

- 4.2 必要な資源の確保
  - 4.2.1 水及び燃料の保管量
  - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
- 4.3 事故対処設備の健全性
  - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
  - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
- 4.4 対策の実施までに要する時間
  - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
    - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間
    - ②対策の着手から完了までに要する時間
  - 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
  - 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視測定
    - ①高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認するための監視測定
    - ②その他の監視測定
- 5. 有効性評価の結果

## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討、実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

遅延対策①-1については、事故対処要員の確保、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により高放射性廃液が沸騰に至る前に、高放射性廃液の沸騰到達に至るまでの時間を遅延できることを確認することで、その有効性を評価する。

## 2. 事故の想定

起因事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、高放射性廃液貯槽の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）及び中間貯槽（272V37及び272V38）である（「添四別紙 1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照）。中間貯槽は移送時の使用に限定され、高放射性廃液は高放射性廃液貯槽からの移送時又はガラス固化技術開発施設（TVF）からの返送時以外において中間貯槽には存在しない。また、これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、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能量の減少等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙 1-1-26 高放射性廃液貯蔵場(HAW)における高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、発熱密度が最も大きく、沸騰到達までの時間が他の貯槽よりも短い高放射性廃液貯槽（272V35）の77時間とする。

また、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、希釈により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長くなるが、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は、有効性評価においては見込まないこととする。

### 3. 対策 (遅延対策①-1)

#### 3.1 対策概要

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 (272V31～272V35) は、通常時には、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。また、予備の高放射性廃液貯槽 (272V36) (以下「予備貯槽」という。) は 120 m<sup>3</sup>の水を貯留する。

高放射性廃液貯槽間の液移送は、高放射性廃液貯槽に設置しているスチームジェットに蒸気を供給し行う。蒸気供給に伴い発生する差圧により貯槽内の溶液がスチームジェットまで吸い上げられ、蒸気の圧力により分配器へ移送される。分配器に到達した溶液は、重力により移送先の貯槽に移送される。

事故対処においては、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、未然防止対策により事象発生から沸騰到達に至るまでの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。

遅延対策①-1 では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、未然防止対策の実施に時間を要する場合等に、事象発生から沸騰到達に至る 77 時間までの間に、可搬型蒸気供給設備により予備貯槽に貯留する水を高放射性廃液貯槽に送液し、高放射性廃液の熱容量を大きくすることで、高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を遅延する。

対策に必要な資源である水は所内の水源からの給水システムを確保して給水し、燃料は所内の燃料を保管する既設設備から運搬して必要な設備へ給油する。さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上にながれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬を行う。遅延対策①-1 の対策概要図を図 3-1-1 に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

遅延対策①-1 の構成を明確化し、平常運転時に使用する系統から速やかに切り替え操作ができるように、遅延対策①-1 に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間 (タイムチャート) を作成する。以下、遅延対策①-1 の具体的内容を示す。

#### イ. 予備貯槽からの注水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を遅延する必要がある場合、予備貯槽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めに、予備貯槽からスチームジェットの移送経路を設定する。

#### ハ. 可搬型計装設備の準備

高放射性廃液貯槽の液位、密度及び廃液温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の計装設備へ可搬型液位測定設備、可搬型密度測定設備及び可搬型温度計測設備を接続し、液位、密度及び廃液の温度測定を可能とする系統を構築する。測定対象設備は、高放射性廃液貯槽(272V31～272V35)及び高放射性廃液を保有している場合の中間貯槽\*(272V37及びV38)である。

\*高放射性廃液を保有している場合

#### ニ. スチームジェット用の蒸気供給ラインの構築

可搬型蒸気供給設備にて使用する蒸気用の水は、所内の水を保管する既設設備の水を確保する。また、可搬型蒸気供給設備の運転に必要となる可搬型発電機に使用する燃料は、所内の燃料を保管する既設設備の燃料を確保する。

可搬型蒸気供給設備と可搬型発電機を建家近傍に設置し、可搬型蒸気供給設備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で移送経路を構築する。

#### ホ. 予備貯槽からの注水の実施判断

ロ. 予備貯槽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、予備貯槽からの注水の実施を判断し、以下のホ.に移行する。

#### ヘ. 予備貯槽からの注水の実施

可搬型発電機を起動後、可搬型蒸気供給設備を運転し、移送用のスチームジェットに蒸気を供給することで予備貯槽から高放射性廃液を貯蔵している各貯槽の最大貯蔵能力(120 m<sup>3</sup>)の範囲において注水を実施する。

#### ト. 予備貯槽からの注水の成否判断

移送先の高放射性廃液貯槽の液位、密度及び廃液の温度を確認し、注水操作による貯槽内の廃液量の増加を確認することで、遅延対策①-1の実施により高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間が遅延されていると判断する。

#### チ. 監視測定

高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間が遅延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高放射性廃液の液位、密度及び廃液の温度である。対策実施後に、高放射性廃液貯槽の廃液量の増加を確認することで、沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認する。

上記に基づき遅延対策①-1に係る訓練を実施して作成したタイムチャートを表 3-2-1 に示す。遅延対策①-1 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 3-2-1 に示す。

なお、タイムチャート中の所内の水を保管する既設設備からの給水システムの確保に要する時間及び所内の燃料を保管する既設設備からの運搬に要する時間は、高放射性廃液貯蔵場(HAW)から最も遠い水を保管する既設設備及び燃料を保管する既設設備を利用する場合の時間により確認した。

### 3.3 要員、資源、設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対処要員

遅延対策①-1の各手順の実施に必要な人数及びスキルを表 3-3-1-1 に示す。要員数は、タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果、遅延対策①-1の実施に必要な事故対処要員数は、21人であった。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

遅延対策①-1において使用する水は、可搬型蒸気供給設備の駆動用蒸気用の水である。この水量は、移送実績より、移送量の1割程度である。

$$120 \text{ m}^3 \times 0.1 = 12 \text{ m}^3$$

これより、遅延対策①-1における水の必要量は  $12 \text{ m}^3$  である。

## ②燃料の必要量

遅延対策①-1において使用する燃料は、主に可搬型蒸気供給設備、エンジン付きポンプ等の燃料である。必要な燃料量は、各設備の燃費に使用時間及び台数を乗じて算出した。なお、アクセスルート確保に使用するホイールローダ、不整地運搬車及び油圧ショベルについては、訓練実績からがれき撤去などの作業時間を約6時間としたものの、その不確かさを考慮して、訓練結果から算出した必要量(0.12 m<sup>3</sup>)を保守的に見積もり、1 m<sup>3</sup>に設定した。

燃費については、実測値又は機器仕様から求め、実測値及び機器仕様が無いものについては定格出力と燃料消費量の積により算出した。各設備の燃費を表3-3-2-1に示す。

各設備の使用時間については、水の供給用又は冷却用設備については対策1回分とし、通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援に期待しない期間として7日間とした。エンジン付きライトは、夜間を含む使用を想定して84時間とした。また、燃料を運搬する不整地運搬車の使用時間は、不整地運搬車を除く各設備に必要な燃料を運搬する時間に、燃料を搭載したドラム缶の積み下ろし時間、給油時間を加えて算出した。

これらを積算した結果、遅延対策①-1における燃料の必要量は4 m<sup>3</sup>である(表3-3-2-2参照)。

### 3.3.3 使用する事故対応設備

遅延対策①-1において使用する主な恒設の事故対応設備は、予備貯槽(272V36)スチームジェット、蒸気供給系統等である。主な恒設の事故対応設備を表3-3-3-1に示す。

遅延対策①-1において使用する主な可搬型事故対応設備は、可搬型蒸気供給設備、エンジン付きポンプ等である。主な可搬型事故対応設備を表3-3-3-2～表3-3-3-5に示す。また、事故対応に必要な機器及び部品等について、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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対応設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

アクセスルートは、運搬及び配置に支障を来た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認する。また、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認する。

建家外のアクセスルートを図3-3-4-1に示す。また、建家内のアクセスルートを図3-3-4-

2に示す。

### 3.3.5 通信連絡

想定される事故等が発生した際に、遅延対策①-1の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。

通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

## 3.4 監視測定

### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

#### ①測定対象パラメータ

遅延対策①-1は、予備貯槽に貯留する水を高放射性廃液貯槽へ送液する対策であり、高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間を遅延できていることを確認する必要がある。遅延対策①-1の成否判断をする上で、情報を把握するために必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

#### <測定対象パラメータ>

- ・高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）：液位，密度，廃液の温度
- ・中間貯槽（272V37及び272V38）：液位，密度，廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、高放射性廃液貯槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

#### ②監視測定の方法

可搬型の計測機器の概要及び計測方法の概要を以下に示す。

##### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備とがある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器やパージメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。遅延対策①-1では、これらのうち、液位計測設備、密度計測設備及び温度

計測設備による測定を行う。

なお、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の可搬型計装設備による計測結果は、データ収集装置へ伝送する。

#### b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

##### (a) 測定対象

- ・高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）：液位，密度，廃液の温度
- ・中間貯槽（272V37 及び 272V38）：液位，密度，廃液の温度

##### (b) 測定方法

- ・液位及び密度（エアパージ方式）

測定は既設導圧管を用いることから、既設計装ラックの閉止プラグと可搬型計装設備を仮設ホースで接続し測定を行う。測定に必要な空気は、空気ポンプや可搬型空気圧縮機から供給を行う。

- ・温度（熱電対方式）

温度の測定は既設熱電対を用い、既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお、既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、予備の熱電対と交換した上で測定を行う。

### 3.4.2 その他の監視測定

#### ①測定対象パラメータ

高放射性廃液貯槽からのオフガスのモニタリングを実施する。

#### ②監視測定の方法

全動力電源喪失により、恒設の放射線監視機能が喪失した場合は、高放射性廃液貯蔵場（HAW）において放射性物質濃度の有意な上昇がないことを確認するために可搬型排気モニタリング設備を配備する。

事故時には、可搬型排気モニタリング設備のうち、可搬型ダスト・ヨウ素サンプラにて捕集した試料を回収・測定し、有意な値が検出されないことを確認する。

### 3.5 事故時の体制と支援

事故対応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応を実施し得る体制を整備する。

事故対応は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班



長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行い、原子力防災の活動方針を決定する。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担及び責任者などを定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対処を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対処を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織及び現場対応班が事故対処に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。

## 4. 有効性評価

### 4.1 事故対処要員の確保

必要な人数に対して、事故対処要員（必要なスキルを有することを含む。）が確保できることを確認する。事故対処要員の招集は、勤務時間外（休日夜間）に地震及び津波が発生した場合等においても可能なことを確認する。また、事故対処要員の招集に要する時間を確認する。

#### 4.1.1 事故対処要員の招集

##### ①事故対処要員の招集体制及び招集範囲

遅延対策①-1に必要な事故対処要員は21名であり、勤務時間内においては日勤者が事故対処を実施する。

勤務時間外（休日夜間）においては、24時間常駐する交代勤務者に加えて事故対処要員を招集して事故対処を実施する。交代勤務者以外の事故対処要員については、勤務時間外（休日夜間）における東海村震度6弱以上の地震の発生又は大津波警報の発令により、招集指示の有無に関わらず核燃料サイクル工学研究所の南東門を經由し南東地区に参集する体制としている。このため、地震等により通信障害が発生した場合においても、事故対処に必要な人数を確保できる体制となっている。

再処理施設は北部の久慈川流域及び南部の那珂川流域の間に位置し東部は太平洋に面した位置関係にあるため、事故対処要員の招集においては、設計津波襲来に伴う大規模な地震及び津波による橋の通行不可及び津波の浸水による交通への影響が考えられる。したがって、事故対処要員の招集に当たっては、これらの影響を受けない領域から必要人数の確保が可能な範囲として再処理施設から半径12 km圏内を設定する。事故対処要員の招集範囲及び招集時の通行ルートを図4-1-1-1に示す。

招集時の通行ルートについては、茨城県の津波ハザードマップ及び土砂災害ハザードマップを参考に表4-1-1-1に示すルートは、招集時に通行できないものとしてルートの選定を行った。なお、地震、津波等の影響を考慮し、久慈川より北側及び那珂川より南側の居住者の参集は期待しないこととした。

##### ②事故対処要員に必要なスキル

遅延対策①-1の実施には、消防ポンプ車の操作、可搬型蒸気供給設備の操作及び重機操作のスキルが必要である。このため、再処理施設から12 km圏内に居住する事故対処要員により遅延対策①-1に必要なスキル及び人数を確保する。

### ③事故対処要員の招集に要する時間

事故対処要員の招集に要する時間は、事故対処要員の居住地区ごとに自宅から核燃料サイクル工学研究所の南東門まで徒歩で参集する訓練により確認する。また、事故対処要員の招集後に遅延対策①-1の着手までに必要な人員点呼、役割分担等に要する時間を含め訓練にて確認する。

## 4.1.2 事故対処要員の確保に係る有効性評価結果

### ①事故対処要員の有するスキルの結果

再処理施設から12 km圏内には、事故対処に係る全要員のうち約100名が居住している。表4-1-1-2に12 km圏内に居住する事故対処要員が有する各スキルとその人数を示す。

この結果より、12 km圏内に居住する事故対処要員を招集することで、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の遅延対策①-1の実施に必要なスキルと人数を確保できることを確認した。

### ②招集に要する時間の結果

招集訓練の結果、自宅を出発するまでの準備時間は約1時間であり、移動時間は最も移動距離が長くなる地区で約4時間であることを確認した。

徒歩による夜間の移動速度は、昼間の0.8倍程度になることが報告されている<sup>1)</sup>。これを踏まえ、事故対処の有効性評価においては、事故対処要員の自宅から核燃料サイクル工学研究所の南東地区までの移動に要する時間は、訓練実績を保守的に1.5倍した6時間とする。

1) ”南海トラフ巨大地震の被害想定について(第一次報告)”，中央防災会議 防災対策推進検討会議 南海トラフ巨大地震対策検討ワーキンググループ(2012)

### ③対策着手に要する時間の結果

事故対処要員が核燃料サイクル工学研究所に到着した状況を模擬し、遅延対策①-1に着手するまでに必要な人員点呼、役割分担等の対応手順を確認する訓練を実施した。その結果、遅延対策①-1の着手までには約2時間を要することを確認した。

そこで、事故対処の有効性評価においては、遅延対策①-1の着手までに要する時間は訓練実績を保守的に1.5倍した3時間とする。

したがって、地震発生から遅延対策①-1に着手するまでに要する時間は、合計10時間(準備時間：1時間、移動時間：6時間及び人員点呼等：3時間)となる。

#### ④事故対処要員の確保の評価結果

必要な事故対処要員（21人）については、招集指示の有無にかかわらず自動的に参集を開始する体制を構築しており、津波の影響を受けない参集ルートで、核燃料サイクル工学研究所の南東門を経由し南東地区に参集して確保できることを確認した。

なお、起因事象の発生から対策開始までの時間は、参集移動の準備、居住地からの移動（徒歩）及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮し10時間を想定する。

#### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が、遅延対策①-1における必要量を満たすことを確認する。

##### 4.2.1 水及び燃料の保管量

事故対処に必要な水は、既存の所内水源から使用する。所内水源の容量は、高台に約1000 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約10630 m<sup>3</sup>の設備に水を有している。所内水源のうち、津波が遡上しないT.P. +15 m以上の高台には、中央運転管理室（給水タンク）、中央運転管理室（受水タンク）及び付属機械室（蓄熱槽）があり、それぞれ約300 m<sup>3</sup>、約300 m<sup>3</sup>及び約400 m<sup>3</sup>の水を保管している。また、津波の遡上域ではあるものの、浄水貯槽、屋外冷却水設備、散水貯槽及び工業用水受水槽には、それぞれ約4800 m<sup>3</sup>、約800 m<sup>3</sup>、約30 m<sup>3</sup>及び約5000 m<sup>3</sup>の水を保管している。このため、複数の水源が所内各地にそれぞれ分散配置されている。

また、事故対処に必要な燃料は、既存の所内燃料から使用する。所内燃料の容量は、高台に約450 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約278 m<sup>3</sup>の設備に燃料を有している。津波が遡上しないT.P. +15 m以上の高台には、南東地区（燃料タンク）に約390 m<sup>3</sup>、地層処分放射化学研究施設（クオリティ）地下タンクに約10 m<sup>3</sup>及びプルトニウム燃料技術開発センターユーティリティ棟に約50 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。さらに、津波の遡上域ではあるものの、（再処理施設）ユーティリティ施設地下貯油槽に約114 m<sup>3</sup>、中間開閉所燃料地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、第二中間開閉所燃料地下貯油槽に約45 m<sup>3</sup>、低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、ガラス固化技術開発施設（TVF）地下貯油槽に約25 m<sup>3</sup>、高レベル放射性物質研究施設（CPF）地下埋設オイルタンクに約9 m<sup>3</sup>及び非常用予備発電棟地下燃料タンク貯油槽に約25 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。このように、複数の燃料資源が所内各地にそれぞれ分散配置されている。

#### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水については、対策を完了するために必要な水 12 m<sup>3</sup>に対し、津波が遡上しない所内の高台に合計約 1000 m<sup>3</sup>の設備に水を分散配置して保管している。

燃料については、対策を完了するために必要な燃料 4 m<sup>3</sup>に対し、津波が遡上しない所内の高台に合計約 450 m<sup>3</sup>の設備に燃料を分散配置して保管している。

これらの結果から、水及び燃料の保管量が、遅延対策①-1 対策の完了に必要な量を満たすことを確認した。

#### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

##### 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持される高放射性廃液貯蔵場 (HAW) に設置している。また、恒設の事故対処設備は、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計 (「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備 (事故対処設備)」参照) としている。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の建家内及びプルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場に配備する。

また、プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

##### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水が

ないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する高放射性廃液貯蔵場（HAW）の建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 対策の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は77時間であることから、事故の発生から遅延対策①-1の実施完了までの時間が77時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1.2.③項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約10時間である。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

遅延対策①-1の着手から完了までに要する時間は、表3-2-1のタイムチャートから、約12時間である。このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約22時間となる。

##### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

遅延対策①-1に要する時間は合計約22時間であり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（77時間）よりも十分短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に遅延対策①-1を実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認する。

##### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視測定

###### ①高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙1-1-32事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、遅延対策①-1の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

## ②その他の監視測定

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、遅延対策①-1 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

### 4.5.2 監視測定手段の有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認した。

## 5. 有効性評価の結果

遅延対策①-1 の有効性評価においては、事故対処要員の確保、資源の確保、設備の健全性及び所要時間の確認並びに監視測定手段の確認により、対策の実施により高放射性廃液が沸騰に至る前に、高放射性廃液の沸騰到達に至るまでの時間を遅延できることを確認した。したがって、遅延対策①-1 による事故対処は有効であると判断する。



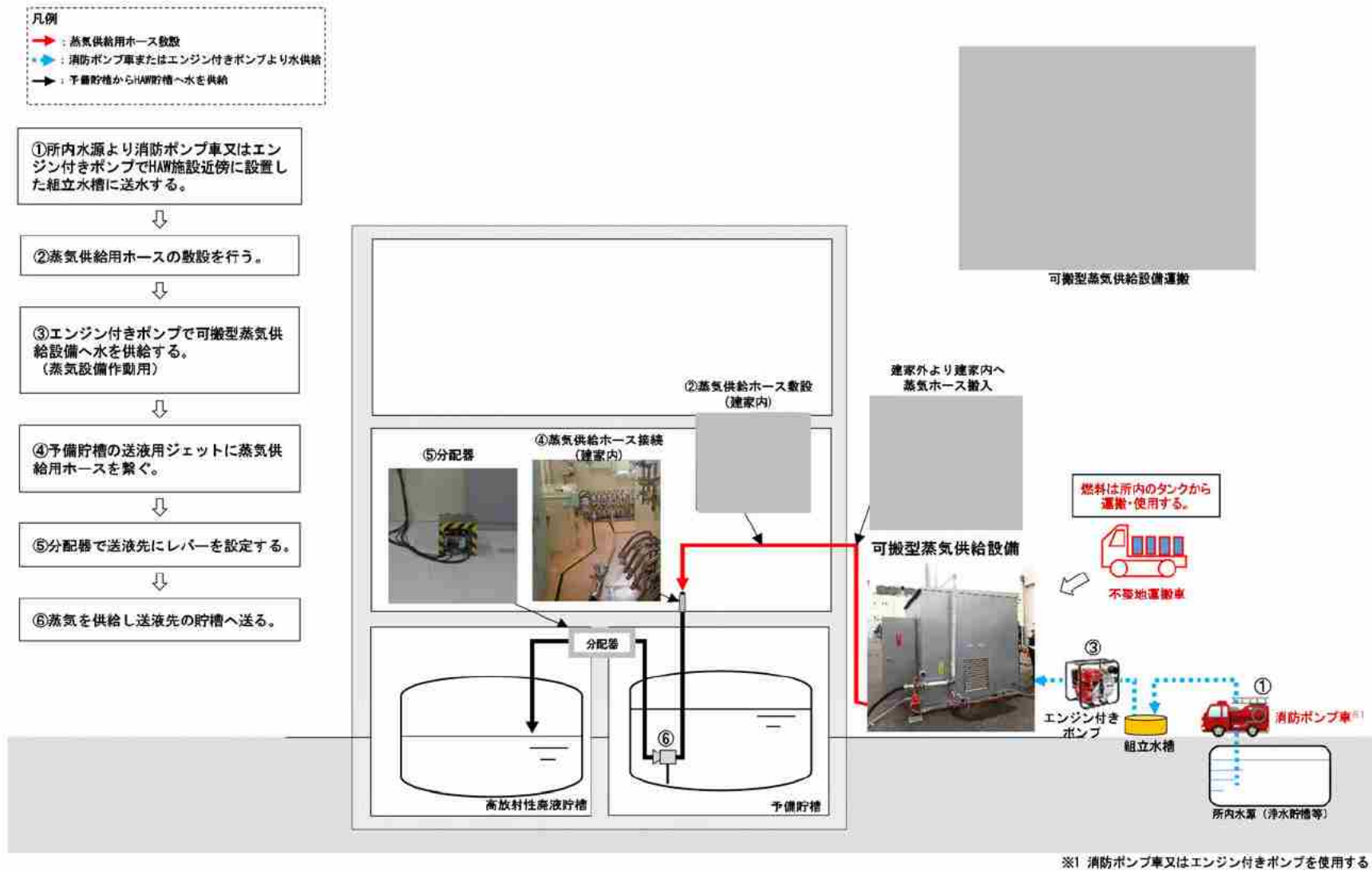


図 3-1-1 遅延対策①-1 : 可搬型蒸気供給設備による直接注水 (所内資源を利用する場合)

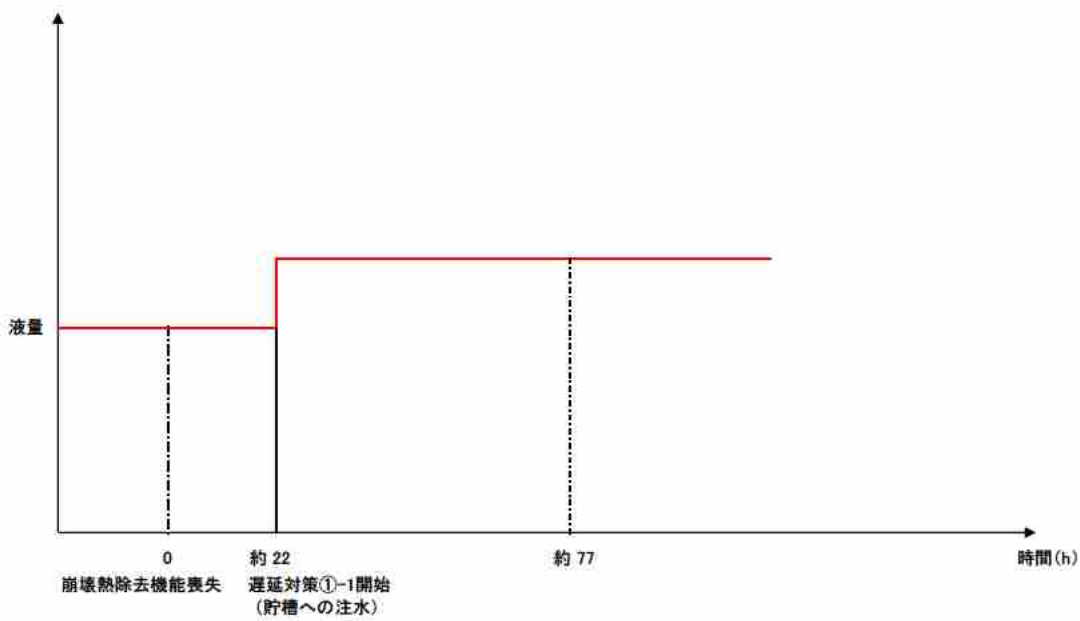
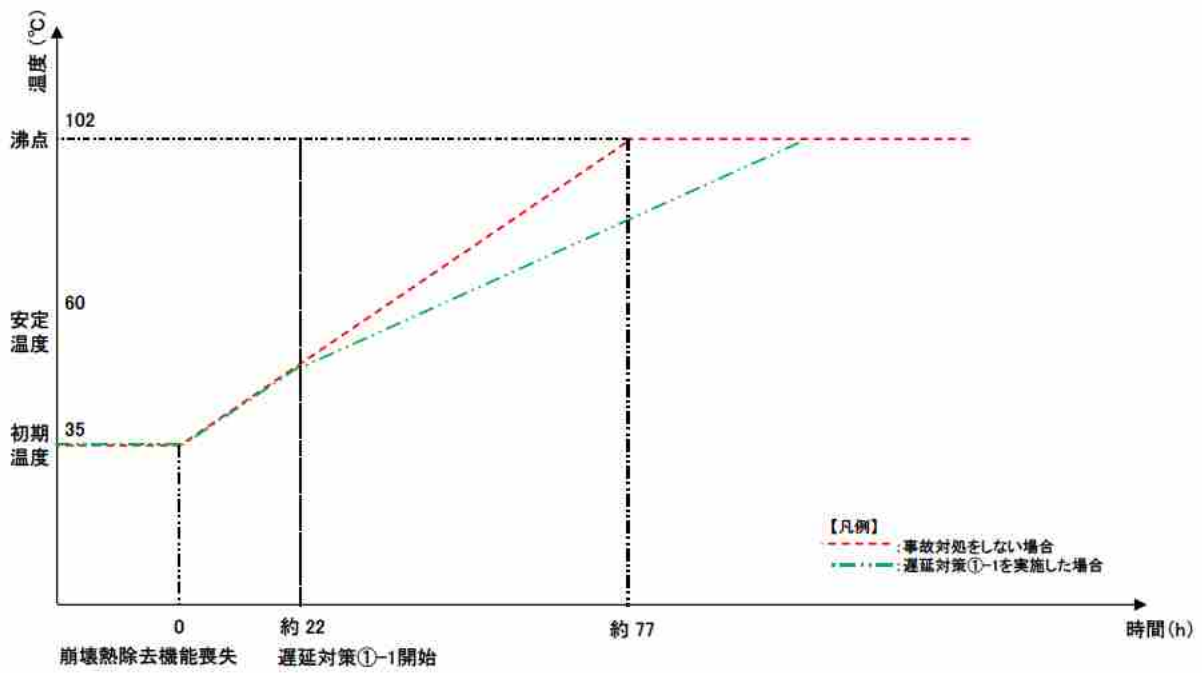


図 3-2-1 対策実施時の高放射性廃液貯槽の温度及び液量傾向の例

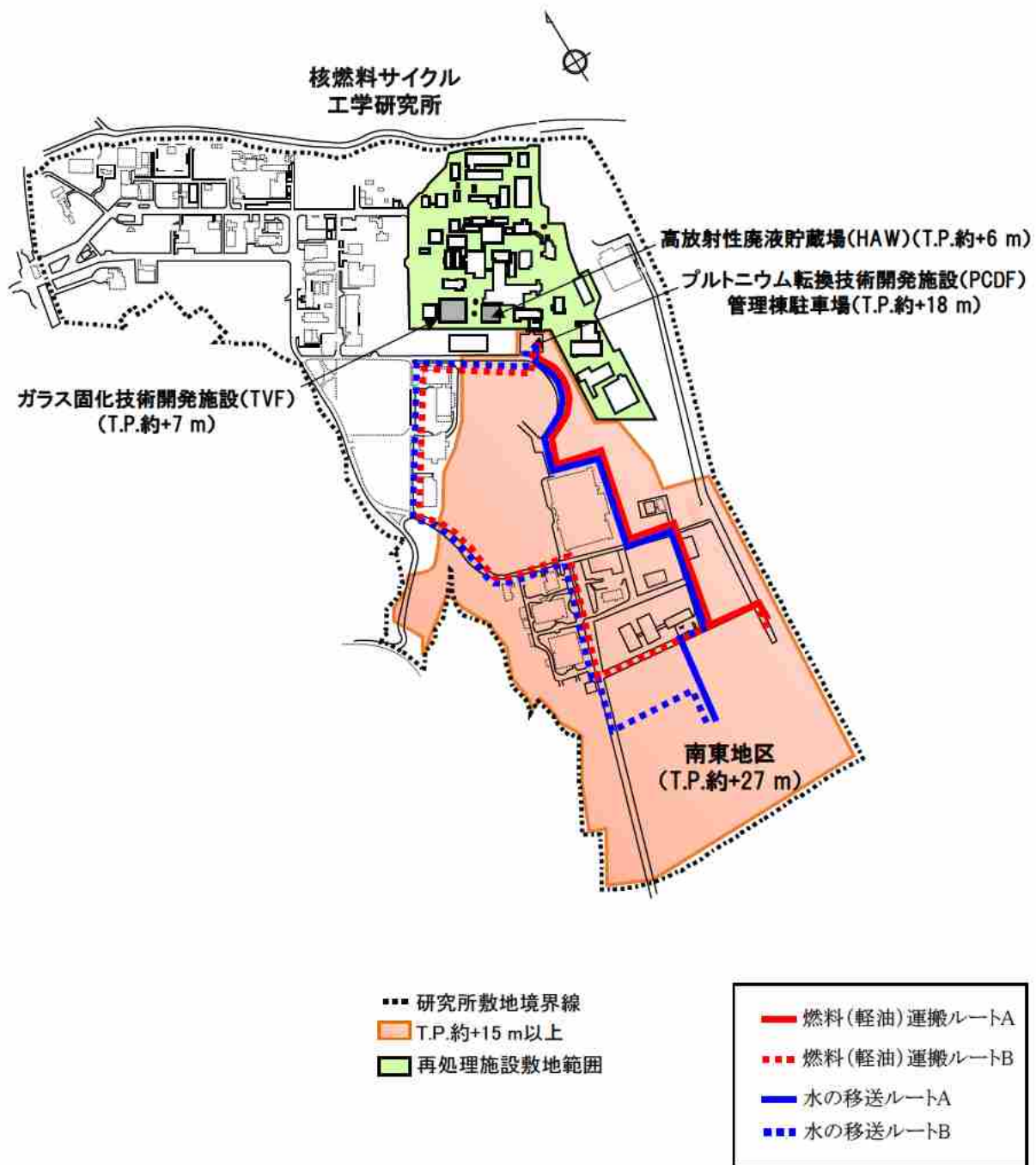


図 3-3-4-1 建家外のアクセスルート



# 高放射性廃液貯蔵場(HAW) 1階

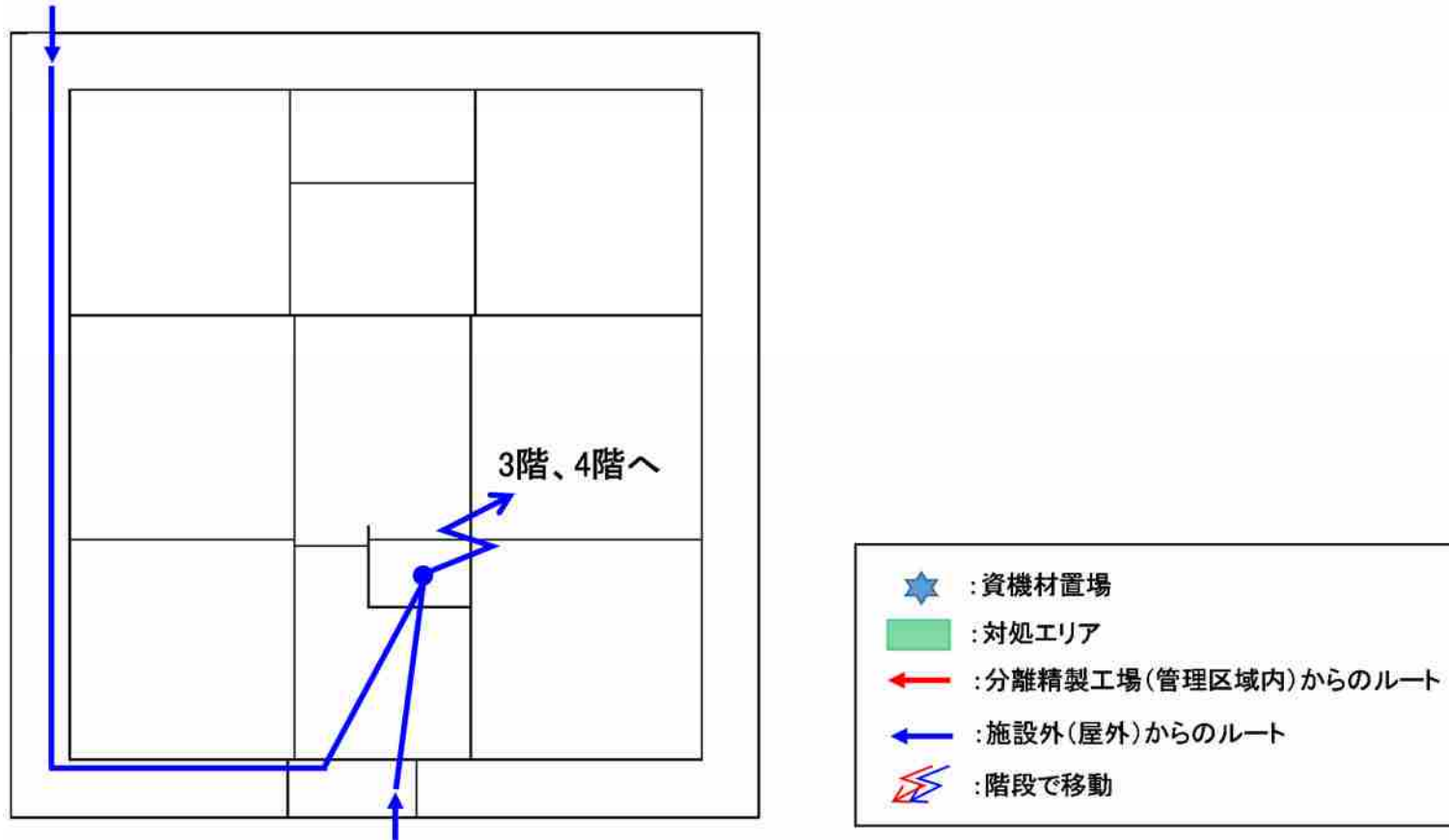
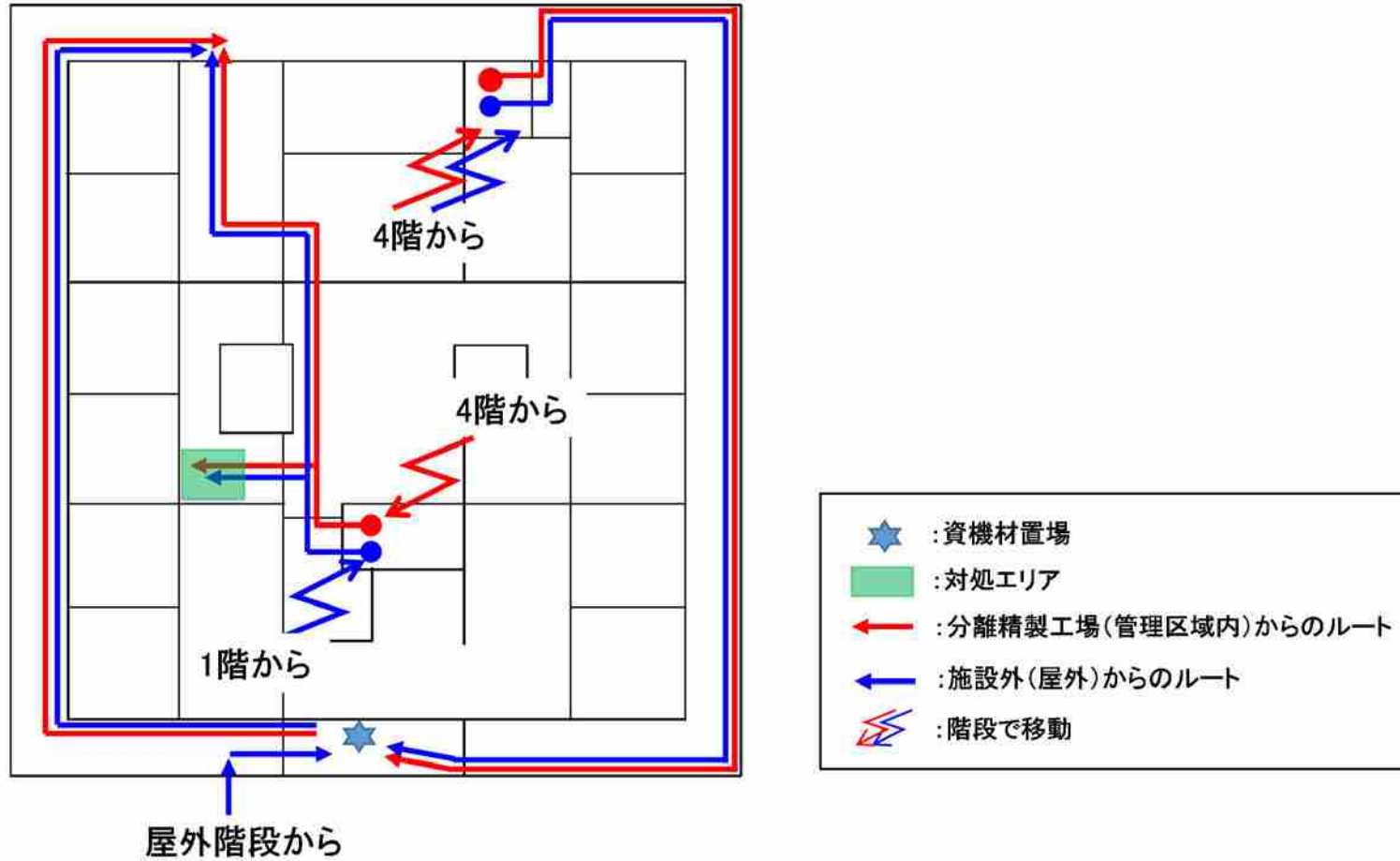


図 3-3-4-2 建家内のアクセスルート (1/4)



# 高放射性廃液貯蔵場(HAW) 3階



添四別紙 1-1-12-20

図 3-3-4-2 建家内のアクセスルート (2/4)



# 高放射性廃液貯蔵場(HAW) 4階

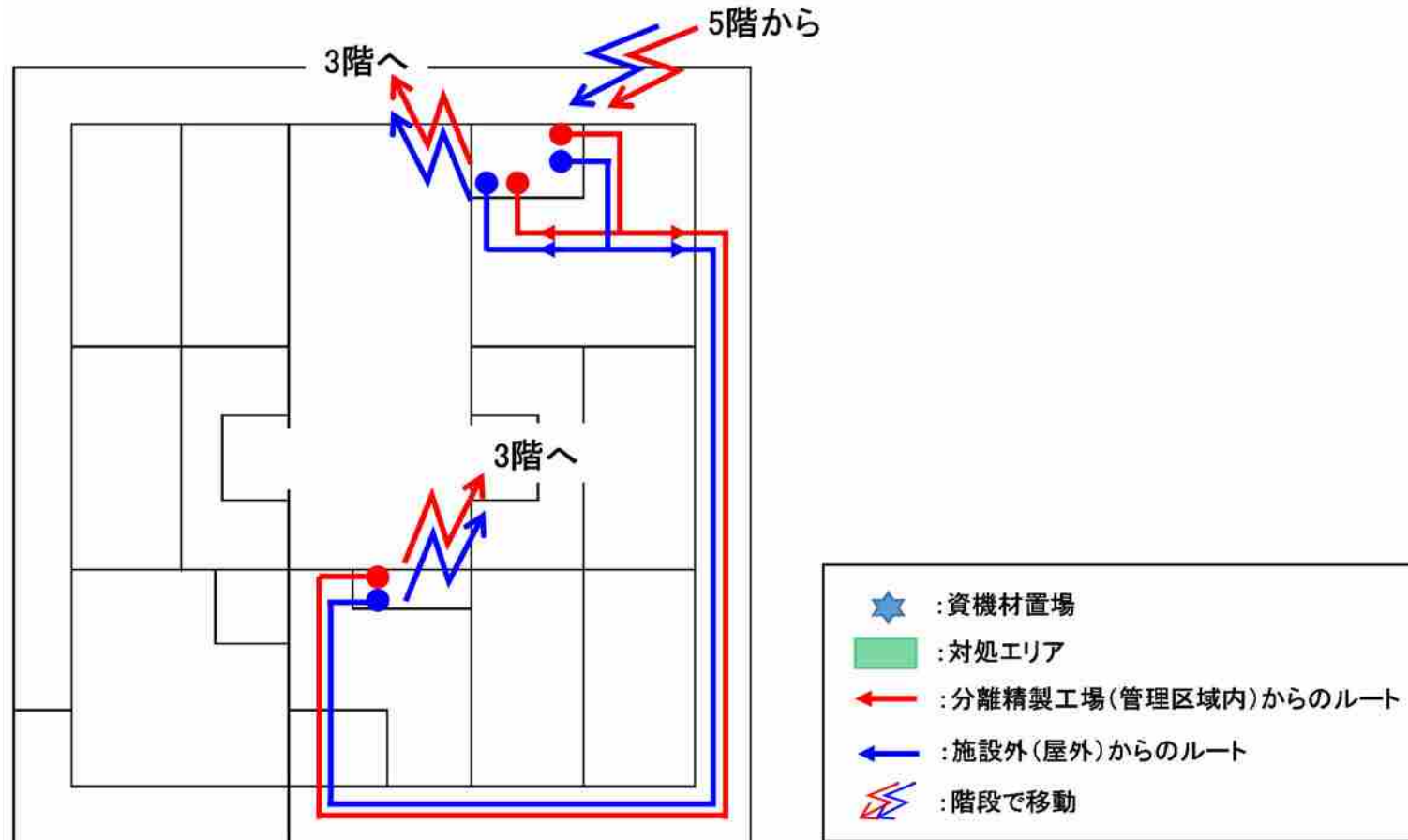



図 3-4-4-2 建家内のアクセスルート (3/4)

PN  
 高放射性廃液貯蔵場(HAW) 5階/屋上

分離精製工場屋上から

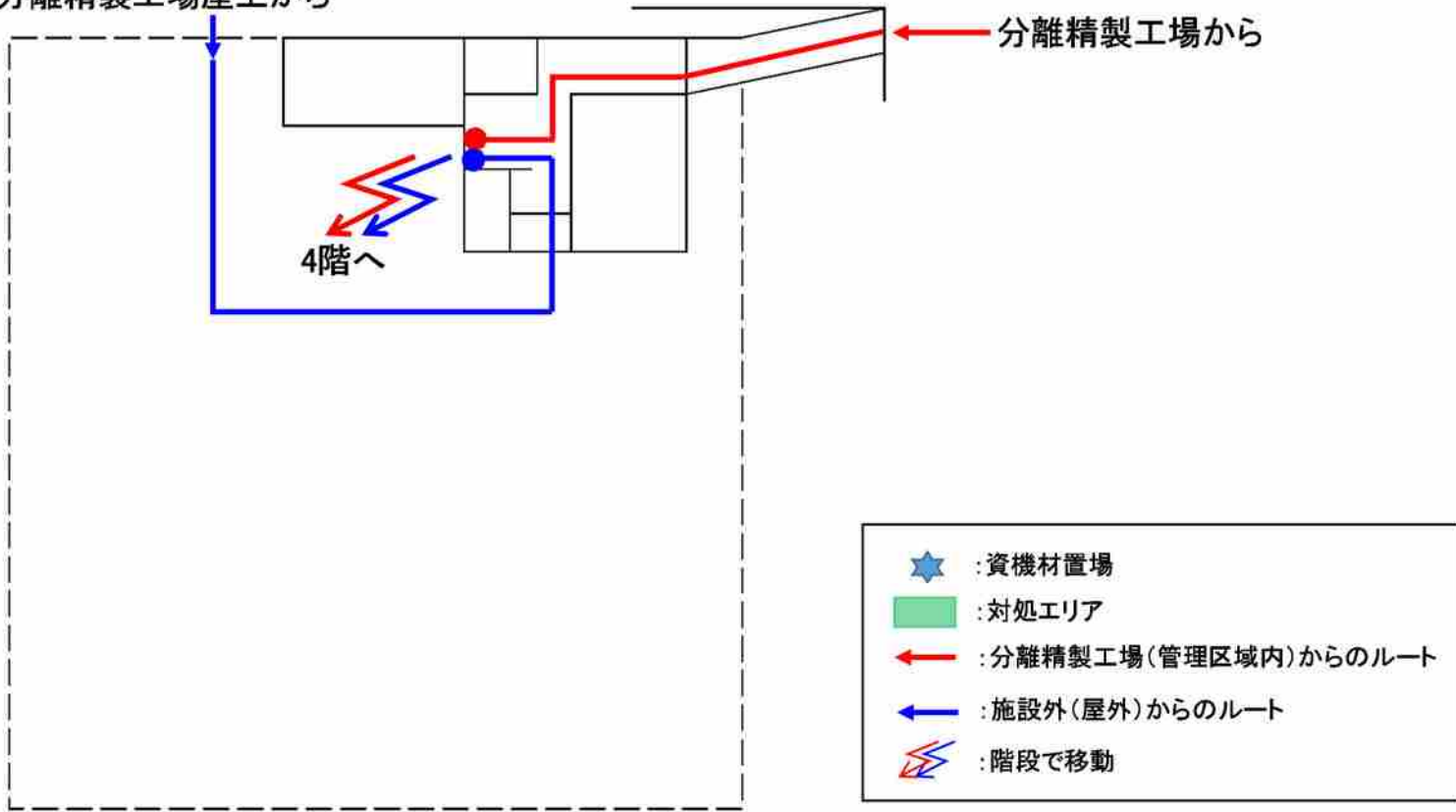


図 3-3-4-2 建家内のアクセスルート (4/4)

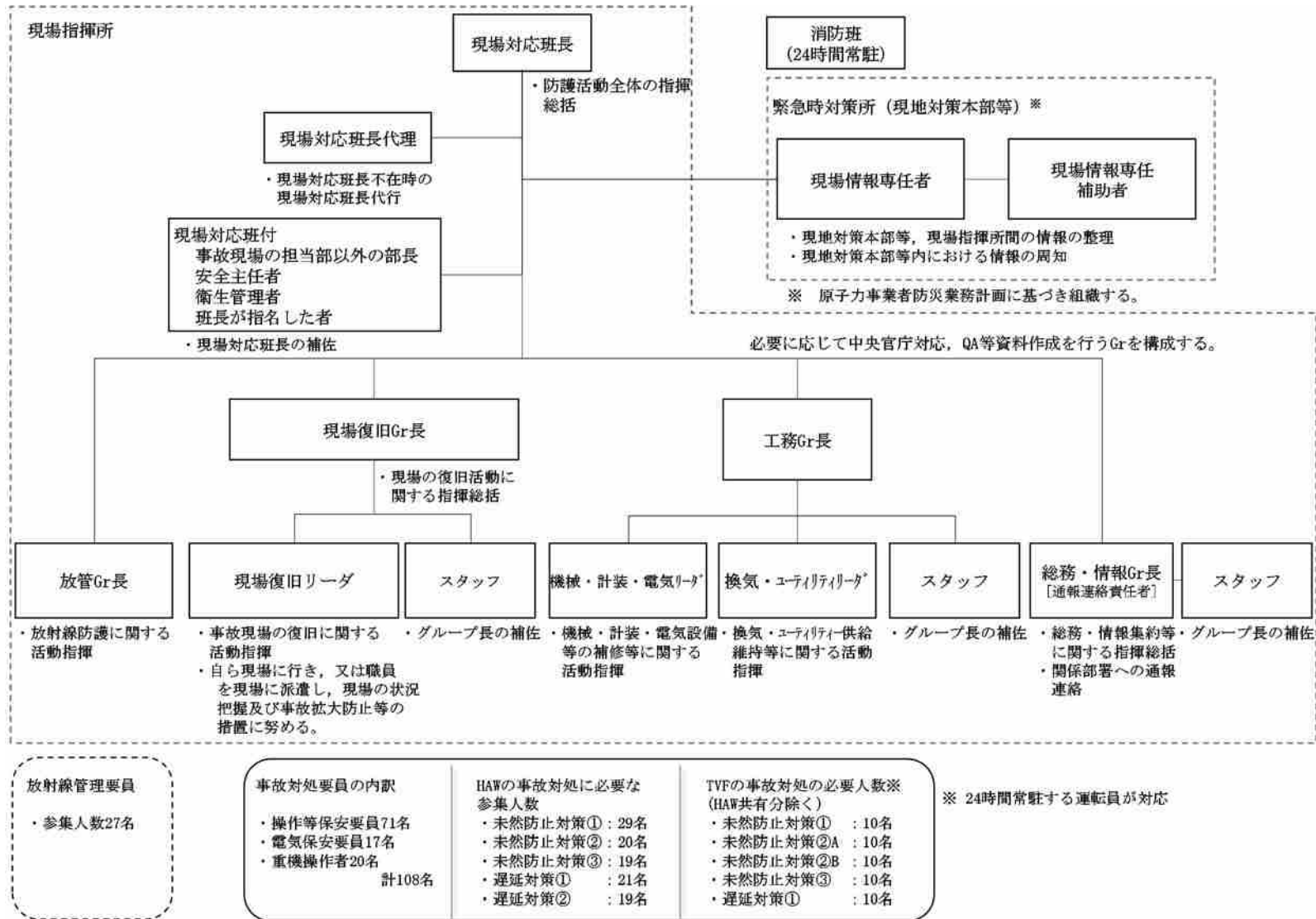


図 3-5-1 事故対処の体制図 (現場対応班)





図 4-1-1-1 再処理施設から 12 km 圏内の参集ルート

表 3-2-1 遅延対策①-1：可搬型蒸気供給設備による直接注水（所内資源を利用する場合）（タイムチャート）



※1 制御室における復旧活動はない。  
 ※2 事象発生後、約10時間後を想定  
 ※3 CS-1、CS-3より各3名  
 ※4 PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-1-1 遅延対策①-1 の各手順の実施に必要な人数及びスキル

スキル	遅延対策①-1 の必要人数
消防ポンプ車の操作	2名
可搬型蒸気供給設備の操作	7名
重機操作	7名
その他一般作業	5名
合計	21名

表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
移動式発電機	約 210	機器仕様
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
消防ポンプ車	約 5.0	実測値
ホイールローダ	約 4.3	「定格出力 (28 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.153 L/kW-h)」より算出
油圧ショベル	約 3.4	「定格出力 (22 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.153 L/kW-h)」より算出
不整地運搬車	約 9.4	「定格出力 (70 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.134 L/kW-h)」より算出
可搬型蒸気供給設備	約 72	機器仕様
エンジン付きライト	約 0.8	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型蒸気供給設備用)	約 3.9	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型冷却設備用)	約 4.8	「定格出力 (33 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.145 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

表 3-3-2-2 遅延対策①-1 における燃料の必要量

【遅延対策①-1】

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
燃料の 運搬	不整地運搬車	0.0094	14 (計算値)	1	0.14
蒸気 供給 の 水 の	消防ポンプ車	0.005	13  (V36貯留水120 m <sup>3</sup> 送液時間(12時間) + 暖機運転時間(1時間))	1	0.07
水 の 供 給	エンジン付きポンプ	0.0014	13  (V36貯留水120 m <sup>3</sup> 送液時間(12時間) + 暖機運転時間(1時間))	1	0.02
蒸気 の 供 給	可搬型発電機(可搬型蒸気供給設備への給電)	0.0039	13  (V36貯留水120 m <sup>3</sup> 送液時間(12時間) + 暖機運転時間(1時間))	1	0.06
	可搬型蒸気供給設備	0.072	13  (V36貯留水120 m <sup>3</sup> 送液時間(12時間) + 暖機運転時間(1時間))	1	0.94
ア ク セ ス ル ー ト の 確 保	ホイールローダ	0.0043	6  (訓練実績を反映したタイムチャート設定時間)	1	0.03
	不整地運搬車	0.0094	6  (訓練実績を反映したタイムチャート設定時間)	1	0.06
	油圧ショベル	0.0034	6  (訓練実績を反映したタイムチャート設定時間)	1	0.03
	津波によるウェットサイトを想定した場合のがれき撤去などの作業時間は不確実性が大きいので 1 m <sup>3</sup> に設定(訓練実績を反映したタイムチャート設定時間での上記3台の重機の合計必要量は0.12 m <sup>3</sup> 程度)				1
作 業 用 の	エンジン付きライト	0.0008	84  (夜間での使用(12時間/日×7日))	5	0.34
器 通 電 の 信 充 機	通信機器の充電用発電機	0.0017	168  (7日間の使用を想定)	1	0.29
計 測 系 の 充 電 の 監 視 機 器	可搬型発電機(可搬型コンプレッサー用)	0.0017	168  (7日間の使用を想定)	1	0.29
	可搬型発電機(可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168  (7日間の使用を想定)	1	0.29
計					4

表 3-3-3-1 遅延対策 ①-1 において使用する主な恒設の事故対処設備

	設 備	設置場所	数量	備考
1	蒸気供給設備（スチームジェット）	HAW建家内	1	各貯槽への送液に使用
2	予備貯槽（272V36）	HAW建家内	1	

表 3-3-3-2 遅延対策①-1 において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	所内	1	最大積載本数：9本
2	消防ポンプ車	消防車庫	>T.P. +15 m	1	圧力：>0.187 MPa 揚程：>18.7 m 流量：>200 L/min
3	可搬型蒸気供給設備	TVF建家内	HAW外回り	1	使用圧力範囲：0.49~0.88 MPa
4	可搬型発電機	TVF建家内	HAW外回り	1	200V 50Hz
5	蒸気用ホース	HAW建家内	HAW外回り ~HAW施設	4	Φ50 耐圧1.8MPa 80 m (20 m×4本)
6	給水用ホース (消防ホース)	TVF建家内	HAW外回り	1	65A 20 m (消火栓から)
7	エンジン付きポンプ	HAW建家内	所内水源 ~HAW外回り	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m 流量：14.4 m <sup>3</sup> /h(流量は実測値) 揚程：約25 m (HAW屋上EL約18.7 m)
8	組立水槽	HAW建家内	所内水源 ~HAW外回り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
9	消防ホース (屋外用)	PCDF駐車場※1	所内水源~HAW外回り (最長1240 m)	62	65A 20 m

※1 PCDF駐車場：ブルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-3 遅延対策①-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（貯水設備、重機、通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型貯水設備	PCDF駐車場※1 南東地区	PCDF駐車場※1 南東地区	15	積載量：26 kL
2	ホイールローダ	PCDF駐車場※1	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (29.9 PS) 標準バケット容量：0.09 m <sup>3</sup>
3	油圧ショベル	PCDF駐車場※1	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (30 PS) 標準バケット容量：0.4 m <sup>3</sup>
4	エンジン付きライト	PCDF駐車場※1	所内	7	ランプ電力 1000 W
5	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	PCDF駐車場※1 南東地区	所内	1	約3 kVA
6	MCA 携帯型無線機	PCDF駐車場※1 南東地区	所内	1	送信出力：2 W
7	衛星電話	PCDF駐車場※1 南東地区	所内	1	—
8	簡易無線機	PCDF駐車場※1 南東地区	所内	16	送信出力：5 W

※1 PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場



表 3-3-3-4 遅延対策①-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備 (272V31～272V35, 272V37, 272V38)	HAW建家内	HAW建家内	12	V31～V35は各貯槽2個使用 V37, V38は各貯槽1個使用
2	可搬型液位測定設備 (272V31～272V36)	HAW建家内	HAW建家内	6	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (272V37, 272V38)	HAW建家内	HAW建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型密度測定設備 (272V31～272V35)	HAW建家内	HAW建家内	5	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (272V37, 272V38)	HAW建家内	HAW建家内	2	各貯槽1個使用
6	計装設備用可搬型発電機	HAW建家内	HAW建家内	1	計装設備用可搬型圧縮空気設備, ペーパーレスレコーダー及び ノートPCに給電
7	計装設備用可搬型圧縮空気設備	HAW建家内	HAW建家内	1	液位及び密度の測定に使用
8	ペーパーレスレコーダー (データ収集装置)	HAW建家内	HAW建家内	1	可搬型計装設備の伝送器からの 信号の受信
9	ノートPC	HAW建家内	HAW建家内	1	データ収集装置間のデータ表示及び データ保存に使用

表 3-3-3-5 遅延対策①-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンプラ	HAW建家内	HAW建家内	1	測定対象核種： $^3\text{H}$ , $^{14}\text{C}$
2	可搬型ガスモニタ	HAW建家内	HAW建家内	1	測定対象核種： $^{85}\text{Kr}$
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ	HAW建家内	HAW建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , $^{131}\text{I}$ , $^{129}\text{I}$
4	放射線管理設備用可搬型発電機	HAW建家内	HAW建家内	1	出力 100 V 30 A
5	可搬型トリチウムカーボンサンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $^3\text{H}$ , $^{14}\text{C}$
6	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $^{85}\text{Kr}$
7	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , $^{131}\text{I}$ , $^{129}\text{I}$
8	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

表 4-1-1-1 通行止めを想定する領域等

領域等	備考
設計津波・L2 津波の浸水域	茨城県津波ハザードマップ（H24年）等から設定
土砂災害警戒区域（急傾斜地）	茨城県土砂災害ハザードマップ（H29年）から設定 （土石流・地すべりの影響はない。）
久慈川，那珂川及び新川を渡河する橋	保守的に地震・津波による通行止めを想定

表 4-1-1-2 再処理施設から 12 km 圏内の居住者が有するスキル

スキル	12 km 圏内の居住者数	遅延対策①-1の必要人数
消防ポンプ車の操作	6 名	2 名
可搬型蒸気供給設備の操作	29 名	7 名
重機操作	20 名	7 名
その他一般作業	53 名	5 名
合計	108 名	21 名

高放射性廃液貯蔵場（HAW）における

遅延対策②の有効性について

## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（遅延対策②）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対処要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ①水の必要量
      - ②燃料の必要量
    - 3.3.3 遅延対策①で使用する事故対処設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対処要員の確保
    - 4.1.1 事故対処要員の招集
      - ①事故対処要員の招集体制及び招集範囲
      - ②事故対処要員に必要なスキル
      - ③事故対処要員の招集に要する時間
    - 4.1.2 事故対処要員の確保に係る有効性評価結果
      - ①事故対処要員の有するスキルの結果
      - ②招集に要する時間の結果
      - ③対策着手に要する時間の結果
      - ④事故対処要員の確保の評価結果

- 4.2 必要な資源の確保
  - 4.2.1 水及び燃料の保管量
  - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
- 4.3 事故対処設備の健全性
  - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
  - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
- 4.4 対策の実施までに要する時間
  - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
    - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間
    - ②対策の着手から完了までに要する時間
  - 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
  - 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視測定
    - ①高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認するための監視測定
    - ②その他の監視測定
- 5. 有効性評価の結果

## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

遅延対策②については、事故対処要員の確保、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により高放射性廃液が沸騰に至る前に、高放射性廃液の沸騰到達に至るまでの時間を遅延できることを確認することで、その有効性を評価する。

## 2. 事故の想定

起回事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、高放射性廃液貯槽の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）及び中間貯槽（272V37及び272V38）である（「添四別紙 1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照）。中間貯槽は移送時の使用に限定され、高放射性廃液は高放射性廃液貯槽からの移送時又はガラス固化技術開発施設（TVF）からの返送時以外において中間貯槽には存在しない。また、これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙 1-1-26 高放射性廃液貯蔵場（HAW）における高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、発熱密度が最も大きく、沸騰到達までの時間が他の貯槽よりも短い高放射性廃液貯槽（272V35）の77時間とする。

また、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、希釈により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長くなるが、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は、有効性評価においては見込まないこととする。

### 3. 対策（遅延対策②）

#### 3.1 対策概要

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（272V31～272V35）は、通常時には、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。

高放射性廃液貯槽間の液移送は、高放射性廃液貯槽に設置しているスチームジェットに蒸気を供給し行う。蒸気供給に伴い発生する差圧により貯槽内の溶液がスチームジェットまで吸い上げられ、蒸気の圧力により分配器へ移送される。分配器に到達した溶液は、重力により移送先の貯槽に移送される。分配器には、分配器を洗浄するための溶液を供給する配管（以下「洗浄ライン」という。）を設置しており、供給した洗浄液は、分配器で設定している高放射性廃液貯槽に供給される。

事故対処においては、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、未然防止対策により事象発生から沸騰到達に至るまでの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。

遅延対策②では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、未然防止対策の実施に時間を要する場合等に、事象発生から沸騰到達に至る 77 時間までの間に、エンジン付きポンプ等により所内水源の水を分配器の洗浄ラインから高放射性廃液貯槽に給水し、高放射性廃液の熱容量を大きくすることで、高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を遅延する。対策に必要な資源である水は所内の水を保管する既設設備からの給水システムを確保して給水し、燃料は所内の燃料を保管する既設設備から運搬して必要な設備へ給油する。さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上にがれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬を行う。遅延対策②の対策概要図を図 3-1-1 に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

遅延対策②の構成を明確化し、平常運転時に使用する系統から速やかに切り替え操作ができるように、遅延対策②に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、遅延対策②の具体的内容を示す。



#### イ. 所内水源等の水を用いた注水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を遅延する必要がある場合、所内の水を保管する既設設備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

高放射性廃液貯槽に注水する水は、所内の水を保管する既設設備に保管する水を確保する。また、エンジン付きポンプ等に使用する燃料は、所内の燃料を保管する既設設備等に保管する燃料を確保する。消防ポンプ車又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槽に注水するための経路を構築する。

#### ハ. 可搬型計装設備の準備

高放射性廃液貯槽の液位、密度及び廃液温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の計装設備へ可搬型液位測定設備、可搬型密度測定設備及び可搬型温度計測設備を接続し、液位、密度及び廃液の温度測定を可能とする系統を構築する。測定対象設備は、高放射性廃液貯槽(272V31～272V35)及び高放射性廃液を保有している場合の中間貯槽\*(272V37及びV38)である。

\*高放射性廃液を保有している場合

#### ニ. 建家内の注水準備

恒設の事故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等を設置する。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。

#### ホ. 高放射性廃液貯槽への注水の実施判断

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、所内の水源等の水を用いた注水の実施を判断し、以下のホ.に移行する。

#### ヘ. 高放射性廃液貯槽への注水の実施

消防ポンプ車又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。

燃料を消防ポンプ車又はエンジン付きポンプに補給する。

#### ト. 高放射性廃液貯槽への注水の成否判断

注水先の高放射性廃液貯槽の液位、密度及び廃液の温度を確認し、注水操作による貯槽内の廃液量の増加を確認することで、遅延対策②の実施により高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間が遅延されていると判断する。

#### チ. 監視測定

高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間が遅延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高放射性廃液の液位、密度及び廃液の温度である。対策実施後に、高放射性廃液貯槽の廃液量の増加を確認することで、沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認する。

上記に基づき遅延対策②に係る訓練を実施して作成したタイムチャートを表3-2-1に示す。遅延対策②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3-2-1に示す。

なお、タイムチャート中の所内の水を保管する既設設備からの給水システムの確保に要する時間及び所内の燃料を保管する既設設備からの運搬に要する時間は、高放射性廃液貯蔵場(HAW)から最も遠い水を保管する既設設備及び燃料を保管する既設設備を利用する場合の時間により確認した。

### 3.3 要員、資源、設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対処要員

遅延対策②の各手順の実施に必要な人数及びスキルを表3-3-1-1に示す。要員数は、タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果、遅延対策②の実施に必要な事故対処要員数は、19人であった。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

遅延対策②において必要な水は、高放射性廃液貯槽(272V31～V35)の空き容量と同量の水である。5貯槽の貯蔵量の合計約330 m<sup>3</sup>(2020年8月31日時点)と、5貯槽の容量は600 m<sup>3</sup>(120 m<sup>3</sup>/基)との差分が必要な水量となる。

$$600 \text{ m}^3 - 330 \text{ m}^3 = 270 \text{ m}^3$$

これより、遅延対策②における水の必要量は270 m<sup>3</sup>である。

## ②燃料の必要量

遅延対策②において使用する燃料は、主に可搬型蒸気供給設備、エンジン付きポンプ等の燃料である。必要な燃料量は、各設備の燃費に使用時間及び台数を乗じて算出した。なお、アクセスルートの確保に使用するホイールローダ、不整地運搬車及び油圧ショベルについては、訓練実績からがれき撤去等の作業時間を約6時間としたものの、その不確かさを考慮して、訓練結果から算出した必要量(0.12 m<sup>3</sup>)を保守的に見積もり、1 m<sup>3</sup>に設定した。

燃費については、実測値又は機器仕様から求め、実測値及び機器仕様が無いものについては定格出力と燃料消費量の積により算出した。各設備の燃費を表3-3-2-1に示す。

各設備の使用時間については、水の供給用又は冷却用設備については対策1回分とし、通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援に期待しない期間として7日間とした。エンジン付きライトは、夜間を含む使用を想定して84時間とした。また、燃料を運搬する不整地運搬車の使用時間は、不整地運搬車を除く各設備に必要な燃料を運搬する時間に、燃料を搭載したドラム缶の積み下ろし時間、給油時間を加えて算出した。

これらを積算した結果、遅延対策②における燃料の必要量は3 m<sup>3</sup>である(表3-3-2-2参照)。

### 3.3.3 使用する事故対処設備

遅延対策②において使用する主な恒設の事故対処設備は、分配器の洗浄ラインである。

遅延対策②において使用する主な可搬型事故対処設備は、エンジン付きポンプ等である。主な可搬型事故対処設備を表3-3-3-1～表3-3-3-4に示す。また、事故対処に必要な機器及び部品等について、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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

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。また、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。

建家外のアクセスルートを図3-3-4-1に示す。また、建家内のアクセスルートを図3-3-4-2に示す。

### 3.3.5 通信連絡

想定される事故等が発生した際に、遅延対策②の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。

通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

### 3.4 監視測定

#### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

##### ①測定対象パラメータ

遅延対策②は、所内の水源等より確保する水を高放射性廃液貯槽へ送液する対策であり、高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間を遅延できていることを確認する必要がある。遅延対策②の成否判断をする上で、情報を把握するために必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

##### <測定対象パラメータ>

- ・高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）：液位，密度，廃液の温度
- ・中間貯槽（272V37，272V38）：液位，密度，廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、高放射性廃液貯槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

##### ②監視測定の方法

可搬型の計測機器の概要及び計測方法の概要を以下に示す。

##### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備とがある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器やパージメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。遅延対策②では、これらの内、液位計測設備、密度計測設備及び温度計測設備による測定を行う。

なお、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の可搬型計装設備による計測結果は、データ収集装置へ

伝送する。

#### b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

##### (a) 測定対象

- ・ 高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）：液位，密度，廃液の温度
- ・ 中間貯槽（272V37 及び 272V38）：液位，密度，廃液の温度

##### (b) 測定方法

- ・ 液位及び密度（エアパージ方式）

測定は既設導圧管を用いることから，既設計装ラックの閉止プラグと可搬型計装設備を仮設ホースで接続し測定を行う。測定に必要な空気は，空気ボンベや可搬型空気圧縮機から供給を行う。

- ・ 温度（熱電対方式）

温度の測定は既設熱電対を用い，既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお，既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は，予備の熱電対と交換した上で測定を行う。

#### 3.4.2 その他の監視測定

##### ①測定対象パラメータ

高放射性廃液貯槽からのオフガスのモニタリングを実施する。

##### ②監視測定の方法

全動力電源喪失により，恒設の放射線監視機能が喪失した場合は，高放射性廃液貯蔵場（HAW）において放射性物質濃度の有意な上昇がないことを確認するために可搬型排気モニタリング設備を配備する。

事故時には，可搬型排気モニタリング設備のうち，可搬型ダスト・ヨウ素サンプラにて捕集した試料を回収・測定し，有意な値が検出されないことを確認する。

可搬型モニタリング設備により高放射性廃液貯槽からのオフガスをサンプリングし，監視する。

#### 3.5 事故時の体制と支援

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。

事故対処は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班

長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行い、原子力防災の活動方針を決定する。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担及び責任者等を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対処を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対処を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織及び現場対応班が事故対処に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。

## 4. 有効性評価

### 4.1 事故対処要員の確保

必要な人数に対して、事故対処要員（必要なスキルを有することを含む。）が確保できることを確認する。事故対処要員の招集は、勤務時間外（休日夜間）に地震及び津波が発生した場合等においても可能なことを確認する。また、事故対処要員の招集に要する時間を確認する。

#### 4.1.1 事故対処要員の招集

##### ①事故対処要員の招集体制及び招集範囲

遅延対策②に必要な事故対処要員は19名であり、勤務時間内においては日勤者が事故対処を実施する。

勤務時間外（休日夜間）においては、24時間常駐する交代勤務者に加えて事故対処要員を招集して事故対処を実施する。交代勤務者以外の事故対処要員については、勤務時間外（休日夜間）における東海村震度6弱以上の地震の発生又は大津波警報の発令により、招集指示の有無に関わらず核燃料サイクル工学研究所の南東門を經由し南東地区に参集する体制としている。このため、地震等により通信障害が発生した場合においても、事故対処に必要な人数を確保できる体制となっている。

再処理施設は北部の久慈川流域及び南部の那珂川流域の間に位置し東部は太平洋に面した位置関係にあるため、事故対処要員の招集においては、設計津波襲来に伴う大規模な地震及び津波による橋の通行不可及び津波の浸水による交通への影響が考えられる。したがって、事故対処要員の招集に当たっては、これらの影響を受けない領域から必要人数の確保が可能な範囲として再処理施設から半径12 km圏内を設定する。事故対処要員の招集範囲及び招集時の通行ルートを図4-1-1-1に示す。

招集時の通行ルートについては、茨城県の津波ハザードマップ及び土砂災害ハザードマップを参考に表4-1-1-1に示すルートは、招集時に通行できないものとしてルートの選定を行った。なお、地震、津波等の影響を考慮し、久慈川より北側及び那珂川より南側の居住者の参集は期待しないこととした。

##### ②事故対処要員に必要なスキル

遅延対策②の実施には、消防ポンプ車の操作、可搬型蒸気供給設備の操作及び重機操作のスキルが必要である。このため、再処理施設から12 km圏内に居住する事故対処要員により遅延対策②に必要なスキル及び人数を確保する。

### ③事故対処要員の招集に要する時間

事故対処要員の招集に要する時間は、事故対処要員の居住地区ごとに自宅から核燃料サイクル工学研究所の南東門まで徒歩で参集する訓練により確認する。また、事故対処要員の招集後に遅延対策②の着手までに必要な人員点呼、役割分担等に要する時間を含め訓練にて確認する。

## 4.1.2 事故対処要員の確保に係る有効性評価結果

### ①事故対処要員の有するスキルの結果

再処理施設から 12 km 圏内には、事故対処に係る全要員のうち約 100 名が居住している。表 4-1-1-2 に 12 km 圏内に居住する事故対処要員が有する各スキルとその人数を示す。

この結果より、12 km 圏内に居住する事故対処要員を招集することで、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の遅延対策②の実施に必要なスキルと人数を確保できることを確認した。

### ②招集に要する時間の結果

招集訓練の結果、自宅を出発するまでの準備時間は約 1 時間であり、移動時間は最も移動距離が長くなる地区で約 4 時間であることを確認した。

徒歩による夜間の移動速度は、昼間の 0.8 倍程度になることが報告されている<sup>1)</sup>。これを踏まえ、事故対処の有効性評価においては、事故対処要員の自宅から核燃料サイクル工学研究所の南東地区までの移動に要する時間は、訓練実績を保守的に 1.5 倍した 6 時間とする。

1) “南海トラフ巨大地震の被害想定について（第一次報告）”，中央防災会議 防災対策推進検討会議 南海トラフ巨大地震対策検討ワーキンググループ（2012）

### ③対策着手に要する時間の結果

事故対処要員が核燃料サイクル工学研究所に到着した状況を模擬し、遅延対策②に着手するまでに必要な人員点呼、役割分担等の対応手順を確認する訓練を実施した。その結果、遅延対策②の着手までには約 2 時間を要することを確認した。

そこで、事故対処の有効性評価においては、遅延対策②の着手までに要する時間は訓練実績を保守的に 1.5 倍した 3 時間とする。

したがって、地震発生から遅延対策②に着手するまでに要する時間は、合計 10 時間（準備時間：1 時間，移動時間：6 時間及び人員点呼等：3 時間）となる。



#### ④事故対処要員の確保の評価結果

必要な事故対処要員（19人）については、招集指示の有無にかかわらず自動的に参集を開始する体制を構築しており、津波の影響を受けない参集ルートで、核燃料サイクル工学研究所の南東門を経由し南東地区に参集して確保できることを確認した。

なお、起因事象の発生から対策開始までの時間は、参集移動の準備、居住地からの移動（徒歩）及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮し10時間を想定する。

#### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が、遅延対策②における必要量を満たすことを確認する。

##### 4.2.1 水及び燃料の保管量

事故対処に必要な水は、既存の所内水源から使用する。所内水源の容量は、高台に約1000 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約10630 m<sup>3</sup>の設備に水を有している。所内水源のうち、津波が遡上しないT.P.+15 m以上の高台には、中央運転管理室（給水タンク）、中央運転管理室（受水タンク）及び付属機械室（蓄熱槽）があり、それぞれ約300 m<sup>3</sup>、約300 m<sup>3</sup>及び約400 m<sup>3</sup>の水を保管している。また、津波の遡上域ではあるものの、浄水貯槽、屋外冷却水設備、散水貯槽及び工業用水受水槽には、それぞれ約4800 m<sup>3</sup>、約800 m<sup>3</sup>、約30 m<sup>3</sup>及び約5000 m<sup>3</sup>の水を保管している。このため、複数の水源が所内各地にそれぞれ分散配置されている。

また、事故対処に必要な燃料は、既存の所内燃料から使用する。所内燃料の容量は、高台に約450 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約278 m<sup>3</sup>の設備に燃料を有している。津波が遡上しないT.P.+15 m以上の高台には、南東地区（燃料タンク）に約390 m<sup>3</sup>、地層処分放射化学研究施設（クオリティ）地下タンクに約10 m<sup>3</sup>及びプルトニウム燃料技術開発センターユーティリティ棟に約50 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。さらに、津波の遡上域ではあるものの、（再処理施設）ユーティリティ施設地下貯油槽に約114 m<sup>3</sup>、中間開閉所燃料地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、第二中間開閉所燃料地下貯油槽に約45 m<sup>3</sup>、低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、ガラス固化技術開発施設（TVF）地下貯油槽に約25 m<sup>3</sup>、高レベル放射性物質研究施設（CPF）地下埋設オイルタンクに約9 m<sup>3</sup>及び非常用予備発電棟地下燃料タンク貯油槽に約25 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。このように、複数の燃料資源が所内各地にそれぞれ分散配置されている。

##### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水については、対策を完了するために必要な水270 m<sup>3</sup>に対し、津波が遡上しない所内の高台に合計約1000 m<sup>3</sup>の水を分散配置して保管していることから、対策の完了に必要な量を満たす。

燃料については、対策を完了するために必要な燃料 3 m<sup>3</sup>に対し、津波が遡上しない所内の高台に合計約 450 m<sup>3</sup>の燃料を分散配置して保管していることから、対策の完了に必要な量を満たす。

これらの結果から、水及び燃料の保管量が、遅延対策②対策の完了に必要な量を満たすことを確認した。

#### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

##### 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持される高放射性廃液貯蔵場（HAW）に設置している。また、恒設の事故対処設備は、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計（「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）としている。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、高放射性廃液貯蔵場（HAW）の建家内及びプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に配備する。

また、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。

これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

##### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する高放射性廃液貯蔵場（HAW）の建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に

対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 対策の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は 77 時間であることから、事故の発生から遅延対策②の実施完了までの時間が 77 時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1.2③項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約 10 時間である。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

遅延対策②の着手から完了までに要する時間は、表 3-2-1 のタイムチャートから、約 12 時間 30 分である。このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約 22 時間 30 分となる。

##### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

遅延対策②に要する時間は合計約 22 時間 30 分であり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（77 時間）よりも十分短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に遅延対策②を実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7 日間）において実施できることを確認する。

##### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視測定

###### ①高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、遅延対策②の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

## ②その他の監視測定

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、遅延対策②の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

### 4.5.2 監視測定手段の有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認した。

## 5. 有効性評価の結果

遅延対策②の有効性評価においては、事故対処要員の確保、資源の確保、設備の健全性及び所要時間の確認並びに監視測定手段の確認により、対策の実施により高放射性廃液が沸騰に至る前に、高放射性廃液の沸騰到達に至るまでの時間を遅延できることを確認した。したがって、遅延対策②による事故対処は有効であると判断する。

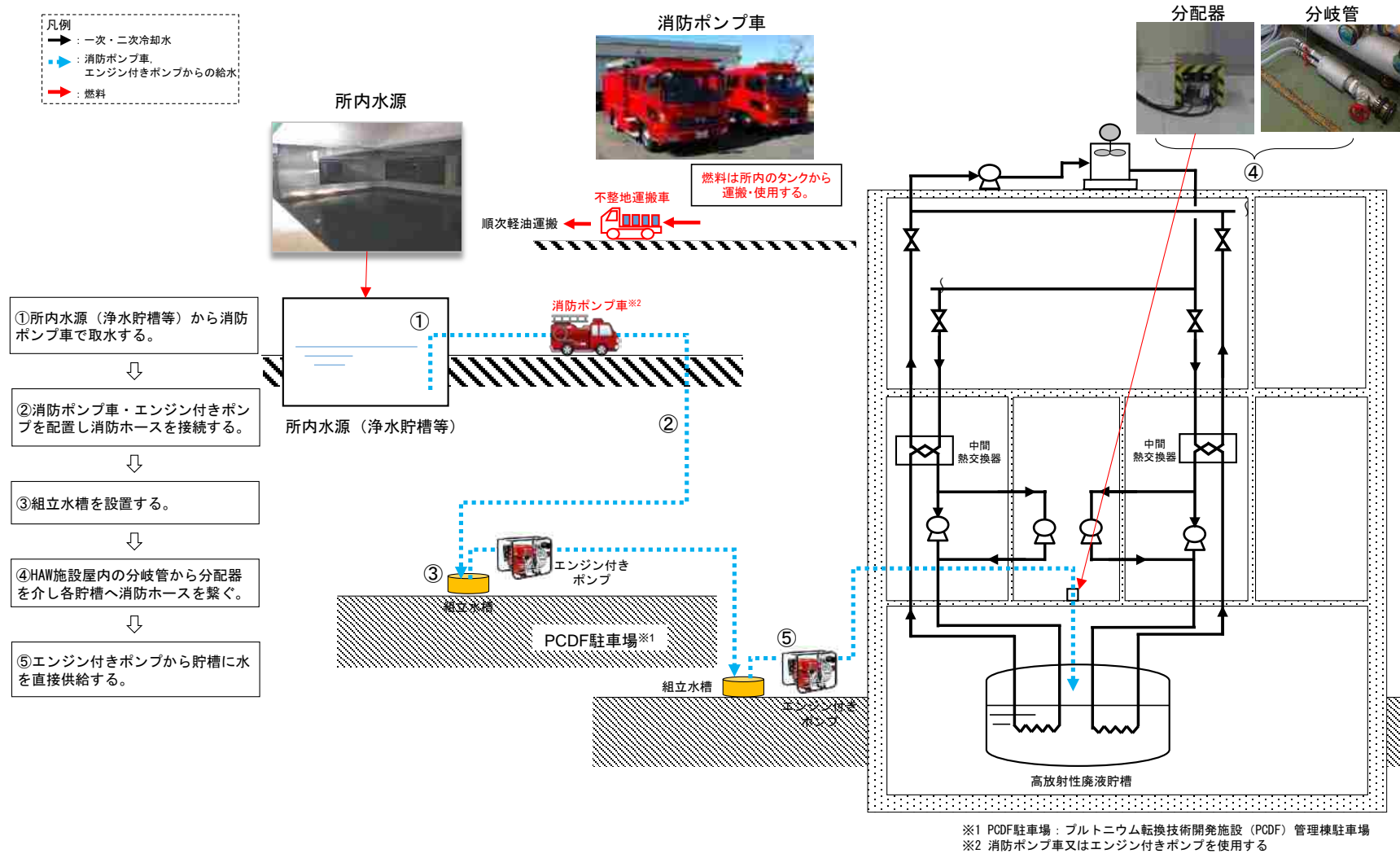


図 3-1-1 遅延対策②：エンジン付きポンプ等による直接注水

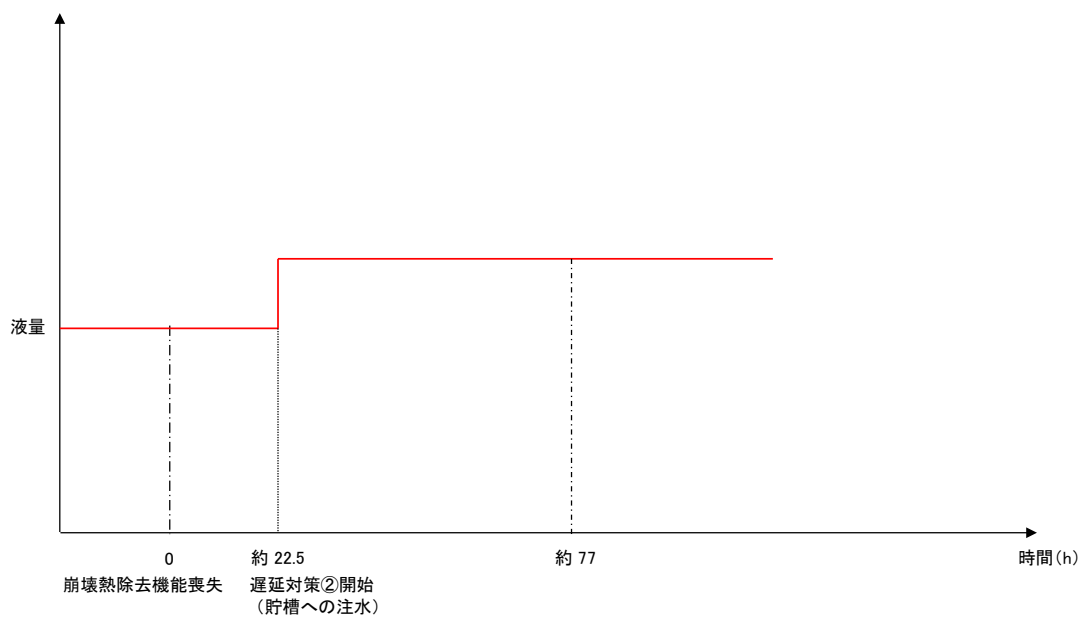
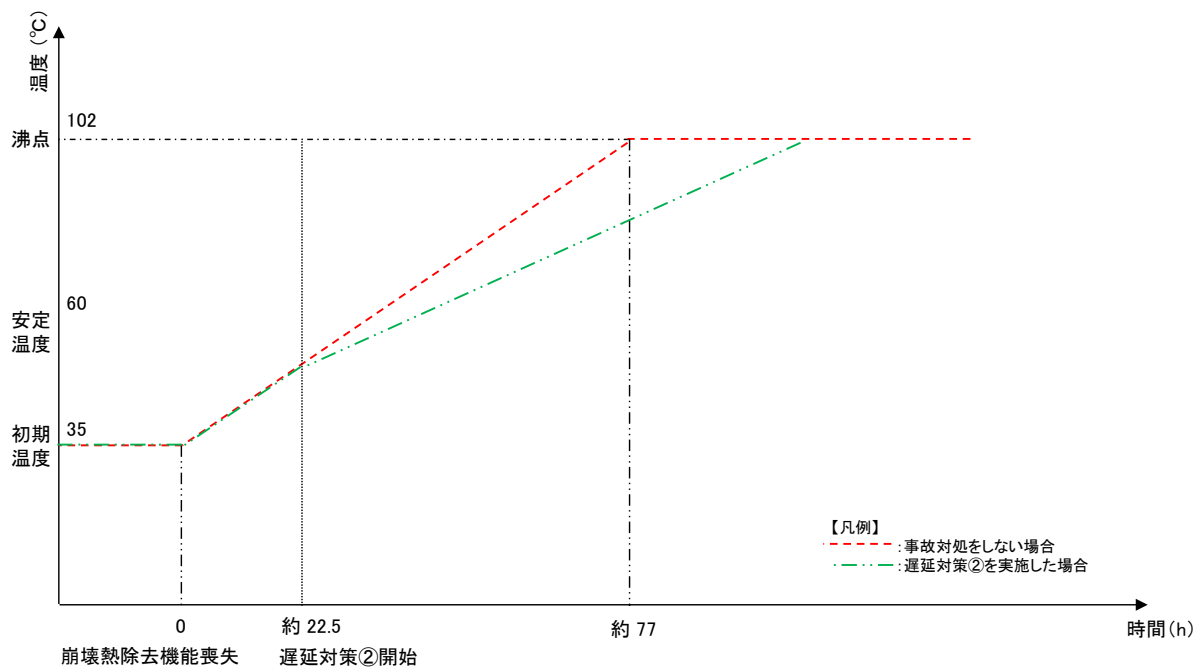


図 3-2-1 対策実施時の高放射性廃液貯槽の温度及び液量傾向の例

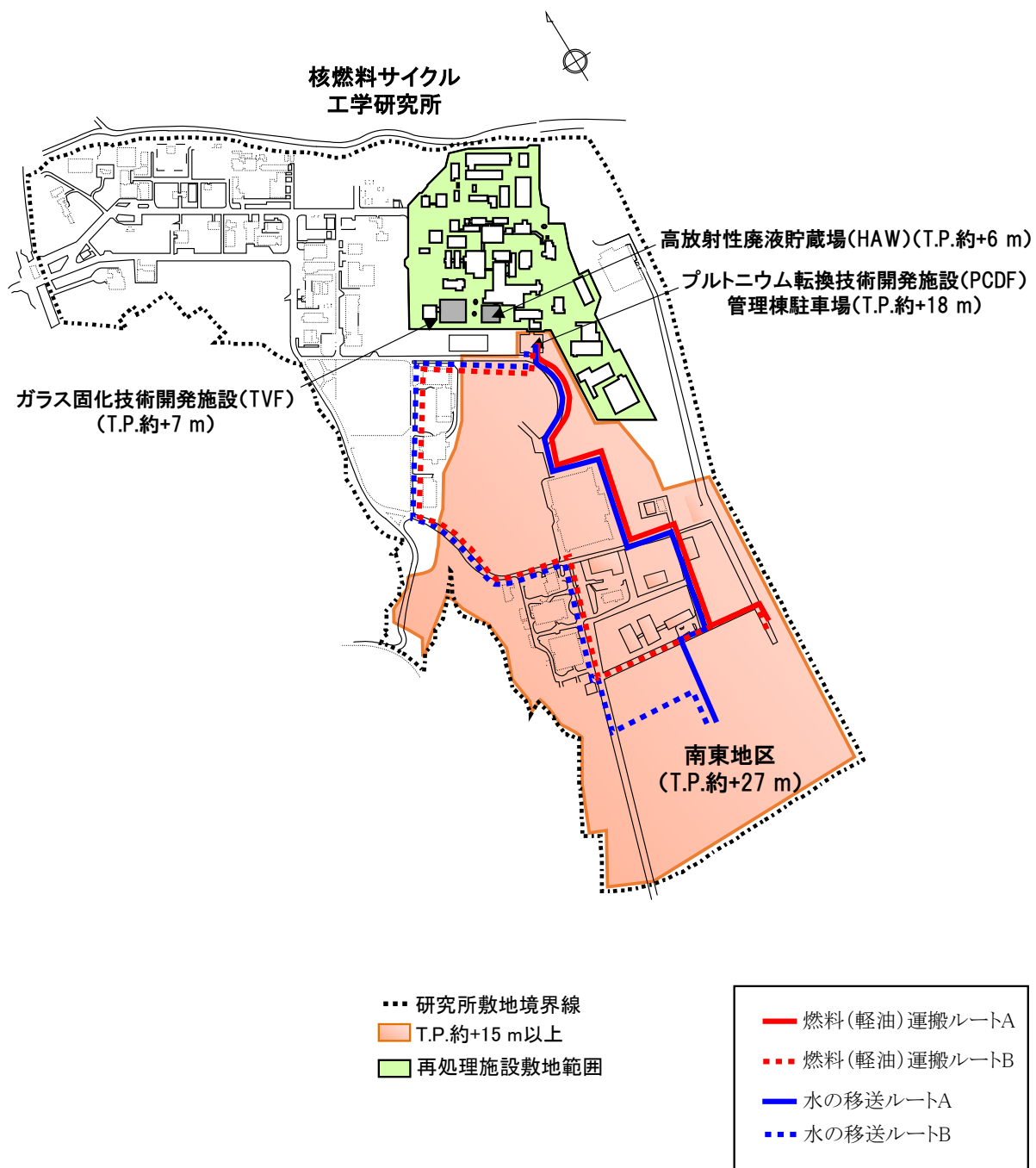


図 3-3-4-1 建家外のアクセスルート





# 高放射性廃液貯蔵場(HAW) 1階

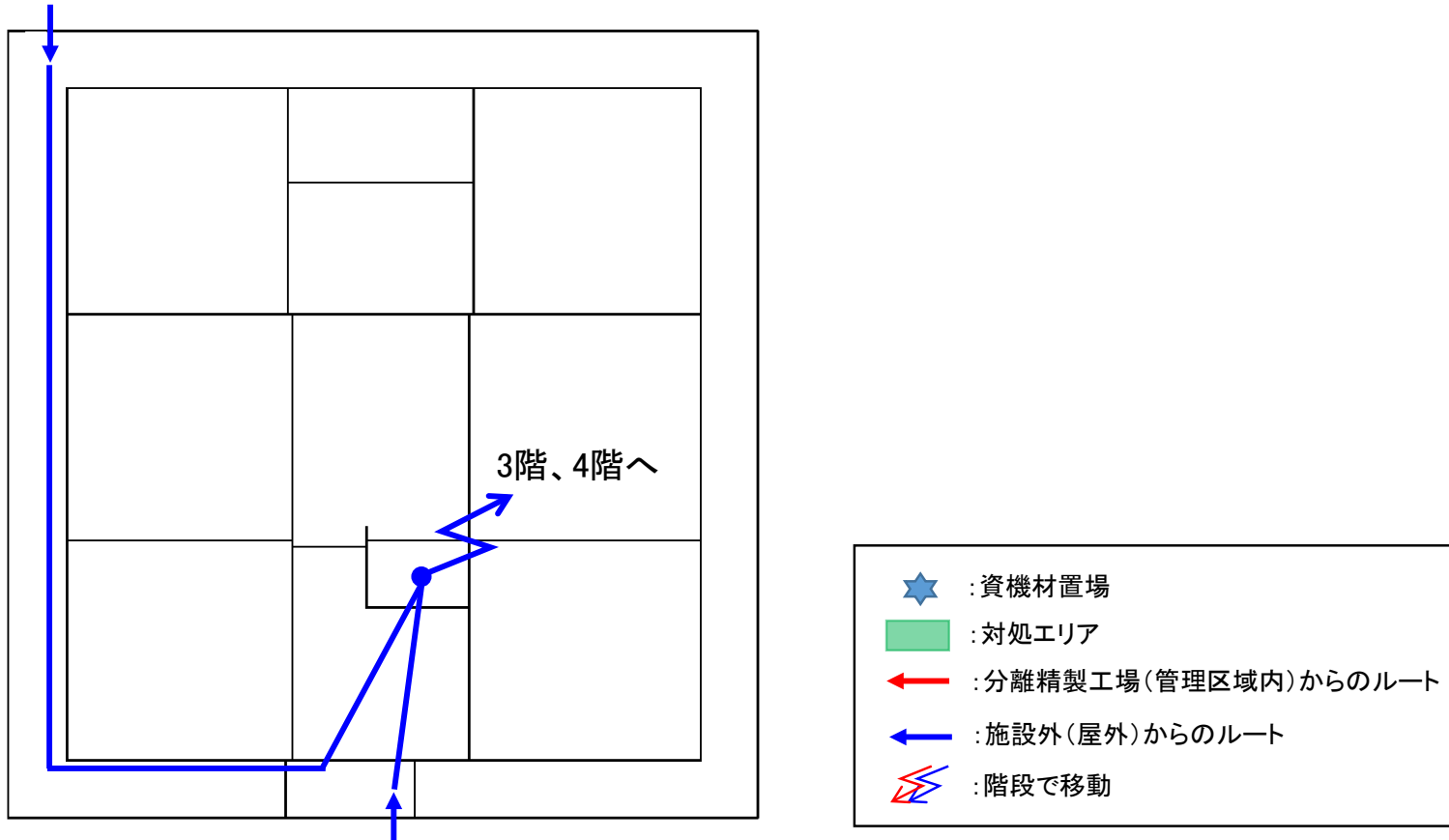
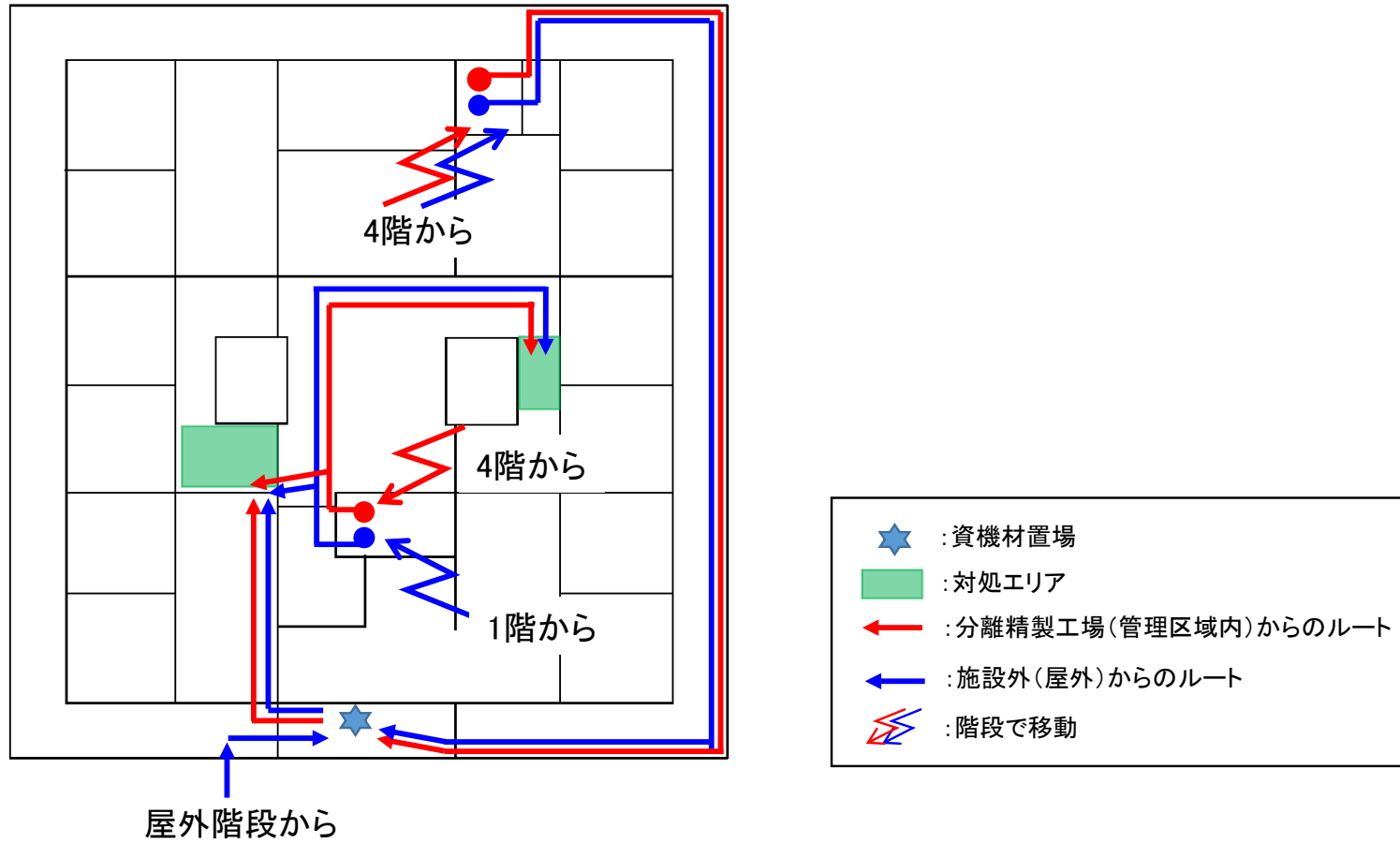


図 3-3-4-2 建家内のアクセスルート (1/4)

# 高放射性廃液貯蔵場(HAW) 3階



添四別紙 1-1-13-20

図 3-3-4-2 建家内のアクセスルート (2/4)



# 高放射性廃液貯蔵場(HAW) 4階

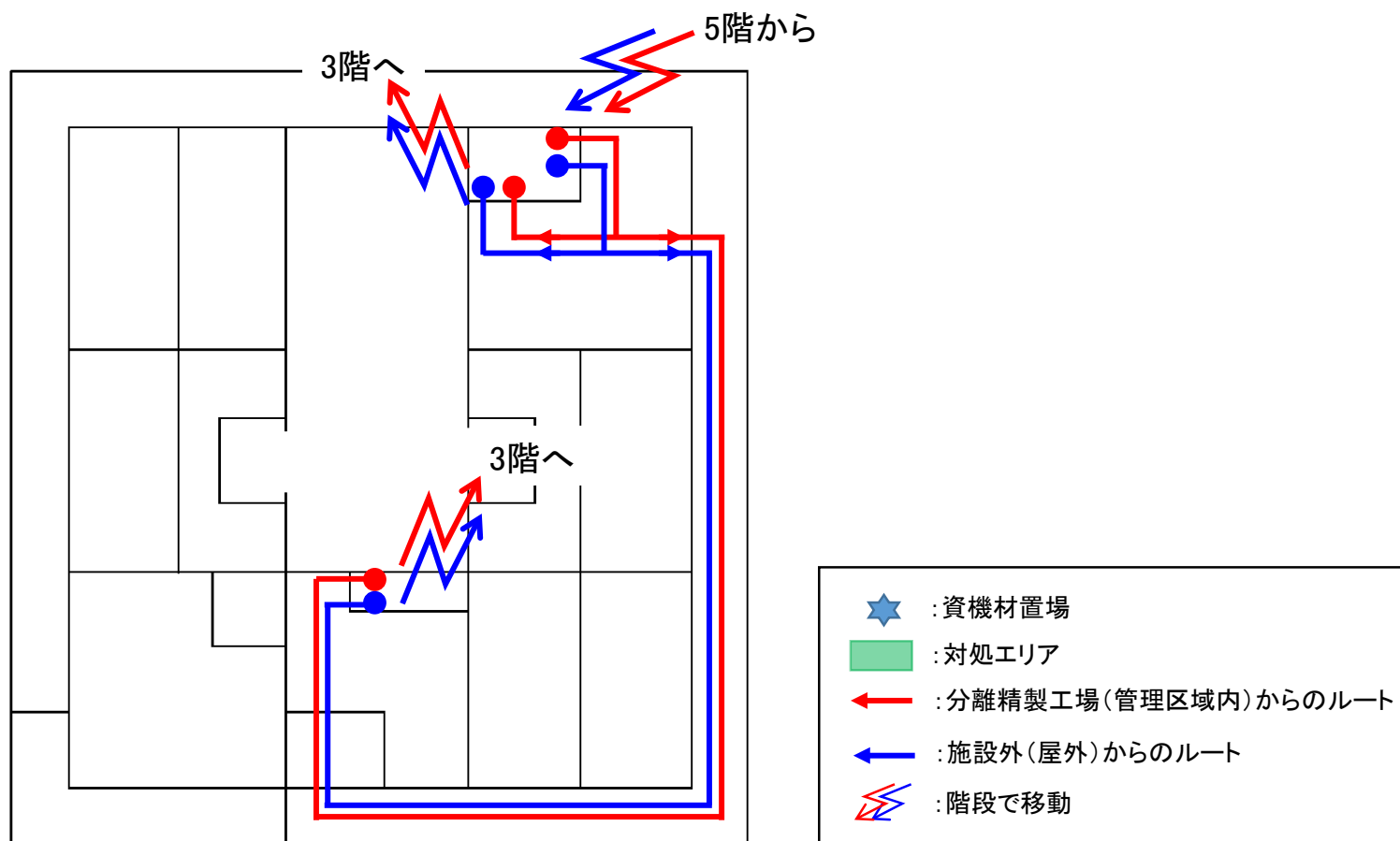


図 3-4-4-2 建家内のアクセスルート (3/4)

PN  
↑  
高放射性廃液貯蔵場(HAW) 5階/屋上

分離精製工場屋上から

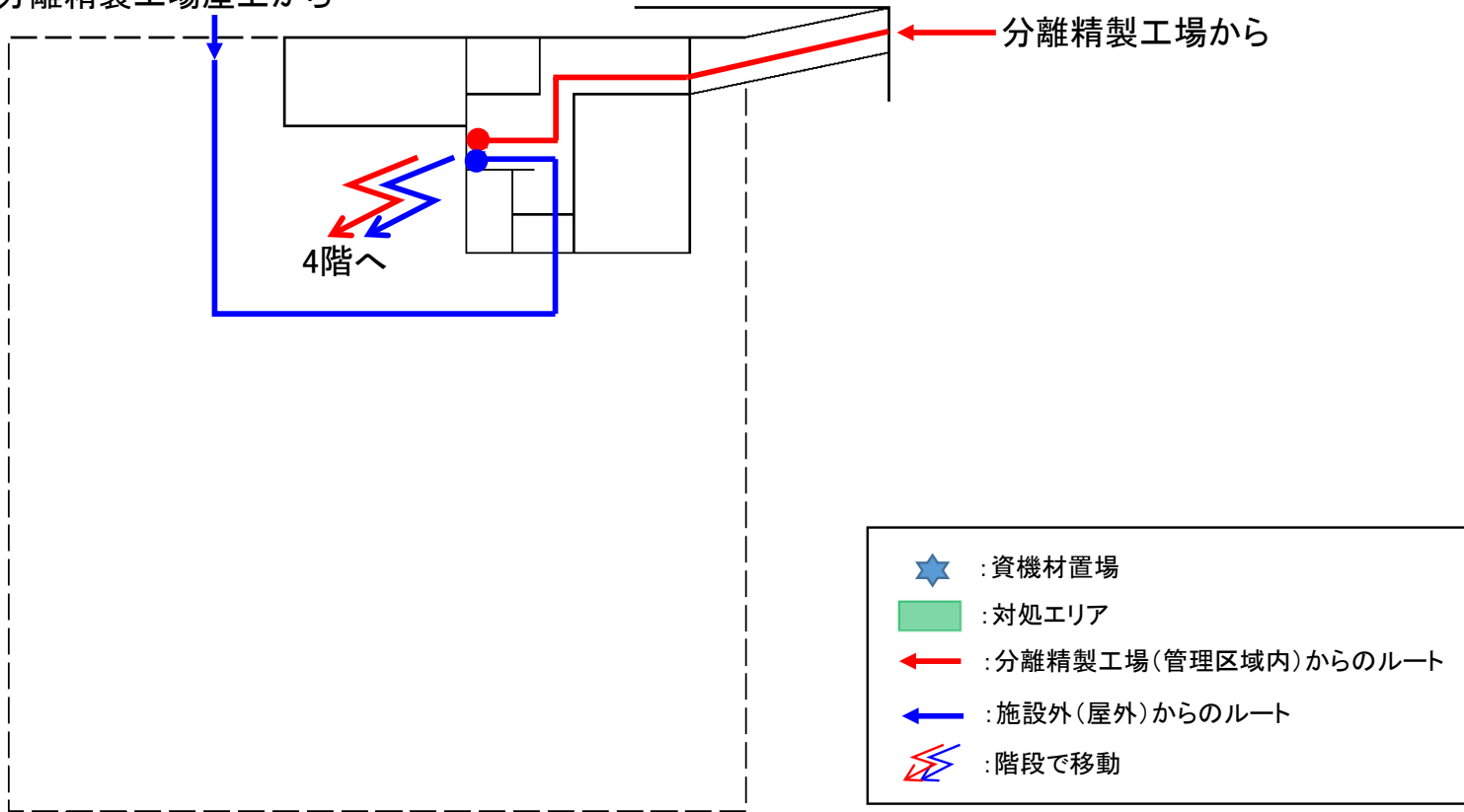


図 3-3-4-2 建家内のアクセスルート (4/4)

