Cm-242	(Bq)	1.10E+03	5.62E+03	1.88E+02	2.18E+03	4.84E+02
Cm-244	(Bq)	1.03E+15	1.46E+15	8.77E+14	1.66E+15	1.89E+15
I-131 の発生量	(GBq/day)	4.38E-03	6.22E-03	3.75E-03	7.07E-03	8.06E-03

表 1-1-3 各貯槽の U 及び Pu の濃度

貯槽	分析時点の 液量(m <sup>3</sup> )	U 濃度 (g/L)	Pu 濃度 (mg/L)
272V31	77.7	■	■
272V32	74.7	■	■
272V33	82.1	■	■
272V34	78.1	■	■
272V35	75.9	■	■

表 1-1-4 各貯槽の U 及び Pu の同位体組成比

貯槽	同位体組成 (%)								
	U 234	U 235	U 236	U 238	Pu 238	Pu 239	Pu 240	Pu 241	Pu 242
272V31	■	■	■	■	■	■	■	■	■
272V32	■	■	■	■	■	■	■	■	■
272V33	■	■	■	■	■	■	■	■	■
272V34	■	■	■	■	■	■	■	■	■
272V35	■	■	■	■	■	■	■	■	■

表 1-3-1 評価結果

	272V31	272 32	272V33	272V34	272V35	合計
放出量 [Bq] (セシウム- 137 換算)	6.69E+09	2.21E+10	4.88E+09	1.83E+10	2.56E+10	7.75E+10

## 【資料2】

〈7/16 監視チームにおける議論のまとめ〉  
4. 内部事象対策について  
③ 制御室の安全対策について  
制御室に求められる機能

### 再処理施設の制御室の安全対策について

#### 【概要】

○廃止措置計画変更認可申請(令和2年8月7日)で示した再処理施設の制御室の安全対策の基本的考え方に基づき、高放射性廃液を取扱う施設に関連する制御室の安全対策として、規則の要求事項を踏まえて、想定される起因事象毎に必要な対策を検討した。

令和2年9月29日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

## ガラス固化技術開発施設(TVF)制御室の安全対策工事の計画について

### 【概要】

○廃止措置計画変更認可申請(令和2年8月7日)で示した再処理施設の制御室の安全対策の基本的考え方に基づき、制御室に必要な対策を検討した結果を踏まえ、ガラス固化技術開発施設(TVF)制御室については、外部火災を起因としたばい煙や有毒ガスへの対策として、環境測定用機器(酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、有毒ガス検知器・有毒ガス警報装置)及び可搬型の換気設備(可搬側ブロワ、フィルタ、ダクト)の配備を計画している。

令和2年9月29日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

## 再処理施設 主排気筒の耐震性について

### 【概要】

- 再処理施設の主排気筒(地上高さ 90 m)は、廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保するとして高放射性廃液貯蔵場(HAW)建家(地上高さ 22.4 m)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(地上高さ 25.5 m)に近い位置に設置されている。地震により主排気筒が倒壊した場合には、これらの施設の屋上に設置された高放射性廃液の崩壊熱除去機能を担う設備(冷却塔や二次冷却水系の配管等)への波及的影響が想定される。
- 波及的影響の防止の点から、主排気筒に対しても廃止措置計画用設計地震動に対する耐震性を確保することとし、そのために必要な補強工事を実施する。
- 補強工事後の主排気筒について地震応答解析を行い、耐震性が確保できることを確認したことから、地震応答解析の結果及び耐震補強の工事の概要について示す。

令和2年9月29日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

東海再処理施設の安全対策に係る面談スケジュール(案)

令和2年9月29日

再処理廃止措置技術開発センター

面談項目 (下線 : 10月変更申請 青字 : 監視チーム会合コメント)		令和2年									
		8月	9月				10月				
			31~4	~11	~18	~25	29~2	~9	~16	~23	~30
安全対策											
地震による損傷の防止	○主排気筒耐震工事 -設計及び工事の計画						▽1◇6				
津波による損傷の防止	○代表漂流物の妥当性評価 ○引き波の影響評価 ○津波警報発令時のTVFバルブ閉止処 置に係る他の初動対応を含めた有効性 評価		▽3	▽7▽10	▽17					◇ 10下	
事故対処	○前提条件の明確化	▽25		▽7▽10◆15							
	○シナリオ検討、ウェットサイトを想定した 訓練	▽25					▽29(▽1) ◇6			◇ 10下	
	○HAW事故に係る対策 -設計及び工事の計画	▽27								◇ 10下	
	○TVF事故に係る対策 -設計及び工事の計画	▽27								◇ 10下	
外部からの衝撃による損傷の防止	○HAW建家の竜巻対策工事 -設計及び工事の計画				▽17			▽8		◇ 10下	
	○竜巻;飛来物による破損のモード、補修 方法、補修に要する時間等の明確化 (事故対処の有効性評価と併せて提示)	▽27		(▽7)▽10◆15							
	○外部事象に係る可搬型の事故対処設備 について(分散配置の設置場所、各外 部事象に対する事故対処設備の対策の 具体的内容)(事故対処の有効性評価と 併せて提示)										
	○防火帯の設置計画について			(▽7)▽10◆15							
外部火災	○防火帯内側施設の防火体制			(▽7)▽10◆15				▽8		◇ 10下	
	○8/7変更申請書に関する質問回答		▽3	▽10							

▽面談、◇監視チーム会合



面談項目 (下線:10月変更申請)		令和2年											
		8月		9月				10月					
		3~7	31~4	~11	~18	~25	29~2	~9	~16	~23	~30		
内部火災	○防護条件設定の拡充 ○火災影響評価	▼6	▼27										
溢水	○防護対象除外理由の説明 ○溢水影響評価	▼6	▼27										
制御室	○制御室に求められる機能 ○TVF 制御室の換気対策工事 -設計及び工事の計画	▼6	▼27		▼10		▼25	▽1◇6					
							▼25	▽1◇6					
その他施設の安全対策	○その他施設の津波防護 -津波流入経路、廃棄物等流出経路に係る各建家のワークダウン -放射性物質の流出の恐れのある施設に関する詳細評価 -廃棄物等の建家外流出のおそれに対する対応方針 -対策の内容、対策の評価	▼20 (MP)	▼3 ▼7 (フロー)		▼10◆15		▼25		▽15 (廃棄物容器の貯蔵施設等)				
その他													
その他の設計及び工事の計画	○動力分電盤制御用電源回路の一部更新 (その2) ○排水モニタリング設備の更新		▼3								◇ 10下		
			▼3								◇ 10下		
廃止措置計画の既変更申請案件の補正	○TVF 保管能力増強 (事故対処の有効性評価と併せて提示) ○LWTF のセメント固化設備及び硝酸根分解設備の設置						▼17	▽1					
保安規定変更申請	○HAW,TVF 貯槽液量制限							▽1					

▽面談、◇監視チーム会合