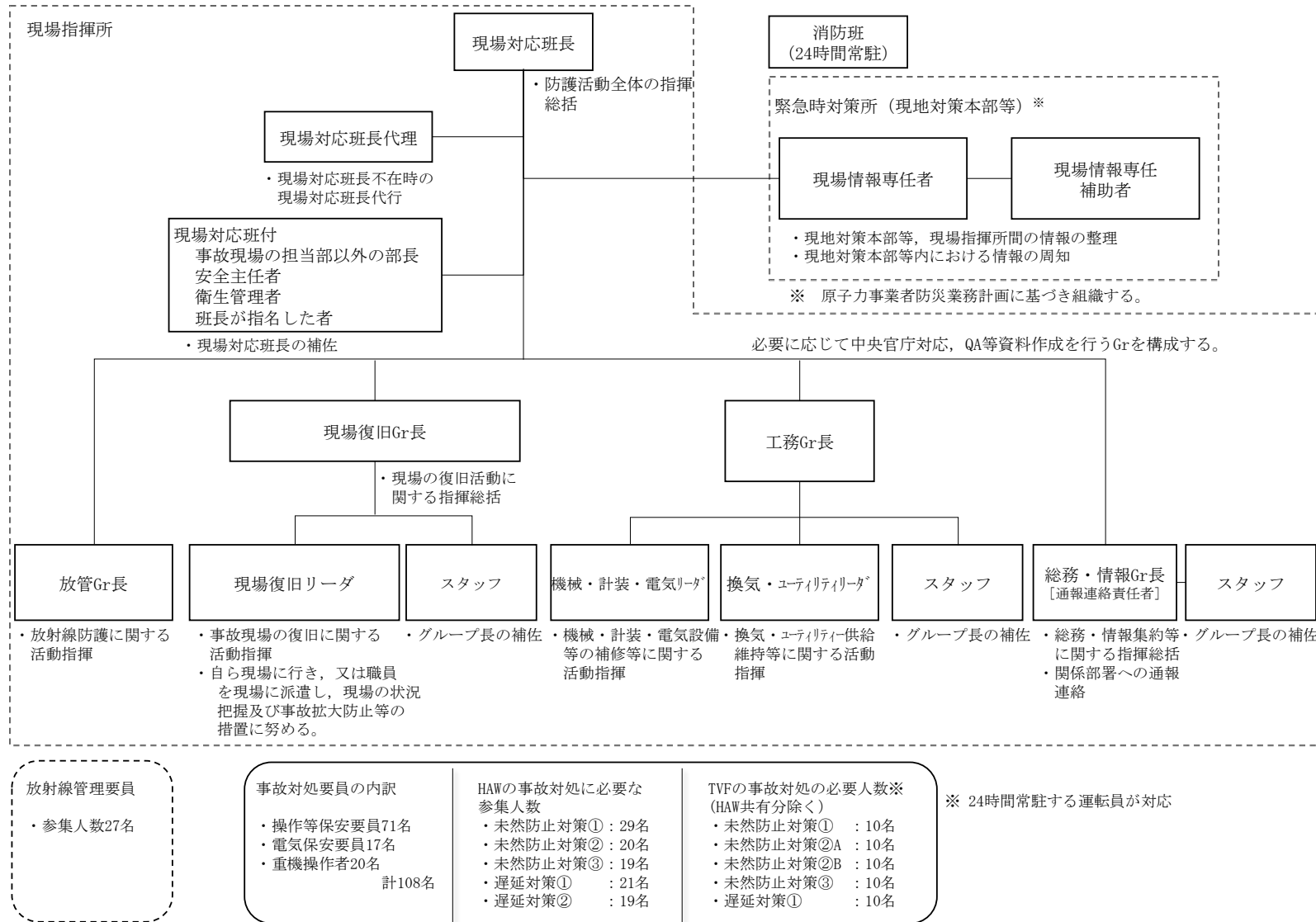


図 3-5-1 事故対処の体制図 (現場対応班)

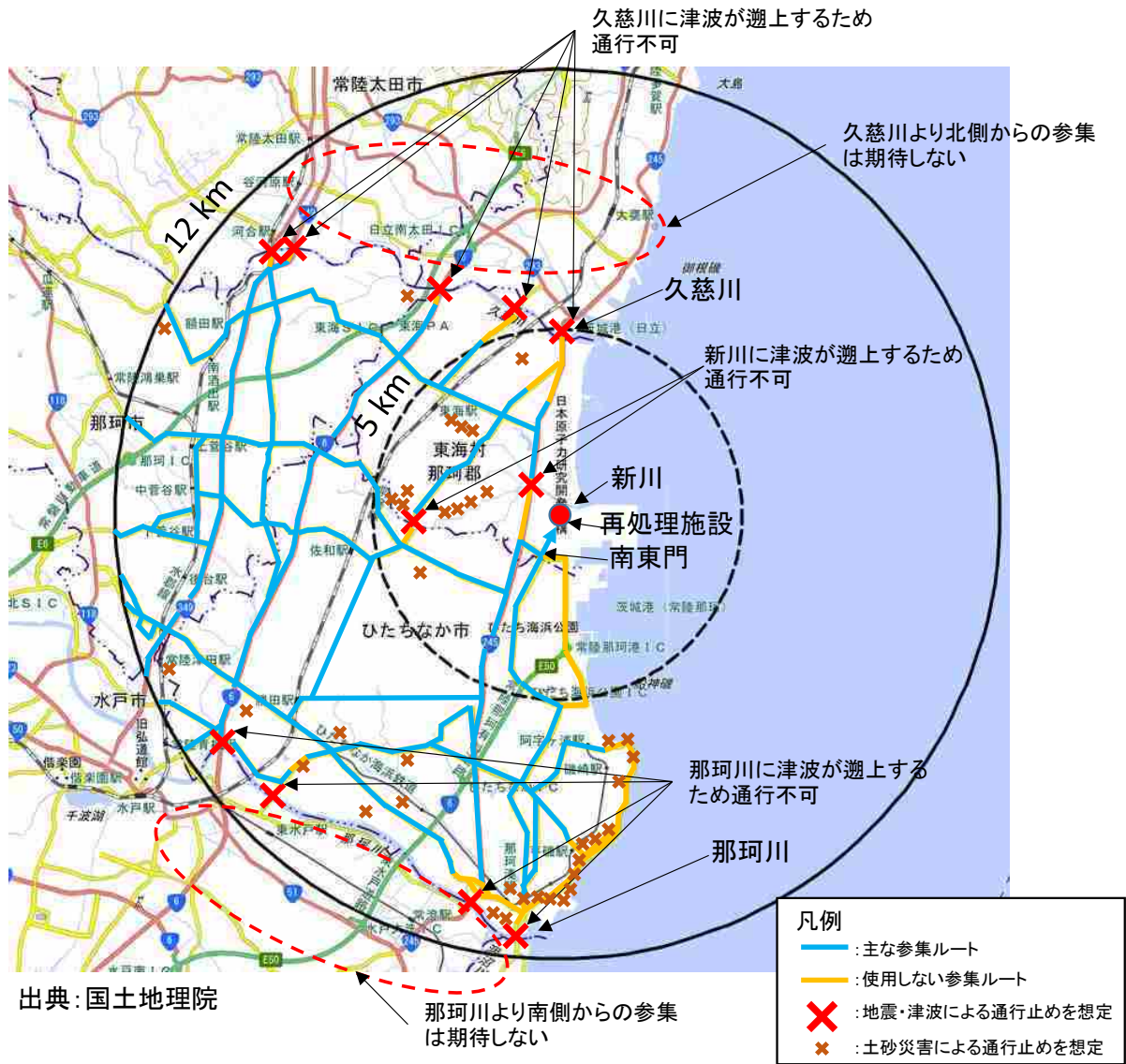
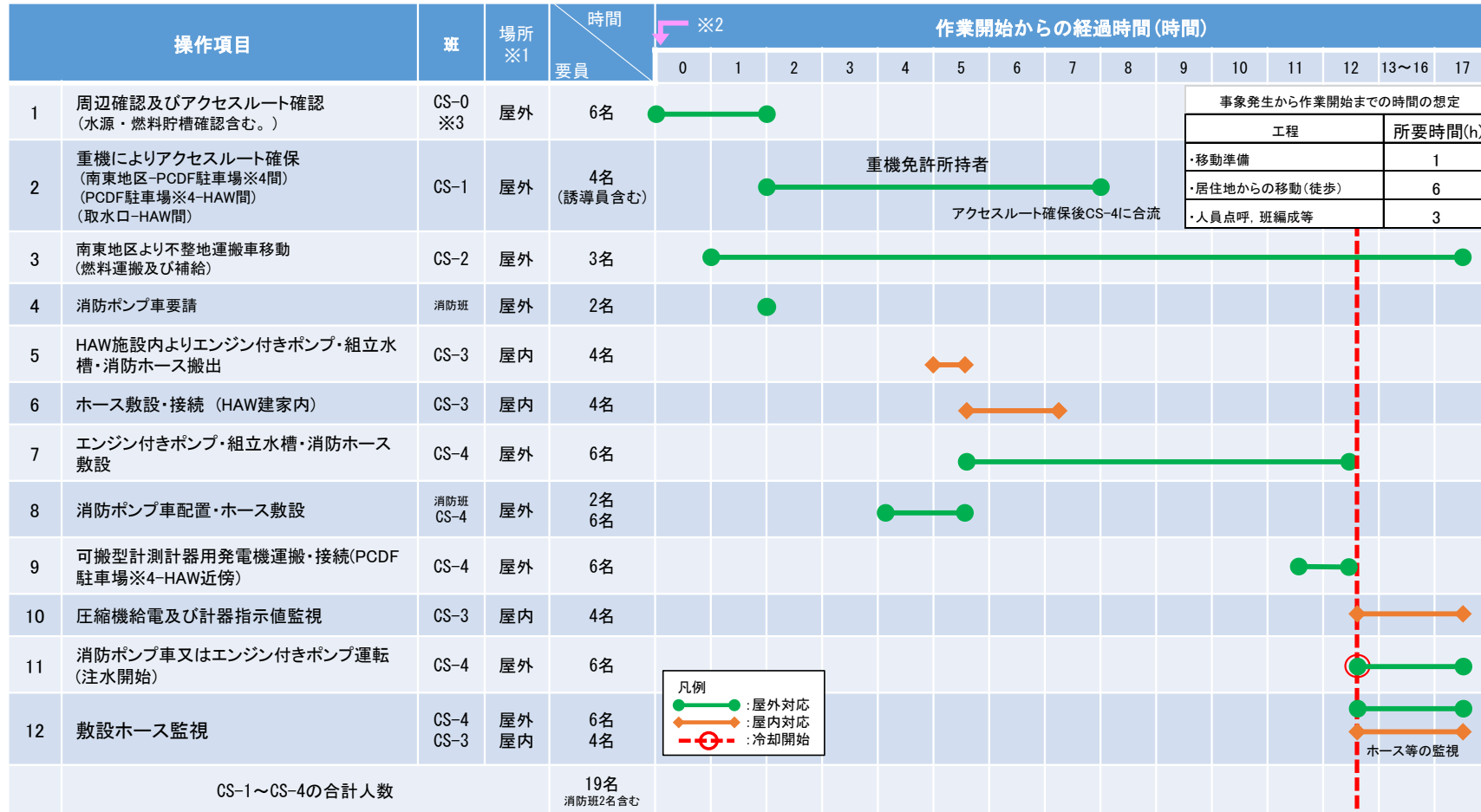


図 4-1-1-1 再処理施設から 12 km 圏内の参集ルート

表 3-2-1 遅延対策②：エンジン付きポンプ等による直接注水（タイムチャート）



HAW貯槽への注水開始  
(準備時間: 12時間30分)

※1 制御室における復旧活動はない。  
 ※2 事象発生後, 約10時間後を想定  
 ※3 CS-1, CS-4より各3名  
 ※4 PCDF駐車場: フルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場

表 3-3-1-1 遅延対策②の各手順の実施に必要な人数及びスキル

スキル	遅延対策② の必要人数
消防ポンプ車の操作	2名
可搬型蒸気供給設備の操作	7名
重機操作	7名
その他一般作業	3名
合計	19名



表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
移動式発電機	約 210	機器仕様
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
消防ポンプ車	約 5.0	実測値
ホイールローダ	約 4.3	「定格出力 (28 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.153 L/kW-h)」より算出
油圧ショベル	約 3.4	「定格出力 (22 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.153 L/kW-h)」より算出
不整地運搬車	約 9.4	「定格出力 (70 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.134 L/kW-h)」より算出
可搬型蒸気供給設備	約 72	機器仕様
エンジン付きライト	約 0.8	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型蒸気供給設備用)	約 3.9	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型冷却設備用)	約 4.8	「定格出力 (33 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.145 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

表 3-3-2-2 遅延対策②における燃料の必要量

【遅延対策②】

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
燃料の 運搬	不整地運搬車	0.0094	11 (計算値)	1	0.11
蒸気用 給水の 供給	消防ポンプ車	0.005	1.7  (168 m <sup>3</sup> /h送水流量で注水量270 m <sup>3</sup> を注水する時間)	1	0.01
水の 供給	エンジン付きポンプ	0.0014	1.7  (168 m <sup>3</sup> /h送水流量で注水量270 m <sup>3</sup> を注水する時間)	2	0.01
アクセス ルートの 確保	ホイールローダ	0.0043	6  (訓練実績を反映したタイムチャート設定時間)	1	0.03
	不整地運搬車	0.0094	6  (訓練実績を反映したタイムチャート設定時間)	1	0.06
	油圧ショベル	0.0034	6  (訓練実績を反映したタイムチャート設定時間)	1	0.03
	津波によるウェットサイトを想定した場合のがれき撤去などの作業時間は不確実性が大きいとため 1 m <sup>3</sup> に設定 (訓練実績を反映したタイムチャート設定時間での上記3台の重機の合計必要量は0.12 m <sup>3</sup> 程度)				1
作業 用の	エンジン付きライト	0.0008	84  (夜間での使用(12時間/日×7日))	7	0.48
通信 機器 の 充電	通信機器の充電用発電機	0.0017	168  (7日間の使用を想定)	1	0.29
計測 系の 監視 機器 の 充	可搬型発電機(可搬型コンプレッサー用)	0.0017	168  (7日間の使用を想定)	1	0.29
	可搬型発電機(可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168  (7日間の使用を想定)	1	0.29
計					3

表 3-3-3-1 遅延対策② において使用する主な可搬型設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	所内	1	最大積載本数：9本
2	消防ポンプ車	消防車庫	>T.P. +15 m	1	圧力：>0.187 MPa 揚程：>18.7 m 流量：>200 L/min
3	エンジン付きポンプ	HAW建家内	HAW外廻り	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m
4	エンジン付きポンプ	PCDF駐車場※1	PCDF駐車場※1	1	流量：14.4 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約25 m (HAW屋上EL約18.7 m)
5	組立水槽	HAW建家内	HAW外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
6	組立水槽	PCDF駐車場※1	PCDF駐車場※1	1	
7	消防ホース (屋外用)	PCDF駐車場※1	所内水源～HAW屋上 (最長1240 m)	62	65A 20 m
8	消防ホース (屋内用)	HAW建家内	HAW建家内	2	65A 20 m (約40 m)
9	二又分岐管	HAW建家内	HAW建家内	1	入口側：差込式消火栓弁 (65A) ×1個 出口側：25Aホース用弁×2個 耐圧ホース (クイックカップ付) ×2本

※1 PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場

表 3-3-3-2 遅延対策② において使用する主な可搬型設備（重機、通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	ホイールローダ	PCDF駐車場※1	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (29.9 PS) 標準バケット容量：0.09 m <sup>3</sup>
2	油圧ショベル	PCDF駐車場※1	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (30 PS) 標準バケット容量：0.4 m <sup>3</sup>
3	エンジン付きライト	PCDF駐車場※1	所内	7	ランプ電力 1000 W
4	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	PCDF駐車場※1 南東地区	所内	1	約3 kVA
5	MCA 携帯型無線機	PCDF駐車場※1 南東地区	所内	1	送信出力：2 W
6	衛星電話	PCDF駐車場※1 南東地区	所内	1	—
7	簡易無線機	PCDF駐車場※1 南東地区	所内	16	送信出力：5 W

※1 PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場

表 3-3-3-3 遅延対策② において使用する主な可搬型設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備 (272V31～272V35, 272V37, 272V38)	HAW建家内	HAW建家内	12	V31～V35は各貯槽2個使用 V37, V38は各貯槽1個使用
2	可搬型液位測定設備 (272V31～272V36)	HAW建家内	HAW建家内	6	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (272V37, 272V38)	HAW建家内	HAW建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型密度測定設備 (272V31～272V35)	HAW建家内	HAW建家内	5	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (272V37, 272V38)	HAW建家内	HAW建家内	2	各貯槽1個使用
6	計装設備用可搬型発電機	HAW建家内	HAW建家内	1	計装設備用可搬型圧縮空気設備, ペーパーレスレコーダー及び ノートPCに給電
7	計装設備用可搬型圧縮空気設備	HAW建家内	HAW建家内	1	液位及び密度の測定に使用
8	ペーパーレスレコーダー (データ収集装置)	HAW建家内	HAW建家内	1	可搬型計装設備の伝送器からの 信号の受信
9	ノートPC	HAW建家内	HAW建家内	1	データ収集装置間のデータ表示及び データ保存に使用

表 3-3-3-4 遅延対策② において使用する主な可搬型設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンプラ	HAW建家内	HAW建家内	1	測定対象核種： $^3\text{H}$ , $^{14}\text{C}$
2	可搬型ガスモニタ	HAW建家内	HAW建家内	1	測定対象核種： $^{85}\text{Kr}$
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ	HAW建家内	HAW建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , $^{131}\text{I}$ , $^{129}\text{I}$
4	放射線管理設備用可搬型発電機	HAW建家内	HAW建家内	1	出力 100 V 30 A
5	可搬型トリチウムカーボンサンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $^3\text{H}$ , $^{14}\text{C}$
6	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $^{85}\text{Kr}$
7	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , $^{131}\text{I}$ , $^{129}\text{I}$
8	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

表 4-1-1-1 通行止めを想定する領域等

領域等	備考
設計津波・L2 津波の浸水域	茨城県津波ハザードマップ（H24年）等から設定
土砂災害警戒区域（急傾斜地）	茨城県土砂災害ハザードマップ（H29年）から設定（土石流・地すべりの影響はない。）
久慈川，那珂川及び新川を渡河する橋	保守的に地震・津波による通行止めを想定

表 4-1-1-2 再処理施設から 12 km 圏内の居住者が有するスキル

スキル	12 km 圏内の居住者数	遅延対策②の必要人数
消防ポンプ車の操作	6 名	2 名
可搬型蒸気供給設備の操作	29 名	7 名
重機操作	20 名	7 名
その他一般作業	53 名	5 名
合計	108 名	21 名

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  
未然防止対策①の有効性について



## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（未然防止対策①）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対処要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ①水の必要量
      - ②燃料の必要量
    - 3.3.3 使用する事故対処設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対処要員の確保
  - 4.2 必要な資源の確保
    - 4.2.1 水及び燃料の保管量
    - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
  - 4.3 事故対処設備の健全性
    - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
    - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
  - 4.4 対策の実施までに要する時間
    - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
      - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

- ②対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
  - 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順
    - ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定
    - ②その他の監視測定
  - 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果
- 5. 有効性評価の結果

## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し<sup>※1</sup>、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

未然防止対策①については、事故対処要員の確保<sup>※2</sup>、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により外部支援に期待しない期間（7日間）、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認することで、その有効性を評価する。

※1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員

※2 ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。

## 2. 事故の想定

起因事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の受入槽(G11V10)、回収液槽(G11V20)、濃縮液槽(G12V12)、濃縮液供給槽(G12V14)及び濃縮器(G12E10)である(「添四別紙1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照)。これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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、今後ガラス固化技術開発施設(TVF)で受入れ

る最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽（272V35）の値を用いて有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙 1-1-27 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高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、濃縮された廃液を保有する濃縮液槽（G12V12）及び濃縮液供給槽（G12V14）の 56 時間とする。また、濃縮器の運転中、濃縮器内の高放射性廃液は沸騰状態で、施設内水源を注水する停止操作を行い、その後状況に応じて遅延対策を進めることで、沸騰到達時間は 56 時間以上となる。

### 3. 対策（未然防止対策①）

#### 3.1 対策概要

ガラス固化技術開発施設（TVF）の高放射性廃液を内包する受入槽等は、通常時には、ガラス固化技術開発施設（TVF）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、高放射性廃液の崩壊熱を除去する一次冷却系、一次冷却系を冷却する二次冷却系及び二次冷却系に移行した熱を大気中へ逃がす建家屋上の密閉式冷却塔等から構成される。

未然防止対策①では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、移動式発電機により恒設の冷却設備へ給電を行い、事象発生から沸騰に至る評価時間（56時間）までの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。また、二次冷却系の冷却は、建家屋上の密閉式冷却塔（以下「冷却塔」という。）により行うものであり、エンジン付きポンプ等により、屋上の冷却塔の運転に伴い消費される水を補給して冷却機能を維持する。対策に必要な資源である水は可搬型貯水設備からの給水系統を確保して給水し、燃料は地下式貯油槽から運搬して必要な設備へ給油する。さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上がれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬を行う。未然防止対策①の対策概要図を図3-1-1に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

未然防止対策①の構成を明確化し、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、未然防止対策①に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、未然防止対策①の具体的内容を示す。

##### イ. 移動式発電機の運転の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、移動式発電機の運転に必要な燃料及び冷却塔への補給水等の未然防止対策①に必要な資源、設備及び要員が確保されている場合は、移動式発電機の運転の実施を判断し、以下のロ.及びハ.に移行する。

##### ロ. 移動式発電機の運転準備

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（PCDF）管理棟駐車場に設置されている接続端子盤に接続する。

#### ハ. 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、二次冷却水ポンプ及び一次冷却水ポンプの系統構成を行う。

冷却塔への給水のため、エンジン付きポンプ、組立水槽及びホースにより、冷却塔に給水する経路を構築する。

#### ニ. 可搬型計装設備の準備

受入槽等の廃液の温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の計装設備へ可搬型温度計測設備を接続し温度測定を可能とする系統を構築する。廃液の温度測定対象設備は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器である。

#### ホ. 移動式発電機の運転の実施判断

ロ. 移動式発電機の運転準備及びハ. 冷却水系の系統構成の構築が完了後、移動式発電機の運転の実施を判断し、以下のヘ.に移行する。

#### ヘ. 移動式発電機の運転及び冷却塔への給水の実施

移動式発電機の運転を行い、給電を開始する。また、冷却塔への給水を開始する。

#### ト. 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

受入槽等に保有する高放射性廃液が未沸騰状態（廃液温度 102℃未満）で安定していることを確認し、未然防止対策①の実施により崩壊熱除去機能が維持されていると判断する。

#### チ. 監視測定

未然防止対策①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、受入槽等の高放射性廃液の温度である。対策実施後に高放射性廃液の温度を測定することで、崩壊熱除去機能が維持されているか監視する。

上記に基づき未然防止対策①に係る訓練を実施し、タイムチャートの妥当性を検証し、その結果を反映したタイムチャートを表 3-2-1 に示す。未然防止対策①実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例を図 3-2-1 に示す。

なお、可搬型貯水設備等の配備前においては、タイムチャート中の可搬型貯水設備からの給

水に要する時間及び地下式貯油槽からの給油に要する時間は、ガラス固化技術開発施設 (TVF) から最も遠い水を保管する既設設備及び燃料を保管する既設施設を利用する場合の時間により確認した。

### 3.3 要員, 資源, 設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対処要員

未然防止対策①の各手順の実施に必要な要員数は、タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果、未然防止対策①の実施に必要な事故対処要員数は10名（高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共用の移動式発電機等の操作に必要な要員29名を除く。）であった。

なお、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設 (TVF) には運転員10名が24時間常駐し、必要な人数及びスキルを満たすことから、この要員で事故対処を実施する。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

未然防止対策①において使用する水は、建家屋上の冷却塔への補給水である。冷却塔への補給水量は、1時間当たりの消費水量に運転時間を乗じて算出した。

1時間当たりの消費水量は計算値（約1.1 m<sup>3</sup>/h）を用いた。運転時間は外部支援を期待しない期間である7日間（168 h）とした。

$$1.1 \text{ m}^3/\text{h} \times 168 \text{ h} = 185 \text{ m}^3$$

これより、未然防止対策①における水の必要量は185 m<sup>3</sup>である。

##### ②燃料の必要量

未然防止対策①において使用する燃料は、主に移動式発電機の燃料であるが、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共有することから、ガラス固化技術開発施設 (TVF) で個別に使用するエンジン付きポンプ等について算出した。

燃費については、実測値又は機器仕様から求め、実測値及び機器仕様が無いものについては、定格出力と燃料消費量の積により算出した。各設備の燃費を表3-3-2-1に示す。

水の供給用又は冷却用設備、通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援に期待しない期

間である7日間とした。

これらを積算した結果、未然防止対策①における燃料の必要量は2 m<sup>3</sup>である(表 3-3-2-2 参照)。

### 3.3.3 使用する事故対処設備

未然防止対策①において使用する主な恒設の事故対処設備は、冷却塔、冷却ポンプ等である。主な恒設の事故対処設備を表 3-3-3-1 に示す。移動式発電機の給電容量 1000 kVA に対して供給負荷の総容量は約 260 kVA であり十分に下回っている。負荷容量の内訳を表 3-3-3-2 に示す。

未然防止対策①において使用する主な可搬型事故対処設備は、移動式発電機、エンジン付きポンプ等であるが、高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共有することから、ガラス固化技術開発施設(TVF)で個別に使用する主な可搬型事故対処設備を表 3-3-3-3～表 3-3-3-6 に示す。給水設備及び給電設備の主な事故対処に必要な設備について、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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

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認する。また、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認する。

建家内のアクセスルートを図 3-3-4-1 に示す。

### 3.3.5 通信連絡

想定される事故等が発生した際に、未然防止対策①の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。



### 3.4 監視測定

#### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

##### ①測定対象パラメータ

未然防止対策①は、恒設の冷却設備により高放射性廃液を冷却する対策であることから、高放射性廃液を沸点未満に維持できていることを確認するため、未然防止対策①の成否判断をする上で情報を把握するために必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

##### <測定対象パラメータ>

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、受入槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

##### ②監視測定の方法

可搬型の計測機器による計測方法の概要を以下に示す。また、計測手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。

###### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備がある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器やパージメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。未然防止対策①では、これらのうち、温度計測設備による測定を行う。

## b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

### (a) 測定対象

- ・ 受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・ 回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・ 濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・ 濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・ 濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

### (b) 測定方法

温度の測定は既設熱電対を用い、既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお、既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、予備の系統にて測定を行う。

## 3.4.2 その他の監視測定

### ①測定対象パラメータ

受入槽等からのオフガスのモニタリングを実施する。

### ②監視測定の方法

可搬型モニタリング設備により受入槽等からのオフガスをサンプリングし、監視する。その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。

## 3.5 事故時の体制と支援

事故対応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応を実施し得る体制を整備する。

事故対応は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行う。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担、責任者等を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対応を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) 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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対処を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織、現場対応班が事故対処に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。

## 4. 有効性評価

### 4.1 事故対処要員の確保

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の未然防止対策①に必要な事故対処要員は 10 名であり (高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共用する要員 29 名を除く。), ガラス固化処理運転中においては, ガラス固化技術開発施設 (TVF) には運転員 10 名が 24 時間常駐するため, この要員で事故対処を実施する。なお, 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共用する事故対処要員の招集については, 起因事象の発生から対策開始までの時間は, 参集移動の準備, 居住地からの移動 (徒歩) 及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮して 10 時間を想定する (「添四別紙 1-1-2 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の未然防止対策①の有効性について」 4.1.2 参照)。

### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が, 未然防止対策①における 7 日間 (外部支援に期待しない期間) の必要量を満たすことを確認する。

#### 4.2.1 水及び燃料の保管量

対策に必要な水は, 事故時に使用できるように可搬型貯水設備にて所内に 185 m<sup>3</sup> 以上 (プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場に 29 m<sup>3</sup> 以上, 南東地区に 156 m<sup>3</sup> 以上) を保管する。

また, 対策に必要な燃料は, プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場の地下式貯油槽に 2 m<sup>3</sup> 以上を保管する。

#### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水については, 対策を継続するために必要な水 185 m<sup>3</sup> に対し, プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場及び南東地区の可搬型貯水設備に計 185 m<sup>3</sup> 以上を保管することから, 7 日間 (外部支援に期待しない期間) の必要量を満たす。

燃料については, 対策を継続するために必要な燃料 2 m<sup>3</sup> に対し, プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場に地下式貯油槽に 2 m<sup>3</sup> 以上を保管することから, 7 日間 (外部支援に期待しない期間) の必要量を満たす。

これらの結果から, 水及び燃料の保管量が, 未然防止対策①における 7 日間 (外部支援に期待しない期間) の必要量を満たすことを確認した。

#### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

##### 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持されるガラス固化技術開発施設（TVF）に設置している。また、恒設の事故対処設備は、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計（「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）としている。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、ガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場及び南東地区に配備する。

また、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

##### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有するガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 対策の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は56時間であることから、事故の発生から未然防止対策①の実施完了までの時間が56時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約10時間である。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

未然防止対策①の着手から完了までに要する時間は、表3-2-1のタイムチャートから、約11時間である。

このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約21時間となる。

##### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

未然防止対策①に要する時間は合計約21時間であり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（56時間）よりも十分短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に未然防止対策①を実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認する。

##### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順

###### ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策①の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

## ②その他の監視測定

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策①の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

### 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認した。

## 5. 有効性評価の結果

未然防止対策①の有効性評価においては、事故対応要員の確保、資源の確保、設備の健全性及び所要時間の確認並びに監視測定手段の確認により、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認した。したがって、未然防止対策①による事故対応は有効であると判断する。



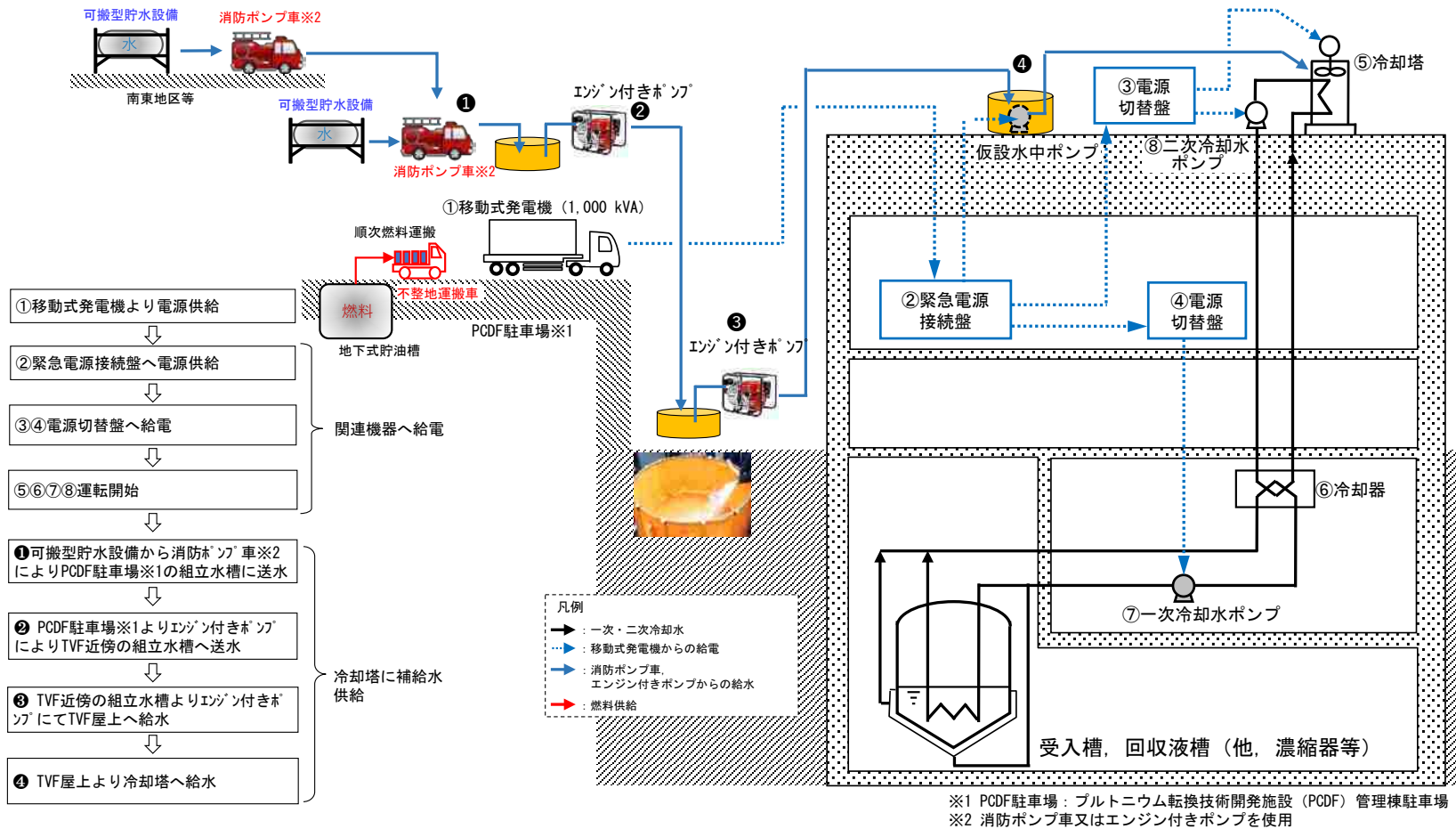


図 3-1-1 未然防止対策①：移動式発電機からの給電及び冷却塔での冷却

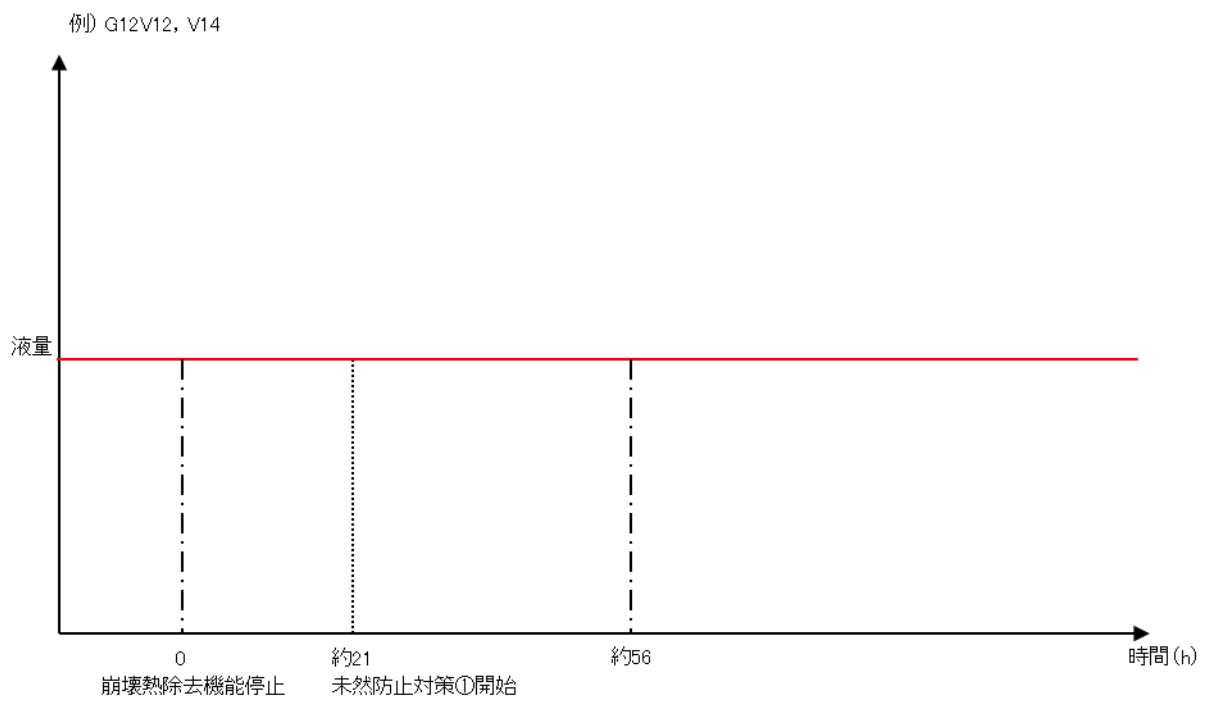
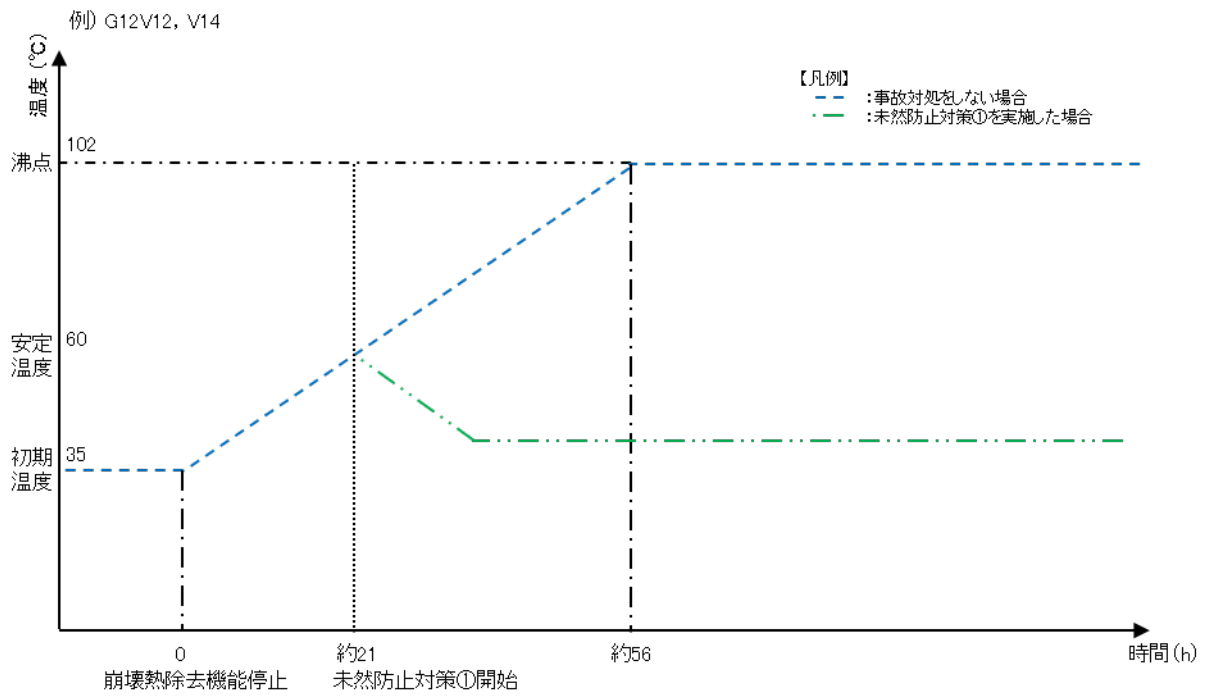


図 3-2-1 対策実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 屋上階

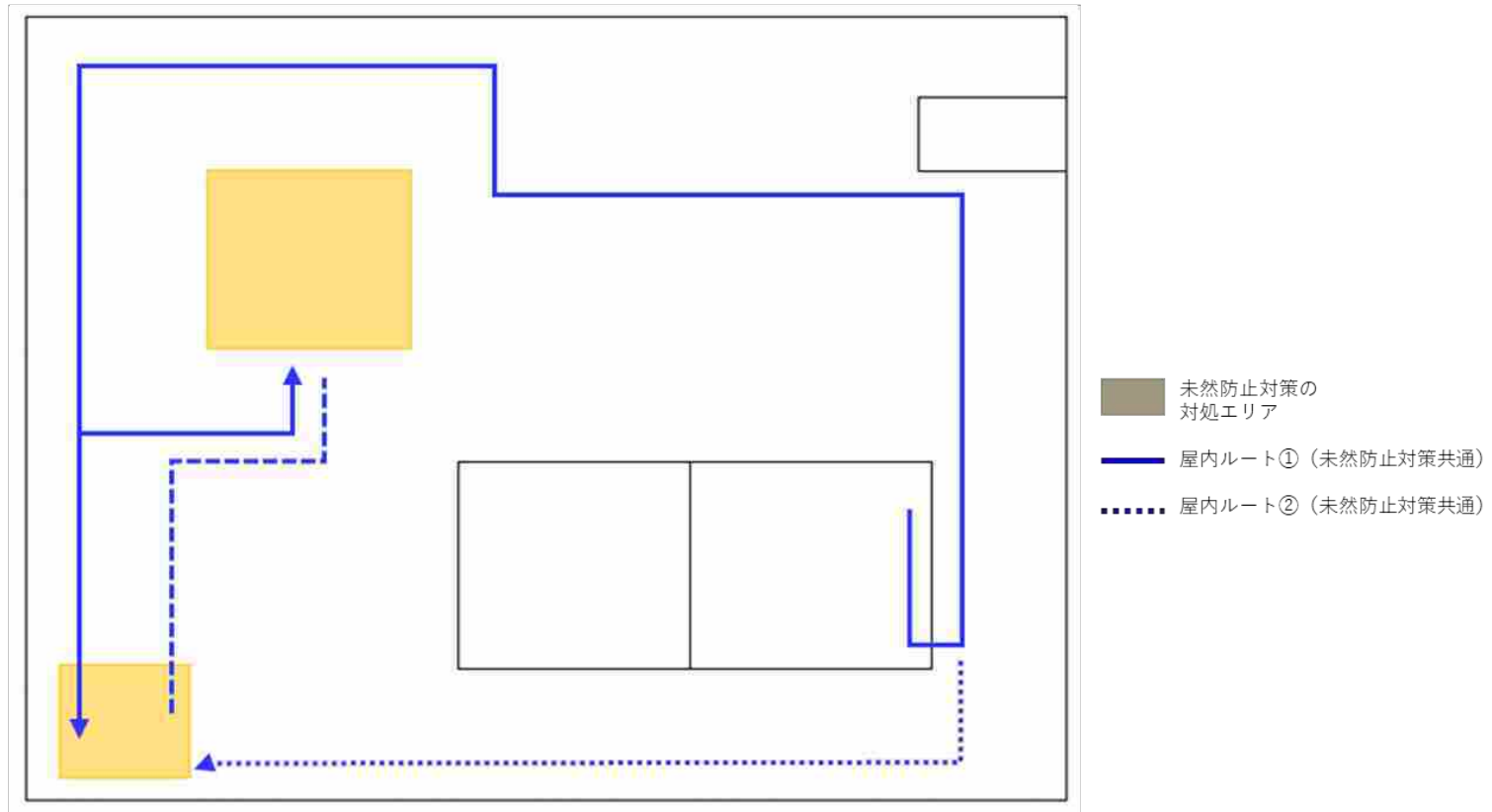


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (1/5)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 3階

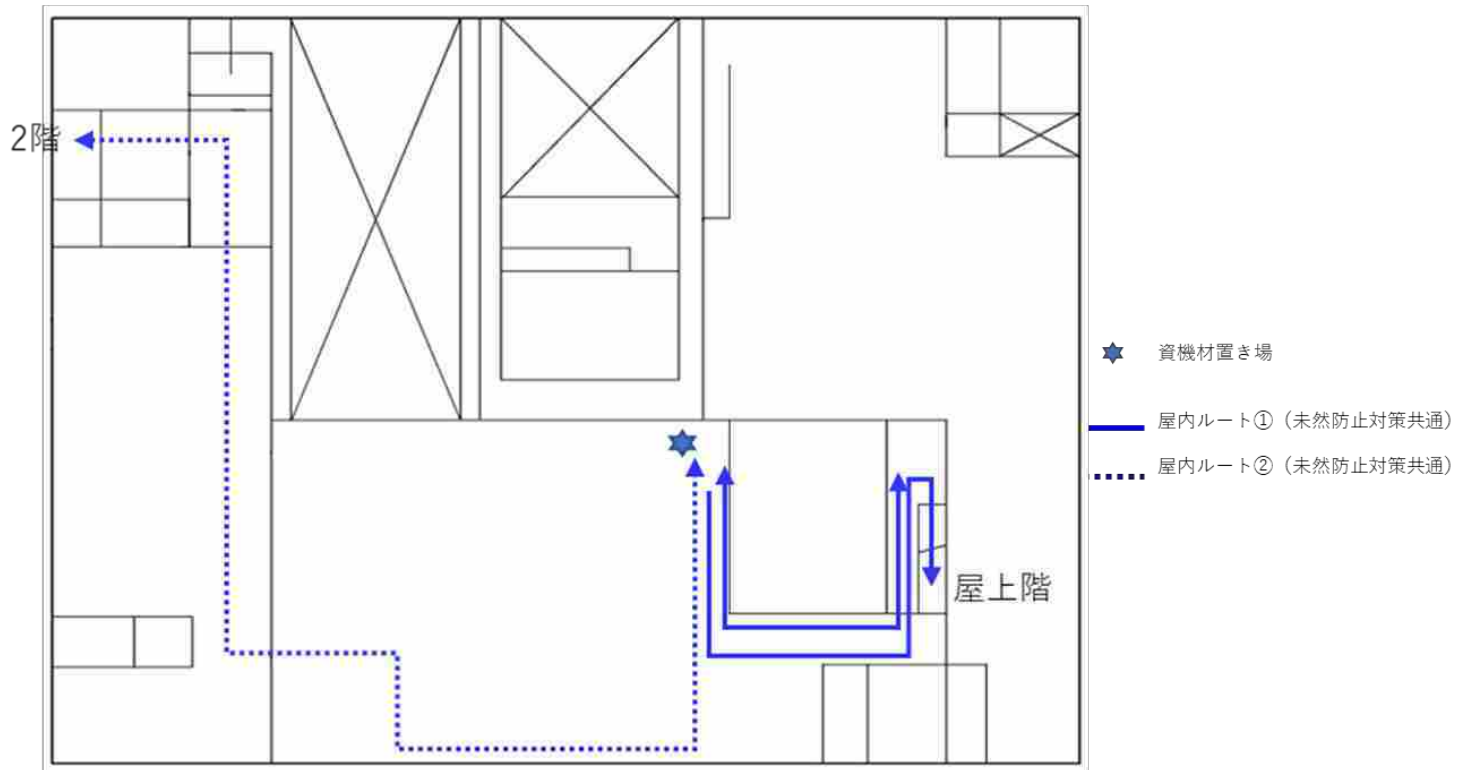


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (2/5)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 2階

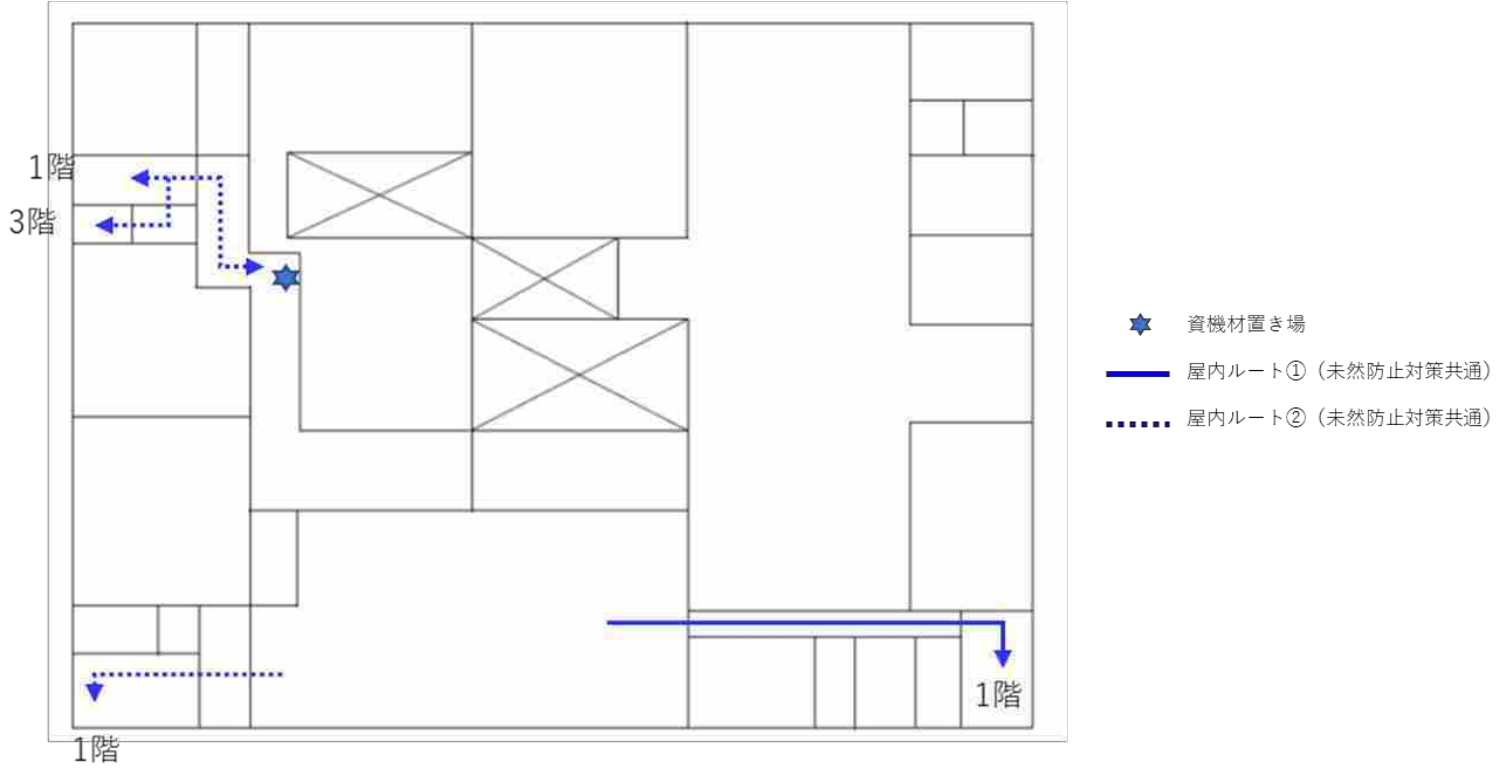


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (3/5)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 1階

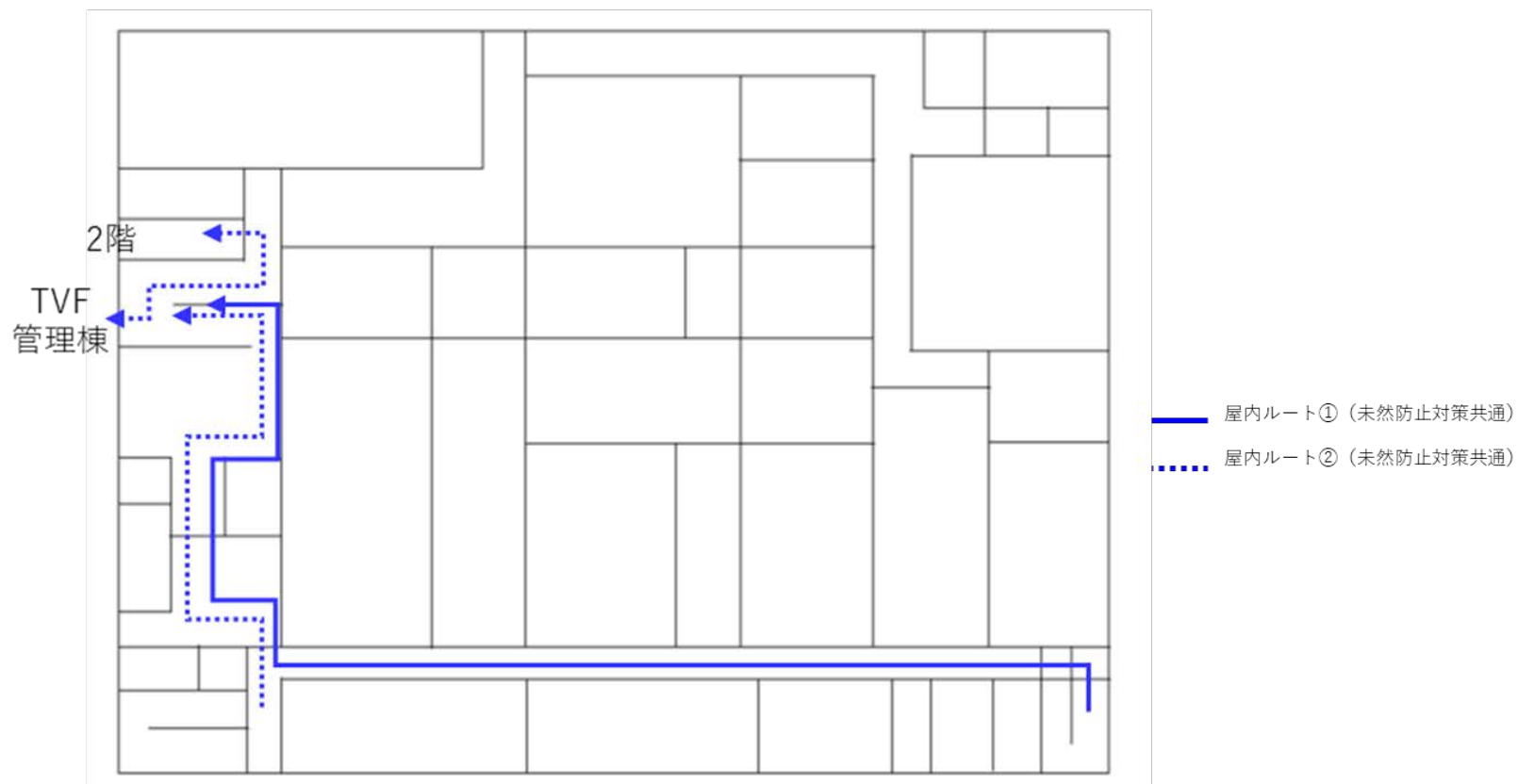


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (4/5)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下1階

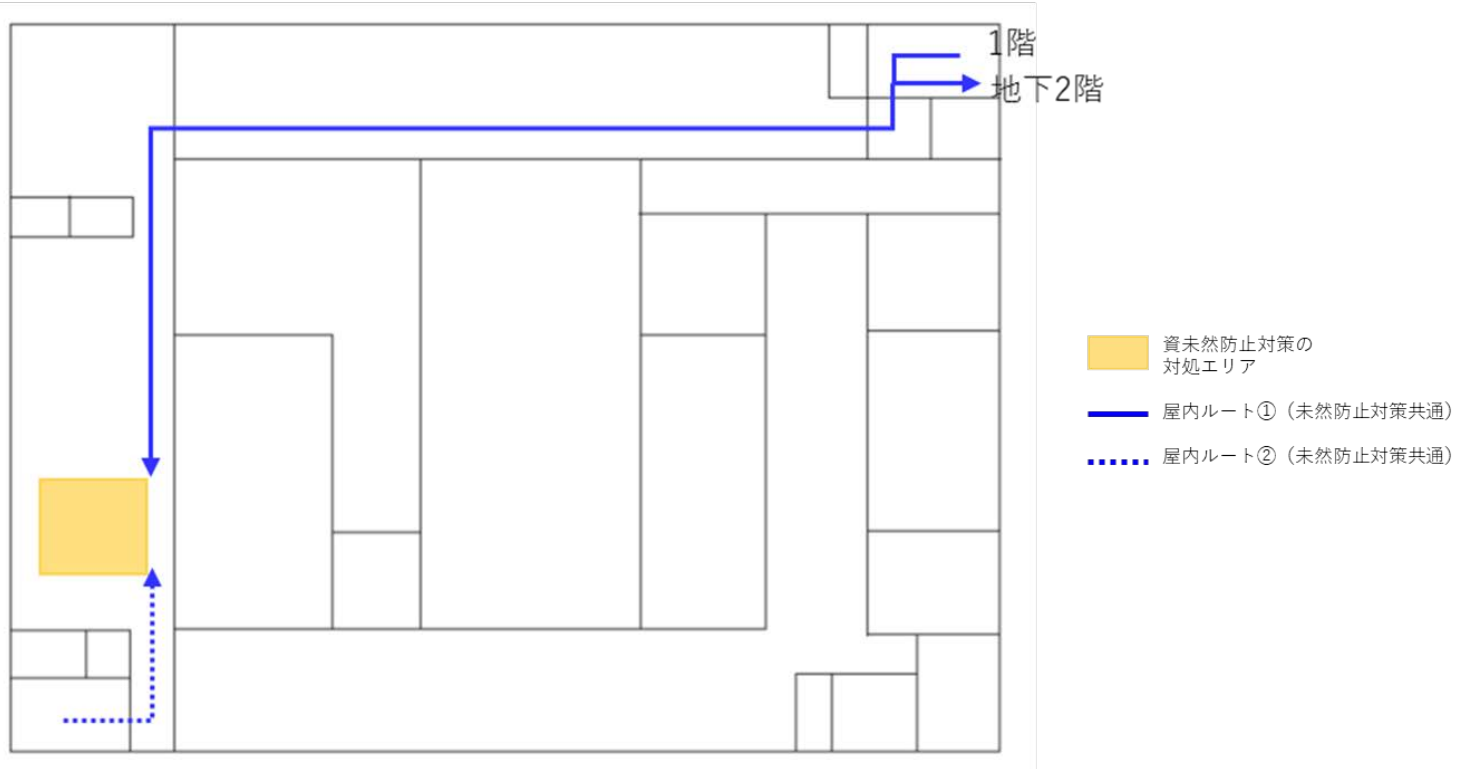


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (5/5)

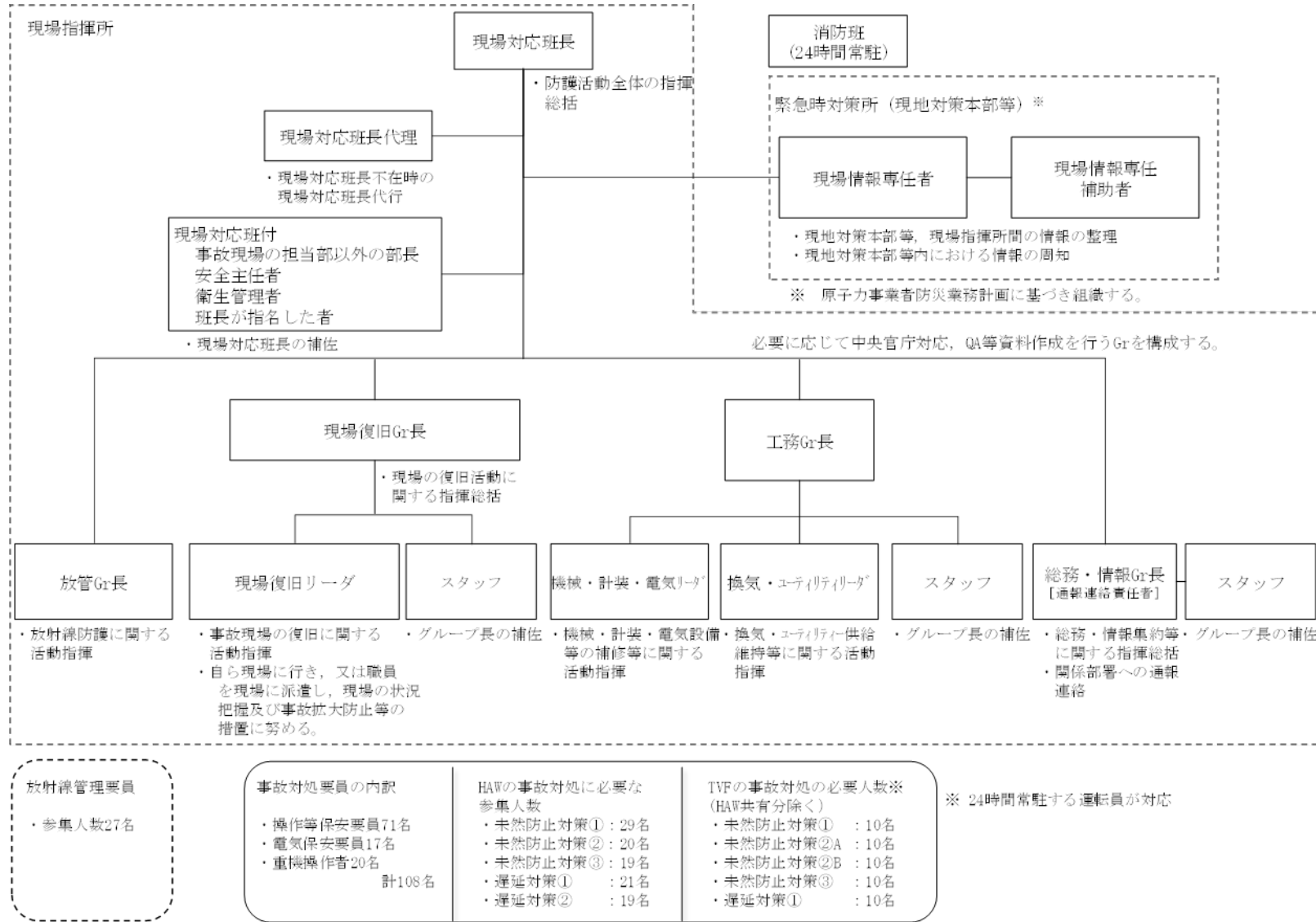
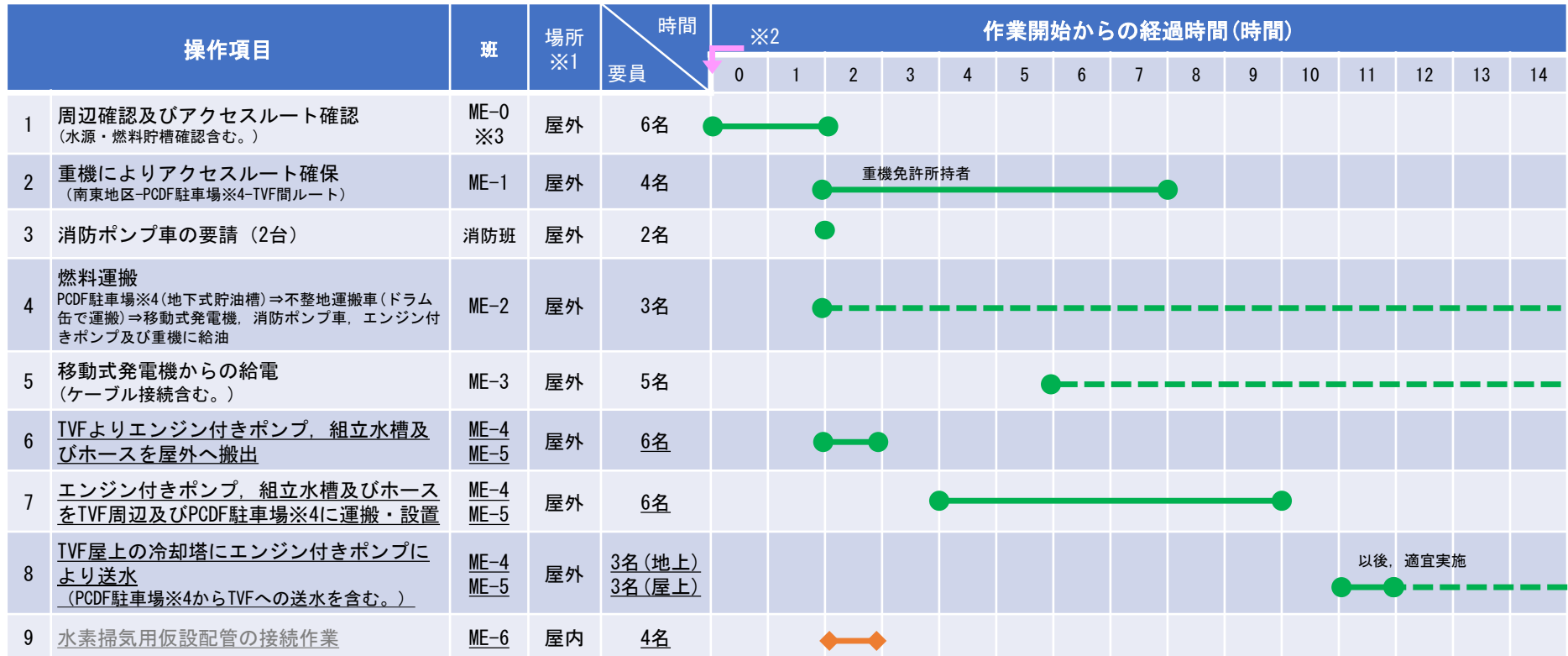


図 3-5-1 事故対応の体制図 (現場対応班)



表 3-2-1 未然防止対策①：移動式発電機からの給電及び冷却塔での冷却（タイムチャート）（1/2）



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後, 約10時間後を想定 ※3 ME-1, ME-4~6より各3名

※4 PCDF駐車場: プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

グレー文字: 水素掃気系等に係る対応 下線: TVF交替勤務者対応

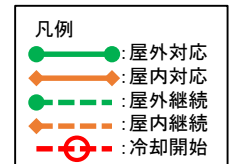
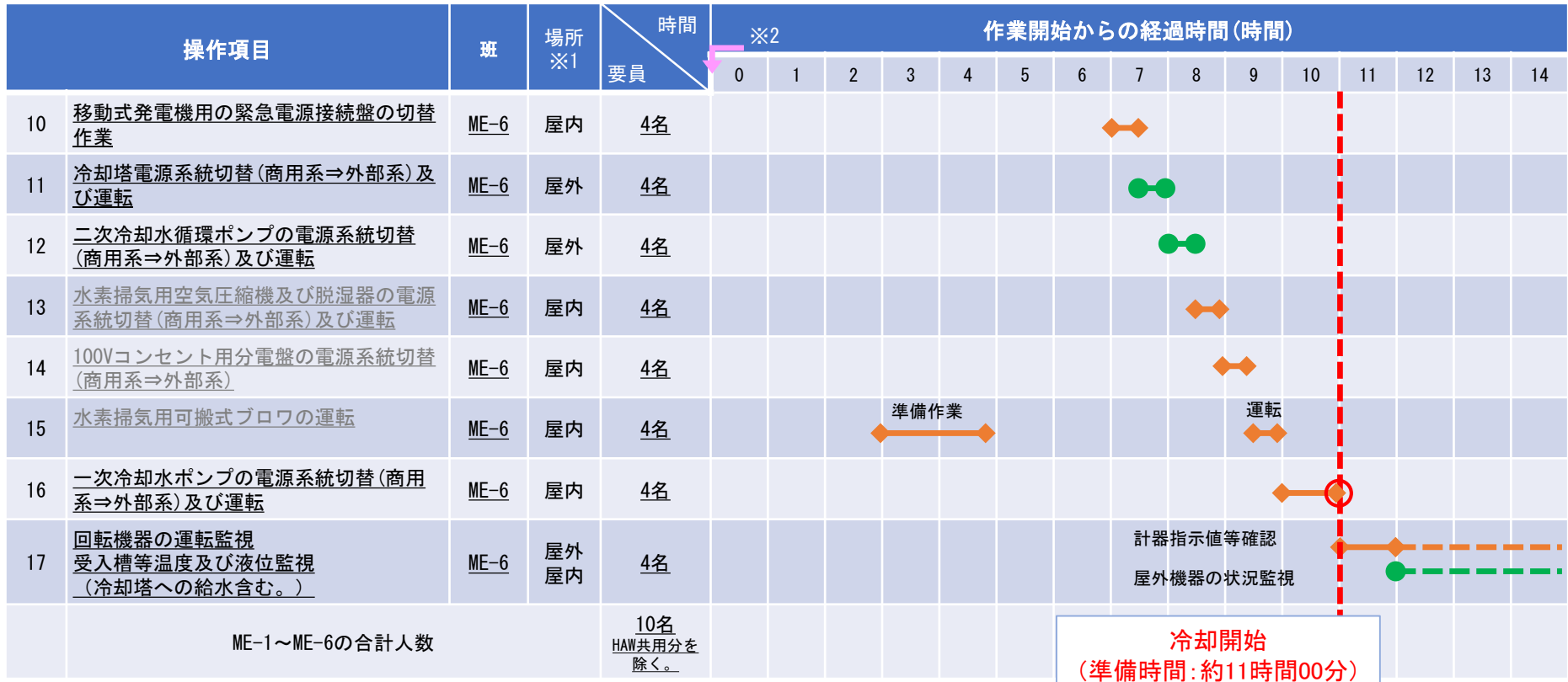


表 3-2-1 未然防止対策①：移動式発電機からの給電及び冷却塔での冷却（タイムチャート）（2/2）



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定  
 グレー文字：水素掃気系等に係る対応 下線：TVF交替勤務者対応

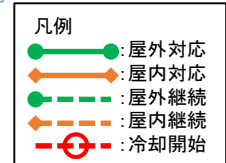


表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (可搬型蒸気供給設備用)	約 3.9	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型チラー用)	約 4.0	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型ブロワ用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

（注）高放射性廃液貯蔵場（HAW）共用分は除く。

表 3-3-2-2 未然防止対策①における燃料の必要量

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
冷却水の供給	エンジン付きポンプ	0.0014	168 (7日間)	3	0.71
通信機器の充電	可搬型発電機 (通信機器用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
計測系 監視機器の充電	可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
合計必要量					2

(注) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 共用分は除く。

表 3-3-3-1 未然防止対策①において使用する主な恒設の事故対処設備

	設備	設備場所	数量	仕様
1	冷却塔 (G83H10/20)	TVF 屋上	1	冷却能力 : $9.75 \times 10^5$ kcal/h 27 kVA
2	一次冷却水ポンプ (G83P32/42)	TVF B1F	1	流量 : 60 m <sup>3</sup> /h 14 kVA
3	二次冷却水ポンプ (G83P12/22)	TVF 屋上	1	流量 : 195 m <sup>3</sup> /h 57 kVA
4	冷却器 (G83H30/40)	TVF B1F	1	交換熱量 : $2.85 \times 10^5$ kcal/h

表 3-3-3-2 ガラス固化技術開発施設（TVF）において移動式発電機から給電する機器の負荷容量

設備名称	用途	容量 [kVA]
冷却塔	受入槽等の冷却	27
二次冷却水ポンプ	受入槽等の冷却	57
圧縮機制御盤	受入槽等の水素掃気	0.7
計装用空気圧縮機	受入槽等の水素掃気	113
脱湿器	受入槽等の水素掃気	0.7
エアスフィア排風機	受入槽等の水素掃気	24
一次冷却水ポンプ	受入槽等の冷却	14
水中ポンプ（散水補給用）	受入槽等の冷却	0.7
空調機	制御室の換気	7
第二付属排気筒モニタ排気用ブロー 第二付属排気筒サブリングエネット	排気モニタ等	6
その他	仮設照明，予備	10
合計		260.1

表 3-3-3-3 未然防止対策①において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9 本
2	消防ポンプ車	消防車庫	>T.P. +15 m	1	圧力：>0.187 MPa 揚程：>18.7 m
3	消防ポンプ車	正門車庫	>T.P. +15 m	1	流量：>200L/min
4	エンジン付きポンプ	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m
5	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
6	水中ポンプ	TVF建家内	TVF屋上	1	揚程：約1 m 流量：8.2 m <sup>3</sup> /h (流速は実測値)
7	組立水槽	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	容量：5 m <sup>3</sup>
8	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
9	組立水槽	TVF建家内	TVF屋上	1	容量：1 m <sup>3</sup>
10	移動式発電機	PCDF駐車場※	PCDF駐車場※	1	出力：1000 kVA
11	消防ホース	TVF建家内	PCDF駐車場※ ～TVF屋上 (約260 m + 22.0 m)	15	65A 20 m

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-4 未然防止対策①において使用する主な可搬型事故対処設備（貯水設備、重機、通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型貯水設備	<u>PCDF駐車場※</u> 南東地区	<u>PCDF駐車場※</u>	<u>7</u>	<u>積載量：22 kL</u>
2	<u>ホイールローダ</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	<u>&lt;T.P. +15 m</u>	<u>1</u>	<u>エンジン定格出力：22 kW</u> <u>(29.9PS)</u> <u>標準バケット容量：0.09 m<sup>3</sup></u>
3	<u>油圧ショベル</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	<u>&lt;T.P. +15 m</u>	<u>1</u>	<u>エンジン定格出力：22 kW</u> <u>(30PS)</u> <u>標準バケット容量：0.4 m<sup>3</sup></u>
4	<u>エンジン付きライト</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	所内	<u>7</u>	<u>ランプ電力 1000[W]</u>
5	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	TVF建家内	所内	1	約3 kVA
6	MCA 携帯型無線機	TVF建家内	所内	1	送信出力：2 W
7	衛星電話	TVF建家内	所内	1	—
8	簡易無線機	TVF建家内	所内	4	送信出力：5 W
9	トランシーバ	TVF建家内	所内	6	—

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場



表 3-3-3-5 未然防止対策①において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備	TVF建家内	TVF建家内	2	G11V10, V20で1個使用 E12E10, V12, V14で1個使用
2	可搬型液位測定設備 (G11V10, V20)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型液位測定設備 (G12V14)	TVF建家内	TVF建家内	1	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (G11V10, V20/G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	4	各貯槽1個使用

表 3-3-3-6 未然防止対策①において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C
2	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>85</sup> Kr
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , <sup>131</sup> I, <sup>129</sup> I
4	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

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  
未然防止対策①-1の有効性について

## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（未然防止対策①-1）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対処要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ①水の必要量
      - ②燃料の必要量
    - 3.3.3 使用する事故対処設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対処要員の確保
  - 4.2 必要な資源の確保
    - 4.2.1 水及び燃料の保管量
    - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
  - 4.3 事故対処設備の健全性
    - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
    - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
  - 4.4 対策の実施までに要する時間
    - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
      - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

- ②対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
  - 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順
    - ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定
    - ②その他の監視測定
  - 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果
- 5. 有効性評価の結果

## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し<sup>※1</sup>、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

未然防止対策①-1については、事故対処要員の確保<sup>※2</sup>、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により外部支援に期待しない期間（7日間）、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認することで、その有効性を評価する。

※1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員

※2 ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。

## 2. 事故の想定

起因事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の受入槽(G11V10)、回収液槽(G11V20)、濃縮液槽(G12V12)、濃縮液供給槽(G12V14)及び濃縮器(G12E10)である(「添四別紙1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照)。これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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、今後ガラス固化技術開発施設(TVF)で受入れ

る最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽（272V35）の値を用いて有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙 1-1-27 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高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、濃縮された廃液を保有する濃縮液槽（G12V12）及び濃縮液供給槽（G12V14）の 56 時間とする。また、濃縮器の運転中、濃縮器内の高放射性廃液は沸騰状態で、施設内水源を注水する停止操作を行い、その後状況に応じて遅延対策を進めることで、沸騰到達時間は 56 時間以上となる。

### 3. 対策（未然防止対策①-1）

#### 3.1 対策概要

ガラス固化技術開発施設（TVF）の高放射性廃液を内包する受入槽等は、通常時には、ガラス固化技術開発施設（TVF）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、高放射性廃液の崩壊熱を除去する一次冷却系、一次冷却系を冷却する二次冷却系及び二次冷却系に移行した熱を大気中へ逃がす建家屋上の密閉式冷却塔等から構成される。

未然防止対策①-1 では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、移動式発電機により恒設の冷却設備へ給電を行い、事象発生から沸騰に至る評価時間（56 時間）までの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。また、二次冷却系の冷却は、建家屋上の密閉式冷却塔（以下「冷却塔」という。）により行うものであり、エンジン付きポンプ等により、屋上の冷却塔の運転に伴い消費される水を補給して冷却機能を維持する。対策に必要な資源である水は、所内水源からの給水システムを確保して給水し、燃料は使用可能な所内燃料の確保を行い、必要な設備へ運搬し、給油する。さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上にながれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬を行う。未然防止対策①-1 の対策概要図を図 3-1-1 に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

未然防止対策①-1 の構成を明確化し、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、未然防止対策①-1 に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、未然防止対策①-1 の具体的内容を示す。

##### イ. 移動式発電機の運転の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、移動式発電機の運転に必要な燃料及び冷却塔への補給水等の未然防止対策①-1 に必要な資源、設備及び要員が確保されている場合は、移動式発電機の運転の実施を判断し、以下のロ. 及びハ. に移行する。

##### ロ. 移動式発電機の運転準備

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（PCDF）管理棟駐車場に設置されている接続端子盤に接続する。



#### ハ. 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、二次冷却水ポンプ及び一次冷却水ポンプの系統構成を行う。

冷却塔への給水のため、エンジン付きポンプ、組立水槽及びホースにより、冷却塔に給水する経路を構築する。

#### ニ. 可搬型計装設備の準備

受入槽等の廃液の温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の計装設備へ可搬型温度計測設備を接続し温度測定を可能とする系統を構築する。廃液の温度測定対象設備は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器である。

#### ホ. 移動式発電機の運転の実施判断

ロ. 移動式発電機の運転準備及びハ. 冷却水系の系統構成の構築が完了後、移動式発電機の運転の実施を判断し、以下のヘ.に移行する。

#### ヘ. 移動式発電機の運転及び冷却塔への給水の実施

移動式発電機の運転を行い、給電を開始する。また、冷却塔への給水を開始する。

#### ト. 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

受入槽等に保有する高放射性廃液が未沸騰状態（廃液温度 102℃未満）で安定していることを確認し、未然防止対策①-1の実施により崩壊熱除去機能が維持されていると判断する。

#### チ. 監視測定

未然防止対策①-1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、受入槽等の高放射性廃液の温度である。対策実施後に高放射性廃液の温度を測定することで、崩壊熱除去機能が維持されているか監視する。

上記に基づき未然防止対策①-1に係る訓練を実施し、タイムチャートの妥当性を検証し、その結果を反映したタイムチャートを表 3-2-1 に示す。未然防止対策①-1 実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例を図 3-2-1 に示す。

なお、タイムチャート中の所内の水を保管する既設設備からの給水に要する時間及び所内の

燃料を保管する既設設備からの給油に要する時間は、ガラス固化技術開発施設（TVF）から最も遠い水を保管する既設設備及び燃料を保管する既設施設を利用する場合の時間により確認した。

### 3.3 要員，資源，設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対処要員

未然防止対策①-1の各手順の実施に必要な要員数は、タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果、未然防止対策①-1の実施に必要な事故対処要員数は10名（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用の移動式発電機等の操作に必要な要員29名を除く。）であった。

なお、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員10名が24時間常駐し、必要な人数及びスキルを満たすことから、この要員で事故対処を実施する。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

未然防止対策①-1において使用する水は、建家屋上の冷却塔への補給水である。冷却塔への補給水量は、1時間当たりの消費水量に運転時間を乗じて算出した。

1時間当たりの消費水量は計算値（約1.1 m<sup>3</sup>/h）を用いた。運転時間は外部支援を期待しない期間である7日間（168 h）とした。

$$1.1 \text{ m}^3/\text{h} \times 168 \text{ h} = 185 \text{ m}^3$$

これより、未然防止対策①-1における水の必要量は185 m<sup>3</sup>である。

##### ②燃料の必要量

未然防止対策①-1において使用する燃料は、主に移動式発電機の燃料であるが、高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共有することから、ガラス固化技術開発施設（TVF）で個別に使用するエンジン付きポンプ等について算出した。

燃費については、実測値又は機器仕様から求め、実測値及び機器仕様が無いものについては、定格出力と燃料消費量の積により算出した。各設備の燃費を表3-3-2-1に示す。

水の供給用又は冷却用設備、通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援に期待しない期

間である7日間とした。

これらを積算した結果、未然防止対策①-1における燃料の必要量は2 m<sup>3</sup>である（表 3-3-2-2 参照）。

### 3.3.3 使用する事故対処設備

未然防止対策①-1において使用する主な恒設事故対処設備は、冷却塔、冷却ポンプ等である。主な恒設の事故対処設備を表 3-3-3-1 に示す。移動式発電機の給電容量 1000 kVA に対して供給負荷の総容量は約 260 kVA であり十分に下回っている。負荷容量の内訳を表 3-3-3-2 に示す。

未然防止対策①-1において使用する主な可搬型事故対処設備は、移動式発電機、エンジン付きポンプ等であるが、高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共有することから、ガラス固化技術開発施設（TVF）で個別に使用する主な可搬型事故対処設備を表 3-3-3-3～表 3-3-3-6 に示す。給水設備及び給電設備の主な事故対処に必要な設備について、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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

アクセスルートは、運搬及び配置に支障を来た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認する。また、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認する。

建家内のアクセスルートを図 3-3-4-1 に示す。

### 3.3.5 通信連絡

想定される事故等が発生した際に、未然防止対策①の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

### 3.4 監視測定

#### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

##### ①測定対象パラメータ

未然防止対策①-1は、恒設の冷却設備により高放射性廃液を冷却する対策であることから、高放射性廃液を沸点未満に維持できていることを確認するため、未然防止対策①-1の成否判断をする上で情報を把握するために必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

##### <測定対象パラメータ>

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、受入槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

##### ②監視測定の方法

可搬型の計測機器による計測方法の概要を以下に示す。また、計測手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。

###### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備がある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器やパージメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。未然防止対策①-1では、これらのうち、温度計測設備による測定を行う。

## b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

### (a) 測定対象

- ・ 受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・ 回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・ 濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・ 濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・ 濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

### (b) 測定方法

温度の測定は既設熱電対を用い、既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお、既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、予備の系統にて測定を行う。

## 3.4.2 その他の監視測定

### ①測定対象パラメータ

受入槽等からのオフガスのモニタリングを実施する。

### ②監視測定の方法

可搬型モニタリング設備により受入槽等からのオフガスをサンプリングし、監視する。その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。

## 3.5 事故時の体制と支援

事故対応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応を実施し得る体制を整備する。

事故対応は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行う。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担、責任者等を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対応を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) 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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対処を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織、現場対応班が事故対処に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。

## 4. 有効性評価

### 4.1 事故対処要員の確保

ガラス固化技術開発施設（TVF）の未然防止対策①-1に必要な事故対処要員は10名であり（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する要員29名を除く。）、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。なお、高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する事故対処要員の招集については、起因事象の発生から対策開始までの時間は、参集移動の準備、居住地からの移動（徒歩）及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮して10時間を想定する（「添四別紙1-1-3 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の未然防止対策①-1の有効性について」4.1.2参照）。

### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が、未然防止対策①-1における7日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たすことを確認する。

#### 4.2.1 水及び燃料の保管量

事故対処に必要な水は、既存の所内水源から使用する。所内水源の容量は、高台に約1000 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約10630 m<sup>3</sup>の設備に水を有している。

所内水源のうち、津波が遡上しないT.P.+15 m以上の高台には、中央運転管理室（給水タンク）、中央運転管理室（受水タンク）及び付属機械室（蓄熱槽）があり、それぞれ約300 m<sup>3</sup>、約300 m<sup>3</sup>及び約400 m<sup>3</sup>の水を保管している。また、津波の遡上域ではあるものの、浄水貯槽、屋外冷却水設備、散水貯槽、工業用水受水槽には、それぞれ約4800 m<sup>3</sup>、約800 m<sup>3</sup>、約30 m<sup>3</sup>及び約5000 m<sup>3</sup>の水を保管している。このため、複数の水源が所内各地にそれぞれ分散配置されている。

また、事故対処に必要な燃料は、既存の所内燃料から使用する。所内燃料の容量は、高台に約450 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約278 m<sup>3</sup>の設備に燃料を有している。

燃料を保管する既設の設備については、津波が遡上しないT.P.+15 m以上の高台には、南東地区（燃料タンク）に約390 m<sup>3</sup>、地層処分放射化学研究施設（クオリティ）地下タンクに約10 m<sup>3</sup>及びプルトニウム燃料技術開発センターユーティリティ棟に約50 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。さらに、津波の遡上域ではあるものの、（再処理施設）ユーティリティ施設地下貯油槽に約114 m<sup>3</sup>、中間開閉所燃料地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、第二中間開閉所燃料地下貯油槽に約45 m<sup>3</sup>、低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、ガラス固化技術開発施設

(TVF) 地下貯油槽に約 25 m<sup>3</sup>, 高レベル放射性物質研究施設 (CPF) 地下埋設オイルタンクに約 9 m<sup>3</sup> 及び非常用予備発電棟地下燃料タンク貯油槽に約 25 m<sup>3</sup> の燃料を保管している。このように、複数の燃料資源が所内各地にそれぞれ分散配置されている。

#### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水については、対策を継続するために必要な水 185 m<sup>3</sup> に対し、津波が遡上しない所内の高台の設備に合計約 1000 m<sup>3</sup> の水を分散配置して保管している。

燃料については、対策を継続するために必要な燃料 2 m<sup>3</sup> に対し、津波が遡上しない所内の高台に合計約 450 m<sup>3</sup> の燃料を分散配置して保管している。

水及び燃料を保管する既設の設備については、所内の高台を含め複数個所に分散しており、沸騰到達までの時間余裕の中で、被災状況に応じて使用可能な設備を利用する。これらのことから、7 日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たす。

これらの結果から、水及び燃料の保管量が、未然防止対策①-1 における 7 日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たすことを確認した。

#### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

##### 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持されるガラス固化技術開発施設 (TVF) に設置している。また、恒設の事故対処設備は、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計（「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）としている。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、ガラス固化技術開発施設 (TVF) の建家内及びプルトニウム転換技



術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に配備する。

また、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

#### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有するガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 対策の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は56時間であることから、事故の発生から未然防止対策①-1の実施完了までの時間が56時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約10時間である。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

未然防止対策①-1の着手から完了までに要する時間は、表3-2-1のタイムチャートから、約11時間である。

このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約21時間となる。

#### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

未然防止対策①-1 に要する時間は合計約 21 時間であり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（56 時間）よりも十分短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に未然防止対策①-1 を実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7 日間）において実施できることを確認する。

##### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順

###### ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策①-1 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

###### ②その他の監視測定

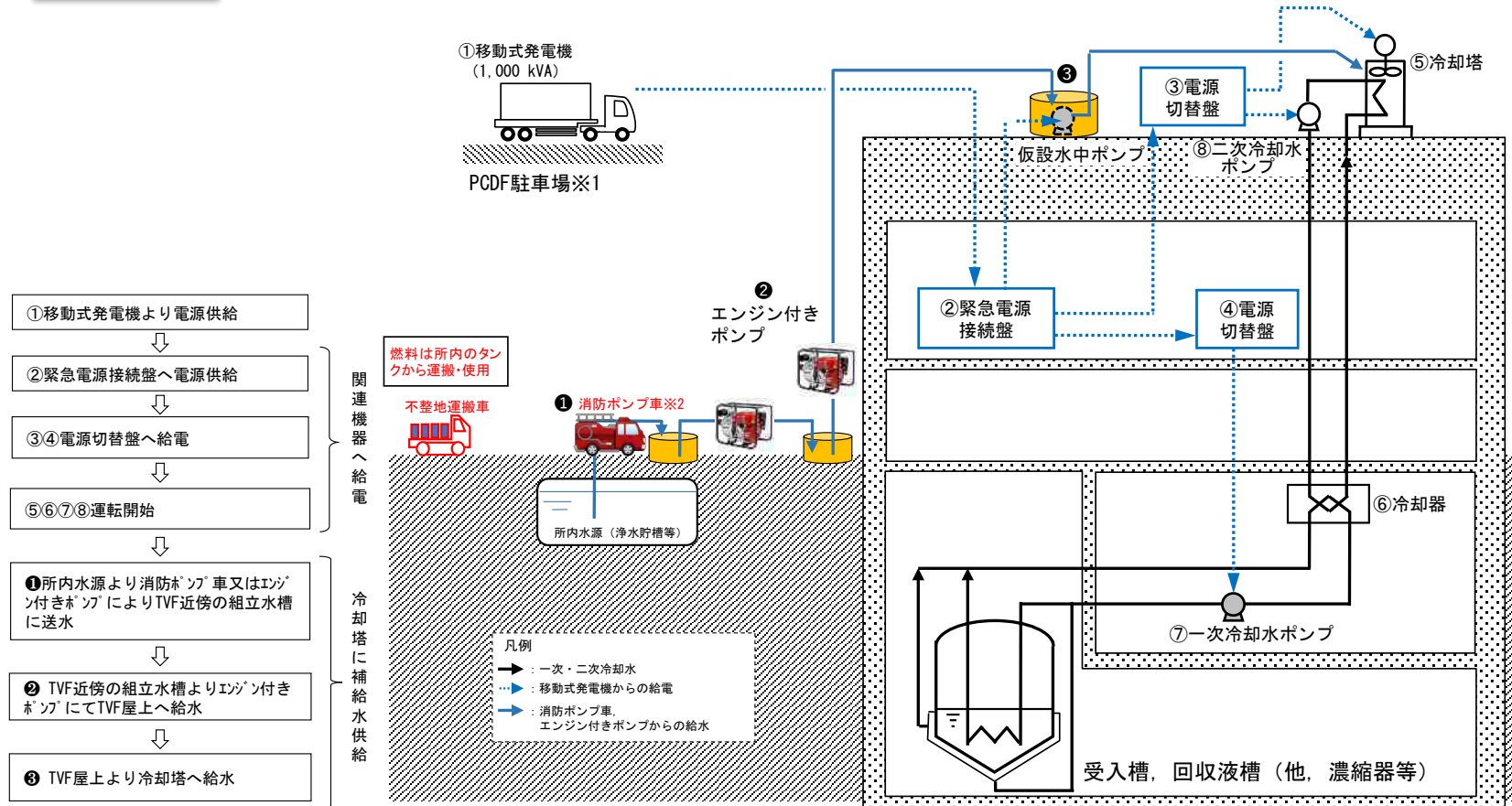
高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策①-1 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

##### 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7 日間）において実施できることを確認した。

## 5. 有効性評価の結果

未然防止対策①-1の有効性評価においては、事故対応要員の確保、資源の確保、設備の健全性及び所要時間の確認並びに監視測定手段の確認により、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認した。したがって、未然防止対策①-1による事故対応は有効であると判断する。



※1 PCDF 駐車場：プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場  
※2 消防ポンプ車又はエンジン付きポンプを使用

図 3-1-1 未然防止対策①-1：移動式発電機からの給電及び冷却塔での冷却 (所内資源を利用する場合)

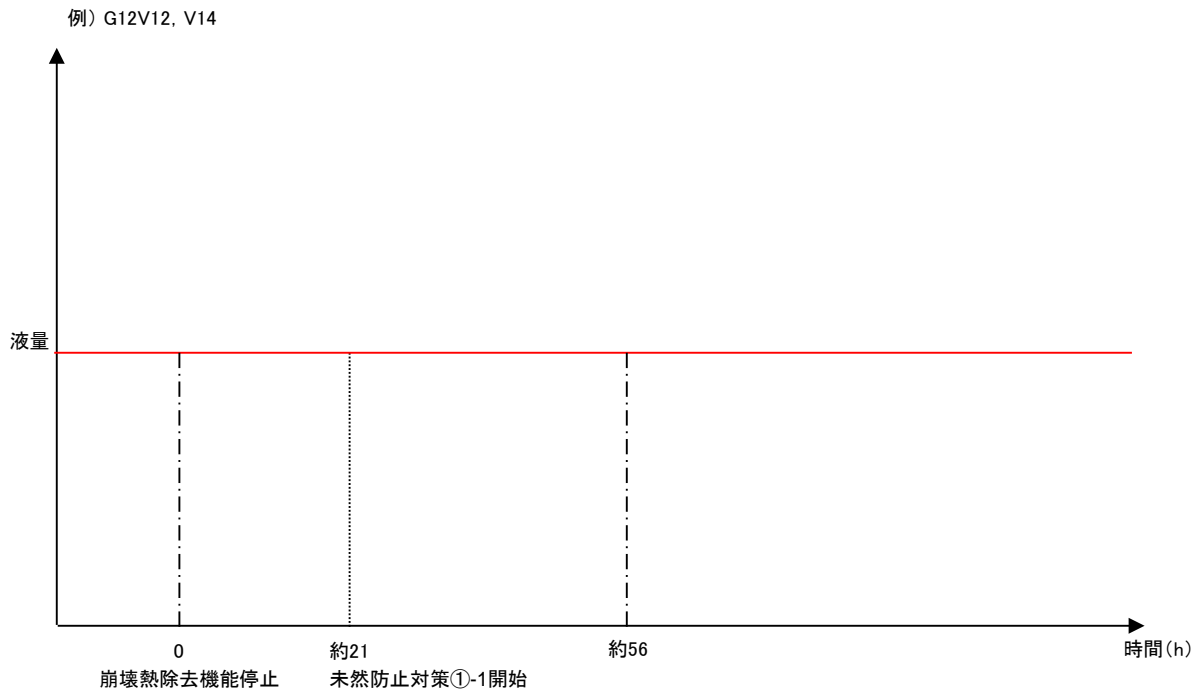
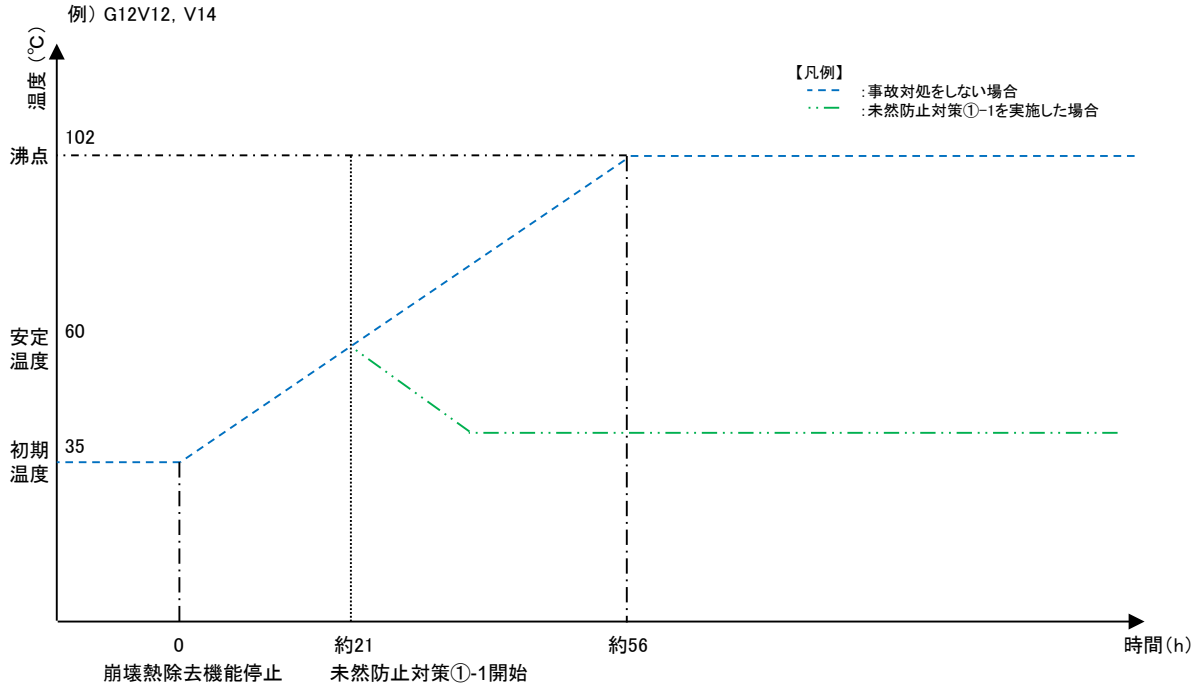


図 3-2-1 対策実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 屋上階

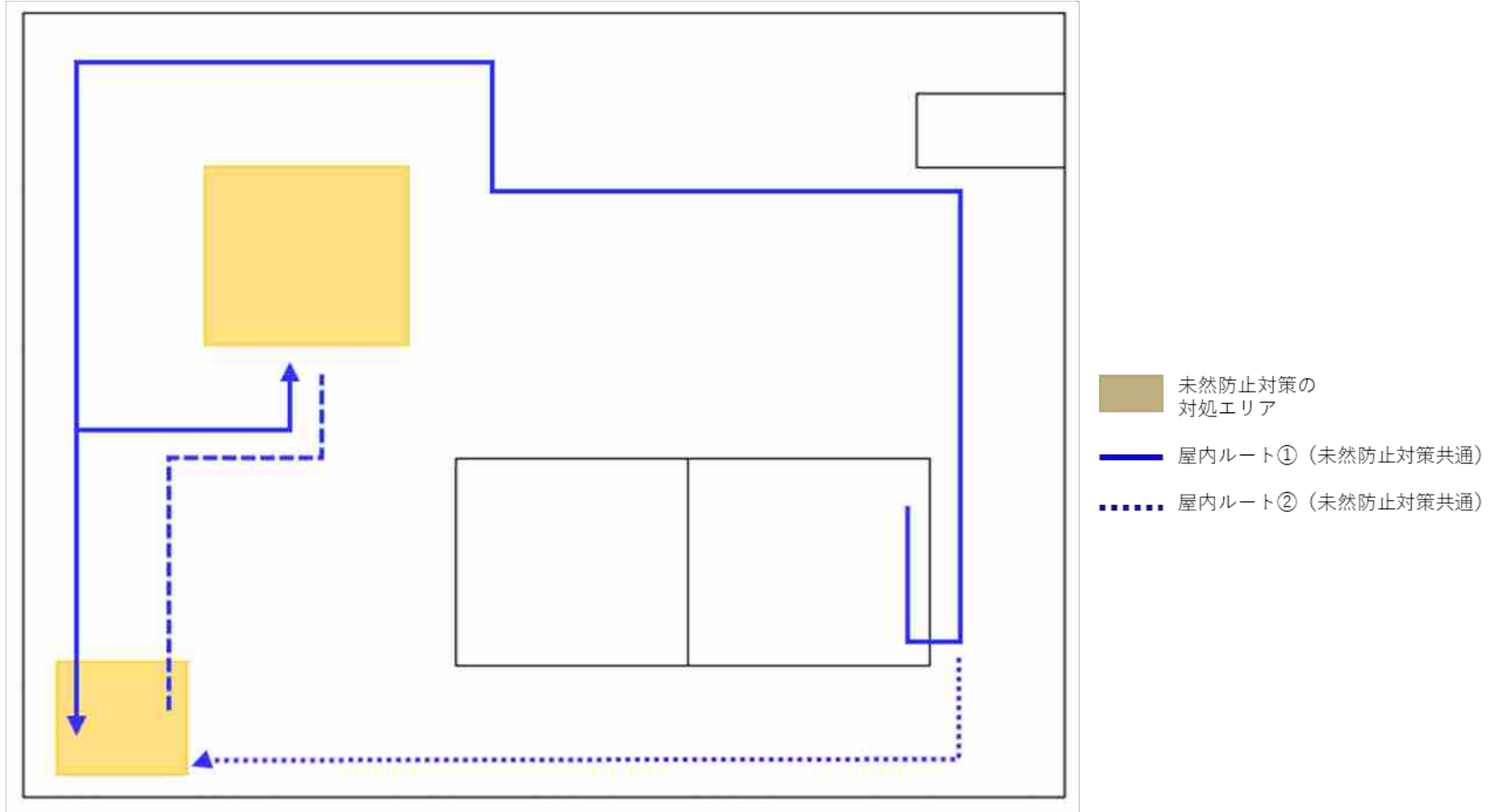


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (1/5)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 3階

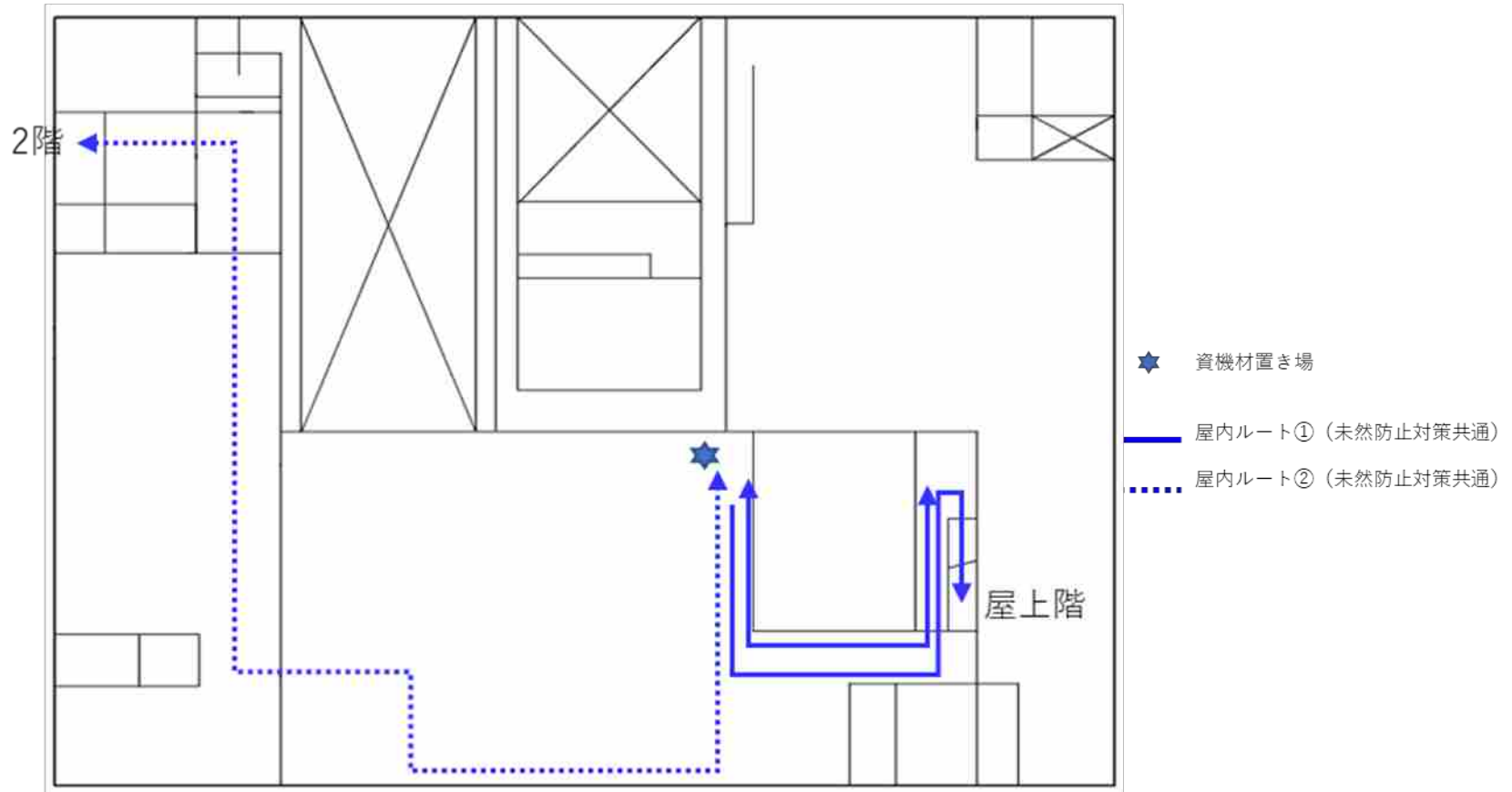


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (2/5)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 2階

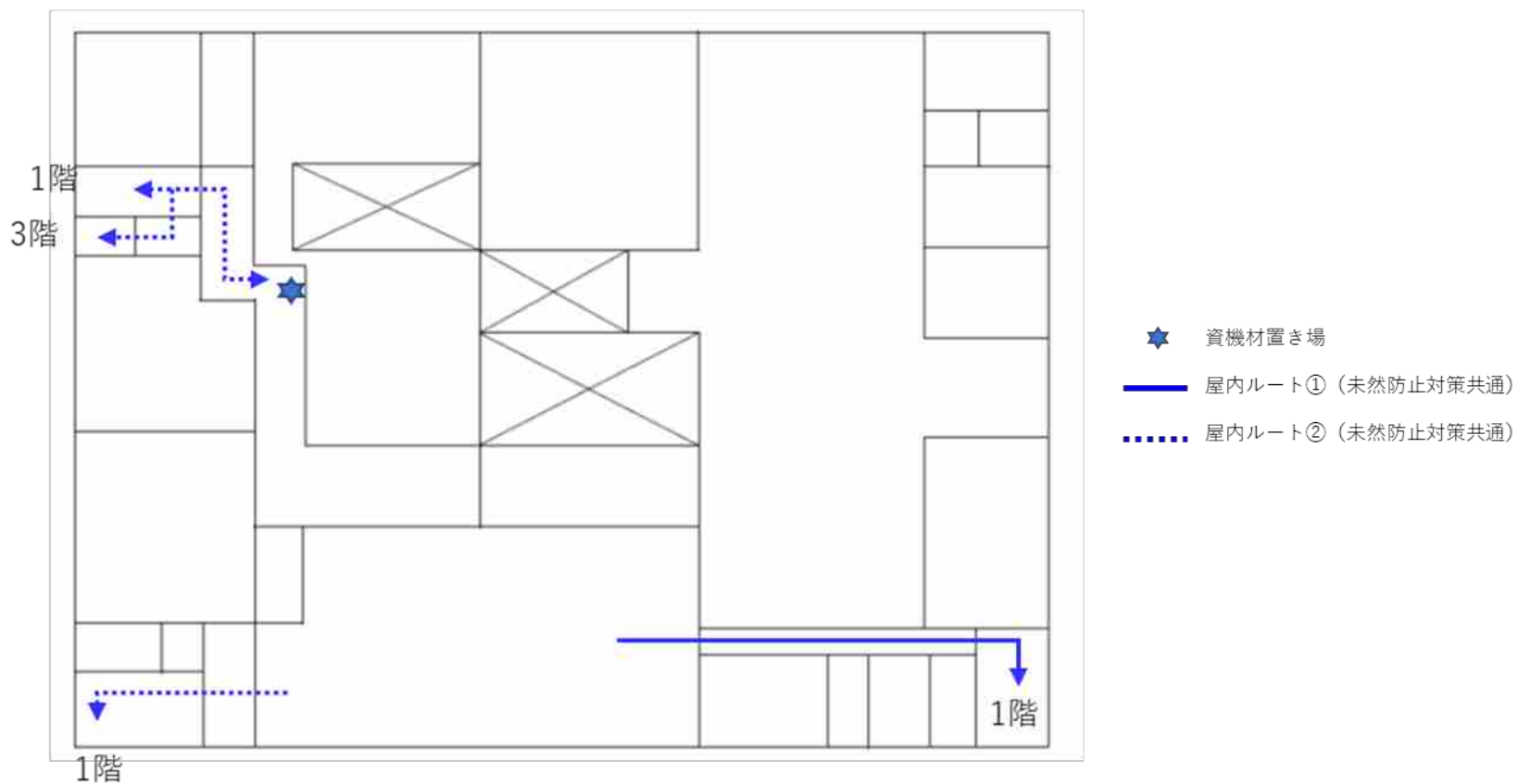


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (3/5)



ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 1階

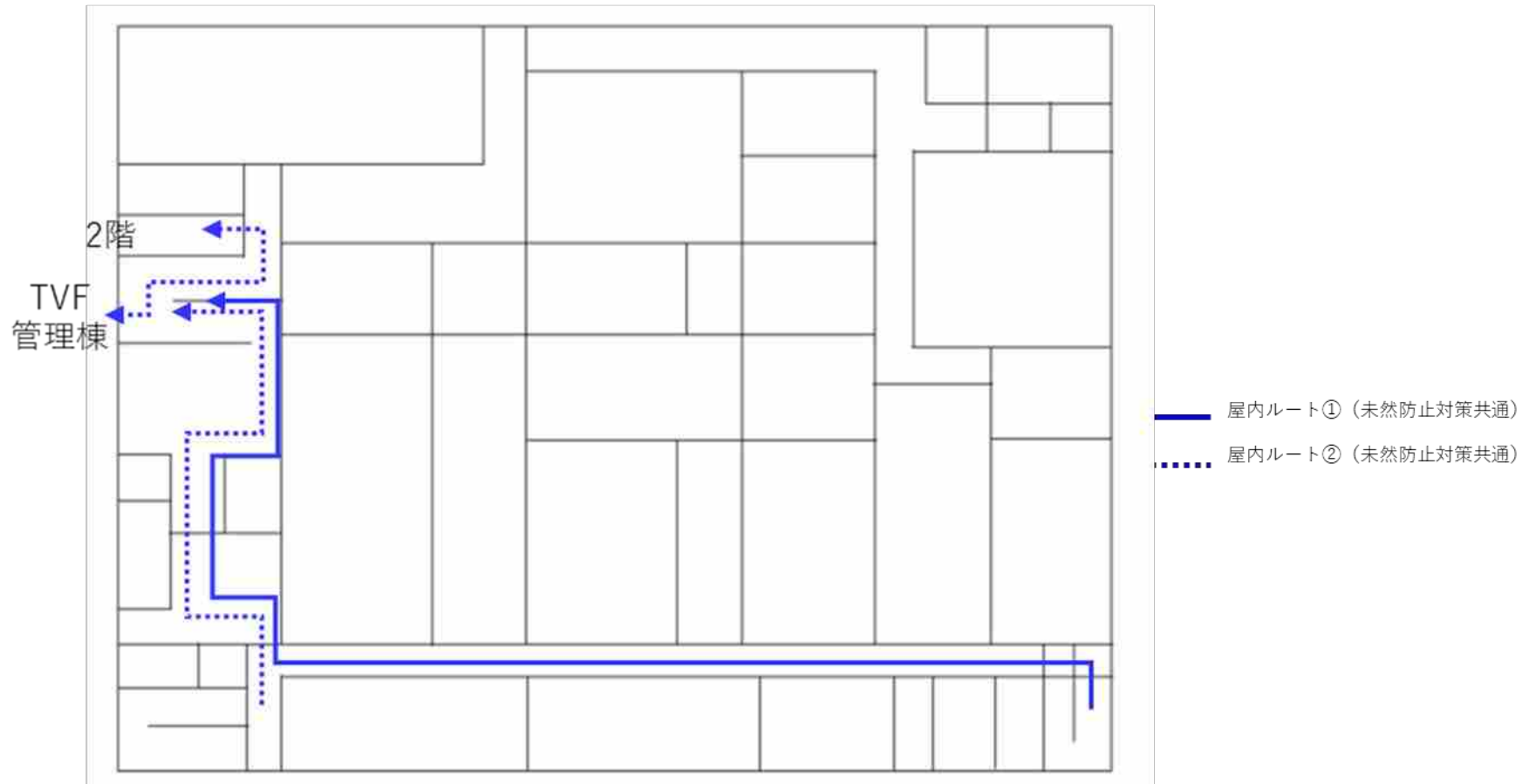


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (4/5)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下1階

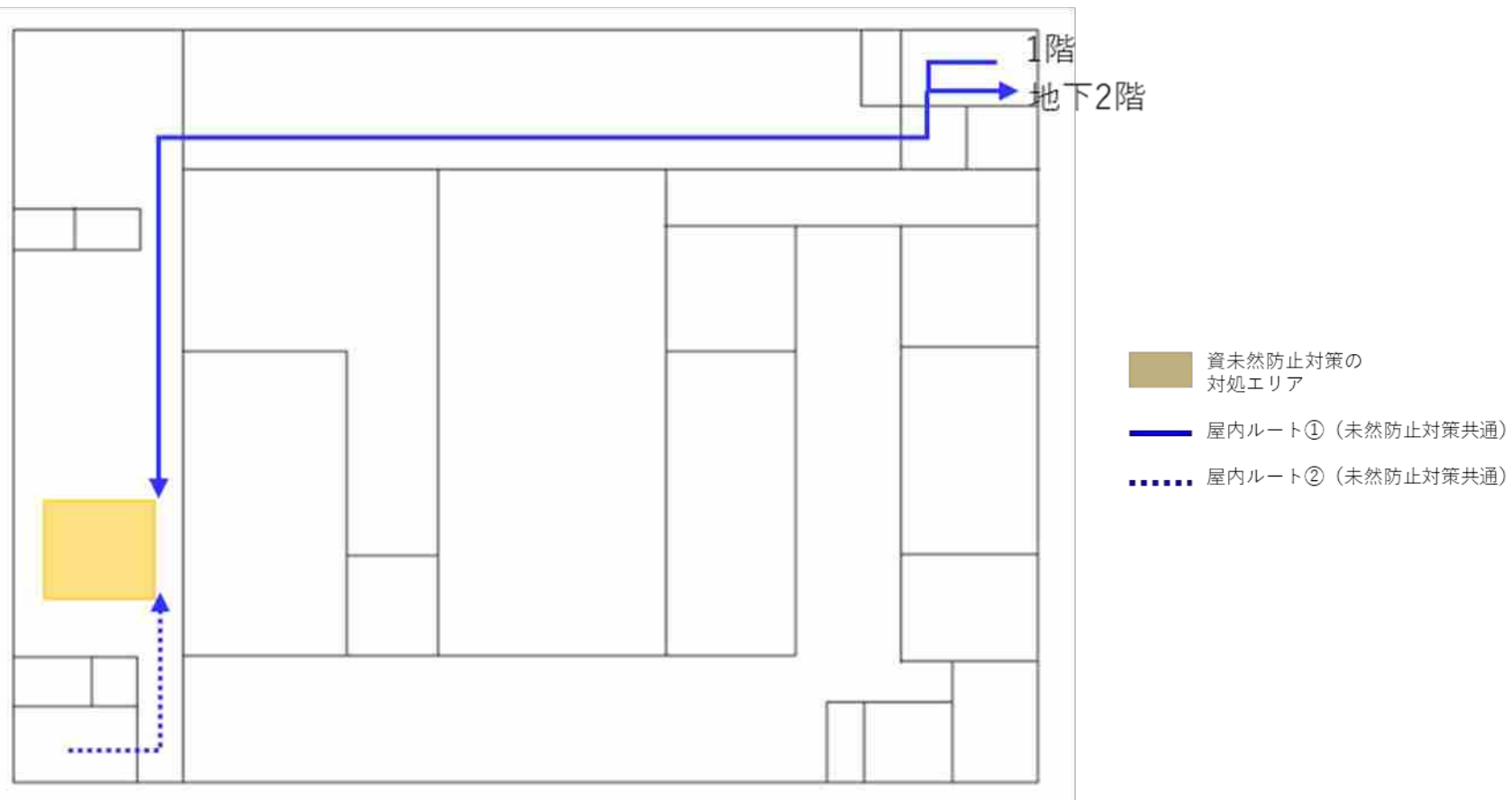


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (5/5)

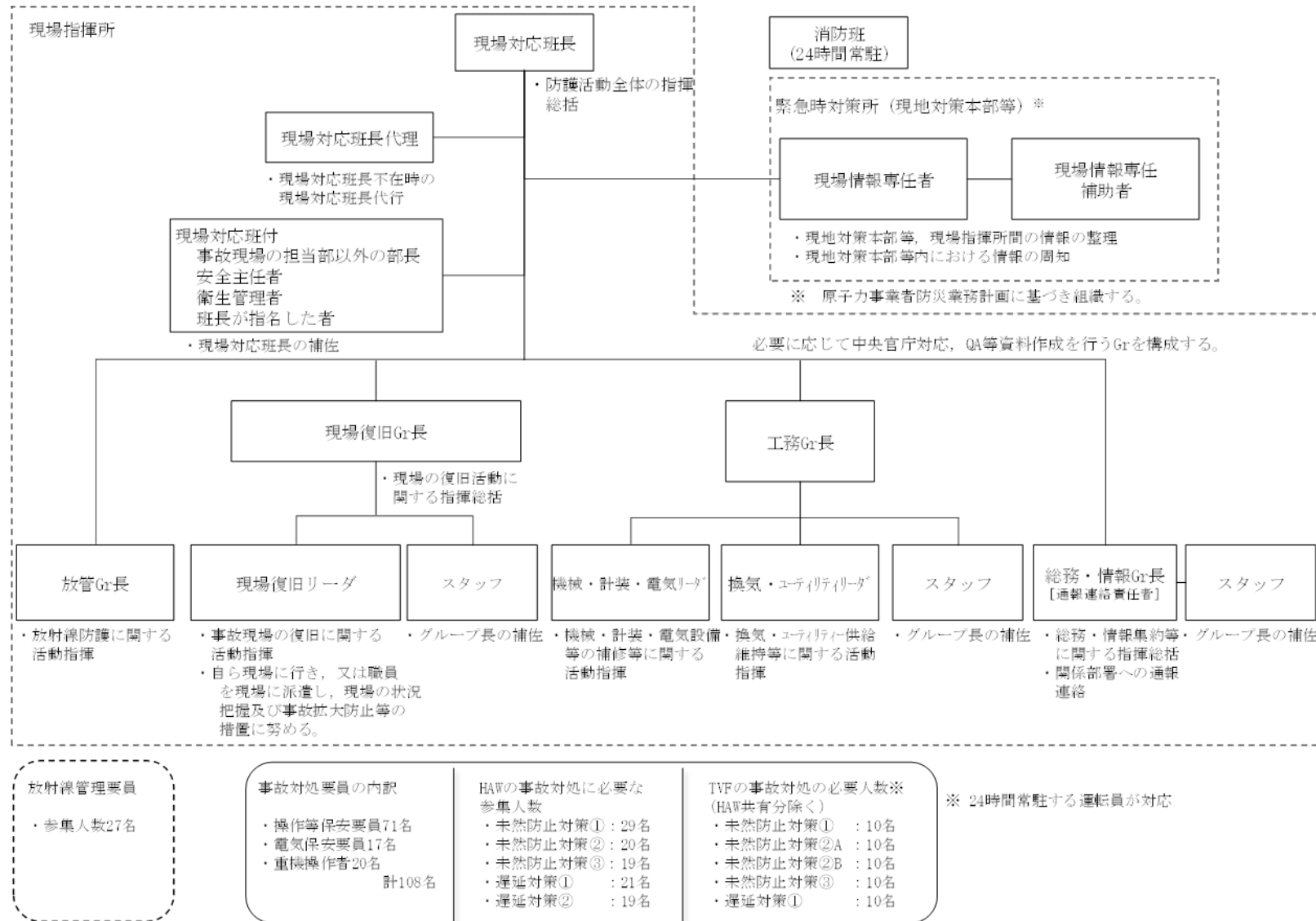
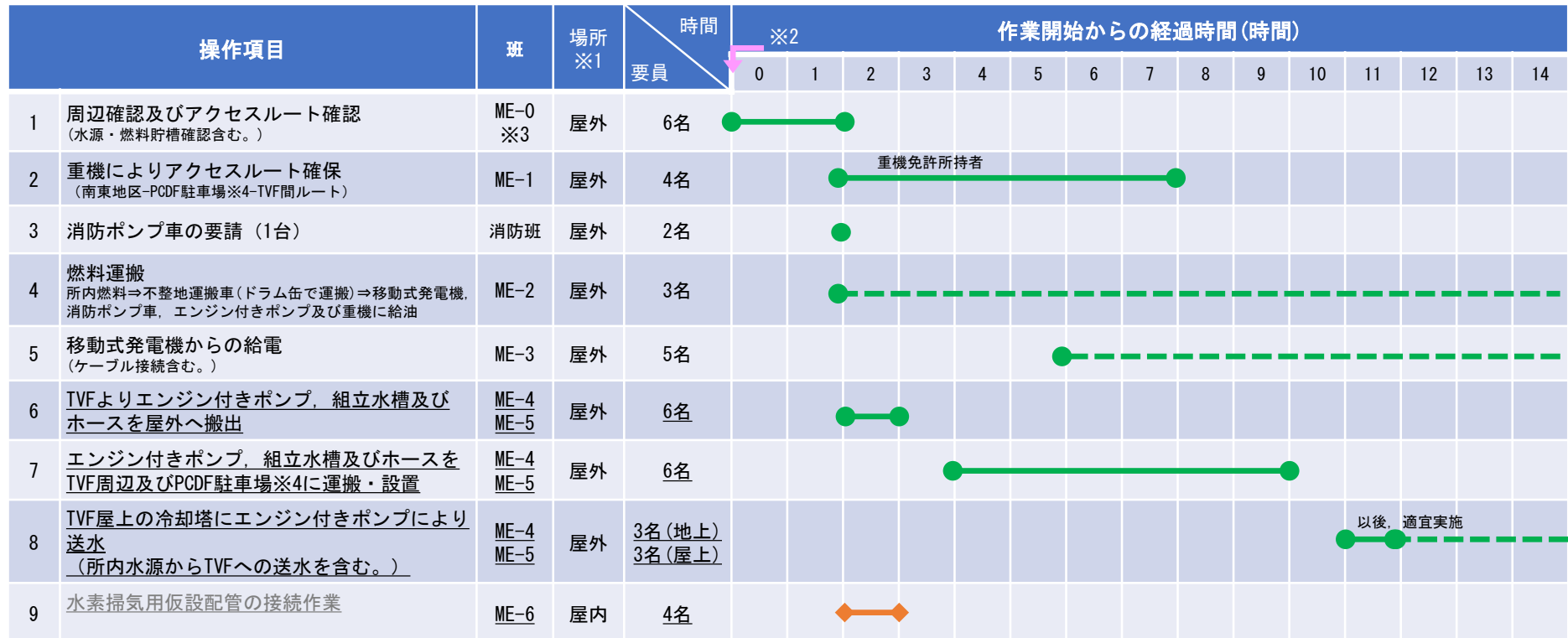


図 3-5-1 事故対応の体制図 (現場対応班)

表 3-2-1 未然防止対策①-1：移動式発電機からの給電及び冷却塔での冷却（所内資源を利用する場合）（タイムチャート）（1/2）



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定 ※3 ME-1, ME-4~6より各3名

※4 PCDF駐車場: プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

グレー文字: 水素掃気系等に係る対応 下線: TVF交替勤務者対応

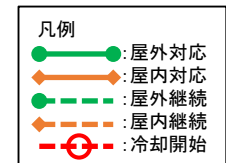


表 3-2-1 未然防止対策①-1：移動式発電機からの給電及び冷却塔での冷却（所内資源を利用する場合）（タイムチャート）（2/2）



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定

グレー文字：水素掃気系に係る対応 下線：TVF交替勤務者対応

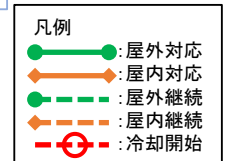


表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (可搬型蒸気供給設備用)	約 3.9	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型チラー用)	約 4.0	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型ブロワ用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

（注）高放射性廃液貯蔵場（HAW）共用分は除く。

表 3-3-2-2 未然防止対策①-1 における燃料の必要量

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
冷却水の供給	エンジン付きポンプ	0.0014	168 (7日間)	3	0.71
通信機器の充電	可搬型発電機 (通信機器用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
計測系 監視機器の充電	可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
合計必要量					2

(注) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 共用分は除く。

表 3-3-3-1 未然防止対策 ①-1 において使用する主な恒設の事故対処設備

	設備	設備場所	数量	仕様
1	冷却塔 (G83H10/20)	TVF 屋上	1	冷却能力 : $9.75 \times 10^5$ kcal/h 27 kVA
2	一次冷却水ポンプ (G83P32/42)	TVF B1F	1	流量 : 60 m <sup>3</sup> /h 14 kVA
3	二次冷却水ポンプ (G83P12/22)	TVF 屋上	1	流量 : 195 m <sup>3</sup> /h 57 kVA
4	冷却器 (G83H30/40)	TVF B1F	1	交換熱量 : $2.85 \times 10^5$ kcal/h



表 3-3-3-2 ガラス固化技術開発施設（TVF）において移動式発電機から給電する機器の  
 負荷容量

設備名称	用途	容量 (kVA)
冷却塔	受入槽等の冷却	27
二次冷却水ポンプ	受入槽等の冷却	57
圧縮機制御盤	受入槽等の水素掃気	0.7
計装用空気圧縮機	受入槽等の水素掃気	113
脱湿器	受入槽等の水素掃気	0.7
エアスフィア排風機	受入槽等の水素掃気	24
一次冷却水ポンプ	受入槽等の冷却	14
水中ポンプ（散水補給用）	受入槽等の冷却	0.7
空調機	制御室の換気	7
第二付属排気筒モニタ排気用ブロー 第二付属排気筒サブリングエネット	排気モニタ等	6
その他	仮設照明，予備	10
合計		260.1

表 3-3-3-3 未然防止対策 ①-1 において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9 本
2	消防ポンプ車	消防車庫	>I. P. +15 m	1	圧力：>0.187 MPa 揚程：>18.7 m 流量：>200 L/min
3	エンジン付きポンプ	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m 流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値)
4	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
5	水中ポンプ	TVF建家内	TVF屋上	1	揚程：約1 m 流量：8.2 m <sup>3</sup> /h (流速は実測値)
6	組立水槽	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	容量：5 m <sup>3</sup>
7	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
8	組立水槽	TVF建家内	TVF屋上	1	容量：1 m <sup>3</sup>
9	移動式発電機	PCDF駐車場※	PCDF駐車場※	1	出力：1000 kVA
10	消防ホース	TVF建家内	所内水源～TVF屋上 (最長約1340 m + 22.0 m)	69	65A 20 m

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-4 未然防止対策 ①-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（重機，通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	<u>ホイールローダ</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	<u>&lt;T.P. +15 m</u>	<u>1</u>	<u>エンジン定格出力：22 kW</u> <u>(29.9PS)</u> <u>標準バケット容量：0.09 m<sup>3</sup></u>
2	<u>油圧ショベル</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	<u>&lt;T.P. +15 m</u>	<u>1</u>	<u>エンジン定格出力：22 kW</u> <u>(30PS)</u> <u>標準バケット容量：0.4 m<sup>3</sup></u>
3	<u>エンジン付きライト</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	所内	<u>7</u>	<u>ランプ電力 1000[W]</u>
4	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	TVF建家内	所内	1	約3 kVA
5	MCA 携帯型無線機	TVF建家内	所内	1	送信出力：2 W
6	衛星電話	TVF建家内	所内	1	—
7	簡易無線機	TVF建家内	所内	4	送信出力：5 W
8	トランシーバ	TVF建家内	所内	6	—

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場: プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-5 未然防止対策 ①-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備	TVF建家内	TVF建家内	2	G11V10, V20で1個使用 E12E10, V12, V14で1個使用
2	可搬型液位測定設備 (G11V10, V20)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型液位測定設備 (G12V14)	TVF建家内	TVF建家内	1	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (G11V10, V20/G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	4	各貯槽1個使用

表 3-3-3-6 未然防止対策 ①-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C
2	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>85</sup> Kr
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , <sup>131</sup> I, <sup>129</sup> I
4	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

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  
未然防止対策①-2の有効性について

## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（未然防止対策①-2）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対処要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ①水の必要量
      - ②燃料の必要量
    - 3.3.3 使用する事故対処設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対処要員の確保
  - 4.2 必要な資源の確保
    - 4.2.1 水及び燃料の保管量
    - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
  - 4.3 事故対処設備の健全性
    - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
    - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
  - 4.4 対策の実施までに要する時間
    - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
      - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

- ②対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
  - 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順
    - ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定
    - ②その他の監視測定
  - 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果
- 5. 有効性評価の結果



## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し<sup>※1</sup>、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

未然防止対策①-2については、事故対処要員の確保<sup>※2</sup>、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により外部支援に期待しない期間（7日間）、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認することで、その有効性を評価する。

※1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員

※2 ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。

## 2. 事故の想定

起因事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の受入槽(G11V10)、回収液槽(G11V20)、濃縮液槽(G12V12)、濃縮液供給槽(G12V14)及び濃縮器(G12E10)である(「添四別紙1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照)。これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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、今後ガラス固化技術開発施設(TVF)で受入れる最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽(272V35)の値を用いて有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙1-1-27 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高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、濃縮された廃液を保有する濃縮液槽（G12V12）及び濃縮液供給槽（G12V14）の56時間とする。また、濃縮器の運転中、濃縮器内の高放射性廃液は沸騰状態で、施設内水源を注水する停止操作を行い、その後状況に応じて遅延対策を進めることで、沸騰到達時間は56時間以上となる。

### 3. 対策（未然防止対策①-2）

#### 3.1 対策概要

ガラス固化技術開発施設（TVF）の高放射性廃液を内包する受入槽等は、通常時には、ガラス固化技術開発施設（TVF）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、高放射性廃液の崩壊熱を除去する一次冷却系、一次冷却系を冷却する二次冷却系及び二次冷却系に移行した熱を大気中へ逃がす建家屋上の密閉式冷却塔等から構成される。

未然防止対策①-2 では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、移動式発電機により恒設の冷却設備へ給電を行い、事象発生から沸騰に至る評価時間（56 時間）までの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。また、二次冷却系の冷却は、建家屋上の密閉式冷却塔（以下「冷却塔」という。）により行うものであり、エンジン付きポンプ等により、屋上の冷却塔の運転に伴い消費される水を補給して冷却機能を維持する。対策に必要な資源である水は自然水利として再処理施設北側の新川から給水システムを確保する。燃料は、所内の燃料資源から確保する。さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上にながれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬を行う。未然防止対策①-2 の対策概要図を図 3-1-1 に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

未然防止対策①-2 の構成を明確化し、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、未然防止対策①-2 に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、未然防止対策①-2 の具体的内容を示す。

##### イ. 移動式発電機の運転の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、移動式発電機の運転に必要な燃料及び冷却塔への補給水等の未然防止対策①-2 に必要な資源、設備及び要員が確保されている場合は、移動式発電機の運転の実施を判断し、以下のロ. 及びハ. に移行する。

##### ロ. 移動式発電機の運転準備

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（PCDF）管理棟駐車場に設置されている接続端子盤に接続する。

#### ハ. 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，二次冷却水ポンプ及び一次冷却水ポンプの系統構成を行う。

冷却塔への給水のため，エンジン付きポンプ，組立水槽及びホースにより，冷却塔に給水する経路を構築する。なお，自然水利からの取水ポイントは，高放射性廃液貯蔵場（HAW）から最も近い自然水利（新川河口付近）からの取水を基本とする。

#### ニ. 可搬型計装設備の準備

受入槽等の廃液の温度を測定するために可搬型計装設備を準備し，恒設の計装設備へ可搬型温度計測設備を接続し温度測定を可能とする系統を構築する。廃液の温度測定対象設備は，受入槽，回収液槽，濃縮液槽，濃縮液供給槽及び濃縮器である。

#### ホ. 移動式発電機の運転の実施判断

ロ. 移動式発電機の運転準備及びハ. 冷却水系の系統構成の構築が完了後，移動式発電機の運転の実施を判断し，以下のヘ.に移行する。

#### ヘ. 移動式発電機の運転及び冷却塔への給水の実施

移動式発電機の運転を行い，給電を開始する。また，冷却塔への給水を開始する。

#### ト. 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

受入槽等に保有する高放射性廃液が未沸騰状態（廃液温度 102℃未満）で安定していることを確認し，未然防止対策①-2 の実施により崩壊熱除去機能が維持されていると判断する。

#### チ. 監視測定

未然防止対策①-2 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，受入槽等の高放射性廃液の温度である。対策実施後に高放射性廃液の温度を測定することで，崩壊熱除去機能が維持されているか監視する。

上記に基づき未然防止対策①-2 に係る訓練を実施し，タイムチャートの妥当性を検証し，その結果を反映したタイムチャートを表 3-2-1 に示す。未然防止対策①-2 実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例を図 3-2-1 に示す。

なお，タイムチャート中の自然水利からの給水に要する時間及び所内燃料資源からの給油に要する時間は，再処理施設北側の自然水利（新川河口付近）からの取水及びガラス固化技術

開発施設 (TVF) から最も遠い燃料を保管する既設設備を利用する場合の時間により確認した。

### 3.3 要員, 資源, 設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対応要員

未然防止対策①-2 の各手順の実施に必要な要員数は, タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果, 未然防止対策①-2 の実施に必要な事故対応要員数は 10 名 (高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共用の移動式発電機等の操作に必要な要員 29 名を除く。) であった。

なお, ガラス固化処理運転中においては, ガラス固化技術開発施設 (TVF) には運転員 10 名が 24 時間常駐し, 必要な人数及びスキルを満たすことから, この要員で事故対応を実施する。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

未然防止対策①-2 において使用する水は, 建家屋上の冷却塔への補給水である。冷却塔への補給水量は, 1 時間当たりの消費水量に運転時間を乗じて算出した。

1 時間当たりの消費水量は計算値 (1.1 m<sup>3</sup>/h) を用いた。運転時間は外部支援を期待しない期間である 7 日間 (168 h) とした。

$$1.1 \text{ m}^3/\text{h} \times 168 \text{ h} = 185 \text{ m}^3$$

これより, 未然防止対策①-2 における水の必要量は 185 m<sup>3</sup>である。

##### ②燃料の必要量

未然防止対策①-2 において使用する燃料は, 主に移動式発電機の燃料であるが, 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共有することから, ガラス固化技術開発施設 (TVF) で個別に使用するエンジン付きポンプ等について算出した。

燃費については, 実測値又は機器仕様から求め, 実測値及び機器仕様が無いものについては, 定格出力と燃料消費量の積により算出した。各設備の燃費を表 3-3-2-1 に示す。

水の供給用又は冷却用設備, 通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援に期待しない期間である 7 日間とした。

これらを積算した結果, 未然防止対策①-2 における燃料の必要量は 2 m<sup>3</sup>である (表 3-3-2-2 参照)。

### 3.3.3 使用する事故対処設備

未然防止対策①-2において使用する主な恒設事故対処設備は、冷却塔、冷却ポンプ等である。主な恒設事故対処設備を表 3-3-3-1 に示す。移動式発電機の給電容量 1000 kVA に対して供給負荷の総容量は約 260 kVA であり十分に下回っている。負荷容量の内訳を表 3-3-3-2 に示す。

未然防止対策①-2において使用する主な可搬型事故対処設備は、移動式発電機、エンジン付きポンプ等であるが、高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共有することから、ガラス固化技術開発施設（TVF）で個別に使用する主な可搬型事故対処設備を表 3-3-3-3～表 3-3-3-6 に示す。給水設備及び給電設備の主な事故対処に必要な設備について、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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

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認する。また、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。

建家内のアクセスルートを図 3-3-4-1 に示す。

### 3.3.5 通信連絡

想定される事故等が発生した際に、未然防止対策①-2 の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

## 3.4 監視測定

### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

#### ①測定対象パラメータ

未然防止対策①-2 は、恒設の冷却設備により高放射性廃液を冷却する対策であることから、高放射性廃液を沸点未満に維持できていることを確認するため、未然防止対策①-2 の成否判断をする上で情報を把握するために必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

### <測定対象パラメータ>

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、受入槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

### ②監視測定の方法

可搬型の計測機器による計測方法の概要を以下に示す。また、計測手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。

#### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備がある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器やパージメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。未然防止対策①-2 では、これらのうち、温度計測設備による測定を行う。

#### b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

##### (a) 測定対象

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

##### (b) 測定方法

温度の測定は既設熱電対を用い、既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお、既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、予備

の系統にて測定を行う。

### 3.4.2 その他の監視測定

#### ①測定対象パラメータ

受入槽等からのオフガスのモニタリングを実施する。

#### ②監視測定の方法

可搬型モニタリング設備により受入槽等からのオフガスをサンプリングし、監視する。その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。

### 3.5 事故時の体制と支援

事故対応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応を実施し得る体制を整備する。

事故対応は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行う。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担、責任者等を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対応を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) 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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対応を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織、現場対応班が事故対応に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。



## 4. 有効性評価

### 4.1 事故対処要員の確保

ガラス固化技術開発施設（TVF）の未然防止対策①-2に必要な事故対処要員は10名であり（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する要員29名を除く。）、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。なお、高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する事故対処要員の招集については、起回事象の発生から対策開始までの時間は、参集移動の準備、居住地からの移動（徒歩）及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮して10時間を想定する（「添四別紙1-1-4 高放射性廃液貯蔵場（HAW）の未然防止対策①-2の有効性について」4.1.2参照）。

### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が、未然防止対策①-2における7日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たすことを確認する。

#### 4.2.1 水及び燃料の保管量

事故対処に必要な水は、核燃料サイクル工学研究所の敷地の北方向に隣接した自然水利（新川河口付近）から取水することを基本とする。

事故対処に必要な燃料は、既存の所内燃料から使用する。所内燃料の容量は、高台に約450 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約278 m<sup>3</sup>の設備に燃料を有している。

燃料を保管する既設の設備については、津波が遡上しないT.P.+15 m以上の高台には、南東地区（燃料タンク）に約390 m<sup>3</sup>、地層処分放射化学研究施設（クオリティ）地下タンクに約10 m<sup>3</sup>及びプルトニウム燃料技術開発センターユーティリティ棟に約50 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。さらに、津波の遡上域ではあるものの、（再処理施設）ユーティリティ施設地下貯油槽に約114 m<sup>3</sup>、中間開閉所燃料地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、第二中間開閉所燃料地下貯油槽に約45 m<sup>3</sup>、低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、ガラス固化技術開発施設（TVF）地下貯油槽に約25 m<sup>3</sup>、高レベル放射性物質研究施設（CPF）地下埋設オイルタンクに約9 m<sup>3</sup>及び非常用予備発電棟地下燃料タンク貯油槽に約25 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。

#### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水源の確保については、対策を継続するために必要な水185 m<sup>3</sup>に対し、自然水利による取水訓練において新川からの給水系統、取水状況を確認できたことから、7日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たす。

燃料の確保については、対策を継続するために必要な燃料2 m<sup>3</sup>に対し、津波が遡上しない

所内の高台に合計約 450 m<sup>3</sup> の燃料を分散配置して保管している。

燃料を保管する既設の設備については、所内の高台を含め複数個所に分散しており、沸騰到達までの時間余裕の中で、被災状況に応じて使用可能な設備を利用する。これらのことから、7 日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たす。

これらの結果から、水及び燃料の保管量が、未然防止対策①-2 における 7 日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たすことを確認した。

#### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

##### 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持されるガラス固化技術開発施設（TVF）に設置している。また、恒設の事故対処設備は、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計（「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）としている。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、ガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内及びプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に配備する。

また、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

##### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性

を有するガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 対策の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は56時間であることから、事故の発生から未然防止対策①-2の実施完了までの時間が56時間以内であることから、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手、完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約10時間である。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

未然防止対策①-2の着手から完了までに要する時間は、表3-2-1のタイムチャートから、約12時間である。

このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約22時間となる。

##### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

未然防止対策①-2に要する時間は合計約22時間であり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（56時間）よりも十分短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に未然防止対策①-2を実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認する。

##### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順

###### ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙1-1-32事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策①-2の成否判断に必

要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

#### ②その他の監視測定

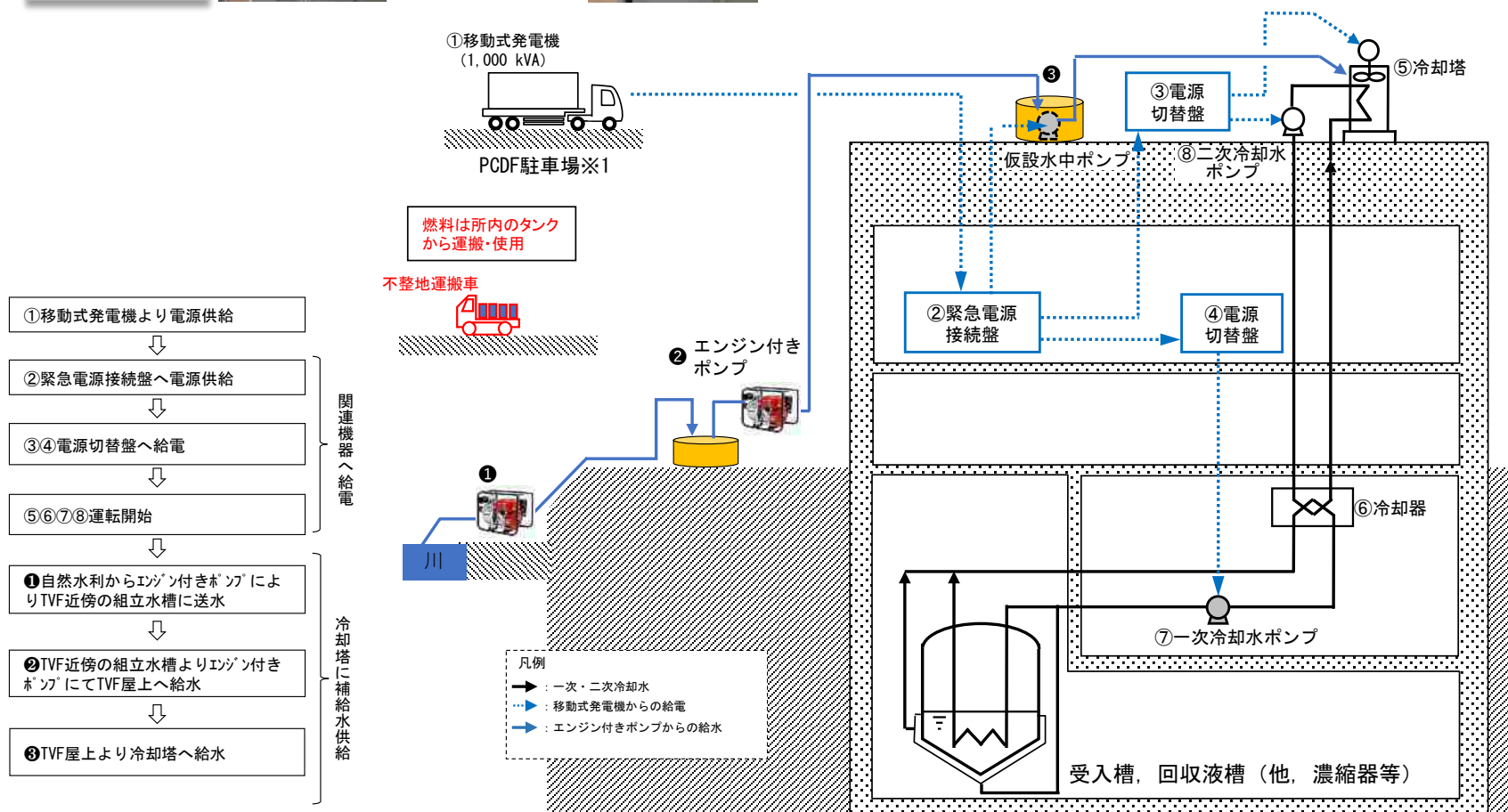
高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策①-2 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

#### 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認した。

## 5. 有効性評価の結果

未然防止対策①-2の有効性評価においては、事故対応要員の確保、資源の確保、設備の健全性及び所要時間の確認並びに監視測定手段の確認により、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認した。したがって、未然防止対策①-2による事故対応は有効であると判断する。



※1 PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場

図 3-1-1 未然防止対策①-2：移動式発電機からの給電及び冷却塔での冷却(自然水利及び所内燃料を利用する場合)

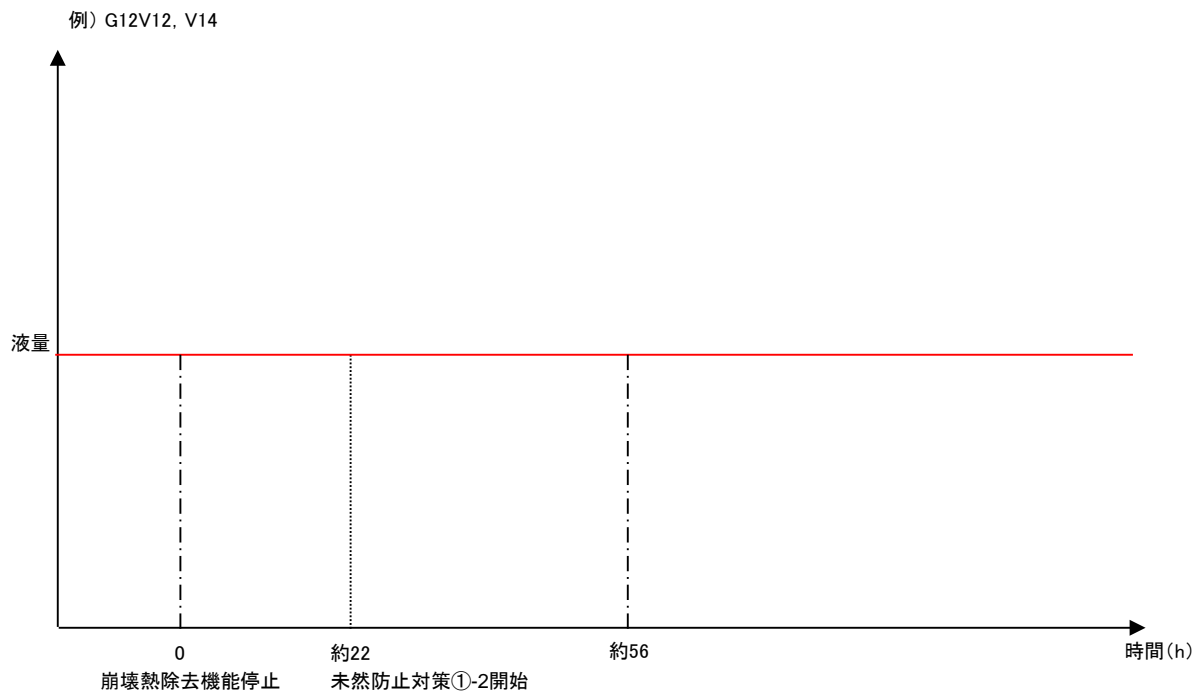
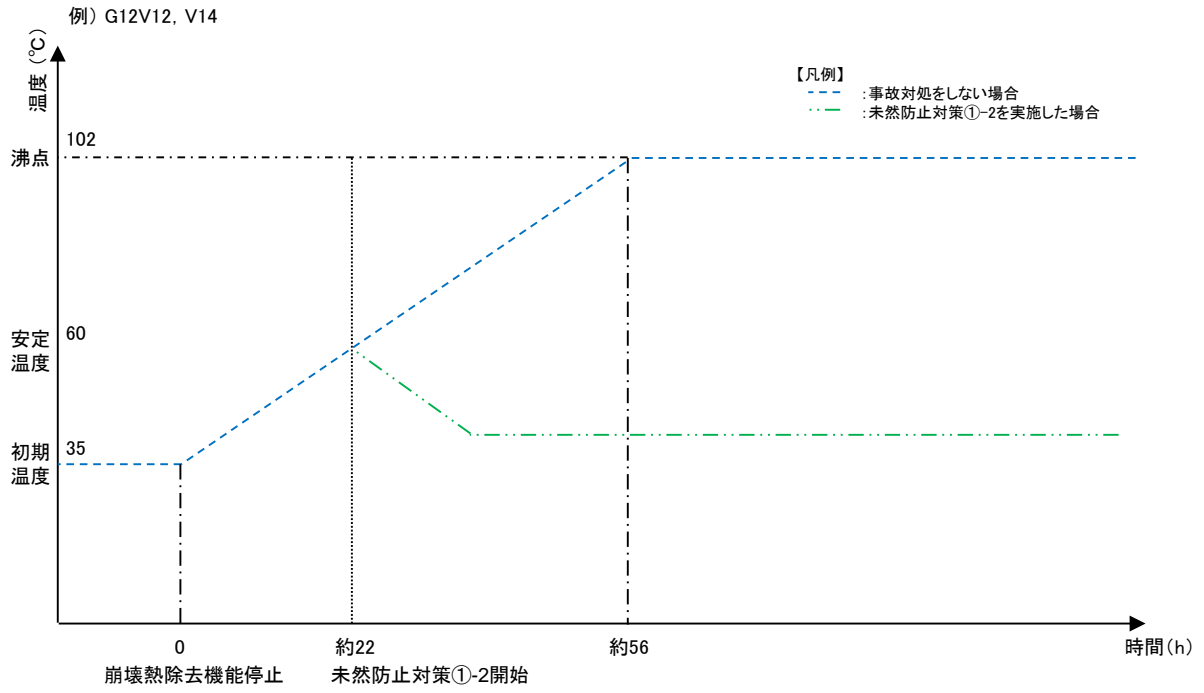


図 3-2-1 対策実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 屋上階

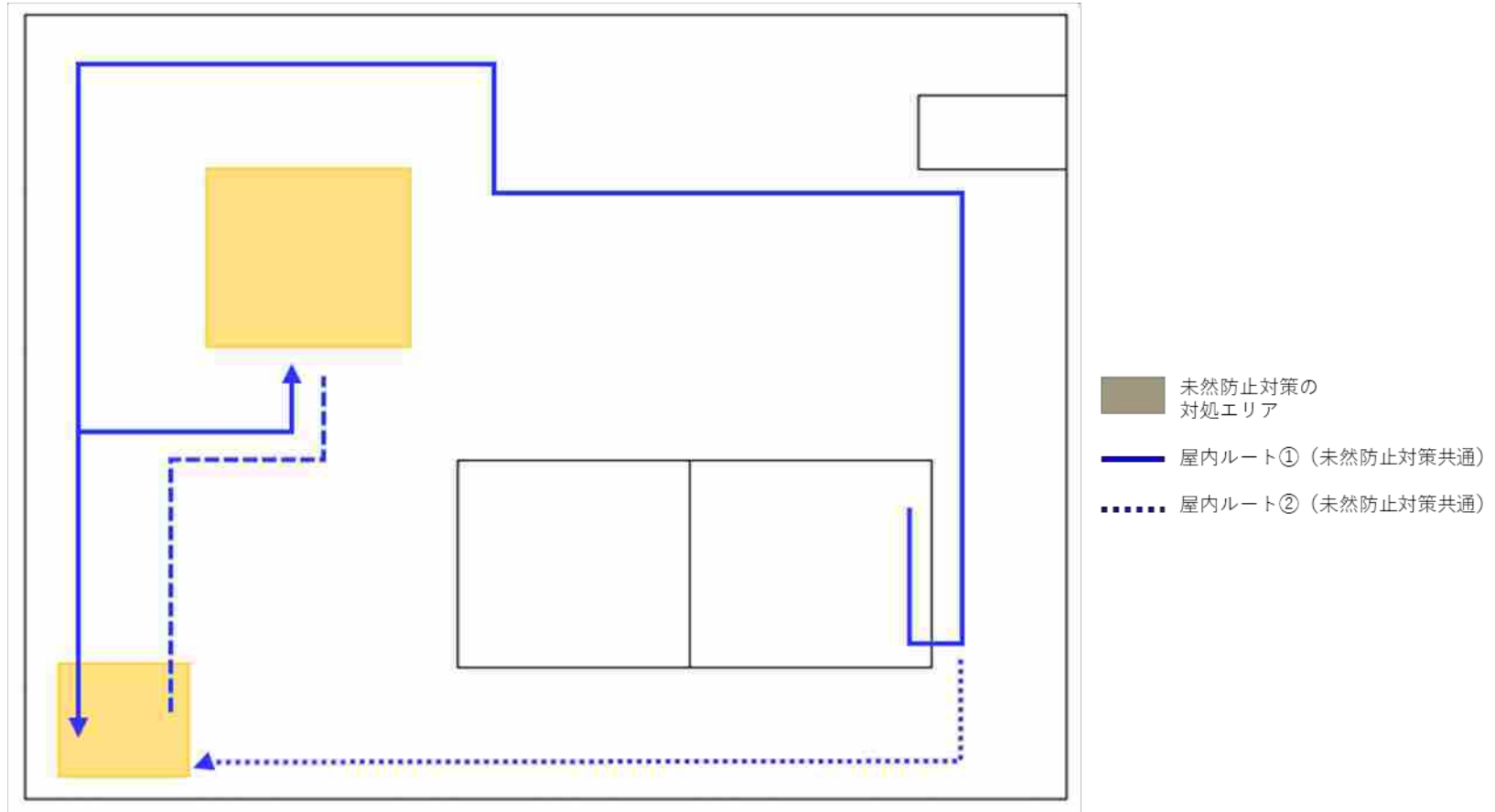


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (1/5)



ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 3階

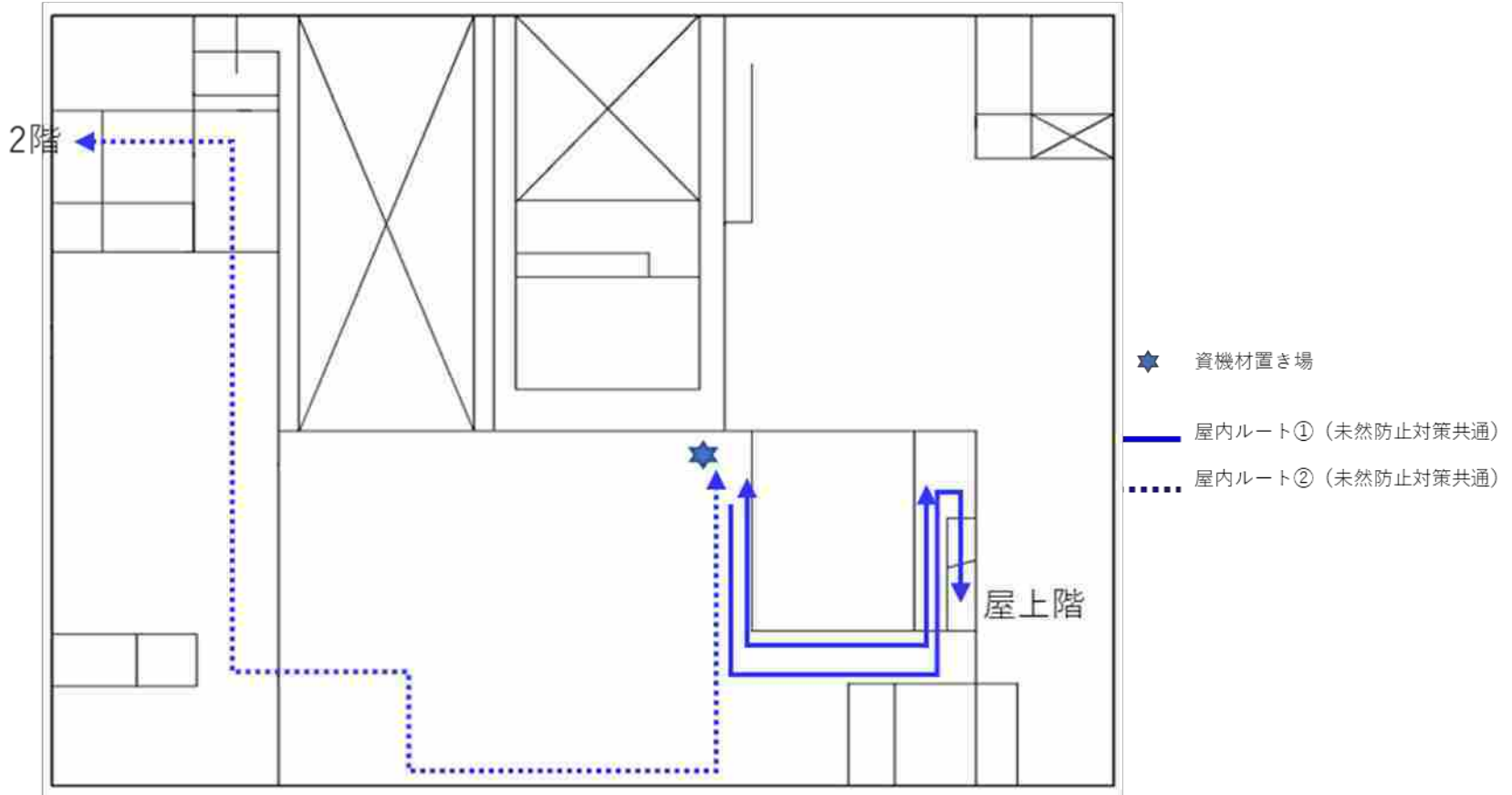


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (2/5)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 2階

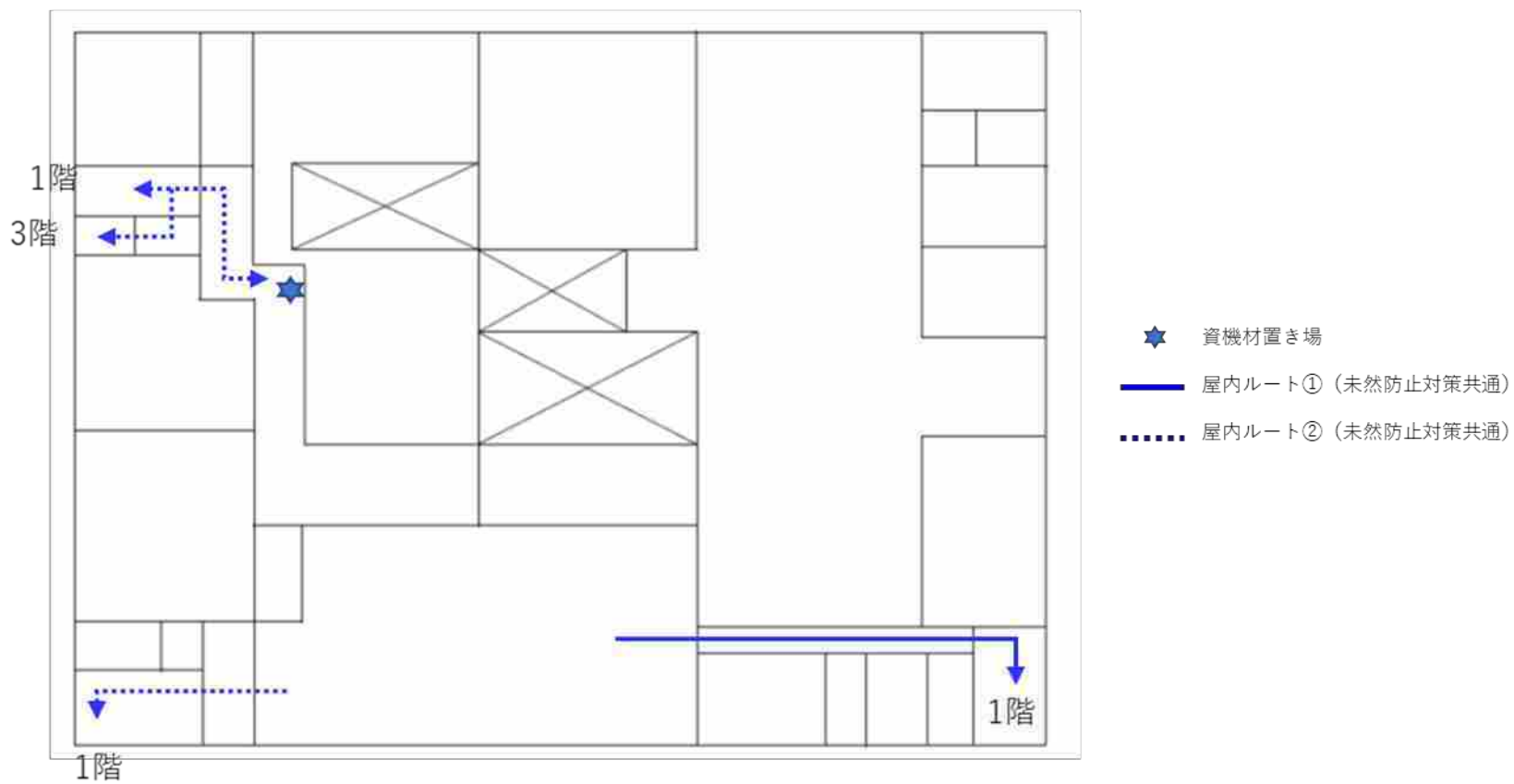


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (3/5)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 1階

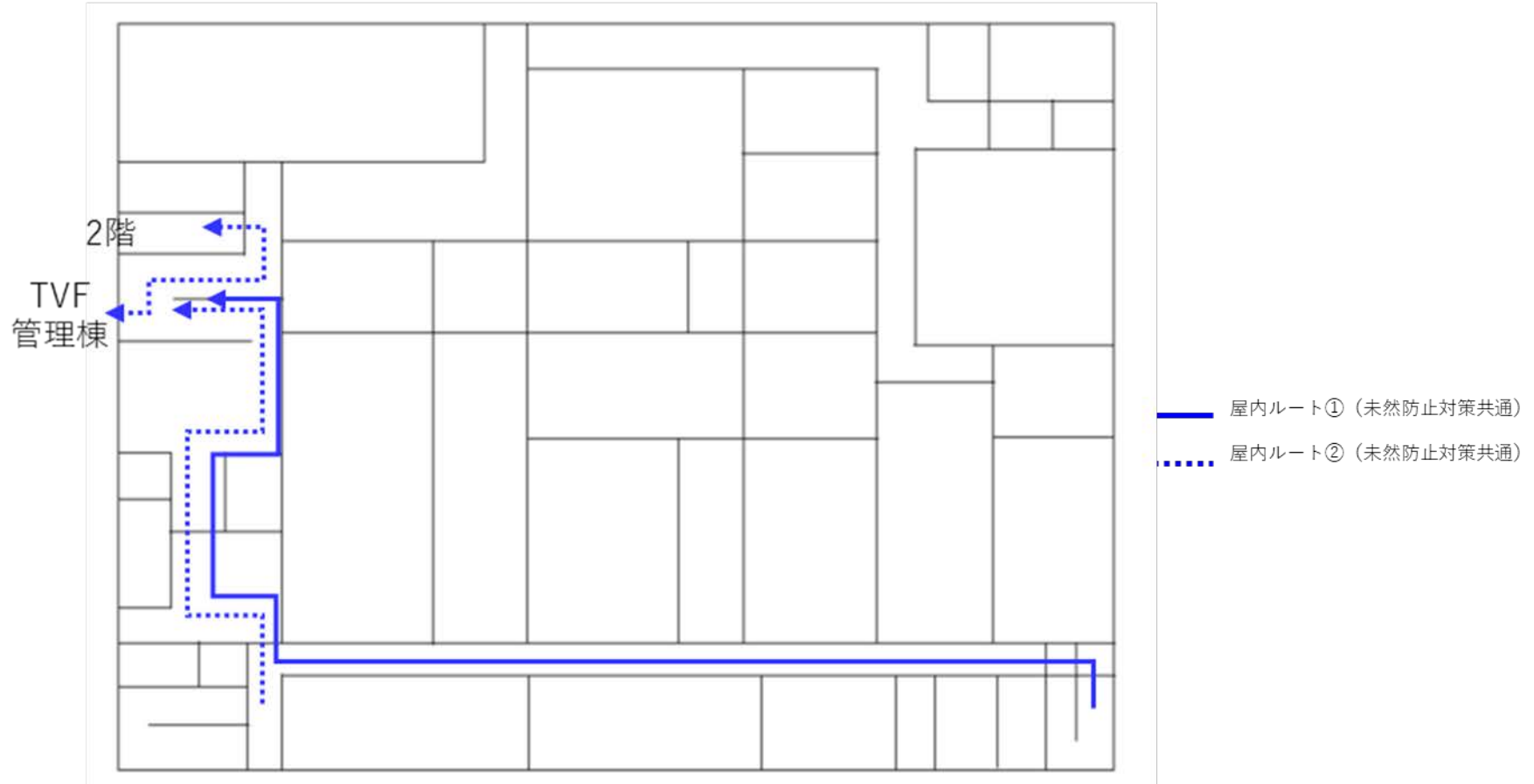


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (4/5)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下1階

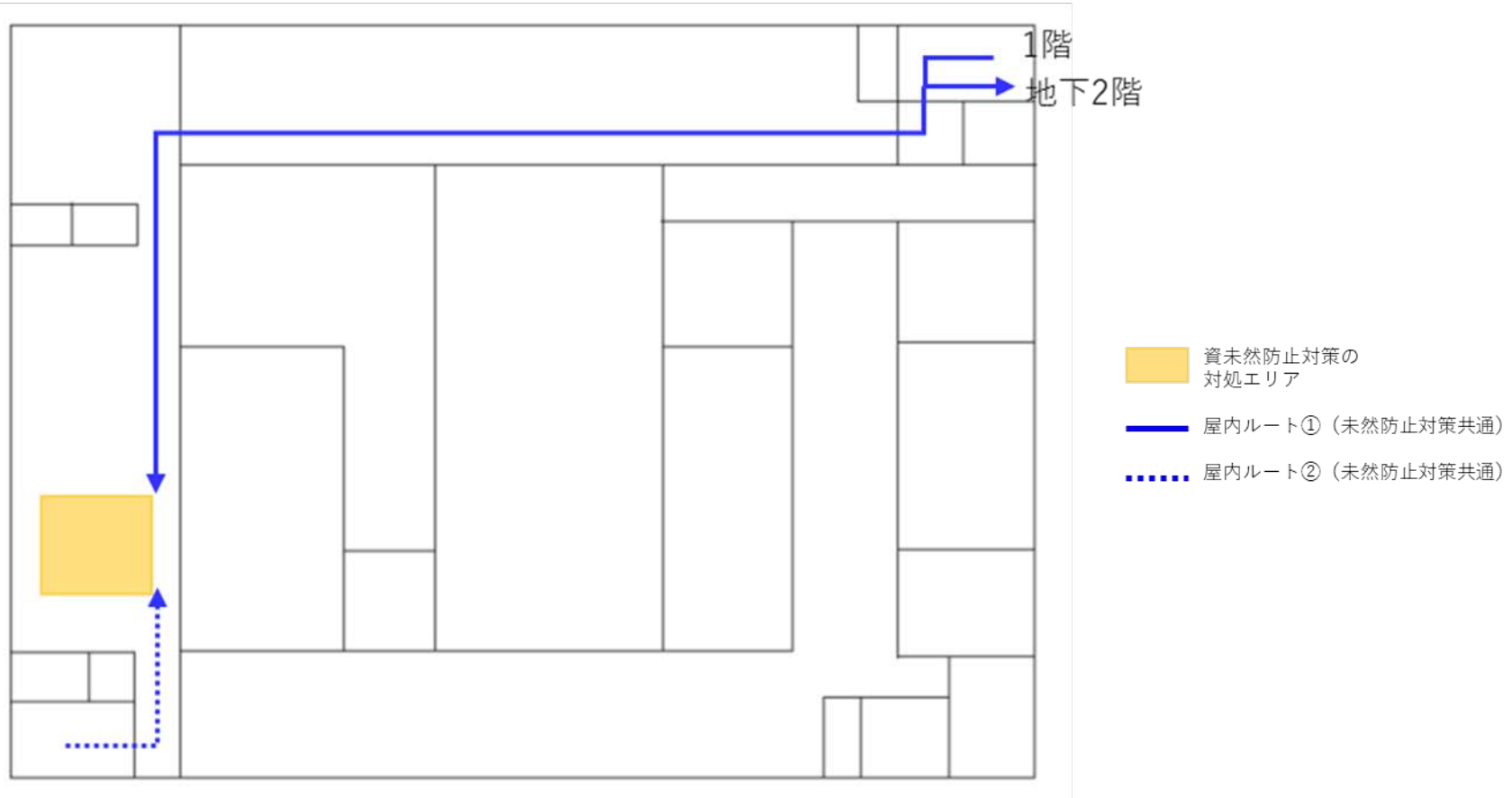


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (5/5)

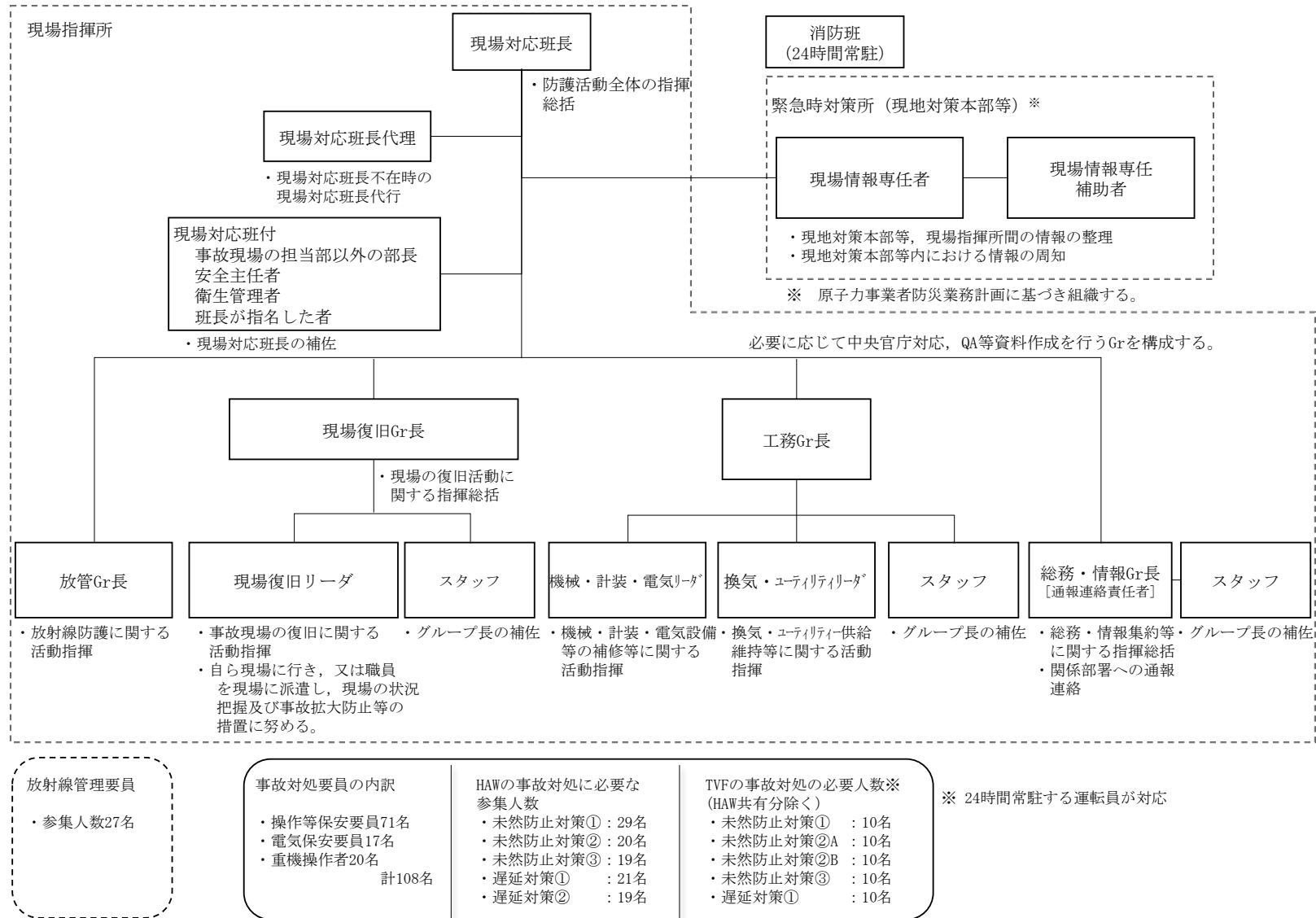
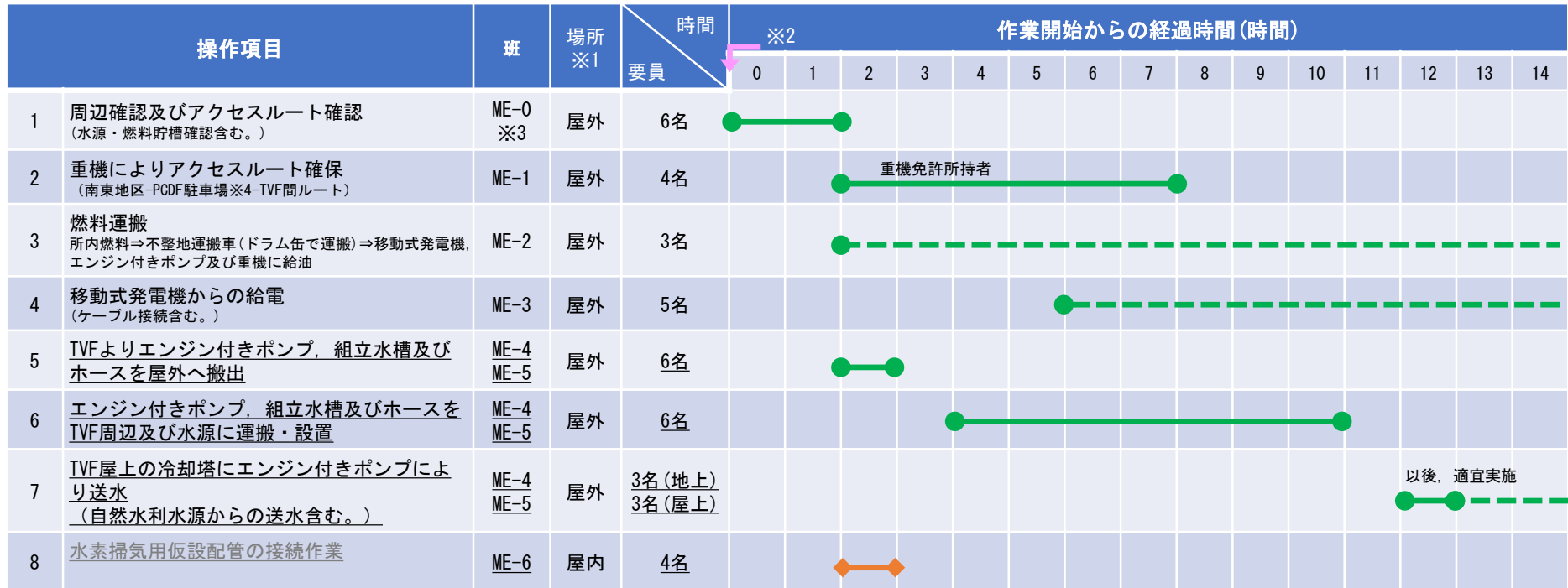


図 3-5-1 事故対処の体制図 (現場対応班)

表 3-2-1 未然防止対策①-2：移動式発電機からの給電及び冷却塔での冷却（自然水利及び所内燃料を利用する場合）

(タイムチャート) (1/2)



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定

※3 ME-1, ME-4~6より各3名

※4 PCDF駐車場:ブルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

グレー文字:水素掃気系等に係る対応 下線:TVF交替勤務者対応

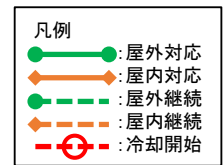


表 3-2-1 未然防止対策①-2：移動式発電機からの給電及び冷却塔での冷却(自然水利及び所内燃料を利用する場合)  
(タイムチャート) (2/2)



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定  
グレー文字：水素掃気系等に係る対応 下線：TVF交替勤務者対応

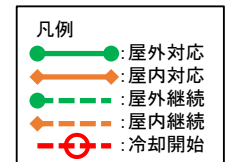


表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (可搬型蒸気供給設備用)	約 3.9	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型チラー用)	約 4.0	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型ブロワ用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

（注）高放射性廃液貯蔵場（HAW）共用分は除く。



表 3-3-2-2 未然防止対策①-2 における燃料の必要量

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
冷却水の供給	エンジン付きポンプ	0.0014	168 (7日間)	3	0.71
通信機器の充電	可搬型発電機 (通信機器用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
計測系 監視機器の充電	可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
合計必要量					2

(注) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 共用分は除く。

表 3-3-3-1 未然防止対策①-2 において使用する主な恒設の事故対処設備

	設備	設備場所	数量	仕様
1	冷却塔 (G83H10/20)	TVF 屋上	1	冷却能力 : $9.75 \times 10^5$ kcal/h 27 kVA
2	一次冷却水ポンプ (G83P32/42)	TVF B1F	1	流量 : 60 m <sup>3</sup> /h 14 kVA
3	二次冷却水ポンプ (G83P12/22)	TVF 屋上	1	流量 : 195 m <sup>3</sup> /h 57 kVA
4	冷却器 (G83H30/40)	TVF B1F	1	交換熱量 : $2.85 \times 10^5$ kcal/h

表 3-3-3-2 ガラス固化技術開発施設（TVF）において移動式発電機から  
給電する機器の負荷容量

設備名称	用途	容量 [kVA]
冷却塔	受入槽等の冷却	27
二次冷却水ポンプ	受入槽等の冷却	57
圧縮機制御盤	受入槽等の水素掃気	0.7
計装用空気圧縮機	受入槽等の水素掃気	113
脱湿器	受入槽等の水素掃気	0.7
エアスフィア排風機	受入槽等の水素掃気	24
一次冷却水ポンプ	受入槽等の冷却	14
水中ポンプ（散水補給用）	受入槽等の冷却	0.7
空調機	制御室の換気	7
第二付属排気筒モニタ排気用ブロー 第二付属排気筒サブリングエネット	排気モニタ等	6
その他	仮設照明，予備	10
合計		260.1

表 3-3-3-3 未然防止対策①-2 において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	<u>不整地運搬車</u> ( <u>ドラム缶運搬用</u> )	南東地区	<u>PCDF駐車場※</u> <u>～燃料貯槽</u>	1	<u>最大積載本数：9 本</u>
2	エンジン付きポンプ	TVF建家内	自然水利取水場所	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m
3	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
4	水中ポンプ	TVF建家内	TVF屋上	1	揚程：約1 m 流量：8.2 m <sup>3</sup> /h (流速は実測値)
5	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
6	組立水槽	TVF建家内	TVF屋上	1	容量：1 m <sup>3</sup>
7	<u>移動式発電機</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	1	<u>1000 kVA</u>
8	消防ホース	TVF建家内	自然水利～TVF屋上 (最長約1420 m + 22.0 m)	73	65A 20 m

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-4 未然防止対策①-2 において使用する主な可搬型事故対処設備（重機、通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	<u>ホイールローダ</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	<u>&lt;T.P. +15 m</u>	<u>1</u>	<u>エンジン定格出力：22 kW</u> <u>(29.9PS)</u> <u>標準バケット容量：0.09 m<sup>3</sup></u>
2	<u>油圧ショベル</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	<u>&lt;T.P. +15 m</u>	<u>1</u>	<u>エンジン定格出力：22 kW</u> <u>(30PS)</u> <u>標準バケット容量：0.4 m<sup>3</sup></u>
3	<u>エンジン付きライト</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	<u>所内</u>	<u>7</u>	<u>ランプ電力 1000[W]</u>
4	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	TVF建家内	所内	1	約3 kVA
5	MCA 携帯型無線機	TVF建家内	所内	1	送信出力：2 W
6	衛星電話	TVF建家内	所内	1	—
7	簡易無線機	TVF建家内	所内	4	送信出力：5 W
8	トランシーバ	TVF建家内	所内	6	—

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-5 未然防止対策①-2 において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備	TVF建家内	TVF建家内	2	温度レンジ：0～200 °C
2	可搬型液位測定設備（G11V10, V20）	TVF建家内	TVF建家内	2	測定レンジ：0～47.04 kPa
3	可搬型液位測定設備（G12E10, V12）	TVF建家内	TVF建家内	2	測定レンジ：0～28.224 kPa
4	可搬型液位測定設備（G12V14）	TVF建家内	TVF建家内	1	測定レンジ：0～37.632 kPa
5	可搬型密度測定設備 （G11V10, V20/G12E10, V12）	TVF建家内	TVF建家内	4	測定レンジ：0～1.176 kPa

表 3-3-3-6 未然防止対策①-2 において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンブラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C
2	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>85</sup> Kr
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンブラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , <sup>131</sup> I, <sup>129</sup> I
4	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

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  
未然防止対策②A/②Bの有効性について



## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（未然防止対策②A/②B）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対処要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ①水の必要量
      - ②燃料の必要量
    - 3.3.3 使用する事故対処設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対処要員の確保
  - 4.2 必要な資源の確保
    - 4.2.1 水及び燃料の保管量
    - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
  - 4.3 事故対処設備の健全性
    - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
    - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
  - 4.4 対策の実施までに要する時間
    - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
      - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

- ②対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
  - 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順
    - ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定
    - ②その他の監視測定
  - 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果
- 5. 有効性評価の結果

## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し<sup>※1</sup>、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

未然防止対策②A/②Bについては、事故対処要員の確保<sup>※2</sup>、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により外部支援に期待しない期間（7日間）、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認することで、その有効性を評価する。

※1 高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員

※2 ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。

## 2. 事故の想定

起因事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、ガラス固化技術開発施設（TVF）の受入槽（G11V10）、回収液槽（G11V20）、濃縮液槽（G12V12）、濃縮液供給槽（G12V14）及び濃縮器（G12E10）である（「添四別紙1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照）。これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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、今後ガラス固化技術開発施設（TVF）で受入れ

る最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽（272V35）の値を用いて有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙 1-1-27 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高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、濃縮された廃液を保有する濃縮液槽（G12V12）及び濃縮液供給槽（G12V14）の 56 時間とする。また、濃縮器の運転中、濃縮器内の高放射性廃液は沸騰状態で、施設内水源を注水する停止操作を行い、その後状況に応じて遅延対策を進めることで、沸騰到達時間は 56 時間以上となる。

### 3. 対策（未然防止対策②A/②B）

#### 3.1 対策概要

ガラス固化技術開発施設（TVF）の高放射性廃液を内包する受入槽等は、通常時には、ガラス固化技術開発施設（TVF）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、高放射性廃液の崩壊熱を除去する一次冷却系、一次冷却系を冷却する二次冷却系及び二次冷却系に移行した熱を大気中へ逃がす建家屋上の密閉式冷却塔等から構成される。

未然防止対策②A/②Bでは、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、エンジン付きポンプ等の可搬型事故対処設備により、冷却コイル又は冷却ジャケットへ給水し、高放射性廃液を冷却した水を可搬型チラーにより冷却し、再度冷却コイル又は冷却ジャケットへ給水することで、事象発生から沸騰に至る評価時間（56時間）までの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。対策に必要な資源である水は可搬型貯水設備からの給水システムを確保して給水し、燃料は地下式貯油槽から必要な設備へ運搬し、給油する。さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上にながれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬及び配置を行う。未然防止対策②A/②Bの対策概要図は図3-1-1及び図3-1-2に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

未然防止対策②A/②Bの構成を明確化し、平常運転時に使用する系統から速やかに切り替え操作ができるように、未然防止対策②A/②Bに必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、未然防止対策②A/②Bの具体的内容を示す。

##### イ. 冷却コイル等への通水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、可搬型チラー、エンジン付きポンプ及び給水ポンプ等を用いて冷却コイル又は冷却ジャケットへ通水する未然防止対策②A/②Bに必要な資源、設備及び要員が確保されている場合は、冷却コイル又は冷却ジャケットへの通水の実施を判断し、以下のロ.及びハ.に移行する。

なお、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器それぞれの冷却ジャケットを個別に通水する未然防止対策②Aと、恒設の一次冷却水系を使用して受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液

供給槽及び濃縮器の冷却コイル又は冷却ジャケットへ通水する未然防止対策②B があり、仮設ホースの接続や復旧の容易性、沸騰到達時間等から、個別に通水可能な未然防止対策②A を優先して実施する。

#### ロ. 建家外からの水の供給経路の構築

エンジン付きポンプ及び給水ポンプに使用する燃料を確保する。エンジン付きポンプ、給水ポンプ及び組立水槽からホースを敷設し、冷却コイル又は冷却ジャケットに水を供給する経路を構築する。また、排水用組立水槽から可搬型チラーに接続し、供給用組立水槽に冷却された水が送水される経路を構築する。

なお、組立水槽の液量が減少した場合は、可搬型貯水設備から水を補給する。

#### ハ. 可搬型計装設備の準備

受入槽等の廃液の温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の計装設備へ可搬型温度計測設備を接続し温度測定を可能とする系統を構築する。廃液の温度の測定対象設備は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器である。

#### ニ. コイル等への通水の実施

未然防止対策②A は、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器の冷却ジャケットへそれぞれの給水であり、給水ポンプ及び可搬型チラー（1 台）を起動し、排水経路及び供給経路に異常がないことを確認し通水する。

未然防止対策②B は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器の冷却コイル又は冷却ジャケットへの給水であり、エンジン付きポンプ及び可搬型チラー（2 台）を起動し、排水経路及び供給経路に異常がないことを確認し通水する。

冷却コイル又は冷却ジャケットへの通水に使用した冷却水は、組立水槽に回収し、サーベイメータ等を用いて汚染の有無を確認した上で、再循環する。

なお、組立水槽の液量が減少した場合は、消防ポンプ車又はエンジン付きポンプにより可搬型貯水設備等から水を補給する。

#### ホ. 搬型チラーの運転の実施

可搬型チラー（未然防止対策②A：1 台、未然防止対策②B：2 台）を可搬型発電機からの給電により運転を開始する。

#### へ. 冷却コイル等の通水による崩壊熱除去機能維持の成否判断

受入槽等に保有する高放射性廃液が未沸騰状態（廃液温度 102 °C未満）で安定していることを確認することにより，未然防止対策②A/②B の実施により崩壊熱除去機能が維持されていると判断する。

#### ト. 監視測定

未然防止対策②A/②B 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，受入槽等の高放射性廃液の温度である。対策実施後に高放射性廃液の温度を測定することで，崩壊熱除去機能が維持されているか監視する。

上記に基づき未然防止対策②A/②B に係る訓練を実施して作成したタイムチャートを表 3-2-1 及び表 3-2-2 に示す。未然防止対策②A/②B 実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例を図 3-2-1 に示す。

なお，可搬型貯水設備等の配備前においては，タイムチャート中の可搬型貯水設備からの給水に要する時間及び地下式貯油槽からの給油に要する時間は，ガラス固化技術開発施設（TVF）から最も遠い水源及び燃料貯蔵施設を利用する場合の時間により確認した。

### 3.3 要員，資源，設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対処要員

未然防止対策②A/②B の各手順の実施に必要な要員数は，タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果，未然防止対策②A/②B の実施に必要な事故対処要員数は 10 名（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員 20 名を除く。）であった。

なお，ガラス固化処理運転中においては，ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員 10 名が 24 時間常駐し，必要な人数及びスキルを満たすことから，この要員で事故対処を実施する。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

未然防止対策②A/②B において使用する水は，各貯槽の発熱量から，沸騰しないために冷却コイル又は冷却ジャケットへ供給する水の必要量を算出した（「添四別紙 1-1-29 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高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流

量の計算書」参照)。

未然防止対策②A では時間当たり約 1 m<sup>3</sup>、未然防止対策②B では時間当たり約 2 m<sup>3</sup> で冷却コイル又は冷却ジャケットへ循環させ<sup>※1</sup>、可搬型チラー、エンジン付きポンプ等の可搬型設備を用いて構築する一次冷却水システムのループ構成から使用するホース（内径 65 mm、長さ約 20 m/本、12 本使用）の総容量は約 1 m<sup>3</sup>であることから、組立水槽（5 m<sup>2</sup>/2 基使用）の容量を踏まえ、未然防止対策②A/②Bにおける水の必要量は 10 m<sup>3</sup>である。

※1：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、消防ポンプ車は 1 台当たり 168 m<sup>3</sup>/h の送水能力を有している。

## ②燃料の必要量

未然防止対策②A/②Bにおいて使用する燃料は、主に消防ポンプ車、エンジン付きポンプ等の燃料である。必要な燃料量は、各設備の燃費に使用時間及び台数を乗じて算出した（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用分は除く。）。

燃費については、実測値又は機器仕様から求め、実測値及び機器仕様が無いものについては、定格出力と燃料消費量の積により算出した。各設備の燃費を表 3-3-2-1 に示す。

各設備の使用時間については、水の供給用又は冷却用設備、通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援に期待しない期間である 7 日間とした。

これらを積算した結果、未然防止対策②A/②Bにおける燃料の必要量は 3 m<sup>3</sup>である（表 3-3-2-2 参照）。

### 3.3.3 使用する事故対処設備

未然防止対策②A/②Bにおいて使用する主な事故対処設備は、可搬型チラー、可搬型発電機、エンジン付きポンプ等である。主な事故対処設備を表 3-3-3-1～表 3-3-3-5 に示す。給水設備及び給電設備の主な事故対処に必要な設備について、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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。



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。また、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。

建家内のアクセスルートを図 3-3-4-1 に示す。

### 3.3.5 通信連絡

想定される事故等が発生した際に、未然防止対策②A/②B の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

## 3.4 監視測定

### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

#### ①測定対象パラメータ

未然防止対策②A/②B は、可搬型チラー等により高放射性廃液を冷却する対策であることから、高放射性廃液を沸点未満に維持できていることを確認するため、未然防止対策②A/②B の成否判断をする上で情報を把握するために必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

#### <測定対象パラメータ>

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、受入槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

## ②監視測定の方法

可搬型の計測機器による計測方法の概要を以下に示す。また、計測手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。

### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備がある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器やパージメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。未然防止対策②A/②B では、これらのうち、温度計測設備による測定を行う。

### b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

#### (a) 測定対象

- ・ 受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・ 回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・ 濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・ 濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・ 濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

#### (b) 測定方法

温度の測定は既設熱電対を用い、既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお、既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、予備の系統にて測定を行う。

## 3.4.2 その他の監視測定

### ①測定対象パラメータ

受入槽等からのオフガスのモニタリングを実施する。

### ②監視測定の方法

可搬型モニタリング設備により受入槽等からのオフガスをサンプリングし、監視する。その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。

### 3.5 事故時の体制と支援

事故対応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応を実施し得る体制を整備する。

事故対応は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行う。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担、責任者等を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対応を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対応を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織、現場対応班が事故対応に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。

#### 4. 有効性評価

##### 4.1 事故対処要員の確保

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の未然防止対策②A/②Bに必要な事故対処要員は10名であり (高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共用する要員20名を除く。), ガラス固化処理運転中においては, ガラス固化技術開発施設 (TVF) には運転員10名が24時間常駐するため, この要員で事故対処を実施する。なお, 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共用する事故対処要員の招集については, 起因事象の発生から対策開始までの時間は, 参集移動の準備, 居住地からの移動 (徒歩) 及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮して10時間を想定する (「添四別紙 1-1-5 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の未然防止対策②の有効性について」4.1.2 参照)。

##### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が, 未然防止対策②A/②Bにおける7日間 (外部支援に期待しない期間) の必要量を満たすことを確認する。

###### 4.2.1 水及び燃料の保管量

対策に必要な水は, 事故時に使用できるように可搬型貯水設備にて所内のプルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場に10 m<sup>3</sup>以上保管する。

また, 対策に必要な燃料は, プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場の地下式貯油槽に3 m<sup>3</sup>以上を保管する。

###### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水については, 対策を継続するために必要な水10 m<sup>3</sup>に対し, プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場に10 m<sup>3</sup>以上を保管することから, 7日間 (外部支援に期待しない期間) の必要量を満たすことを確認した。

燃料については, 対策を継続するために必要な燃料3 m<sup>3</sup>に対し, プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場の地下式貯油槽に3 m<sup>3</sup>以上を保管することから, 7日間 (外部支援に期待しない期間) の必要量を満たす。

これらの結果から, 水及び燃料の保管量が, 未然防止対策②A/②Bにおける7日間 (外部支援に期待しない期間) の必要量を満たすことを確認した。

#### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

##### 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持されるガラス固化技術開発施設（TVF）に設置している。また、恒設の事故対処設備は、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計（「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）としている。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、ガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内及びプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に配備する。

また、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。

核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

##### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有するガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 対策の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は56時間であることから、事故の発生から未然防止対策②A/②Bの実施完了までの時間が56時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約10時間である。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

未然防止対策②A/②Bの着手から完了までに要する時間は、表3-2-1及び表3-2-2のタイムチャートから、未然防止対策②A/②Bで約15時間である。

このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約25時間となる。

##### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

未然防止対策②A/②Bに要する時間は合計約25時間あり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（56時間）よりも十分短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に未然防止対策②A/②Bを実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認する。

##### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順

###### ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策②A/②Bの成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

## ②その他の監視測定

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策②A/②B の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

### 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認した。

## 5. 有効性評価の結果

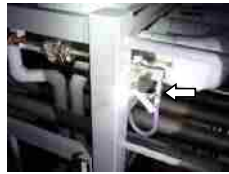
未然防止対策②A/②Bの有効性評価においては、事故対処要員の確保、資源の確保、設備の健全性、所要時間の確認及び監視測定手段の確認により、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認した。したがって、未然防止対策②A/②Bによる事故対処は有効であると判断する。



④組立水槽



⑤補給水用ホース接続



⑥仮設ホース接続



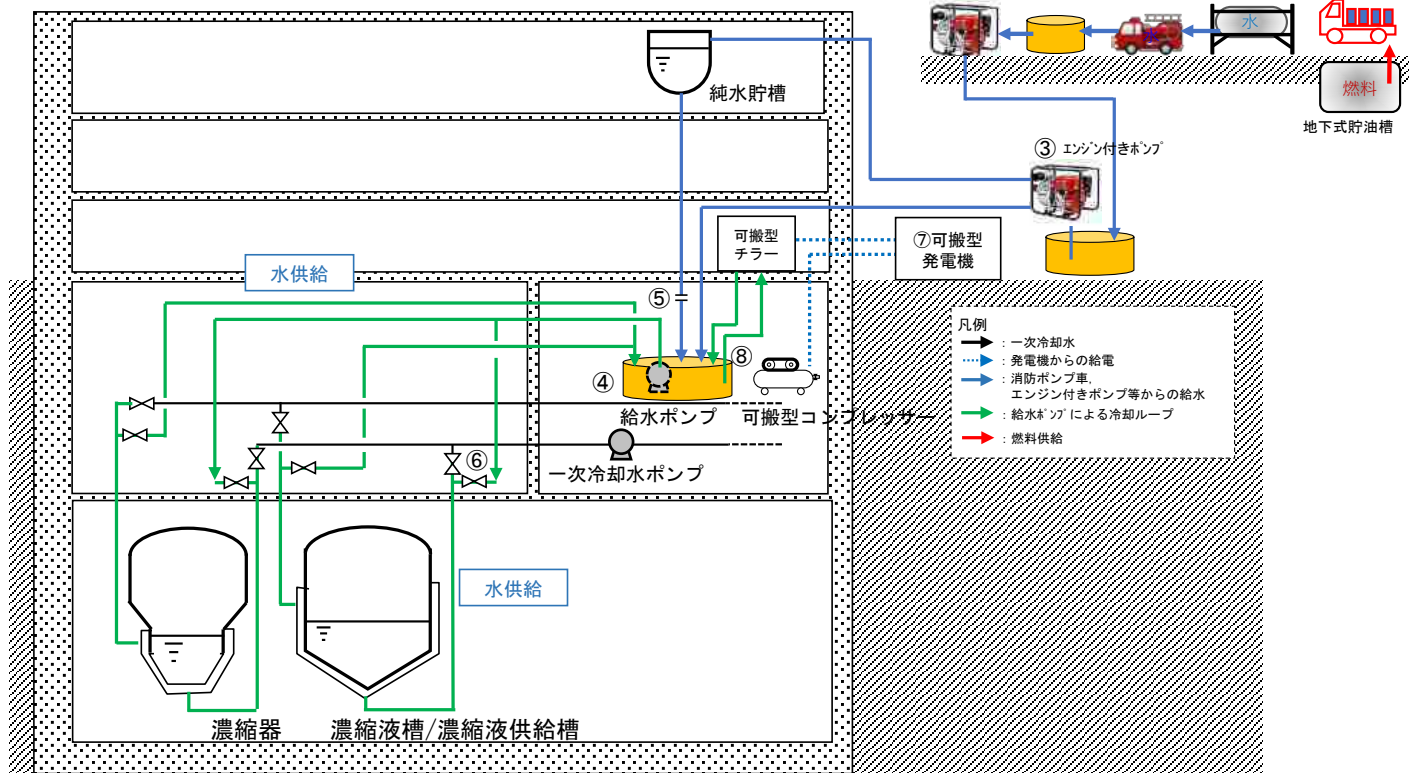
⑦可搬型発電機



⑧給水作業



- ①可搬型貯水設備等からエンジン付きポンプを介して組立水槽に送水
- ↓
- ②PCDF駐車場※1よりエンジン付きポンプによりTVF施設屋外の組立水槽へ送水
- ↓
- ③TVF施設屋外の組立水槽からエンジン付きポンプを介してTVF屋内にホースを敷設
- ↓
- ④⑤TVF施設内に組立水槽、可搬型チラー、給水ポンプ及びホース等を配置
- ↓
- ⑥各槽の冷却ジャケットのドレン用バルブにホースを接続
- ↓
- ⑦⑧TVF施設屋外のエンジン付きポンプ、発電機及び施設内の給水ポンプを起動し、水を供給



※1 PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場  
 ※2 消防ポンプ車又はエンジン付きポンプを使用

図 3-1-1 未然防止対策②A：可搬型チラーによる冷却

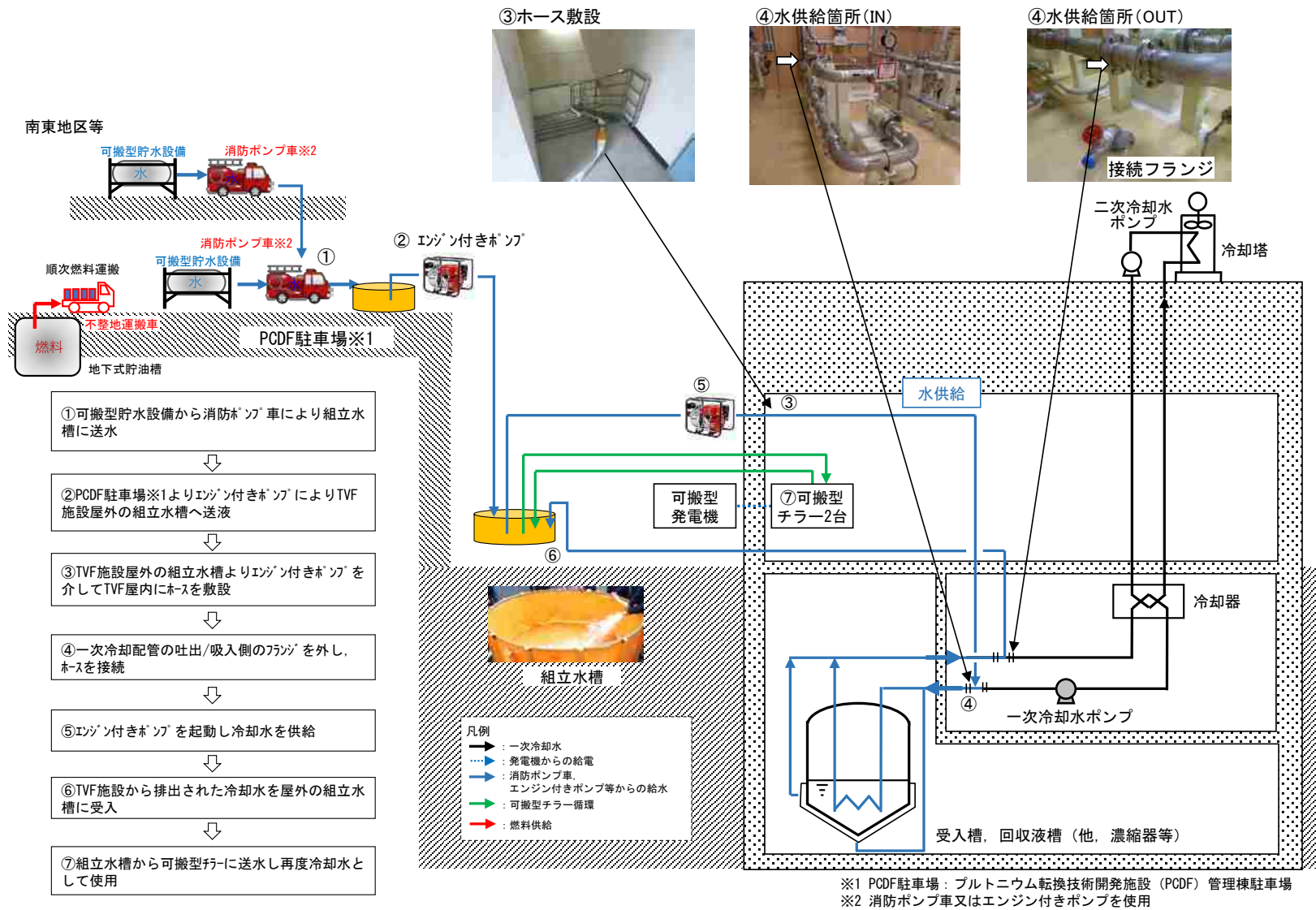


図 3-1-2 未然防止対策②B：可搬型チラーによる冷却

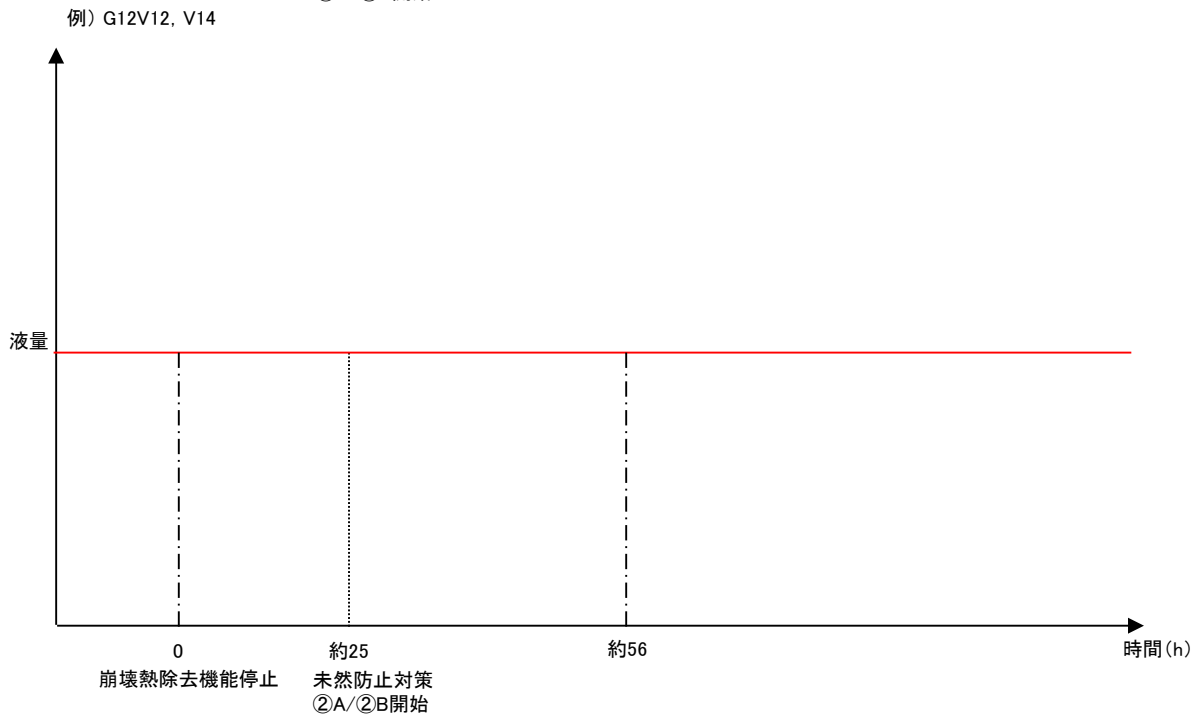
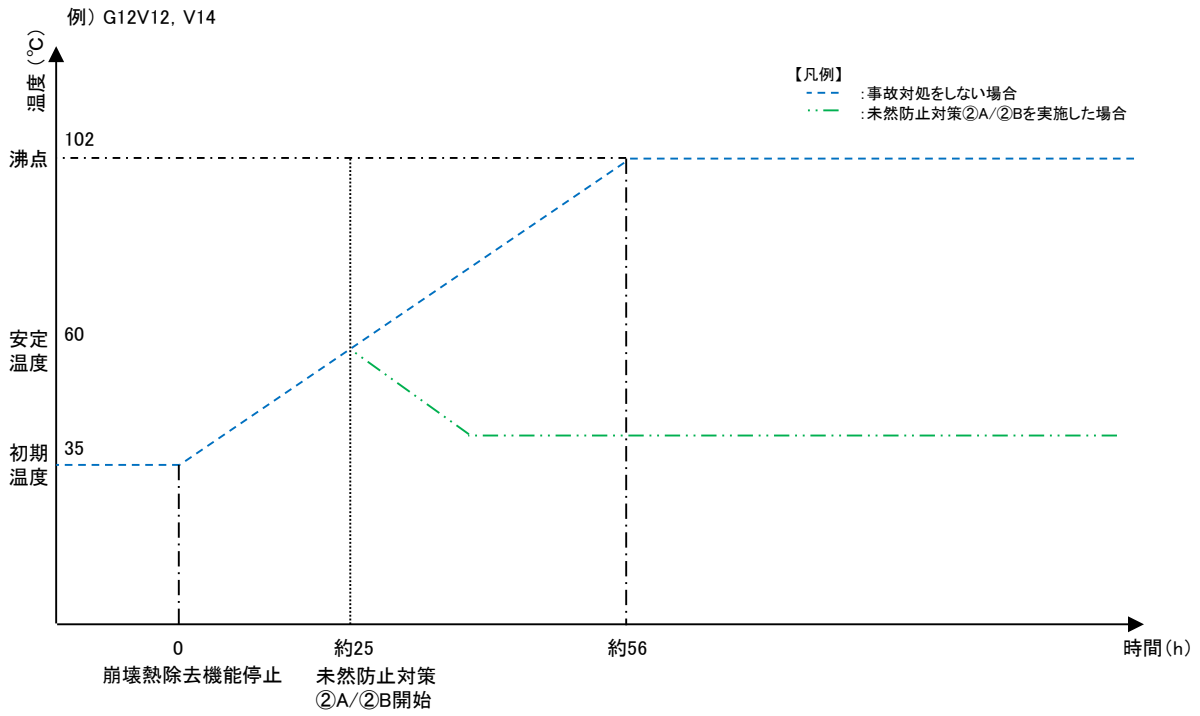


図 3-2-1 対策実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 3階

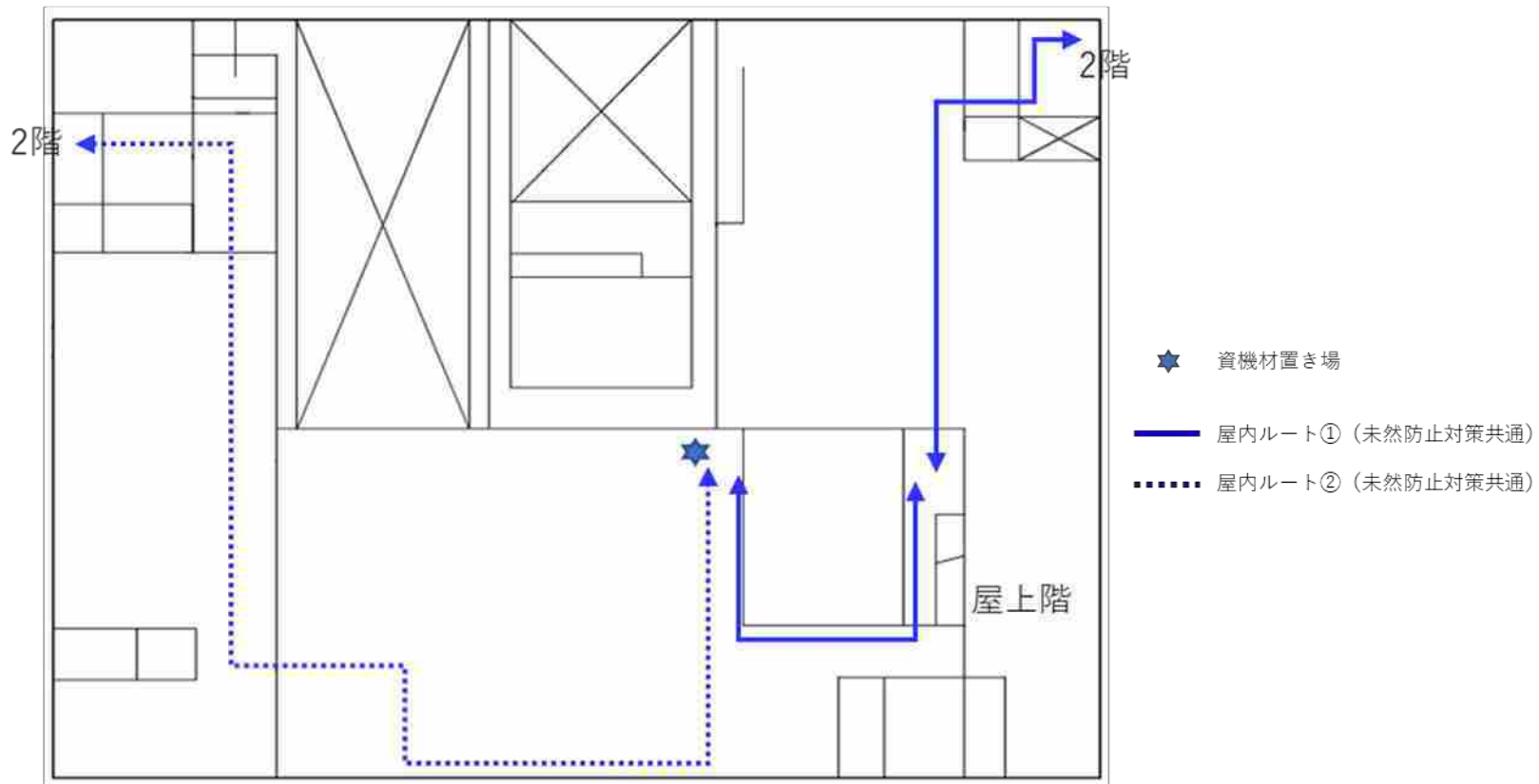


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (1/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 2階

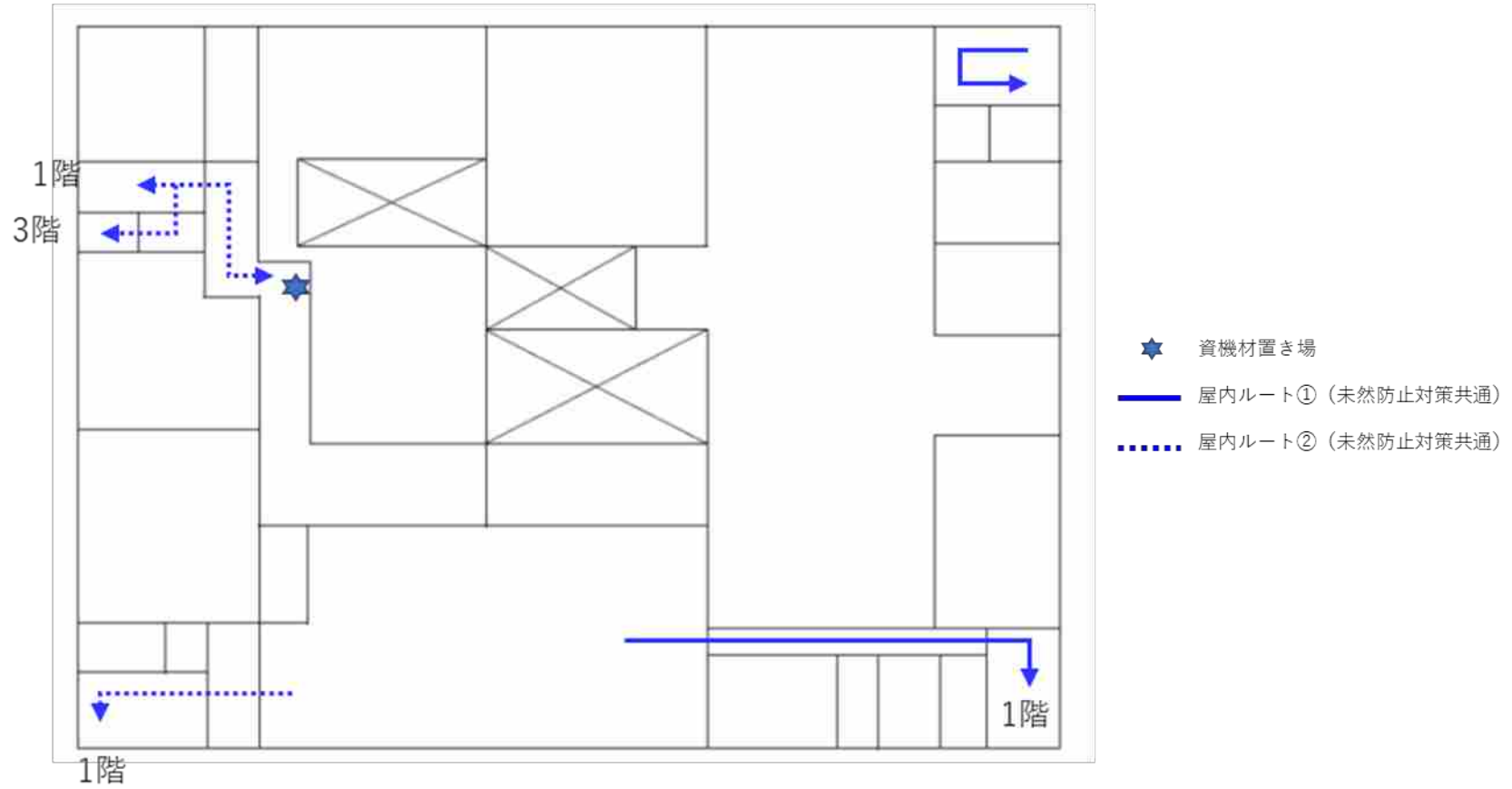


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (2/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 1階

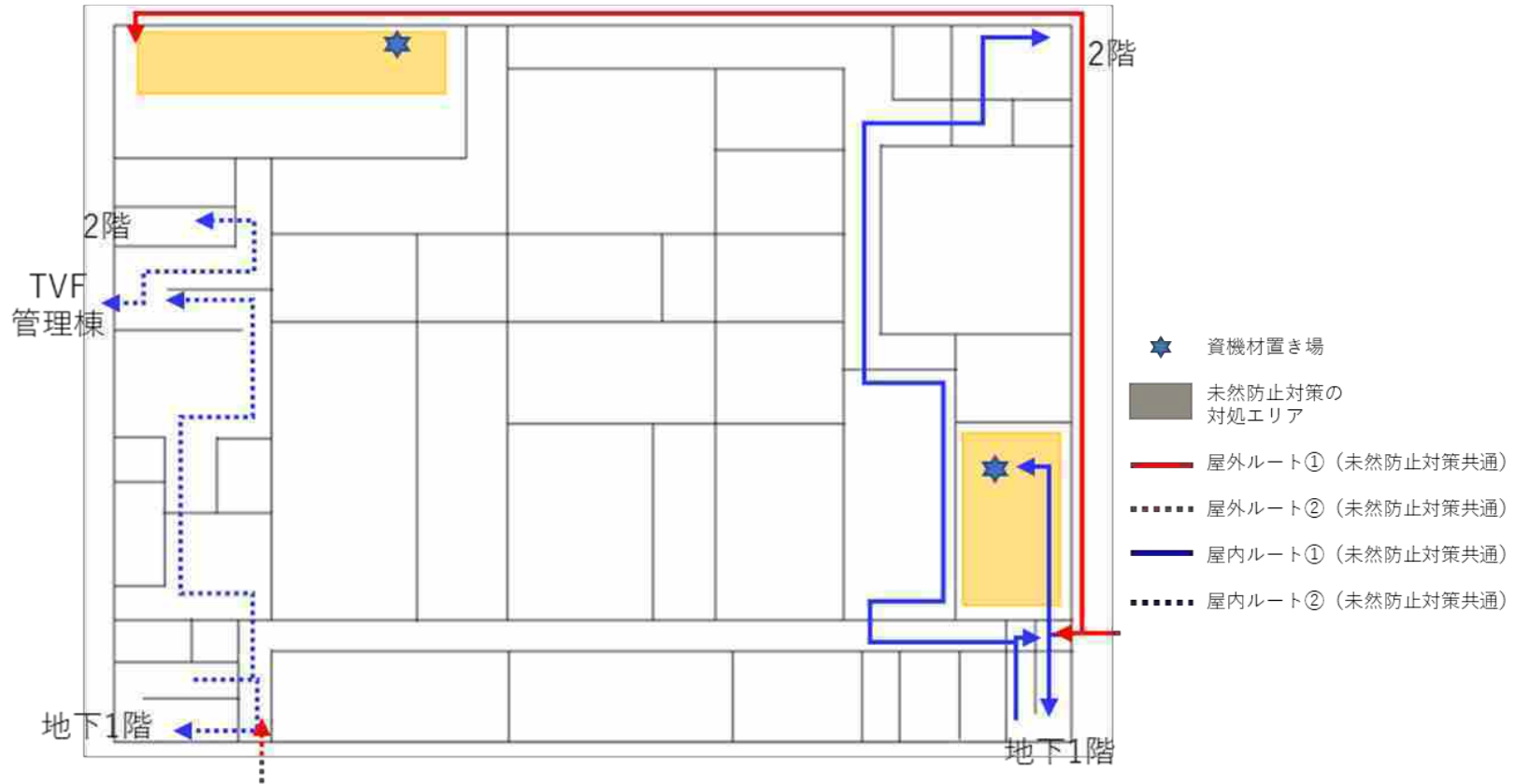


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (3/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下1階

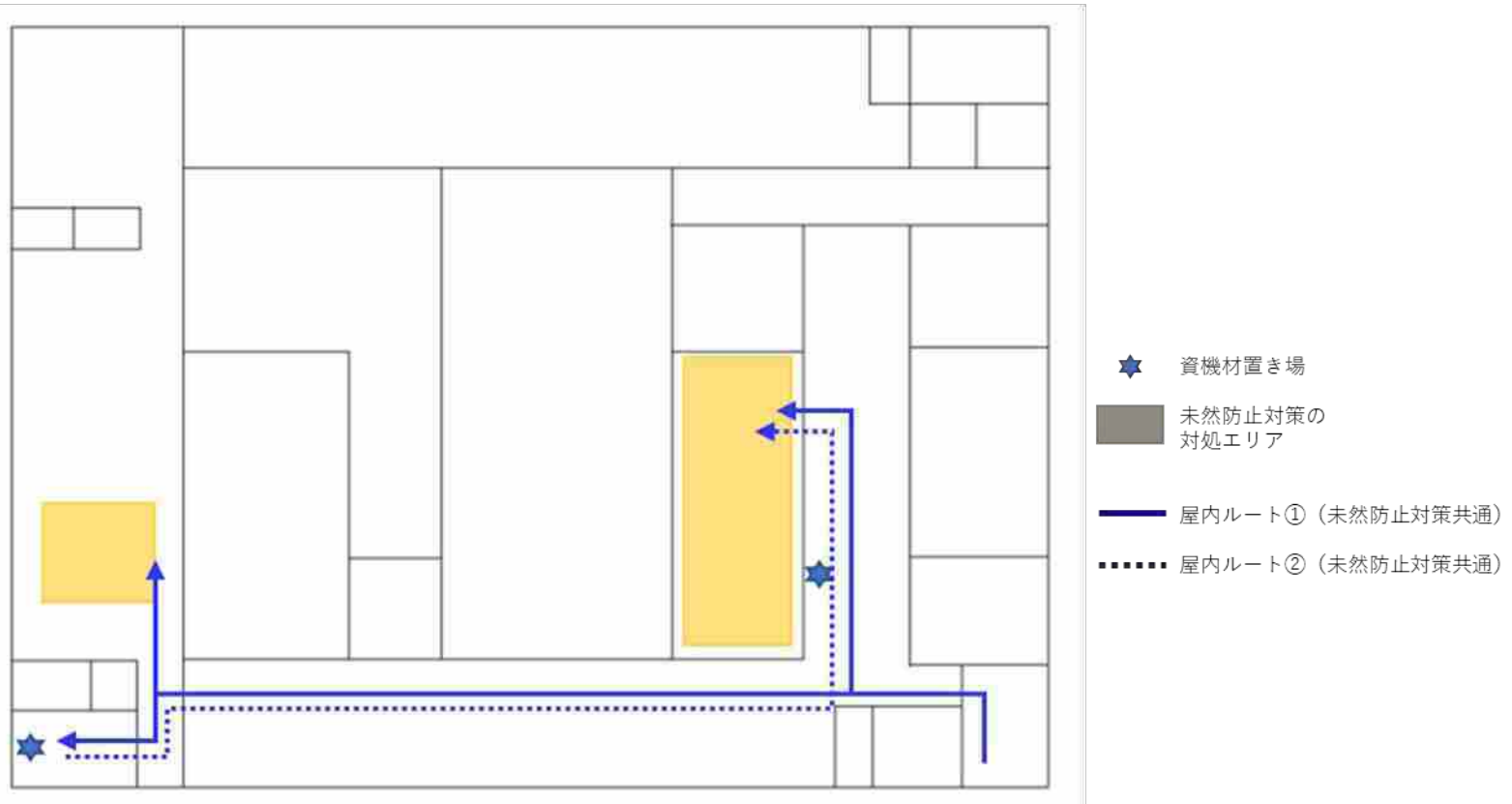


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (4/4)

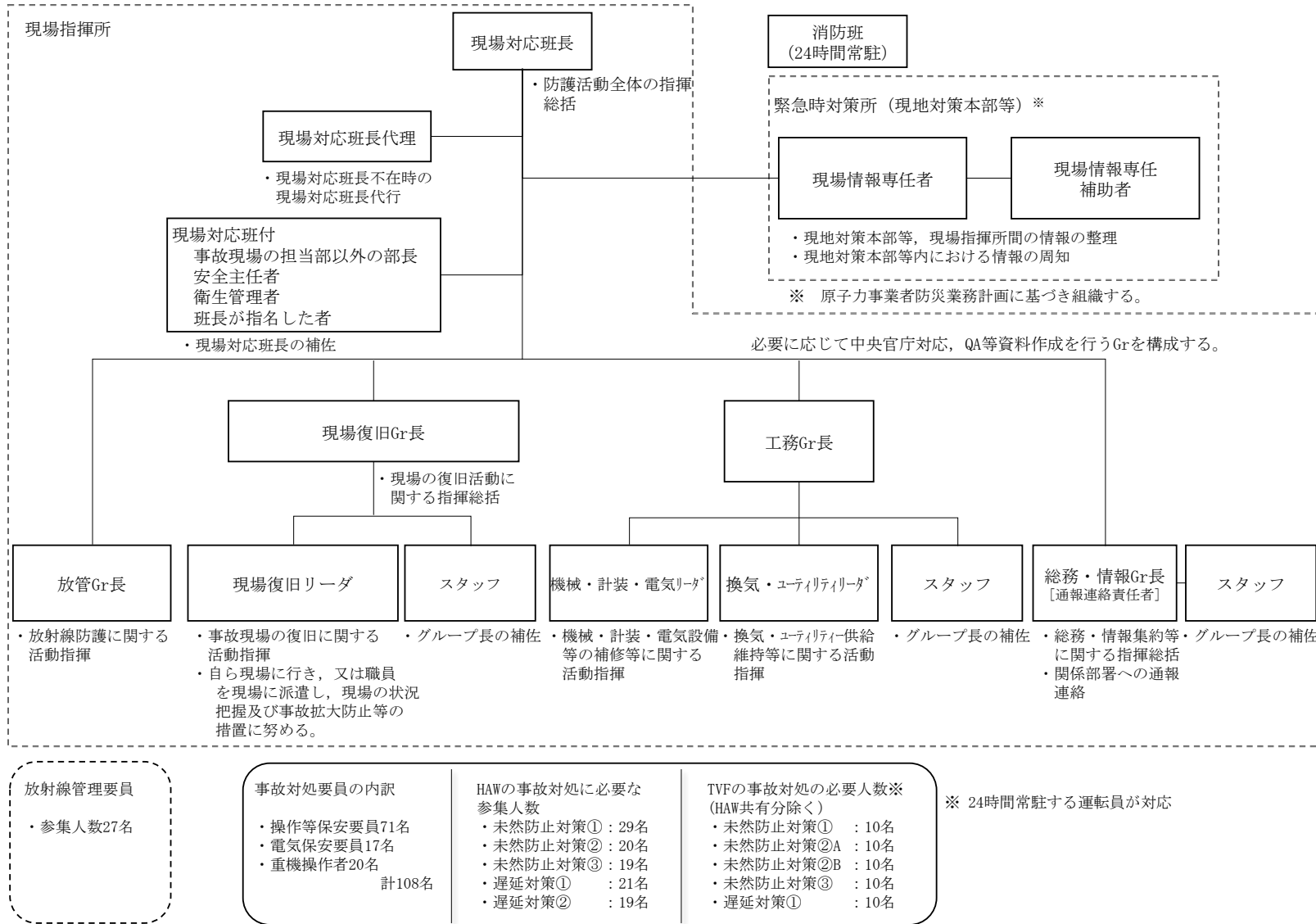


図 3-5-1 事故対応の体制図 (現場対応班)



表 3-2-1 未然防止対策②A：可搬型チラーによる冷却（タイムチャート）



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定 ※3 ME-1, ME-4～6より各3名  
 ※4 PCDF駐車場: プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場 下線: TVF交替勤務者対応

表 3-2-2 未然防止対策②B：可搬型チラーによる冷却（タイムチャート）



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定 ※3 ME-1, ME-4～6より各3名  
 ※4 PCDF駐車場: プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場 下線: TVF交替勤務者対応

表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (可搬型蒸気供給設備用)	約 3.9	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型チラー用)	約 4.0	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型ブロワ用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

（注）高放射性廃液貯蔵場（HAW）共用分は除く。

表 3-3-2-2 未然防止対策②A/②Bにおける燃料の必要量

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
冷却水の供給	エンジン付きポンプ	0.0014	168 (7日間)	3	0.71
水の冷却	可搬型発電機 (可搬型チラー用)	0.0040	168 (7日間)	1	0.68
冷却水の供給	可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	0.0017	168 (7日間)	2	0.58
通信機器の充電	可搬型発電機 (通信機器用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
計測系 監視機器の充電	可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
合計必要量					3

(注) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 共用分は除く。

表 3-3-3-1 未然防止対策②A において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9 本
2	可搬型チラー	TVF建家内	TVF建家内	1	交換熱量：約 12.5 kW
3	可搬型チラー専用発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	定格出力：20 kVA 定格電圧：200 V
4	消防ポンプ車	消防車庫	>T. P. +15 m	1	圧力：>0.187 MPa 揚程：>18.7 m
5	消防ポンプ車	正門車庫	>T. P. +15 m	1	流量：>200 L/min
6	エンジン付きポンプ	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m
7	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
8	給水ポンプ	TVF建家内	TVF建家内	1	最高吐出圧力：0.7 MPa 揚程：3 m 流量：0.7 m <sup>3</sup> /h (流量及び揚程は実測値)
9	組立水槽	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	容量：5 m <sup>3</sup>
10	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
11	組立水槽	TVF建家内	TVF建家内	1	容量：1 m <sup>3</sup>
12	消防ホース (屋外用)	TVF建家内	PCDF駐車場※～TVF建家内 (約300 m)	15	65A 20 m
13	給水用ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF建家内 (約200 m)	10	15A 20 m
14	分岐付ヘッダー	TVF建家内	TVF建家内	1	入口側：メスカプラ×1 出口側：ボールバルブ×7 15Aメスカプラ×7
15	コンプレッサー	TVF建家内	TVF建家内	1	電源：AC100 V 使用最高圧力：約0.8 MPa
16	コンプレッサー用発電機	TVF建家内	TVF外廻り	1	定格出力：3.0 kVA 定格電圧：100 V

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-2 未然防止対策②Bにおいて使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9 本
2	可搬型チラー	TVF建家内	TVF建家内	2	交換熱量：1台当たり約 12.5 kW
3	可搬型チラー専用発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	定格出力：20 kVA 定格電圧：200 V
4	消防ポンプ車	消防車庫	>I. P. +15 m	1	圧力：>0.187 MPa 揚程：>18.7 m 流量：>200 L/min
5	消防ポンプ車	正門車庫	>I. P. +15 m	1	
6	エンジン付きポンプ	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m 流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
7	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	
8	組立水槽	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	容量：5 m <sup>3</sup>
9	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
10	消防ホース (屋外用)	TVF建家内	PCDF駐車場※～TVF外廻り (約200 m)	10	65A 20 m (②Aと共用)
11	消防ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF外廻り～TVF建家内 (約120 m×2)	12	65A 20 m
12	既設配管接続用フランジ (IN)	TVF建家内	TVF建家内	1	ホース接続側：40 A町野式オスカプラ 既設配管側：40 Aフランジ
13	既設配管接続用フランジ (OUT)	TVF建家内	TVF建家内	1	ホース接続側：40 A町野式オスカプラ 既設配管側：40 Aフランジ

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-3 未然防止対策②A/②Bにおいて使用する主な可搬型事故対処設備（貯水設備，重機，通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型貯水設備	PCDF駐車場※ 南東地区	PCDF駐車場※	7	積載量：22 kL
2	ホイールローダ	PCDF駐車場※	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (29.9PS) 標準バケット容量：0.09 m <sup>3</sup>
3	油圧ショベル	PCDF駐車場※	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (30PS) 標準バケット容量：0.4 m <sup>3</sup>
4	エンジン付きライト	PCDF駐車場※	所内	7	ランプ電力 1000[W]
5	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	TVF建家内	所内	1	約3 kVA
6	MCA 携帯型無線機	TVF建家内	所内	1	送信出力：2 W
7	衛星電話	TVF建家内	所内	1	—
8	簡易無線機	TVF建家内	所内	4	送信出力：5 W
9	トランシーバ	TVF建家内	所内	6	—

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-4 未然防止対策②A/②B において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備	TVF建家内	TVF建家内	2	G11V10, V20で1個使用 E12E10, V12, V14で1個使用
2	可搬型液位測定設備 (G11V10, V20)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型液位測定設備 (G12V14)	TVF建家内	TVF建家内	1	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (G11V10, V20/G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	4	各貯槽1個使用



表 3-3-3-5 未然防止対策②A/②B において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C
2	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>85</sup> Kr
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , <sup>131</sup> I, <sup>129</sup> I
4	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

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  
未然防止対策②A-1/②B-1 の有効性について

## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（未然防止対策②A-1/②B-1）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対処要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ①水の必要量
      - ②燃料の必要量
    - 3.3.3 使用する事故対処設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対処要員の確保
  - 4.2 必要な資源の確保
    - 4.2.1 水及び燃料の保管量
    - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
  - 4.3 事故対処設備の健全性
    - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
    - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
  - 4.4 対策の実施までに要する時間
    - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
      - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

- ②対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
  - 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順
    - ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定
    - ②その他の監視測定
  - 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果
- 5. 有効性評価の結果

## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し<sup>※1</sup>、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

未然防止対策②A-1/②B-1 については、事故対処要員の確保<sup>※2</sup>、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により外部支援に期待しない期間（7日間）、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認することで、その有効性を評価する。

※1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員

※2 ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。

## 2. 事故の想定

起因事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の受入槽(G11V10)、回収液槽(G11V20)、濃縮液槽(G12V12)、濃縮液供給槽(G12V14)及び濃縮器(G12E10)である(「添四別紙1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照)。これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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、今後ガラス固化技術開発施設(TVF)で受入れ

る最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽（272V35）の値を用いて有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙 1-1-27 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高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、濃縮された廃液を保有する濃縮液槽（G12V12）及び濃縮液供給槽（G12V14）の 56 時間とする。また、濃縮器の運転中、濃縮器内の高放射性廃液は沸騰状態で、施設内水源を注水する停止操作を行い、その後状況に応じて遅延対策を進めることで、沸騰到達時間は 56 時間以上となる。

### 3. 対策（未然防止対策②A-1/②B-1）

#### 3.1 対策概要

ガラス固化技術開発施設（TVF）の高放射性廃液を内包する受入槽等は、通常時には、ガラス固化技術開発施設（TVF）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、高放射性廃液の崩壊熱を除去する一次冷却系、一次冷却系を冷却する二次冷却系及び二次冷却系に移行した熱を大気中へ逃がす建家屋上の密閉式冷却塔等から構成される。

未然防止対策②A-1/②B-1 では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、エンジン付きポンプ等の可搬型事故対処設備により、冷却コイル又は冷却ジャケットへ給水し、高放射性廃液を冷却した水を可搬型チラーにより冷却し、再度冷却コイル又は冷却ジャケットへ給水することで、事象発生から沸騰に至る評価時間（56 時間）までの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。対策に必要な資源である水は所内水源からの給水システムを確保して給水し燃料は使用可能な所内燃料の確保を行い必要な設備へ運搬し、給油する。さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上にながれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬及び配置を行う。未然防止対策②A-1/②B-1 の対策概要図を図 3-1-1 及び図 3-1-2 に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

未然防止対策②A-1/②B-1 の構成を明確化し、平常運転時に使用する系統から速やかに切り替え操作ができるように、未然防止対策②A-1/②B-1 に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、未然防止対策②A-1/②B-1 の具体的内容を示す。

##### イ. 冷却コイル等への通水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、可搬型チラー、エンジン付きポンプ及び給水ポンプ等を用いて冷却コイル又は冷却ジャケットへ通水する未然防止対策②A-1/②B-1 に必要な資源、設備及び要員が確保されている場合は、冷却コイル又は冷却ジャケットへの通水の実施を判断し、以下のロ. 及びハ. に移行する。

なお、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器それぞれの冷却ジャケットを個別に通水する未然防止対策②A-1 と、恒設の一次冷却水系を使用して受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器の冷却コイル又は冷却ジャケットへ通水する未然防止対策②B-1 があ

り、仮設ホースの接続や復旧の容易性、沸騰到達時間等から、個別に通水可能な未然防止対策②A-1を優先して実施する。

#### ロ. 建家外からの水の供給経路の構築

エンジン付きポンプ及び給水ポンプに使用する燃料を確保する。エンジン付きポンプ、給水ポンプ及び組立水槽からホースを敷設し、冷却コイル又は冷却ジャケットに水を供給する経路を構築する。また、排水用組立水槽から可搬型チラーに接続し、供給用組立水槽に冷却された水が送水される経路を構築する。

なお、組立水槽の液量が減少した場合、所内水源等から水を補給する。

#### ハ. 可搬型計装設備の準備

受入槽等の廃液の温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の計装設備へ可搬型温度計測設備を接続し温度測定を可能とする系統を構築する。廃液の温度測定対象設備は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器である。

#### ニ. 冷却コイル等への通水の実施

未然防止対策②A-1は、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器の冷却ジャケットへそれぞれの給水であり、給水ポンプ及び可搬型チラー（1台）を起動し、排水経路及び供給経路に異常がないことを確認し通水する。

未然防止対策②B-1は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器の冷却コイル又は冷却ジャケットへの給水であり、エンジン付きポンプ及び可搬型チラー（2台）を起動し、排水経路及び供給経路に異常がないことを確認し通水する。

冷却コイル又は冷却ジャケットへの通水に使用した冷却水は、組立水槽に回収し、サーベイメータ等を用いて汚染の有無を確認した上で、再循環する。

なお、組立水槽の液量が減少した場合は、消防ポンプ車又はエンジン付きポンプにより可搬型貯水設備等から水を補給する。

#### ホ. 可搬型チラーの運転の実施

可搬型チラー（未然防止対策②A-1：1台、未然防止対策②B-1：2台）を可搬型発電機からの給電により運転を開始する。



へ。冷却コイル等の通水による崩壊熱除去機能維持の成否判断

受入槽等に保有する高放射性廃液が未沸騰状態（廃液温度 102℃未満）で安定していることを確認することにより、未然防止対策②A-1/②B-1 の実施により崩壊熱除去機能が維持されていると判断する。

ト。監視測定

未然防止対策②A-1/②B-1 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、受入槽等の高放射性廃液の温度である。対策実施後に高放射性廃液の温度を測定することで、崩壊熱除去機能が維持されているか監視する。

上記に基づき未然防止対策②A-1/②B-1 に係る訓練を実施して作成したタイムチャートを表 3-2-1 及び表 3-2-2 に示す。未然防止対策②A-1/②B-1 実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例を図 3-2-1 に示す。

なお、タイムチャート中の所内の水を保管する既設設備からの給水に要する時間及び所内燃料資源からの給油に要する時間は、ガラス固化技術開発施設（TVF）から最も遠い水を保管する既設設備及び燃料を保管する既設設備を利用する場合の時間により確認した。

### 3.3 要員，資源，設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対処要員

未然防止対策②A-1/②B-1 の各手順の実施に必要な要員数は、タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果、未然防止対策②A-1/②B-1 の実施に必要な事故対処要員数は 10 名（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用の移動式発電機等の操作に必要な要員 20 名を除く。）であった。

なお、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員 10 名が 24 時間常駐し、必要な人数及びスキルを満たすことから、この要員で事故対処を実施する。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

未然防止対策②A-1/②B-1 において使用する水は、各貯槽の発熱量から、沸騰しないために冷却コイル又は冷却ジャケットへ供給する水の必要量を算出した（「添四別紙 1-1-29 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高放射性廃液の除熱に必要な冷却

水流量の計算書」参照)。

未然防止対策②A-1 では時間当たり約 1 m<sup>3</sup>、未然防止対策②B-1 では時間当たり約 2 m<sup>3</sup> で冷却コイル又は冷却ジャケットへ循環させ<sup>※1</sup>、可搬型チラー、エンジン付きポンプ等の可搬型設備を用いて構築する一次冷却水システムのループ構成から使用するホース（内径 65 mm、長さ約 20 m/本、12 本使用）の総容量は約 1 m<sup>3</sup> であることから、組立水槽（5 m<sup>2</sup>/2 基使用）の容量を踏まえ、未然防止対策②A-1/②B-1 における水の必要量は 10 m<sup>3</sup> である。

※1：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、消防ポンプ車は 1 台当たり 168 m<sup>3</sup>/h の送水能力を有している。

## ②燃料の必要量

未然防止対策②A-1/②B-1 において使用する燃料は、主に消防ポンプ車、エンジン付きポンプ等の燃料である。必要な燃料量は、各設備の燃費に使用時間及び台数を乗じて算出した（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用分は除く。）。

燃費については、実測値又は機器仕様から求め、実測値及び機器仕様が無いものについては、定格出力と燃料消費量の積により算出した。各設備の燃費を表 3-3-2-1 に示す。

各設備の使用時間については、水の供給用又は冷却用設備、通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援を期待しない期間として 7 日間とした。

これらを積算した結果、未然防止対策②A-1/②B-1 における燃料の必要量は 3 m<sup>3</sup> である（表 3-3-2-2 参照）。

### 3.3.3 使用する事故対処設備

未然防止対策②A-1/②B-1 において使用する主な事故対処設備は、可搬型チラー、可搬型発電機、エンジン付きポンプ等である。主な恒設事故対処設備を表 3-3-3-1～表 3-3-3-5 に示す。給水設備及び給電設備の主な事故対処に必要な設備について、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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

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認する。また、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認する。

建家内のアクセスルートを図 3-3-4-1 に示す。

### 3.3.5 通信連絡

想定される事故等が発生した際に、未然防止対策②A-1/②B-1 の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

## 3.4 監視測定

### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

#### ①測定対象パラメータ

未然防止対策②A-1/②B-1 は、可搬型チラーにより高放射性廃液を冷却する対策であることから、高放射性廃液を沸点未満に維持できていることを確認するため、未然防止対策②A-1/②B-1 の成否判断をする上で情報を把握するために必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

#### <測定対象パラメータ>

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、受入槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

#### ②監視測定の方法

可搬型の計測機器による計測方法の概要を以下に示す。また、計測手順を「添四別紙 1-1-

32 事故時の計装に関する手順等」に示す。

a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備がある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器やパーシメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。未然防止対策②A-1/②B-1では、これらのうち、温度計測設備による測定を行う。

b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

(a) 測定対象

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

(b) 測定方法

温度の測定は既設熱電対を用い、既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお、既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、予備の系統にて測定を行う。

3.4.2 その他の監視測定

①測定対象パラメータ

受入槽等からのオフガスのモニタリングを実施する。

②監視測定の方法

可搬型モニタリング設備により受入槽等からのオフガスをサンプリングし、監視する。その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。

3.5 事故時の体制と支援

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。

事故対処は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行う。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担、責任者等を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対処を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対処を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織、現場対応班が事故対処に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。

## 4. 有効性評価

### 4.1 事故対処要員の確保

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の未然防止対策②A-1/②B-1に必要な事故対処要員は10名であり(高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用する要員20名を除く。), ガラス固化処理運転中においては, ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため, この要員で事故対処を実施する。なお, 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用する事故対処要員の招集については, 起因事象の発生から対策開始までの時間は, 参集移動の準備, 居住地からの移動(徒歩)及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮して10時間を想定する(「添四別紙1-1-6「高放射性廃液貯蔵場(HAW)の未然防止対策②-1の有効性について」4.1.2参照)。

### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が, 未然防止対策②A-1/②B-1における7日間(外部支援に期待しない期間)の必要量を満たすことを確認する。

#### 4.2.1 水及び燃料の保管量

事故対処に必要な水は, 既存の所内水源から使用する。所内水源の容量は, 高台に約1000 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約10630 m<sup>3</sup>の設備に水を有している。所内水源のうち, 津波が遡上しないT.P.+15 m以上の高台には, 中央運転管理室(給水タンク), 中央運転管理室(受水タンク)及び附属機械室(蓄熱槽)があり, それぞれ約300 m<sup>3</sup>, 約300 m<sup>3</sup>及び約400 m<sup>3</sup>の水を保管している。また, 津波の遡上域ではあるものの, 浄水貯槽, 屋外冷却水設備, 散水貯槽及び工業用水受水槽には, それぞれ約4800 m<sup>3</sup>, 約800 m<sup>3</sup>, 約30 m<sup>3</sup>及び約5000 m<sup>3</sup>の水を保管している。

また, 事故対処に必要な燃料は, 既存の所内燃料から使用する。所内燃料の容量は, 高台に約450 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約278 m<sup>3</sup>の設備に燃料を有している。燃料を保管する既設設備については, 津波が遡上しないT.P.+15 m以上の高台には, 南東地区(燃料タンク)に約390 m<sup>3</sup>, 地層処分放射化学研究施設(クオリティ)地下タンクに約10 m<sup>3</sup>及びプルトニウム燃料技術開発センターユーティリティ棟に約50 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。さらに, 津波の遡上域ではあるものの, (再処理施設)ユーティリティ施設地下貯油槽に約114 m<sup>3</sup>, 中間開閉所燃料地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>, 第二中間開閉所燃料地下貯油槽に約45 m<sup>3</sup>, 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>, ガラス固化技術開発施設(TVF)地下貯油槽に約25 m<sup>3</sup>, 高レベル放射性物質研究施設(CPF)地下埋設オイルタンクに約9 m<sup>3</sup>及び非常用予備発電棟地

下燃料タンク貯油槽に約 25 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。

#### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水については、対策を継続するために必要な水 10 m<sup>3</sup>に対し、津波が遡上しない所内の高台の設備に合計約 1000 m<sup>3</sup>の水を分散配置して保管している。

燃料については、対策を継続するために必要な燃料 3 m<sup>3</sup>に対し、津波が遡上しない所内の高台に合計約 450 m<sup>3</sup>の燃料を分散配置して保管している。

水及び燃料を保管する既設の設備については、所内の高台を含め複数個所に分散しており、沸騰到達までの時間余裕の中で、被災状況に応じて使用可能な設備を利用する。これらのことから、7日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たす。

これらの結果から、水及び燃料の保管量が、未然防止対策②A-1/②B-1における7日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たすことを確認した。

#### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

##### 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持されるガラス固化技術開発施設（TVF）に設置している。また、恒設の事故対処設備は、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計（「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）としている。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、ガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内及びプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に配備する。

また、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高

台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。

核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

#### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有するガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 対策の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は56時間であることから、事故の発生から未然防止対策②A-1/②B-1の実施完了までの時間が56時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約10時間である。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

未然防止対策②A-1/②B-1の着手から完了までに要する時間は、表3-2-1、表3-2-2のタイムチャートから、未然防止対策②A-1/②B-1で約15時間である。

このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約25時間となる。

##### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

未然防止対策②A-1/②B-1に要する時間は合計約25時間であり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（56時間）よりも十分短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に未然防止対策②A-1/②B-1を実施可能であることを確認した。



#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認する。

##### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順

###### ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策②A-1/②B-1 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

###### ②その他の監視測定

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策②A-1/②B-1 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

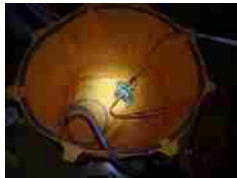
##### 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認した。

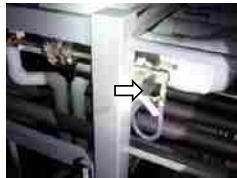
## 5. 有効性評価の結果

未然防止対策②A-1/②B-1 の有効性評価においては、事故対処要員の確保、資源の確保、設備の健全性、所要時間の確認及び監視測定手段の確認により、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認した。したがって、未然防止対策②A-1/②B-1 による事故対処は有効であると判断する。

③組立水槽



④補給水用ホース接続



⑤仮設ホース接続



⑥可搬型発電機



⑦給水作業



①所内水源から消防ポンプ車  
又はエンジン付きポンプでTVF近  
傍に設置した組立水槽に送水



②TVF施設屋外の組立水槽より  
エンジン付きポンプを介して  
TVF屋内にホースを敷設



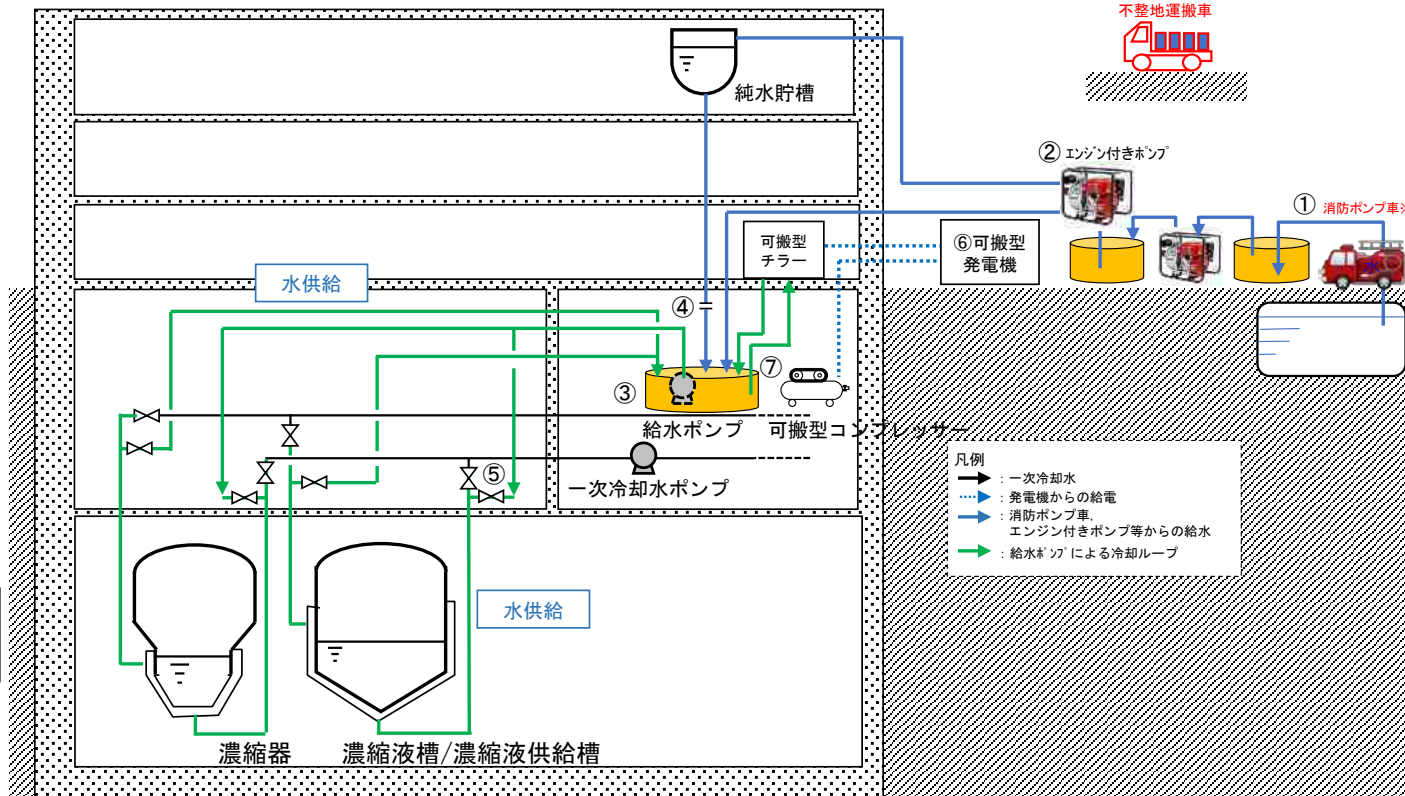
③④TVF施設内に組立水槽、  
可搬型チラー、給水ポンプ及びホ  
ース等を配置



⑤各槽の冷却ジャケットのドレ  
用バルブにホースを接続



⑥⑦TVF施設屋外のエンジン付  
きポンプ、発電機及び施設内の  
給水ポンプを起動し水を供給



燃料は所内のタンク  
から運搬・使用

不整地運搬車



凡例  
 → : 一次冷却水  
 → : 発電機からの給電  
 → : 消防ポンプ車、  
 エンジン付きポンプ等からの給水  
 → : 給水ポンプによる冷却ループ

※ 消防ポンプ車又はエンジン付きポンプを使用

添四別紙 1-1-18-15

図 3-1-1 未然防止対策②A-1：可搬型チラーによる冷却（所内資源を利用する場合）

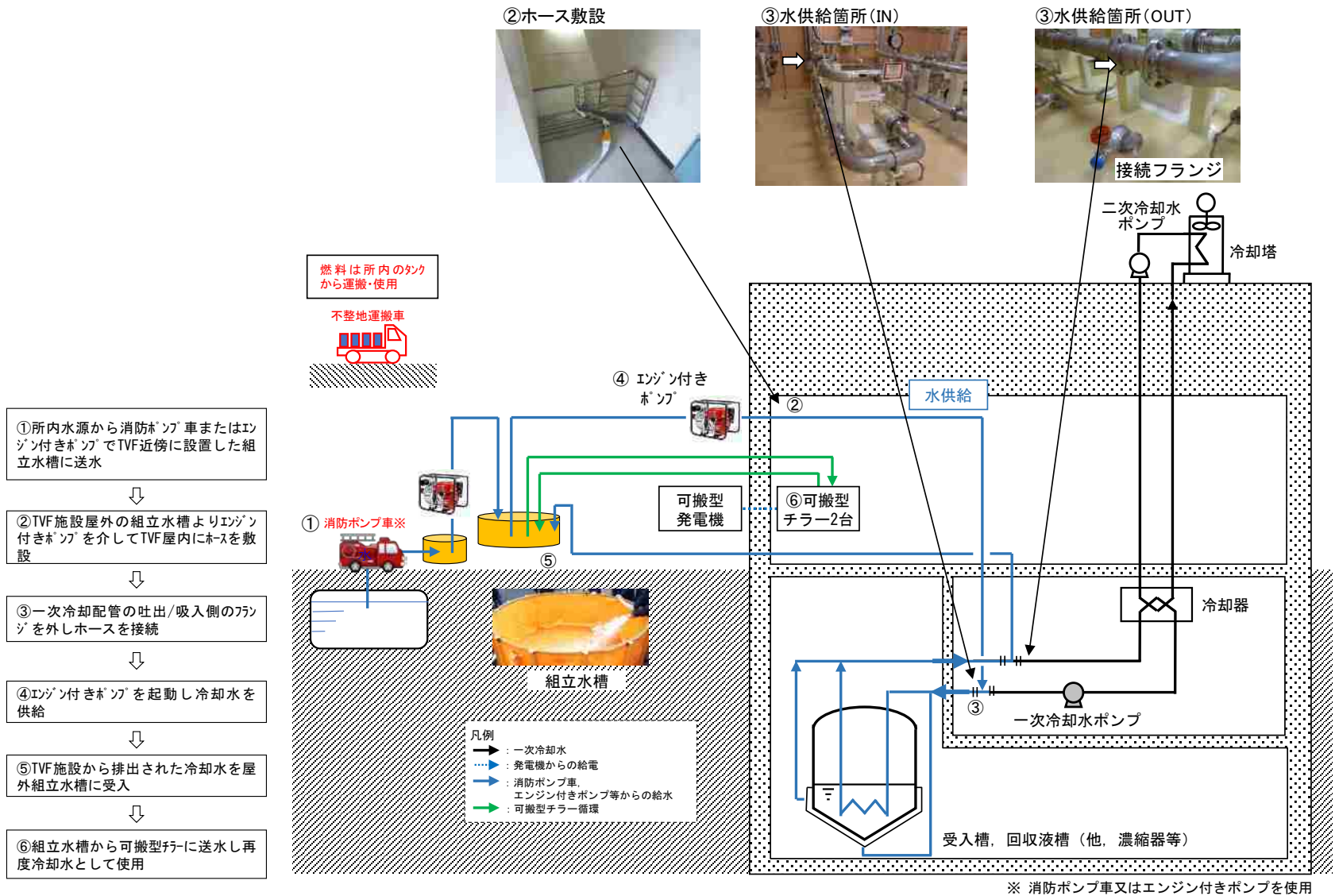


図 3-1-2 未然防止対策②B-1：可搬型チラーによる冷却（所内資源を利用する場合）

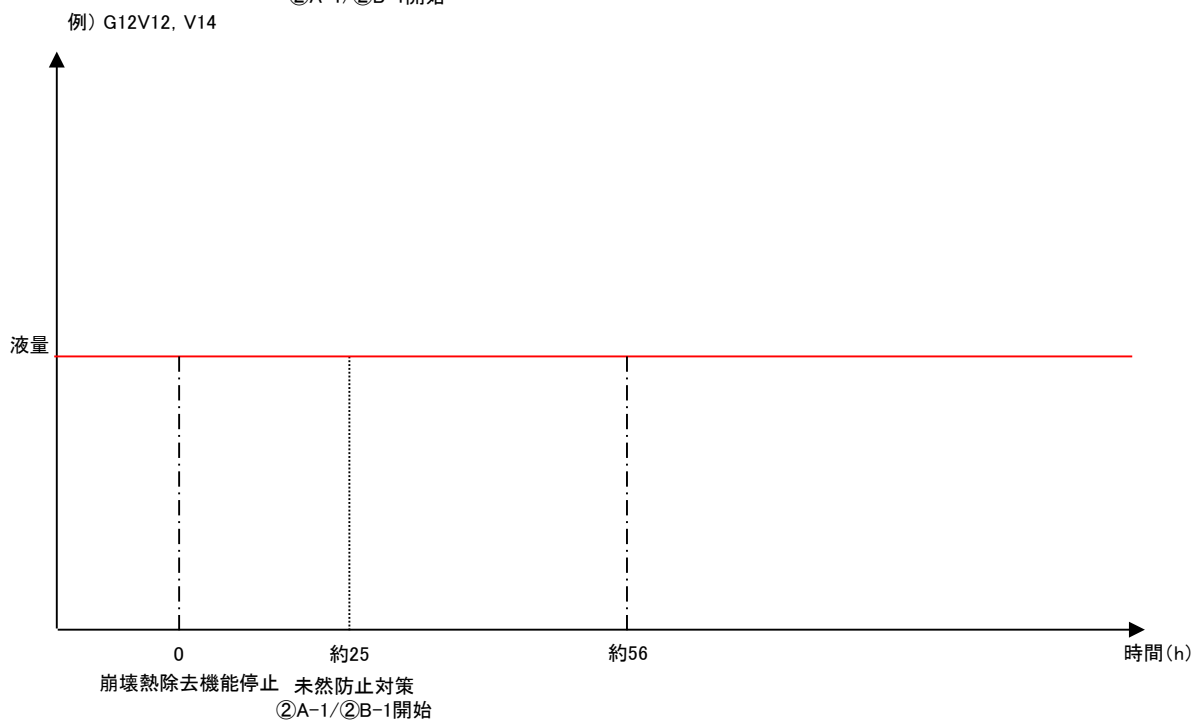
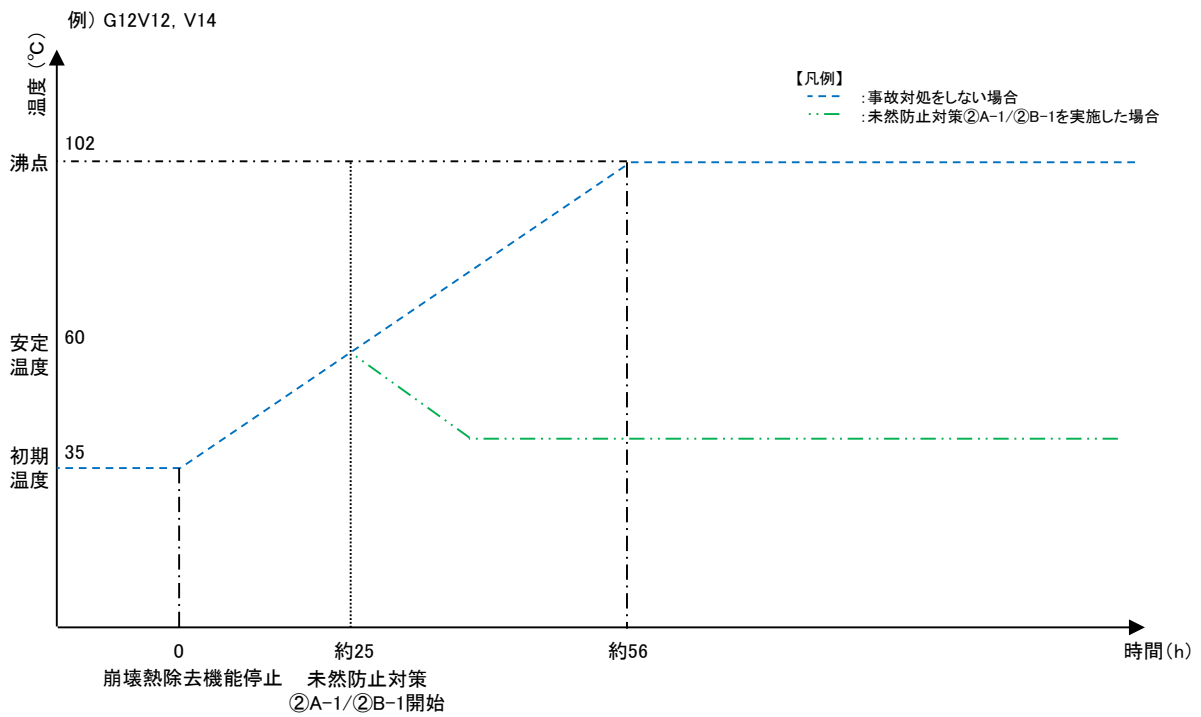


図 3-2-1 対策実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 3階

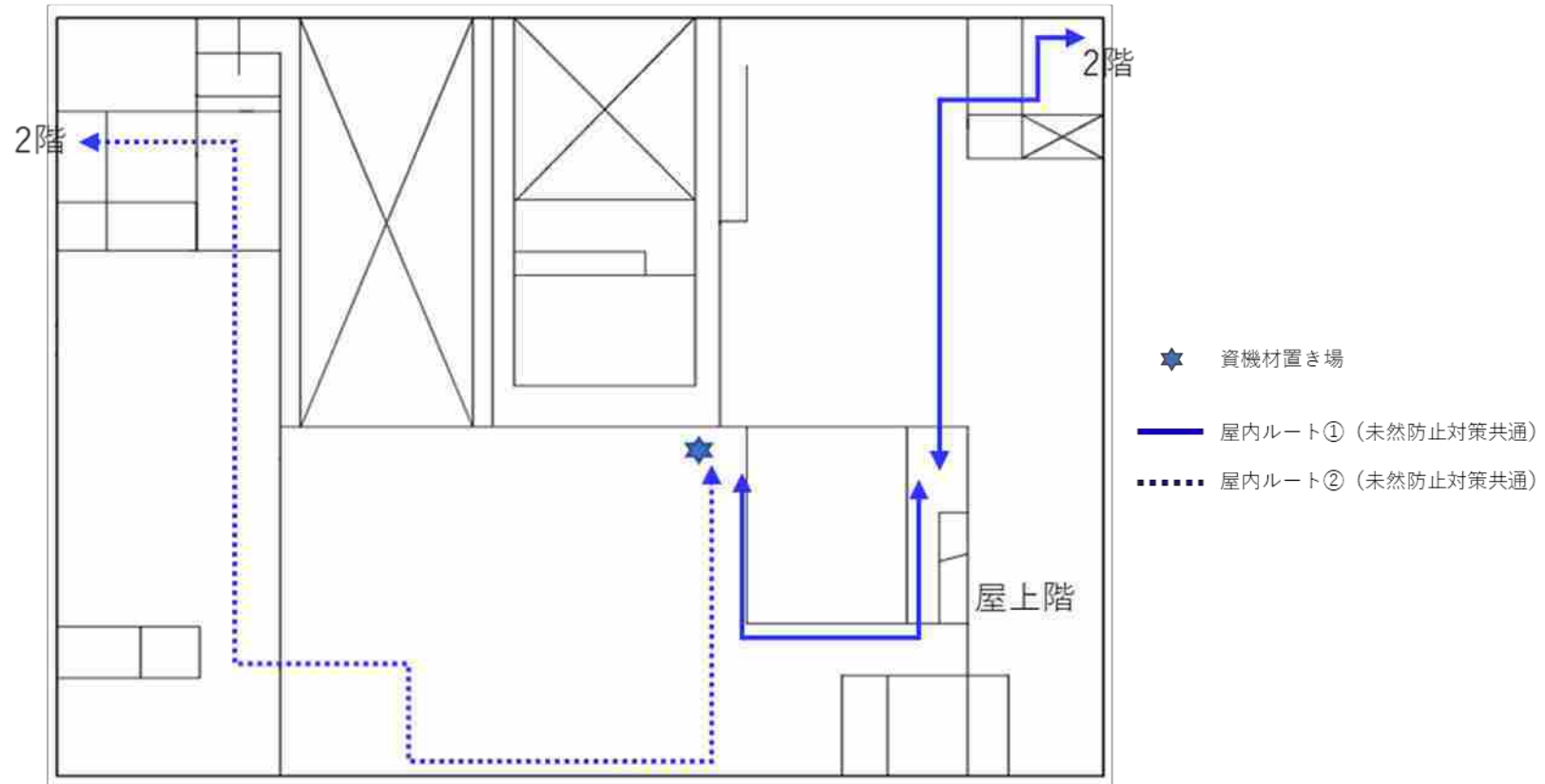


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (1/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 2階

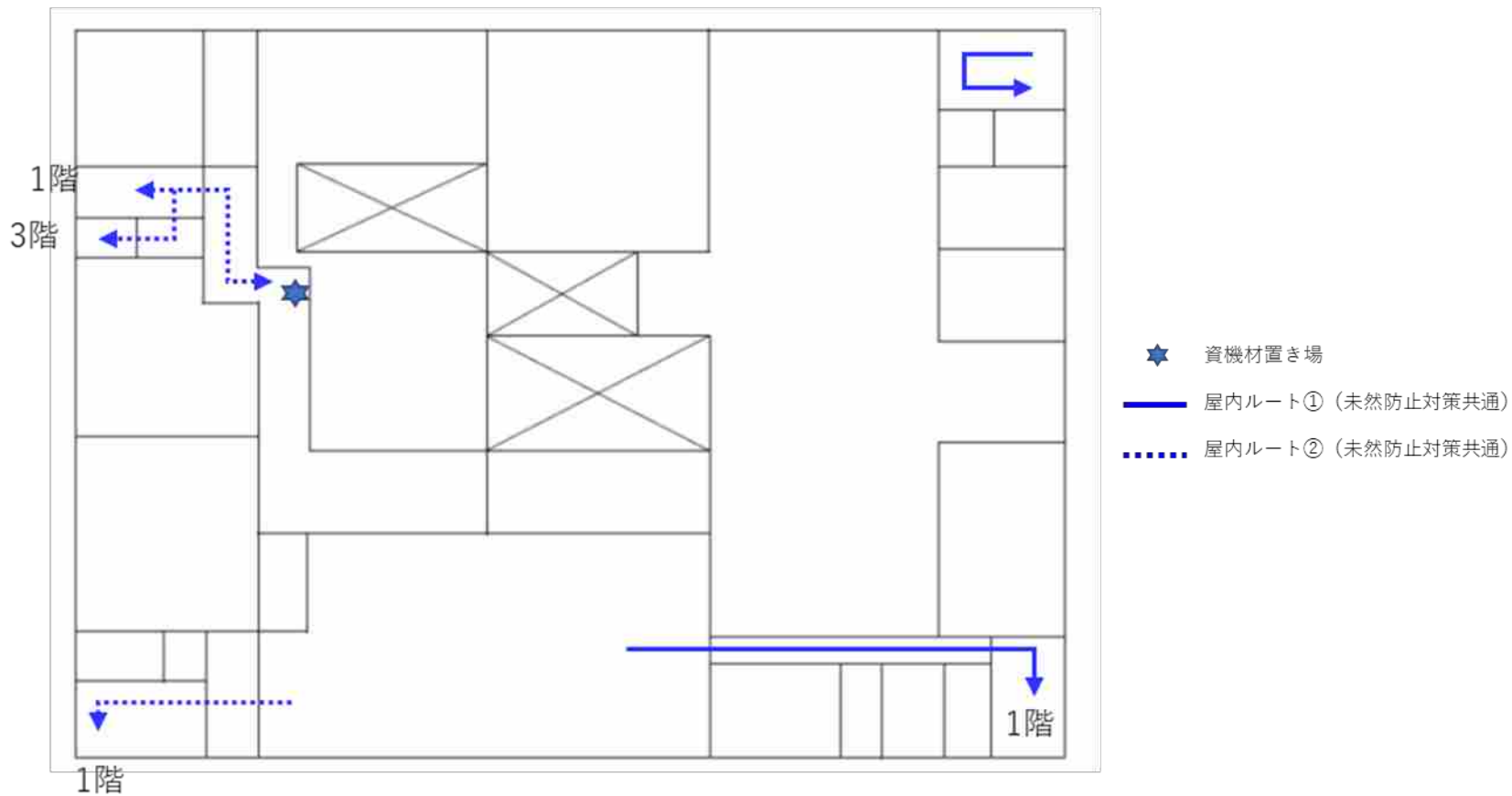


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (2/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 1階

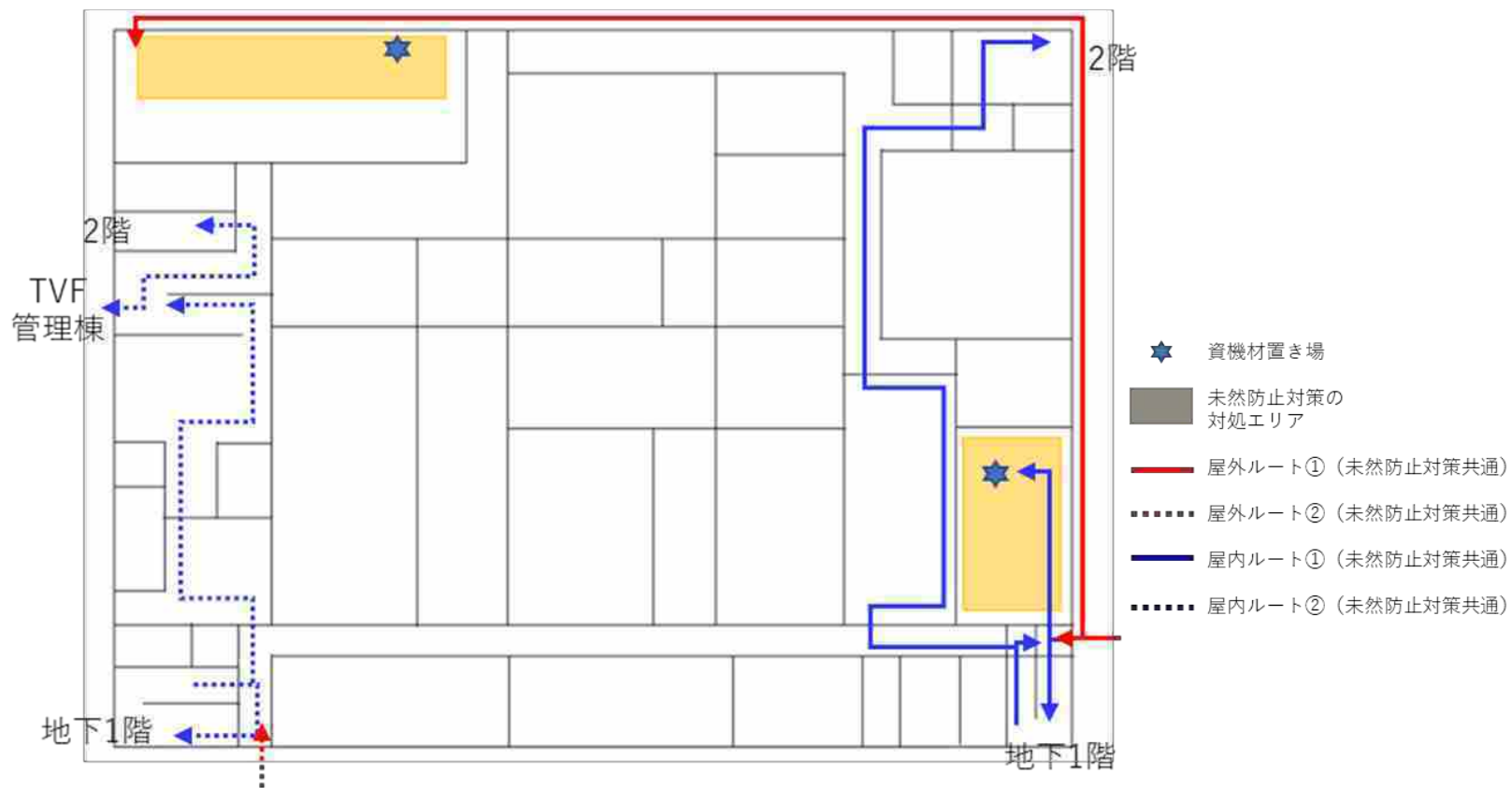


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (3/4)



ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下1階

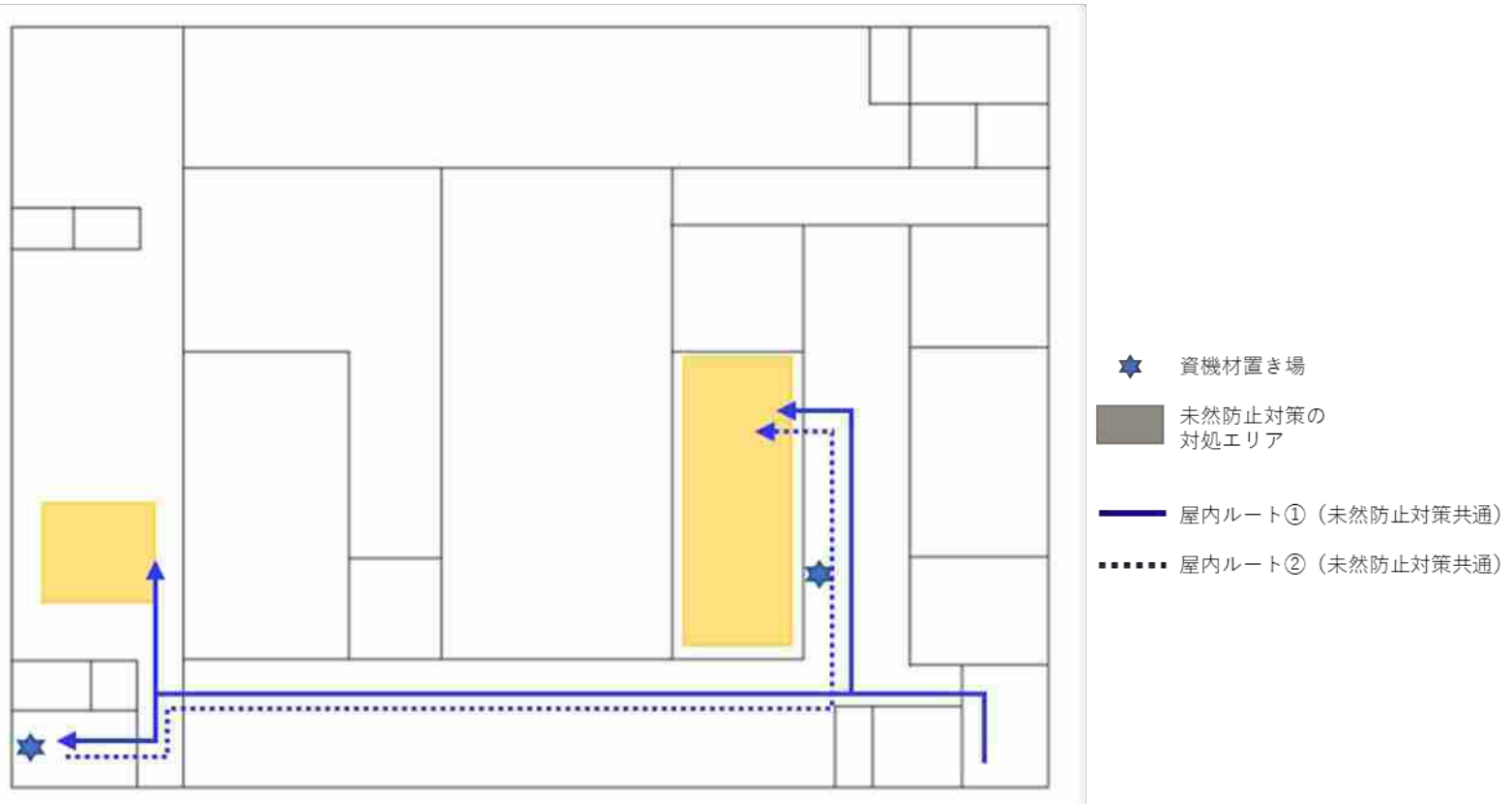


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (4/4)

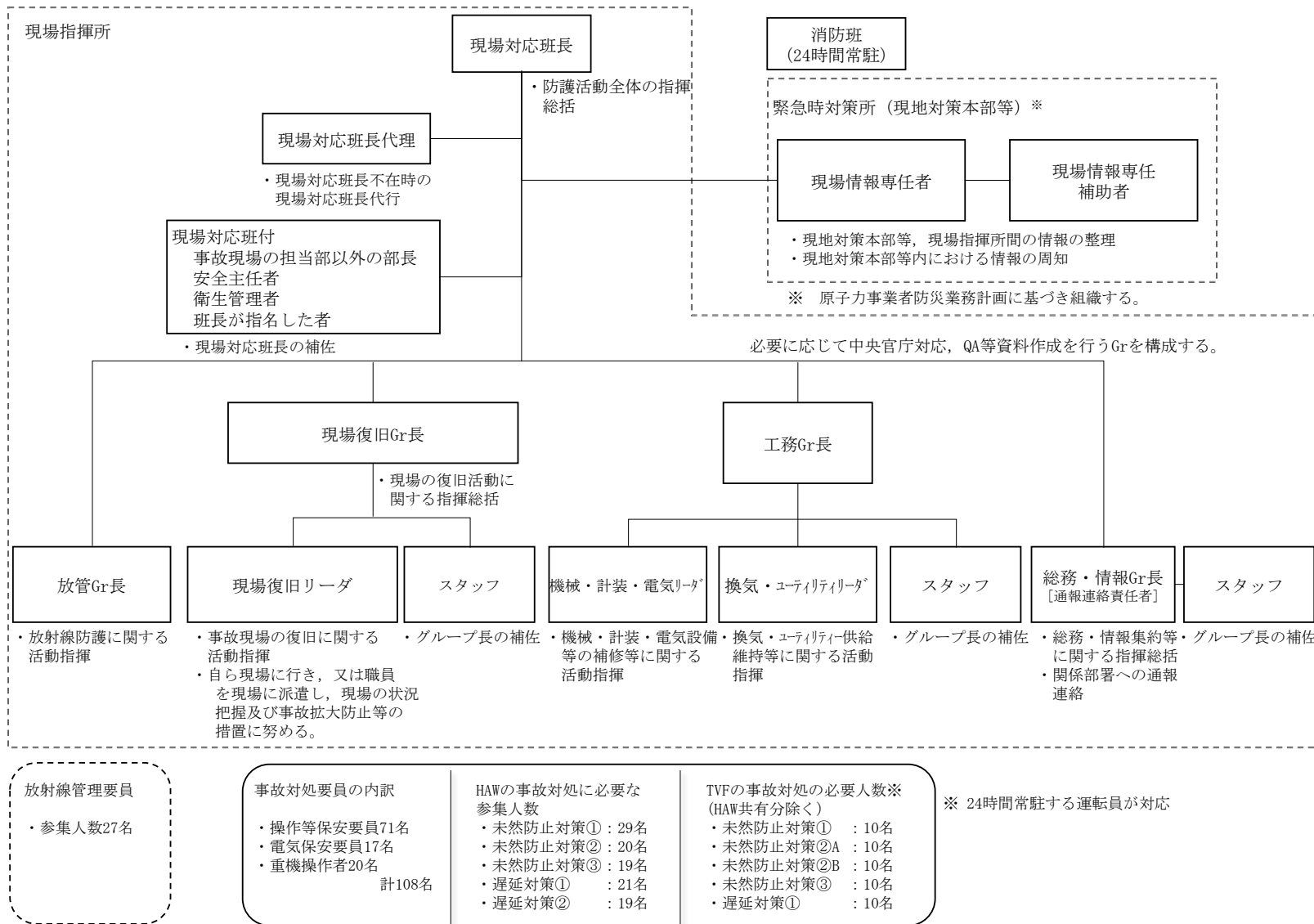
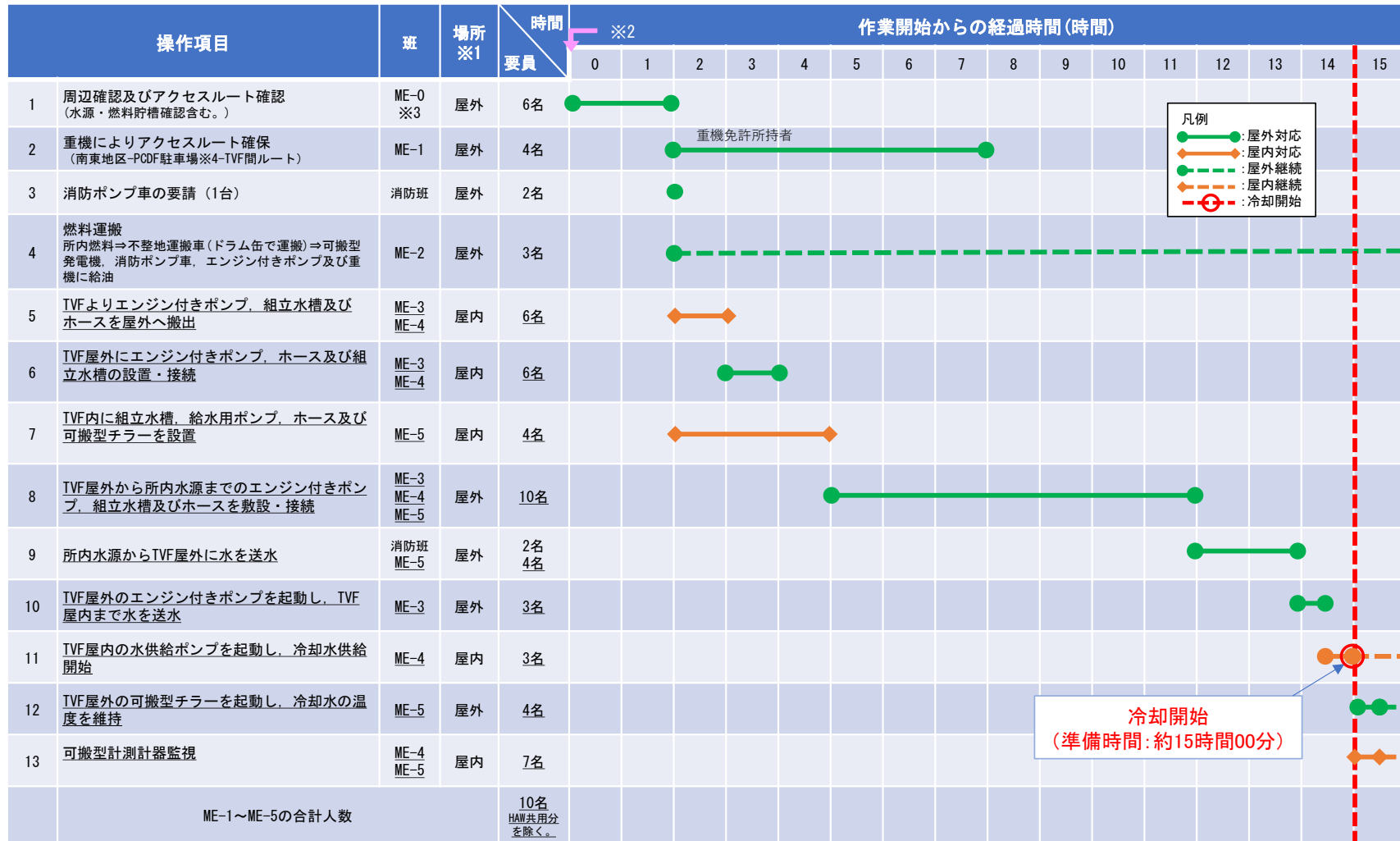


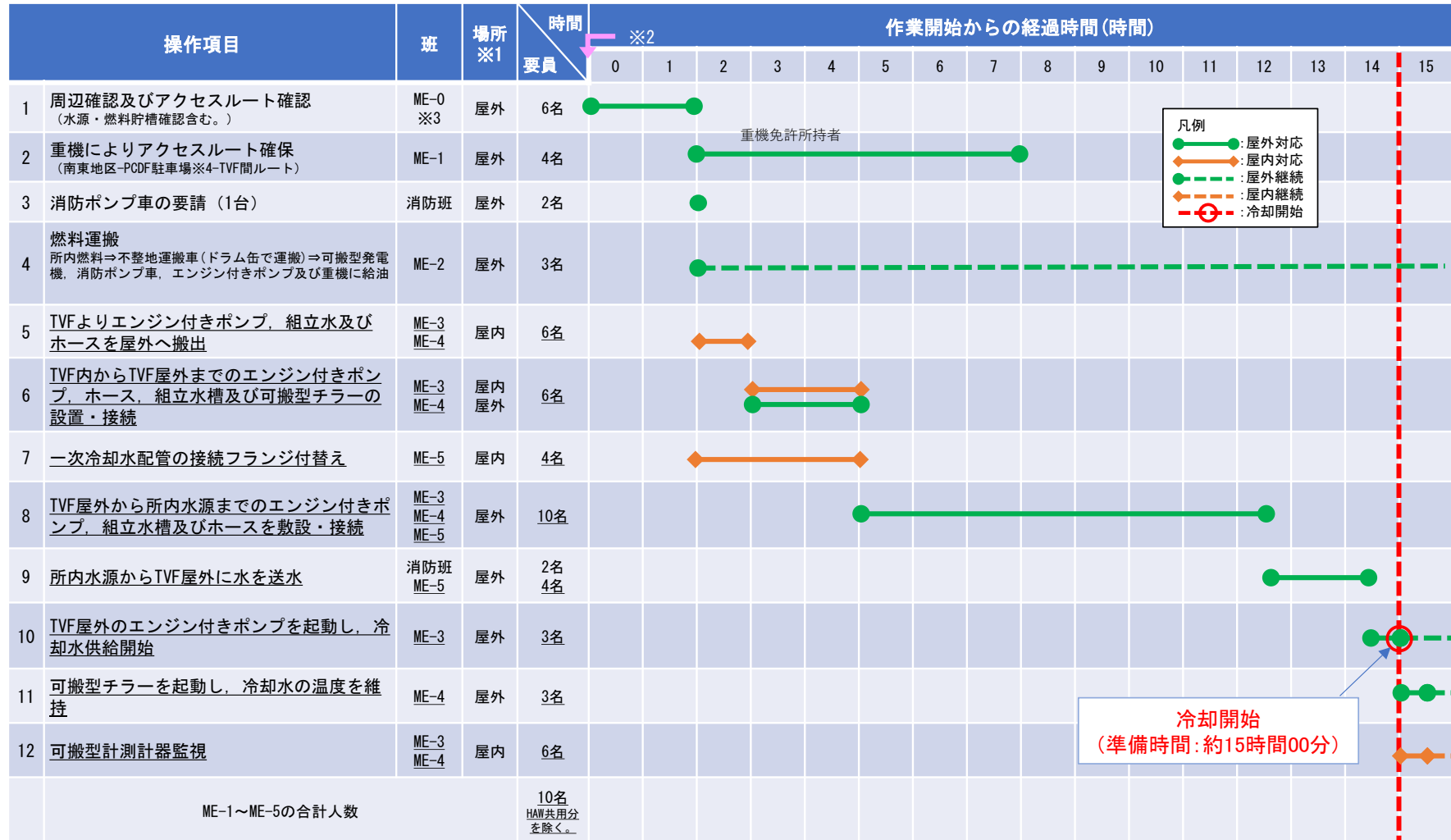
図 3-5-1 事故対応の体制図 (現場対応班)

表 3-2-1 未然防止対策②A-1：可搬型チラーによる冷却（所内資源を利用する場合）（タイムチャート）



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定 ※3 ME-1, ME-4～6より各3名  
 ※4 PCDF駐車場: プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場 下線: TVF交替勤務者対応

表 3-2-2 未然防止対策②B-1：可搬型チャラーによる冷却（所内資源を利用する場合）（タイムチャート）



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定 ※3 ME-1, ME-4～6より各3名  
 ※4 PCDF駐車場: プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場 下線: TVF交替勤務者対応

表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (可搬型蒸気供給設備用)	約 3.9	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型チラー用)	約 4.0	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型ブロワ用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

（注）高放射性廃液貯蔵場（HAW）共用分は除く。

表 3-3-2-2 未然防止対策②A-1/②B-1 における燃料の必要量

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
冷却水の供給	エンジン付きポンプ	0.0014	168 (7日間)	3	0.71
水の冷却	可搬型発電機 (可搬型チラー用)	0.0040	168 (7日間)	1	0.68
冷却水の供給	可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	0.0017	168 (7日間)	2	0.58
通信機器の充電	可搬型発電機 (通信機器用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
計測系 監視機器の充電	可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
合計必要量					3

(注) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 共用分は除く。

表 3-3-3-1 未然防止対策②A-1 において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9 本
2	可搬型チラー	TVF建家内	TVF建家内	1	交換熱量：約 12.5 kW
3	可搬型チラー専用発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	定格出力：20 kVA 定格電圧：200 V
4	消防ポンプ車	消防車庫	>T. P. +15 m	1	圧力：>0.187 MPa 揚程：>18.7 m 流量：>200 L/min
5	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m 流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
6	給水ポンプ	TVF建家内	TVF建家内	1	最高吐出圧力：0.7 MPa 揚程：3 m 流量：0.7 m <sup>3</sup> /h (流量及び揚程は実測値)
7	組立水槽	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	容量：5 m <sup>3</sup>
8	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
9	組立水槽	TVF建家内	TVF建家内	1	容量：1 m <sup>3</sup>
10	消防ホース (屋外用)	TVF建家内	所内水源～TVF建家内 (最長約1380 m)	69	65A 20 m
11	給水用ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF建家内 (約200 m)	10	15A 20 m
12	分岐付ヘッダー	TVF建家内	TVF建家内	1	入口側：メスカブラ×1 出口側：ボールバルブ×7 15Aメスカブラ×7
13	コンプレッサー	TVF建家内	TVF建家内	1	電源：AC100 V 使用最高圧力：約0.8 MPa
14	コンプレッサー用発電機	TVF建家内	TVF外廻り	1	定格出力：3.0 kVA 定格電圧：100 V

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-2 未然防止対策②B-1 において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9 本
2	可搬型チラー	TVF建家内	TVF建家内	2	交換熱量：1台当たり約 12.5 kW
3	可搬型チラー専用発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	定格出力：20 kVA 定格電圧：200 V
4	消防ポンプ車	消防車庫	>I.P. +15 m	1	圧力：>0.187 MPa 揚程：>18.7 m 流量：>200 L/min
5	エンジン付きポンプ	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m 流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
6	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	
7	組立水槽	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	容量：5 m <sup>3</sup>
8	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
9	消防ホース (屋外用)	TVF建家内	所内水源～TVF外廻り (最長約1280 m)	64	65A 20 m ((②A-1と共用)
10	消防ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF外廻り～TVF建家内 (約120 m×2)	12	65A 20 m
11	既設配管接続用フランジ (IN)	TVF建家内	TVF建家内	1	ホース接続側：40 A町野式オスカプラ 既設配管側：40 Aフランジ
12	既設配管接続用フランジ (OUT)	TVF建家内	TVF建家内	1	ホース接続側：40 A町野式オスカプラ 既設配管側：40 Aフランジ

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場



表 3-3-3-3 未然防止対策②A-1/②B-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（重機、通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	ホイールローダ	PCDF駐車場※	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (29.9PS) 標準バケット容量：0.09 m <sup>3</sup>
2	油圧ショベル	PCDF駐車場※	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (30PS) 標準バケット容量：0.4 m <sup>3</sup>
3	エンジン付きライト	PCDF駐車場※	所内	7	ランプ電力 1000[W]
4	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	TVF建家内	所内	1	約3 kVA
5	MCA 携帯型無線機	TVF建家内	所内	1	送信出力：2 W
6	衛星電話	TVF建家内	所内	1	—
7	簡易無線機	TVF建家内	所内	4	送信出力：5 W
8	トランシーバ	TVF建家内	所内	6	—

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-4 未然防止対策②A-1/②B-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備	TVF建家内	TVF建家内	2	G11V10, V20で1個使用 E12E10, V12, V14で1個使用
2	可搬型液位測定設備 (G11V10, V20)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型液位測定設備 (G12V14)	TVF建家内	TVF建家内	1	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (G11V10, V20/G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	4	各貯槽1個使用

表 3-3-3-5 未然防止対策②A-1/②B-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C
2	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>85</sup> Kr
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , <sup>131</sup> I, <sup>129</sup> I
4	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

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  
未然防止対策②A-2/②B-2 の有効性について

## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（未然防止対策②A-2/②B-2）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対処要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ①水の必要量
      - ②燃料の必要量
    - 3.3.3 使用する事故対処設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対処要員の確保
  - 4.2 必要な資源の確保
    - 4.2.1 水及び燃料の保管量
    - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
  - 4.3 事故対処設備の健全性
    - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
    - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
  - 4.4 対策の実施までに要する時間
    - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
      - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

- ②対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
  - 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順
    - ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定
    - ②その他の監視測定
  - 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果
- 5. 有効性評価の結果

## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し<sup>※1</sup>、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

未然防止対策②A-2/②B-2 については、事故対処要員の確保<sup>※2</sup>、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により外部支援に期待しない期間（7日間）、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認することで、その有効性を評価する。

※1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員

※2 ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。

## 2. 事故の想定

起因事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の受入槽(G11V10)、回収液槽(G11V20)、濃縮液槽(G12V12)、濃縮液供給槽(G12V14)及び濃縮器(G12E10)である(「添四別紙1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照)。これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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、今後ガラス固化技術開発施設(TVF)で受入れる最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽(272V35)の値を用いて有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙1-1-27 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高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、濃縮された廃液を保有する濃縮液槽（G12V12）及び濃縮液供給槽（G12V14）の56時間とする。また、濃縮器の運転中、濃縮器内の高放射性廃液は沸騰状態で、施設内水源を注水する停止操作を行い、その後状況に応じて遅延対策を進めることで、沸騰到達時間は56時間以上となる。



### 3. 対策（未然防止対策②A-2/②B-2）

#### 3.1 対策概要

ガラス固化技術開発施設（TVF）の高放射性廃液を内包する受入槽等は、通常時には、ガラス固化技術開発施設（TVF）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、高放射性廃液の崩壊熱を除去する一次冷却系、一次冷却系を冷却する二次冷却系及び二次冷却系に移行した熱を大気中へ逃がす建家屋上の密閉式冷却塔等から構成される。

未然防止対策②A-2/②B-2 では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、エンジン付きポンプ等の可搬型事故対処設備により、冷却コイル又は冷却ジャケットへ給水し、高放射性廃液を冷却した水を可搬型チラーにより冷却し、再度冷却コイル又は冷却ジャケットへ給水することで、事象発生から沸騰に至る評価時間（56 時間）までの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。対策に必要な資源である水は自然水利として再処理施設北側の新川から給水系統を確保する。燃料は、所内の燃料資源から確保する。さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上にながれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬及び配置を行う。未然防止対策②A-2/②B-2 の対策概要図を図 3-1-1、図 3-1-2 に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

未然防止対策②A-2/②B-2 の構成を明確化し、平常運転時に使用する系統から速やかに切り替え操作ができるように、未然防止対策②A-2/②B-2 に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、未然防止対策②A-2/②B-2 の具体的内容を示す。

##### イ. 冷却コイル等への通水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、可搬型チラー、エンジン付きポンプ、給水ポンプ等を用いて冷却コイル又は冷却ジャケットへ通水する未然防止対策②A-2/②B-2 に必要な資源、設備及び要員が確保されている場合は、冷却コイル又は冷却ジャケットへの通水の実施を判断し、以下のロ. 及びハ. に移行する。

なお、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器それぞれの冷却ジャケットを個別に通水する未然防止対策②A-2 と、恒設の一次冷却水系を使用して受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器の冷却コイル又は冷却ジャケットへ通水する未然防止対策②B-2 があり、仮設ホースの接続や復旧の容易性、沸騰到達時間等から、個別に通水可能な未然防止対策②A-2 を優先して実施する。

#### ロ. 建家外からの水の供給経路の構築

エンジン付きポンプ及び給水ポンプに使用する燃料を確保する。エンジン付きポンプ、給水ポンプ及び組立水槽から冷却コイル又は冷却ジャケットに水を供給する経路を構築する。自然水利からの取水ポイントを選定し、取水ホースを敷設し、供給用組立水槽に水を供給する経路を構築する。なお、自然水利からの取水ポイントは、ガラス固化技術開発施設（TVF）から最も近い新川河口付近からの取水を基本とする。また、排水用組立水槽から可搬型冷却設備を経由し、供給用組立水槽に冷却された水が送水される経路を構築する。なお、組立水槽の液量が減少した場合は、自然水利等から水を補給する。

#### ハ. 可搬型計装設備の準備

受入槽等の廃液の温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の計装設備へ可搬型温度計測設備を接続し温度測定を可能とする系統を構築する。廃液の温度測定対象設備は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器である。

#### ニ. 冷却コイル等への通水の実施

未然防止対策②A-2 は、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器の冷却ジャケットへそれぞれの給水であり、給水ポンプ及び可搬型チラー（1 台）を起動し、排水経路及び供給経路に異常がないことを確認し通水する。

未然防止対策②B-2 は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器の冷却コイル又は冷却ジャケットへの給水であり、エンジン付きポンプ及び可搬型チラー（2 台）を起動し、排水経路及び供給経路に異常がないことを確認し通水する。

高台からガラス固化技術開発施設（TVF）近傍へのアクセスルートにおいて車両走行が可能な場合は、高台に退避している消防ポンプ車を使用し、補給水を供給する。

燃料は、所内燃料から消防ポンプ車又はエンジン付きポンプに補給する。

冷却コイル又は冷却ジャケットへの通水に使用した冷却水は、組立水槽に回収し、サーベイメータ等を用いて汚染の有無を確認した上で、再循環する。

なお、組立水槽の液量が減少した場合は、消防ポンプ車又はエンジン付きポンプにより、自然水利から補給する。

#### ホ. 可搬型チラーの運転の実施

可搬型チラー（未然防止対策②A-2：1 台、未然防止対策②B-2：2 台）を可搬型発電機からの給電により運転を開始する。

#### へ. 冷却コイル等の通水による崩壊熱除去機能維持の成否判断

受入槽等に保有する高放射性廃液が未沸騰状態（廃液温度 102℃未満）で安定していることを確認することにより，未然防止対策②A-2/②B-2 の実施により崩壊熱除去機能が維持されていると判断する。

#### ト. 監視測定

未然防止対策②A-2/②B-2 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，受入槽等の高放射性廃液の温度である。対策実施後に高放射性廃液の温度を測定することで，崩壊熱除去機能が維持されているか監視する。

上記に基づき未然防止対策②A-2/②B-2 に係る訓練を実施して作成したタイムチャートを表 3-2-1 及び表 3-2-2 に示す。未然防止対策②A-2/②B-2 実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例を図 3-2-1 に示す。

なお，タイムチャート中の自然水利からの給水に要する時間及び所内燃料資源からの給油に要する時間は，再処理施設北側の自然水利（新川河口付近）からの取水及びガラス固化技術開発施設（TVF）から最も遠い燃料を保管する既設設備を利用する場合の時間により確認した。

### 3.3 要員，資源，設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対処要員

未然防止対策②A-2/②B-2 の各手順の実施に必要な要員数は，タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果，未然防止対策②A-2/②B-2 の実施に必要な事故対処要員数は 10 名（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用の移動式発電機等の操作に必要な要員 20 名を除く。）であった。

なお，ガラス固化処理運転中においては，ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員 10 名が 24 時間常駐し，必要な人数及びスキルを満たすことから，この要員で事故対処を実施する。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

未然防止対策②A-2/②B-2 において使用する水は，各貯槽の発熱量から，沸騰しないために冷却コイル又は冷却ジャケットへ供給する水の必要量を算出した（「別紙 1-1-29 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高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の計算書」参照）。

未然防止対策②A-2 では時間当たり約 1 m<sup>3</sup>，未然防止対策②B-2 では時間当たり約 2 m<sup>3</sup> で冷却コイル又は冷却ジャケットへ循環させ<sup>※1</sup>，可搬型チラー，エンジン付きポンプ等の可搬型設備を用いて構築する一次冷却水システムのループ構成から使用するホース（内径 65 mm，長さ約 20 m/本，12 本使用）の総容量は約 1 m<sup>3</sup>であることから，組立水槽（5 m<sup>2</sup>/2 基使用）の容量を踏まえ，未然防止対策②A/②Bにおける水の必要量は 10 m<sup>3</sup>である。

※1：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，消防ポンプ車は 1 台当たり 168 m<sup>3</sup>/h の送水能力を有している。

## ②燃料の必要量

未然防止対策②A-2/②B-2 において使用する燃料は，主に消防ポンプ車，エンジン付きポンプ等の燃料である。必要な燃料量は，各設備の燃費に使用時間及び台数を乗じて算出した（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用分は除く。）。

燃費については，実測値又は機器仕様から求め，実測値及び機器仕様が無いものについては，定格出力と燃料消費量の積により算出した。各設備の燃費を表 3-3-2-1 に示す。

各設備の使用時間については，水の供給用又は冷却用設備，通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援に期待しない期間として 7 日間とした。

これらを積算した結果，未然防止対策②A-2/②B-2 における燃料の必要量は 3 m<sup>3</sup>である（表 3-3-2-2 参照）。

### 3.3.3 使用する事故対処設備

未然防止対策②A-2/②B-2 において使用する主な事故対処設備は，可搬型チラー，可搬型発電機，エンジン付きポンプ等である。主な恒設事故対処設備を表 3-3-3-1～表 3-3-3-5 に示す。給水設備及び給電設備の主な事故対処に必要な設備について，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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において，事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために，アクセスルートが確保できるように，以下の実効性のある運用管理を実施する。

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認する。また，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認する。

建家内のアクセスルートを図 3-3-4-1 に示す。

### 3.3.5 通信連絡

想定される事故等が発生した際に、未然防止対策②A-2/②B-2 の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

## 3.4 監視測定

### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

#### ①測定対象パラメータ

未然防止対策②A-2/②B-2 は、可搬型チラーにより高放射性廃液を冷却する対策であることから、高放射性廃液を沸点未満に維持できていることを確認するため、未然防止対策②A-2/②B-2 の成否判断をする上で情報を把握するために必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

#### <測定対象パラメータ>

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、受入槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

## ②監視測定の方法

可搬型の計測機器による計測方法の概要を以下に示す。また、計測手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。

### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備とがある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器やパージメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。未然防止対策②A-2/②B-2では、これらのうち、温度計測設備による測定を行う。

### b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

#### (a) 測定対象

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

#### (b) 測定方法

温度の測定は既設熱電対を用い、既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお、既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、予備の系統にて測定を行う。

## 3.4.2 その他の監視測定

### ①測定対象パラメータ

受入槽等からのオフガスのモニタリングを実施する。

### ②監視測定の方法

可搬型モニタリング設備により受入槽等からのオフガスをサンプリングし、監視する。その手順を「添四別紙 1-1-35 監視測定等に関する手順等」に示す。

### 3.5 事故時の体制と支援

事故対応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応を実施し得る体制を整備する。

事故対応は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行う。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担、責任者等を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対応を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対応を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織、現場対応班が事故対応に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。

## 4. 有効性評価

### 4.1 事故対処要員の確保

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の未然防止対策②A-2/②B-2に必要な事故対処要員は10名であり(高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用する要員20名を除く。), ガラス固化処理運転中においては, ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため, この要員で事故対処を実施する。なお, 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用する事故対処要員の招集については, 起回事象の発生から対策開始までの時間は, 参集移動の準備, 居住地からの移動(徒歩)及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮して10時間を想定する(「添四別紙1-1-7 高放射性廃液貯蔵場(HAW)の未然防止対策②-2の有効性について」4.1.2参照)。

### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が, 未然防止対策②A-2/②B-2における7日間(外部支援に期待しない期間)の必要量を満たすことを確認する。

#### 4.2.1 水及び燃料の保管量

事故対処に必要な水は, 核燃料サイクル工学研究所の敷地の北方向に隣接した自然水利(新川河口付近)から取水することを基本とする。

事故対処に必要な燃料は既存の所内燃料から使用する。所内燃料の容量は, 高台に約450 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約278 m<sup>3</sup>の設備に燃料を有している。燃料を保管する既設の設備については, 津波が遡上しないT.P.+15 m以上の高台には, 南東地区(燃料タンク)に約390 m<sup>3</sup>, 地層処分放射化学研究施設(クオリティ)地下タンクに約10 m<sup>3</sup>及びプルトニウム燃料技開発センターユーティリティ棟に約50 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。さらに, 津波の遡上域ではあるものの, (再処理施設)ユーティリティ施設地下貯油槽に約114 m<sup>3</sup>, 中間開閉所燃料地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>, 第二中間開閉所燃料地下貯油槽に約45 m<sup>3</sup>, 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>, ガラス固化技術開発施設(TVF)地下貯油槽に約25 m<sup>3</sup>, 高レベル放射性物質研究施設(CPF)地下埋設オイルタンクに約9 m<sup>3</sup>及び非常用予備発電棟地下燃料タンク貯油槽に約25 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。

#### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水については, 対策を継続するために必要な水10 m<sup>3</sup>に対し, 自然水利による取水訓練において新川からの給水系統及び取水状況を確認できたことから, 7日間(外部支援に期待しない期間)の必要量を満たす。

燃料については, 対策を継続するために必要な燃料3 m<sup>3</sup>に対し, 津波が遡上しない所内の



高台に合計約 450 m<sup>3</sup>の燃料を分散配置して保管している。また、燃料を保管する既設の設備については、所内の高台を含め複数個所に分散しており、沸騰到達までの時間余裕の中で、被災状況に応じて使用可能な設備を利用する。これらのことから、7日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たす。

これらの結果から、水及び燃料の保管量が、未然防止対策②A-2/②B-2における7日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たすことを確認した。

#### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

##### 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持されるガラス固化技術開発施設（TVF）に設置している。また、恒設の事故対処設備は、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計（「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）としている。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、ガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内及びプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に配備する。このうち、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場の地上部に配備する設備については、竜巻対策として南東地区にも分散配備する（「添四別紙 1-1-38 地震及び津波以外の外的事象に対する事故対処について」参照）。さらに、単一故障についても考慮した設備数を配備する。

また、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。

核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

#### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有するガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内に保管すること、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 対策の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は56時間であることから、事故の発生から未然防止対策②A-2/②B-2の実施完了までの時間が56時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約10時間である。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

未然防止対策②A-2/②B-2の着手から完了までに要する時間は、表3-2-1及び表3-2-2のタイムチャートから、未然防止対策②A-2/②B-2で約15時間である。

このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約25時間となる。

##### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

未然防止対策②A-2/②B-2に要する時間は合計約25時間であり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（56時間）よりも十分短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に未然防止対策②A-2/②B-2を実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認する。

#### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順

##### ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策②A-2/②B-2 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

##### ②その他の監視測定

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策②A-2/②B-2 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

#### 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認した。

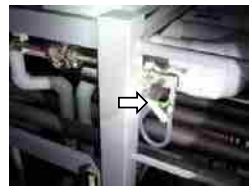
## 5. 有効性評価の結果

未然防止対策②A-2/②B-2 の有効性評価においては、事故対処要員の確保、資源の確保、設備の健全性、所要時間の確認及び監視測定手段の確認により、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認した。したがって、未然防止対策②A-2/②B-2 による事故対処は有効であると判断する。

③組立水槽



④補給用水用ホース接続



⑤仮設ホース接続



⑥可搬型発電機



⑦給水作業

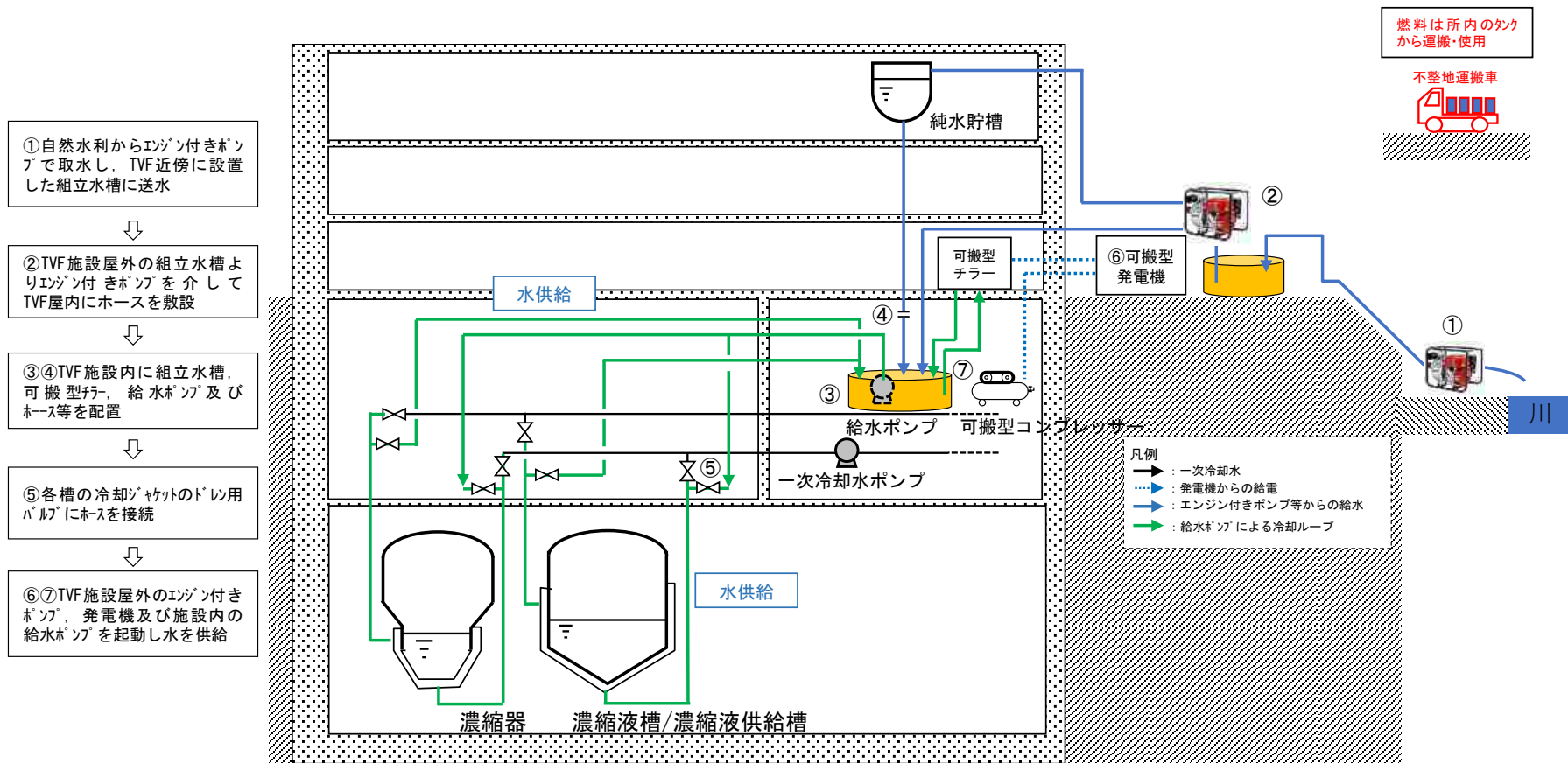


図 3-1-1 未然防止対策②A-2：可搬型チラーによる冷却（自然水利及び所内燃料を利用する場合）

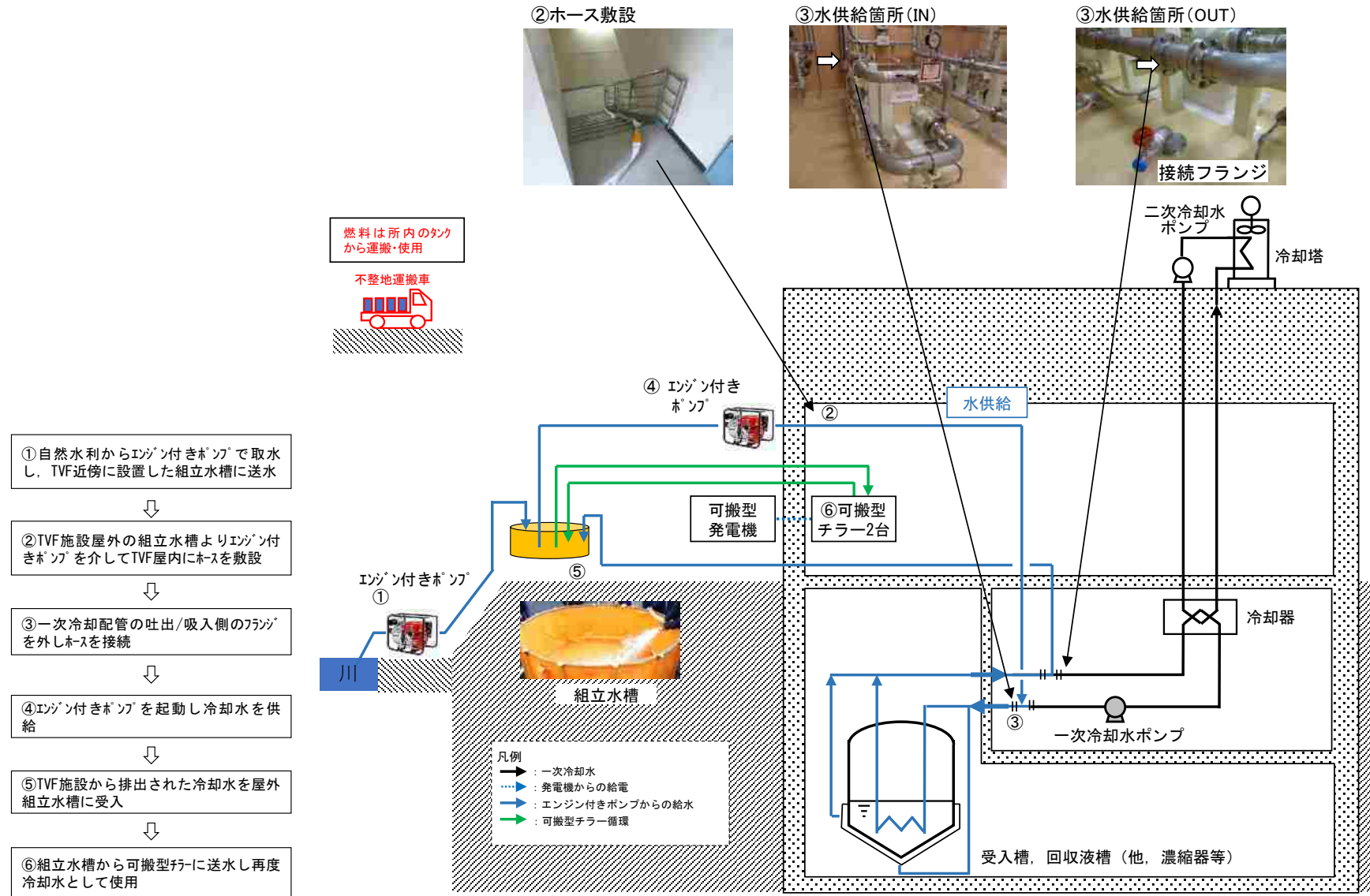


図 3-1-2 未然防止対策②B-2：可搬型チラーによる冷却（自然水利及び所内燃料を利用する場合）

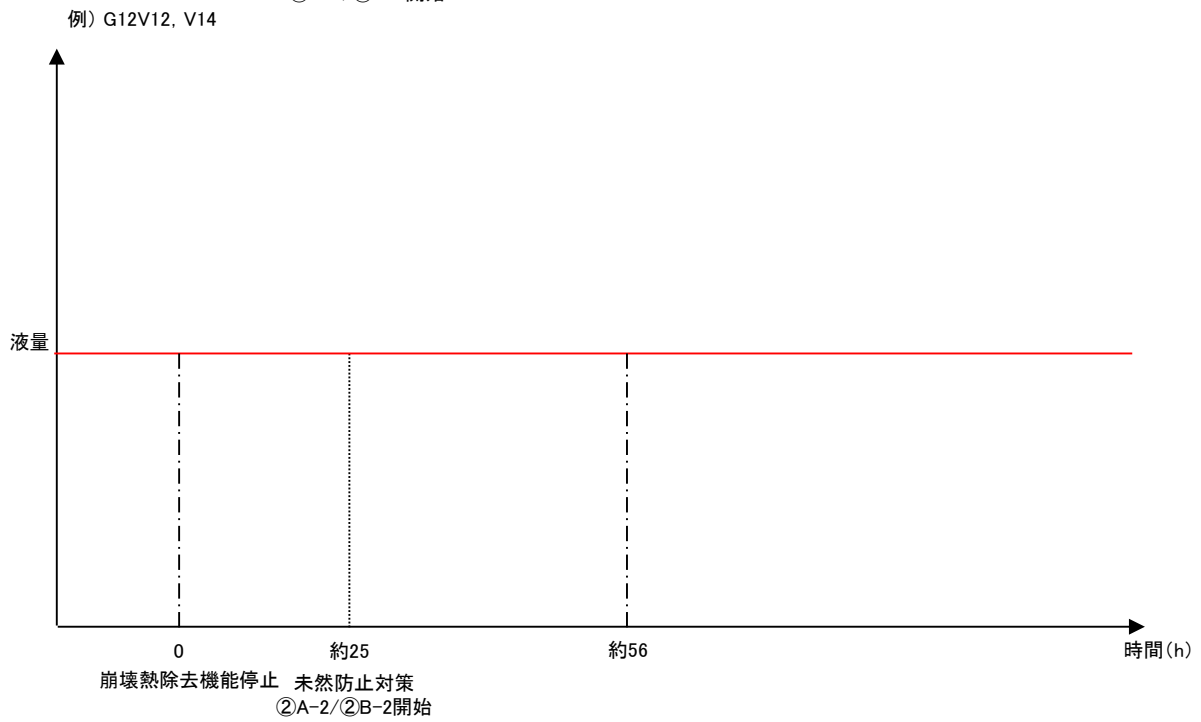
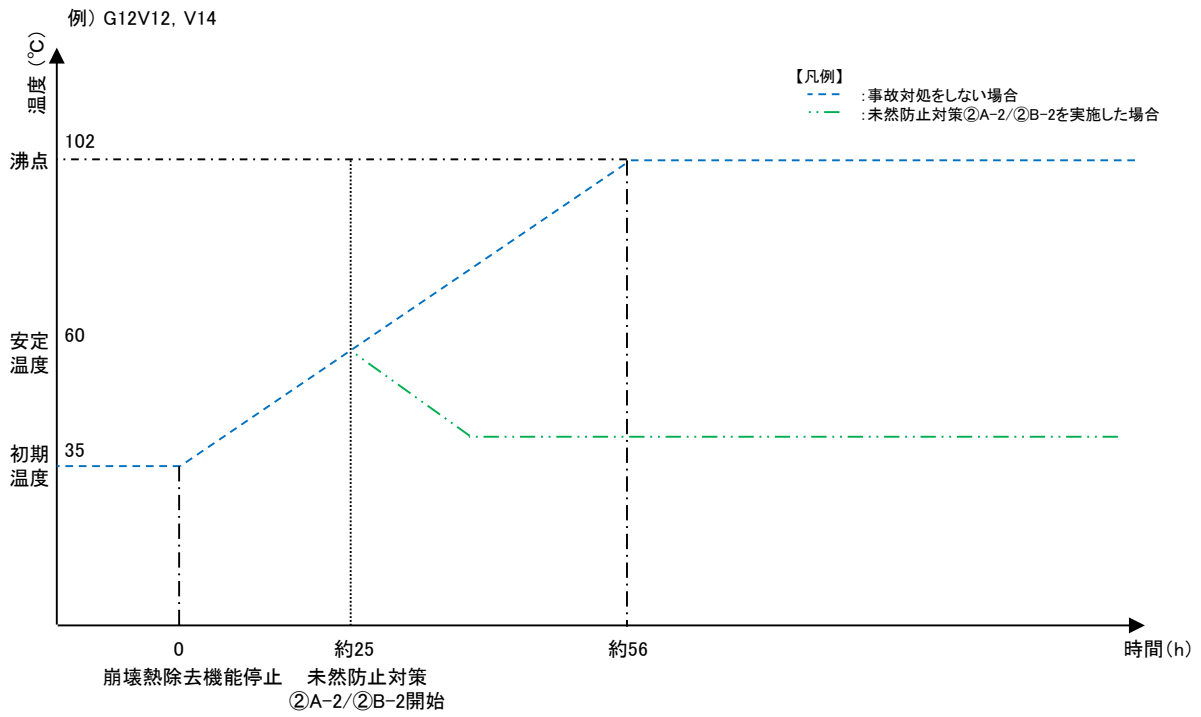


図 3-2-1 対策実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 3階

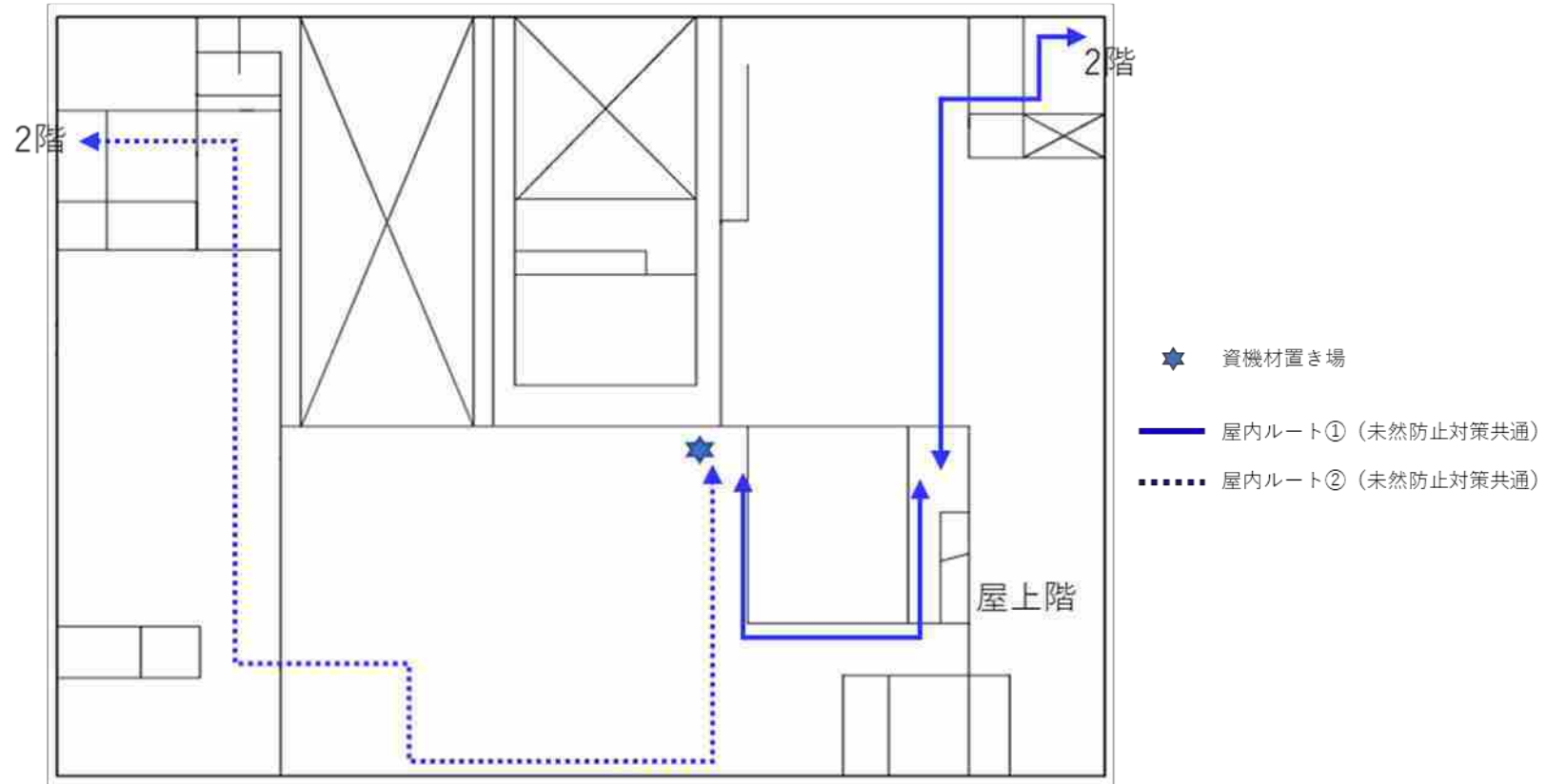


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (1/4)



ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 2階

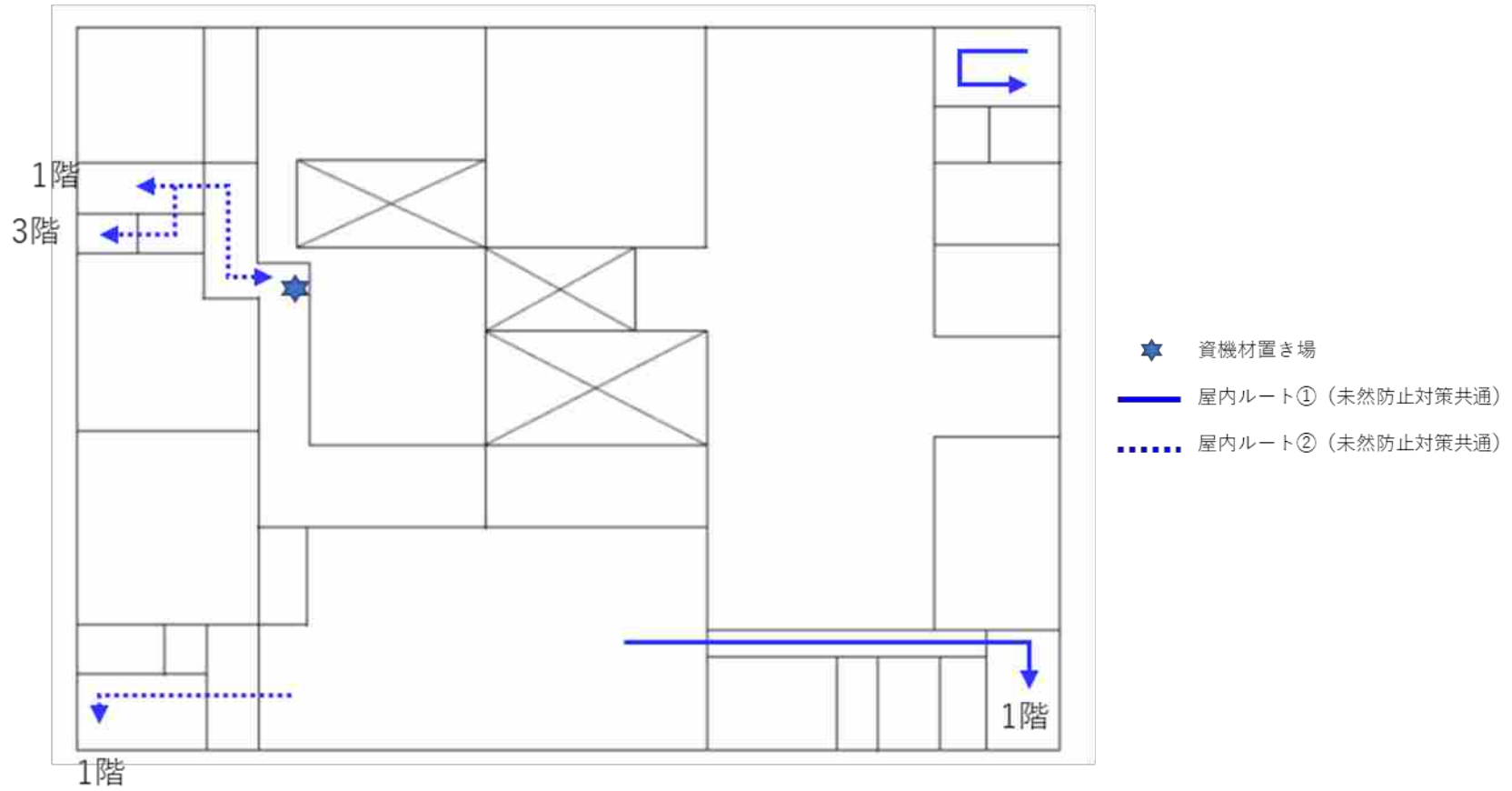


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (2/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 1階

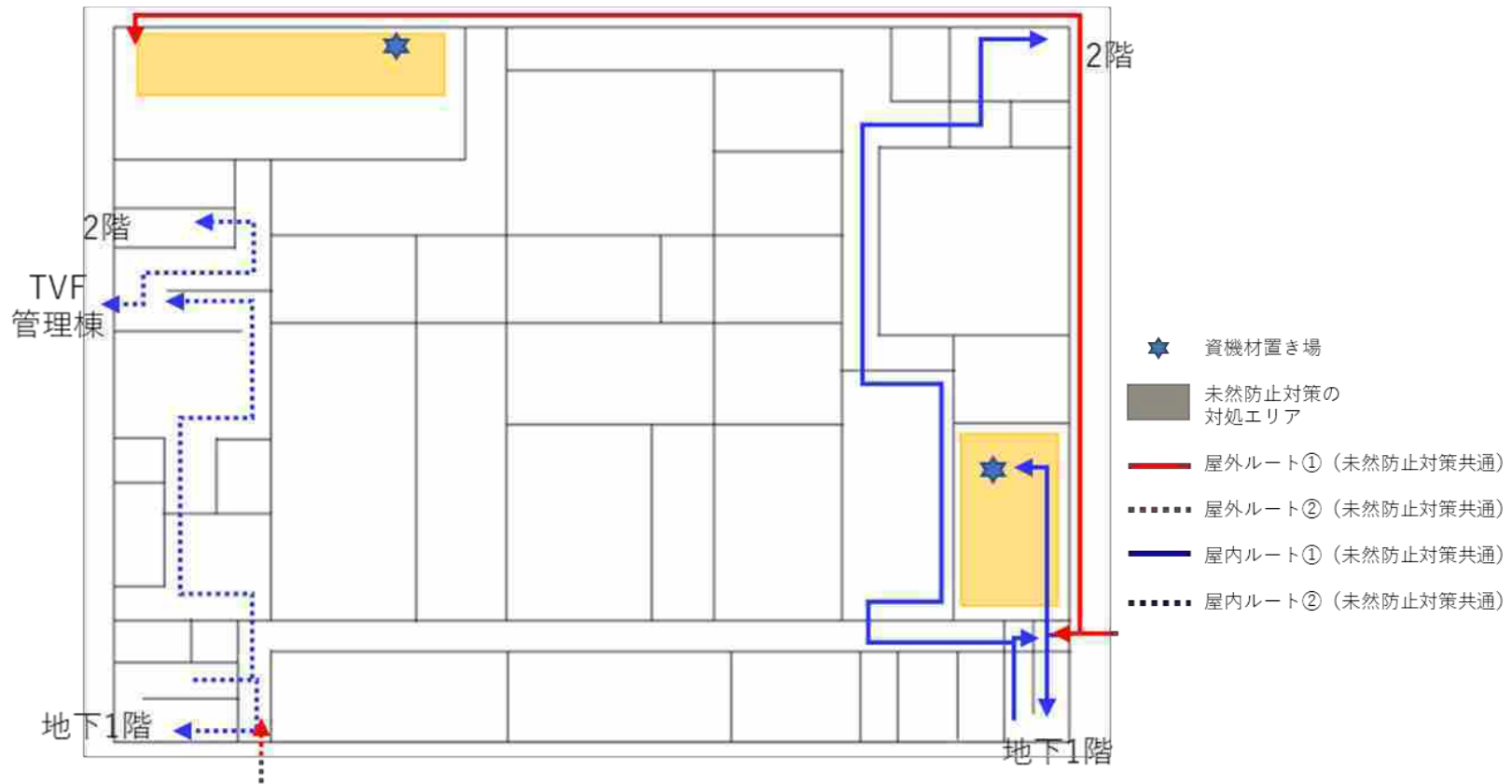


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (3/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下1階

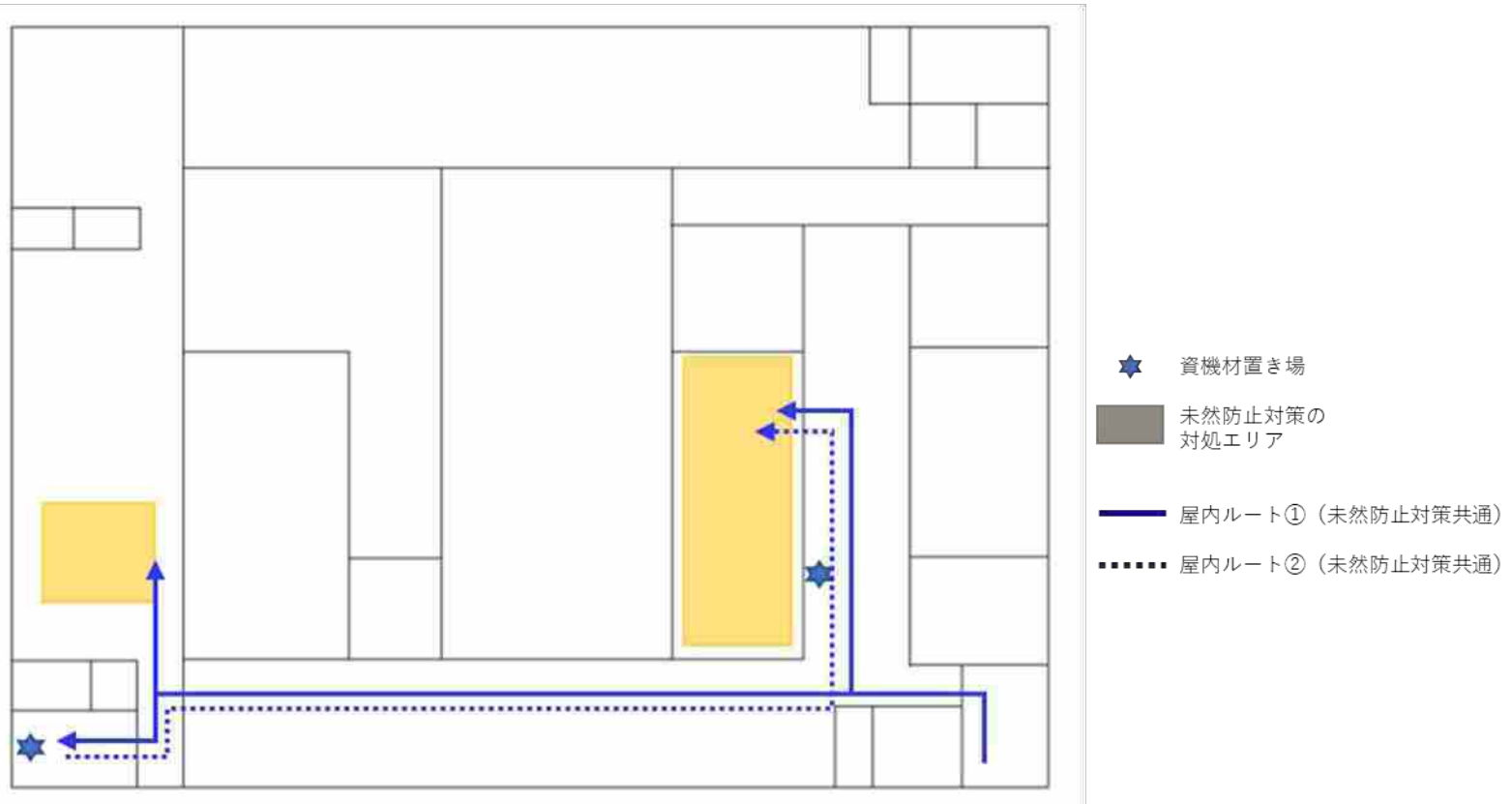


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (4/4)

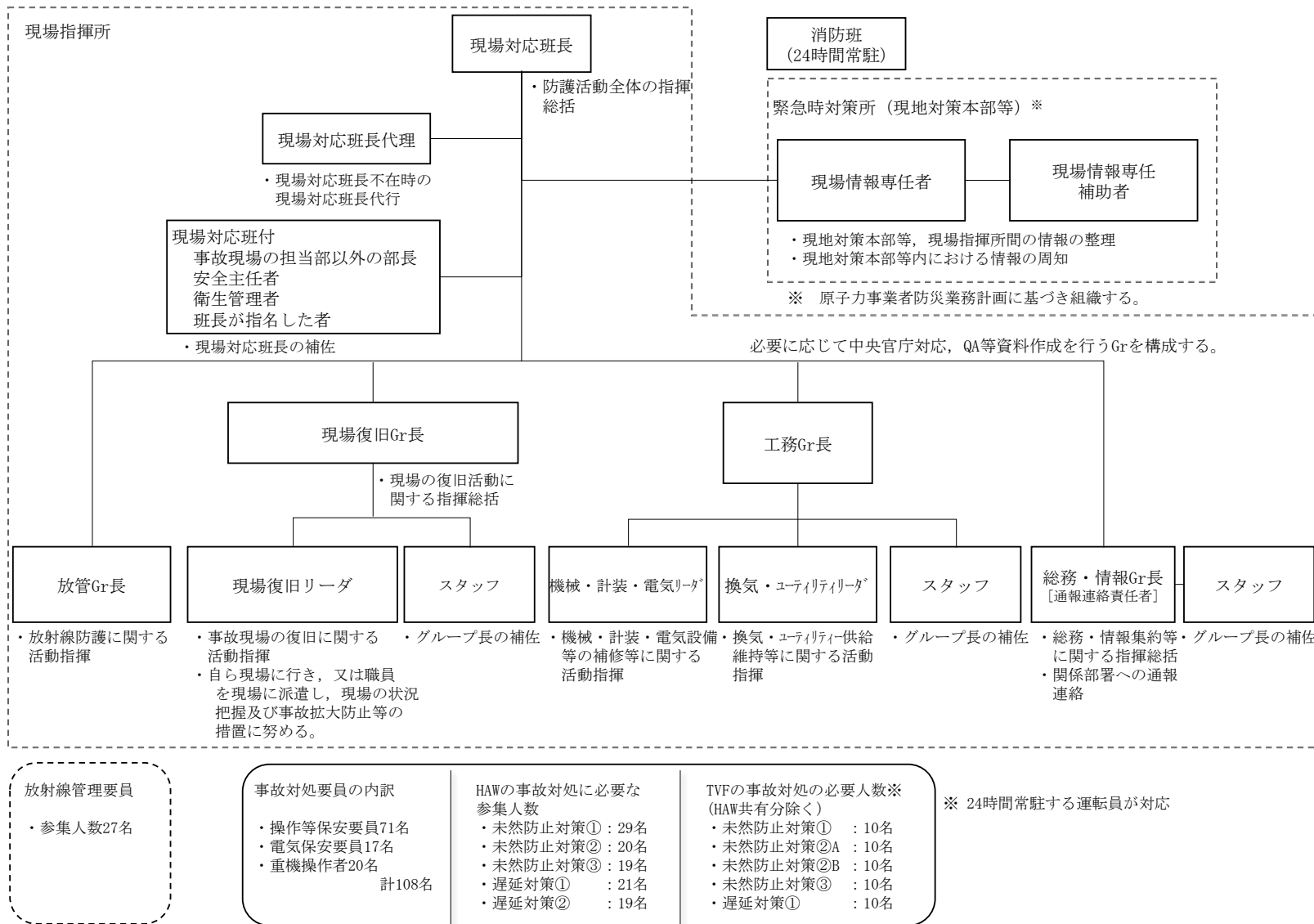
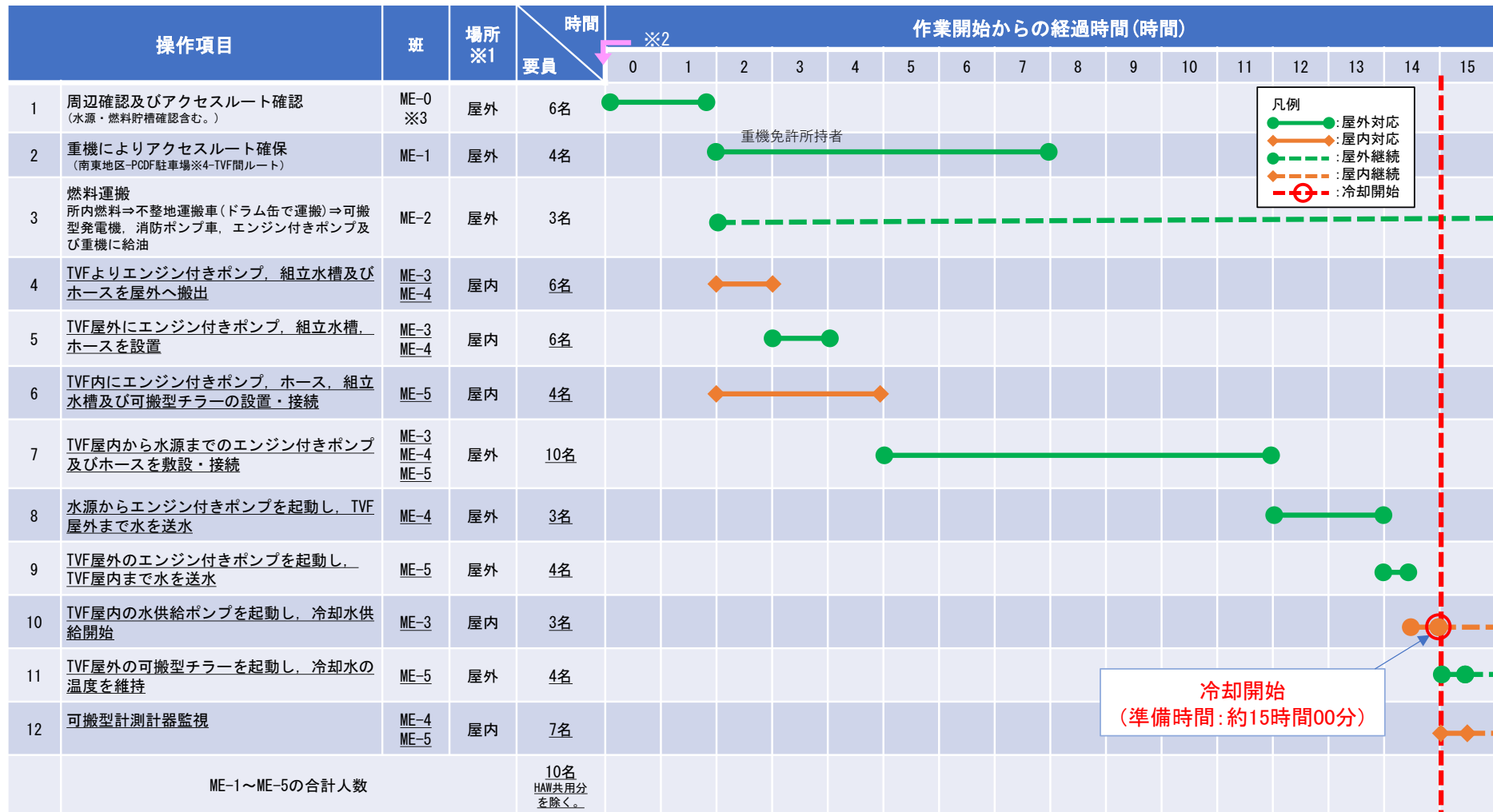


図 3-5-1 事故対処の体制図 (現場対応班)

表 3-2-1 未然防止対策②A-2：可搬型チャラーによる冷却（自然水利及び所内燃料を利用する場合）（タイムチャート）



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定 ※3 ME-1、ME-4～6より各3名  
 ※4 PCDF駐車場: プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場 下線: TVF交替勤務者対応

表 3-2-2 未然防止対策②B-2：可搬型チラーによる冷却（自然水利及び所内燃料を利用する場合）（タイムチャート）



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定 ※3 ME-1, ME-4～6より各3名  
 ※4 PCDF駐車場: プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場 下線: TVF交替勤務者対応

表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (可搬型蒸気供給設備用)	約 3.9	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型チラー用)	約 4.0	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型ブロワ用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

（注）高放射性廃液貯蔵場（HAW）共用分は除く。

表 3-3-2-2 未然防止対策②A-2/②B-2 における燃料の必要量

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
冷却水の供給	エンジン付きポンプ	0.0014	168 (7日間)	3	0.71
水の冷却	可搬型発電機 (可搬型チラー用)	0.0040	168 (7日間)	1	0.68
冷却水の供給	可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	0.0017	168 (7日間)	2	0.58
通信機器の充電	可搬型発電機 (通信機器用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
計測系 監視機器の充電	可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
合計必要量					3

(注) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 共用分は除く。



表 3-3-3-1 未然防止対策②A-2 において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9 本
2	可搬型チラー	TVF建家内	TVF建家内	1	交換熱量：約 12.5 kW
3	可搬型チラー専用発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	定格出力：20 kVA 定格電圧：200 V
4	エンジン付きポンプ	TVF建家内	自然水利取水場所	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m
5	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
6	給水ポンプ	TVF建家内	TVF建家内	1	最高吐出圧力：0.7 MPa 揚程：3 m 流量：0.7 m <sup>3</sup> /h (流量及び揚程は実測値)
7	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
8	組立水槽	TVF建家内	TVF建家内	1	容量：1 m <sup>3</sup>
9	消防ホース (屋外用)	TVF建家内	自然水利～TVF建家内 (最長約1460 m)	73	65A 20 m
10	給水用ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF建家内 (約200 m)	10	15A 20 m
11	分岐付ヘッダー	TVF建家内	TVF建家内	1	入口側：メスカプラ×1 出口側：ボールバルブ×7 15Aオスカプラ×7
12	コンプレッサー	TVF建家内	TVF建家内	1	電源：AC100 V 使用最高圧力：約0.8 MPa
13	コンプレッサー用発電機	TVF建家内	TVF外廻り	1	定格出力：3.0 kVA 定格電圧：100 V

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-2 未然防止対策②B-2 において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9 本
2	可搬型チラー	TVF建家内	TVF建家内	2	交換熱量：1台当たり約 12.5 kW
3	可搬型チラー専用発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	定格出力：20 kVA 定格電圧：200 V
4	エンジン付きポンプ	TVF建家内	自然水利取水場所	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m
5	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
6	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
7	消防ホース (屋外用)	TVF建家内	自然水利～TVF外廻り (最長約1360 m)	68	65A 20 m ((②A-2と共用)
8	消防ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF外廻り～TVF建家内 (約120 m×2)	12	65A 20 m
9	既設配管接続用フランジ (IN)	TVF建家内	TVF建家内	1	ホース接続側：40 A町野式オスカプラ 既設配管側：40 Aフランジ
10	既設配管接続用フランジ (OUT)	TVF建家内	TVF建家内	1	ホース接続側：40 A町野式オスカプラ 既設配管側：40 Aフランジ

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-3 未然防止対策②A-2/②B-2 において使用する主な可搬型事故対処設備（重機，通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	<u>ホイールローダ</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	<u>&lt;T.P. +15 m</u>	<u>1</u>	<u>エンジン定格出力：22 kW</u> <u>(29.9PS)</u> <u>標準バケット容量：0.09 m<sup>3</sup></u>
2	<u>油圧ショベル</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	<u>&lt;T.P. +15 m</u>	<u>1</u>	<u>エンジン定格出力：22 kW</u> <u>(30PS)</u> <u>標準バケット容量：0.4 m<sup>3</sup></u>
3	<u>エンジン付きライト</u>	<u>PCDF駐車場※</u>	<u>所内</u>	<u>7</u>	<u>ランプ電力 1000[W]</u>
4	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	TVF建家内	所内	1	約3 kVA
5	MCA 携帯型無線機	TVF建家内	所内	1	送信出力：2 W
6	衛星電話	TVF建家内	所内	1	—
7	簡易無線機	TVF建家内	所内	4	送信出力：5 W
8	トランシーバ	TVF建家内	所内	6	—

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-4 未然防止対策②A-2/②B-2 において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備	TVF建家内	TVF建家内	2	G11V10, V20で1個使用 E12E10, V12, V14で1個使用
2	可搬型液位測定設備 (G11V10, V20)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型液位測定設備 (G12V14)	TVF建家内	TVF建家内	1	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (G11V10, V20/G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	4	各貯槽1個使用

表 3-3-3-5 未然防止対策②A-2/②B-2 において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンブラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C
2	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>85</sup> Kr
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンブラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , <sup>131</sup> I, <sup>129</sup> I
4	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

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  
未然防止対策③の有効性について

## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（未然防止対策③）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対処要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ①水の必要量
      - ②燃料の必要量
    - 3.3.3 使用する事故対処設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対処要員の確保
  - 4.2 必要な資源の確保
    - 4.2.1 水及び燃料の保管量
    - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
  - 4.3 事故対処設備の健全性
    - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
    - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
  - 4.4 対策の実施までに要する時間
    - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
      - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

- ②対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
  - 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順
    - ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定
    - ②その他の監視測定
  - 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果
- 5. 有効性評価の結果



## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し<sup>※1</sup>、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

未然防止対策③については、事故対処要員の確保<sup>※2</sup>、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により外部支援に期待しない期間（7日間）、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認することで、その有効性を評価する。

※1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員

※2 ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。

## 2. 事故の想定

起因事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の受入槽(G11V10)、回収液槽(G11V20)、濃縮液槽(G12V12)、濃縮液供給槽(G12V14)及び濃縮器(G12E10)である(「添四別紙1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照)。これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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、今後ガラス固化技術開発施設(TVF)で受入れる最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽(272V35)の値を用いて有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙1-1-27 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高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、濃縮された廃液を保有する濃縮液槽（G12V12）及び濃縮液供給槽（G12V14）の56時間とする。また、濃縮器の運転中、濃縮器内の高放射性廃液は沸騰状態で、施設内水源を注水する停止操作を行い、その後状況に応じて遅延対策を進めることで、沸騰到達時間は56時間以上となる。

### 3. 対策（未然防止対策③）

#### 3.1 対策概要

ガラス固化技術開発施設（TVF）の高放射性廃液を内包する受入槽等は、通常時には、ガラス固化技術開発施設（TVF）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、高放射性廃液の崩壊熱を除去する一次冷却系、一次冷却系を冷却する二次冷却系及び二次冷却系に移行した熱を大気中へ逃がす建家屋上の密閉式冷却塔等から構成される。

未然防止対策③では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、エンジン付きポンプ等の可搬型設備により、一次冷却水系統の冷却コイル及び冷却ジャケットへワンスルーで水を給水し、事象発生から沸騰に至る評価時間（56時間）までの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。対策に必要な資源である水は所内の水を保管する既設設備からの給水系統を確保して給水し、燃料は地下式貯油槽から運搬して必要な設備へ給油する。

本対策は、大容量の水を使用することから可搬型貯水設備の水では7日間継続することはできない。しかしながら核燃料サイクル工学研究所内においては約12000 m<sup>3</sup>の水源を有していることから設計津波による浸水の影響がないドライエリアの所内水源から優先に確保する。その間に設計津波による浸水の影響が考えられるエリアの水源において取水準備を行う。なお、設計津波による浸水の影響が考えられるエリアの水源からの取水が困難な場合は、未然防止対策③-2として自然水利からの取水準備を行う。さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上にがれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬を行う。未然防止対策③の対策概要図を図3-1-1に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

未然防止対策③の構成を明確化し、平常運転時に使用する系統から速やかに切り替え操作ができるように、未然防止対策③に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、未然防止対策③の具体的内容を示す。

##### イ. 冷却コイルへの通水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失した場合は、エンジン付きポンプ等を用いて冷却コイルへ通水する未然防止対策③に必要な資源、設備及び要員が確保されている場合は、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. 建家外からの水の供給経路の構築

使用可能な所内水源へ取水ホースを敷設し、エンジン付きポンプ及び組立水槽から冷却コイル及び冷却ジャケットに水を供給する経路を構築する。

#### ハ. 可搬型計装設備の準備

受入槽等の廃液の温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の計装設備へ可搬型温度計測設備を接続し温度測定を可能とする系統を構築する。廃液の温度測定対象設備は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器である。

#### ニ. 冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水の実施判断

冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水の準備が完了後、冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水の実施を判断し、以下のホ.に移行する。

#### ホ. 冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水の実施

エンジン付きポンプを起動し、排水経路及び供給経路に異常がないことを確認する。

冷却コイル及び冷却ジャケット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。

冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水に使用した冷却水は、組立水槽に一時的に受け、サーベイメータ等を用いて汚染の有無を確認した上で、施設外へ排水する。

燃料は、地下式貯油槽から逐次、消防ポンプ車又はエンジン付きポンプに補給する。

#### ヘ. 崩壊熱除去機能維持の成否判断

受入槽に保有する高放射性廃液が未沸騰状態（廃液温度 102℃未満）で安定していることを確認し、未然防止対策③の実施により崩壊熱除去機能が維持されていると判断する。

#### ト. 監視測定

未然防止対策③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、受入槽等の高放射性廃液の温度である。対策実施後に高放射性廃液の温度を測定することで、崩壊熱除去機能が維持されているか監視する。

上記に基づき未然防止対策③に係る訓練を実施して作成したタイムチャートを表 3-2-1 に示す。未然防止対策③実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例を図 3-2-1 に示す。

なお、タイムチャート中の所内の水を保管する既設設備からの給水系統の給水に要する時間及び所内の燃料を保管する既設設備からの給油に要する時間は、ガラス固化技術開発施設（TVF）から最も遠い水を保管する既設設備及び地下式貯油槽燃料を保管する既設設備を利用する場合の時間により確認した。

### 3.3 要員，資源，設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対処要員

未然防止対策③の各手順の実施に必要な要員数は、タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果、未然防止対策③の実施に必要な事故対処要員数は10名（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用の移動式発電機等の操作に必要な要員19名を除く。）であった。

なお、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員10名が24時間常駐し、必要な人数及びスキルを満たすことから、この要員で事故対処を実施する。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

未然防止対策③において使用する水は、各貯槽の発熱量から、沸騰しないために冷却コイル及び冷却ジャケットへ供給する水の必要量を算出した（「添四別紙 1-1-29 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高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の計算書」参照）。

時間当たり約  $2 \text{ m}^3$  で冷却コイル及び冷却ジャケットへ供給し<sup>※1</sup>、7日間を積算すると、未然防止対策③における水の必要量は約  $336 \text{ m}^3$  である。

$$2 \text{ m}^3/\text{h} \times 168 \text{ h} = 336 \text{ m}^3$$

これより、未然防止対策③における水の必要量は  $336 \text{ m}^3$  である。

※1：エンジン付きポンプは、1台当たり約  $60 \text{ m}^3/\text{h}$  の送水能力を有し、消防ポンプ車は1台当たり  $168 \text{ m}^3/\text{h}$  の送水能力を有している。

##### ②燃料の必要量

未然防止対策③において使用する燃料は、主にエンジン付きポンプ、消防ポンプ車等の燃料である。必要な燃料量は、各設備の燃費に使用時間及び台数を乗じて算出した（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用分は除く。）。

燃費については、実測値又は機器仕様から求め、実測値及び機器仕様が無いものについては、定格出力と燃料消費量の積により算出した。各設備の燃費を表 3-3-2-1 に示す。

水の供給用又は冷却用設備、通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援に期待しない期間である 7 日間とした。

これらを積算した結果、未然防止対策③における燃料の必要量は 2 m<sup>3</sup> である（表 3-3-2-2 参照）。

### 3.3.3 使用する事故対処設備

未然防止対策③において使用する主な恒設の事故対処設備は、一次冷却系統である。

また、未然防止対策③において使用する主な可搬型事故対処設備は、エンジン付きポンプ等である。主な可搬型事故対処設備を表 3-3-3-1～表 3-3-3-4 に示す。給水設備及び給電設備の主な事故対処に必要な設備について、単一故障を考慮して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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

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。また、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。

建家内のアクセスルートを図 3-3-4-1 に示す。

### 3.3.5 通信連絡

想定される事故等が発生した際に、未然防止対策③の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

### 3.4 監視測定

#### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

##### ①測定対象パラメータ

未然防止対策③は、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、エンジン付きポンプ等の可搬型設備により、一次冷却水系統の冷却コイル及び冷却ジャケットへワンスルーで水を給水し、崩壊熱除去機能を回復させる対策であることから、高放射性廃液を沸点未満に維持できていることを確認するため、未然防止対策③の成否判断をする上で情報を把握するために必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

##### <測定対象パラメータ>

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、受入槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

##### ②監視測定の方法

可搬型の計測設備による計測方法の概要を以下に示す。また、計測手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。

###### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備がある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器やページメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。未然防止対策③では、これらのうち、温度計測設備による測定を行う。

## b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

### (a) 測定対象

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

### (b) 測定方法

温度の測定は既設熱電対を用い、既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお、既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、予備の系統にて測定を行う。

## 3.4.2 その他の監視測定

### ①測定対象パラメータ

受入槽等からのオフガスのモニタリングを実施する。

### ②監視測定の方法

可搬型モニタリング設備により受入槽等からのオフガスをサンプリングし、監視する。その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。

## 3.5 事故時の体制と支援

事故対応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応を実施し得る体制を整備する。

事故対応は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行う。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担、責任者等を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対応を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) 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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画



に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対処を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織、現場対応班が事故対処に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。

## 4. 有効性評価

### 4.1 事故対処要員の確保

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の未然防止対策③に必要な事故対処要員は 10 名であり (高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共用する要員 19 名を除く。), ガラス固化処理運転中においては, ガラス固化技術開発施設 (TVF) には運転員 10 名が 24 時間常駐するため, この要員で事故対処を実施する。なお, 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共用する事故対処要員の招集については, 起回事象の発生から対策開始までの時間は, 参集移動の準備, 居住地からの移動 (徒歩) 及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮して 10 時間を想定する (「添四別紙 1-1-8「高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の未然防止対策③の有効性について」 4.1.2 参照)。

### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が, 未然防止対策③における 7 日間 (外部支援に期待しない期間) の必要量を満たすことを確認する。

#### 4.2.1 水及び燃料の保管量

事故対処に必要な水は, 既存の所内水源から使用する。所内水源の容量は, 高台に約 1000 m<sup>3</sup> の設備及び低地に約 10630 m<sup>3</sup> の設備に水を有している。所内水源のうち, 津波が遡上しない T.P. +15 m 以上の高台には, 中央運転管理室 (給水タンク), 中央運転管理室 (受水タンク) 及び付属機械室 (蓄熱槽) があり, それぞれ約 300 m<sup>3</sup>, 約 300 m<sup>3</sup> 及び約 400 m<sup>3</sup> の水を保管している。また, 津波の遡上域ではあるものの, 浄水貯槽, 屋外冷却水設備, 散水貯槽及び工業用水受水槽には, それぞれ約 4800 m<sup>3</sup>, 約 800 m<sup>3</sup>, 約 30 m<sup>3</sup> 及び約 5000 m<sup>3</sup> の水を保管している。このように, 複数の水源が所内各地にそれぞれ分散配置されている。

また, 対策に必要な燃料は, プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場の地下式貯油槽に 2 m<sup>3</sup> 以上を保管する。

#### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水については, 対策を継続するために必要な水 336 m<sup>3</sup> に対し, 津波が遡上しない所内の高台の約 1000 m<sup>3</sup> の設備及び低地の約 10630 m<sup>3</sup> の設備に水を分散配置して保管している。

水を保管する既設の設備については, 所内の高台を含め複数個所に分散しており, 沸騰到達までの時間余裕の中で, 被災状況に応じて使用可能な設備を利用する。これらのことから, 7 日間 (外部支援に期待しない期間) の必要量を満たす。

燃料については, 対策を継続するために必要な燃料 2 m<sup>3</sup> に対し, プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場の地下式貯油槽に 2 m<sup>3</sup> 以上を保管することから, 7 日間 (外部

支援に期待しない期間)の必要量を満たす。

これらの結果から、水及び燃料の保管量が、未然防止対策③における7日間(外部支援に期待しない期間)の必要量を満たすことを確認した。

#### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

##### 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持されるガラス固化技術開発施設(TVF)に設置している。また、恒設の事故対処設備は、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計(「添四別紙1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備(事故対処設備)」参照)としている。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の建家内及びプルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場に配備する。

また、プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

##### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有するガラス固化技術開発施設(TVF)の建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認し

た。

#### 4.4 対策の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は56時間であることから、事故の発生から未然防止対策③の実施完了までの時間が56時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約10時間とする。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

未然防止対策③の着手から完了までに要する時間は、表3-2-1のタイムチャートから、約15時間である。

このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約25時間である。

##### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

未然防止対策③に要する時間は合計約25時間であり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（56時間）よりも十分短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に未然防止対策③を実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認する。

##### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順

###### ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策③の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

## ②その他の監視測定

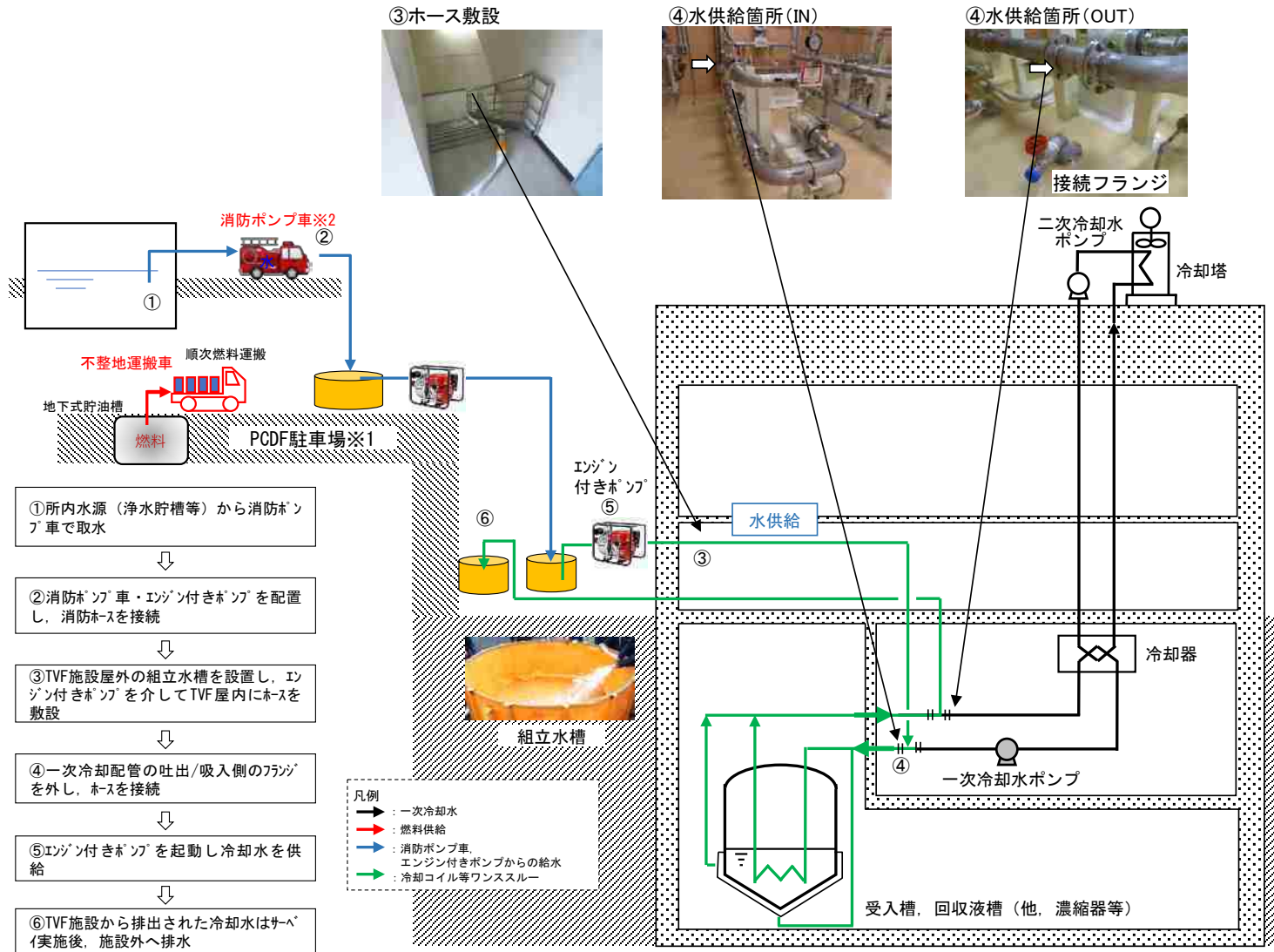
高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策③の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

### 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認した。

## 5. 有効性評価の結果

未然防止対策③の有効性評価においては、事故対処要員の確保、資源の確保、設備の健全性及び所要時間の確認並びに監視測定手段の確認により、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認した。したがって、未然防止対策③による事故対処は有効であると判断する。



※1 PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場  
 ※2 消防ポンプ車又はエンジン付きポンプを使用

図 3-1-1 未然防止対策③：エンジン付きポンプ等による冷却（所内水源を利用する場合）

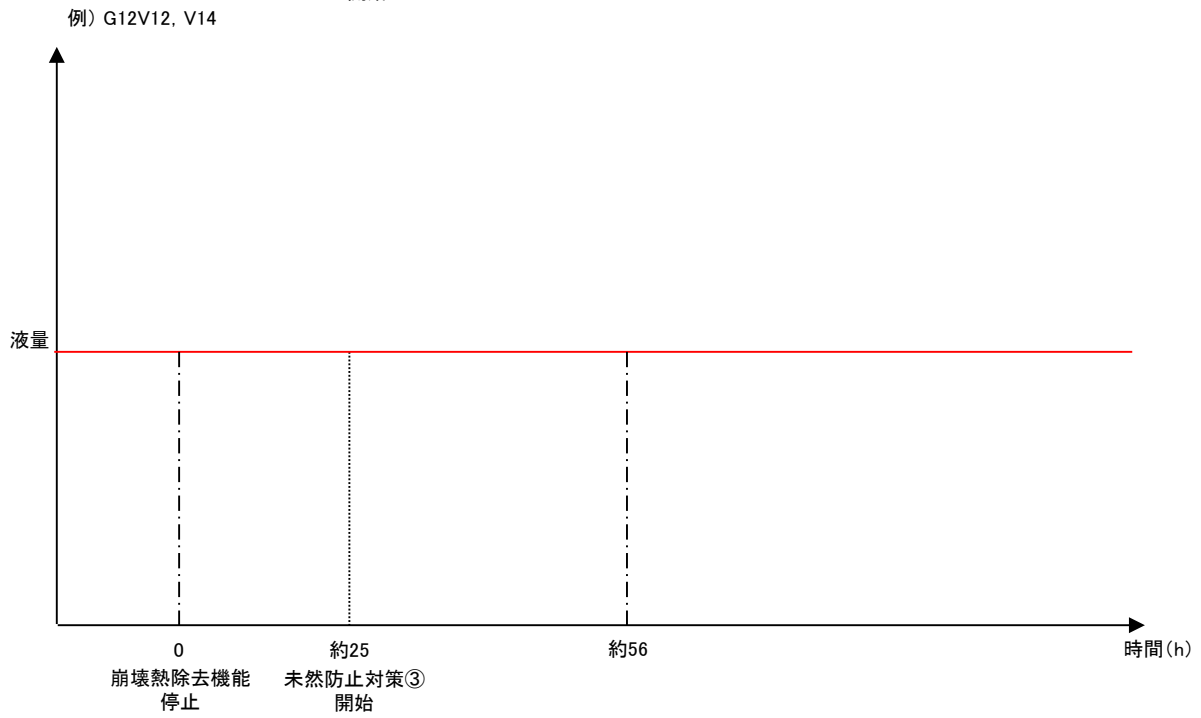
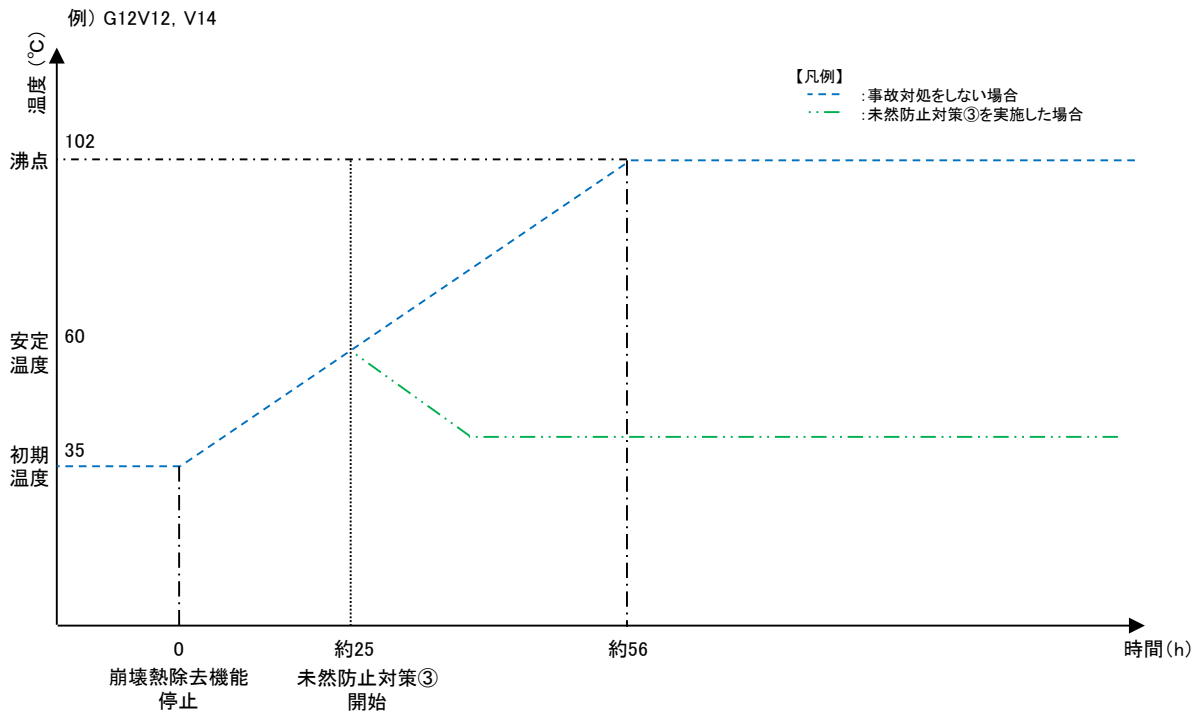


図 3-2-1 対策実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例



ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 3階

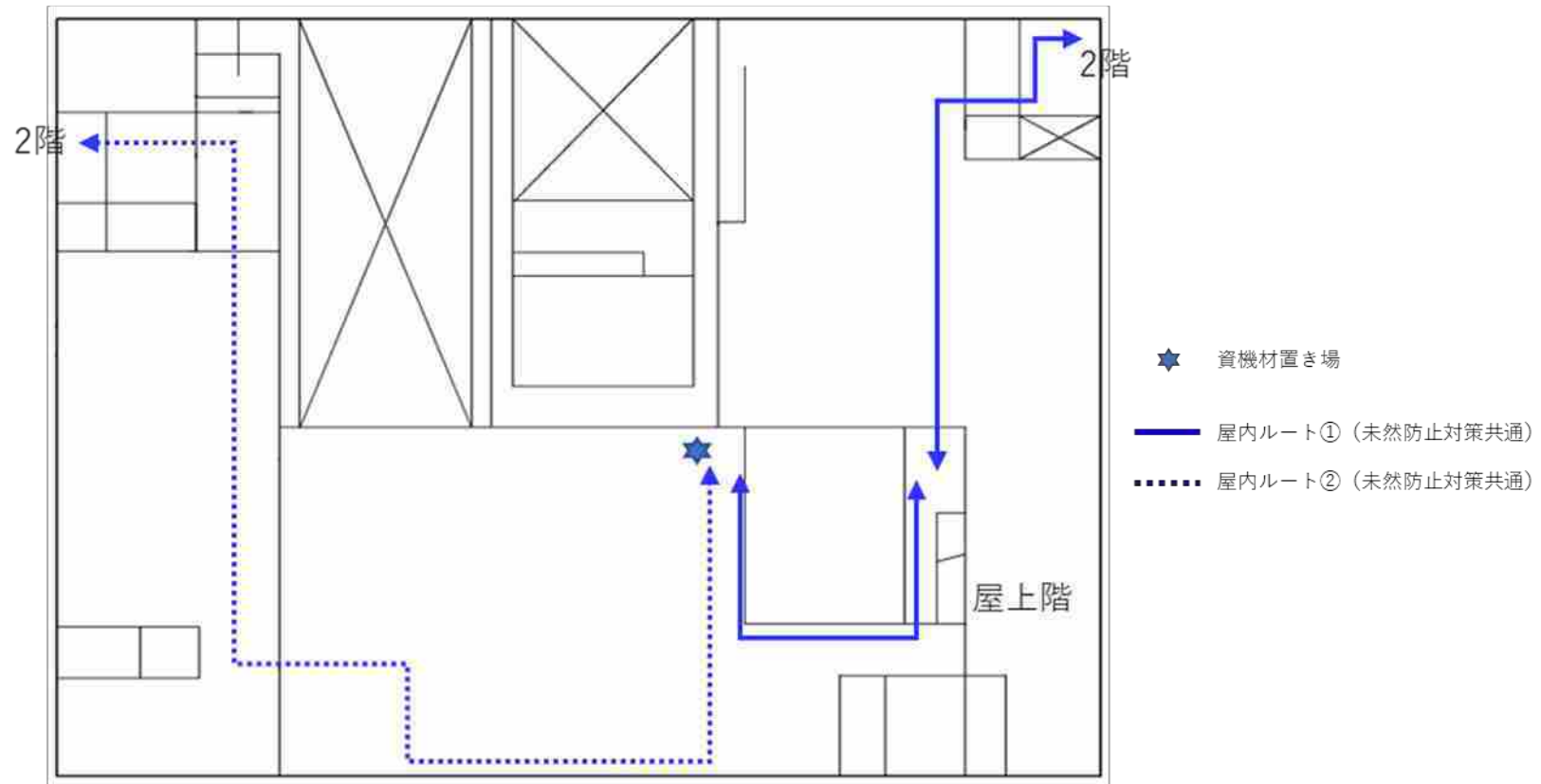


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート(1/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 2階

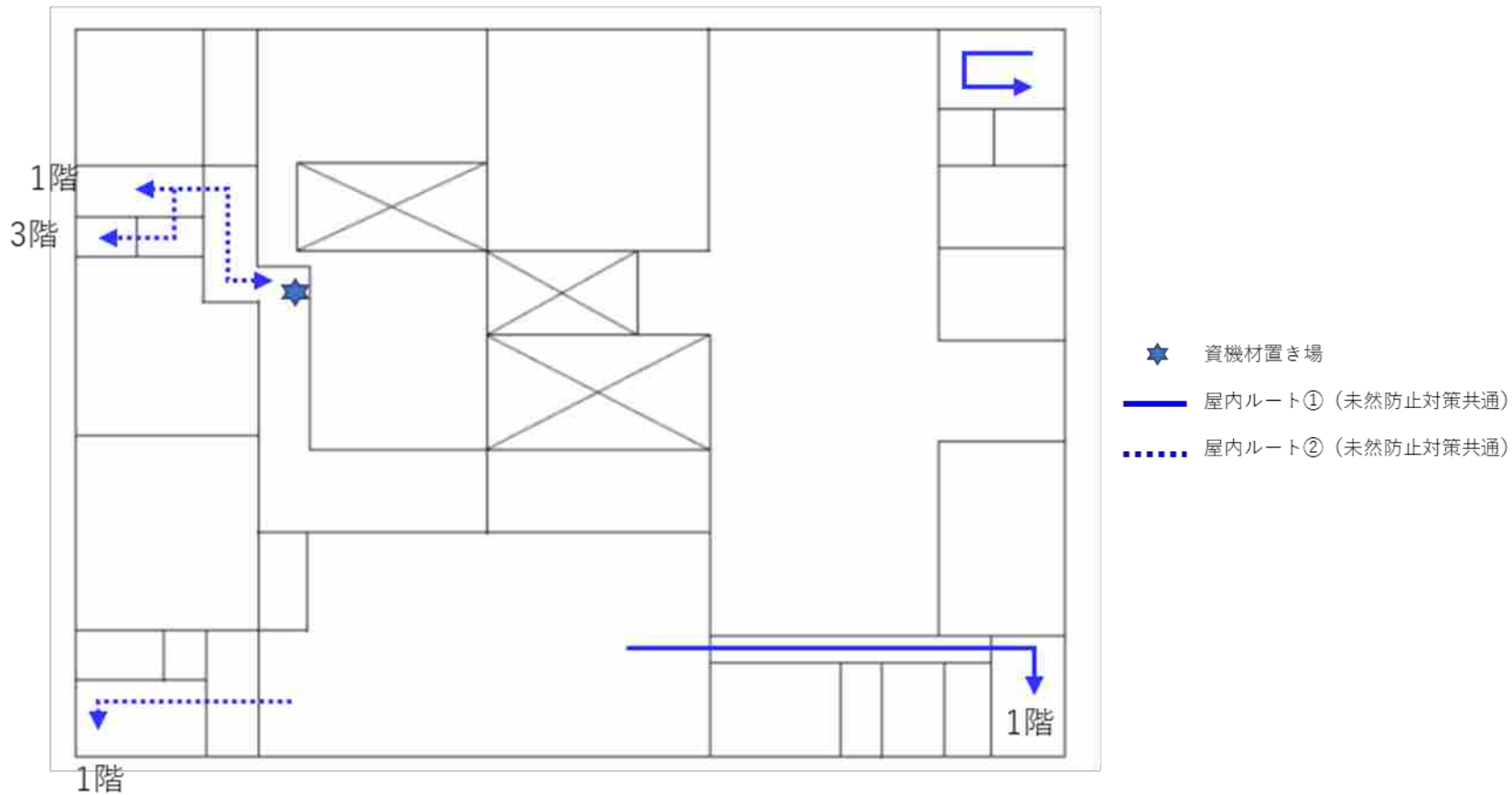


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート(2/4)

### ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 1階

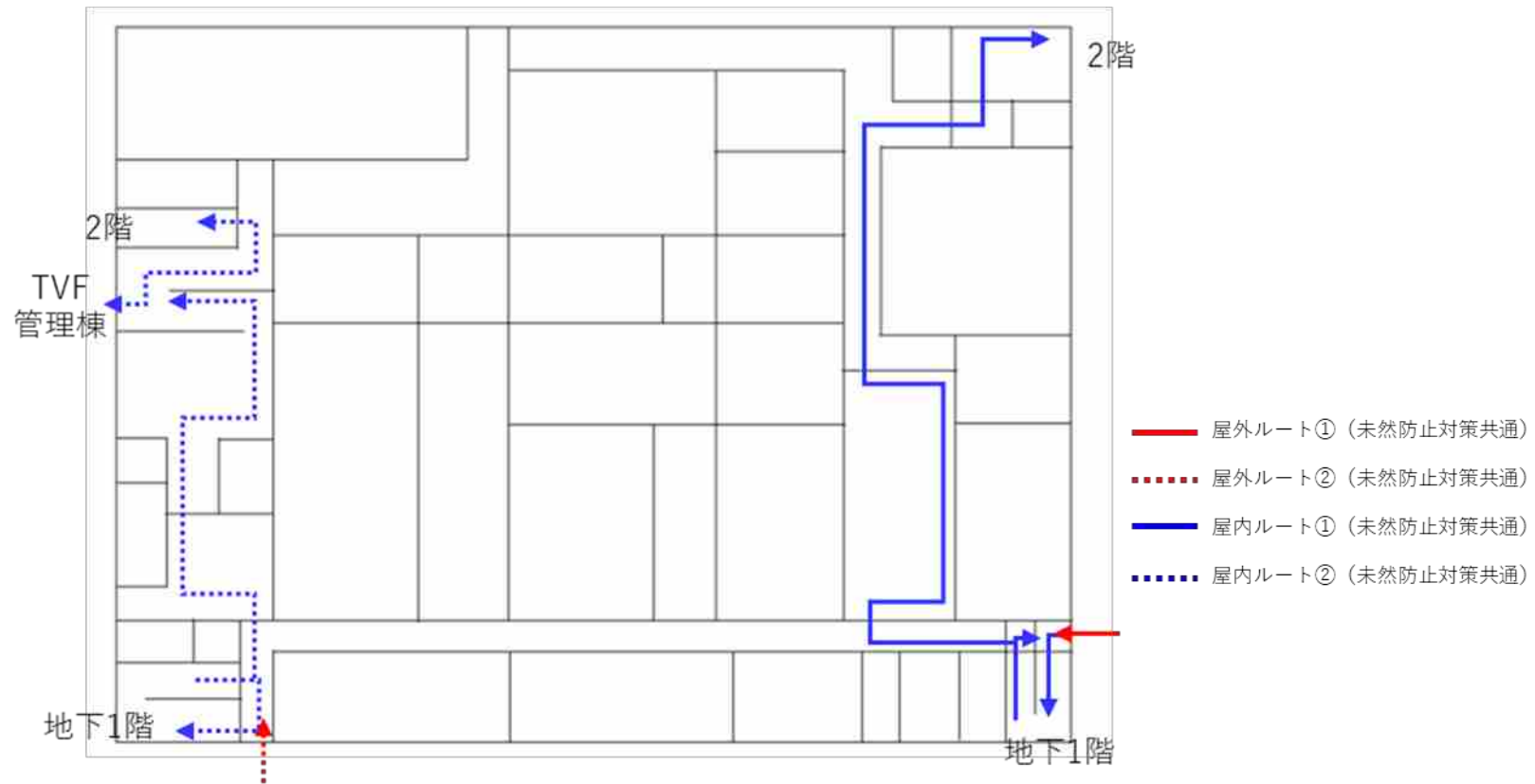


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート(3/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下1階

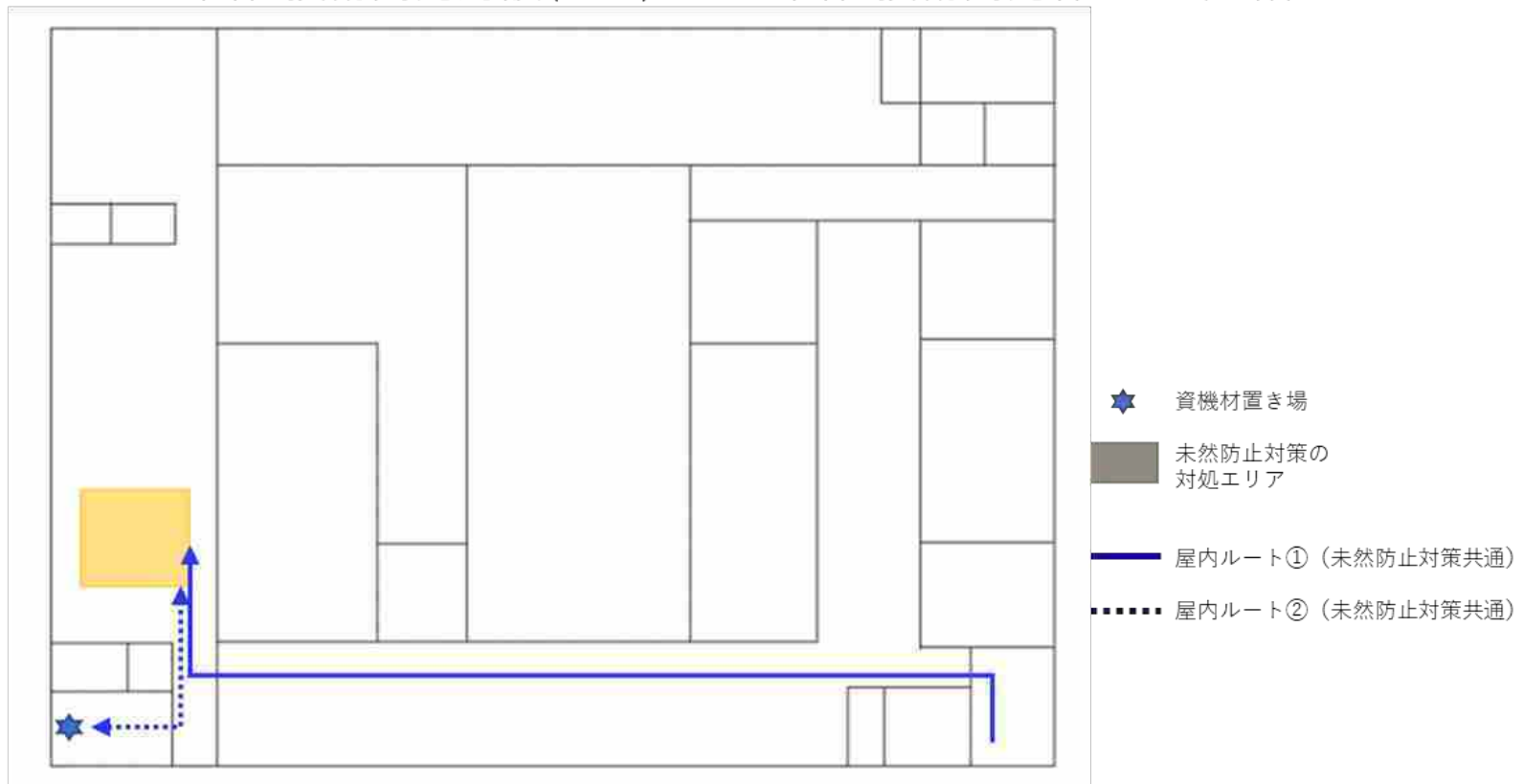


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート(4/4)

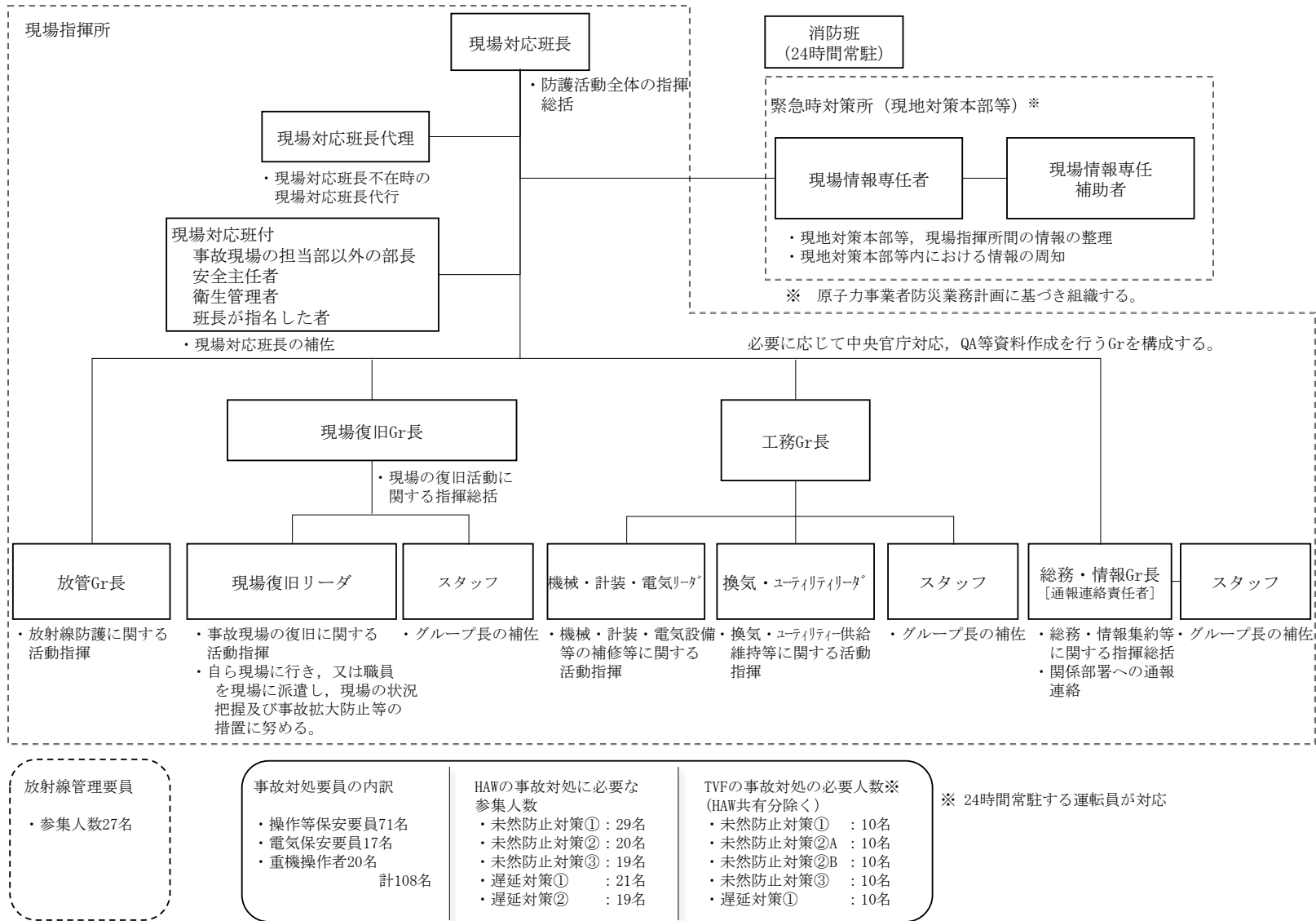
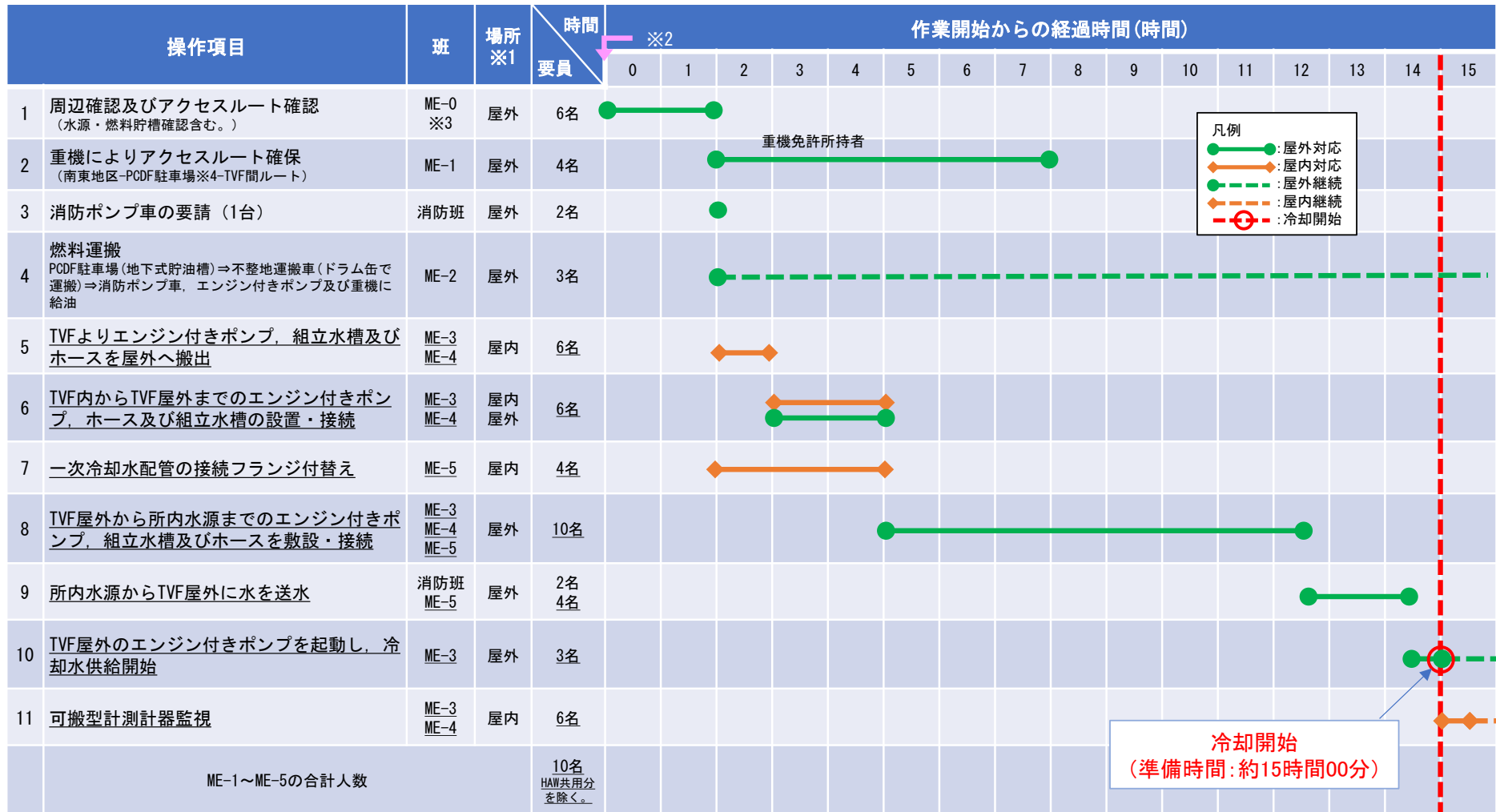


図 3-5-1 事故対処の体制図 (現場対応班)

表 3-2-1 未然防止対策③：エンジン付きポンプ等による冷却（所内水源を利用する場合）（タイムチャート）



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定 ※3 ME-1, ME-4～6より各3名  
 ※4 PCDF駐車場: プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場 下線: TVF交替勤務者対応

表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (可搬型蒸気供給設備用)	約 3.9	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型チラー用)	約 4.0	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型ブロワ用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

（注）高放射性廃液貯蔵場（HAW）共用分は除く。

表 3-3-2-2 未然防止対策③における燃料の必要量

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
冷却水の供給	エンジン付きポンプ	0.0014	168 (7日間)	3	0.71
通信機器の充電	可搬型発電機 (通信機器用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
計測系 監視機器の充電	可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
合計必要量					2

(注) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 共用分は除く。



表 3-3-3-1 未然防止対策③ において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9 本
2	消防ポンプ車	消防車庫	>T. P. +15 m	1	圧力：>0.187 MPa 揚程：>18.7 m 流量：>200 L/min
3	エンジン付きポンプ	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m 流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
4	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	
5	組立水槽	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	容量：5 m <sup>3</sup>
6	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
7	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：1 m <sup>3</sup>
8	消防ホース (屋外用)	TVF建家内	PCDF駐車場※～TVF外廻り (約200 m)	10	65A 20 m
9	消防ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF外廻り～TVF建家内 (約120 m×2)	12	65A 20 m
10	既設配管接続用フランジ (IN)	TVF建家内	TVF建家内	1	ホース接続側：40 A町野式オスカブラ 既設配管側：40 Aフランジ
11	既設配管接続用フランジ (OUT)	TVF建家内	TVF建家内	1	ホース接続側：40 A町野式オスカブラ 既設配管側：40 Aフランジ

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-2 未然防止対策③ において使用する主な可搬型事故対処設備（重機，通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	ホイールローダ	PCDF駐車場※	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (29.9PS) 標準バケット容量：0.09 m <sup>3</sup>
2	油圧ショベル	PCDF駐車場※	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (30PS) 標準バケット容量：0.4 m <sup>3</sup>
3	エンジン付きライト	PCDF駐車場※	所内	7	ランプ電力 1000[W]
4	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	TVF建家内	所内	1	約3 kVA
5	MCA 携帯型無線機	TVF建家内	所内	1	送信出力：2 W
6	衛星電話	TVF建家内	所内	1	—
7	簡易無線機	TVF建家内	所内	4	送信出力：5 W
8	トランシーバ	TVF建家内	所内	6	—

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-3 未然防止対策③ において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備	TVF建家内	TVF建家内	2	G11V10, V20で1個使用 E12E10, V12, V14で1個使用
2	可搬型液位測定設備 (G11V10, V20)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型液位測定設備 (G12V14)	TVF建家内	TVF建家内	1	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (G11V10, V20/G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	4	各貯槽1個使用

表 3-3-3-4 未然防止対策③ において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C
2	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>85</sup> Kr
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , <sup>131</sup> I, <sup>129</sup> I
4	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

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  
未然防止対策③-1 の有効性について

## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（未然防止対策③-1）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対処要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ①水の必要量
      - ②燃料の必要量
    - 3.3.3 使用する事故対処設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対処要員の確保
  - 4.2 必要な資源の確保
    - 4.2.1 水及び燃料の保管量
    - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
  - 4.3 事故対処設備の健全性
    - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
    - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
  - 4.4 対策の実施までに要する時間
    - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
      - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

- ②対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
  - 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順
    - ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定
    - ②その他の監視測定
  - 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果
- 5. 有効性評価の結果

## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し<sup>※1</sup>、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

未然防止対策③-1については、事故対処要員の確保<sup>※2</sup>、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により外部支援に期待しない期間（7日間）、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認することで、その有効性を評価する。

※1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員

※2 ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。

## 2. 事故の想定

起因事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の受入槽(G11V10)、回収液槽(G11V20)、濃縮液槽(G12V12)、濃縮液供給槽(G12V14)及び濃縮器(G12E10)である(「添四別紙1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照)。これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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、今後ガラス固化技術開発施設(TVF)で受入れる最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽(272V35)の値を用いて有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙1-1-27 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高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、濃縮された廃液を保有する濃縮液槽（G12V12）及び濃縮液供給槽（G12V14）の56時間とする。また、濃縮器の運転中、濃縮器内の高放射性廃液は沸騰状態で、施設内水源を注水する停止操作を行い、その後状況に応じて遅延対策を進めることで、沸騰到達時間は56時間以上となる。

### 3. 対策（未然防止対策③-1）

#### 3.1 対策概要

ガラス固化技術開発施設（TVF）の高放射性廃液を内包する受入槽等は、通常時には、ガラス固化技術開発施設（TVF）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、高放射性廃液の崩壊熱を除去する一次冷却系、一次冷却系を冷却する二次冷却系及び二次冷却系に移行した熱を大気中へ逃がす建家屋上の密閉式冷却塔等から構成される。

未然防止対策③-1 では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、エンジン付きポンプ等の可搬型設備により、一次冷却水系統の冷却コイル及び冷却ジャケットへワンスルーで水を給水し、事象発生から沸騰に至る評価時間（56 時間）までの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。対策に必要な資源である水は、所内水源からの給水系統を確保して給水する。燃料は所内の燃料資源から確保する。

当該対策は、大容量の水を使用することから可搬型貯水設備の水では 7 日間継続することはできない。しかしながら核燃料サイクル工学研究所内においては約 12000 m<sup>3</sup> の水源を有していることから設計津波による浸水の影響がないドライエリアの所内水源から優先に確保する。その間に設計津波による浸水の影響が考えられるエリアの水源において取水準備を行う。なお、設計津波による浸水の影響が考えられるエリアの水源からの取水が困難な場合は、未然防止対策③-2 として自然水利からの取水準備を行う。さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上にながれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬を行う。未然防止対策③-1 の対策概要図を図 3-1-1 に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

未然防止対策③-1 の構成を明確化し、平常運転時に使用する系統から速やかに切り替え操作ができるように、未然防止対策③-1 に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、未然防止対策③-1 の具体的内容を示す。

##### イ. 冷却コイルへの通水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、エンジン付きポンプ等を用いて冷却コイルへ通水する未然防止対策③-1 に必要な資源、設備及び要員が確保されている場合は、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. 建家外からの水の供給経路の構築

使用可能な所内水源へ取水ホースを敷設し、エンジン付きポンプ及び組立水槽から冷却コイル及び冷却ジャケットに水を供給する経路を構築する。

#### ハ. 可搬型計装設備の準備

受入槽等の廃液の温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の計装設備へ可搬型温度計測設備を接続し温度測定を可能とする系統を構築する。廃液の温度測定対象設備は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器である。

#### ニ. 冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水の実施判断

冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水の準備が完了後、冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水の実施を判断し、以下のホ.に移行する。

#### ホ. 冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水の実施

エンジン付きポンプを起動し、排水経路及び供給経路に異常がないことを確認する。

冷却コイル及び冷却ジャケット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。

冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水に使用した冷却水は、組立水槽に一時的に受け、サーバイメータ等を用いて汚染の有無を確認した上で、施設外へ排水する。

燃料は、所内燃料から逐次、消防ポンプ車又はエンジン付きポンプに補給する。なお、高台からガラス固化技術開発施設 (TVF) 近傍へのアクセスルートにおいて車両走行が可能な場合は、高台に退避している消防ポンプ車を使用する。

#### ヘ. 崩壊熱除去機能維持の成否判断

受入槽に保有する高放射性廃液が未沸騰状態 (廃液温度 102℃未満) で安定していることを確認し、未然防止対策③-1 の実施により崩壊熱除去機能が維持されていると判断する。

#### ト. 監視測定

未然防止対策③-1 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、受入槽等の高放射性廃液の温度である。対策実施後に高放射性廃液の温度を測定することで、崩壊熱除去機能が維持されているか監視する。

上記に基づき未然防止対策③-1 に係る訓練を実施して作成したタイムチャートを表 3-2-1

に示す。未然防止対策③-1 実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例を図 3-2-1 に示す。

なお、タイムチャート中の所内の水を保管する既設設備からの給水系統の給水に要する時間及び所内の燃料を保管する既設設備からの給油に要する時間は、ガラス固化技術開発施設 (TVF) から最も遠い水を保管する既設設備及び燃料を保管する既設設備を利用する場合の時間により確認した。

### 3.3 要員, 資源, 設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対処要員

未然防止対策③-1 の各手順の実施に必要な要員数は、タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果、未然防止対策③-1 の実施に必要な事故対処要員数は 10 名 (高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共用の移動式発電機等の操作に必要な要員 20 名を除く。) であった。

なお、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設 (TVF) には運転員 10 名が 24 時間常駐し、必要な人数及びスキルを満たすことから、この要員で事故対処を実施する。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

未然防止対策③-1 において使用する水は、各貯槽の発熱量から、沸騰しないために冷却コイル及び冷却ジャケットへ供給する水の必要量を算出した (「添四別紙 1-1-29 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高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の計算書」参照)。

時間当たり約  $2 \text{ m}^3$  で冷却コイル及び冷却ジャケットへ供給し<sup>※1</sup>、7 日間を積算すると、未然防止対策③-1 における水の必要量は約  $336 \text{ m}^3$  である。

$$2 \text{ m}^3/\text{h} \times 168 \text{ h} = 336 \text{ m}^3$$

これより、未然防止対策③-1 における水の必要量は  $336 \text{ m}^3$  である。

※1: エンジン付きポンプは、1 台当たり約  $60 \text{ m}^3/\text{h}$  の送水能力を有し、消防ポンプ車は 1 台当たり  $168 \text{ m}^3/\text{h}$  の送水能力を有している。

## ②燃料の必要量

未然防止対策③-1において使用する燃料は、主にエンジン付きポンプ、消防ポンプ車等の燃料である。必要な燃料量は、各設備の燃費に使用時間及び台数を乗じて算出した（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用分は除く。）。

燃費については、実測値又は機器仕様から求め、実測値及び機器仕様が無いものについては、定格出力と燃料消費量の積により算出した。各設備の燃費を表 3-3-2-1 に示す。

水の供給用又は冷却用設備、通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援に期待しない期間であるに 7 日間とした。

これらを積算した結果、未然防止対策③-1における燃料の必要量は 2 m<sup>3</sup>である（表 3-3-2-2 参照）。

### 3.3.3 使用する事故対処設備

未然防止対策③-1において使用する主な恒設の事故対処設備は、一次冷却系統である。

未然防止対策③-1において使用する主な可搬型事故対処設備は、エンジン付きポンプ等である。主な可搬型事故対処設備を表 3-3-3-1～表 3-3-3-4 に示す。給水設備及び給電設備の主な事故対処に必要な設備について、単一故障を考慮して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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

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認する。また、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認する。

建家内のアクセスルートを図 3-3-4-1 に示す。

### 3.3.5 通信連絡

想定される事故等が発生した際に、未然防止対策③-1の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

### 3.4 監視測定

#### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

##### ①測定対象パラメータ

未然防止対策③-1は、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、エンジン付きポンプ等の可搬型設備により、一次冷却水系統の冷却コイル及び冷却ジャケットへワンスルーで水を給水し、崩壊熱除去機能を回復させる対策であることから、高放射性廃液を沸点未満に維持できていることを確認するため、未然防止対策③-1の成否判断をする上で情報を把握するために必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

##### <測定対象パラメータ>

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、受入槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

##### ②監視測定の方法

可搬型の計測設備による計測方法の概要を以下に示す。また、計測手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。

###### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備がある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器やパージメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。未然防止対策③-1では、これらのうち、温度計測設備による測定を行う。

## b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

### (a) 測定対象

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

### (b) 測定方法

温度の測定は既設熱電対を用い、既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお、既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、予備の系統にて測定を行う。

## 3.4.2 その他の監視測定

### ①測定対象パラメータ

受入槽等からのオフガスのモニタリングを実施する。

### ②監視測定の方法

可搬型モニタリング設備により受入槽等からのオフガスをサンプリングし、監視する。その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。

## 3.5 事故時の体制と支援

事故対応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応を実施し得る体制を整備する。

事故対応は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行う。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担、責任者等を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対応を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) 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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画

に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対処を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織、現場対応班が事故対処に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。



## 4. 有効性評価

### 4.1 事故対処要員の確保

ガラス固化技術開発施設（TVF）の未然防止対策③-1に必要な事故対処要員は10名であり（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する要員19名を除く。）、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。なお、高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する事故対処要員の招集については、起回事象の発生から対策開始までの時間は、参集移動の準備、居住地からの移動（徒歩）及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮して10時間を想定する（「添四別紙1-1-9「高放射性廃液貯蔵場（HAW）の未然防止対策③-1の有効性について」4.1.2参照）。

### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が、未然防止対策③-1における7日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たすことを確認する。

#### 4.2.1 水及び燃料の保管量

事故対処に必要な水は、既存の所内水源から使用する。所内水源の容量は、高台に約1000 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約10630 m<sup>3</sup>の設備に水を有している。所内水源のうち、津波が遡上しないT.P.+15 m以上の高台には、中央運転管理室（給水タンク）、中央運転管理室（受水タンク）及び附属機械室（蓄熱槽）があり、それぞれ約300 m<sup>3</sup>、約300 m<sup>3</sup>及び約400 m<sup>3</sup>の水を保管している。また、津波の遡上域ではあるものの、浄水貯槽、屋外冷却水設備、散水貯槽及び工業用水受水槽には、それぞれ約4800 m<sup>3</sup>、約800 m<sup>3</sup>、約30 m<sup>3</sup>及び約5000 m<sup>3</sup>の水を保管している。このように、複数の水源が所内各地にそれぞれ分散配置されている。

また、事故対処に必要な燃料は、既存の所内燃料から使用する。所内燃料の容量は、高台に約450 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約278 m<sup>3</sup>の設備に燃料を有している。

燃料を保管する既設の設備については、津波が遡上しないT.P.+15 m以上の高台には、南東地区（燃料タンク）に約390 m<sup>3</sup>、地層処分放射化学研究施設（クオリティ）地下タンクに約10 m<sup>3</sup>及びプルトニウム燃料技術開発センターユーティリティ棟に約50 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。さらに、津波の遡上域ではあるものの、（再処理施設）ユーティリティ施設地下貯油槽に約114 m<sup>3</sup>、中間開閉所燃料地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、第二中間開閉所燃料地下貯油槽に約45 m<sup>3</sup>、低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、ガラス固化技術開発施設（TVF）地下貯油槽に約25 m<sup>3</sup>、高レベル放射性物質研究施設（CPF）地下埋設オイルタンクに約9 m<sup>3</sup>及び非常用予備発電棟地下燃料タンク貯油槽に約25 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。このように、複数の燃料資源が所内各地にそれぞれ分散配置されている。

#### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水については、対策を継続するために必要な水 336 m<sup>3</sup> に対し、津波が遡上しない所内の高台に約 1000 m<sup>3</sup> の設備及び低地に約 10630 m<sup>3</sup> の設備に水を分散配置して保管している。

燃料については、対策を継続するために必要な燃料 2 m<sup>3</sup> に対し、津波が遡上しない所内の高台に合計約 450 m<sup>3</sup> の設備に燃料を分散配置して保管している。

水及び燃料を保管する既設の設備については、所内の高台を含め複数個所に分散しており、沸騰到達までの時間余裕の中で、被災状況に応じて使用可能な設備を利用する。これらのことから、7日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たす。

これらの結果から、水及び燃料の保管量が、未然防止対策③-1における7日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たすことを確認した。

#### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること及び設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

##### 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持されるガラス固化技術開発施設（TVF）に設置している。また、恒設の事故対処設備は、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計（「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）としている。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、ガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内及びプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に設置する。

また、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。

核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

#### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有するガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 対策の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は 56 時間であることから、事故の発生から未然防止対策③-1 の実施完了までの時間が 56 時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1 項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約 10 時間である。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

未然防止対策③-1 の着手から完了までに要する時間は、表 3-2-1 のタイムチャートから、約 15 時間である。

このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約 25 時間となる。

##### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

未然防止対策③-1 に要する時間は合計約 25 時間であり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（56 時間）よりも十分短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に未然防止対策③-1 を実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7 日間）において実施できることを確認する。

#### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順

##### ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策③-1 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

##### ②その他の監視測定

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策③-1 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

#### 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認した。

## 5. 有効性評価の結果

未然防止対策③-1 の有効性評価においては、事故対応要員の確保、資源の確保、設備の健全性及び所要時間の確認並びに監視測定手段の確認により、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認した。したがって、未然防止対策③-1 による事故対応は有効であると判断する。

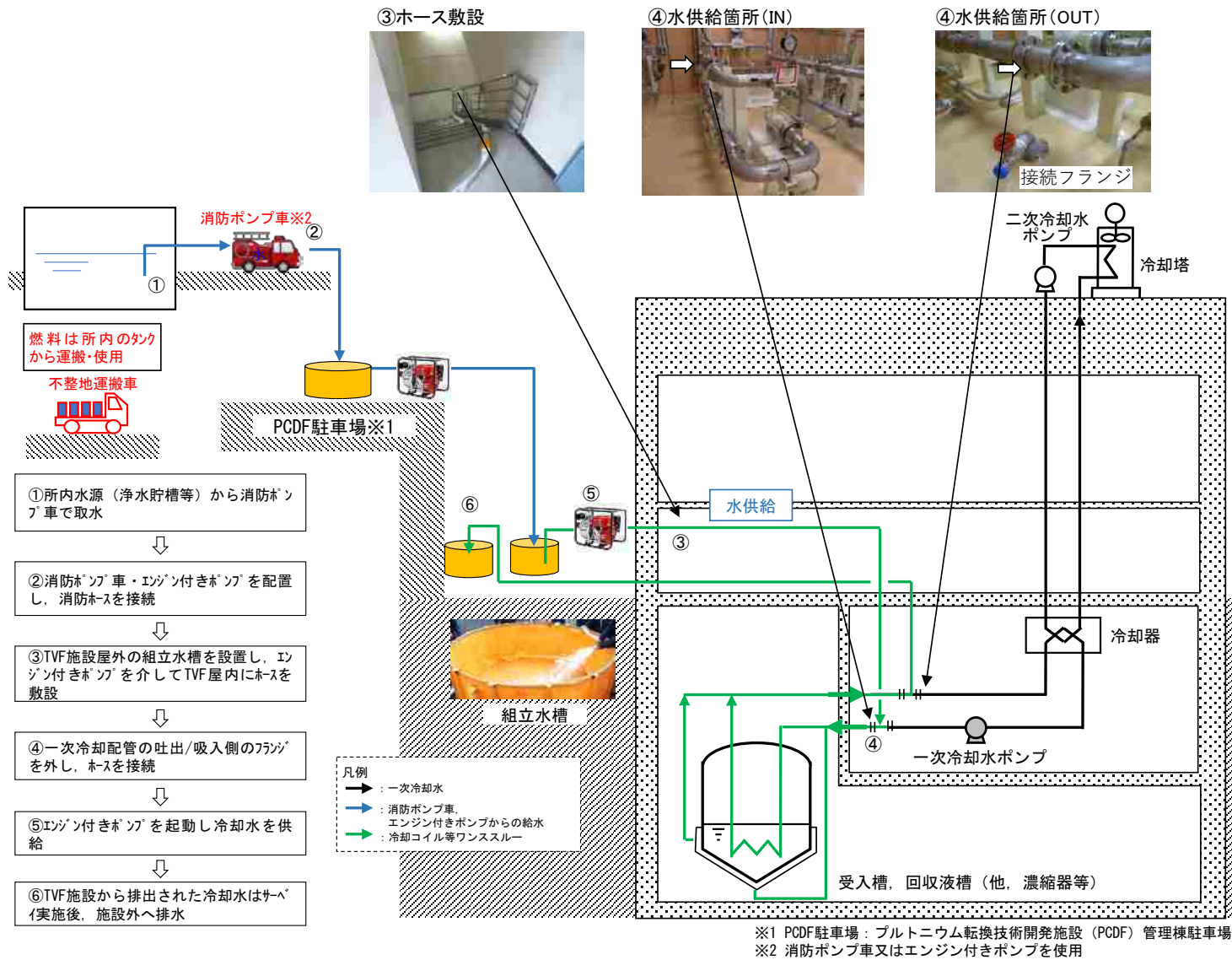


図 3-1-1 未然防止対策③-1 : エンジン付きポンプ等による冷却（所内資源を利用する場合）

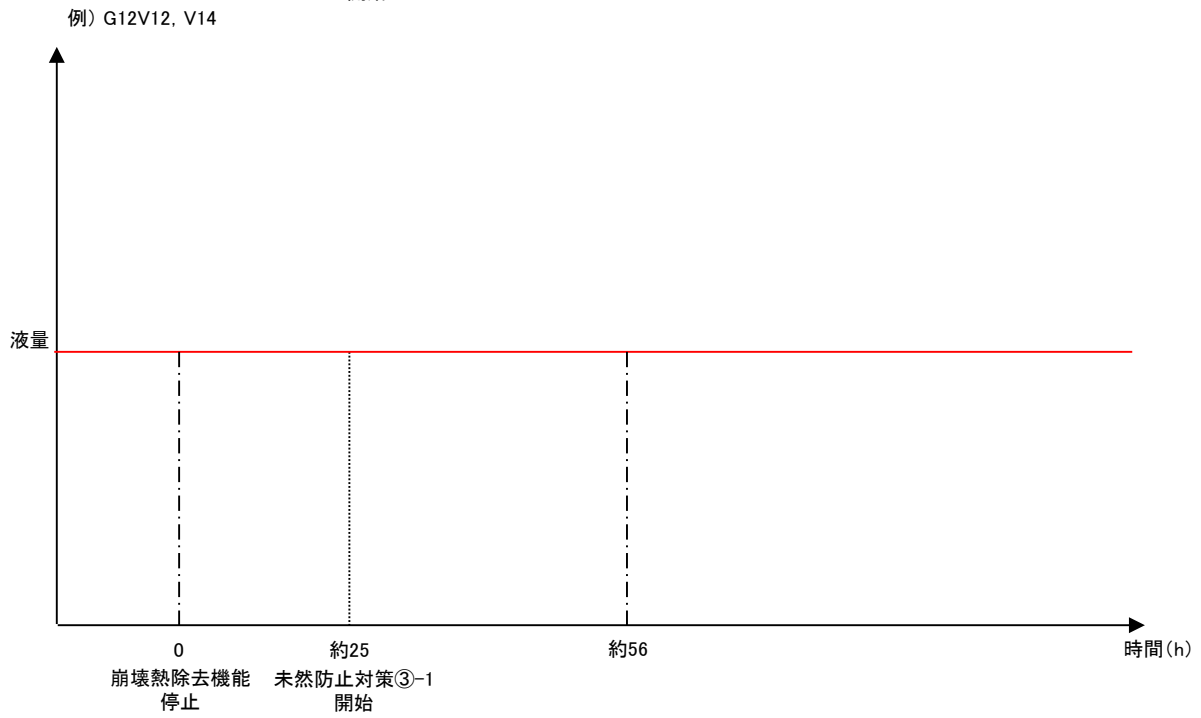
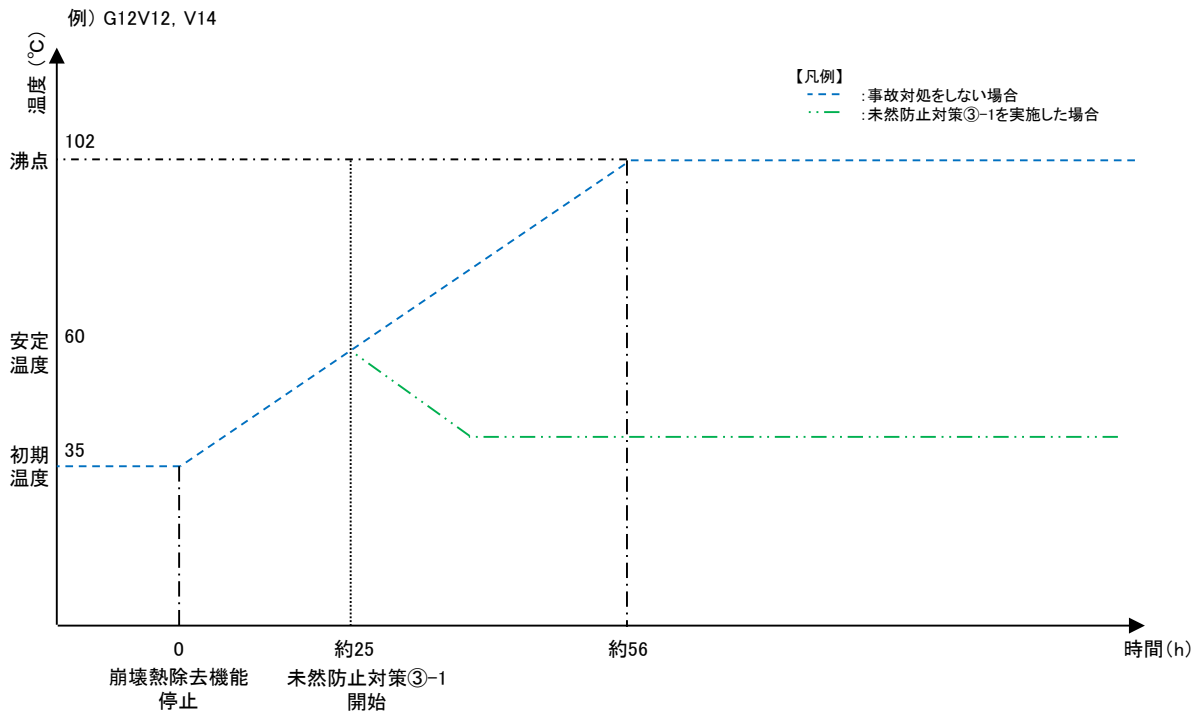


図 3-2-1 対策実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 3階

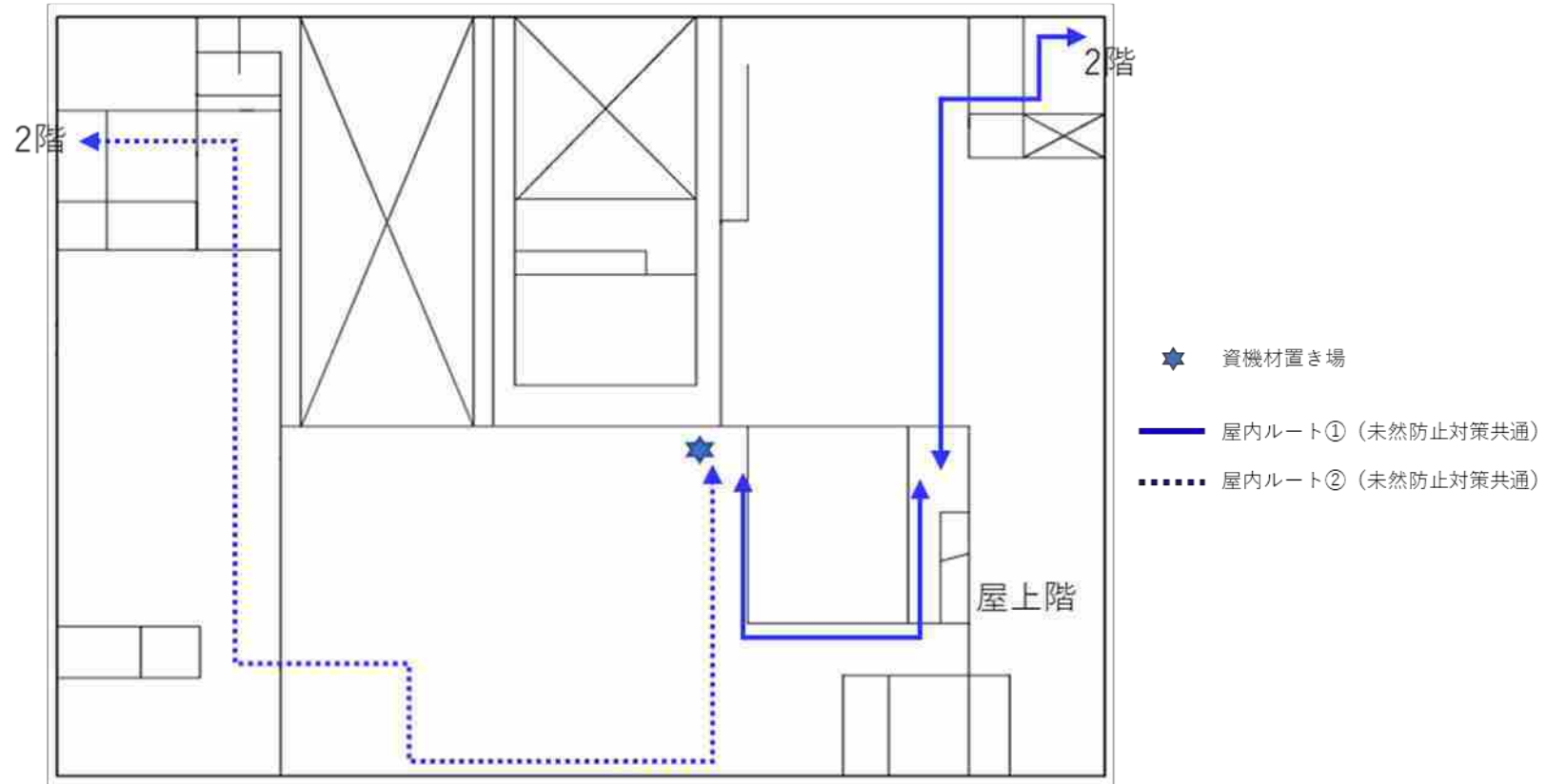


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート(1/4)



ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 2階

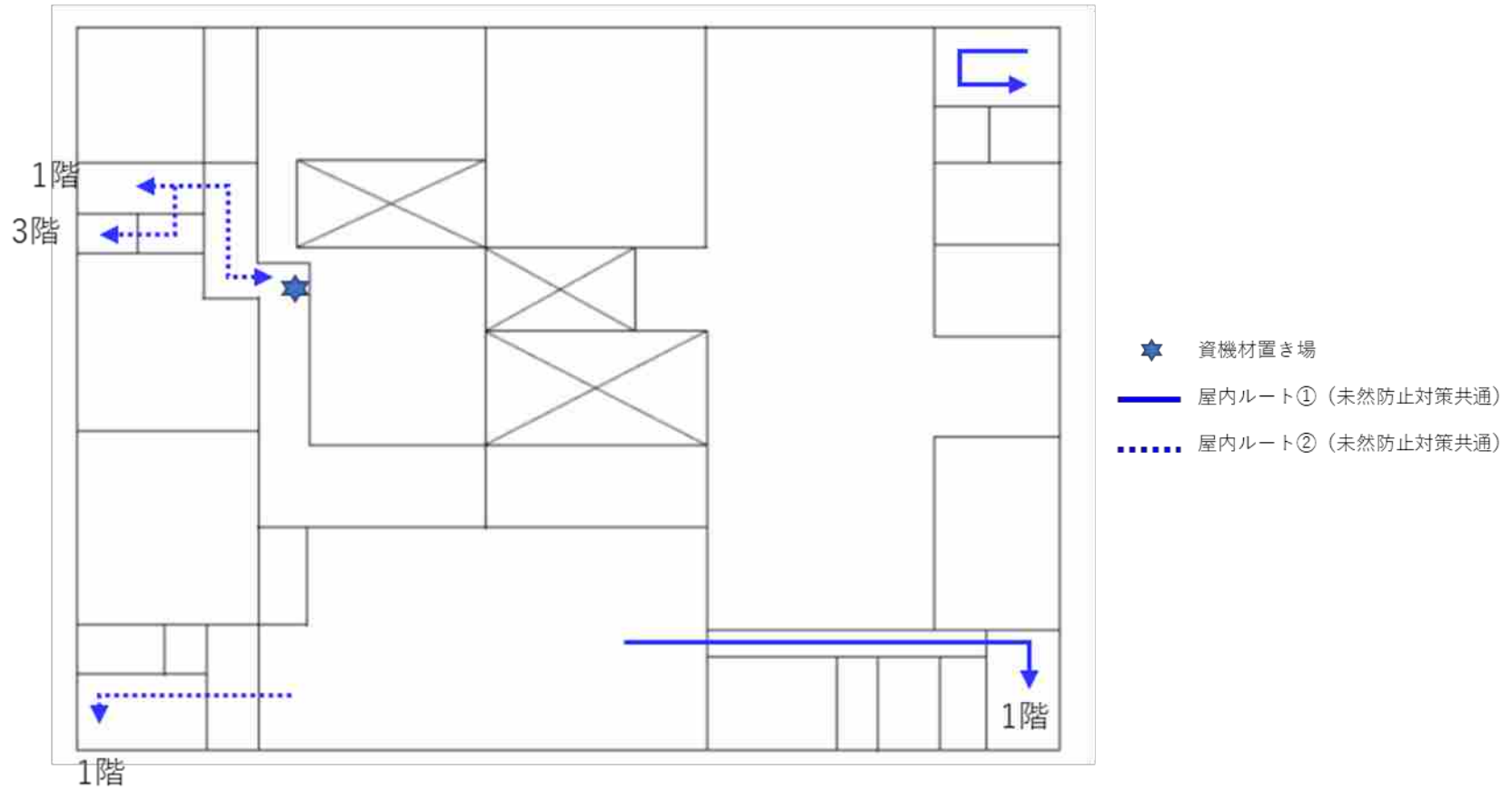


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート(2/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 1階

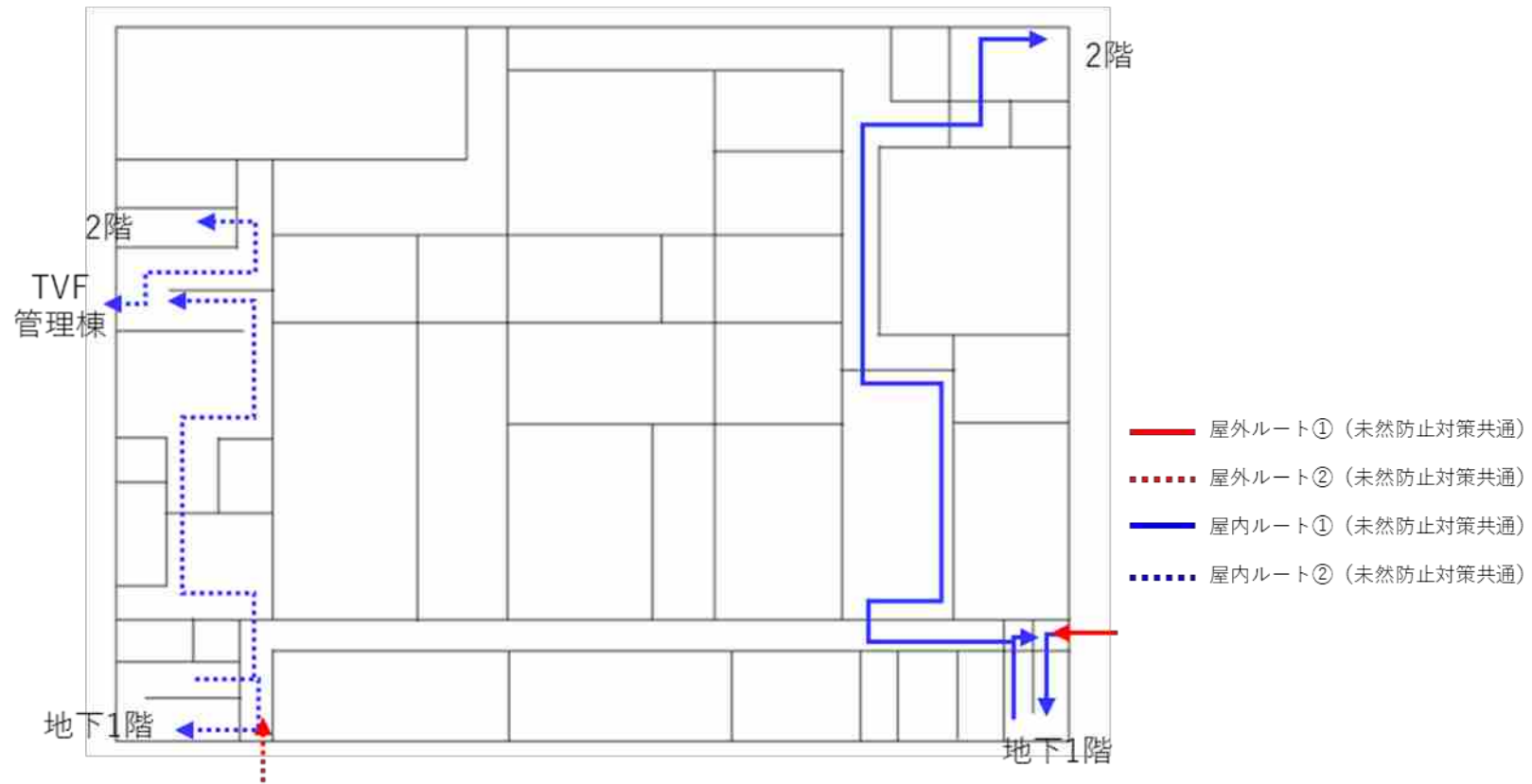


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート(3/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下1階

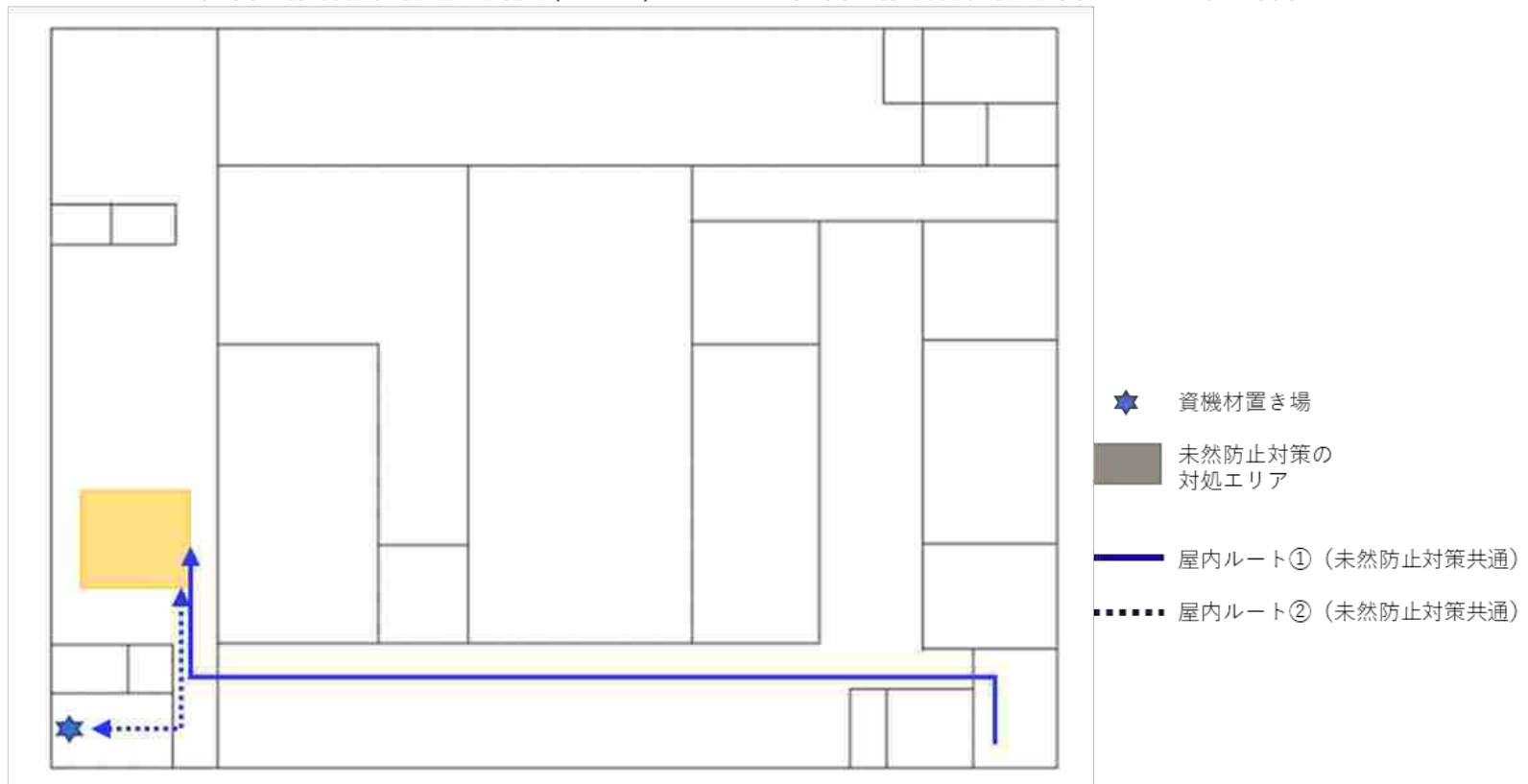


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート(4/4)

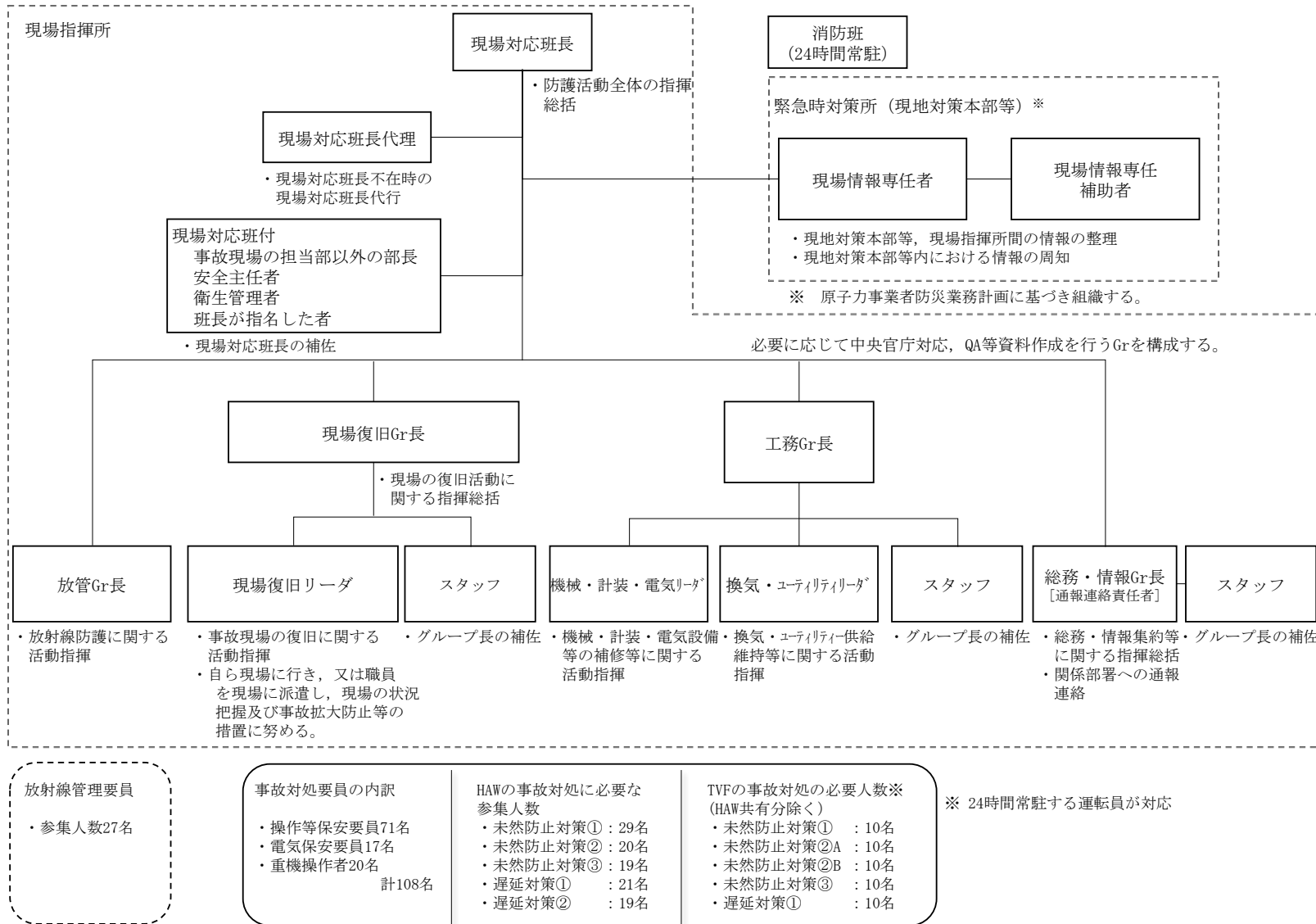


図 3-5-1 事故対処の体制図 (現場対応班)

表 3-2-1 未然防止対策③-1 : エンジン付きポンプ等による冷却 (所内資源を利用する場合) (タイムチャート)



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定 ※3 ME-1, ME-4～6より各3名

※4 PCDF駐車場:ブルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場 下線: TVF交替勤務者対応

表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (可搬型蒸気供給設備用)	約 3.9	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型チラー用)	約 4.0	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型ブロワ用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

（注）高放射性廃液貯蔵場（HAW）共用分は除く。

表 3-3-2-2 未然防止対策③-1 における燃料の必要量

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
冷却水の供給	エンジン付きポンプ	0.0014	168 (7日間)	3	0.71
通信機器の充電	可搬型発電機 (通信機器用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
計測系 監視機器の充電	可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
合計必要量					2

(注) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 共用分は除く。

表 3-3-3-1 未然防止対策③-1 において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9 本
2	消防ポンプ車	消防車庫	>T.P.+15 m	1	圧力：>0.187 MPa 揚程：>18.7 m 流量：>200 L/min
3	エンジン付きポンプ	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m 流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
4	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	
5	組立水槽	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	容量：5 m <sup>3</sup>
6	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
7	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：1 m <sup>3</sup>
8	消防ホース (屋外用)	TVF建家内	PCDF駐車場※～TVF外廻り (最長約1280 m)	64	65A 20 m
9	消防ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF外廻り～TVF建家内 (約120 m×2)	12	65A 20 m
10	既設配管接続用フランジ (IN)	TVF建家内	TVF建家内	1	ホース接続側：40 A町野式オスカプラ 既設配管側：40 Aフランジ
11	既設配管接続用フランジ (OUT)	TVF建家内	TVF建家内	1	ホース接続側：40 A町野式オスカプラ 既設配管側：40 Aフランジ

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場



表 3-3-3-2 未然防止対策③-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（重機、通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	ホイールローダ	PCDF駐車場※	<T.P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (29.9PS) 標準バケット容量：0.09 m <sup>3</sup>
2	油圧ショベル	PCDF駐車場※	<T.P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (30PS) 標準バケット容量：0.4 m <sup>3</sup>
3	エンジン付きライト	PCDF駐車場※	所内	7	ランプ電力 1000[W]
4	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	TVF建家内	所内	1	約3 kVA
5	MCA 携帯型無線機	TVF建家内	所内	1	送信出力：2 W
6	衛星電話	TVF建家内	所内	1	—
7	簡易無線機	TVF建家内	所内	4	送信出力：5 W
8	トランシーバ	TVF建家内	所内	6	—

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-3 未然防止対策③-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備	TVF建家内	TVF建家内	2	G11V10, V20で1個使用 E12E10, V12, V14で1個使用
2	可搬型液位測定設備 (G11V10, V20)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型液位測定設備 (G12V14)	TVF建家内	TVF建家内	1	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (G11V10, V20/G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	4	各貯槽1個使用

表 3-3-3-4 未然防止対策③-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンブラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C
2	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>85</sup> Kr
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンブラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , <sup>131</sup> I, <sup>129</sup> I
4	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

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  
未然防止対策③-2 の有効性について

## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（未然防止対策③-2）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対処要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ①水の必要量
      - ②燃料の必要量
    - 3.3.3 使用する事故対処設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対処要員の確保
  - 4.2 必要な資源の確保
    - 4.2.1 水及び燃料の保管量
    - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
  - 4.3 事故対処設備の健全性
    - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
    - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
  - 4.4 対策の実施までに要する時間
    - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

- ①事故の発生から対策の着手までに要する時間
- ②対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
  - 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順
    - ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定
    - ②その他の監視測定
  - 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果
- 5. 有効性評価の結果

## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し<sup>※1</sup>、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

未然防止対策③-2については、事故対処要員の確保<sup>※2</sup>、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により外部支援に期待しない期間（7日間）、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認することで、その有効性を評価する。

※1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員

※2 ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。

## 2. 事故の想定

起因事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の受入槽(G11V10)、回収液槽(G11V20)、濃縮液槽(G12V12)、濃縮液供給槽(G12V14)及び濃縮器(G12E10)である(「添四別紙1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照)。これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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、今後ガラス固化技術開発施設(TVF)で受入れる最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽(272V35)の値を用いて有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙1-1-27 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高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、濃縮された廃液を保有する濃縮液槽（G12V12）及び濃縮液供給槽（G12V14）の56時間とする。また、濃縮器の運転中、濃縮器内の高放射性廃液は沸騰状態で、施設内水源を注水する停止操作を行い、その後状況に応じて遅延対策を進めることで、沸騰到達時間は56時間以上となる。



### 3. 対策（未然防止対策③-2）

#### 3.1 対策概要

ガラス固化技術開発施設（TVF）の高放射性廃液を内包する受入槽等は、通常時には、ガラス固化技術開発施設（TVF）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、高放射性廃液の崩壊熱を除去する一次冷却系、一次冷却系を冷却する二次冷却系及び二次冷却系に移行した熱を大気中へ逃がす建家屋上の密閉式冷却塔等から構成される。

未然防止対策③-2 では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、エンジン付きポンプ等の可搬型設備により、一次冷却水系統の冷却コイル及び冷却ジャケットへワンスルーで水を給水し、事象発生から沸騰に至る評価時間（56 時間）までの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。対策に必要な資源である水は自然水利として再処理施設北側の新川から給水系統を確保する。燃料は所内の燃料資源から確保する。

さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上にながれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬を行う。未然防止対策③-2 の対策概要図を図 3-1-1 に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

未然防止対策③-2 の構成を明確化し、平常運転時に使用する系統から速やかに切り替え操作ができるように、未然防止対策③-2 に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、未然防止対策③-2 の具体的内容を示す。

##### イ. 冷却コイルへの通水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、エンジン付きポンプ等を用いて冷却コイルへ通水する未然防止対策③-2 に必要な資源、設備及び要員が確保されている場合は、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. 建家外からの水の供給経路の構築

自然水利からの取水ポイントを選定し、取水ホースを敷設し、エンジン付きポンプ及び組立水槽から冷却コイル及び冷却ジャケットに水を供給する経路を構築する。なお、自然水利からの取水ポイントは、ガラス固化技術開発施設（TVF）から最も近い自然水利（新川河口付近）からの取水を基本とする。自然水利から取水するためのアクセスルートにおいて

車両走行が可能な場合は、高台に退避している消防ポンプ車を使用し、冷却コイル及び冷却ジャケットに水を供給する経路を構築する。

#### ハ. 可搬型計装設備の準備

受入槽等の廃液の温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の計装設備へ可搬型温度計測設備を接続し温度測定を可能とする系統を構築する。廃液の温度測定対象設備は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器である。

#### ニ. 冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水の実施判断

冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水の準備が完了後、冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水の実施を判断し、以下のホ.に移行する。

#### ホ. 冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水の実施

エンジン付きポンプを起動し、排水経路及び供給経路に異常がないことを確認する。

冷却コイル及び冷却ジャケット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。

冷却コイル及び冷却ジャケットへの通水に使用した冷却水は、組立水槽に一時的に受け、サーベイメータ等を用いて汚染の有無を確認した上で、施設外へ排水する。

燃料は、所内燃料から逐次、消防ポンプ車又はエンジン付きポンプに補給する。なお取水場所から高放射性廃液貯蔵場（HAW）近傍へのアクセスルートにおいて車両走行が可能な場合は、高台に退避している消防ポンプ車を使用する。

#### ヘ. 崩壊熱除去機能維持の成否判断

受入槽に保有する高放射性廃液が未沸騰状態（廃液温度 102℃未満）で安定していることを確認し、未然防止対策③-2の実施により崩壊熱除去機能が維持されていると判断する。

#### ト. 監視測定

未然防止対策③-2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、受入槽等の高放射性廃液の温度である。対策実施後に高放射性廃液の温度を測定することで、崩壊熱除去機能が維持されているか監視する。

上記に基づき未然防止対策③-2に係る訓練を実施して作成したタイムチャートを表 3-2-1 に示す。未然防止対策③-2 実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例を図 3-2-1 に示す。

なお、タイムチャート中の自然水利からの給水系統の給水に要する時間及び所内の燃料を保管する既設設備からの給油に要する時間は、再処理施設北側の自然水利（新川河口付近）からの取水及びガラス固化技術開発施設（TVF）から最も遠い燃料を保管する既設設備を利用する場合の時間により確認した。

### 3.3 要員，資源，設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対応要員

未然防止対策③-2の各手順の実施に必要な要員数は、タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果、未然防止対策③-2の実施に必要な事故対応要員数は10名（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用の移動式発電機等の操作に必要な要員19名を除く。）であった。

なお、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員10名が24時間常駐し、必要な人数及びスキルを満たすことから、この要員で事故対応を実施する。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

未然防止対策③-2において使用する水は、各貯槽の発熱量から、沸騰しないために冷却コイル及び冷却ジャケットへ供給する水の必要量を算出した（「添四別紙 1-1-29 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高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の計算書」参照）。

時間当たり約  $2 \text{ m}^3$  で冷却コイル及び冷却ジャケットへ供給し<sup>※1</sup>、7日間を積算すると、未然防止対策③-2における水の必要量は約  $336 \text{ m}^3$  である。

$$2 \text{ m}^3/\text{h} \times 168 \text{ h} = 336 \text{ m}^3$$

これより、未然防止対策③-2における水の必要量は  $336 \text{ m}^3$  である。

※1：エンジン付きポンプは、1台当たり約  $60 \text{ m}^3/\text{h}$  の送水能力を有し、消防ポンプ車は1台当たり  $168 \text{ m}^3/\text{h}$  の送水能力を有している。

##### ②燃料の必要量

未然防止対策③-2において使用する燃料は、主にエンジン付きポンプ、消防ポンプ車等の燃料である。必要な燃料量は、各設備の燃費に使用時間及び台数を乗じて算出した（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用分は除く。）。

燃費については、実測値又は機器仕様から求め、実測値及び機器仕様が無いものについては、定格出力と燃料消費量の積により算出した。各設備の燃費を表 3-3-2-1 に示す。

各設備の使用時間については、水の供給用又は冷却用設備、通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援に期待しない期間である 7 日間とした。

これらを積算した結果、未然防止対策③-2 における燃料の必要量は 2 m<sup>3</sup>である（表 3-3-2-2 参照）。

### 3.3.3 使用する事故対処設備

未然防止対策③-2 において使用する主な恒設の事故対処設備は、一次冷却系統である。

また、未然防止対策③-2 において使用する主な可搬型事故対処設備は、エンジン付きポンプ等である。主な可搬型事故対処設備を表 3-3-3-1～表 3-3-3-4 に示す。給水設備及び給電設備の主な事故対処に必要な設備について、単一故障を考慮して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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

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認する。また、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認する。

建家内のアクセスルートを図 3-3-4-1 に示す。

### 3.3.5 通信連絡

想定される事故等が発生した際に、未然防止対策③-2 の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

## 3.4 監視測定

### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

#### ①測定対象パラメータ

未然防止対策③-2 は、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、エンジン付きポンプ等の可搬型設備により、一次冷却水系統の冷却コイル及び冷却ジャケットへワンスルーで水を給水し、崩壊熱除去機能を回復させる対策であることから、高放射性廃液を沸点未満に維持できてい

ることを確認するため、未然防止対策③-2の成否判断をする上で情報を把握するために必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

#### <測定対象パラメータ>

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、受入槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

#### ②監視測定の方法

可搬型の計測設備による計測方法の概要を以下に示す。また、計測手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。

##### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備がある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器やパージメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。未然防止対策③-2では、これらのうち、温度計測設備による測定を行う。

##### b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

###### (a) 測定対象

- ・受入槽 (G11V10) : 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 廃液の温度

#### (b) 測定方法

温度の測定は既設熱電対を用い、既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお、既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、予備の系統にて測定を行う。

### 3.4.2 その他の監視測定

#### ①測定対象パラメータ

受入槽等からのオフガスのモニタリングを実施する。

#### ②監視測定の方法

可搬型モニタリング設備により受入槽等からのオフガスをサンプリングし、監視する。その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。

### 3.5 事故時の体制と支援

事故対応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応を実施し得る体制を整備する。

事故対応は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行う。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担、責任者等を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対応を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) 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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対応を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織、現場対応班が事故対応に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。

## 4. 有効性評価

### 4.1 事故対処要員の確保

ガラス固化技術開発施設（TVF）の未然防止対策③-2に必要な事故対処要員は10名であり（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する要員19名を除く。）、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。なお、高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する事故対処要員の招集については、起回事象の発生から対策開始までの時間は、参集移動の準備、居住地からの移動（徒歩）及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮して10時間を想定する（「添四別紙1-1-10「高放射性廃液貯蔵場（HAW）の未然防止対策③-2の有効性について」4.1.2参照）。

### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が、未然防止対策③-2における7日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たすことを確認する。

#### 4.2.1 水及び燃料の保管量

事故対処に必要な水は、核燃料サイクル工学研究所の敷地の北方向に隣接した自然水利（新川河口付近）から取水することを基本とする。

事故対処に必要な燃料は、既存の所内燃料から使用する。所内には、高台に約450 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約278 m<sup>3</sup>の設備に燃料を有している。津波が遡上しないT.P. +15 m以上の高台には、南東地区（燃料タンク）に約390 m<sup>3</sup>、地層処分放射化学研究施設（クオリティ）地下タンクに約10 m<sup>3</sup>及びプルトニウム燃料技術開発センターユーティリティ棟に約50 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。さらに、津波の遡上域ではあるものの、（再処理施設）ユーティリティ施設地下貯油槽に約114 m<sup>3</sup>、中間開閉所燃料地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、第二中間開閉所燃料地下貯油槽に約45 m<sup>3</sup>、低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、ガラス固化技術開発施設（TVF）地下貯油槽に約25 m<sup>3</sup>、高レベル放射性物質研究施設（CPF）地下埋設オイルタンクに約9 m<sup>3</sup>及び非常用予備発電棟地下燃料タンク貯油槽に約25 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。このように、複数の燃料資源が所内各地にそれぞれ分散配置されている。

#### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水については、対策を継続するために必要な水336 m<sup>3</sup>に対し、自然水利による取水訓練において新川からの給水系統、取水状況を確認できたことから、7日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たす。

燃料については、対策を継続するために必要な燃料2 m<sup>3</sup>に対し、津波が遡上しない所内の

高台に合計約 450 m<sup>3</sup> の設備に燃料を分散配置して保管していることから、7 日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たす。

これらの結果から、水及び燃料の保管量が、未然防止対策③-2 における 7 日間（外部支援に期待しない期間）の必要量を満たすことを確認した。

#### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

##### 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持されるガラス固化技術開発施設（TVF）に設置している。また、恒設の事故対処設備は、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計（「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）としている。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、ガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内及びプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場に配備する。

また、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

##### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有するガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。



これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 対策の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は 56 時間であることから、事故の発生から未然防止対策③-2 の実施完了までの時間が 56 時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1 項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約 10 時間とする。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

未然防止対策③-2 の着手から完了までに要する時間は、表 3-2-1 のタイムチャートから、約 15 時間である。

このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約 25 時間である。

##### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

未然防止対策③-2 に要する時間は合計約 25 時間であり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（56 時間）よりも十分短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に未然防止対策③-2 を実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7 日間）において実施できることを確認する。

##### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視の手順

###### ①崩壊熱除去機能が維持されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策③-2 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

## ②その他の監視測定

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、未然防止対策③-2 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

### 4.5.2 監視の手順に係る有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認した。

## 5. 有効性評価の結果

未然防止対策③-2の有効性評価においては、事故対応要員の確保、資源の確保、設備の健全性及び所要時間の確認並びに監視測定手段の確認により、高放射性廃液を未沸騰状態に維持できることを確認した。したがって、未然防止対策③-2による事故対応は有効であると判断する。

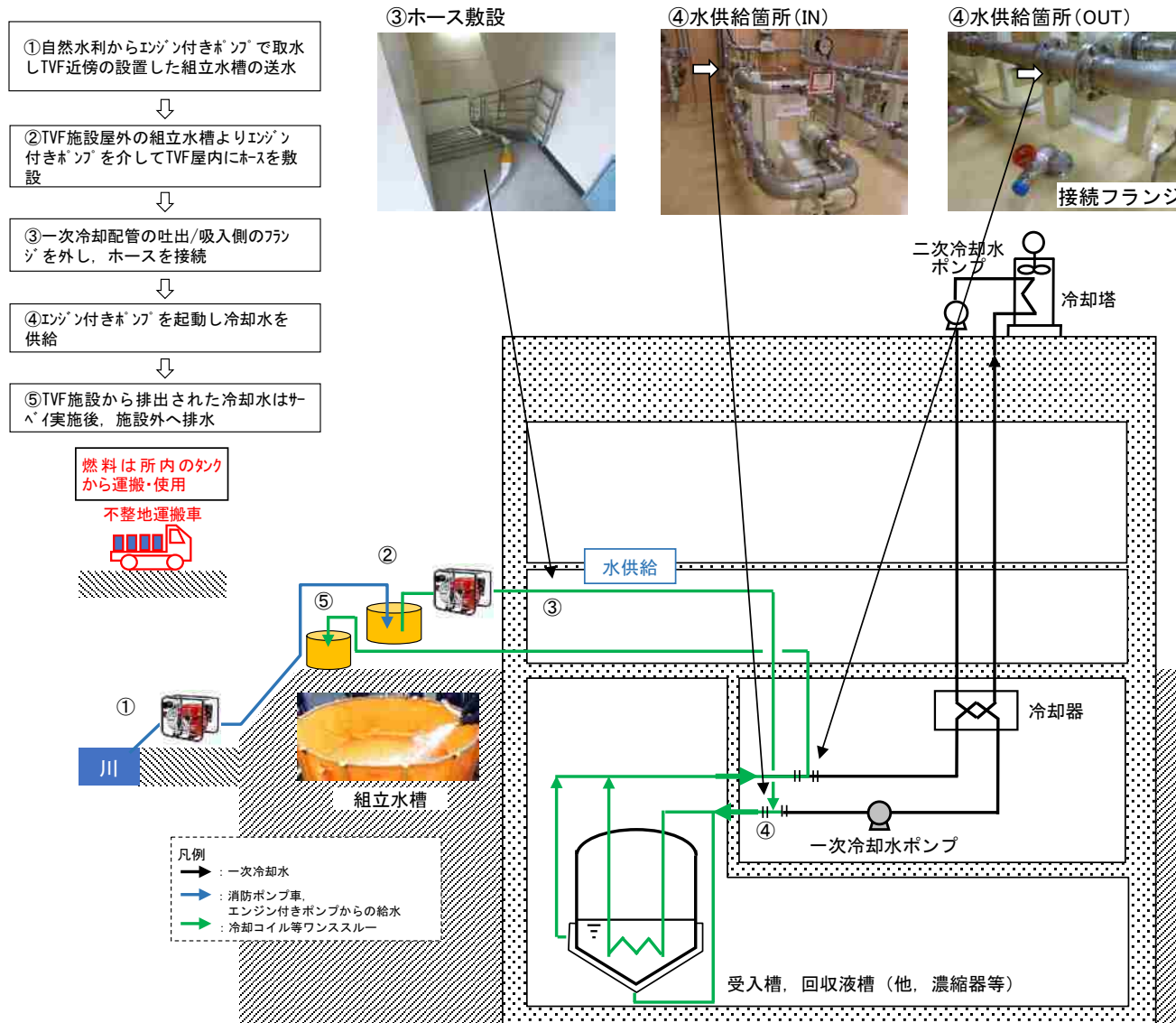


図 3-1-1 未然防止対策③-2 : エンジン付きポンプ等による冷却 (自然水利及び所内燃料を利用する場合)

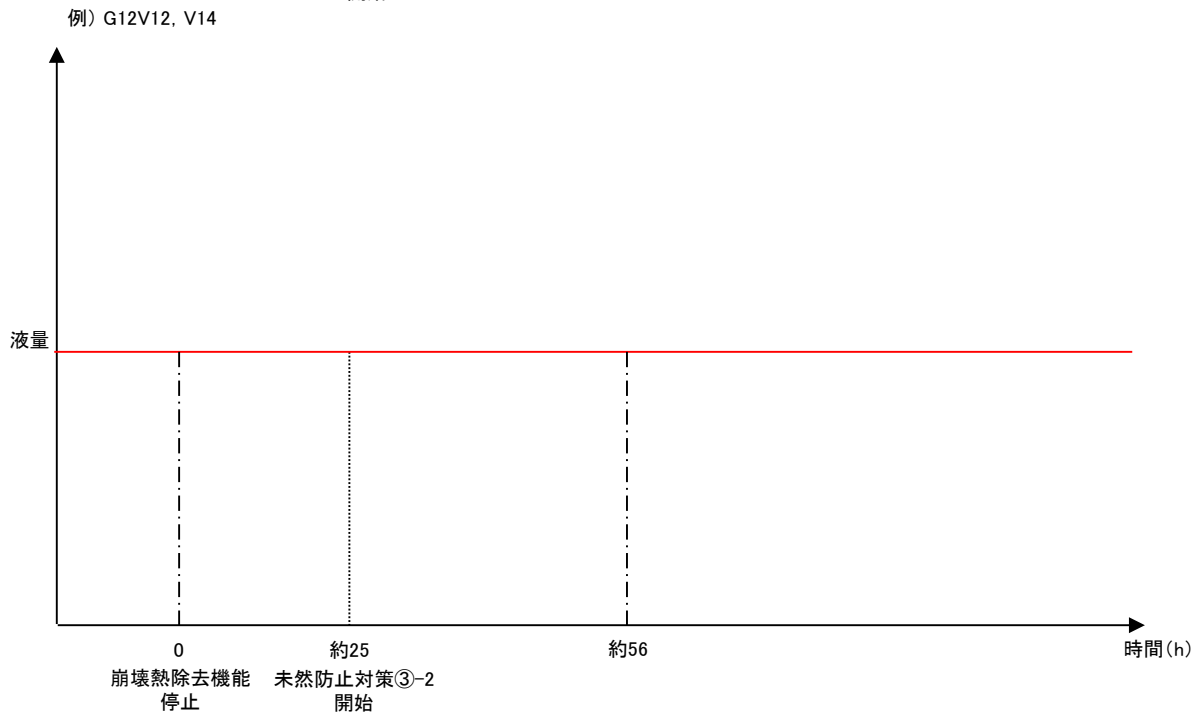
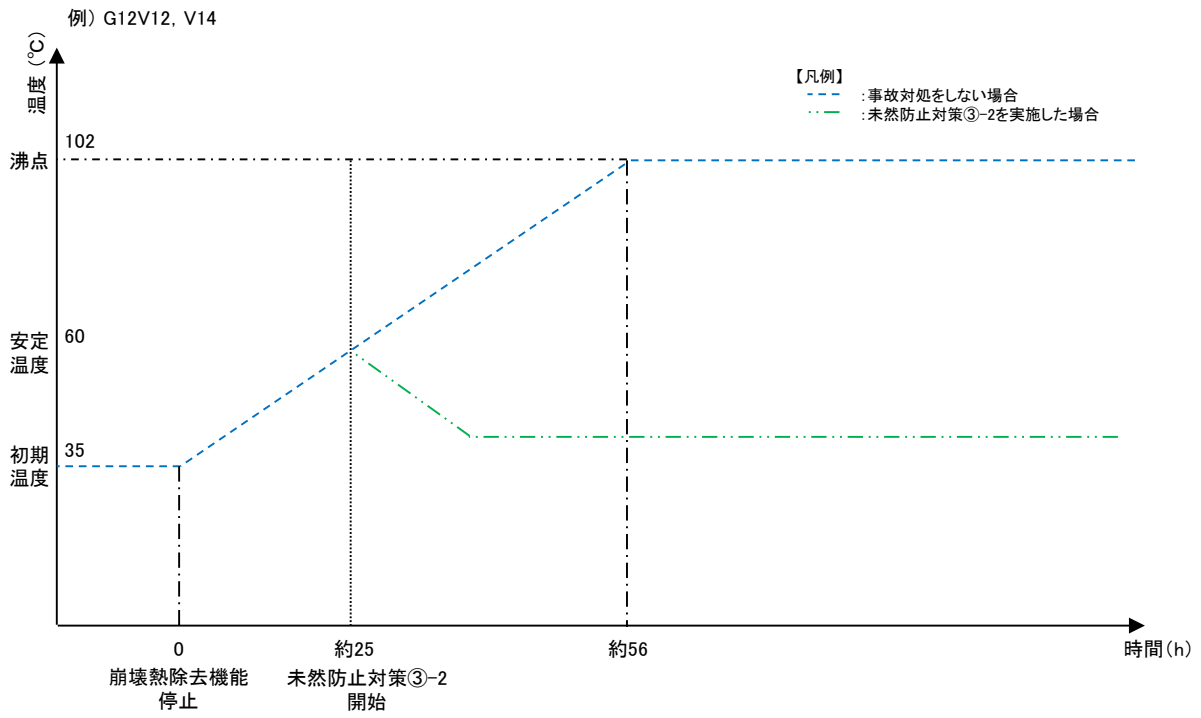


図 3-2-1 対策実施時の濃縮液槽等の温度及び液量傾向の例

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 3階

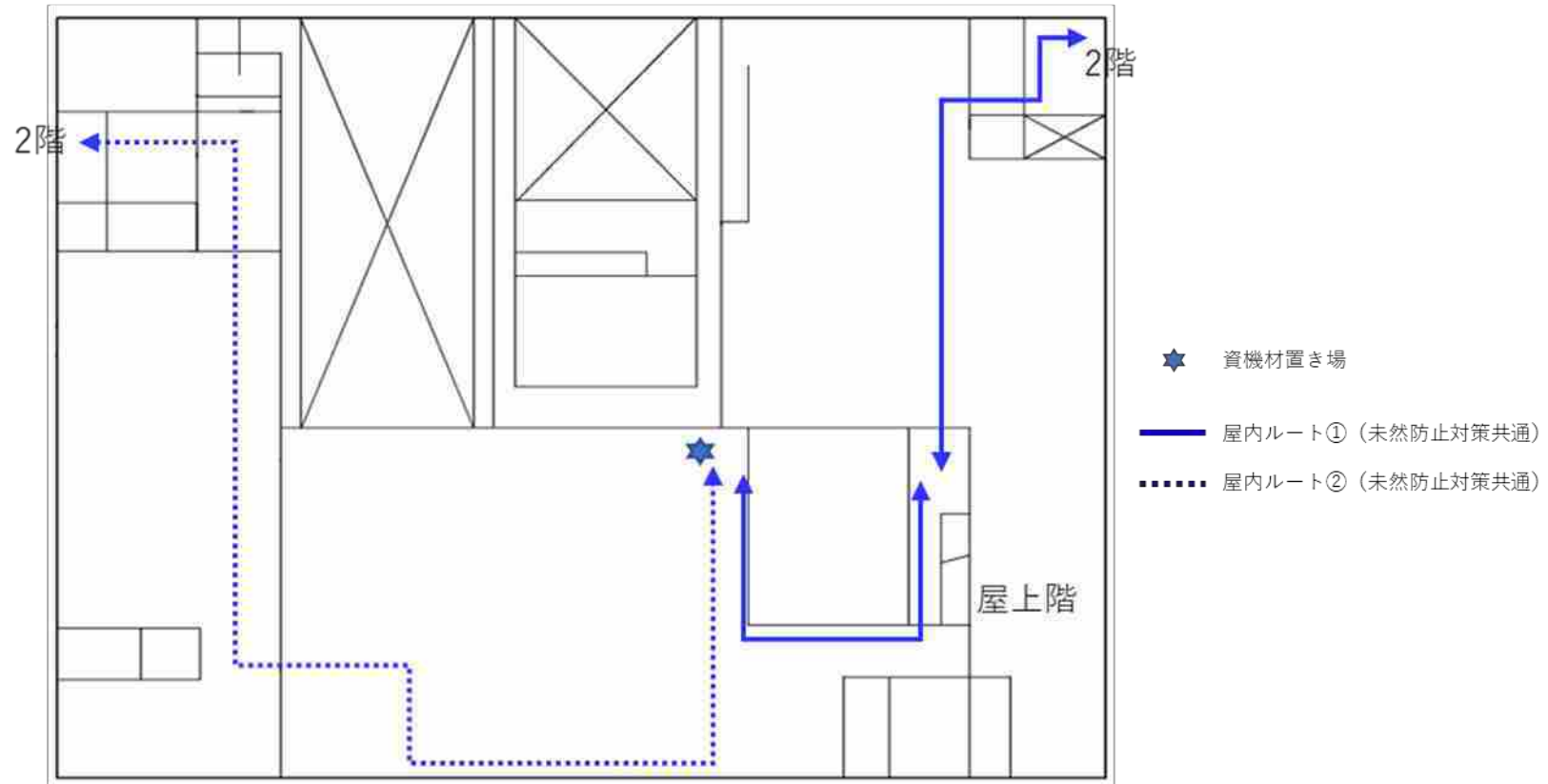


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート(1/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 2階

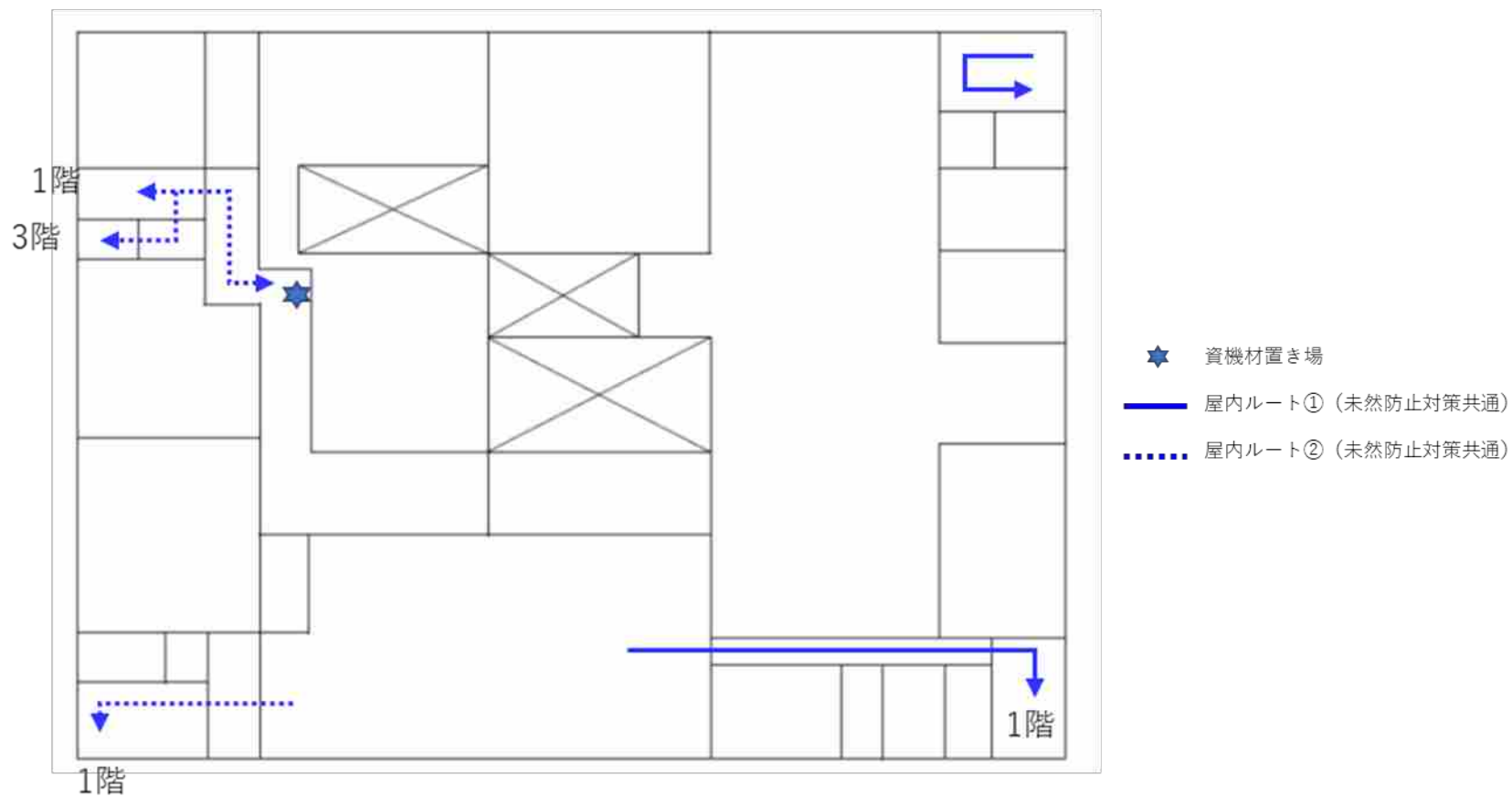


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート(2/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 1階

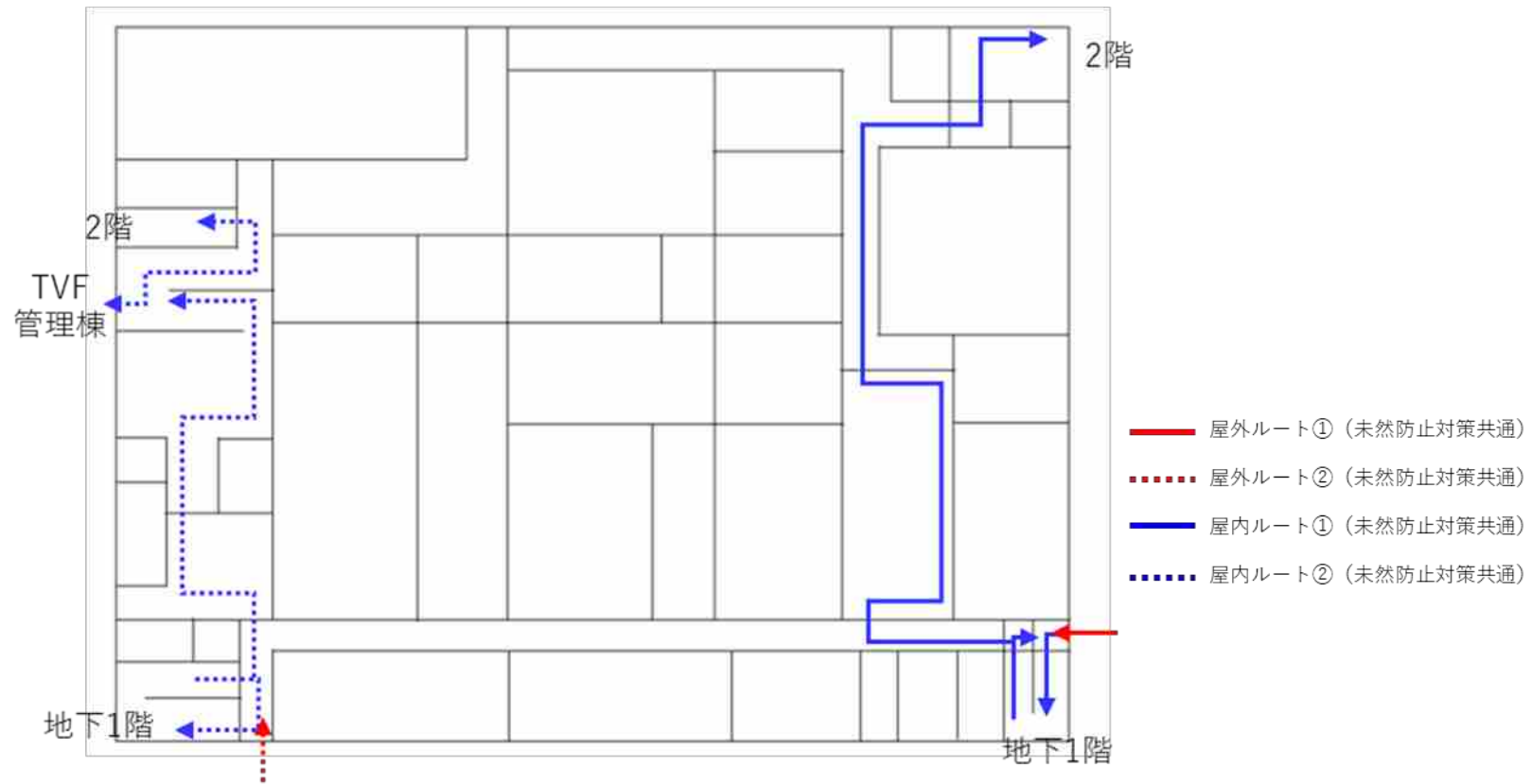


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート(3/4)



ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下1階

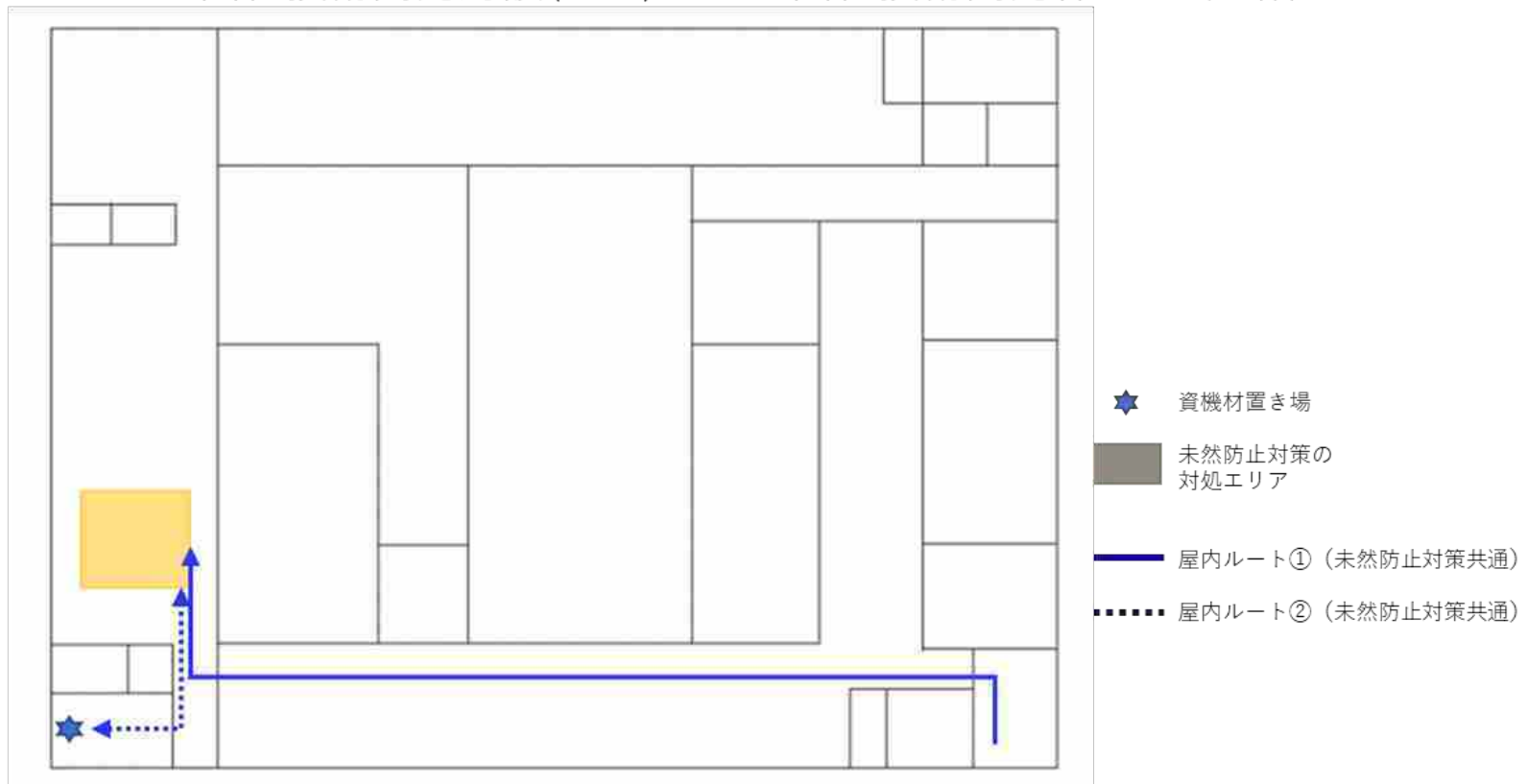


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート(4/4)

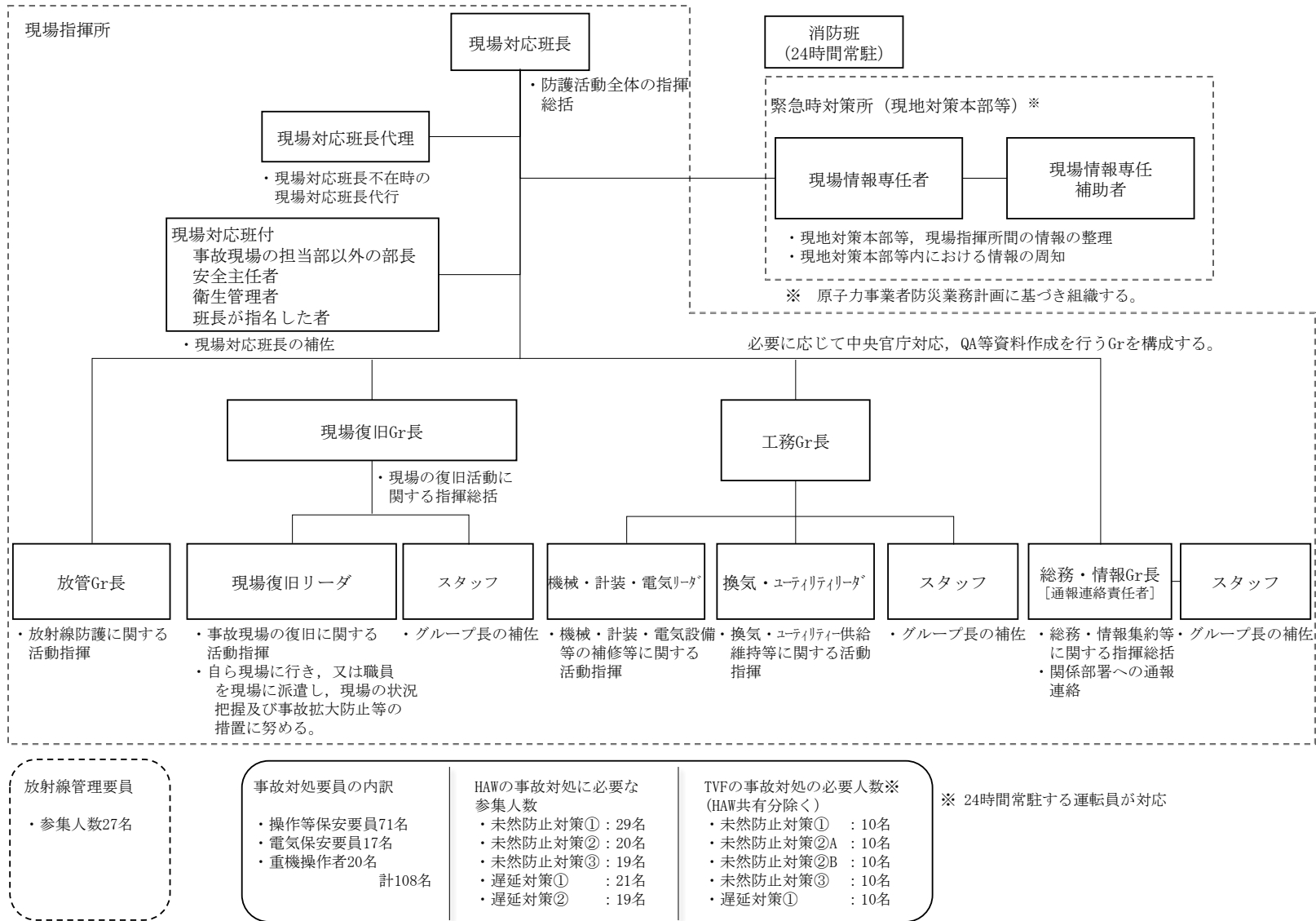
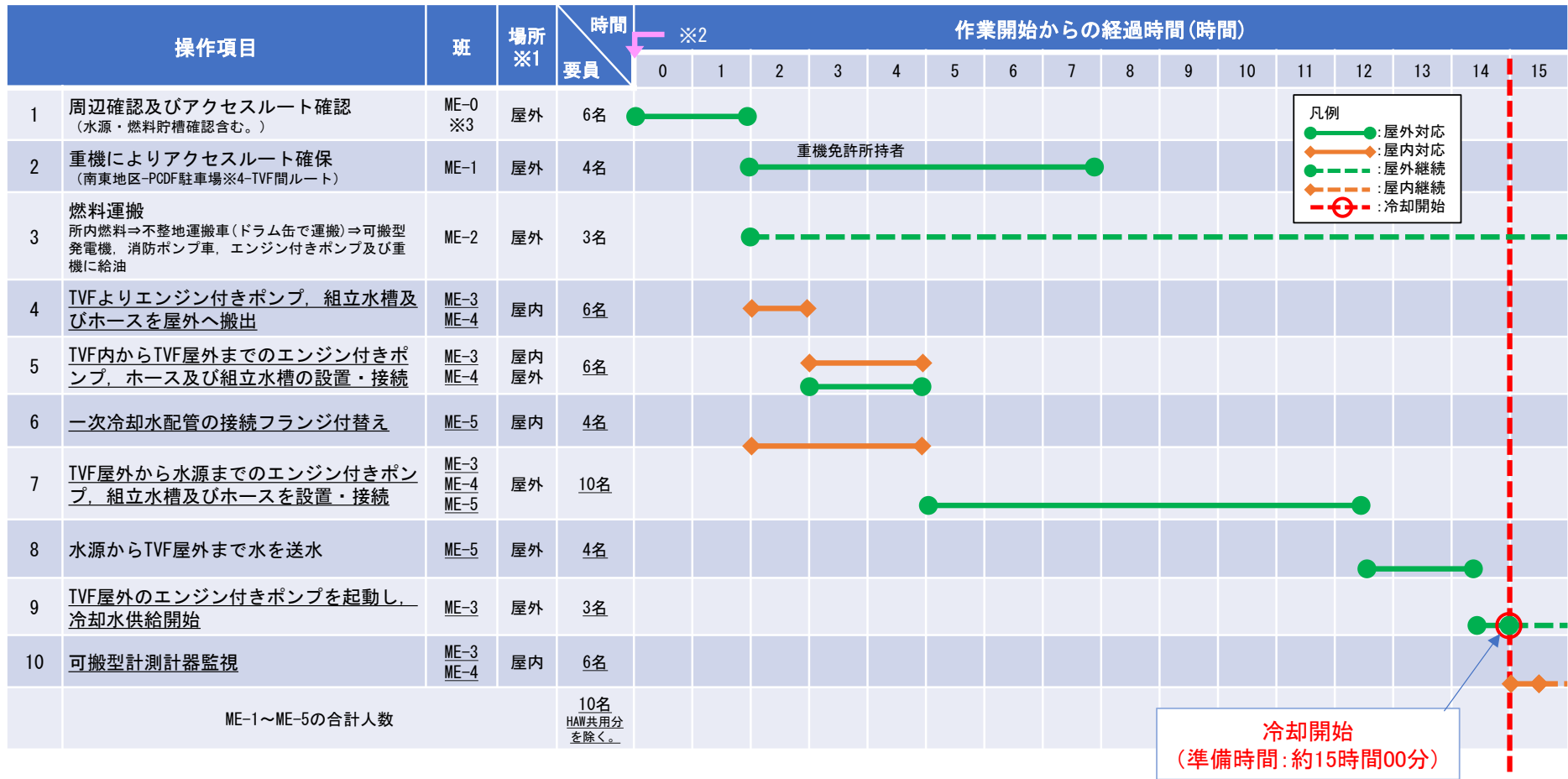


図 3-5-1 事故対応の体制図 (現場対応班)

表 3-2-1 未然防止対策③-2 : エンジン付きポンプ等による冷却 (自然水利及び所内燃料を利用する場合) (タイムチャート)



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後, 約10時間後を想定 ※3 ME-1, ME-4~6より各3名  
 ※4 PCDF駐車場: プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場 下線: TVF交替勤務者対応

表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (可搬型蒸気供給設備用)	約 3.9	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型チラー用)	約 4.0	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型ブロワ用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

（注）高放射性廃液貯蔵場（HAW）共用分は除く。

表 3-3-2-2 未然防止対策③-2 における燃料の必要量

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
冷却水の供給	エンジン付きポンプ	0.0014	168 (7日間)	3	0.71
通信機器の充電	可搬型発電機 (通信機器用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
計測系 監視機器の充電	可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
合計必要量					2

(注) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 共用分は除く。

表 3-3-3-1 未然防止対策③-2 において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9本
2	エンジン付きポンプ	TVF建家内	自然水利取水場所	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m
3	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
4	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
5	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：1 m <sup>3</sup>
6	消防ホース (屋外用)	TVF建家内	自然水利～TVF外廻り (最長約1360 m)	68	65A 20 m
7	消防ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF外廻り～TVF建家内 (約120 m×2)	12	65A 20 m
8	既設配管接続用フランジ (IN)	TVF建家内	TVF建家内	1	ホース接続側：40 A町野式オスカプラ 既設配管側：40 Aフランジ
9	既設配管接続用フランジ (OUT)	TVF建家内	TVF建家内	1	ホース接続側：40 A町野式オスカプラ 既設配管側：40 Aフランジ

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場：プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-2 未然防止対策③-2 において使用する主な可搬型事故対処設備（重機、通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	ホイールローダ	PCDF駐車場※	<T.P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (29.9PS) 標準バケット容量：0.09 m <sup>3</sup>
2	油圧ショベル	PCDF駐車場※	<T.P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (30PS) 標準バケット容量：0.4 m <sup>3</sup>
3	エンジン付きライト	PCDF駐車場※	所内	7	ランプ電力 1000[W]
4	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	TVF建家内	所内	1	約3 kVA
5	MCA 携帯型無線機	TVF建家内	所内	1	送信出力：2 W
6	衛星電話	TVF建家内	所内	1	—
7	簡易無線機	TVF建家内	所内	4	送信出力：5 W
8	トランシーバ	TVF建家内	所内	6	—

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-3 未然防止対策③-2 において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備	TVF建家内	TVF建家内	2	G11V10, V20で1個使用 E12E10, V12, V14で1個使用
2	可搬型液位測定設備 (G11V10, V20)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型液位測定設備 (G12V14)	TVF建家内	TVF建家内	1	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (G11V10, V20/G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	4	各貯槽1個使用



表 3-3-3-4 未然防止対策③-2 において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンブラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C
2	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>85</sup> Kr
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンブラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , <sup>131</sup> I, <sup>129</sup> I
4	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

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  
遅延対策①の有効性について

## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（遅延対策①）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対処要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ①水の必要量
      - ②燃料の必要量
    - 3.3.3 遅延対策①で使用する事故対処設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対処要員の確保
  - 4.2 必要な資源の確保
    - 4.2.1 燃料の保管量
    - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
  - 4.3 事故対処設備の健全性
    - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
    - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
  - 4.4 対策の実施までに要する時間
    - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
      - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

- ②対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.2 対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.3 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
- 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視測定
  - ①高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認するための監視測定
  - ②その他の監視測定
- 5. 有効性評価の結果

## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し<sup>※1</sup>、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

遅延対策①については、事故対処要員の確保<sup>※2</sup>、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により高放射性廃液が沸騰に至る前に、高放射性廃液の沸騰到達に至るまでの時間を遅延できることを確認することで、その有効性を評価する。

※1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員

※2 ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。

## 2. 事故の想定

起因事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の受入槽(G11V10)、回収液槽(G11V20)、濃縮液槽(G12V12)、濃縮液供給槽(G12V14)及び濃縮器(G12E10)である(「添四別紙1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照)。これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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今後ガラス固化技術開発施設(TVF)で受入る最も発熱密度の高い高放射性廃液貯蔵槽(272V35)の値を用いて有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙1-1-27 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高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、運転中の濃縮器 (G12E10) の停止操作後の再沸騰に至る時間が他の貯槽沸騰到達時間よりも短いことから、濃縮器 (G12E10) の 26 時間とする。

### 3. 対策（遅延対策①）

#### 3.1 対策概要

ガラス固化技術開発施設（TVF）の高放射性廃液を内包する受入槽等は、通常運転時には、ガラス固化技術開発施設（TVF）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。

事故対処においては、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、未然防止対策により事象発生から沸騰到達に至るまでの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。

遅延対策①では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、未然防止対策の実施に時間を要する場合等に、事象発生から沸騰に至る 26 時間までの間に、施設内の純水貯槽（G85V20）に貯留する水を活用し、受入槽及び濃縮器への既設配管を用いたバルブ操作による注水と回収液槽等への可搬型の給水ポンプを用いた注水を行い、高放射性廃液の熱容量を大きくすることで、高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を遅延する。

対策に必要な資源である水は施設内の純水貯槽（G85V20）からの注水システムを確保して注水する。燃料は地下式貯油槽から運搬して必要な設備へ給油するが、アクセスルート上に津波によるがれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬を行う。遅延対策①の対策概要図を図 3-1-1 に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

遅延対策①の構成を明確化し、平常運転時に使用する系統から速やかに切り替え操作ができるように、遅延対策①に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、遅延対策①の具体的内容を示す。

##### イ. 施設内水源（純水貯槽）からの注水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を遅延する必要がある場合、純水貯槽からの注水の実施を判断し、以下のロに移行する。

##### ロ. 純水貯槽からの注水経路の構築

受入槽及び濃縮器に直接注水するために、純水貯槽から既設配管による系統構成を行う。回収液槽等に注水するため、組立水槽を介して給水ポンプからの注水経路を構築する。

##### ハ. 可搬型計装設備の準備

受入槽等の液位、密度及び廃液温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の計装設備へ可搬型液位測定設備、可搬型密度測定設備及び可搬型温度計測設備を接続し、

液位、密度及び廃液の温度測定を可能とする系統を構築する。測定対象設備は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器である（濃縮液供給槽は、濃縮液槽と密度は同じになることから、液位及び廃液の温度のみ）。

## ニ. 純水貯槽からの注水の実施判断

ロ. 純水貯槽からの注水経路の構築が完了後、純水貯槽からの注水の実施を判断し、以下のホ. に移行する。

### ホ. 純水貯槽からの注水の実施

純水貯槽から受入槽及び濃縮器への注水（重力流）は、通常使用している注水ラインを用いて実施する。注水量は注水時間及び純水貯槽の液位計（フロート式）指示値を基に手動で調節する。

注水速度は、これまでの実績から約  $1 \text{ m}^3/\text{h}$  (約  $16 \text{ L}/\text{min}$ ) で管理し、事故対処時の最大注水量は、受入槽： $5.5 \text{ m}^3$ 、濃縮器： $1.1 \text{ m}^3$  であり、時間を基に手動で調節する。

また、純水貯槽から組立水槽を介した受入槽、回収液槽、濃縮器、濃縮液槽及び濃縮液供給槽への注水は、既設配管に給水用ホースを接続し可搬型の給水ポンプを用いて実施する。

注水量は、可搬型の給水ポンプと既設配管間に設置する流量計、給水する貯槽に設置する可搬型液位計の指示値を基に手動で調節する。

可搬型の給水ポンプの注水速度は、定格流量  $0.7 \text{ m}^3/\text{h}$  (約  $12 \text{ L}/\text{min}$ ) で管理し、事故対処時の最大注水量は、受入槽： $5.5 \text{ m}^3$ 、回収液槽： $5.5 \text{ m}^3$ 、濃縮器： $1.1 \text{ m}^3$  及び濃縮液供給槽： $0.2 \text{ m}^3$  であり、流量計又は可搬型液位計の指示値を基に調節する。

### ヘ. 純水貯槽からの注水の成否判断

注水先の受入槽等の液位、密度及び廃液の温度を確認し、注水操作による貯槽内の廃液量の増加を確認することで、遅延対策①の実施により、高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間が遅延されていると判断する。

### ト. 監視測定

高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを判断するために必要な監視項目は、受入槽等の高放射性廃液の液位、密度及び廃液温度である。

対策実施後に、受入槽等の廃液量の増加を確認することで、沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認する。



上記に基づき遅延対策①に係る訓練を実施して作成したタイムチャートを表 3-2-1 に示す。遅延対策①実施時の濃縮液槽の温度及び液量傾向の例を図 3-2-1 に示す。

なお、地下式貯油槽の配備前においては、タイムチャート中の燃料運搬に要する時間は、ガラス固化技術開発施設 (TVF) から最も遠い燃料を保管する既設設備を利用する場合の時間を確認した。

### 3.3 要員，資源，設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対処要員

遅延対策①の各手順の実施に必要な要員数は、タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果、遅延対策①の実施に必要な事故対処要員数は 10 名（高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共用の移動式発電機等の操作に必要な要員 21 名を除く。）であった。

なお、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設 (TVF) には運転員 10 名が 24 時間常駐し、必要な人数及びスキルを満たすことから、この要員で事故対処を実施する。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

遅延対策①はガラス固化技術開発施設 (TVF) の建家内の純水貯槽の水を既設配管又は給水ポンプで注水することから、遅延対策①において建家外からの水は使用しない。

##### ②燃料の必要量

遅延対策①において使用する燃料は、給水ポンプの駆動用コンプレッサー等の燃料である。燃費については、機器仕様から求めた。各設備の燃費を表 3-3-2-1 に示す。

各設備の使用時間については、可搬型コンプレッサー用の可搬型発電機については対策 1 回分とし、通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援を期待しない期間として 7 日間とした。

これらより、遅延対策①における燃料の必要量は 1 m<sup>3</sup>である（表 3-3-2-2 参照）。

#### 3.3.3 使用する事故対処設備

遅延対策①において使用する主な恒設の事故対処設備は、純水貯槽等である。主な恒設の事故対処設備を表 3-3-3-1 に示す。

遅延対策①において使用する主な可搬型事故対処設備は、給水ポンプ、組立水槽、コンプレッサー及びコンプレッサー用可搬型発電機等である。主な可搬型事故対処設備を表 3-3-3-

2～表 3-3-3-5 に示す。また、事故対処に必要な機器及び部品等について、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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

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。また、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。建家内のアクセスルートを図 3-3-4-1 に示す。

### 3.3.5 建家内での通信連絡

想定される事故等が発生した際に、遅延対策①の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。

通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

## 3.4 監視測定

### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

#### ①測定対象パラメータ

遅延対策①は、純水貯槽に貯留する水を受入槽等へ送液する対策であり、高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間を遅延できていることを確認する上で、遅延対策①の成否判断をする情報把握に必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

#### <測定対象パラメータ>

- ・受入槽 (G11V10) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 液位, 廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、受入槽等の蒸発乾

固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

## ②監視測定の方法

可搬型の計測機器の概要及び計測方法の概要を以下に示す。

### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備がある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器、パージメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。遅延対策①では、これらのうち、液位計測設備、密度計測設備及び温度計測設備による測定を行う。

### b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

#### (a) 測定対象

- ・受入槽 (G11V10) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 液位, 廃液の温度

#### (b) 測定方法

- ・液位及び密度 (エアパージ方式)

測定は既設導圧管を用いることから、既設計装ラックの閉止プラグと可搬型計装設備を仮設ホースで接続し測定を行う。測定に必要な空気は、空気ボンベ又は空気タンクから供給を行う。

- ・温度 (熱電対方式)

温度の測定は既設熱電対を用い、既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお、既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、予備の熱電対と交換した上で測定を行う。

### 3.4.2 その他の監視測定

#### ①測定対象パラメータ

受入槽等からのオフガスのモニタリングを実施する。

#### ②監視測定の方法

可搬型モニタリング設備により受入槽等からのオフガスをサンプリングし、監視する。その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。

### 3.5 事故時の体制と支援

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。

事故対処は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行う。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担、責任者等を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対処を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 及びガラス固化技術開発施設 (TVF) 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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対処を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織、現場対応班が事故対処に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。

#### 4. 有効性評価

##### 4.1 事故対処要員の確保

ガラス固化技術開発施設（TVF）の遅延対策①に必要な事故対処要員は10名であり（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する要員21名を除く。）、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。なお、高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する事故対処要員の招集については、起回事象の発生から対策開始までの時間は、参集移動の準備、居住地からの移動（徒歩）及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮して10時間を想定する（「添四別紙1-1-11「高放射性廃液貯蔵場（HAW）の遅延対策①の有効性について」4.1.2参照）。

##### 4.2 必要な資源の確保

燃料の保管量が、遅延対策①における必要量を満たすことを確認する。

###### 4.2.1 燃料の保管量

対策に必要な燃料は、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場の地下式貯油槽に1 m<sup>3</sup>以上を保管する。

###### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

燃料については、対策を完了するために必要な燃料1 m<sup>3</sup>に対し、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場の地下式貯油槽に1 m<sup>3</sup>以上保管することから、対策の完了に必要な量を満たす。

これらの結果から、燃料の保管量が、遅延対策①対策の完了に必要な量を満たすことを確認した。

##### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで、事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

#### 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持されるガラス固化技術開発施設（TVF）に配備している。また、恒設の事故対処設備は、設計地震動が作用した場合においても、必要な機能が喪失しない設計（「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）としている。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、ガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内に配備する。これより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

#### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有するガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内に保管することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 対策の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は26時間であることから、事故の発生から遅延対策①の実施完了までの時間が26時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約10時間とする。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

遅延対策①の着手から完了までに要する時間は、受入槽及び濃縮器については、表3-2-1のタイムチャートから約15分であり、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約11時間となる。

一方、受入槽、回収液槽、濃縮液槽及び濃縮液供給槽は、表3-2-1のタイムチャートから、約4時間であり、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約14時間となる。

#### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

遅延対策①に要する時間は既設配管を使用する受入槽及び濃縮器については合計約 4 時間であり、給水ポンプを使用する回収液槽等についても合計約 14 時間である。これらは高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（26 時間）よりも十分短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に遅延対策①を実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7 日間）において実施できることを確認する。

##### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視測定

###### ①高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、遅延対策①の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

###### ②その他の監視測定

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、遅延対策①の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

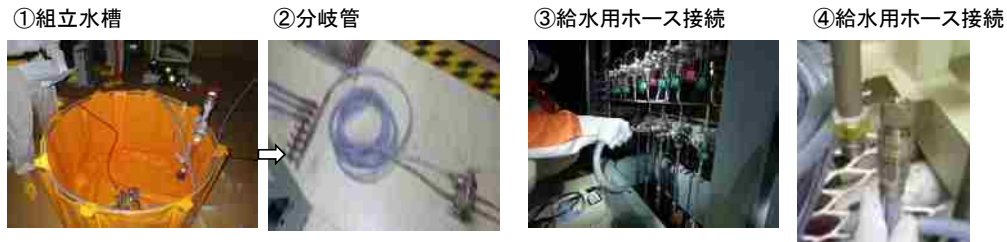
##### 4.5.2 監視測定手段の有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7 日間）において実施できることを確認した。

## 5. 有効性評価の結果

遅延対策①の有効性評価においては、事故対処要員の確保、資源の確保、設備の健全性及び所要時間の確認並びに監視測定手段の確認により、対策の実施により高放射性廃液が沸騰に至る前に、高放射性廃液の沸騰到達に至るまでの時間を遅延できることを確認した。したがって、遅延対策①による事故対処は有効であると判断する。





① 純水貯槽から、受入槽及び濃縮器へ注水するために、手動バルブを開操作及び圧空供給設備により圧空バルブを開操作

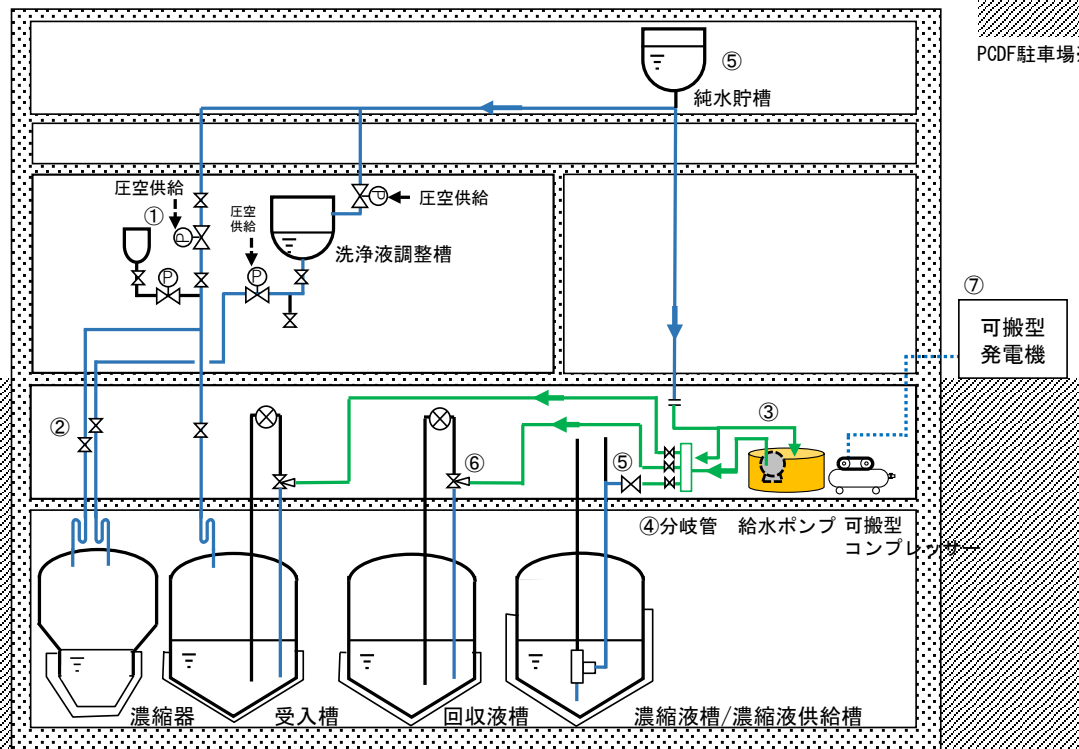
② 地下1階のセル外第1手動バルブを開操作し、TVF施設内の純水貯槽の恒設ラインから水を注水

③ ④ TVF施設内に組立水槽、分岐管、給水ポンプ及びホース等を配置

⑤ ⑥ 各槽の既設配管に給水用ホースを接続

⑦ 純水貯槽からの恒設ラインを使用した注水ができない回収液槽等は、TVF施設外の可搬型発電機から施設内の可搬型コンプレッサを起動し給水ポンプを使用して注水

凡例  
 — : 計装系・試薬供給系等  
 ● : 発電機からの給電  
 ● : 仮設注水ライン  
 ● : 恒設配管を利用した注水ライン



※ PCDF駐り場：プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐り場

図 3-1-1 遅延対策 ① : 受入槽等への直接注水

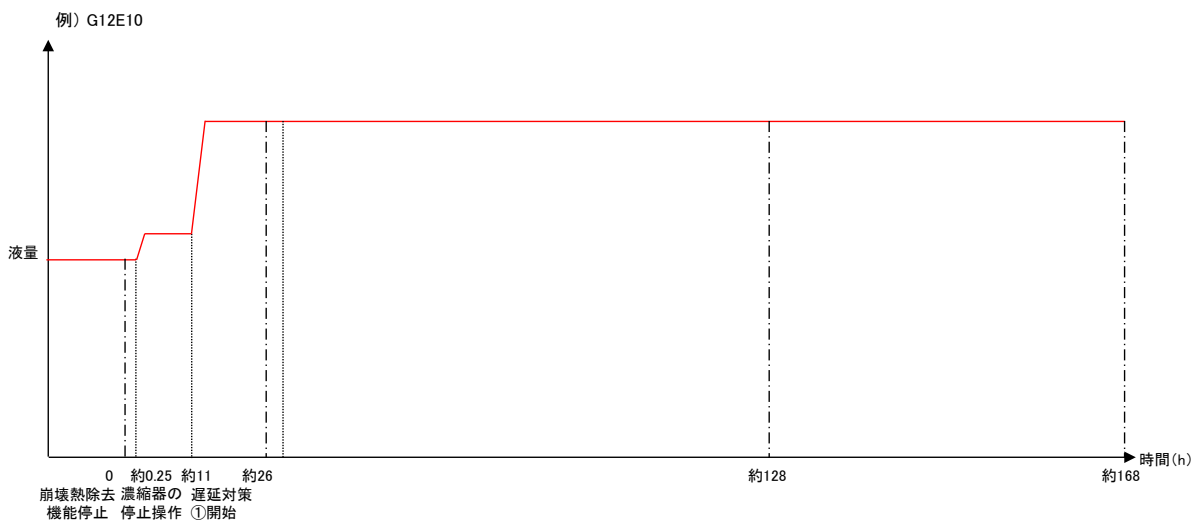
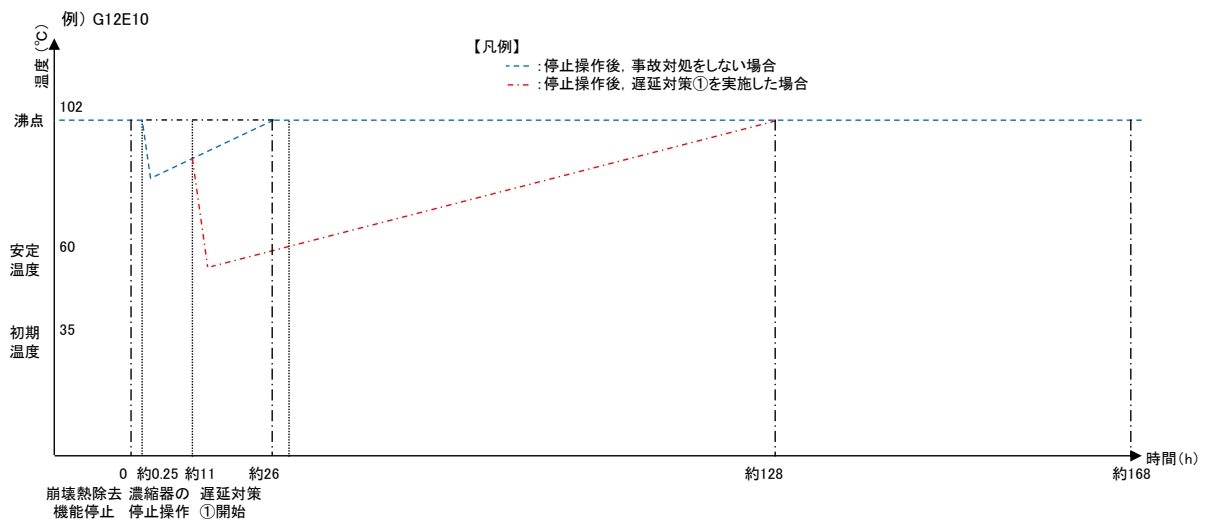


図 3-2-1 対策実施時の濃縮器の温度及び液量傾向の例

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下2階

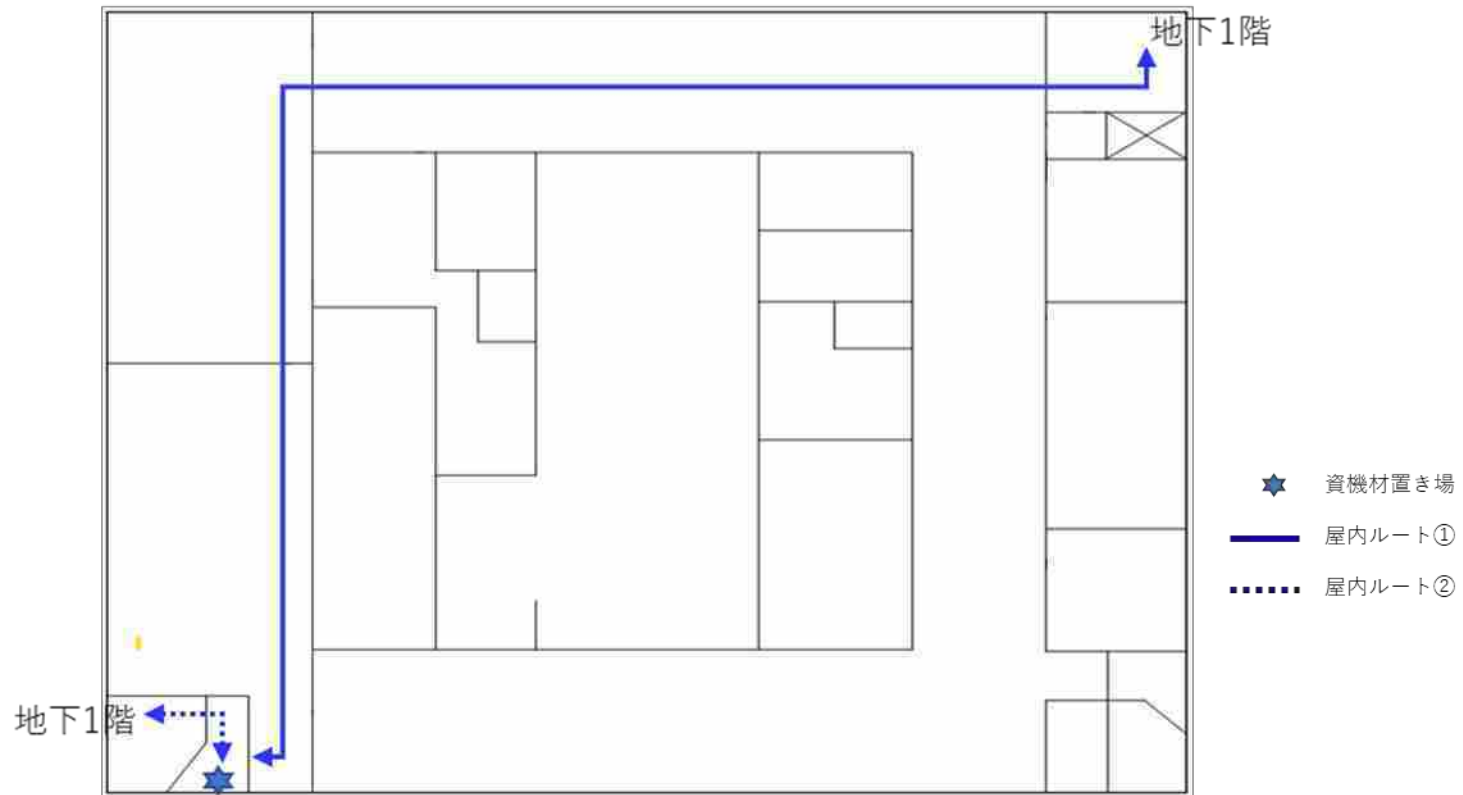


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (1/4)



ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 1階

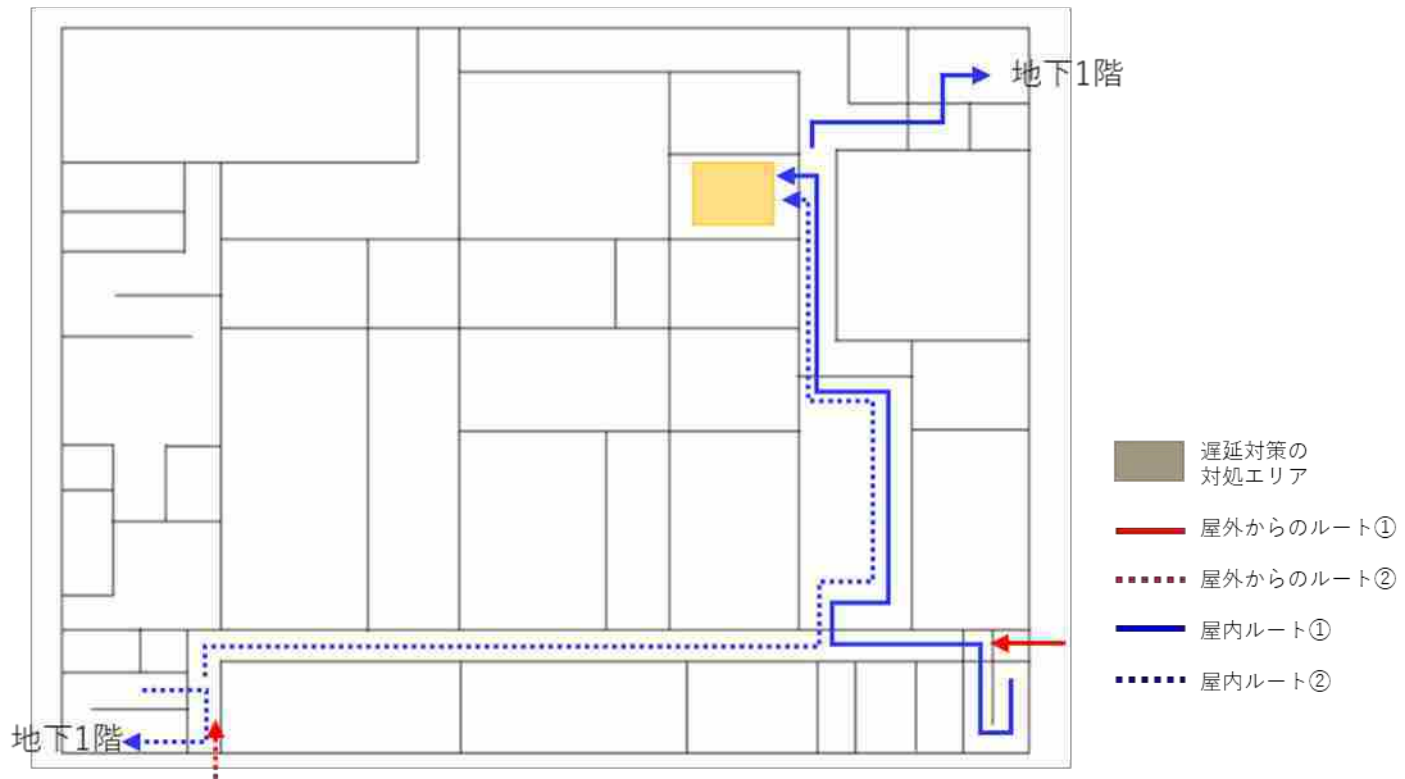


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (3/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 2階

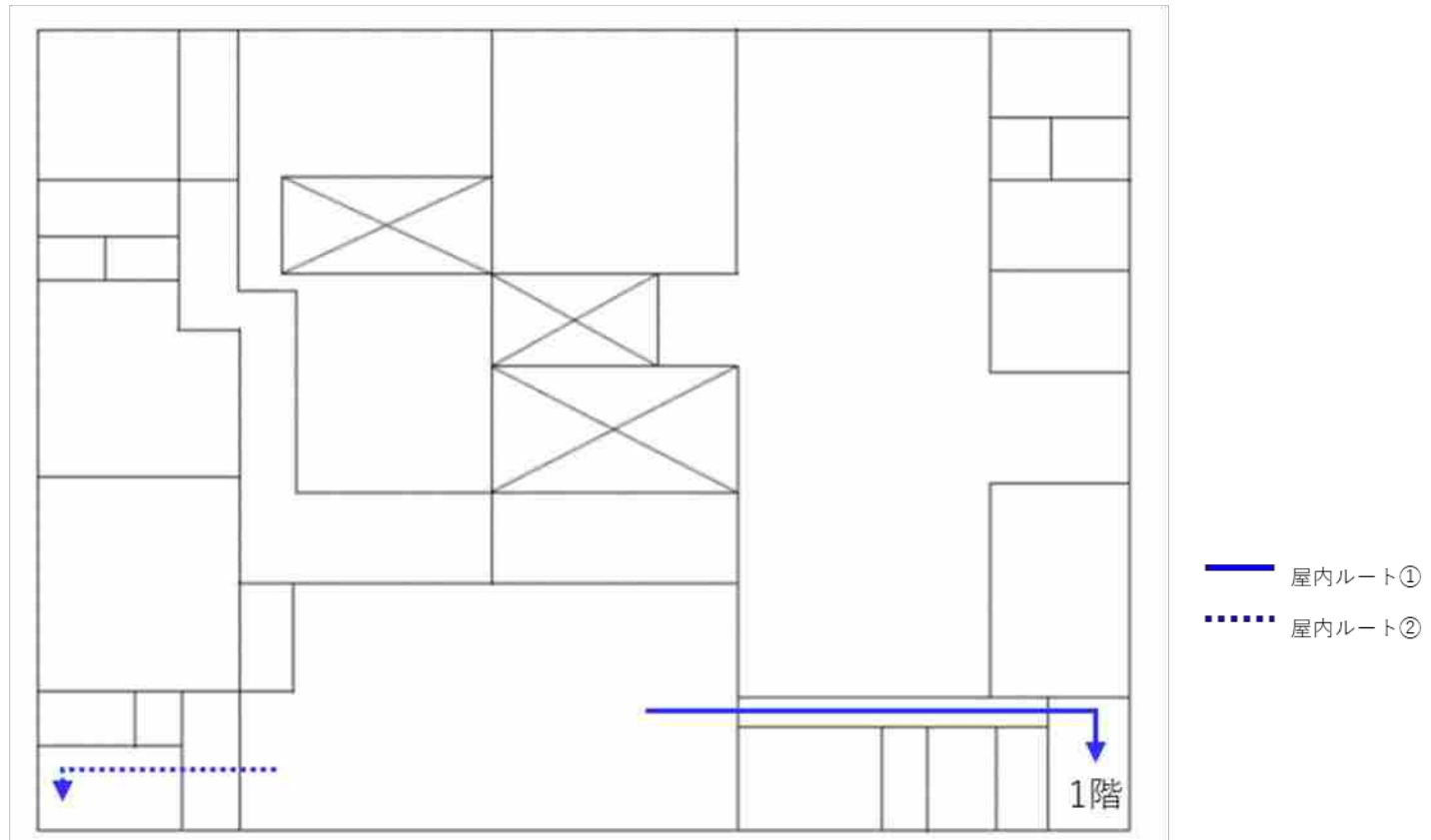


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (4/4)

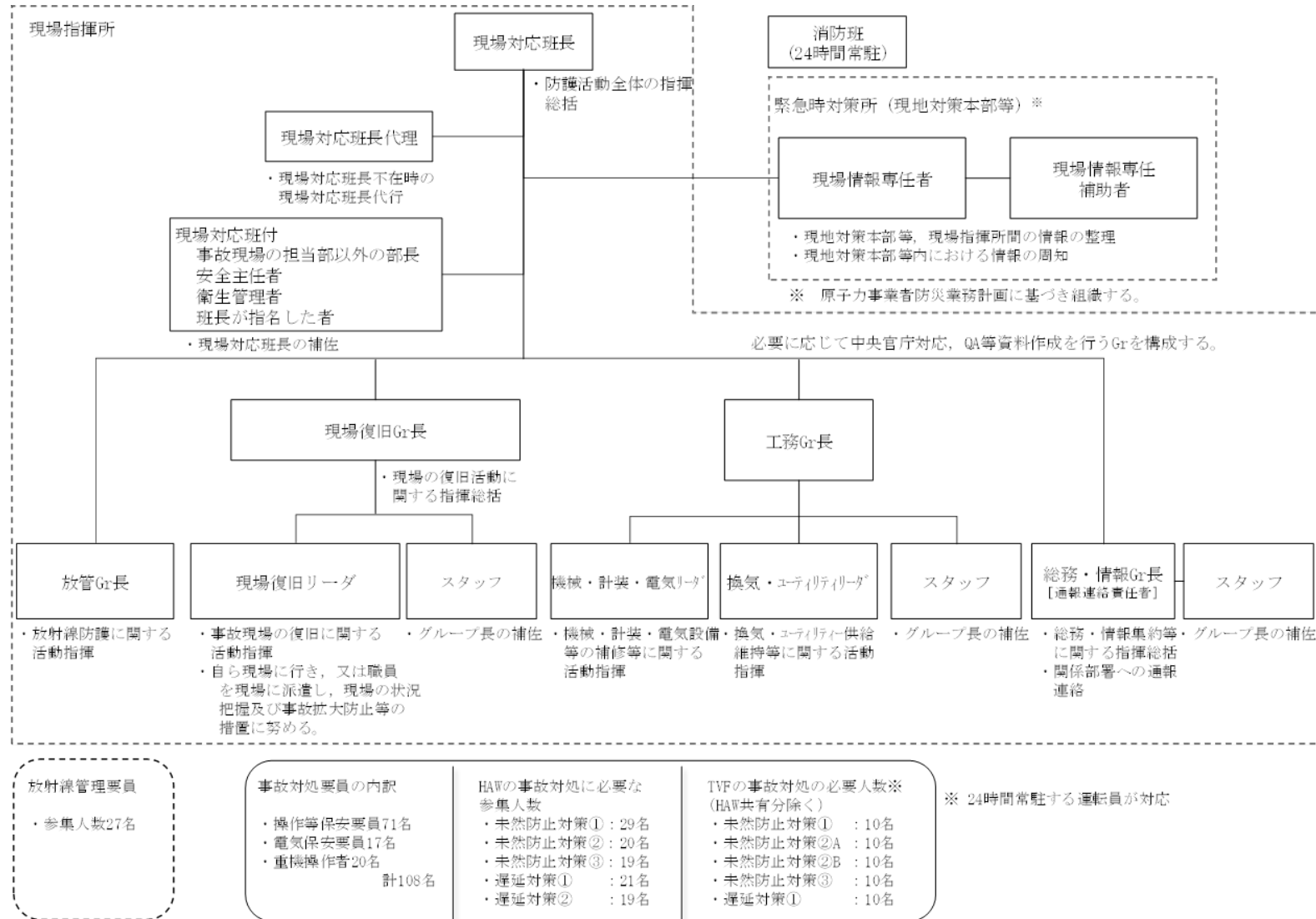
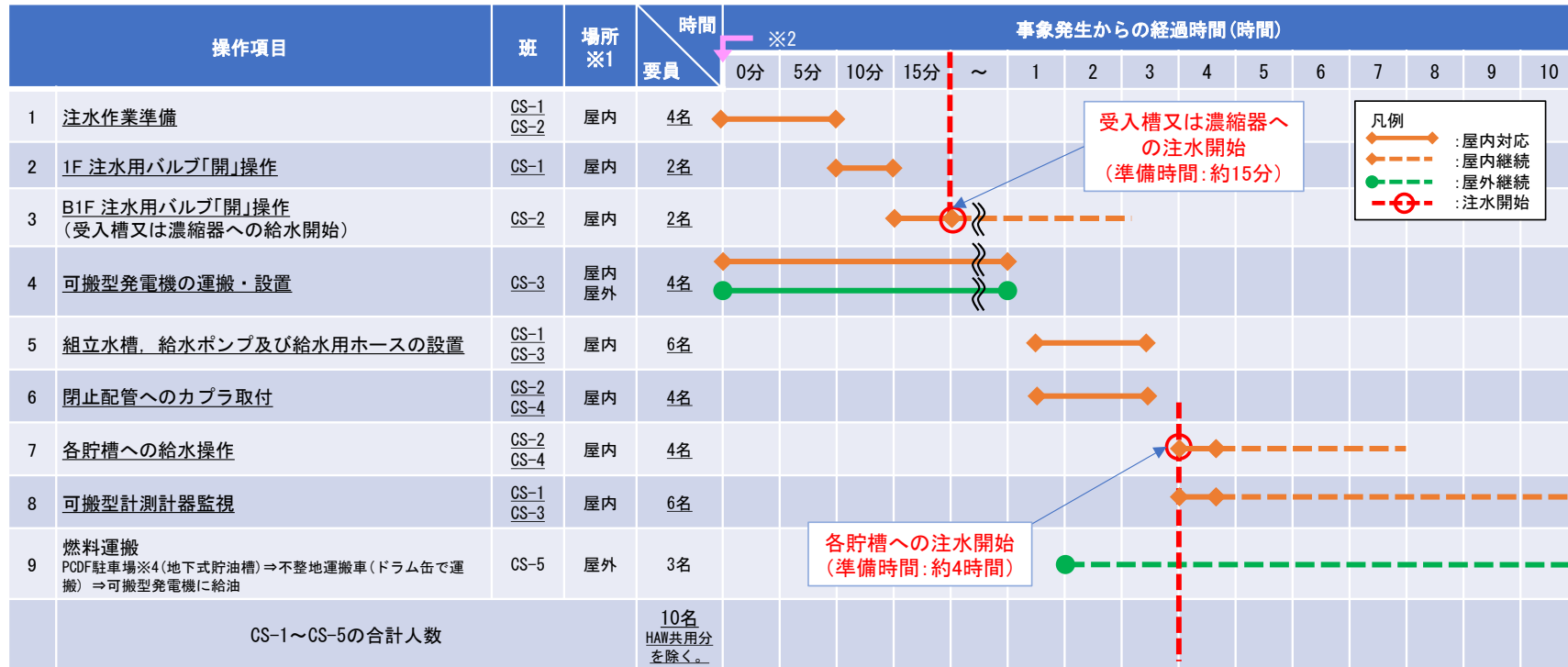


図 3-5-1 事故対応の体制図 (現場対応班)

表 3-2-1 遅延対策①：受入槽等への直接注水（タイムチャート）



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後、約10時間後を想定 ※3 PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場  
下線: TVF交替勤務者対応



表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

（注）高放射性廃液貯蔵場（HAW）共用分は除く。

表 3-3-2-2 遅延対策①における燃料の必要量

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
冷却水の 供給	可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	0.0017	20 (対策1回分の稼働時間)	2	0.07
通信機器 の充電	可搬型発電機 (通信機器用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
計測系 監視機器 の充電	可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168 (7日間)	1	0.29
合計必要量					1

(注) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 共用分は除く。

表 3-3-3-1 遅延対策① において使用する主な恒設の事故対処設備

	設備	設備場所	数量	備考
1	純水貯槽 (G85V20)	TVF 3F	1	容量 : 17.2 m <sup>3</sup>
2	洗浄液調整槽 (G01V12)	TVF 1F	1	容量 : 0.4 m <sup>3</sup>

表 3-3-3-2 遅延対策① において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	給水ポンプ	TVF建家内	TVF建家内	1	最高吐出圧力：0.7 MPa 揚程：3 m 流量：0.7 m <sup>3</sup> /h (流量及び揚程は実測値)
2	組立水槽	TVF建家内	TVF建家内	1	容量：1 m <sup>3</sup>
3	給水用ホース（屋内用）	TVF建家内	TVF建家内	10	15A 20 m (約200 m)
4	分岐付ヘッダー	TVF建家内	TVF建家内	1	入口側：ヌカ7°ラ×1 出口側：ホ-ルハ7°×7 15Aヌカ7°ラ×7
5	コンプレッサー	TVF建家内	TVF建家内	1	電源：AC100 V 使用最高圧力：約0.8 MPa
6	コンプレッサー用発電機	TVF建家内	TVF外廻り	1	定格出力：3.0 kVA 定格電圧：100 V
7	圧空供給設備	TVF建家内	TVF建家内	1	定格圧力：0.7 MPa

表 3-3-3-3 遅延対策① において使用する主な可搬型事故対処設備（重機，通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	ホイールローダ	PCDF駐車場※	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (29.9PS) 標準バケット容量：0.09 m <sup>3</sup>
2	油圧ショベル	PCDF駐車場※	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (30PS) 標準バケット容量：0.4 m <sup>3</sup>
3	エンジン付きライト	PCDF駐車場※	所内	7	ランプ電力 1000[W]
4	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	TVF建家内	所内	1	約3 kVA
5	MCA 携帯型無線機	TVF建家内	所内	1	送信出力：2 W
6	衛星電話	TVF建家内	所内	1	—
7	簡易無線機	TVF建家内	所内	4	送信出力：5 W
8	トランシーバ	TVF建家内	所内	6	—

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-4 遅延対策① において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備	TVF建家内	TVF建家内	2	G11V10, V20で1個使用 E12E10, V12, V14で1個使用
2	可搬型液位測定設備 (G11V10, V20)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型液位測定設備 (G12V14)	TVF建家内	TVF建家内	1	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (G11V10, V20/G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	4	各貯槽1個使用

表 3-3-3-5 遅延対策 ① において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$
2	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $^{85}\text{Kr}$
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $^{131}\text{I}$ 、 $^{129}\text{I}$
4	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

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  
遅延対策②の有効性について



## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（遅延対策②）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対応要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ①水の必要量
      - ②燃料の必要量
    - 3.3.3 遅延対策②で使用する事故対応設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対応要員の確保
  - 4.2 必要な資源の確保
    - 4.2.1 水及び燃料の保管量
    - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
  - 4.3 事故対応設備の健全性
    - 4.3.1 使用する事故対応設備の設計及び管理状況
    - 4.3.2 事故対応設備の健全性に係る有効性評価結果
  - 4.4 対策の実施までに要する時間
    - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
      - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

- ②対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.2 対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.3 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
- 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視測定
  - ①高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認するための監視測定
  - ②その他の監視測定
- 5. 有効性評価の結果

## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し<sup>※1</sup>、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

遅延対策②については、事故対処要員の確保<sup>※2</sup>、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに、対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により高放射性廃液が沸騰に至る前に、高放射性廃液の沸騰到達に至るまでの時間を遅延できることを確認することで、その有効性を評価する。

※1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員

※2 ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。

## 2. 事故の想定

起因事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の受入槽(G11V10)、回収液槽(G11V20)、濃縮液槽(G12V12)、濃縮液供給槽(G12V14)及び濃縮器(G12E10)である(「添四別紙1-1 1.1.6 事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照)。これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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今後ガラス固化技術開発施設(TVF)で受入れる最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽(272V35)の値を用いて有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙1-1-27 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高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、運転中の濃縮器(G12E10)の停止操作後の再沸騰に至る時間が他の貯槽の沸騰到達時間よりも短いことから、濃縮器(G12E10)の26時間とする。

### 3. 対策（遅延対策②）

#### 3.1 対策概要

ガラス固化技術開発施設（TVF）の高放射性廃液を内包する受入槽等は、通常時には、ガラス固化技術開発施設（TVF）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。

事故対処においては、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、未然防止対策により事象発生から沸騰到達に至るまでの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。

遅延対策②では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、未然防止対策の実施に時間を要する場合等に、事象発生から沸騰に至る 26 時間までの間に、所内に貯留する水を受入槽等に送液し、高放射性廃液の熱容量を大きくすることで、高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を遅延する。

対策に必要な資源である水は可搬型貯水設備からの給水システムを確保して給水し、燃料は地下式貯油槽から必要な設備へ給油する。さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上に津波によるがれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬を行う。遅延対策②の対策概要図を図 3-1-1 に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

遅延対策②の構成を明確化し、平常運転時に使用する系統から速やかに切り替え操作ができるように、遅延対策②に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、遅延対策②の具体的内容を示す。

##### イ. 所内水源等の水を用いた注水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を遅延する必要がある場合、所内水源等の水を用いた注水の実施を判断し、以下のロに移行する。

##### ロ. 建家外の注水経路の構築

消防ポンプ車又はエンジン付きポンプ、組立水槽、ホースを接続し、所内水源等から組立水槽に給水するための経路を構築する。

##### ハ. 建家内の注水経路の構築

受入槽等への注水のため、既設配管又は組立水槽を介して給水ポンプからの注水経路を構築する。

##### ニ. 可搬型計装設備の準備

受入槽等の液位、密度及び廃液温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の

計装設備へ可搬型液位測定設備，可搬型密度測定設備及び可搬型温度計測設備を接続し，液位，密度及び廃液の温度測定を可能とする系統を構築する。測定対象設備は，受入槽，回収液槽，濃縮液槽，濃縮液供給槽及び濃縮器である（濃縮液供給槽は，濃縮液槽と密度は同じになることから，液位及び廃液の温度のみ）。

#### ホ. 所内水源等からの注水の実施判断

ロ. 建家外の注水経路の構築及びハ. 建家内の注水経路の構築が完了した後，所内水源等からの注水の実施を判断し，以下のへ. に移行する。

#### へ. 所内水源等からの注水の実施

消防ポンプ車又はエンジン付きポンプを運転し，所内水源等から組立水槽へ水を供給する。

組立水槽から受入槽，回収液槽，濃縮器及び濃縮液供給槽への注水は，既設配管に給水用ホースを接続し可搬型の給水ポンプを用いて実施する。

注水量は，可搬型の給水ポンプと既設配管間に設置する流量計及び給水する貯槽に設置する可搬型液位計の指示値を基に手動で調節する。

可搬型の給水ポンプの注水速度は，定格流量  $0.7 \text{ m}^3/\text{h}$  (約  $12 \text{ L}/\text{min}$ ) で管理し，事故対処時の最大注水量は，受入槽： $5.5 \text{ m}^3$ ，回収液槽： $5.5 \text{ m}^3$ ，濃縮器： $1.1 \text{ m}^3$  及び濃縮液供給槽： $0.2 \text{ m}^3$  であり，流量計，可搬型液位計の指示値を基に調節する。

なお，純水貯槽から受入槽及び濃縮器への注水（重力流）を実施する場合は，通常使用している注水ラインを用いて実施する。注水量は注水時間及び純水貯槽の液位計（フロート式）指示値を基に手動で調節する。

注水速度は，これまでの実績から約  $1 \text{ m}^3/\text{h}$  (約  $16 \text{ L}/\text{min}$ ) で管理し，事故対処時の最大注水量は，受入槽： $5.5 \text{ m}^3$  及び濃縮器： $1.1 \text{ m}^3$  であり，時間を基に手動で調節する。

#### ト. 所内水源等からの注水の成否判断

注水先の受入槽等の液位，密度及び廃液の温度を確認し，注水操作による貯槽内の廃液量の増加を確認することで，遅延対策②の実施により，高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間が遅延されていると判断する。

#### チ. 監視測定

高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを判断するために必要な監視項目は，受入槽等の高放射性廃液の液位，密度及び廃液の温度である。

対策実施後に，受入槽等の廃液量の増加を確認することで，沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認する。

上記に基づき遅延対策②に係る訓練を実施して作成したタイムチャートを表 3-2-1 に示す。

遅延対策②実施時の濃縮器の温度及び液量傾向の例を図 3-2-1 に示す。

なお、可搬型貯水設備等の配備前においては、タイムチャート中の可搬型貯水設備からの給水システムの確保に要する時間及び地下式貯油槽からの運搬に要する時間は、ガラス固化技術開発施設 (TVF) から最も遠い水を保管する既設設備及び燃料を保管する既設設備を利用する場合の時間を確認した。

### 3.3 要員, 資源, 設備等

#### 3.3.1 対策に必要な事故対処要員

遅延対策②の各手順の実施に必要な要員数は、タイムチャート上に示す各手順の実施に必要な人数を合計して求めた。その結果、遅延対策②の実施に必要な事故対処要員数は 10 名 (高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共用の移動式発電機等の操作に必要な要員 19 名を除く。) であった。

なお、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設 (TVF) には運転員 10 名が 24 時間常駐し、必要な人数及びスキルを満たすことから、この要員で事故対処を実施する。

#### 3.3.2 対策に必要な資源

##### ①水の必要量

遅延対策②において使用する水は、ガラス固化技術開発施設内の受入槽等への注水に用いる。注水量は、受入槽 (G11V10) 及び回収液槽 (G11V20) には合計 11 m<sup>3</sup>、濃縮器 (G12E10)、濃縮液槽 (G12V12) 及び濃縮液供給槽 (G12V14) には合計約 2 m<sup>3</sup>である。

$$(5.5 \text{ m}^3 \times 2 + 2 \text{ m}^3) = 13 \text{ m}^3$$

これより、遅延対策②における水の必要量は 13 m<sup>3</sup>である。

##### ②燃料の必要量

遅延対策②において使用する燃料は、エンジン付きポンプ、給水ポンプの駆動用コンプレッサー等の燃料である。

燃費については、機器仕様から求めた。各設備の燃費を表 3-3-2-1 に示す。

各設備の使用時間については、エンジン付きポンプ及び可搬型のコンプレッサー用の可搬型発電機については対策 1 回分とし、通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援を期待しない期間として 7 日間とした。

これらを積算した結果、遅延対策②における燃料の必要量は 1 m<sup>3</sup>である (表 3-3-2-2 参照)。

### 3.3.3 使用する事故対処設備

遅延対策②において使用する主な恒設の事故対処設備は、純水貯槽等である。主な恒設の事故対処設備を表 3-3-3-1 に示す。

遅延対策②において使用する主な可搬型事故対処設備は、エンジン付きポンプ、給水ポンプ、組立水槽、コンプレッサー、コンプレッサー用可搬型発電機等である。主な可搬型事故対処設備を表 3-3-3-2～表 3-3-3-5 に示す。また、事故対処に必要な機器及び部品等について、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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

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認する。また、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認する。建家内のアクセスルートを図 3-3-4-1 に示す。

### 3.3.5 建家内での通信連絡

想定される事故等が発生した際に、遅延対策②の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。

通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

## 3.4 監視測定

### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

#### ①測定対象パラメータ

遅延対策②は、所内水源等から受入槽等へ送液する対策であり、高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間を遅延できていることを確認する上で、遅延対策②の成否判断をする情報把握に必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

#### <測定対象パラメータ>

- ・受入槽 (G11V10) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 液位, 廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、受入槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

## ②監視測定の方法

可搬型の計測機器の概要及び計測方法の概要を以下に示す。

### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備がある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器、パージメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。遅延対策②では、これらのうち、液位計測設備、密度計測設備及び温度計測設備による測定を行う。

### b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

#### (a) 測定対象

- ・受入槽 (G11V10) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 液位, 廃液の温度

#### (b) 測定方法

- ・液位及び密度 (エアパージ方式)

測定は既設導圧管を用いることから、既設計装ラックの閉止プラグと可搬型計装設備を仮設ホースで接続し測定を行う。測定に必要な空気は、空気ポンペ又は空気タンクから供給を行う。

- ・温度 (熱電対方式)

温度の測定は既設熱電対を用い、既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお、既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は、予備の熱電対と交換した上で測定を行う。

## 3.4.2 その他の監視測定

### ①測定対象パラメータ

受入槽等からのオフガスのモニタリングを実施する。



## ②監視測定の方法

可搬型モニタリング設備により受入槽等からのオフガスをサンプリングし、監視する。その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。

### 3.5 事故時の体制と支援

事故対応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応を実施し得る体制を整備する。

事故対応は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め、現場対応班の統括管理を行う。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である現場対応班長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では、役割分担、責任者等を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対応を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は、高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対応を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織、現場対応班が事故対応に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。

#### 4. 有効性評価

##### 4.1 事故対処要員の確保

ガラス固化技術開発施設（TVF）の遅延対策②に必要な事故対処要員は10名であり（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する要員19名を除く。）、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。なお、高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する事故対処要員の招集については、起因事象の発生から対策開始までの時間は、参集移動の準備、居住地からの移動（徒歩）及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮して10時間を想定する（「添四別紙1-1-13「高放射性廃液貯蔵場（HAW）の遅延対策②の有効性について」4.1.2参照）。

##### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が、遅延対策②における必要量を満たすことを確認する。

###### 4.2.1 水及び燃料の保管量

事故時の対策に必要な水は、事故時に使用できるように可搬型貯水設備にて所内のプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場及び南東地区に13 m<sup>3</sup>以上保管する。

また、対策に必要な燃料は、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場の地下式貯油槽に1 m<sup>3</sup>以上を保管する。

###### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水については、対策を完了するために必要な水13 m<sup>3</sup>に対し、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場及び南東地区に13 m<sup>3</sup>以上を保管することから、必要量を満たす。

燃料については、対策を継続するために必要な燃料1 m<sup>3</sup>に対し、プルトニウム転換技術開発施設（PCDF）管理棟駐車場の地下式貯油槽に1 m<sup>3</sup>以上を保管することから、必要量を満たす。

これらの結果から、水及び燃料の保管量が、遅延対策②対策の完了に必要な量を満たすことを確認した。

##### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで、事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

#### 4.3.1 遅延対策②で使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性が維持されるガラス固化技術開発施設 (TVF) に配備している（「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有するガラス固化技術開発施設 (TVF) の建家内及びプルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場に配備する。

また、プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

#### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有するガラス固化技術開発施設 (TVF) の建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 遅延対策②の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は 26 時間であることから、事故の発生から遅延対策②の実施完了までの時間が 26 時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1 項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約 10 時間とする。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

遅延対策②の着手から完了までに要する時間は、表 1-5-1 及び表 1-5-2 のタイムチャートから、約 13 時間である。このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約 23 時間となる。

##### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

遅延対策②に要する時間は合計約 23 時間であり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（26 時間）よりも短い。このため、起因事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に遅延対策②を実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7 日間）において実施できることを確認する。

##### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視測定

###### ①高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙 1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、遅延対策②の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

###### ②その他の監視測定

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、遅延対策②の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

##### 4.5.2 監視測定手段の有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7 日間）において実施できることを確認した。

## 5. 有効性評価の結果

遅延対策②の有効性評価においては、事故対処要員の確保、資源の確保、設備の健全性及び所要時間の確認並びに監視測定手段の確認により、対策の実施により高放射性廃液が沸騰に至る前に、高放射性廃液の沸騰到達に至るまでの時間を遅延できることを確認した。したがって、遅延対策②による事故対処は有効であると判断する。

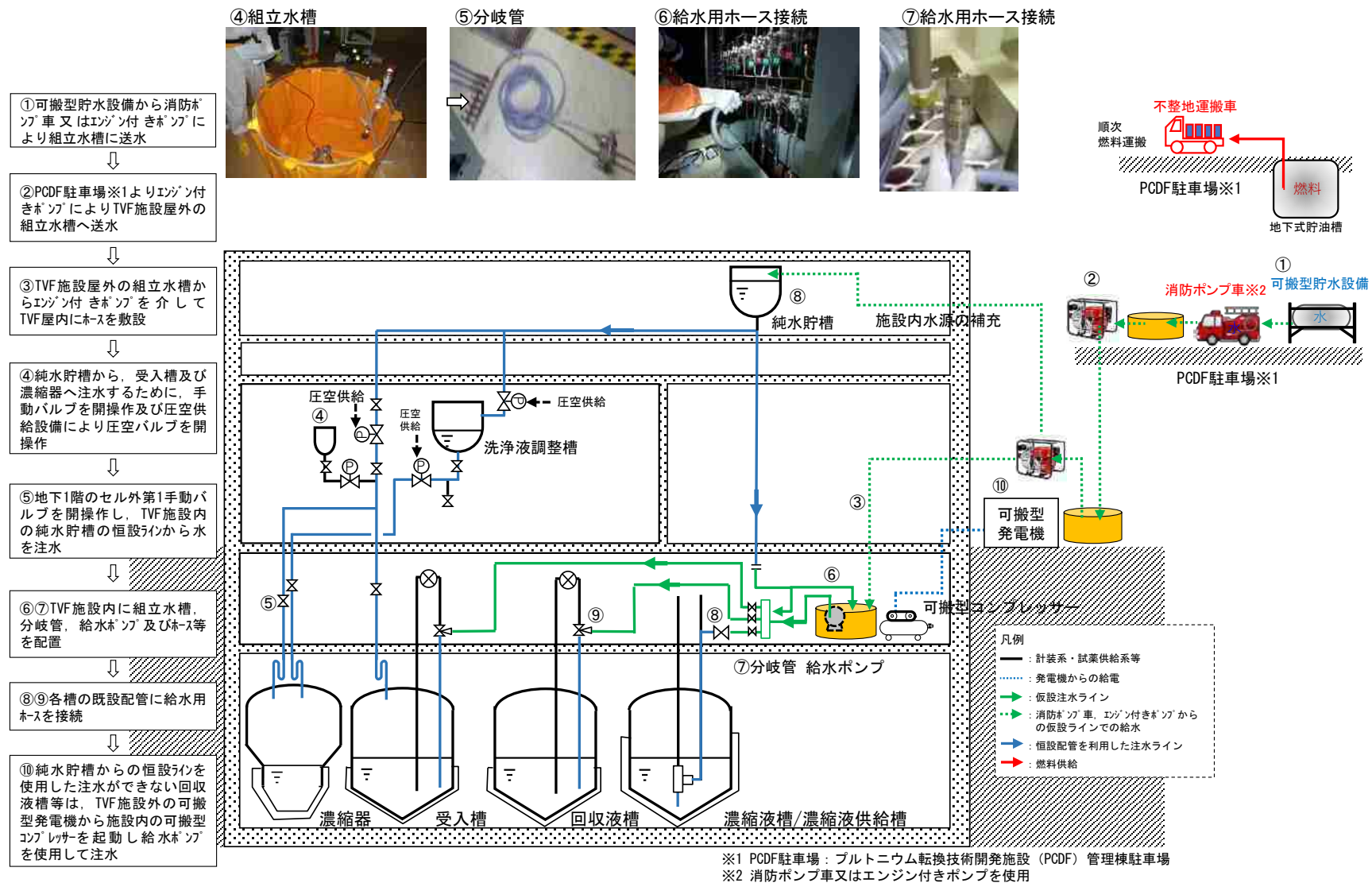


図 3-1-1 遅延対策 ②：エンジン付きポンプ等による直接注水

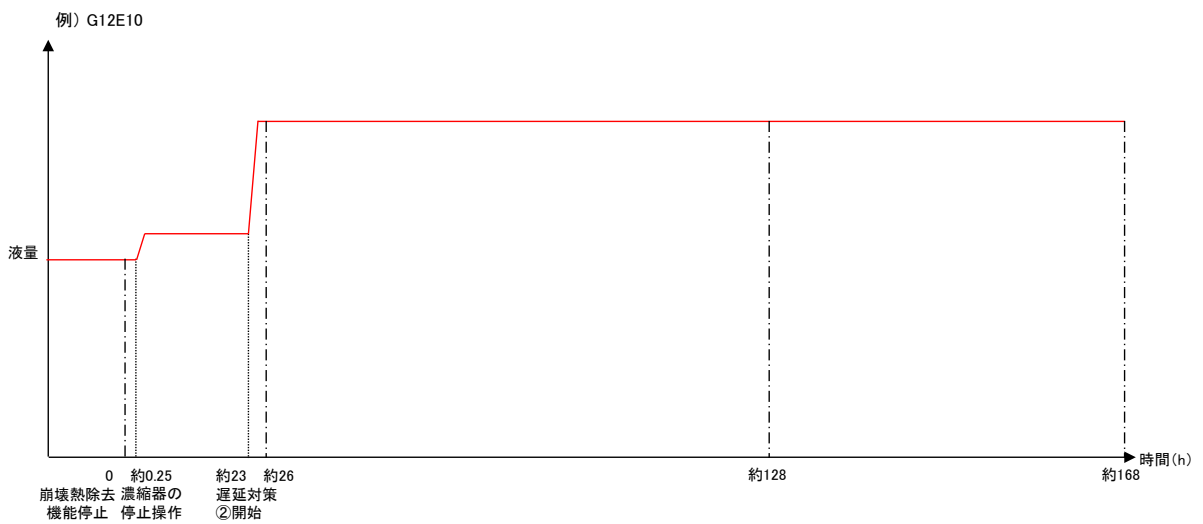
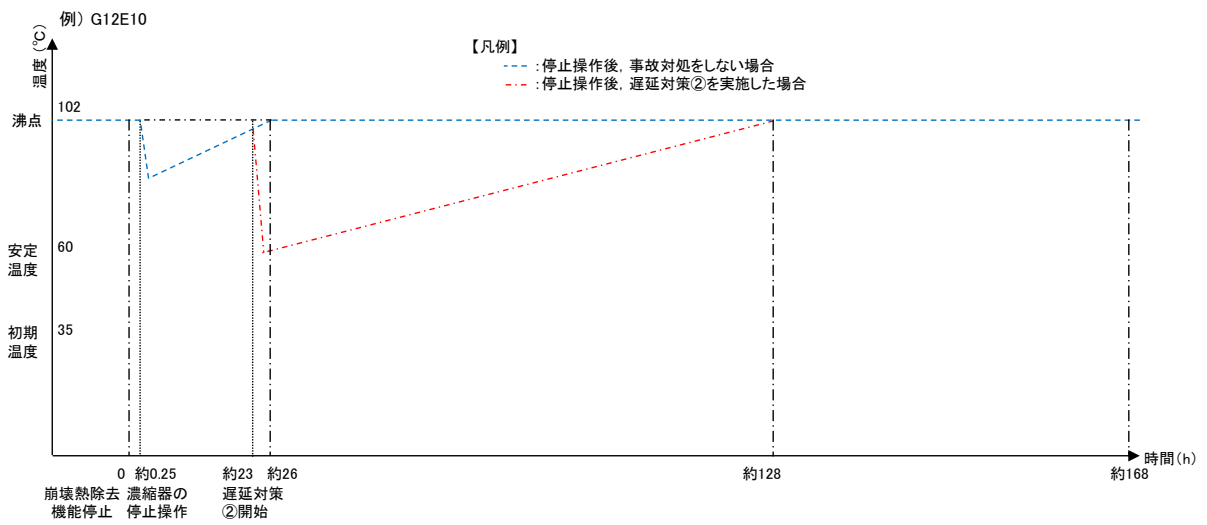


図 3-2-1 対策実施時の濃縮器の温度及び液量傾向の例

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下2階

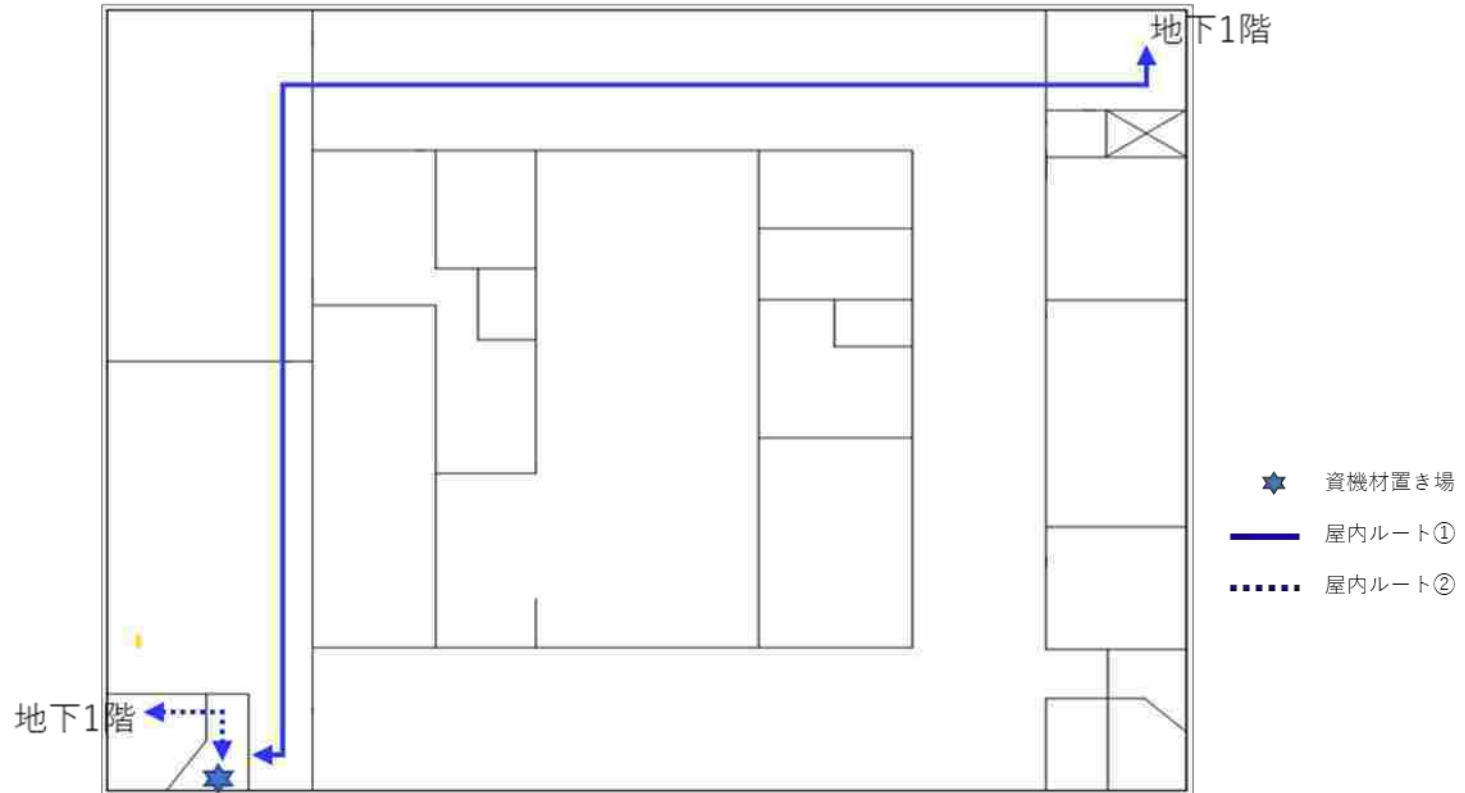


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (1/4)



ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下1階

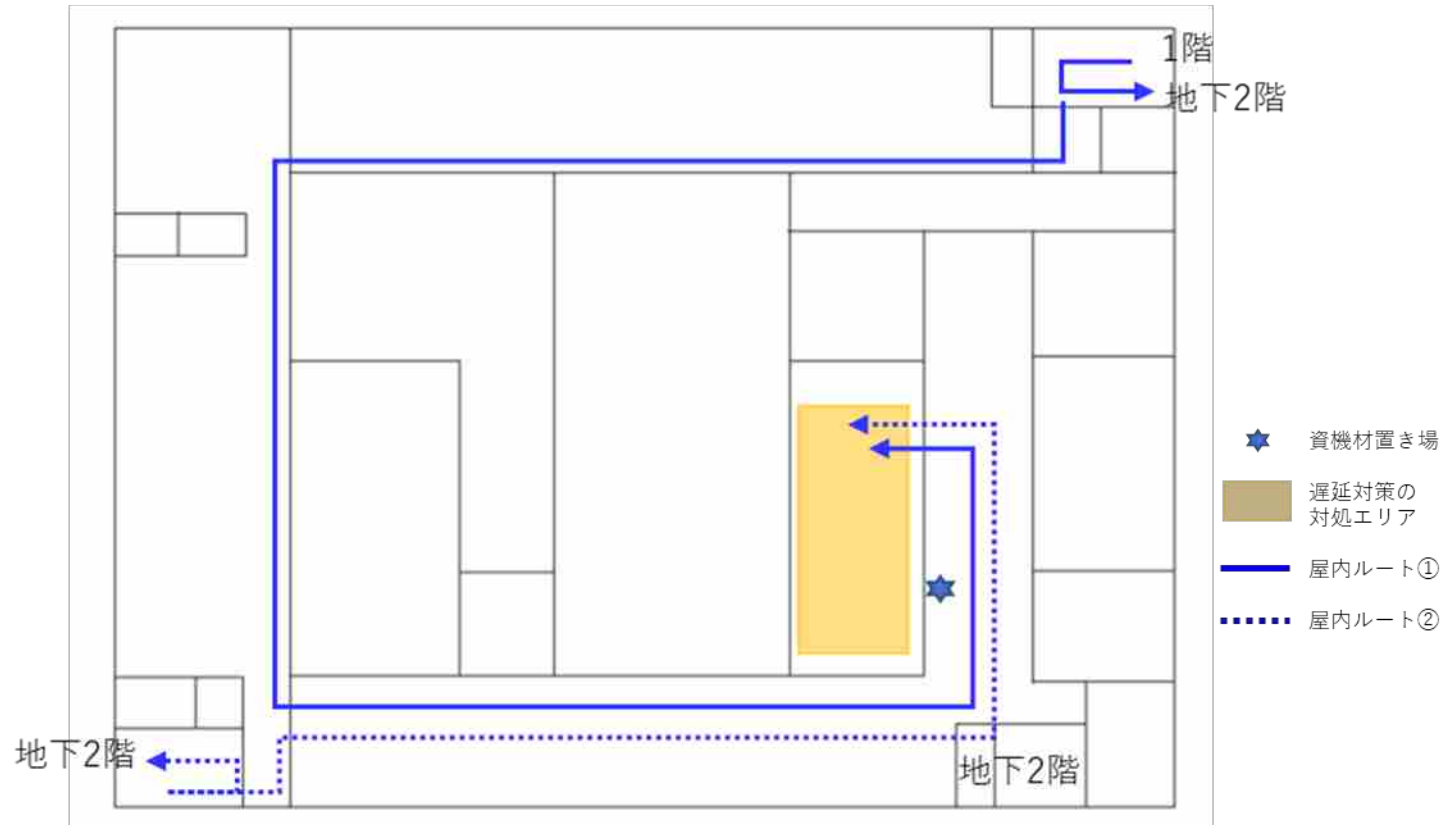


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (2/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 1階

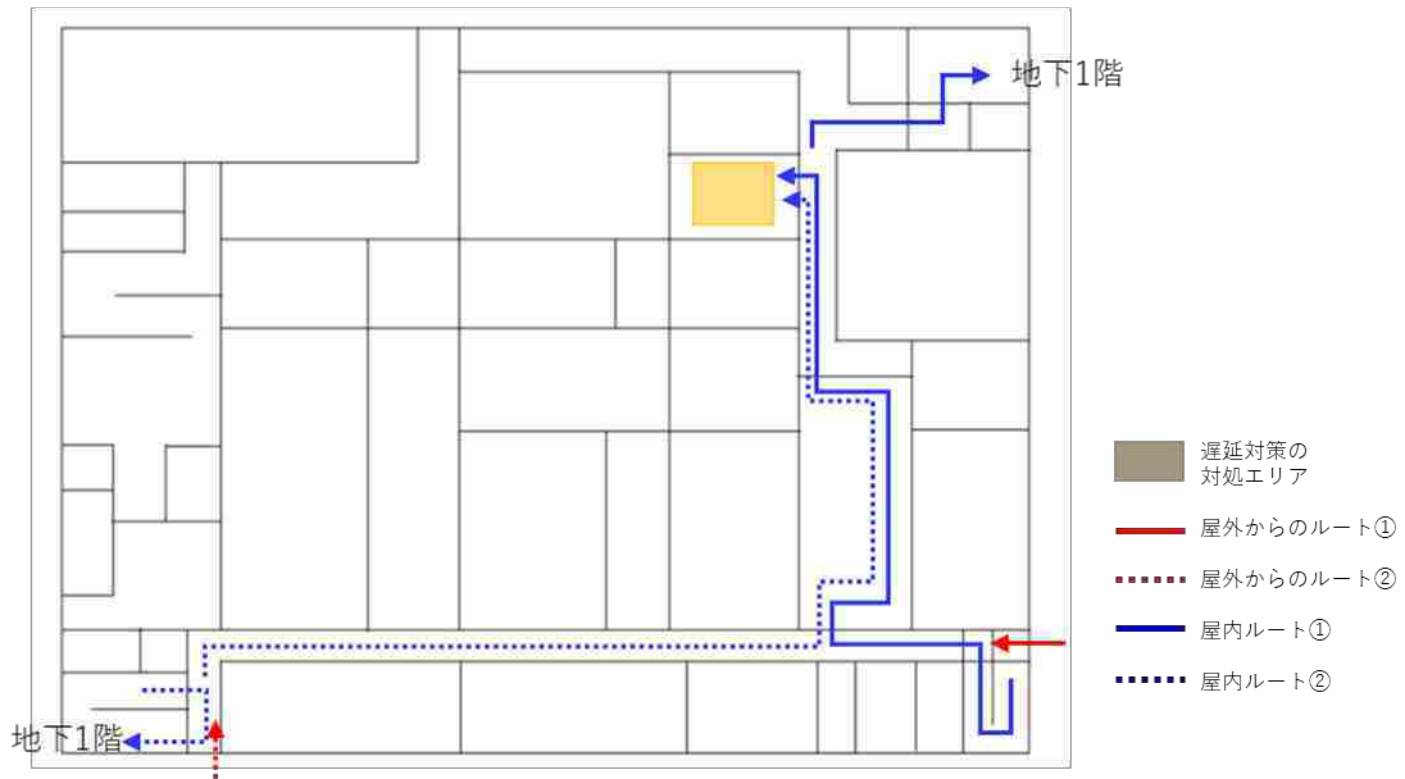


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (3/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 2階

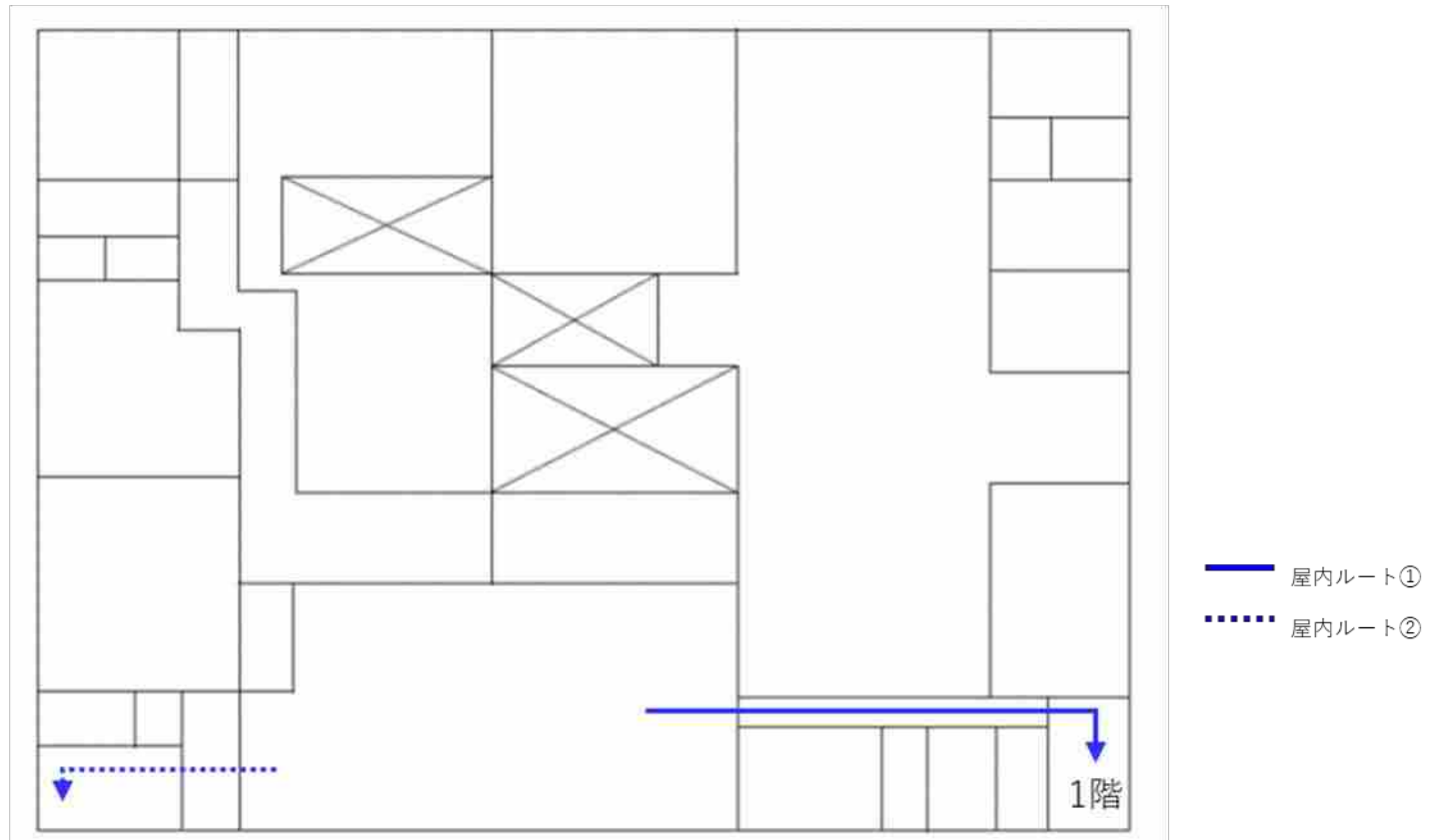


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (4/4)

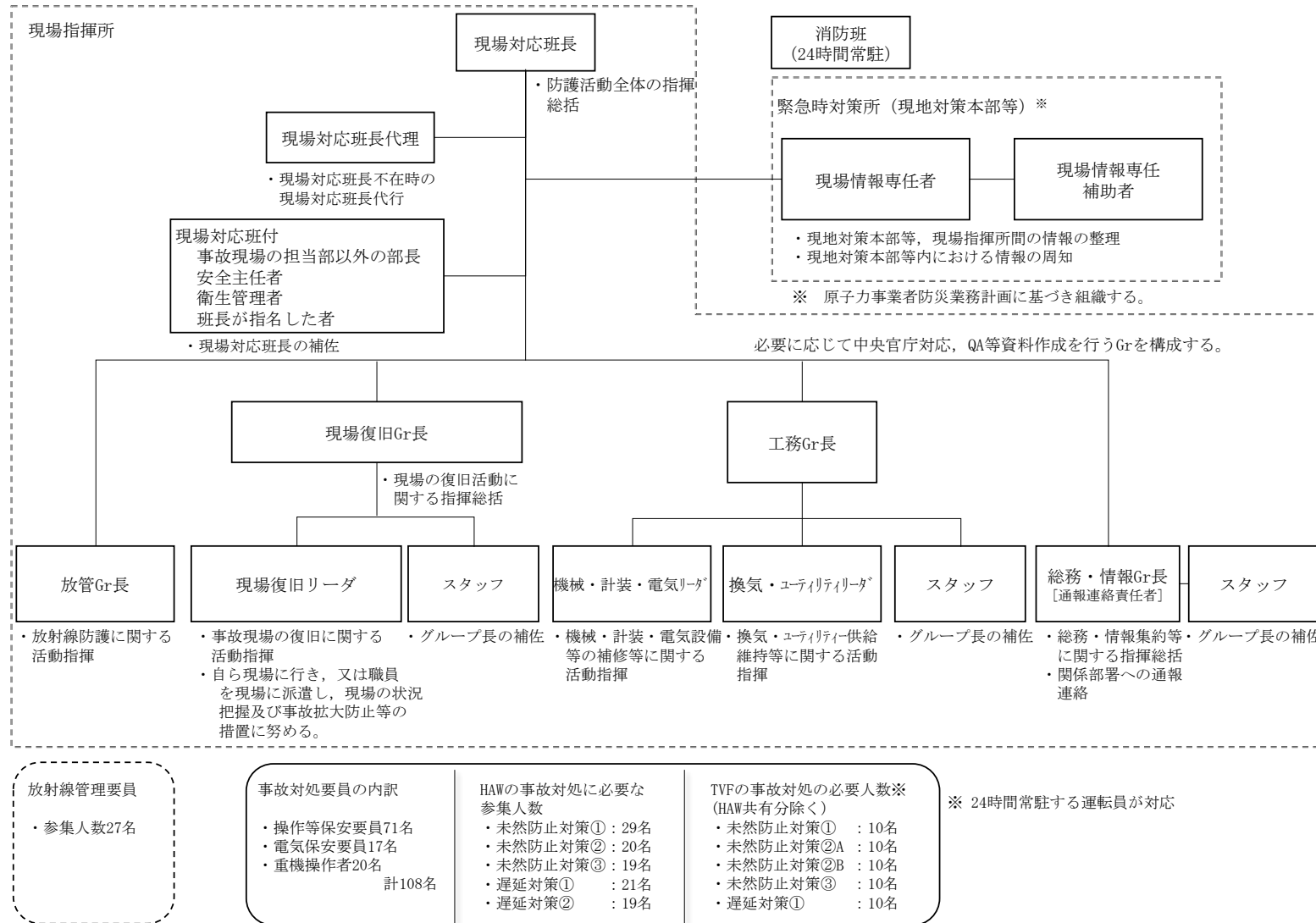


図 3-5-1 事故対処の体制図 (現場対応班)

表 3-2-1 遅延対策 ② : エンジン付きポンプ等による直接注水 (タイムチャート)



※1 制御室における復旧活動はない。 ※2 事象発生後, 約10時間後を想定 ※3 CS-1, CS-4~6より各3名  
 ※4 PCDF駐車場: プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場 下線: TVF交替勤務者対応

表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (可搬型のコンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

（注）高放射性廃液貯蔵場（HAW）共用分は除く。

表 3-3-2-2 遅延対策②における燃料の必要量

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
冷却水の供給	エンジン付きポンプ	0.0014	4 (対策1回分の稼働時間)	3	0.02
冷却水の供給	可搬型発電機 (可搬型のコンプレッサー用)	0.0017	20 (対策1回分の稼働時間)	2	0.07
通信機器の充電	可搬型発電機 (通信機器用)	0.0017	168 (7日間)	1	約0.29
計測系 監視機器の充電	可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168 (7日間)	1	約0.29
合計必要量					約1

(注) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 共用分は除く。

表 3-3-3-1 遅延対策② において使用する主な恒設の事故対処設備

	設備	設備場所	数量	備考
1	純水貯槽 (G85V20)	TVF 3F	1	容量 : 17.2 m <sup>3</sup>
2	洗浄液調整槽 (G01V12)	TVF 1F	1	容量 : 0.4 m <sup>3</sup>



表 3-3-3-2 遅延対策② において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9 本
2	消防ポンプ車	消防車庫	>I.P.+15 m	1	圧力：>0.187 MPa 揚程：>18.7 m 流量：>200 L/min
3	エンジン付きポンプ	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m
4	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
5	給水ポンプ	TVF建家内	TVF建家内	1	最高吐出圧力：0.7 MPa 揚程：3 m 流量：0.7 m <sup>3</sup> /h (流量及び揚程は実測値)
6	組立水槽	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	容量：5 m <sup>3</sup>
7	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
8	組立水槽	TVF建家内	TVF建家内	1	容量：1 m <sup>3</sup>
9	消防ホース (屋外用)	TVF建家内	PCDF駐車場※～TVF外廻り (約200 m)	10	65A 20 m
10	消防ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF外廻り～TVF建家内 (約80 m)	4	65A 20 m
11	給水用ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF建家内 (約200 m)	10	15A 20 m
12	分岐付ヘッダー	TVF建家内	TVF建家内	1	入口側：スカフタ×1 出口側：ホースバルブ×7 15Aスカフタ×7
13	コンプレッサー	TVF建家内	TVF建家内	1	電源：AC100 V 使用最高圧力：約0.8 MPa
14	コンプレッサー用発電機	TVF建家内	TVF外廻り	1	定格出力：3.0 kVA 定格電圧：100 V
15	圧空供給設備	TVF建家内	TVF建家内	1	定格圧力：0.7 MPa

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-3 遅延対策② において使用する主な可搬型事故対処設備（貯水設備，重機，通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型貯水設備	PCDF駐車場※ 南東地区	PCDF駐車場※	7	積載量：22 kL
2	ホイールローダ	PCDF駐車場※	<T.P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (29.9PS) 標準バケット容量：0.09 m <sup>3</sup>
3	油圧ショベル	PCDF駐車場※	<T.P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (30PS) 標準バケット容量：0.4 m <sup>3</sup>
4	エンジン付きライト	PCDF駐車場※	所内	7	ランプ電力 1000[W]
5	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	TVF建家内	所内	1	約3 kVA
6	MCA 携帯型無線機	TVF建家内	所内	1	送信出力：2 W
7	衛星電話	TVF建家内	所内	1	—
8	簡易無線機	TVF建家内	所内	4	送信出力：5 W
9	トランシーバ	TVF建家内	所内	6	—

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-4 遅延対策② において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備	TVF建家内	TVF建家内	2	G11V10, V20で1個使用 E12E10, V12, V14で1個使用
2	可搬型液位測定設備 (G11V10, V20)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型液位測定設備 (G12V14)	TVF建家内	TVF建家内	1	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (G11V10, V20/G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	4	各貯槽1個使用

表 3-3-3-5 遅延対策② において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C
2	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>85</sup> Kr
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , <sup>131</sup> I, <sup>129</sup> I
4	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

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  
遅延対策②-1 の有効性について

## 目 次

1. 有効性評価の方針
2. 事故の想定
3. 対策（遅延対策②-1）
  - 3.1 対策概要
  - 3.2 対策の具体的内容
  - 3.3 要員，資源，設備等
    - 3.3.1 対策に必要な事故対処要員
    - 3.3.2 対策に必要な資源
      - ① 水の必要量
      - ② 燃料の必要量
    - 3.3.3 遅延対策②-1 で使用する事故対処設備
    - 3.3.4 アクセスルート
    - 3.3.5 通信連絡
  - 3.4 監視測定
    - 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
    - 3.4.2 その他の監視測定
      - ①測定対象パラメータ
      - ②監視測定の方法
  - 3.5 事故時の体制と支援
4. 有効性評価
  - 4.1 事故対処要員の確保
  - 4.2 必要な資源の確保
    - 4.2.1 水及び燃料の保管量
    - 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果
  - 4.3 事故対処設備の健全性
    - 4.3.1 使用する事故対処設備の設計及び管理状況
    - 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果
  - 4.4 対策の実施までに要する時間
    - 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間
      - ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

- ②対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.2 対策の着手から完了までに要する時間
- 4.4.3 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果
- 4.5 監視測定に係る手順の確認
- 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視測定
  - ①高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認するための監視測定
  - ②その他の監視測定
- 5. 有効性評価の結果

## 1. 有効性評価の方針

事故対処では、事故の発生後、事故対処要員を招集し<sup>※1</sup>、事故対処を実施できる要員の数、事故対処に使用可能な資源（水及び燃料）の量及び事故対処設備の状態を把握する。その後、各対策の優先度、各対策に必要な資源、設備及び要員、対処に要する時間の見込み、設備等の修復に要する時間、ウェットサイトの津波がれきの散乱状況等を踏まえ、外部支援に期待しない期間（7日間）、継続して実施可能な対策又は対策の組合せの検討及び実施する対策の選定をした上で、事故対処を行う。

遅延対策②-1については、事故対処要員の確保<sup>※2</sup>、資源の確保、設備の健全性、対策の実施までの所要時間並びに対策の成否判断及び高放射性廃液の状態監視に必要な監視測定手段を確認するとともに、対策の実施により高放射性廃液が沸騰に至る前に、高放射性廃液の沸騰到達に至るまでの時間を遅延できることを確認することで、その有効性を評価する。

※1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用のエンジン付きポンプ等の操作に必要な要員

※2 ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設(TVF)には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。

## 2. 事故の想定

起回事象により、耐震性のない建家及び構築物は損傷し、再処理施設の敷地内は浸水して所内の全動力電源を失い、受入槽等の崩壊熱除去機能が喪失することによる蒸発乾固を事故として想定する。また、遡上解析及び軌跡解析の結果から漂流物によるがれき等が敷地内に散乱することを考慮する。

事故の発生を仮定する機器は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の受入槽(G11V10)、回収液槽(G11V20)、濃縮液槽(G12V12)、濃縮液供給槽(G12V14)及び濃縮器(G12E10)である(添四別紙1-1 1.1.6「事故の発生を仮定する際の条件の設定及び事故の発生を仮定する機器の特定」参照)。これらの機器については、蒸発乾固が同時に発生する可能性があることから、有効性評価は同時発生するものとして評価する。なお、事故対処を実施する際の環境について、高放射性廃液は沸騰に至らないことから、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、他の事象が連鎖して発生することはない。

廃止措置段階にある再処理施設では、再処理に伴う新たな高放射性廃液の発生はなく、時間経過による放射性物質の減衰、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等により、沸騰に至るまでの時間余裕は増加していく。そこで、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今後ガラス固化技術開発施設(TVF)で受入れる最も発熱密度の高い高放射性廃液貯蔵槽(272V35)の値を用いて有効性を評価する。なお、高放射性廃液の沸騰到達までの時間余裕は、「添四別紙1-1-27 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高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、運転中の濃縮器 (G12E10) の停止操作後の再沸騰に至る時間が他の貯槽沸騰到達時間よりも短いことから、濃縮器 (G12E10) の 26 時間とする。

### 3. 対策（遅延対策②-1）

#### 3.1 対策概要

ガラス固化技術開発施設（TVF）の高放射性廃液を内包する受入槽等は、通常時には、ガラス固化技術開発施設（TVF）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。

事故対処においては、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、未然防止対策により事象発生から沸騰到達に至るまでの間に、崩壊熱除去機能を回復させる。

遅延対策②-1 では、崩壊熱除去機能の機能喪失に対し、未然防止対策の実施に時間を要する場合等に、事象発生から沸騰に至る 26 時間までの間に、所内に貯留する水を受入槽等に送液し、高放射性廃液の熱容量を大きくすることで、高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を遅延する。

対策に必要な資源である水は所内の水源からの給水システムを確保して給水し燃料は使用可能な所内燃料の確保を行い必要な設備へ運搬し給油する。さらに、津波によるウェットサイトを想定し、これら資源の確保等に当たって必要なアクセスルート上に津波によるがれき等の漂流物があった場合は、重機により撤去する等して必要な資機材の運搬を行う。遅延対策②-1 の対策概要図を図 3-1-1 に示す。

#### 3.2 対策の具体的内容

遅延対策②-1 の構成を明確化し、平常運転時に使用する系統から速やかに切り替え操作ができるように、遅延対策②-1 に必要な手順書を整備する。また、訓練を実施して各手順を確認し、対策に要する時間（タイムチャート）を作成する。以下、遅延対策②-1 の具体的内容を示す。

##### イ. 所内水源等の水を用いた注水の着手判断

崩壊熱除去機能が喪失し、高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間を遅延する必要がある場合、所内水源等の水を用いた注水の実施を判断し、以下のロに移行する。

##### ロ. 建家外の注水経路の構築

消防ポンプ車又はエンジン付きポンプ、組立水槽、ホースを接続し、所内水源等から組立水槽に給水するための経路を構築する。

##### ハ. 建家内の注水経路の構築

受入槽等への注水のため、既設配管又は組立水槽を介して給水ポンプからの注水経路を

構築する。

## ニ. 可搬型計装設備の準備

受入槽等の液位、密度及び廃液温度を測定するために可搬型計装設備を準備し、恒設の計装設備へ可搬型液位測定設備、可搬型密度測定設備及び可搬型温度計測設備を接続し、液位、密度及び廃液の温度測定を可能とする系統を構築する。測定対象設備は、受入槽、回収液槽、濃縮液槽、濃縮液供給槽及び濃縮器である（濃縮液供給槽は、濃縮液槽と密度は同じになることから、液位及び廃液の温度のみ）。

## ホ. 所内水源等からの注水の実施判断

ロ. 建家外の注水経路の構築及びハ. 建家内の注水経路の構築が完了した後、所内水源等からの注水の実施を判断し、以下のホ. に移行する。

## ヘ. 所内水源等からの注水の実施

消防ポンプ車又はエンジン付きポンプを運転し、所内水源等から組立水槽へ水を供給する。

組立水槽から受入槽、回収液槽、濃縮器及び濃縮液供給槽への注水は、既設配管に給水用ホースを接続し可搬型の給水ポンプを用いて実施する。

注水量は、可搬型の給水ポンプと既設配管間に設置する流量計及び給水する貯槽に設置する可搬型液位計の指示値を基に手動で調節する。

可搬型の給水ポンプの注水速度は、定格流量  $0.7 \text{ m}^3/\text{h}$  (約  $12 \text{ L}/\text{min}$ ) で管理し、事故対処時の最大注水量は、受入槽： $5.5 \text{ m}^3$ 、回収液槽： $5.5 \text{ m}^3$ 、濃縮器： $1.1 \text{ m}^3$  及び濃縮液供給槽： $0.2 \text{ m}^3$  であり、流量計及び可搬型液位計の指示値を基に調節する。

なお、純水貯槽から受入槽及び濃縮器への注水（重力流）を実施する場合は、通常使用している注水ラインを用いて実施する。注水量は注水時間及び純水貯槽の液位計（フロート式）指示値を基に手動で調節する。

注水速度は、これまでの実績から約  $1 \text{ m}^3/\text{h}$  (約  $16 \text{ L}/\text{min}$ ) で管理し、事故対処時の最大注水量は、受入槽： $5.5 \text{ m}^3$  及び濃縮器： $1.1 \text{ m}^3$  であり、時間を基に手動で調節する。

## ト. 所内水源等からの注水の成否判断

注水先の受入槽等の液位、密度及び廃液の温度を確認し、注水操作による貯槽内の廃液量の増加を確認することで、遅延対策②の実施により、高放射性廃液が沸騰に至るまでの時間が遅延されていると判断する。

## チ. 監視測定

高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを判断するために必要な監視項目は、受入槽等の高放射性廃液の液位、密度及び廃液の温度である。

対策実施後に、受入槽等の廃液量の増加を確認することで、沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認する。

上記に基づき遅延対策②-1に係る訓練を実施して作成したタイムチャートを表 3-2-1 に示す。遅延対策①実施時の濃縮液槽の温度及び液量傾向の例を図 3-2-1 に示す。

なお、タイムチャート中の所内の水を保管する既設設備からの給水システムの確保に要する時間及び所内の燃料を保管する既設設備からの運搬に要する時間は、ガラス固化技術開発施設 (TVF) から最も遠い水を保管する既設設備及び燃料を保管する既設設備を利用する場合の時間を確認した。

## 3.3 要員、資源、設備等

### 3.3.1 対策に必要な事故対応要員

遅延対策②-1の各手順の要員数は、タイムチャート上に示す各手順に必要な人数を合計して求めた。その結果、遅延対策②-1の実施に必要な事故対応要員数は10名（高放射性廃液貯蔵場 (HAW) と共用の移動式発電機等の操作に必要な要員19名を除く。）であった。

なお、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設 (TVF) には運転員10名が24時間常駐し、必要な人数及びスキルを満たすことから、この要員で事故対応を実施する。

### 3.3.2 対策に必要な資源

#### ① 水の必要量

遅延対策②-1において使用する水は、ガラス固化技術開発施設内の受入槽等への注水に用いる。注水量は、受入槽 (G11V10) 及び回収液槽 (G11V20) には合計11 m<sup>3</sup>、濃縮器 (G12E10)、濃縮液槽 (G12V12) 及び濃縮液供給槽 (G12V14) には合計約2 m<sup>3</sup>である。

$$(5.5 \text{ m}^3 \times 2 + 2 \text{ m}^3) = 13 \text{ m}^3$$

これより、遅延対策②-1における水の必要量は13 m<sup>3</sup>である。

#### ② 燃料の必要量

遅延対策②-1において使用する燃料は、エンジン付きポンプ、給水ポンプの駆動用コンプ

レッサー等の燃料である。

燃費については、機器仕様から求めた。各設備の燃費を表 3-3-2-1 に示す。

各設備の使用時間については、エンジン付きポンプ及び可搬型コンプレッサー用の可搬型発電機については対策 1 回分とし、通信機器及び監視機器への給電設備は外部支援を期待しない期間として 7 日間とした。

これらを積算した結果、遅延対策②-1 における燃料の必要量は 1 m<sup>3</sup> である（表 3-3-2-2 参照）。

### 3.3.3 使用する事故対処設備

遅延対策②-1 において使用する主な恒設の事故対処設備は、純水貯槽等である。主な恒設の事故対処設備を表 3-3-3-1 に示す。

遅延対策②-1 において使用する主な可搬型事故対処設備は、エンジン付きポンプ、給水ポンプ、組立水槽、コンプレッサー、コンプレッサー用可搬型発電機等である。主な可搬型事故対処設備を表 3-3-3-2～表 3-3-3-5 に示す。また、事故対処に必要な機器及び部品等について、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場所を考慮して保管する。

### 3.3.4 アクセスルート

想定される事故等が発生した場合において、事故対処設備の保管場所から設置場所への運搬又は他の設備の被害状況の把握のために、アクセスルートが確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。

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認する。また、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認する。建家内のアクセスルートを図 3-3-4-1 に示す。

### 3.3.5 建家内での通信連絡

想定される事故等が発生した際に、遅延対策②-1 の実施に必要な通信連絡を行えるよう、通信連絡に係る手順を整備している。

通信連絡の手順について「添四別紙 1-1-35 通信連絡に関する手順等」に示す。

### 3.4 監視測定

#### 3.4.1 対策の成否判断に必要な監視測定

##### ①測定対象パラメータ

遅延対策②-1は、所内水源等から受入槽等へ送液する対策であり、高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間を遅延できていることを確認する上で、遅延対策②-1の成否判断をする情報把握に必要な測定対象パラメータは、以下のとおりである。

##### <測定対象パラメータ>

- ・受入槽 (G11V10) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・回収液槽 (G11V20) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮器 (G12E10) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮液槽 (G12V12) : 液位, 密度, 廃液の温度
- ・濃縮液供給槽 (G12V14) : 液位, 廃液の温度

恒設の計装設備は、外部事象等により全動力電源喪失が発生した場合、受入槽等の蒸発乾固に至るおそれのある機器のパラメータの計測ができなくなる。このため、これらの恒設での監視機能が喪失した場合は、事故対処が困難となることから監視機能喪失時の事故対処に備えて可搬型による計装設備及びその専用となる計装設備用可搬型発電機を配備し、その機能を代替する。

##### ②監視測定の方法

可搬型の計測機器の概要及び計測方法の概要を以下に示す。

###### a. 設備の概要

可搬型計装設備には、液位や密度の計測設備と温度の計測設備がある。液位や密度の計測設備は、既設伝送器の導圧管との差圧を計測するための差圧伝送器、パージメータ等の計器類を使用する。温度計測設備は、端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定する。遅延対策②-1では、これらのうち、液位計測設備、密度計測設備及び温度計測設備による測定を行う。

###### b. 可搬型計装設備の測定対象及び測定方法

###### (a) 測定対象

- ・受入槽 (G11V10) : 液位, 密度, 廃液の温度

- ・回収液槽（G11V20）：液位，密度，廃液の温度
- ・濃縮器（G12E10）：液位，密度，廃液の温度
- ・濃縮液槽（G12V12）：液位，密度，廃液の温度
- ・濃縮液供給槽（G12V14）：液位，廃液の温度

#### (b) 測定方法

- ・液位及び密度（エアパージ方式）

測定は既設導圧管を用いることから，既設計装ラックの閉止プラグと可搬型計装設備を仮設ホースで接続し測定を行う。測定に必要な空気は，空気ポンベ又は空気タンクから供給を行う。

- ・温度（熱電対方式）

温度の測定は既設熱電対を用い，既設の熱電対端子箱内の端子と可搬型計装設備を補償導線で接続し測定を行う。なお，既設熱電対に断線や絶縁不良があった場合は，予備の熱電対と交換した上で測定を行う。

### 3.4.2 その他の監視測定

#### ①測定対象パラメータ

受入槽等からのオフガスのモニタリングを実施する。

#### ②監視測定の方法

可搬型モニタリング設備により受入槽等からのオフガスをサンプリングし，監視する。その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。

### 3.5 事故時の体制と支援

事故対応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応を実施し得る体制を整備する。

事故対応は現場対応班により実施する。現場対応班の構成を図 3-5-1 に示す。現場対応班長は再処理廃止措置技術開発センター長が務め，現場対応班の統括管理を行う。現場対応班における指揮命令系統を明確にするとともに，指揮者である現場対応班長が不在の場合は，あらかじめ定めた順位に従い，現場対応班長代理がその職務を代行する。

現場対応班では，役割分担，責任者等を定め，指揮命令系統を明確にし，効果的な事故対応を実施し得る体制を整備する。

現場対応班は，高放射性廃液貯蔵場（HAW）及びガラス固化技術開発施設（TVF）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ようにする。

また、核燃料サイクル工学研究所長は、発生事象が警戒事象又は特定事象に該当すると判断した場合は、核燃料サイクル工学研究所内に防災体制を発令するとともに、防災業務計画に基づく原子力防災組織として現地対策本部を設置する。現地対策本部は、支援組織として事故対処を行う現場対応班に対して技術的助言を行う技術支援組織、現場対応班が事故処処に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける。具体的には、被災状況の集約、環境モニタリング、救助及び救護活動、外部への情報発信、資機材の調達等を実施する。

その他、外部からの支援については「添四別紙 1-1-31 事故収束対応を維持するための支援」に示す。また、中長期的な対応を行うための緊急時対策所の居住性については「添四別紙 1-1-34 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す。



## 4. 有効性評価

### 4.1 事故対処要員の確保

ガラス固化技術開発施設（TVF）の遅延対策②に必要な事故対処要員は10名であり（高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する要員19名を除く。）、ガラス固化処理運転中においては、ガラス固化技術開発施設（TVF）には運転員10名が24時間常駐するため、この要員で事故対処を実施する。なお、高放射性廃液貯蔵場（HAW）と共用する事故対処要員の招集については、起回事象の発生から対策開始までの時間は、参集移動の準備、居住地からの移動（徒歩）及び参集後の人員点呼・班編成等を考慮して10時間を想定する（「添四別紙1-1-13「高放射性廃液貯蔵場（HAW）の遅延対策②の有効性について」4.1.2参照）。

### 4.2 必要な資源の確保

水及び燃料の保管量が、遅延対策②-1における必要量を満たすことを確認する。

#### 4.2.1 水及び燃料の保管量

事故対処に必要な水は、既存の所内水源から使用する。所内水源の容量は、高台に約1000 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約10630 m<sup>3</sup>の設備に水を有している。所内水源のうち、津波が遡上しないT.P. +15 m以上の高台には、中央運転管理室（給水タンク）、中央運転管理室（受水タンク）及び付属機械室（蓄熱槽）があり、それぞれ約300 m<sup>3</sup>、約300 m<sup>3</sup>及び約400 m<sup>3</sup>の水を保管している。また、津波の遡上域ではあるものの、浄水貯槽、屋外冷却水設備、散水貯槽及び工業用水受水槽には、それぞれ約4800 m<sup>3</sup>、約800 m<sup>3</sup>、約30 m<sup>3</sup>及び約5000 m<sup>3</sup>の水を保管している。このため、複数の水源が所内各地にそれぞれ分散配置されている。

また、事故対処に必要な燃料は、既存の所内燃料から使用する。所内燃料の容量は、高台に約450 m<sup>3</sup>の設備及び低地に約278 m<sup>3</sup>の設備に燃料を有している。津波が遡上しないT.P. +15 m以上の高台には、南東地区（燃料タンク）に約390 m<sup>3</sup>、地層処分放射化学研究施設（クオリティ）地下タンクに約10 m<sup>3</sup>及びプルトニウム燃料技術開発センターユーティリティ棟に約50 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。さらに、津波の遡上域ではあるものの、（再処理施設）ユーティリティ施設地下貯油槽に約114 m<sup>3</sup>、中間開閉所燃料地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、第二中間開閉所燃料地下貯油槽に約45 m<sup>3</sup>、低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）地下貯油槽に約30 m<sup>3</sup>、ガラス固化技術開発施設（TVF）地下貯油槽に約25 m<sup>3</sup>、高レベル放射性物質研究施設（CPF）地下埋設オイルタンクに約9 m<sup>3</sup>及び非常用予備発電棟地下燃料タンク貯油槽に約25 m<sup>3</sup>の燃料を保管している。このように、複数の燃料資源が所内各地にそれぞれ分散配置されている。

#### 4.2.2 資源の確保に係る有効性評価結果

水については、対策を完了するために必要な水 13 m<sup>3</sup> に対し、津波が遡上しない所内の高台の設備に合計約 1000 m<sup>3</sup> の水を分散配置して保管している。

燃料については、対策を継続するために必要な燃料 1 m<sup>3</sup> に対し、津波が遡上しない所内の高台に合計約 450 m<sup>3</sup> の燃料を分散配置して保管している。

これらの結果から、水及び燃料の保管量が、遅延対策②-1 対策の完了に必要な量を満たすことを確認した。

#### 4.3 事故対処設備の健全性

事故対処に必要な恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水による影響がないことを確認する。

事故対処に必要な可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認する。

これらを確認することで、事故時においても事故対処設備が健全性を維持することを確認する。

##### 4.3.1 遅延対策②-1 で使用する事故対処設備の設計及び管理状況

恒設の事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性を有するガラス固化技術開発施設 (TVF) の建家内に設置している（「添四別紙 1-1-30 廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備（事故対処設備）」参照）。これらより、恒設の事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対して健全性を有するガラス固化技術開発施設 (TVF) の建家内及びプルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場に配備する。

また、プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF) 管理棟駐車場は、津波の影響を受けない高台にあり、地盤改良を行うことで設計地震動及び設計津波に対して健全性を維持する。核燃料サイクル工学研究所の南東地区については、津波の影響を受けない高台にあり、設計地震動に対して地盤が安定な場所に可搬型事故対処設備を配備する。これらより、可搬型事故対処設備の健全性は、事故時であっても維持される。

##### 4.3.2 事故対処設備の健全性に係る有効性評価結果

恒設の事故対処設備は、設計地震動への耐震性を有すること及び設計津波に対する浸水がないことを確認した。また、可搬型事故対処設備は、設計地震動及び設計津波に対し健全性

を有するガラス固化技術開発施設（TVF）の建家内に保管すること又は設計地震動及び設計津波に対し健全性を有する屋外に分散配置することを確認した。

これらの結果より、事故時においても各事故対処設備の健全性は維持されることを確認した。

#### 4.4 遅延対策②-1の実施までに要する時間

崩壊熱除去機能喪失後、高放射性廃液が沸騰に到達するまでの時間余裕は26時間であることから、事故の発生から遅延対策②-1の実施完了までの時間が26時間以内であることにより、その有効性を確認する。

##### 4.4.1 事故の発生から対策の着手及び完了までに要する時間

###### ①事故の発生から対策の着手までに要する時間

4.1項より、事故の発生から対策の着手に要する時間は約10時間とする。

###### ②対策の着手から完了までに要する時間

遅延対策②-1の着手から完了までに要する時間は、表1-5-1及び表1-5-2のタイムチャートから、約13時間である。このため、事故の発生から対策の完了までに要する合計時間は約23時間となる。

##### 4.4.2 対策の実施までに要する時間の有効性評価結果

遅延対策②-1に要する時間は合計約23時間であり、高放射性廃液が沸騰到達に至るまでの時間（26時間）よりも短い。このため、起回事象の発生から廃液の沸騰到達までの間に遅延対策②-1を実施可能であることを確認した。

#### 4.5 監視測定に係る手順の確認

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認する。

##### 4.5.1 対策の成否判断に必要な監視測定

###### ①高放射性廃液の沸騰に至るまでの時間が遅延されていることを確認するための監視測定

対策の成否判断に必要な監視について、その手順を「添四別紙1-1-32 事故時の計装に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、遅延対策②-1の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

## ②その他の監視測定

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されていることを確認するための監視測定について、その手順を「添四別紙 1-1-33 監視測定等に関する手順等」に示す。想定される事故等が発生した場合に、遅延対策②-1 の成否判断に必要な監視測定を行えるよう、必要な手順を整備することを確認した。

### 4.5.2 監視測定手段の有効性評価結果

高放射性廃液が未沸騰状態に維持されることを確認する監視測定及び対策の成否判断に必要な監視について、必要な手順を整備し、訓練実績及び訓練実績に基づく評価により外部支援に期待しない期間（7日間）において実施できることを確認した。

## 5. 有効性評価の結果

遅延対策②-1 の有効性評価においては、事故対処要員の確保、資源の確保、設備の健全性及び所要時間の確認並びに監視測定手段の確認により、対策の実施により高放射性廃液が沸騰に至る前に、高放射性廃液の沸騰到達に至るまでの時間を遅延できることを確認した。したがって、遅延対策②-1 による事故対処は有効であると判断する。

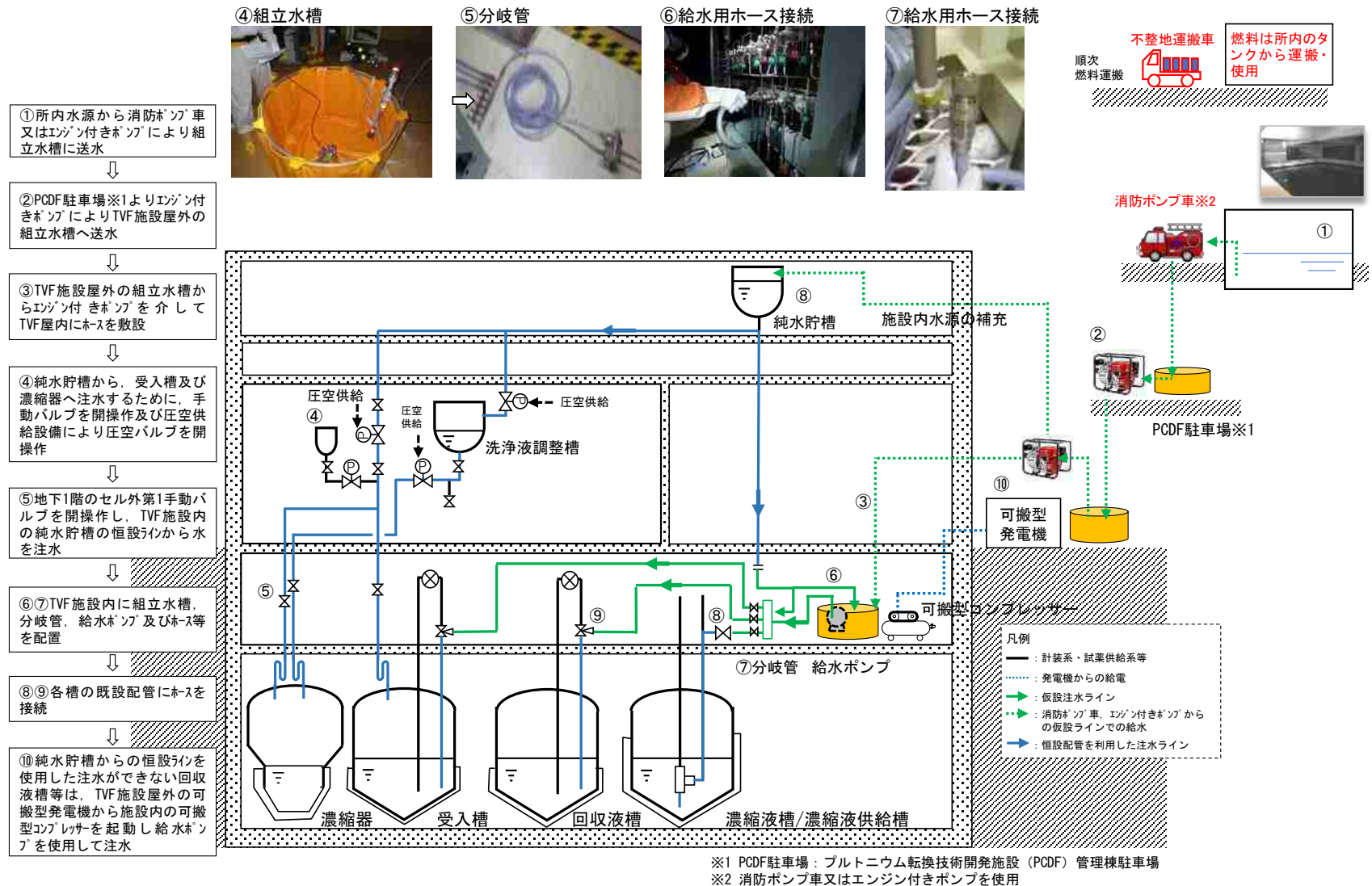


図 3-1-1 遅延対策 ②-1 : エンジン付きポンプ等による直接注水（所内資源を利用する場合）

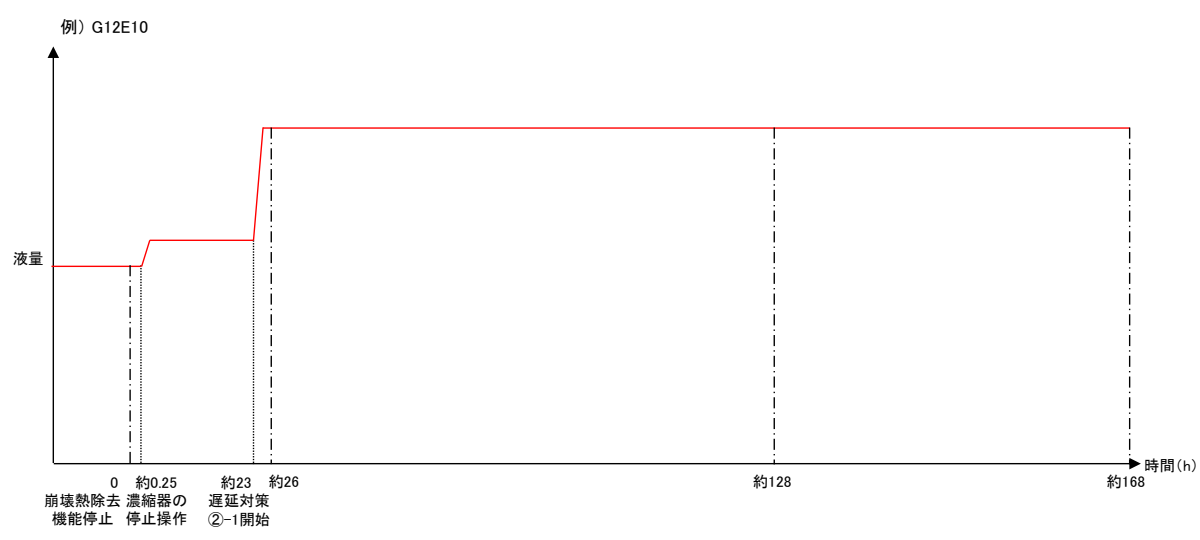
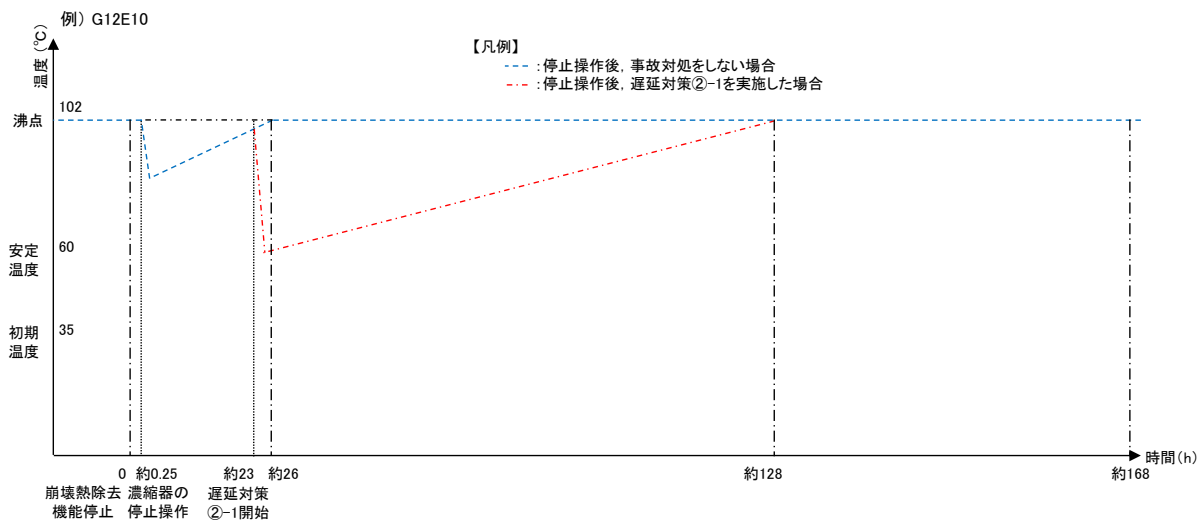


図 3-2-1 対策実施時の濃縮器の温度及び液量傾向の例

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下2階

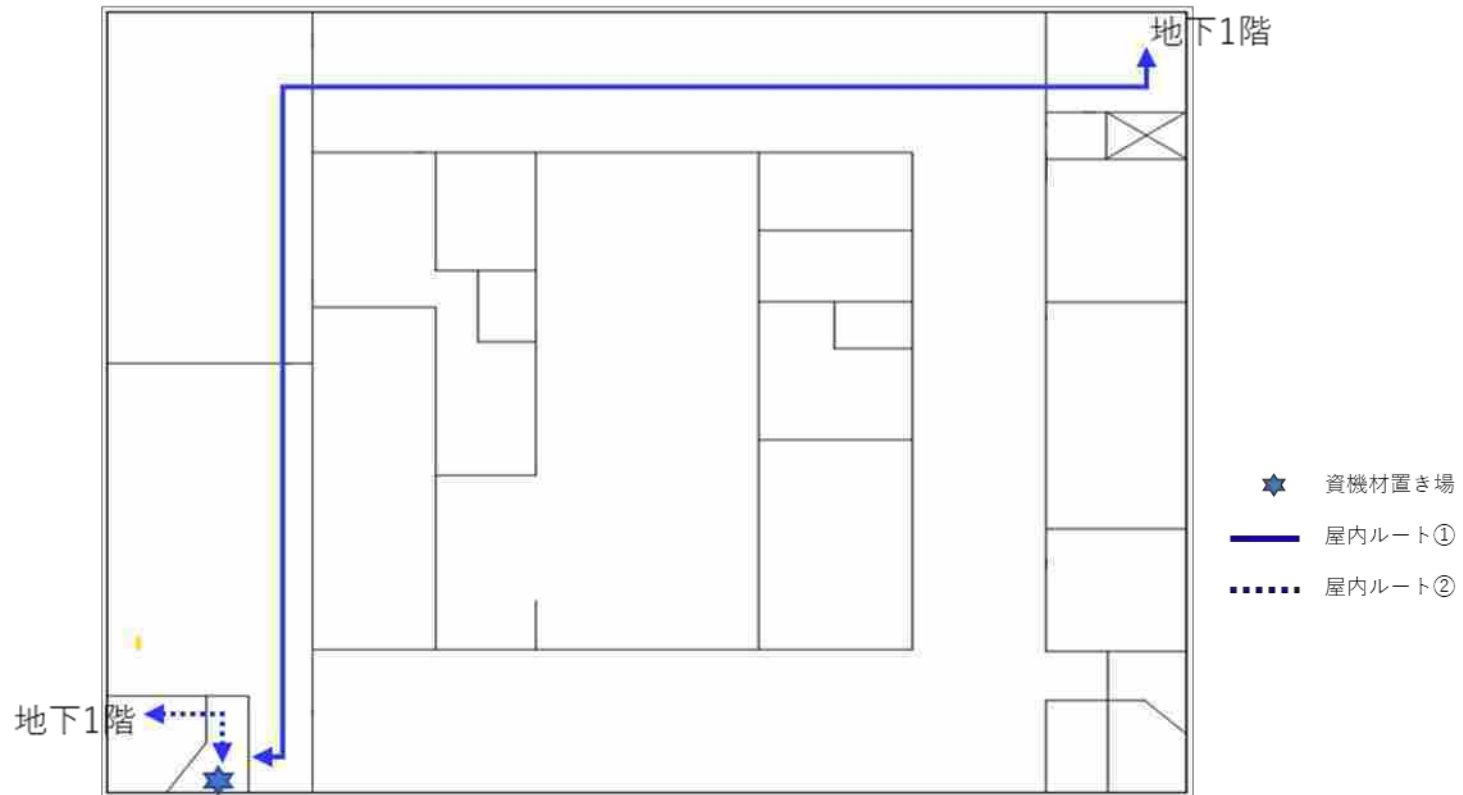


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (1/4)



ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 地下1階

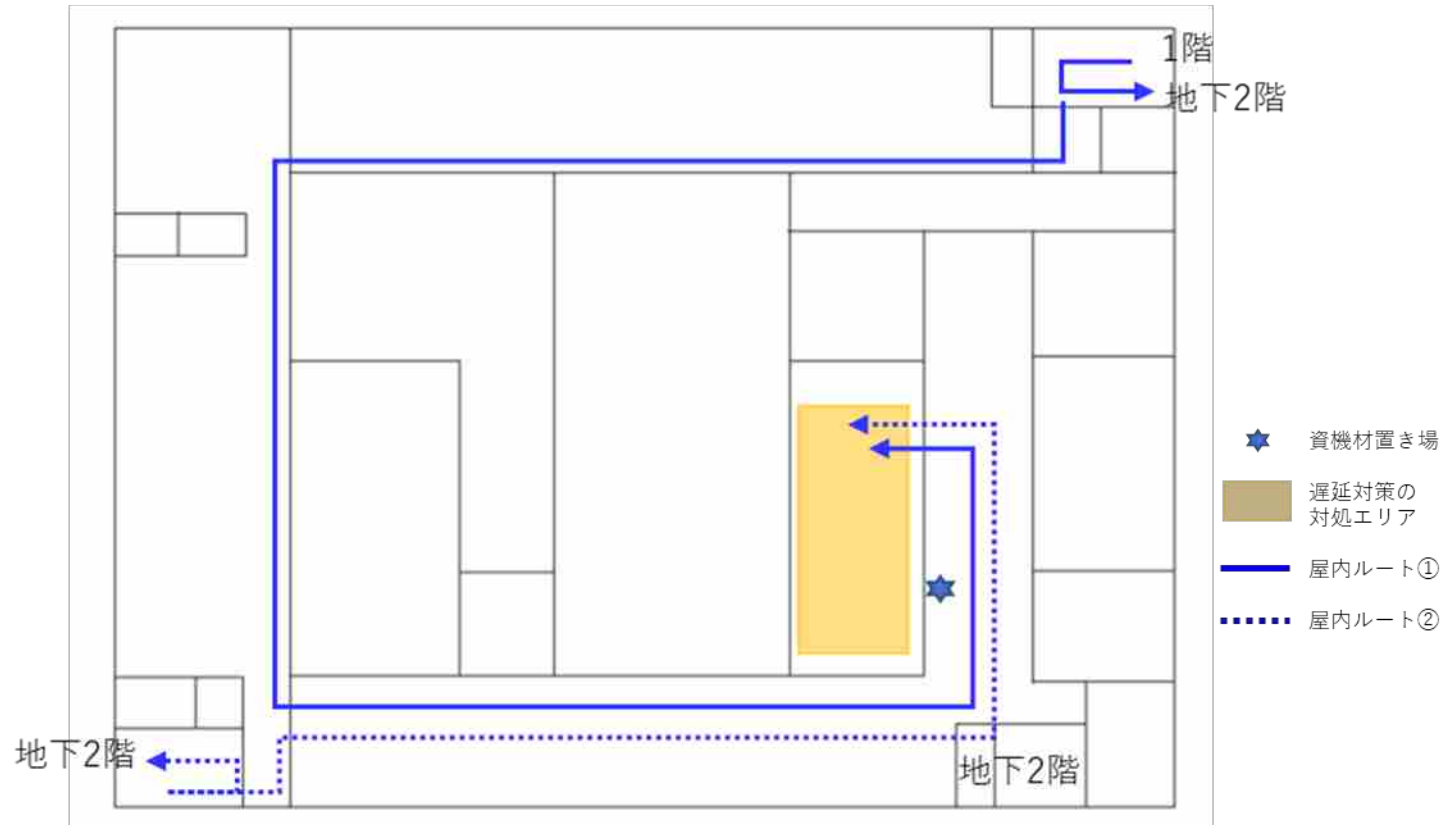


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (2/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 1階

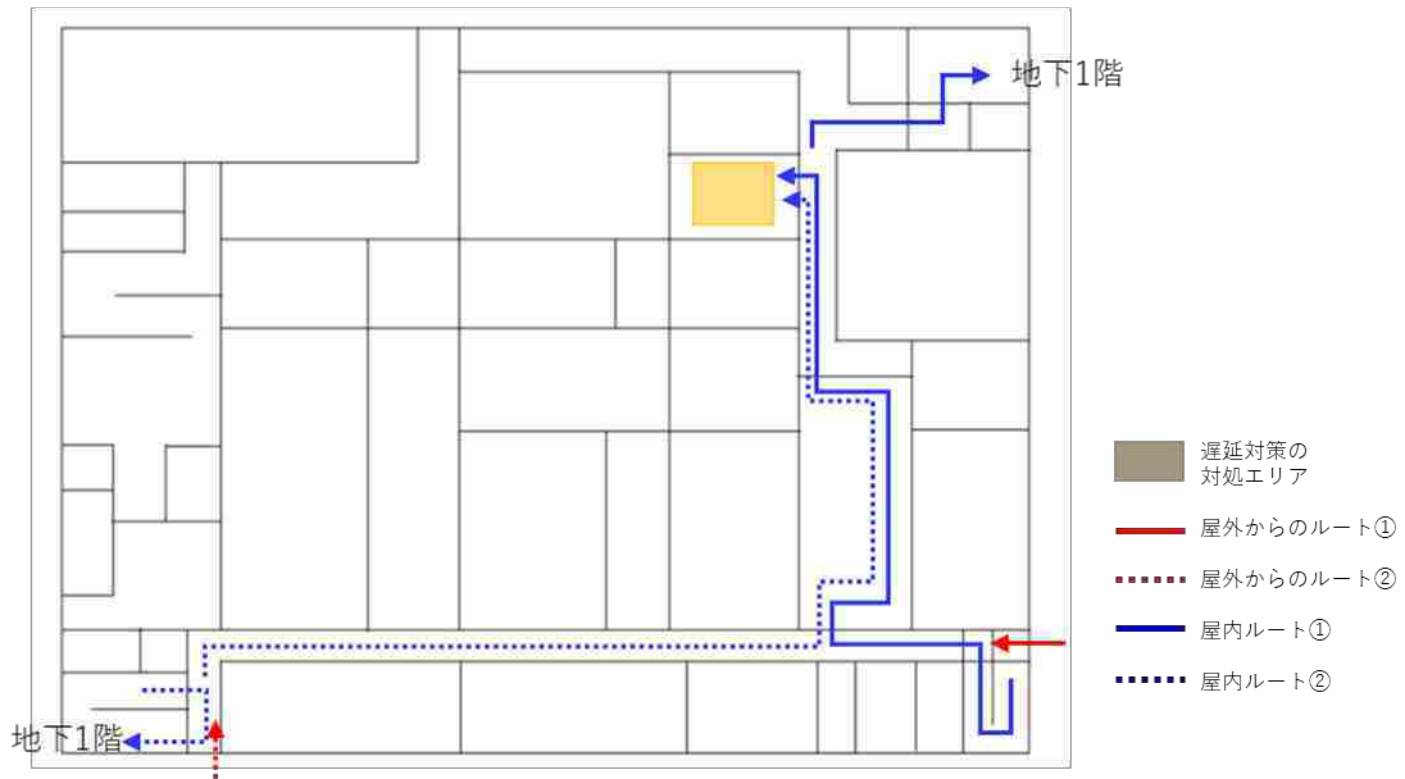


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (3/4)

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟 2階

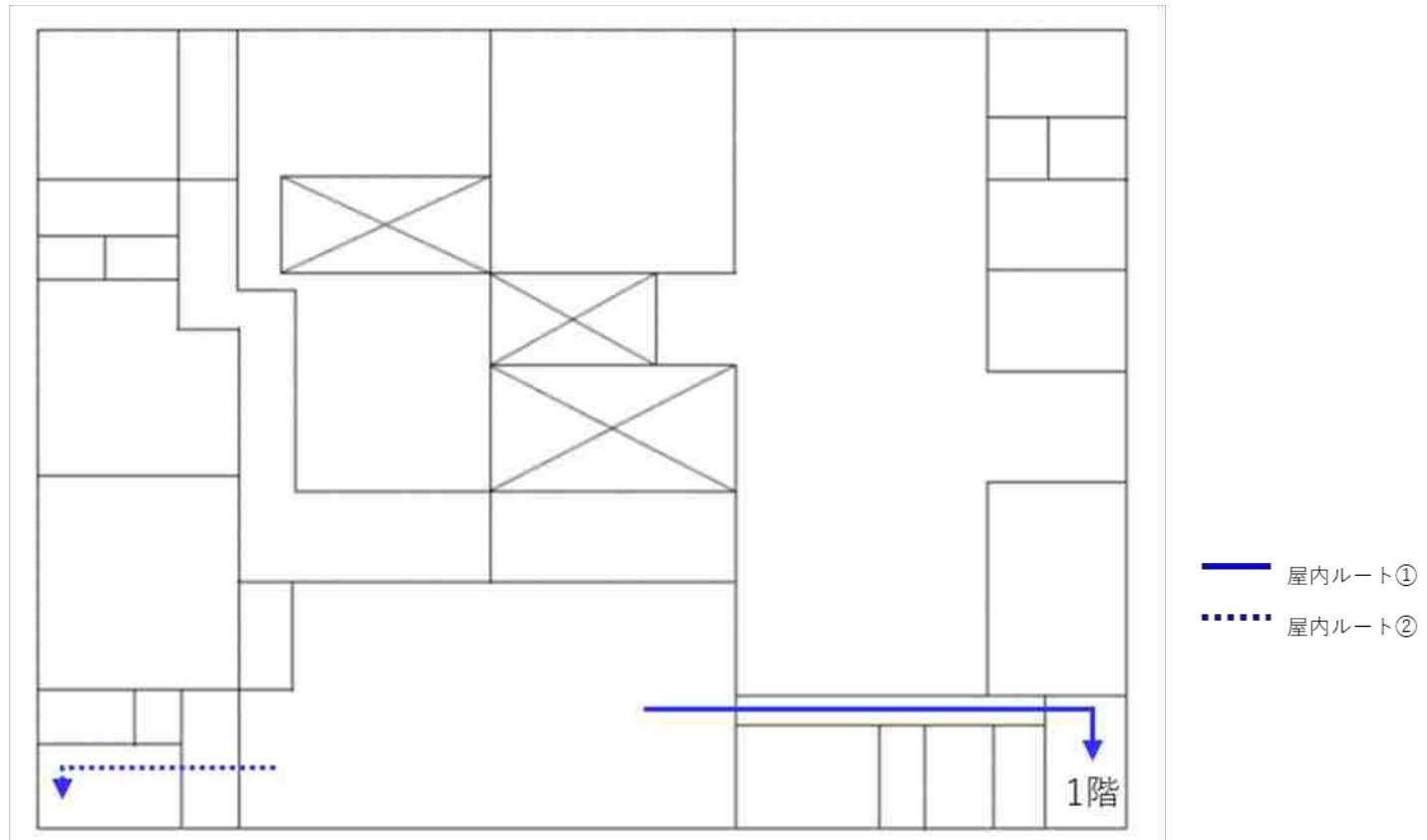


図 3-3-4-1 建家内のアクセスルート (4/4)

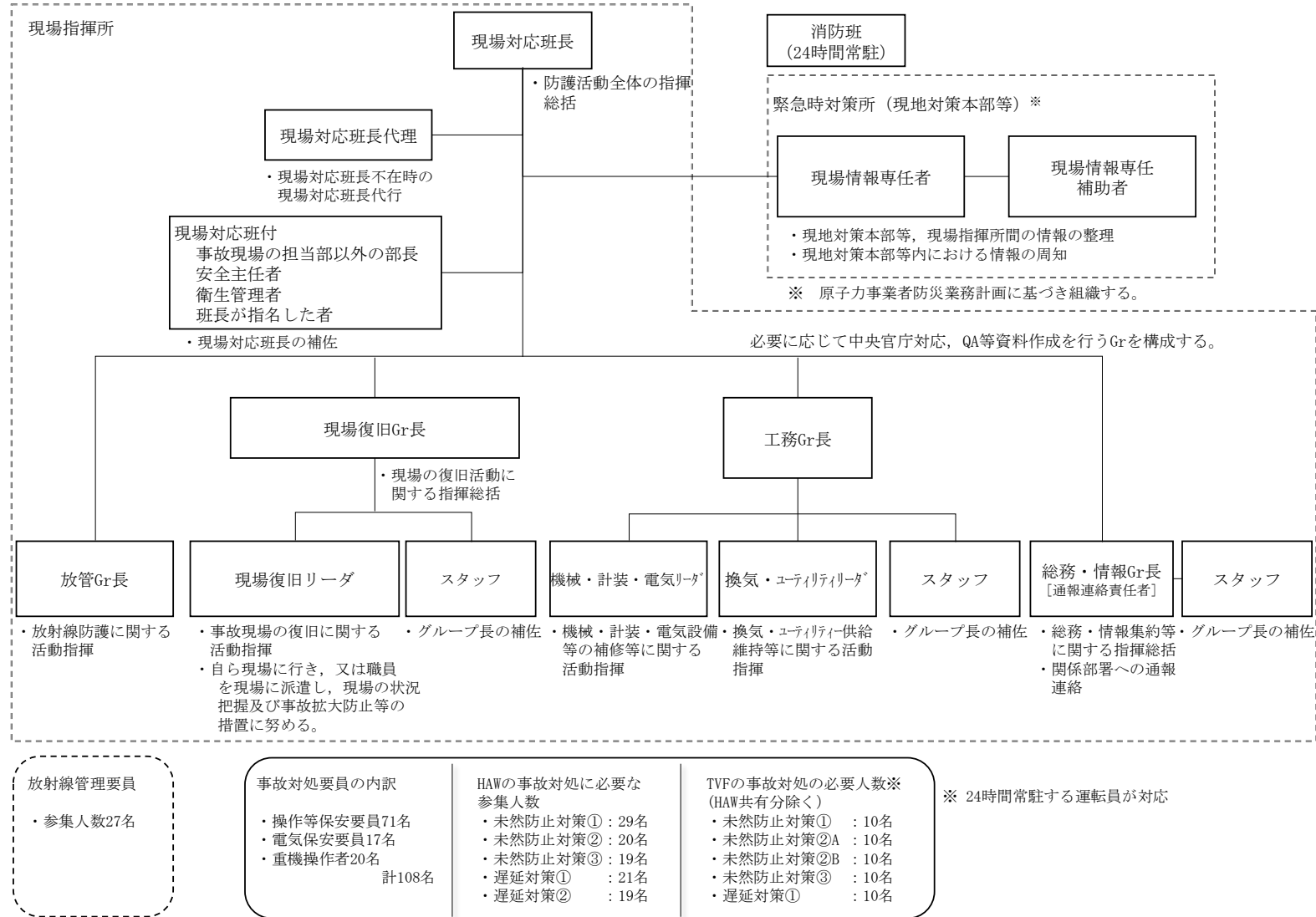


図 3-5-1 事故対処の体制図 (現場対応班)



表 3-3-2-1 事故対処設備の燃費

事故対処設備	燃費 [L/h]	備考
エンジン付きポンプ	約 1.4	「定格出力 (4.3 kW) × 燃料消費量 <sup>※1</sup> (0.323 L/kW-h)」より算出
可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (通信設備用)	約 1.7	機器仕様
可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	約 1.7	機器仕様

※1：建設工事標準歩掛 改訂 56 版（一般財団法人 建設物価調査会）より引用

（注）高放射性廃液貯蔵場（HAW）共用分は除く。

表 3-3-2-2 遅延対策②-1 における燃料の必要量

用途	設備	燃料の必要量			
		①燃費 [m <sup>3</sup> /h/台]	②使用時間 [h]	③台数 [台]	必要量 [m <sup>3</sup> ] (①×②×③)
冷却水の供給	エンジン付きポンプ	0.0014	4 (対策1回分の稼働時間)	3	0.02
冷却水の供給	可搬型発電機 (可搬型コンプレッサー用)	0.0017	20 (対策1回分の稼働時間)	2	0.07
通信機器の充電	可搬型発電機 (通信機器用)	0.0017	168 (7日間)	1	約0.29
計測系 監視機器の充電	可搬型発電機 (可搬型モニタリング設備用)	0.0017	168 (7日間)	1	約0.29
合計必要量					約1

(注) 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 共用分は除く。

表 3-3-3-1 遅延対策②-1 において使用する主な恒設の事故対処設備

	設備	設備場所	数量	備考
1	純水貯槽 (G85V20)	TVF 3F	1	容量 : 17.2 m <sup>3</sup>
2	洗浄液調整槽 (G01V12)	TVF 1F	1	容量 : 0.4 m <sup>3</sup>



表 3-3-3-2 遅延対策②-1 において使用する主な可搬型事故対処設備

	設備	保管場所	使用場所	数量	備考
1	不整地運搬車 (ドラム缶運搬用)	南東地区	PCDF駐車場※ ～燃料貯槽	1	最大積載本数：9 本
2	消防ポンプ車	消防車庫	>T.P.+15 m	1	圧力：>0.187 MPa 揚程：>18.7 m 流量：>200 L/min
3	エンジン付きポンプ	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	最大流量：60 m <sup>3</sup> /h 最大揚程：30 m
4	エンジン付きポンプ	TVF建家内	TVF外廻り	1	流量：6.1 m <sup>3</sup> /h (流量は実測値) 揚程：約22 m (TVF屋上 EL約22 m)
5	給水ポンプ	TVF建家内	TVF建家内	1	最高吐出圧力：0.7 MPa 揚程：3 m 流量：0.7 m <sup>3</sup> /h (流量及び揚程は実測値)
6	組立水槽	TVF建家内	PCDF駐車場※	1	容量：5 m <sup>3</sup>
7	組立水槽	TVF建家内	TVF外廻り	1	容量：5 m <sup>3</sup>
8	組立水槽	TVF建家内	TVF建家内	1	容量：1 m <sup>3</sup>
9	消防ホース (屋外用)	TVF建家内	所内水源～TVF外廻り (最長約1280 m)	64	65A 20 m
10	消防ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF外廻り～TVF建家内 (約80 m)	4	65A 20 m
11	給水用ホース (屋内用)	TVF建家内	TVF建家内 (約200 m)	10	15A 20 m
12	分岐付ヘッダー	TVF建家内	TVF建家内	1	入口側：メカ7"×1 出口側：ホ"ルハ"ル7"×7 15Aメカ7"×7
13	コンプレッサー	TVF建家内	TVF建家内	1	電源：AC100 V 使用最高圧力：約0.8 MPa
14	コンプレッサー用発電機	TVF建家内	TVF外廻り	1	定格出力：3.0 kVA 定格電圧：100 V
15	圧空供給設備	TVF建家内	TVF建家内	1	定格圧力：0.7 MPa

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部  
※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-3 遅延対策②-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（重機，通信設備等）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	ホイールローダ	PCDF駐車場※	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (29.9PS) 標準バケット容量：0.09 m <sup>3</sup>
2	油圧ショベル	PCDF駐車場※	<T. P. +15 m	1	エンジン定格出力：22 kW (30PS) 標準バケット容量：0.4 m <sup>3</sup>
3	エンジン付きライト	PCDF駐車場※	所内	7	ランプ電力 1000[W]
4	可搬型発電機 (通信機器の充電用)	TVF建家内	所内	1	約3 kVA
5	MCA 携帯型無線機	TVF建家内	所内	1	送信出力：2 W
6	衛星電話	TVF建家内	所内	1	—
7	簡易無線機	TVF建家内	所内	4	送信出力：5 W
8	トランシーバ	TVF建家内	所内	6	—

下線部は高放射性廃液貯蔵場(HAW)と共用部

※PCDF駐車場:プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場

表 3-3-3-4 遅延対策②-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（計装設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型温度測定設備	TVF建家内	TVF建家内	2	G11V10, V20で1個使用 E12E10, V12, V14で1個使用
2	可搬型液位測定設備 (G11V10, V20)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
3	可搬型液位測定設備 (G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	2	各貯槽1個使用
4	可搬型液位測定設備 (G12V14)	TVF建家内	TVF建家内	1	各貯槽1個使用
5	可搬型密度測定設備 (G11V10, V20/G12E10, V12)	TVF建家内	TVF建家内	4	各貯槽1個使用

表 3-3-3-5 遅延対策②-1 において使用する主な可搬型事故対処設備（放射線管理設備）

	設備	保管場所	使用場所	基数	備考
1	可搬型トリチウムカーボンサンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C
2	可搬型ガスモニタ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： <sup>85</sup> Kr
3	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ	TVF建家内	TVF建家内	1	測定対象核種： $\alpha$ , $\beta$ , <sup>131</sup> I, <sup>129</sup> I
4	放射線管理設備用可搬型発電機	TVF建家内	TVF建家内	1	出力 100 V 30 A

高放射性廃液貯蔵場(HAW)における  
高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書

## 1. 高放射性廃液貯蔵所(HAW)における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保有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 1-1-1 に示す。

表 1-1-1 高放射性廃液貯槽が保有する高放射性廃液の温度上昇推移に係る主要評価条件

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> ]	構造材 の質量 M [kg]	構造材 の比熱 C <sub>2</sub> [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 <sub>1</sub> [J/kg/K]	高放射性 廃液の硝 酸濃度 [mol/L]	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]
		計算値	実測値	設計値	文献値	実測値	計算値	設定値	計算値	設定値
272V31	ステンレ ス鋼	694	55.0	53000	499	1203	2930	2	102	35
272V32	ステンレ ス鋼	872	65.6	53000	499	1211	2930	2	102	35
272V33	ステンレ ス鋼	605	69.2	53000	499	1249	2930	2	102	35
272V34	ステンレ ス鋼	834	74.9	53000	499	1228	2930	2	102	35
272V35	ステンレ ス鋼	958	71.6	53000	499	1244	2930	2	102	35

## 1.2 評価方法

高放射性廃液貯槽が保有する高放射性廃液の沸騰到達時間評価は、解析コードを用いず、簡便な計算により算出する。高放射性廃液の沸騰時間の評価に当たっては、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(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すことで評価する。沸騰到達時間の算出式を以下に示す。

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

t[h] : 沸騰到達時間

$\rho$  [kg/m<sup>3</sup>] : 高放射性廃液の密度

V[m<sup>3</sup>] : 貯蔵量

C<sub>1</sub>[J/kg/K] : 高放射性廃液の比熱

M[kg] : 構造材の質量

C<sub>2</sub>[J/kg/K] : 構造材の比熱

T<sub>a</sub>[°C] : 高放射性廃液の沸点

T<sub>o</sub>[°C] : 高放射性廃液の初期温度

Q[W/m<sup>3</sup>] : 高放射性廃液の発熱密度

### 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、2930 J/kg/K(0.7 kcal/kg/K)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/K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。高放射性廃液の沸騰は、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 (2 mol/L) のみを考慮することとし、高放射性廃液では 102 °C とする。

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

$\Delta\theta_b$  : 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 高放射性廃液の発熱量の設定

#### 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 体ごとの核分裂生成物及びマイナーアクチノイド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、使用済燃料中の核分裂生成物及びマイナーアクチノイド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 及び 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出した。

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、各核種の崩壊時に発生するエネルギー (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

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		
272V32	H31. 4. 9	74. 7		
272V33	H25. 11. 18	82. 1		
272V34	H31. 4. 10	78. 1		
272V35	H29. 12. 12	75. 9		

表 1-2-3 U 及び Pu の同位体組成の分析値

貯槽	分析日	同位体組成 [%]								
		U-234	U-235	U-236	U-238	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
272V31	H27. 10. 19									
272V32	H31. 4. 9									
272V33	H25. 11. 18									
272V34	H31. 4. 10									
272V35	H29. 12. 12									

表 1-2-4 各核種の放射能量 (2020 年 8 月 31 日時点)

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	5.11E-14	1.14E-13	2.17E-14	5.56E-14	3.59E-14
Nb-95	1.11E-13	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	3.80E+12	4.31E+12
Cs-134	5.19E+13	5.77E+13	2.46E+13	4.42E+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	1.38E+17	2.07E+17	2.28E+17
Ce-141	1.06E-43	2.37E-43	4.50E-44	1.16E-43	7.47E-44
Ce-144	2.73E+09	5.41E+09	1.16E+09	2.54E+09	1.54E+09
Pr-144	2.73E+09	5.41E+09	1.16E+09	2.54E+09	1.54E+09
Pm-147	1.60E+14	2.21E+14	8.47E+13	1.72E+14	1.88E+14
Sm-151	2.53E+15	3.60E+15	3.37E+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	8.84E+13	4.60E+13	9.05E+13	1.13E+14
U-234 <sup>※1</sup>					
U-235 <sup>※1</sup>					
U-236 <sup>※1</sup>					
U-238 <sup>※1</sup>					
Np-237	6.91E+11	9.84E+11	8.39E+11	1.20E+12	1.29E+12
Pu-238 <sup>※1</sup>					
Pu-239 <sup>※1</sup>					
Pu-240 <sup>※1</sup>					
Pu-241 <sup>※1</sup>					
Pu-242 <sup>※1</sup>					
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能量は、直近の分析結果を基に算定 [単位: Bq]

※2:Am-241の放射能量は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/h/Bq]	核種	1 Bq 当たりの発熱量 [kcal/h/Bq]
Sr-89	8.02E-14	Pm-147	8.68E-15
Sr-90	2.73E-14	Sm-151	2.75E-15
Y-90	1.28E-13	Eu-154	2.06E-13
Zr-95	1.17E-13	Eu-155	1.96E-14
Nb-95	1.11E-13	Np-237	6.83E-13
Rh-103m	5.51E-15	Am-241	7.76E-13
Ru-103	7.69E-14	Cm-242	8.56E-13
Ru-106	1.38E-15	Cm-244	8.13E-13
Rh-106	2.27E-13	U-234	6.69E-13
Te-125m	1.98E-14	U-235	6.09E-13
Sb-125	7.42E-14	U-236	6.29E-13
Cs-134	2.40E-13	U-238	5.90E-13
Ba-137m	9.12E-14	Pu-238	7.70E-13
Cs-137	2.40E-14	Pu-239	7.16E-13
Ce-141	3.18E-14	Pu-240	7.24E-13
Ce-144	1.54E-14	Pu-241	7.20E-16
Pr-144	1.78E-13	Pu-242	6.86E-13

表 1-3-1 高放射性廃液の沸騰到達時間 (2020年8月31日時点)

貯槽	沸騰到達時間[h]
272V31	107
272V32	84
272V33	124
272V34	88
272V35	77

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  
高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書

## 1. ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の沸騰到達時間

### 1.1 評価条件

ガラス固化技術開発施設（TVF）の受入槽等の各槽が内包する高放射性廃液において、受入槽及び回収液槽については、ガラス固化処理運転中の液量（実績：添付資料 6-1-2-4-1 「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）及び回収液槽（G11V20）の据付ボルトのせん断強度と安全裕度の向上に関する検討について」に記載した液量制限値）を使用し、濃縮器、濃縮液槽及び濃縮液供給槽については、ガラス固化処理の基本的なタイムチャートに基づき設定した工程内最大液量を使用する。また、発熱量及び密度については、今後ガラス固化技術開発施設（TVF）に受入予定の高放射性廃液で最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽（272V35）に貯蔵している高放射性廃液の値（2020年8月31日時点）を使用する。受入槽等が内包する高放射性廃液の温度上昇推移に係る主要評価条件を表 1-1-1 に示す。

表 1-1-1 受入槽等が内包する高放射性廃液の温度上昇推移に係る主要評価条件

名称	各槽の 材質	発熱密度 Q [W/m <sup>3</sup> ]	液量 V [m <sup>3</sup> ]	構造材 の質量 M [kg]	構造材 の比熱 C <sub>2</sub> [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 <sub>1</sub> [J/kg/K]	高放射性廃液 の硝酸濃度※ [mol/L]	高放射性廃液 の沸点 T <sub>a</sub> [°C]	高放射性廃液 の初期温度 T <sub>0</sub> [°C]
		計算値	設定値	設計値	文献値	設定値	計算値	設定値	計算値	設定値
受入槽 G11V10	ステンレス鋼	958	5.5	9130	499	1244	2930	2	102	35
回収液槽 G11V20	ステンレス鋼	1437	5.5	9090	499	1244	2930	2	102	35
濃縮液槽 G12V12	ステンレス鋼	1437	1.38	2055	499	1244	2930	2	102	35
濃縮液供給槽 G12V14	ステンレス鋼	1437	0.84	1260	499	1244	2930	2	102	35
濃縮器 G12E10	チタン	1437	0.36	820	528	1244	2930	2	102	35

※ 硝酸濃度は、「添四別紙 1-1-26 高放射性廃液貯蔵場（HAW）における高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、今後ガラス固化技術開発施設（TVF）でガラス固化する予定の高放射性廃液のうち、最も発熱密度の高い高放射性廃液貯蔵槽 272V35 の値から設定した



## 1.2 評価方法

受入槽等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高放射性廃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。

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

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

### ①比熱の設定

比熱は、今後ガラス固化技術開発施設 (TVF) でガラス固化する予定の高放射性廃液の値とするため、「添四別紙 1-1-26 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) における高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から以下のとおり設定した。

高放射性廃液の比熱は以下の式<sup>1)</sup>を用いて算出し、2930 J/kg/K (0.7 kcal/kg/K) 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/K] : 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、濃縮器以外はステンレス鋼であることから、濃縮器以外の構造材の比熱は 499 J/kg/K を設定した。濃縮器はチタンであることから、構造材の比熱は 519 J/kg/K を設定した。

### ②沸点の設定

沸点は、今後ガラス固化技術開発施設 (TVF) でガラス固化する予定の高放射性廃液の値とするため、「添四別紙 1-1-26 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) における高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から以下のとおり設定した。

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、管理目標 (10 °C ~ 35 °C) の最大値 35 °C に設定した。

### ④高放射性廃液の発熱量の設定

受入槽及び回収液槽の発熱密度は、「添四別紙 1-1-26 高放射性廃液貯蔵場 (HAW) における高放射性廃液の沸騰到達時間の計算書」から、今後ガラス固化技術開発施設 (TVF) でガラス固化する予定の高放射性廃液のうち、最も発熱密度の高い高放射性廃液貯槽 272V35 の値を用いた。

濃縮器、濃縮液槽及び濃縮液供給槽の発熱密度は、04~07CP, 16-1CP, 17-1CP 及び 19-1CP の受入実績から平均濃縮倍率 (1.5 倍) を高放射性廃液貯槽 (272V35) の発熱密度に乗じた値とした。

密度については、04~07CP, 16-1CP, 17-1CP 及び 19-1CP の実績より、今回設定した高放射性廃液貯槽 272V35 の値と同等として評価した。

## 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

表 1-3-1 高放射性廃液の沸騰到達時間(ガラス固化処理運転中想定)

貯槽	沸騰到達時間[h]
G11V10	86
G11V20	57 <sup>※1</sup>
G12E10	26 <sup>※2</sup>
G12V12	56
G12V14	56

※1 濃縮器, 濃縮液槽, 濃縮液供給槽からの回収液を保有している場合

※2 濃縮操作中に全動力電源喪失が起こった場合, 濃縮器停止操作として 0.2 m<sup>3</sup> 給水後の再沸騰到達時間

高放射性廃液貯蔵場（HAW）における  
高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の計算書

## 1. 高放射性廃液貯蔵場（HAW）における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

高放射性廃液貯蔵場（HAW）の高放射性廃液貯槽（272V31～272V35）が保有する高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量について評価を行う。

### 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）又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>] と実際の伝熱面積  $A_r$  [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	[J/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。

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

総括伝熱係数の算出に用いるパラメータ		
h <sub>o</sub>	[W/m <sup>2</sup> 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<sub>o</sub> [W/m<sup>2</sup>K] は下式で表される。

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

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

(Gr<sub>o</sub>×Pr<sub>o</sub>=10<sup>4</sup>~10<sup>9</sup> 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 ( $= C_o \times \mu_o / \lambda_o$ )
$Gr_o$	—	内包液のグラスホフ数 ( $= g \times d^3 \times \rho_o^2 \times \beta \times (T - T_w) / \mu_o^2$ )
$g$	[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/ms]	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
$d$	[m]	冷却コイル内径

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] は下式で表される。

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

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)

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

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) ( $=C_i \times \mu_i / \lambda_i$ )
$u$	[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とおり。

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



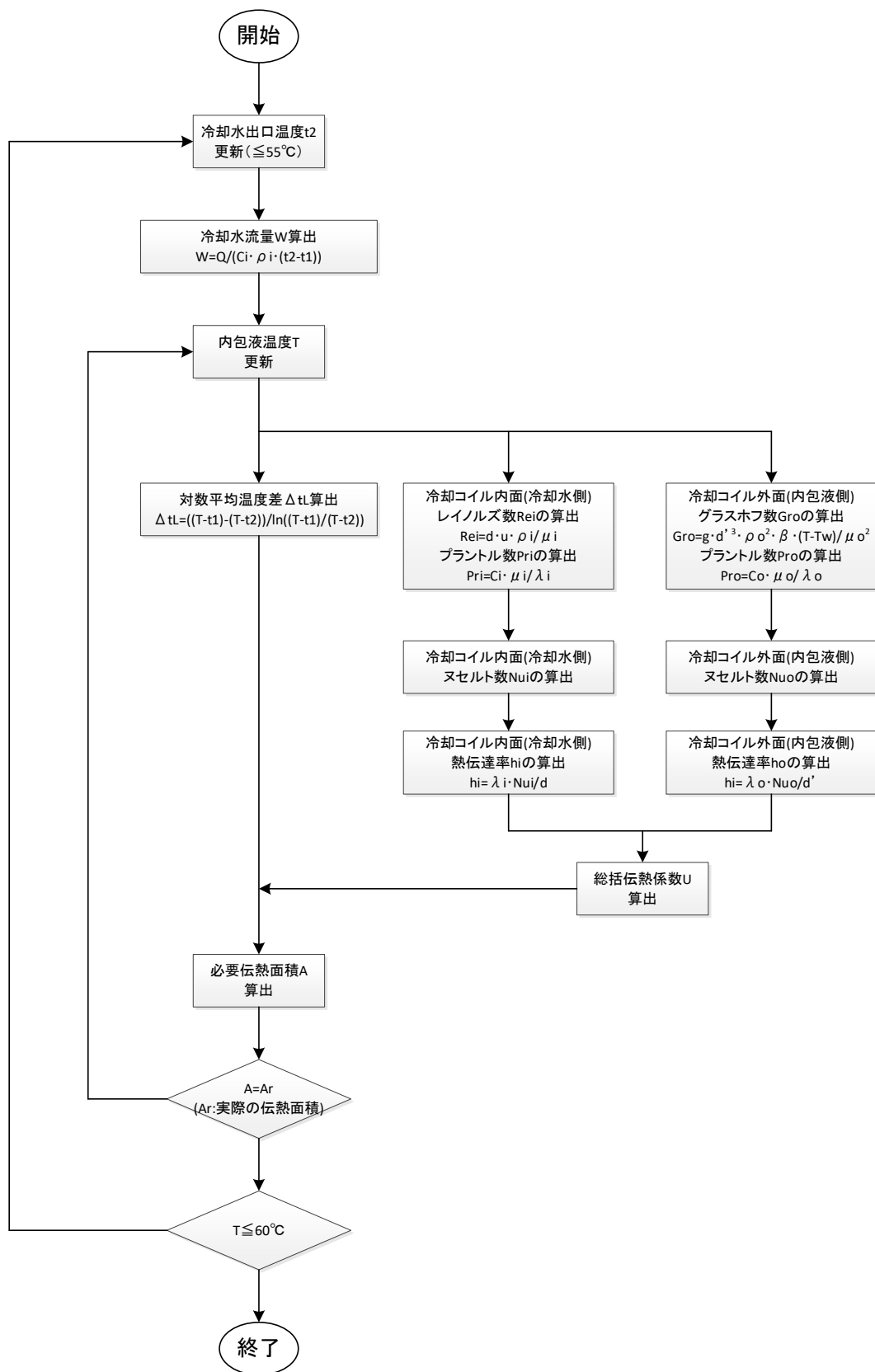


図 1-4-1 冷却水流量の評価フロー

表 1-3-1 HAW 貯槽の発熱量(2020 年 8 月 31 日時点)

貯槽	貯蔵量[m <sup>3</sup> ]	発熱密度[W/m <sup>3</sup> ]	発熱量[kW]
	実測値	計算値	計算値
272V31	55.0	694	38.1
272V32	65.6	872	57.2
272V33	69.2	605	41.9
272V34	74.9	834	62.5
272V35	71.6	958	68.6

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	備考
1	発熱密度	P	W/m <sup>3</sup>	694	872	605	834	958	計算値
2	内包液量	V	m <sup>3</sup>	55.0	65.6	69.2	74.9	71.6	実測値
3	冷却水入口温度	t <sub>1</sub>	°C	35.0	35.0	35.0	35.0	35.0	設定値
4	内包液の比熱	C <sub>o</sub>	J/kgK	2930	2930	2930	2930	2930	計算値
5	内包液の密度	ρ <sub>o</sub>	kg/m <sup>3</sup>	1203	1211	1249	1228	1244	実測値
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	計算値
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	計算値
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	設計値
9	冷却コイルの熱伝導率	d	W/mK	16.3	16.3	16.3	16.3	16.3	設計値
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	設計値
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	設計値
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	1860	1860	1860	1860	1860	設計値
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	設計値

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	990.1	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	62.5	68.6
2	内包液温度	T	°C	57.0	56.6	56.2	56.3	56.6
3	冷却水出口温度	t <sub>2</sub>	°C	55.0	55.0	55.0	55.0	55.0
4	対数平均温度差	$\Delta t_L$	°C	8.37	7.73	6.89	7.17	7.68
5	冷却水流量	W	m <sup>3</sup> /h	1.7	2.5	1.8	2.7	3.0
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>	°C	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+06	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>	-	2.09E+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

ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟  
における高放射性廃液の除熱に必要な冷却水流量の計算書

## 1. ガラス固化技術開発施設（TVF）における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

ガラス固化技術開発施設（TVF）で高放射性廃液を保有する受入槽（G11V10）、回収液槽（G11V20）、濃縮器（G12E10）、濃縮液槽（G12V12）及び濃縮液供給槽（G12V14）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

受入槽等が内包する溶液の発熱量を表 1-3-1 に示す。

受入槽等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）又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

#### 1.4.1 冷却コイル（受入槽，回収液槽）

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>] と実際の伝熱面積  $A_r$  [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	[J/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。

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

総括伝熱係数の算出に用いるパラメータ		
h <sub>o</sub>	[W/m <sup>2</sup> 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<sub>o</sub> [W/m<sup>2</sup>K] は下式で表される。

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

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

(Gr<sub>o</sub>×Pr<sub>o</sub>=10<sup>4</sup>~10<sup>9</sup>の場合)

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

(Gr<sub>o</sub>×Pr<sub>o</sub>>10<sup>9</sup>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 ( $=C_o \times \mu_o / \lambda_o$ )
$Gr_o$	—	内包液のグラスホフ数 ( $=g \times d'^3 \times \rho_o^2 \times \beta \times (T - T_w) / \mu_o^2$ )
$g$	[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
$T$	[°C]	内包液の温度
$\mu_o$	[kg/ms]	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
$d'$	[m]	冷却コイル外径

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] は下式で表される。

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

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)

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

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) ( $=C_i \times \mu_i / \lambda_i$ )
$u$	[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. 4. 2 冷却ジャケット (濃縮器, 濃縮液槽及び濃縮液供給槽)

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  $A$  [ $m^2$ ] と実際の伝熱面積  $A_r$  [ $m^2$ ] が等しくなる定常状態での冷却水流量  $W$  [ $m^3/h$ ] 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  $U$  [ $W/m^2K$ ] 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  $\Delta t_L$  [ $^{\circ}C$ ] 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	[J/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。

$$\frac{1}{U} = \frac{1}{h_i} + r_i + \frac{ts}{\lambda} + r_o + \frac{1}{h_o}$$

総括伝熱係数の算出に用いるパラメータ		
h <sub>o</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却ジャケット外面 (内包液側) の熱伝達率
h <sub>i</sub>	[W/m <sup>2</sup> K]	冷却ジャケット内面 (冷却水側) の熱伝達率
ts	[m]	貯槽厚さ
λ	[W/mK]	冷却ジャケットの熱伝導率
r <sub>o</sub>	[m <sup>2</sup> K/W]	冷却ジャケット外面 (内包液側) の汚れ係数
r <sub>i</sub>	[m <sup>2</sup> K/W]	冷却ジャケット内面 (冷却水側) の汚れ係数

ここで、冷却ジャケット外面（内包液側）の熱伝達率  $h_o$  [W/m<sup>2</sup>K] は下式で表される。

$$h_o = \frac{\lambda_o \times Nu_o}{l}$$

冷却ジャケット外面（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)

$$Nu_o = 0.59 \times (Gr_o \times Pr_o)^{\frac{1}{4}}$$

( $Gr_o \times Pr_o > 10^9$  の場合)

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

冷却ジャケット外面内包液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 ( $= C_o \times \mu_o / \lambda_o$ )
$Gr_o$	—	内包液のグラスホフ数 ( $= g \times l^3 \times \rho_o^2 \times \beta \times (T - T_w) / \mu_o^2$ )
$g$	[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]	内包液のジャケット壁面温度
$T$	[°C]	内包液の温度
$\mu_o$	[kg/ms]	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
$l$	[m]	ジャケット高さ

また、冷却ジャケット内面（冷却水側）の熱伝達率  $h_i$  [W/m<sup>2</sup>K] は下式で表される。

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

$$Nu_i = \frac{0.03(Re)^{0.75}(Pr)}{1 + 1.74(Re)^{-\frac{1}{8}}(Pr - 1)}$$

冷却水側のヌセルト数の算出に用いるパラメータ		
Re	—	冷却ジャケットのレイノルズ数 (= $(D_e \times \rho_i / (\mu_i \times 3600)) \times (VA+VB)$ )
Pr	—	冷却水のプラントル数（平均温度における値） (= $C_i \times \mu_i / \lambda_i$ )
$\mu_i$	[kg/ms]	冷却水の粘度（平均温度における値）
$\lambda_i$	[W/mK]	冷却水の熱伝導率（平均温度における値）
$\rho_i$	[kg/m <sup>3</sup> ]	冷却水の密度
$C_i$	[J/kgK]	冷却水の比熱
VA	[m/h]	ジャケット内の流速
VB	[m/h]	ジャケット流体の温度上昇による流速の平均値
$D_e$	[m]	ジャケット相当径

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。

受入槽等の冷却コイル又は冷却ジャケットへの通水に必要な冷却水の合計流量は約 2.0 m<sup>3</sup>/h であった。各貯槽に必要な流量は以下のとおり。

受入槽 (G11V10)	約 0.46 m <sup>3</sup> /h
回収液槽 (G11V20)	約 0.69 m <sup>3</sup> /h
濃縮器 (G12E10)	約 0.31 m <sup>3</sup> /h
濃縮液槽 (G12V12)	約 0.34 m <sup>3</sup> /h
濃縮液供給槽 (G12V14)	約 0.20 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

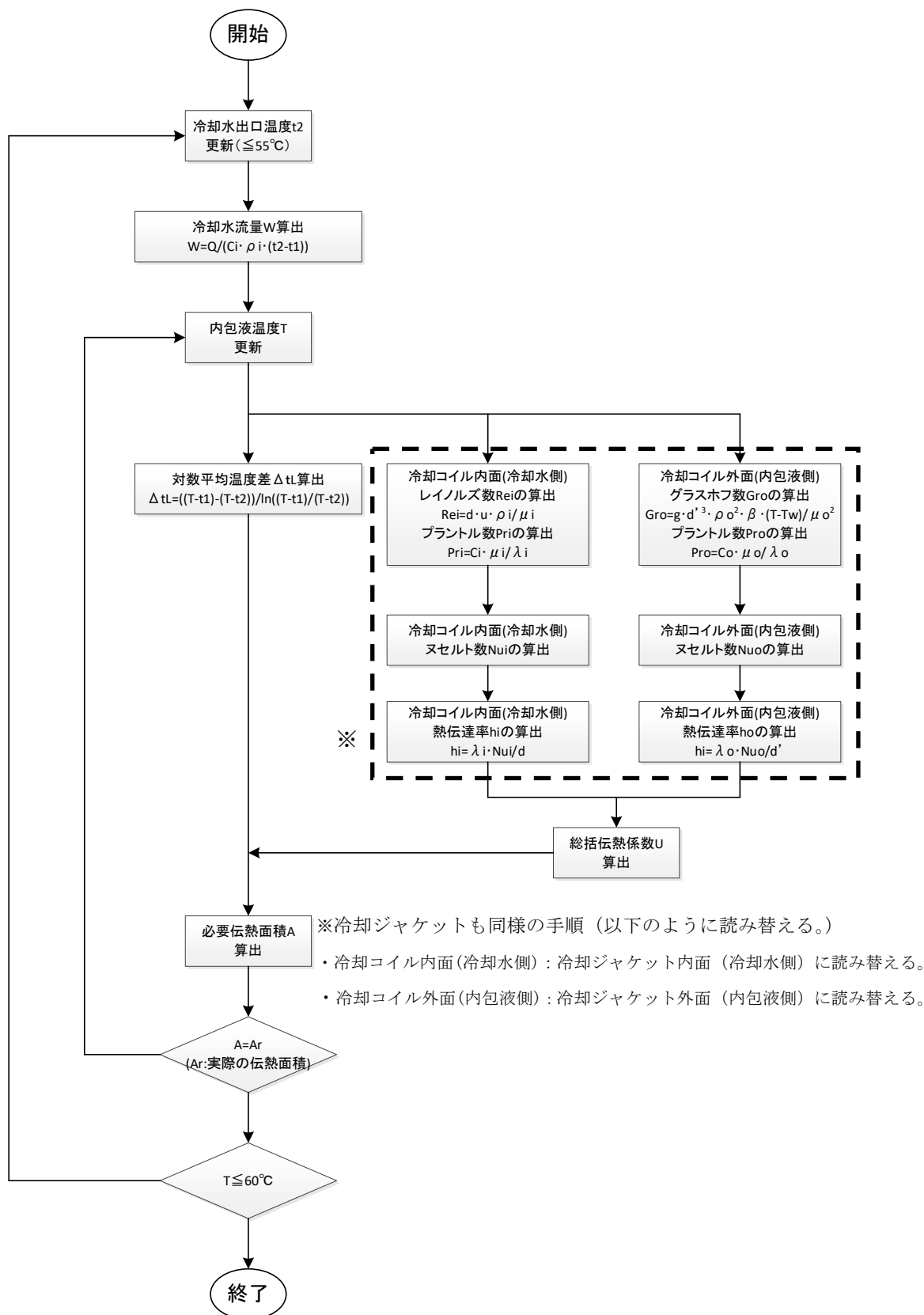


図 1-4-1 冷却水流量の評価フロー(冷却コイルの場合)

表 1-3-1 受入槽等の発熱量(設計容量)

貯槽等	保有量[m <sup>3</sup> ]	発熱密度[W/m <sup>3</sup> ]	発熱量[kW]
	設計値	計算値	計算値
G11V10	11.0	958.0	10.5
G11V20	11.0	1437.0	15.8
G12E10	1.4	1437.0	2.0
G12V12	1.5	1437.0	2.2
G12V14	0.9	1437.0	1.3



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	G11V10	G11V20	G12E10	G12V12	G12V14	備考
1	発熱密度	P	W/m <sup>3</sup>	958.0	1437.0	1437.0	1437.0	1437.0	計算値
2	内包液量	V	m <sup>3</sup>	11.0	11.0	1.4	1.5	0.9	設計値
3	冷却水入口温度	t <sub>1</sub>	℃	35.0	35.0	35.0	35.0	35.0	設定値
4	内包液の比熱	C <sub>o</sub>	J/kgK	2931	2931	2931	2931	2931	計算値
5	内包液の密度	ρ <sub>o</sub>	kg/m <sup>3</sup>	1244	1244	1244	1244	1244	実測値
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	計算値
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	計算値
8	冷却コイル厚さ*1	L	m	0.0037	0.0037	0.012	0.012	0.012	設計値
9	冷却コイルの熱伝導率*1	d	W/mK	16.3	16.3	16.3	16.3	16.3	設計値
10	冷却コイル外径*2	d'	m	4.86E-02	4.86E-02	1.02E+00	1.33E+00	8.74E-01	設計値
11	冷却コイル内径*2	d	m	4.12E-02	4.12E-02	9.24E-01	1.23E+00	7.74E-01	設計値
12	冷却コイル外面(内包液側)の汚れ係数*3	h <sub>so</sub> *3	W/m <sup>2</sup> K	1860	1860	1860	1860	1860	設計値
13	冷却コイル内面(冷却水側)の汚れ係数*4	h <sub>si</sub> *4	W/m <sup>2</sup> K	3488	3488	3488	3488	3488	設計値

\*1 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については貯槽の厚さ/熱伝導率

\*2 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については冷却ジャケットの外径/内径

\*3 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については冷却ジャケット外面(内包液側)の汚れ係数の逆数(1/ro)

\*4 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については冷却ジャケット内面(冷却水側)の汚れ係数の逆数(1/ri)

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	990.1	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	G11V10	G11V20	G12E10	G12V12	G12V14
1	発熱量	Q	kW	10.5	15.8	2.0	2.2	1.3
2	内包液温度	T	℃	55.6	55.9	53.1	43.0	42.1
3	冷却水出口温度	t <sub>2</sub>	℃	55.0	55.0	40.6	40.6	40.6
4	対数平均温度差	$\Delta t_L$	℃	5.6	6.4	15.1	4.6	3.5
5	冷却水流量	W	m <sup>3</sup> /h	0.46	0.69	0.31	0.34	0.20
6	総括伝熱係数	U	W/m <sup>2</sup> K	99.9	130.6	104.1	81.5	80.0
7	内包液のコイル壁面温度 <sup>*1</sup>	T <sub>w</sub>	℃	53.5	53.0	48.3	41.5	41.0
8	内包液のプラントル数	Pr <sub>o</sub>	-	5.2	5.2	5.2	5.2	5.2
9	内包液のグラスホフ数	Gr <sub>o</sub>	-	4.2E+05	6.75E+05	2.16E+09	1.98E+10	2.87E+10
10	プラントル数とグラスホフ数の積	Gr <sub>o</sub> ×Pr <sub>o</sub>	-	4.20E+05	6.75E+05	1.12E+10	1.03E+11	1.48E+11
11	冷却コイル外面(内包液側)のヌセルト数 <sup>*2</sup>	Nu <sub>o</sub>	-	20.3	22.9	290.5	608.5	688.2
12	冷却コイル外面(内包液側)の熱伝達率 <sup>*3</sup>	h <sub>o</sub>	W/m <sup>2</sup> K	224.0	252.2	378.2	253.9	228.5
13	冷却水のレイノルズ数	Re <sub>i</sub>	-	3.25E+03	4.87E+03	6.48E+03	5.28E+03	5.28E+03

\*1 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については冷却ジャケット外面 (内包液側) 温度

\*2 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については冷却ジャケット外面 (内包液側) のヌセルト数

\*3 : G12E10, G12V12 及び G12V14 については冷却ジャケット外面 (内包液側) の熱伝達率

廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を確保すべき設備  
(事故対処設備)

廃止措置計画用設計地震動（以下「設計地震動」という。）、廃止措置計画用設計津波等によって外部電源やユーティリティの供給が喪失した場合において、高放射性廃液の蒸発乾固を防止するための恒設の事故対処設備を以下のとおり整理した。これらの設備及び系統について、設計地震動に対して耐震性を確保する。なお、これらの設備及び系統には、それらの機能の維持に必要な電気及び計装制御設備を含むものとする。また、設備の荷重を直接受ける直接支持構造物と直接支持構造物が取り付く建家（間接支持構造物）についても耐震性確保の対象とする。

#### 1. 高放射性廃液貯蔵場（HAW）

高放射性廃液貯蔵場（HAW）に係る事故対処設備として耐震性を確保すべき設備は、未然防止対策①～③及び遅延対策①～②において使用する恒設設備であり、一次系冷却水系統及び二次系冷却水系統に外部から消防ポンプ車や可搬型エンジン付きポンプを用いて冷却水を供給するために設けられる接続ノズル、移動式発電機を接続するための緊急電源接続盤等が該当する。また、高放射性廃液の沸騰及び蒸発乾固等の緊急時において貯槽等の内圧が上昇した際に廃気系統が内圧により損傷しないように、主排気筒へ緊急放出する系統が該当する。これらの事故対処設備を表 1-1 に示す。

#### 2. ガラス固化技術開発施設（TVF）

ガラス固化技術開発施設（TVF）に係る事故対処設備として耐震性を確保すべき設備は、未然防止対策①～③、遅延対策①～②及び濃縮器への給水（事故時停止操作）において使用する恒設設備であり、冷却水系統（重要系）に外部から消防ポンプ車や可搬型エンジン付きポンプを用いて冷却水を供給するために設けられる接続ノズル、移動式発電機を接続するための緊急電源接続盤等が該当する。また、緊急時において固化セルの内圧が上昇した際にセルのバウンダリが内圧により損傷しないように、第二付属排気筒へ圧力を放出する系統が該当する。これらの事故対処設備を表 2-1 に示す。

### 3. 事故対処設備の機器・配管系の耐震性計算書

以下の事故対処設備の機器・配管系の耐震性計算書を別紙に示す。

添四別紙 1-1-30-1 高放射性廃液貯蔵場(HAW)に係る事故対処設備の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-1-1 高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)に事故対処(遅延対策①)のための希釈水を貯留した場合の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-1-2 緊急電源接続盤(HM-0)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-1-3 外部電源切替盤(H1)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-1-4 外部電源切替盤(H3)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-1-5 外部電源切替盤(H4)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-1-6 配管(蒸気供給系統)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-2 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設備の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-2-1 洗浄液調整槽(G01V12)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-2-2 緊急電源接続盤(VFB2)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-2-3 電源切替盤(CS-7)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-2-4 電源切替盤(CS-11)の耐震性についての計算書

添四別紙 1-1-30-2-5 電源切替盤(CS-12)の耐震性についての計算書

### 4. プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場の事故対処設備の耐震性計算書

事故対処設備のうち、接続端子盤1、接続端子盤2及び地下式貯油槽については、プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)管理棟駐車場に設置する設備であり、今後の当該設備の具体化に応じて詳細化する。

表 1-1 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）に係る事故対処設備）

設備・系統	電気・計装制御等	支持構造物
事故対処設備 高放射性廃液を内蔵する系統 <sup>※1</sup> 及び機器 高放射性廃液貯槽 V31, V32, V33, V34, V35 <sup>※1</sup> 高放射性廃液貯槽（予備貯槽） V36 分配器 D12, D13 <sup>※1</sup> 一次系冷却水系統 <sup>※1</sup> 及び機器 熱交換器 H314, H315, H324, H325, H334, H335 <sup>※1</sup> H344, H345, H354, H355, H364, H365 <sup>※1</sup> 一次系の送水ポンプ P3161, P3162, P3261, P3262, P3361 <sup>※1</sup> P3362, P3461, P3462, P3561, P3562 <sup>※1</sup> P3661, P3662 <sup>※1</sup> P3061, P3062 <sup>※1</sup> 一次系の予備循環ポンプ 二次系冷却水系統 <sup>※1</sup> 及び機器 二次系の送水ポンプ P8160, P8161, P8162, P8163 <sup>※1</sup> 冷却塔 H81, H82, H83 <sup>※1</sup> 蒸気供給系統 緊急放出系統 <sup>※1</sup> 水封槽 V41, V42 <sup>※1</sup> 緊急放出系フィルタユニット F480 <sup>※1</sup>	緊急電源接続盤 HM-0 外部電源切替盤 H1, H3, H4 接続端子盤 1 <sup>※3</sup> 地下式貯油槽 <sup>※3</sup> スチームジェット J362, J363 <sup>※4</sup>	機器等の支持構造物 <sup>※1</sup> 高放射性廃液貯蔵場（HAW）建家 <sup>※1</sup>

※1 添付資料 6-1-2-3-3 「高放射性廃液貯蔵場（HAW）の機器・配管系の耐震性計算書」

※2 添付資料 6-1-2-5-3 「ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の機器・配管系の耐震性計算書」

※3 今後の当該設備の具体化に応じて詳細化する。

※4 添付資料 6-1-2-3-1 「耐震設計基本方針」

表 2-1 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）に係る事故対処設備）

設備・系統	電気・計装制御等	支持構造物
事故対処設備		
高放射性廃液を内蔵する機器		機器等の支持構造物 ※2 ガラス固化技術開発棟建家 ※2
受入槽 G11V10 ※2		
回収液槽 G11V20 ※2		
濃縮器 G12E10 ※2	純水貯槽 G85V20 ※2	濃縮器ラック (G12RK10) ※2
濃縮液槽 G12V12 ※2	洗浄液調整槽 G01V12	濃縮液槽ラック (G12RK12) ※2
濃縮液供給槽 G12V14 ※2		
冷却水（重要系）系統 ※2 及び機器		
冷却器 G83H30, G83H40 ※2	緊急電源接続盤 VFB2	
ポンプ G83P12, G83P22, G83P32, G83P42 ※2	電源切替盤 CS-7, CS-11, CS-12	
冷却塔 G83H10, G83H20 ※2	接続端子盤 2 ※3	
	地下式貯油槽 ※3	
固化セル換気系（圧力放出系） ※2		
排風機 G43K35, G43K36 ※2	圧力上限緊急操作回路 G43PP+001.7 ※2	
フィルタ G43F30, G43F31, G43F32 ※2		

※1 添付資料 6-1-2-3-3 「高放射性廃液貯蔵場（HAW）の機器・配管系の耐震性計算書」

※2 添付資料 6-1-2-5-3 「ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の機器・配管系の耐震計性算書」

※3 今後の当該設備の具体化に応じて詳細化する。



高放射性廃液貯蔵場 (HAW) における  
事故対処設備の耐震性についての計算書

高放射性廃液貯槽の予備貯槽（272V36）に  
事故対処（遅延対策①）のための希釈水を  
貯留した場合の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)に事故対処（遅延対策①：希釈水を予備貯槽(272V36)に貯留し、その希釈水を水源として高放射性廃液貯槽(272V31～V35)へ直接注水することで、発熱密度を低下させ沸騰に至るまでの時間余裕を確保する対策）のための希釈水を貯留した場合の耐震性について、「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」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)の構造強度の評価は、有限要素法（FEM）解析により行い、当該設備に廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

なお、高放射性廃液貯槽(272V31～V35)では、高放射性廃液の貯蔵液量管理（保守的に 90 m<sup>3</sup>程度に設定）による耐震裕度向上に向けた運用を当面の間行うことについて検討を進めているが、その構造強度評価で用いた評価条件と、本資料における高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)の構造強度評価で用いた評価条件の違いを表 2-1 に整理した。

表 2-1 高放射性廃液貯槽(272V31～V35)で貯蔵液量を 90 m<sup>3</sup>に液量管理した場合の評価条件と高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)の評価条件の違い

項目	高放射性廃液貯槽 (272V31～V35)	高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36)
液密度	1.28 (g/cm <sup>3</sup> )	1.0 (g/cm <sup>3</sup> )
液量	90 (m <sup>3</sup> )	120 (m <sup>3</sup> )
胴温度	80 (°C)	40 (°C)
据付ボルト温度	80 (°C)	40 (°C)
総質量	約 168 (t) (=53 t + 1.28 g/cm <sup>3</sup> ×90 m <sup>3</sup> )	約 173 (t) (=53 t + 1.0 g/cm <sup>3</sup> ×120 m <sup>3</sup> )

## 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987 (日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008 (日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1 2012 (日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1 2012 (日本機械学会)

## 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	MPa
Su	JSME S NJ1-2012 Part3 に定める材料の設計引張強さ	MPa

### 3. 評価部位

高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる胴、ラゲ及び据付ボルトとする。高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)の概要図を図3-1に示す。

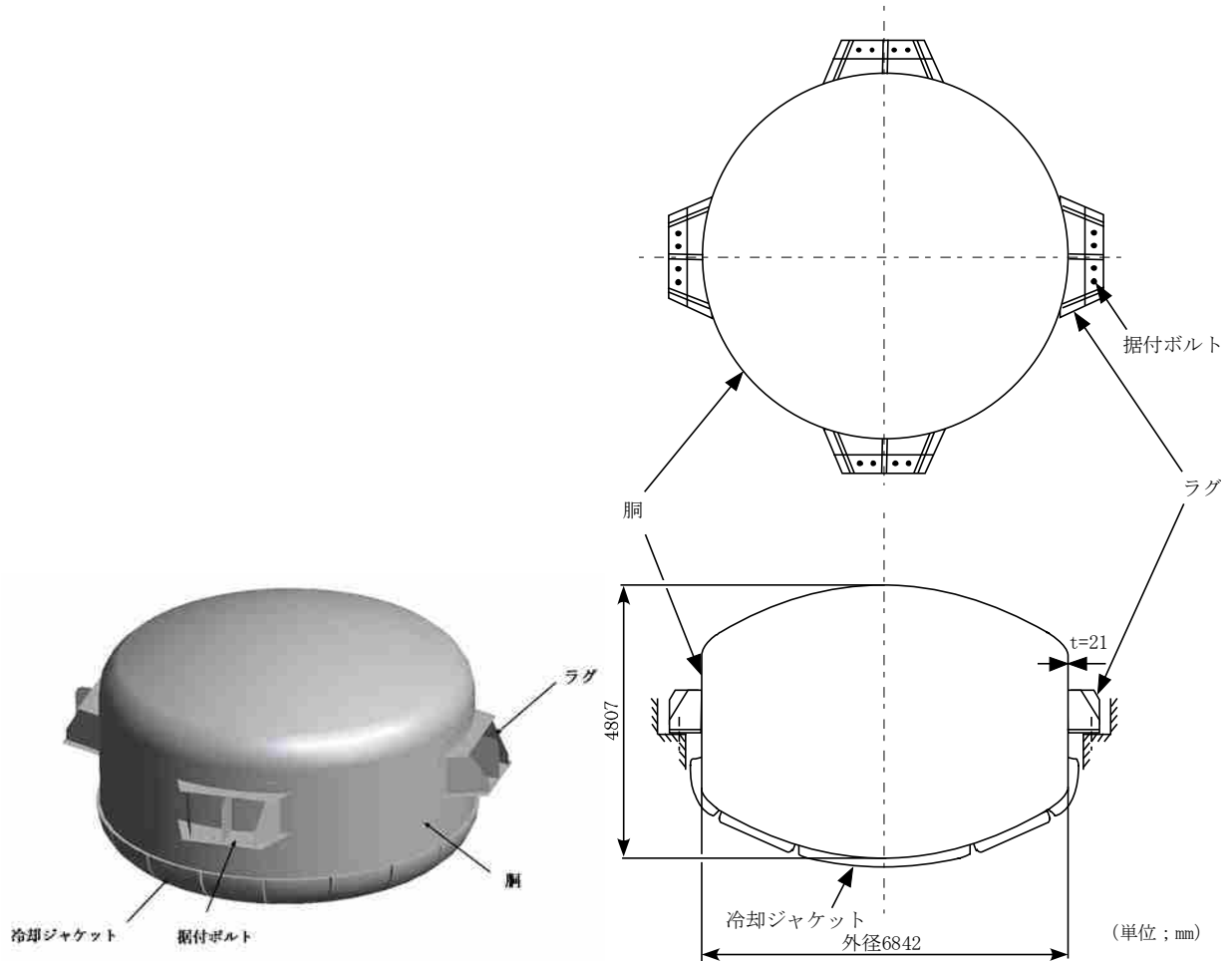


図 3-1 高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36) の概要図

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出については、自重、圧力及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせた。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1 2012」に準拠又は実験値等で妥当性が確認されているものを用いた。評価に当たっては供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds については、温度は常温（40℃）、圧力については設計圧力、自重については液量を満杯とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。評価部位ごとの応力分類及び許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 評価部位ごとの応力分類及び許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
胴	一次一般膜応力	0.6 Su
胴	一次応力	0.9 Su (1.5×0.6 Su)
ラグ	一次応力	F
据付ボルト	引張応力	1.5×(F/1.5)
据付ボルト	せん断応力	1.5×(F/(1.5√3))

#### 4.3 減衰定数

減衰定数は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」に規定された値を用いた。使用した減衰定数を表 4-2 に示す。

表 4-2 使用した減衰定数

評価対象設備	減衰定数 (%)	
	水平方向	鉛直方向
高放射性廃液貯槽の 予備貯槽(272V36)	1.0	1.0

#### 4.4 設計用地震力

「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」に基づき、廃止措置計画用設計地震動による建家の地震応答解析の結果得られる各階の床応答加速度をもとに、各階の床応答スペクトル (Ss-D, Ss-1, Ss-2 の3波包絡, 周期軸方向に±10%拡幅したもの) を作成し、これを評価に用いた。

高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36) の解析用の床応答スペクトルは、機器据付階 (1階) のものを用いた。使用した解析用の床応答スペクトルを表 4-3、図 4-1 及び図 4-2 に示す。

表 4-3 使用した解析用の床応答スペクトル

評価対象設備	水平方向	鉛直方向
高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36)	解析用の床応答スペクトル (1階, 減衰定数 1.0%)	解析用の床応答スペクトル (1階, 減衰定数 1.0%)

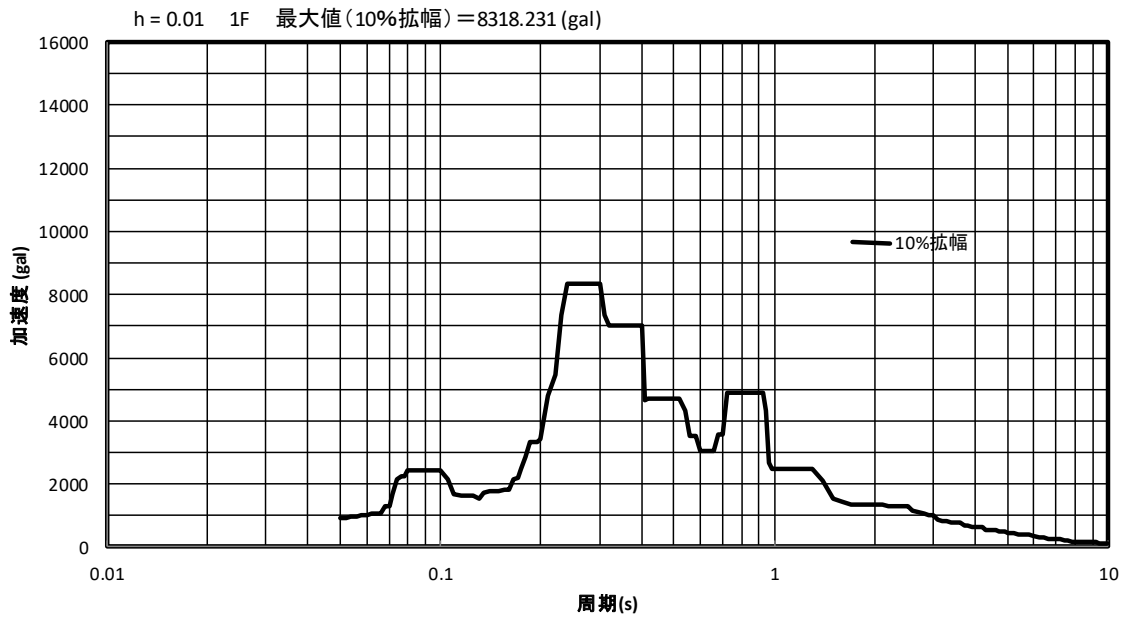


図 4-1 解析用の床応答スペクトル（水平方向，1階，減衰定数 1.0%）

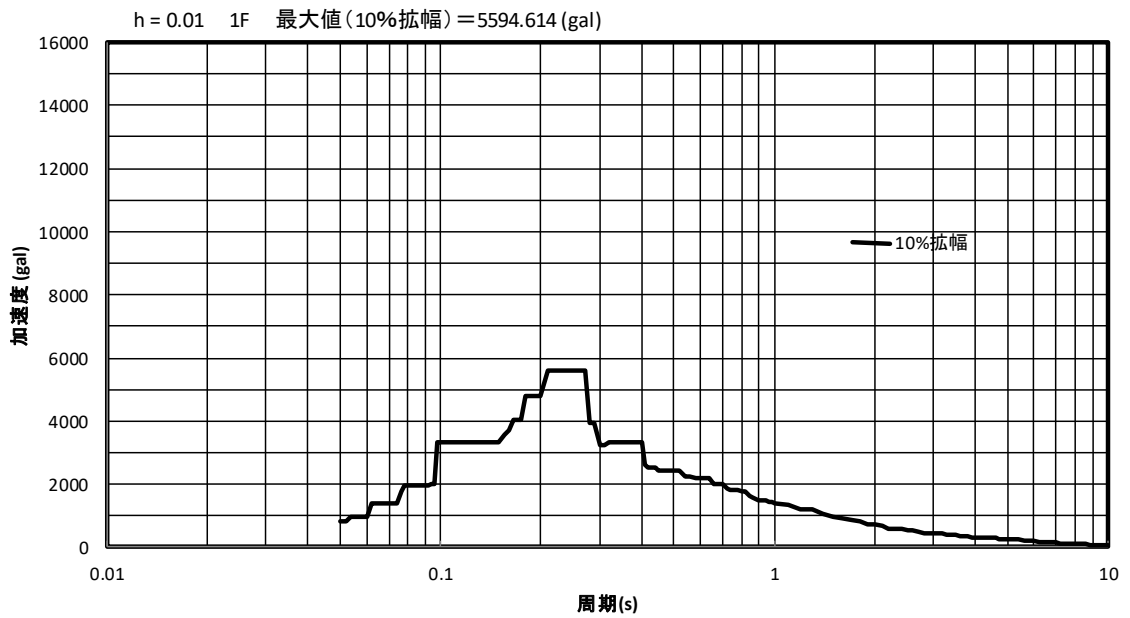


図 4-2 解析用の床応答スペクトル（鉛直方向，1階，減衰定数 1.0%）



#### 4.5 計算方法

高放射性廃液貯槽の予備貯槽（272V36）の発生応力の計算方法は FEM 解析（スペクトルモード法）を用いた。解析コードは FINAS<sup>※1</sup>を用いた。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

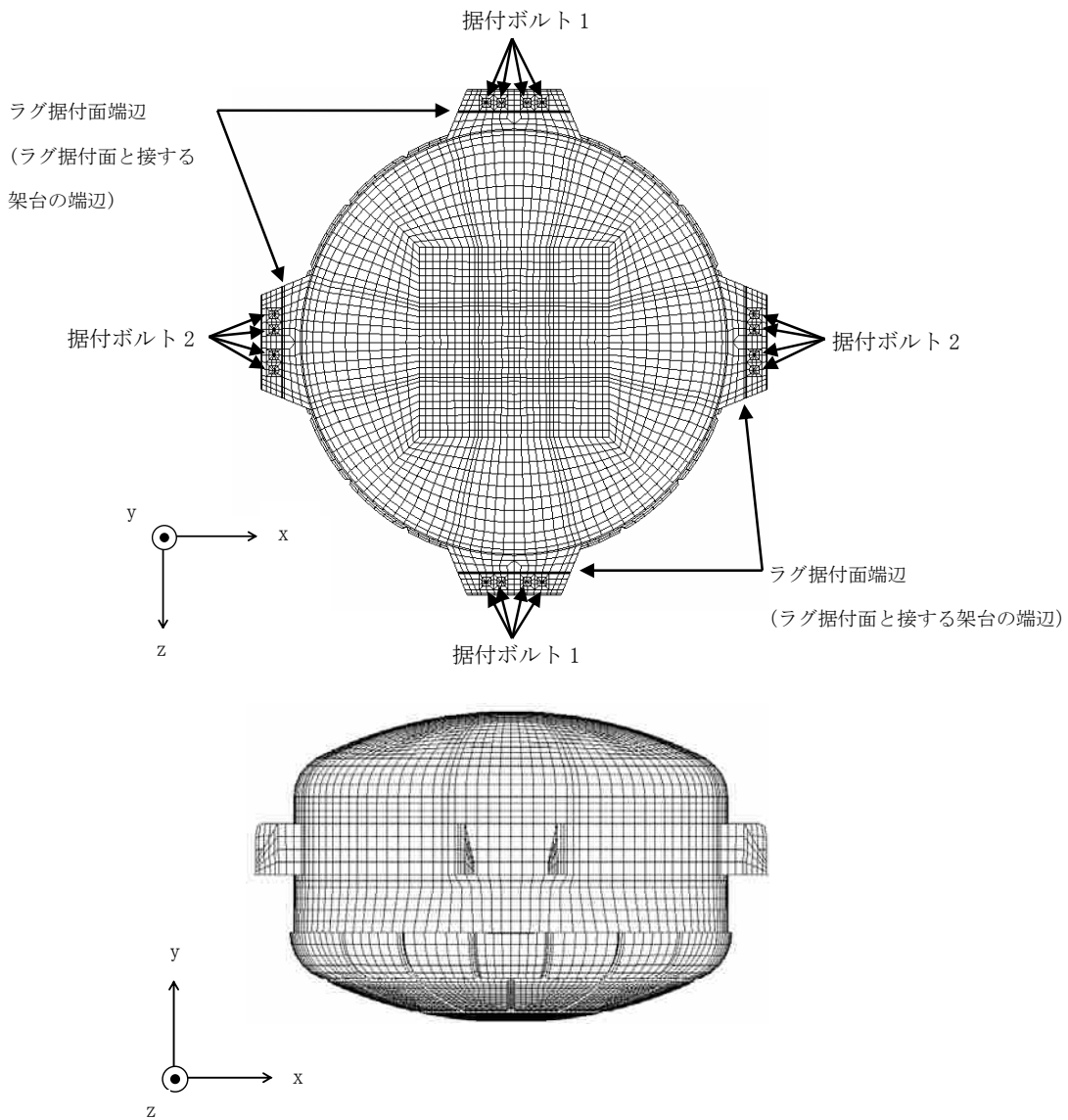
※1 日本原子力研究開発機構，伊藤忠テクノソリューション株式会社，“FINAS 汎用非線形構造解析システム Version 21.0”。

#### 4.6 計算条件

##### 4.6.1 解析モデル

高放射性廃液貯槽の予備貯槽(272V36)の解析モデルを図 4-3 に，据付ボルトの拘束条件を図 4-4 に示す。据付ボルトを挿入して締結するラグのボルト穴は貯槽側面に直交する方向にスリットが設けられていることから，水平方向の地震においてスリット方向と地震力の作用方向が平行となる据付ボルトはその方向に拘束せず，地震力を負担しないものとした。FEM 解析のモデルは，その振動特性に応じ，代表的な振動モードが適切に表現でき，地震荷重による応力を適切に算定できるものを用いた。

モデル化に当たって，空質量には槽内構造物等の質量が含まれているが，それらの質量は胴板全体に付加した。また，希积水の質量については，接液部分の胴板に付加した。胴板への質量の付加においては，解析モデルの総質量が約 173 t となるように，液位より下部の胴板の密度に付加した。



拘束条件      ○ : 固定, - : フリー

部位	並進方向			回転方向		
	X	Y	Z	$\theta_x$	$\theta_y$	$\theta_z$
据付ボルト 1	○	○	-	-	-	-
据付ボルト 2	-	○	○	-	-	-
ラグ据付面端辺	-	○	-	-	-	-

図 4-3 高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36) の解析モデル

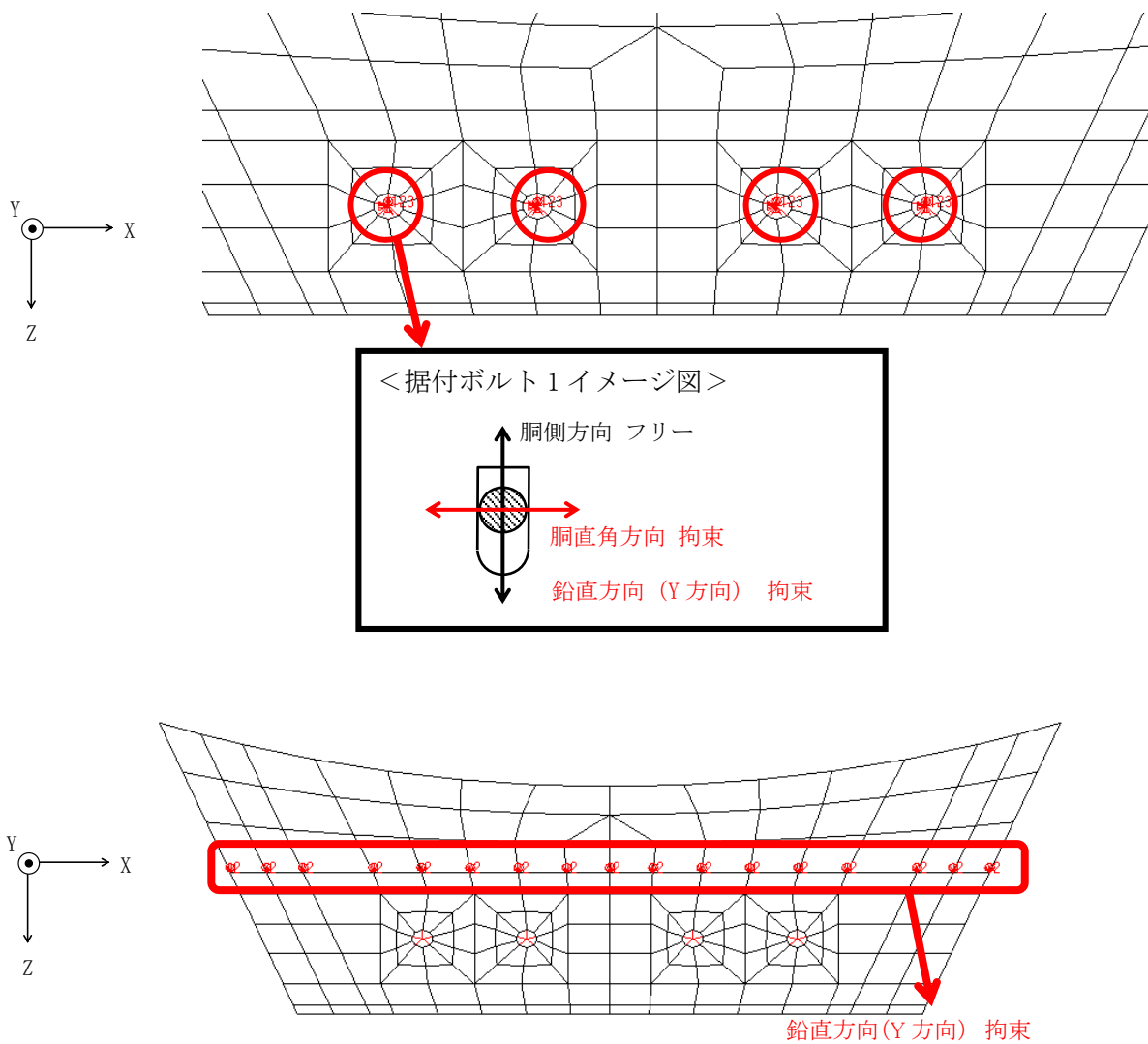


図 4-4 高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36) 据付ボルトの拘束条件

#### 4.6.2 諸元

高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36) の主要寸法及び仕様を表 4-4 に示す。空質量 (設計質量) には、貯槽本体胴 (ジャケット含む。), ラグ, 内部配管及び内部配管の支持部材を含む。

表 4-4 主要寸法及び仕様

評価対象設備	項目	値
高放射性廃液貯槽の 予備貯槽(272V36)	安全上の機能	重大事故対処設備
	機器区分	クラス 3
	圧力 (設計圧力)	0.049 (MPa)
	胴外径	6842 (mm)
	胴板厚さ	21 (mm)
	胴高さ (外側)	4807 (mm)
	胴材質	SUS316L
	胴温度 (常温)	40 (°C)
	据付ボルト呼び径	M48
	据付ボルト有効断面積*	1470 (mm <sup>2</sup> )
	据付ボルト材質	SUS316
	据付ボルト温度 (常温)	40 (°C)
	液量 (満杯)	120 (m <sup>3</sup> )
	液密度	1.0 (g/cm <sup>3</sup> )
	空質量 (設計質量)	約 53 (t)
総質量 (53 t + 1.0 g/cm <sup>3</sup> × 120 m <sup>3</sup> )	約 173 (t)	

※ JIS B 0205 に基づく。

#### 4.7 固有周期

高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36) の固有周期を表 4-5 に示す。

表 4-5 固有周期

評価対象設備	固有周期
高放射性廃液貯槽の 予備貯槽 (272V36)	0.064 (秒)

## 5. 評価結果

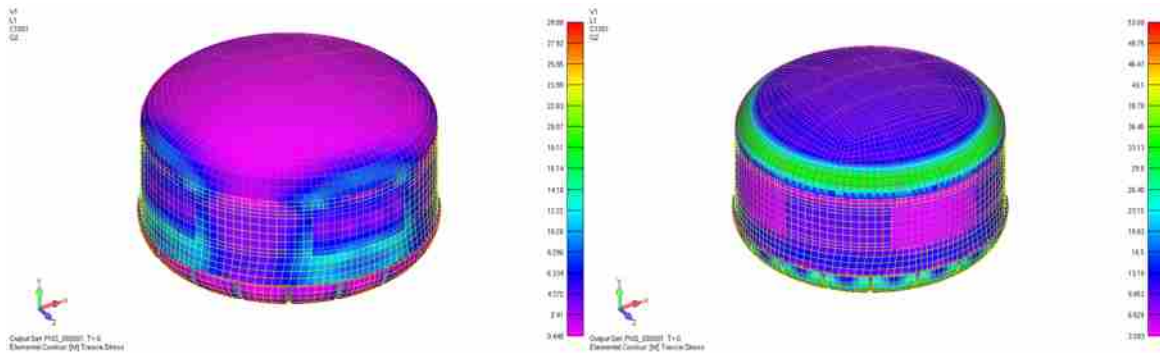
構造強度評価結果を表 5-1 に示す。胴部の構造強度評価結果（一次一般膜応力）を図 5-1、図 5-2 に、ラグ部の構造強度評価結果（一次応力）を図 5-3 に、据付ボルトの最大せん断応力発生点を図 5-4 に示す。ボルトの発生応力は、計算から得られるボルト 1 本当たりの最大せん断応力をボルトの有効断面積で割って算出した。

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) 高放射性廃液貯槽の予備貯槽 (272V36) の各評価部位の発生応力は、いずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

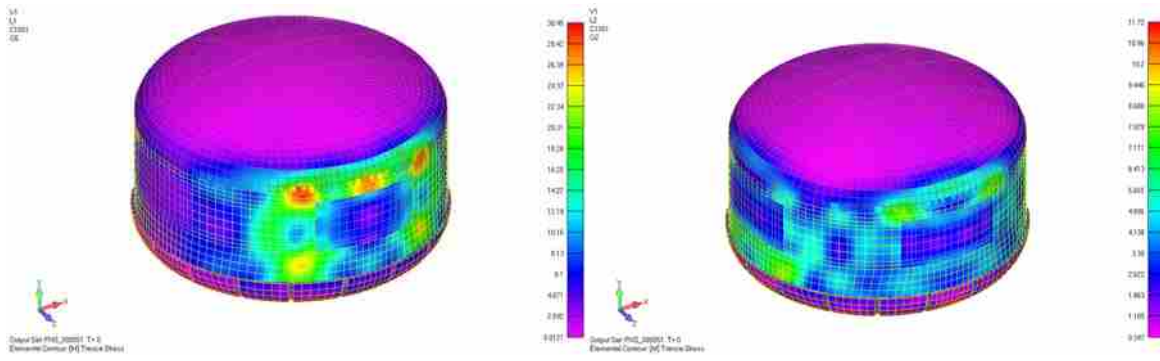
評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
高放射性廃液貯槽の 予備貯槽 (272V36)	胴 (冷却ジャケットを含む。)	一次一般膜	116	288	0.41
		一次	207	432	0.48
	ラグ	一次	90	210	0.43
	据付ボルト	引張	25	246	0.11
		せん断	115	142	0.81

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。



(1) 自重による応力

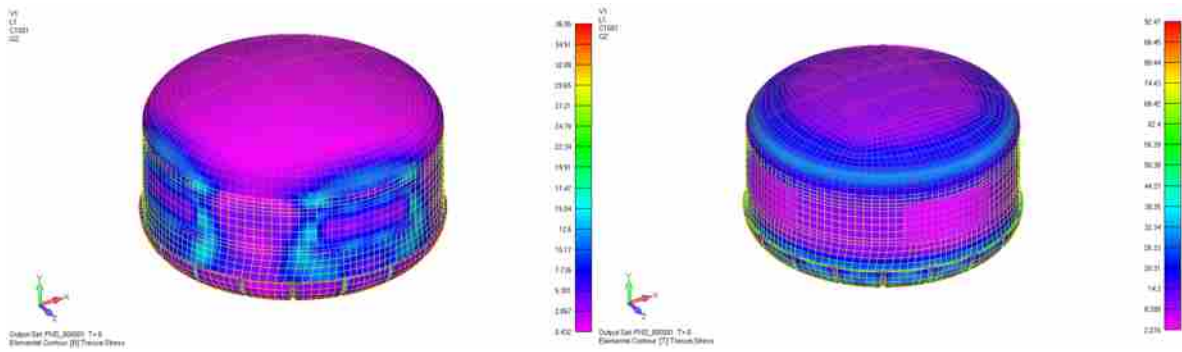
(2) 圧力による応力



(3) 水平 X 方向地震力による応力

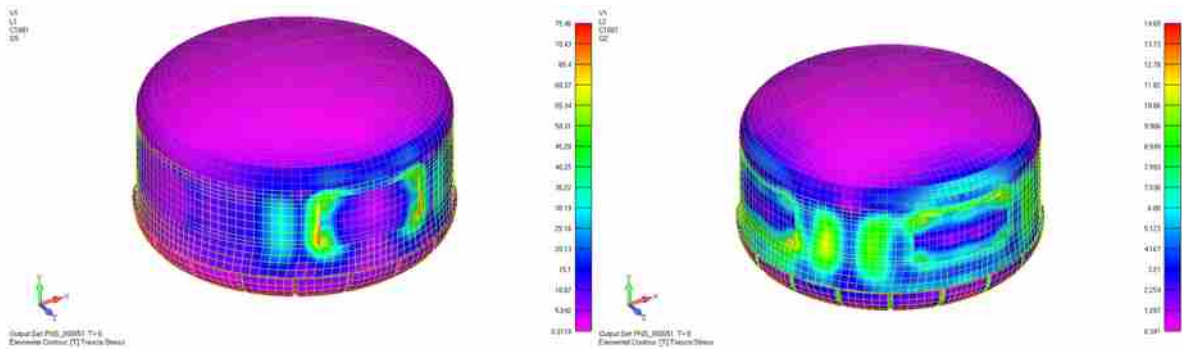
(4) 鉛直方向地震力による応力

図 5-1 胴部の構造強度評価結果（一次一般膜応力）



(1) 自重による応力

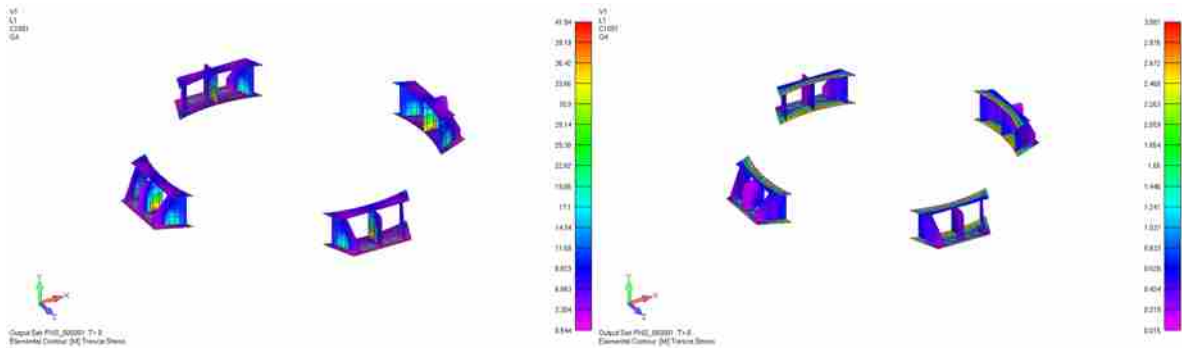
(2) 圧力による応力



(3) 水平 X 方向地震力による応力

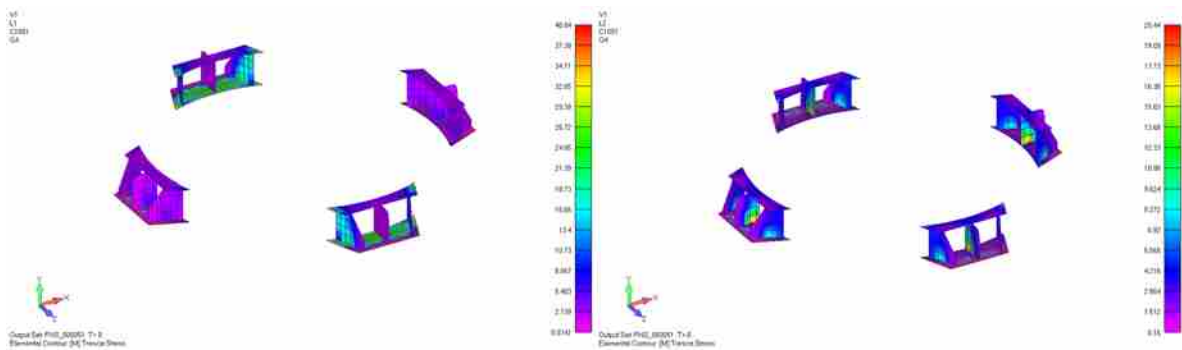
(4) 鉛直方向地震力による応力

図 5-2 胴部の構造強度評価結果（一次応力）



(1) 自重による応力

(2) 圧力による応力



(3) 水平 X 方向地震力による応力

(4) 鉛直方向地震力による応力

図 5-3 ラグ部の構造強度評価結果（一次応力）



V1  
L1  
C1001

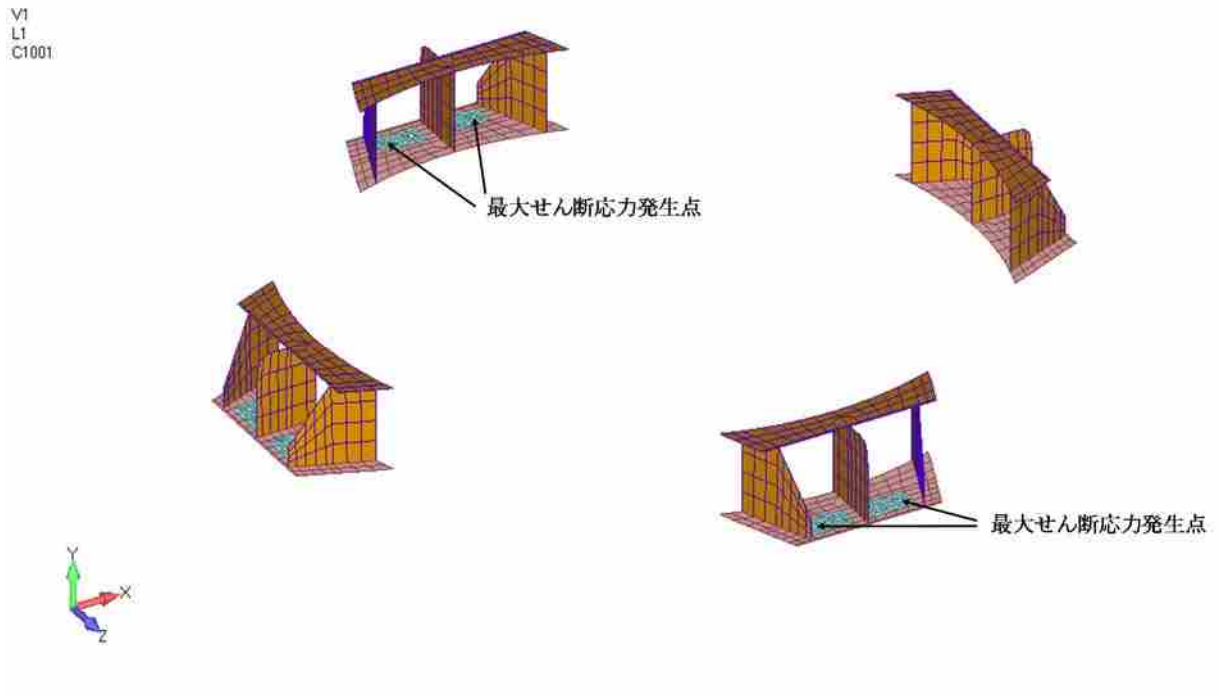


図 5-4 据付ボルトの最大せん断応力発生点（荷重条件：水平 X 方向地震力）

緊急電源接続盤（HM-0）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除却機能を担う事故対処設備を構成する緊急電源接続盤(HM-0)について、「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」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

緊急電源接続盤(HM-0)の構造強度の評価は、底部アンカーボルトによる支持構造を持つ耐震構造上の類似性に基づき、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」のポンプ・ファン類の構造強度評価に準拠する。

当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの軸断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_P$	ポンプ振動による震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	Mpa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	Mpa
$F_b$	据付ボルトに生じる引張力	N
$G_I$	せん断弾性係数	Mpa
g	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
h	据付面から重心までの距離	mm
$I$	断面 2 次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1, l_2$	重心と据付ボルト間の水平方向距離 ( $l_1 \leq l_2$ )	mm
L	据付ボルト間隔	mm
m	総質量	kg
$M_P$	ポンプ回転により働くモーメント	N・mm
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_f$	引張力の作用する据付ボルトの評価本数	—
$Q_b$	据付ボルトに生じるせん断力	N
$\sigma_b$	据付ボルトに生じる引張応力	Mpa
$T_H$	水平方向固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルトに生じるせん断応力	Mpa

### 3. 評価部位

緊急電源接続盤 (HM-0) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせた。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 D<sub>s</sub>における許容応力を用いた。供用状態 D<sub>s</sub>での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動による高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。緊急電源接続盤 (HM-0) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (4F, 水平方向 : 1.24, 鉛直方向 : 0.79) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度×1.2)	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.41	0.80
5F	1.36	0.80
4F	1.24	0.79
3F	1.18	0.79
1F	1.10	0.78
B1F	1.04	0.77

#### 4.4 計算方法

緊急電源接続盤 (HM-0) の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」の横形ポンプの構造強度評価の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

引張力 ( $F_b$ ) :

$$F_b = \frac{1}{L} \left\{ mg\sqrt{(C_H h)^2 + (C_V l_1)^2} + mgC_P(h + l_1) + M_P - mgl_1 \right\}$$

引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

せん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = mg(C_H + C_P)$$

せん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{nA_b}$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

緊急電源接続盤 (HM-0) の解析モデルを図 4-1 に示す。評価は据付ボルト間隔が短く転倒に対して厳しい側面方向に対して行う。

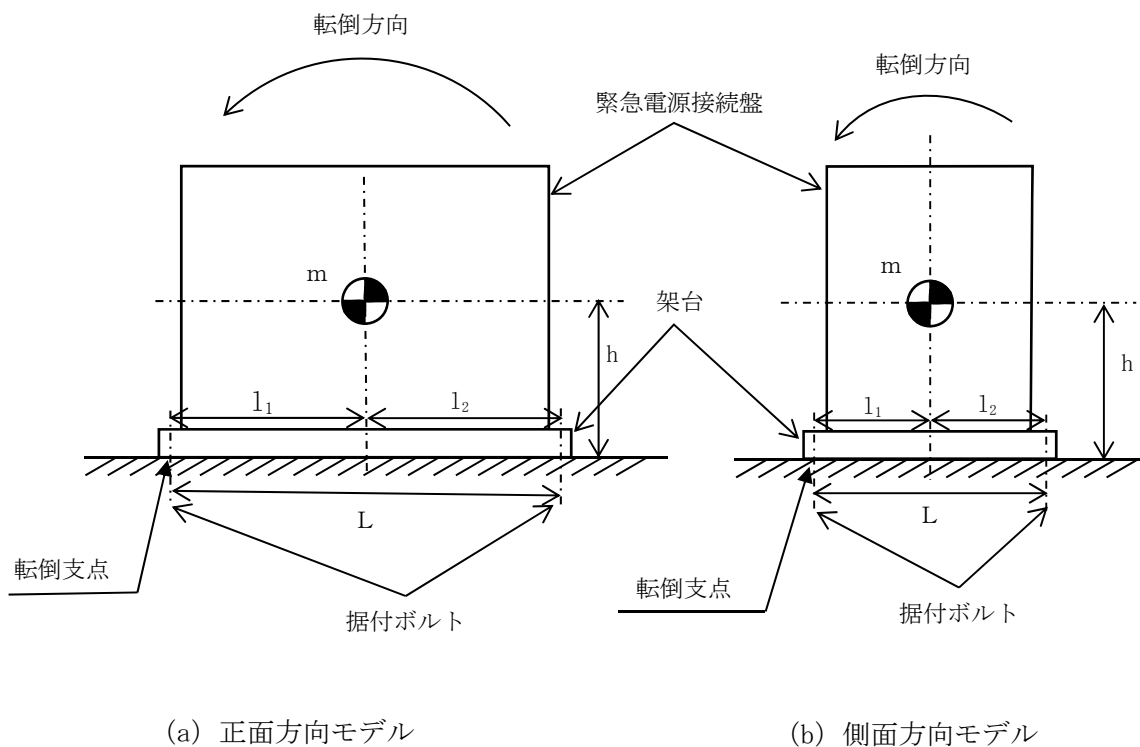


図 4-1 緊急電源接続盤 (HM-0) の解析モデル

#### 4.5.2 諸元

緊急電源接続盤（HM-0）の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
緊急電源接続盤 (HM-0)	安全上の機能	—	重大事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	据付ボルト間隔	L	440 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M16
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	8
	引張力の作用する据付ボルト の評価本数	$n_f$	4
	据付面から重心までの距離	h	775 (mm)
	総質量	m	630 (kg)

#### 4.6 固有周期

緊急電源接続盤（HM-0）の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T_H = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{h^3}{3EI} + \frac{h}{A_S G_I} \right)}$$

緊急電源接続盤（HM-0）の固有周期を表 4-4 に示す。



表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
緊急電源接続盤 (HM-0)	0.05(秒)以下

5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の緊急電源接続盤 (HM-0) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
緊急電源接続盤 (HM-0)	据付ボルト	引張	18	280	0.07
		せん断	7	161	0.05

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

外部電源切替盤（H1）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除去機能を担う事故対処設備を構成する外部電源切替盤（H1）について、「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」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

外部電源切替盤（H1）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ力学平衡計算により行い、当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの有効断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	Mpa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	Mpa
$G_I$	せん断弾性係数	Mpa
$g$	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$I$	断面 2 次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1$	水平方向の据付ボルトスパン	mm
$l_2$	鉛直方向の据付ボルトスパン	mm
$l_{1G}$	据付ボルト中心から設備機器重心までの水平方向の距離	mm
$l_{2G}$	上部側据付ボルト中心から設備機器重心までの鉛直方向の距離	mm
$l_{3G}$	壁面から設備機器重心までの距離	mm
$m$	総質量	kg
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_{t1}$	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_1$ 側の据付ボルト本数)	—
$n_{t2}$	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_2$ 側の据付ボルト本数)	—
$Q_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断力	N
$R_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張力の最大値	N
$R_{b1}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁平行方向)	N
$R_{b2}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁直角方向)	N
$\sigma_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張応力	Mpa
$T$	固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断応力	Mpa

### 3. 評価部位

外部電源切替盤 (H1) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせ

た。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動による高放射性廃液貯蔵場(HAW)の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。外部電源切替盤(H1)の静的解析用震度は、機器据付階のもの(4F, 水平方向: 1.24, 鉛直方向: 0.79)を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度×1.2)	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.41	0.80
5F	1.36	0.80
4F	1.24	0.79
3F	1.18	0.79
1F	1.10	0.78
B1F	1.04	0.77

#### 4.4 計算方法

外部電源切替盤(H1)の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ以下の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

ボルト1本に作用する引張力 ( $R_b$ ) :

壁平行方向

$$R_{b1} = \frac{C_H mg l_{3G}}{l_1 n_{t2}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

壁直角方向

$$R_{b2} = \frac{C_H mg (l_2 - l_{2G})}{l_2 n_{t1}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

$$R_b = \max(R_{b1}, R_{b2})$$

ボルト1本に作用する引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{R_b}{A_b}$$

ボルト1本に作用するせん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = \frac{\sqrt{(C_H mg)^2 + (mg + C_V mg)^2}}{n}$$

ボルト1本に作用するせん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{A_b}$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

外部電源切替盤 (H1) の解析モデルを図 4-1 に示す。

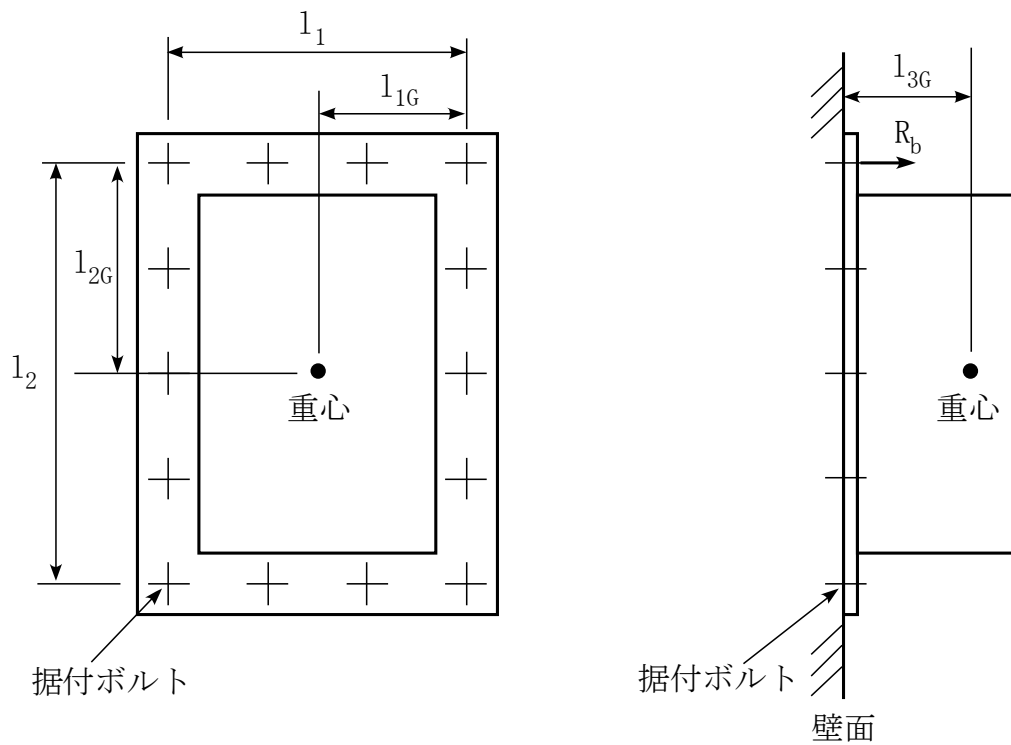


図 4-1 外部電源切替盤 (H1) の解析モデル

##### 4.5.2 諸元

外部電源切替盤 (H1) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
外部電源切替盤 (H1)	安全上の機能	—	重大事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	水平方向の据付ボルトスパン	$l_1$	650 (mm)
	鉛直方向の据付ボルトスパン	$l_2$	1200 (mm)
	壁面から設備機器重心までの距離	$l_{3G}$	150 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M10
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	6
	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t1}$	2
	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t2}$	3
	総質量	$m$	200 (kg)

#### 4.6 固有周期

外部電源切替盤 (H1) の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{l_{3G}^3}{3EI} + \frac{l_{3G}}{A_S G_I} \right)}$$

外部電源切替盤 (H1) の固有周期を表 4-4 に示す。



表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
外部電源切替盤 (H1)	0.05 (秒) 以下

5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の外部電源切替盤 (H1) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
外部電源切替盤 (H1)	据付ボルト	引張	15	280	0.06
		せん断	13	161	0.09

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

外部電源切替盤（H3）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除去機能を担う事故対処設備を構成する外部電源切替盤（H3）について、「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」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

外部電源切替盤（H3）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ力学平衡計算により行い、当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの有効断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	Mpa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	Mpa
$G_I$	せん断弾性係数	Mpa
$g$	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$I$	断面 2 次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1$	水平方向の据付ボルトスパン	mm
$l_2$	鉛直方向の据付ボルトスパン	mm
$l_{1G}$	据付ボルト中心から設備機器重心までの水平方向の距離	mm
$l_{2G}$	上部側据付ボルト中心から設備機器重心までの鉛直方向の距離	mm
$l_{3G}$	壁面から設備機器重心までの距離	mm
$m$	総質量	kg
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_{t1}$	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_1$ 側の据付ボルト本数)	—
$n_{t2}$	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_2$ 側の据付ボルト本数)	—
$Q_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断力	N
$R_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張力の最大値	N
$R_{b1}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁平行方向)	N
$R_{b2}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁直角方向)	N
$\sigma_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張応力	Mpa
$T$	固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断応力	Mpa

### 3. 評価部位

外部電源切替盤 (H3) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせ

た。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 D<sub>s</sub> における許容応力を用いた。供用状態 D<sub>s</sub> での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動による高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。外部電源切替盤 (H3) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (5F, 水平方向 : 1.36, 鉛直方向 : 0.80) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度×1.2)	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.41	0.80
5F	1.36	0.80
4F	1.24	0.79
3F	1.18	0.79
1F	1.10	0.78
B1F	1.04	0.77

#### 4.4 計算方法

外部電源切替盤(H3)の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ以下の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

ボルト1本に作用する引張力 ( $R_b$ ) :

壁平行方向

$$R_{b1} = \frac{C_H mg l_{3G}}{l_1 n_{t2}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

壁直角方向

$$R_{b2} = \frac{C_H mg (l_2 - l_{2G})}{l_2 n_{t1}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

$$R_b = \max(R_{b1}, R_{b2})$$

ボルト1本に作用する引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{R_b}{A_b}$$

ボルト1本に作用するせん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = \frac{\sqrt{(C_H mg)^2 + (mg + C_V mg)^2}}{n}$$

ボルト1本に作用するせん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{A_b}$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

外部電源切替盤 (H3) の解析モデルを図 4-1 に示す。

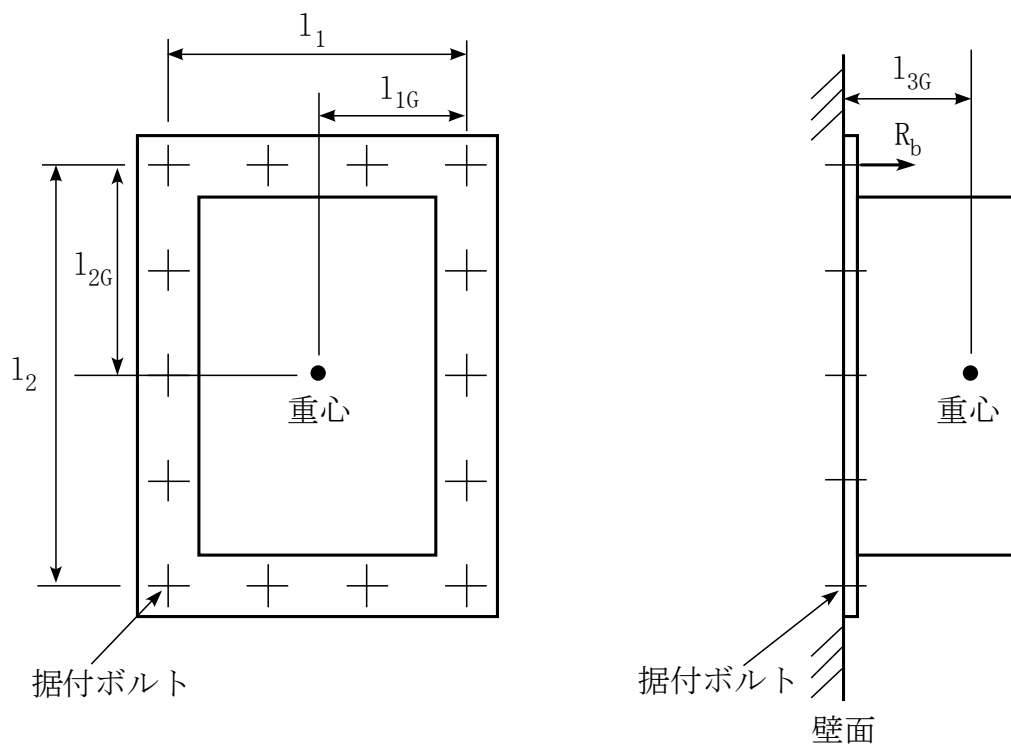


図 4-1 外部電源切替盤 (H3) の解析モデル

##### 4.5.2 諸元

外部電源切替盤 (H3) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
外部電源切替盤 (H3)	安全上の機能	—	重大事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	水平方向の据付ボルトスパン	$l_1$	650 (mm)
	鉛直方向の据付ボルトスパン	$l_2$	1200 (mm)
	壁面から設備機器重心までの距離	$l_{3G}$	150 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M10
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	6
	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t1}$	2
	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t2}$	3
	総質量	$m$	200 (kg)

#### 4.6 固有周期

外部電源切替盤 (H3) の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{l_{3G}^3}{3EI} + \frac{l_{3G}}{A_S G_I} \right)}$$

外部電源切替盤 (H3) の固有周期を表 4-4 に示す。



表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
外部電源切替盤 (H3)	0.05 (秒) 以下

5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の外部電源切替盤 (H3) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
外部電源切替盤 (H3)	据付ボルト	引張	16	280	0.06
		せん断	13	161	0.09

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

外部電源切替盤（H4）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除去機能を担う事故対処設備を構成する外部電源切替盤（H4）について、「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」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとして、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

外部電源切替盤（H4）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ力学平衡計算により行い、当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの有効断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	Mpa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	Mpa
$G_I$	せん断弾性係数	Mpa
$g$	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$I$	断面 2 次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1$	水平方向の据付ボルトスパン	mm
$l_2$	鉛直方向の据付ボルトスパン	mm
$l_{1G}$	据付ボルト中心から設備機器重心までの水平方向の距離	mm
$l_{2G}$	上部側据付ボルト中心から設備機器重心までの鉛直方向の距離	mm
$l_{3G}$	壁面から設備機器重心までの距離	mm
$m$	総質量	kg
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_{t1}$	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_1$ 側の据付ボルト本数)	—
$n_{t2}$	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_2$ 側の据付ボルト本数)	—
$Q_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断力	N
$R_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張力の最大値	N
$R_{b1}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁平行方向)	N
$R_{b2}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁直角方向)	N
$\sigma_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張応力	Mpa
$T$	固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断応力	Mpa

### 3. 評価部位

外部電源切替盤 (H4) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせ

た。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 D<sub>s</sub>における許容応力を用いた。供用状態 D<sub>s</sub>での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動による高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。外部電源切替盤 (H4) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (5F, 水平方向 : 1.36, 鉛直方向 : 0.80) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度×1.2)	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.41	0.80
5F	1.36	0.80
4F	1.24	0.79
3F	1.18	0.79
1F	1.10	0.78
B1F	1.04	0.77

#### 4.4 計算方法

外部電源切替盤（H4）の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ以下の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

ボルト 1 本に作用する引張力 ( $R_b$ ) :

壁平行方向

$$R_{b1} = \frac{C_H mg l_{3G}}{l_1 n_{t2}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

壁直角方向

$$R_{b2} = \frac{C_H mg (l_2 - l_{2G})}{l_2 n_{t1}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

$$R_b = \max(R_{b1}, R_{b2})$$

ボルト 1 本に作用する引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{R_b}{A_b}$$

ボルト 1 本に作用するせん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = \frac{\sqrt{(C_H mg)^2 + (mg + C_V mg)^2}}{n}$$

ボルト 1 本に作用するせん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{A_b}$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

外部電源切替盤(H4)の解析モデルを図4-1に示す。

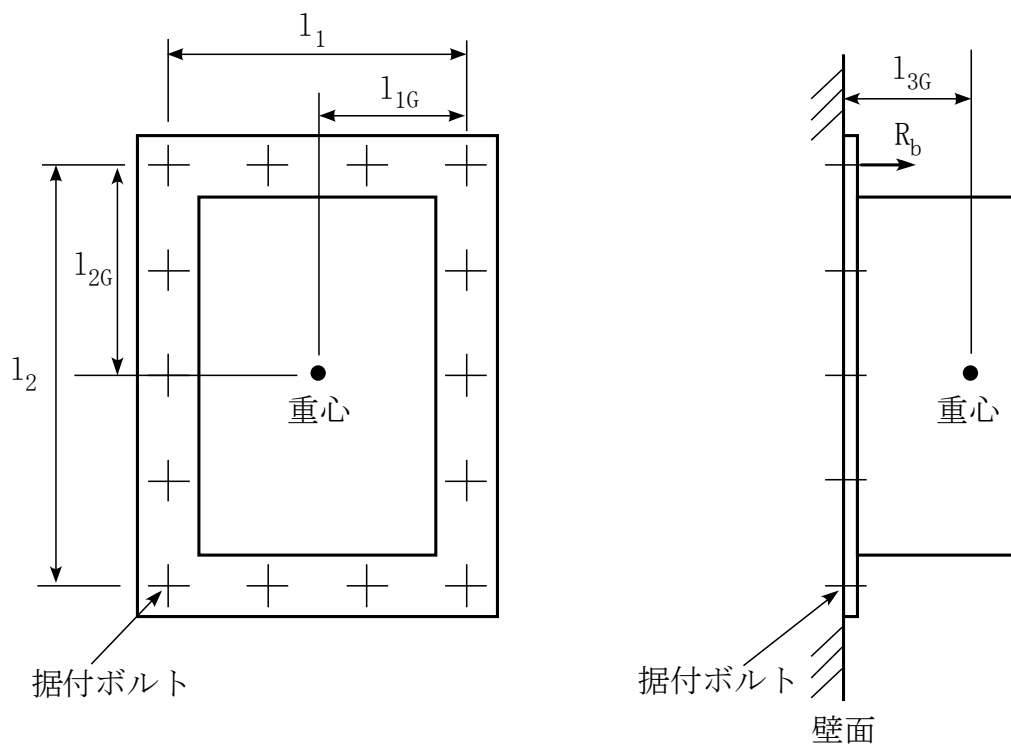


図4-1 解析モデル

#### 4.5.2 諸元

外部電源切替盤 (H4) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
外部電源切替盤 (H4)	安全上の機能	—	重大事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	水平方向の据付ボルトスパン	$l_1$	800 (mm)
	鉛直方向の据付ボルトスパン	$l_2$	1200 (mm)
	壁面から設備機器重心までの距離	$l_{3G}$	150 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M10
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	6
	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t1}$	2
	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t2}$	3
	総質量	$m$	200 (kg)

#### 4.6 固有周期

外部電源切替盤 (H4) の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{l_{3G}^3}{3EI} + \frac{l_{3G}}{A_S G_I} \right)}$$



外部電源切替盤（H4）の固有周期を表 4-4 に示す。

表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
外部電源切替盤（H4）	0.05(秒)以下

## 5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

高放射性廃液貯蔵場（HAW）の外部電源切替盤（H4）の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
外部電源切替盤 (H4)	据付ボルト	引張	16	280	0.06
		せん断	13	161	0.09

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

配管（蒸気供給系統）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除去機能を担う事故対処設備を構成する配管（蒸気供給系統）について、「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」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

配管（蒸気供給系統）は、振動数基準の定ピッチスパン法により設置している。配管（蒸気供給系統）の構造強度の評価は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」に基づき、当該配管に廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987（日本電気協会）
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008（日本電気協会）
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1 2012（日本機械学会）
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1 2012（日本機械学会）

## 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$D_0$	管の外径	mm
$g$	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$i_1$	設計・建設規格 PPC-3530 及び PPC-3810 に定める応力係数	—
$L$	直管部の最大支持間隔	mm
$M_a$	機械的荷重（自重その他の長期的荷重に限る。）により生じるモーメント	N・mm
$M_b$	機械的荷重（地震を含めた短期的荷重）により生じるモーメント	N・mm
$P$	圧力	MPa
$S_{prm}$	一次応力	MPa
$S_u$	JSME S NJ1-2012 Part3 に定める材料の設計引張強さ	MPa
$t$	管の厚さ	mm
$w$	管の単位長さ当たりの質量	kg/mm
$Z$	管の断面係数	mm <sup>3</sup>

## 3. 評価部位

配管（蒸気供給系統）の構造強度の評価は、本体の一次応力について実施する。

## 4. 構造強度評価

### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出については、自重、圧力及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根（SRSS）法により組み合わせた。

### 4.2 許容応力

配管の構造強度の許容応力は、クラス 3 管に対する一次応力制限が規定されている「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 補-1984 重要度分類・許容応力編」に準拠し、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に基づき、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds については、温度は設計温度、圧力については設計圧力、配管内部の流体については充填し、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。配管の応力分類と許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 配管の応力分類と許容応力

評価部位	応力分類	許容応力	備考
配管	一次応力	0.9 Su (1.5×0.6 Su)	弾塑性挙動の範囲に入ることは許容するものの、崩壊防止の観点から制限を課した許容応力

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動による高放射性廃液貯蔵場（HAW）の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。配管（蒸気供給系統）の静的解析用震度は、配管据付最上階のもの（RF、水平方向：1.41、鉛直方向：0.80）を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度（床応答最大加速度×1.2）	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.41	0.80
5F	1.36	0.80
4F	1.24	0.79
3F	1.18	0.79
1F	1.10	0.78
B1F	1.04	0.77

#### 4.4 計算方法

配管（蒸気供給系統）の発生応力の計算方法は、以下に示す「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」の配管の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

$$S_{prm} = \frac{PD_0}{4t} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

配管（蒸気供給系統）については、振動数基準の定ピッチスパン法に基づき配管が地震時に共振しないよう一次固有振動数が 20 Hz 以上（剛）となる間隔で支持している。

直管部においては、等分布荷重を受ける両端単純支持はりにモデル化した。配管（蒸気供給系統）の解析モデルを図 4-1 に示す。

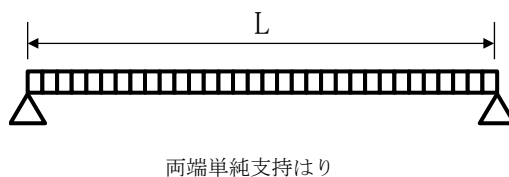


図 4-1 配管（蒸気供給系統）の解析モデル

等分布荷重を受ける両端単純支持はりの $M_a$ は次式で表される。

$$M_a = \frac{wgL^2}{8}$$

また、 $M_b$ については、次式で表される。

$$M_b = \sqrt{(M_a C_H)^2 + (M_a C_V)^2}$$

上記のモデル化では両端を単純支持としているが、実際の配管において容器に接続される部分は固定端となる。したがって実機では両端固定支持又は一端固定他端単純支持に近い状態となる。両端固定支持とした場合の配管部に作用する曲げモーメント $M_a$ は

$$\text{端部} : M_a = \frac{wgL^2}{12}, \quad \text{支間最大} : M_a = \frac{wgL^2}{24}$$

一端固定他端単純支持とした場合の配管部に作用する曲げモーメント $M_a$ は

$$\text{端部} : M_a = \frac{wgL^2}{8}, \quad \text{支間最大} : M_a = \frac{9wgL^2}{128}$$

となるので両端を単純支持とするモデルは実機よりも保守的となる（「構造力学公式集」，土木学会，1974）。

直管部以外の曲がり部分，支持間隔の間にバルブ等の集中質量がある部分，分岐等の部分については，それぞれの部位の固有振動数が 20 Hz 以上となるように，直管部の支持間隔にそれぞれの部位の特徴に縮小率を乗じて短くした支持間隔としている。図 4-2 には曲がり部分に対する縮小率を，図 4-3 には集中質量部に対する縮小率を示す。また，分岐部については縮小率 0.85 とする。したがって直管部で最も長い支持間隔となる配管（最も固有振動数が低くなる配管）について地震時の発生応力を計算することで，他の配管の発生応力は包絡される。

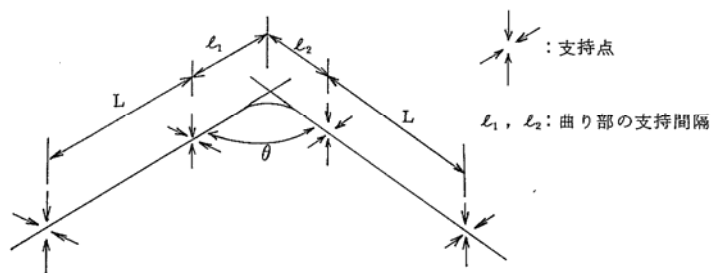
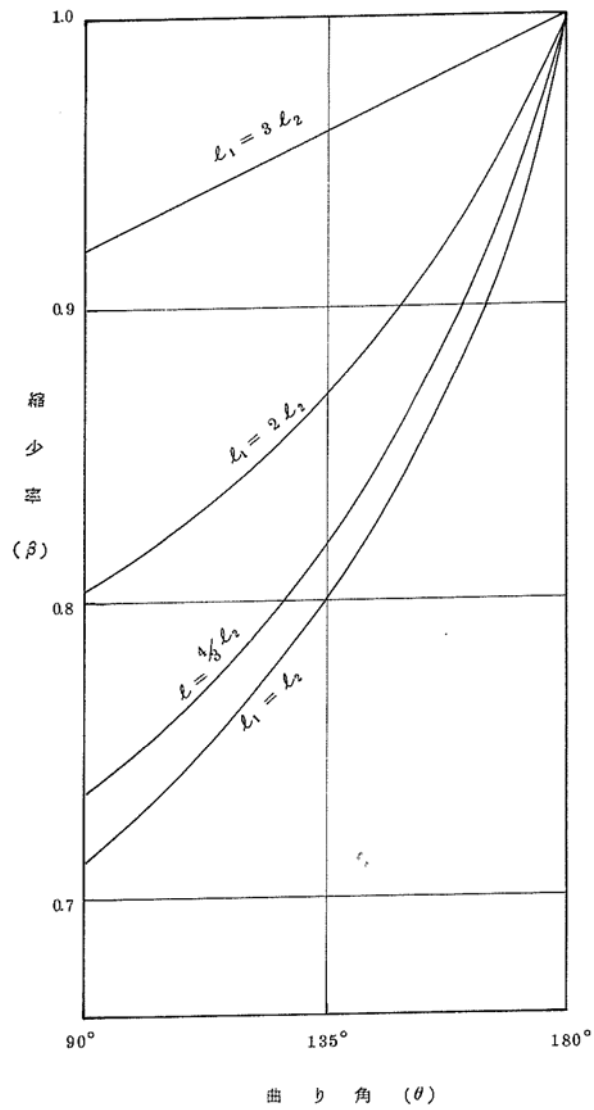
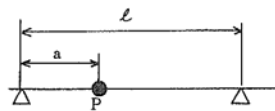
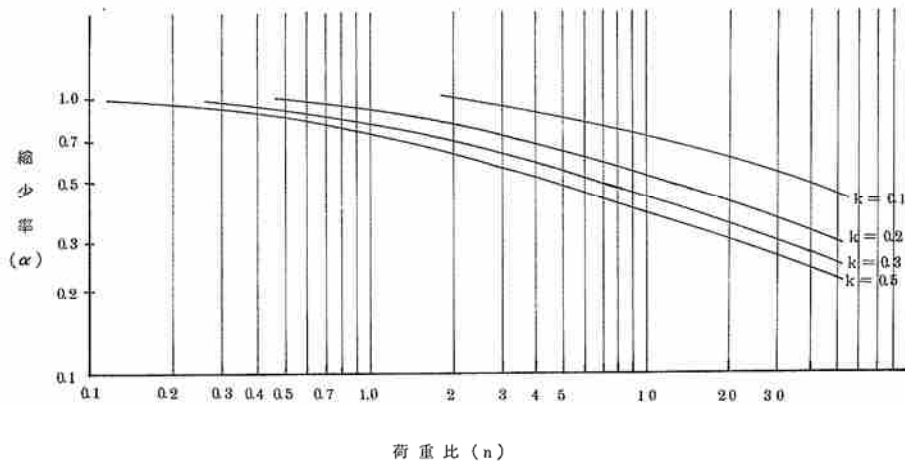


図 4-2 曲がり部を 20 Hz 以上とするための縮小率





P : 集中質量部の重量

w : 配管の単位長さ当りの重量

a : 支持点から集中質量部までの長さ

$$n : \text{荷重比} = \frac{P}{W \cdot l}$$

$$k : \frac{a}{l}$$

図 4-3 集中質量部を 20 Hz 以上とするための縮小率

#### 4.5.2 諸元

配管（蒸気供給系統）の仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 配管（蒸気供給系統）の仕様

評価対象設備	安全上の機能	機器区分	流体名	流体の密度 (g/cm <sup>3</sup> )	材質	保温有無	温度 (°C)	圧力 (MPa)	呼び径 (A)	配管 Sch. 又は肉厚 (mm)	最大支持間隔 <sup>※1</sup> (mm)
配管（蒸気供給系統）	事故対処設備	クラス 3	水	1.0	SUS304LTP	無	250	2.84	32	Sch. 20S	1560
						有	250	2.84	32	Sch. 10S	1540

※1 直管部の最大支持間隔

## 5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

これより高放射性廃液貯蔵場(HAW)の配管（蒸気供給系統）の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	保温 有無	呼び径 (A)	配管 Sch. 又 は肉厚(mm)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
配管（蒸気供給系 統）	無	32	Sch. 20S	25	330	0.08
	有	32	Sch. 10S	35	330	0.11

※1 応力比は、発生応力/許容応力を示す。

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  
事故対処設備の耐震性についての計算書

洗浄液調整槽（G01V12）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除却機能を担う事故対処設備を構成する洗浄液調整槽（G01V12）について、「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」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

洗浄液調整槽（G01V12）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」のラグ支持たて置円筒形容器の構造強度評価に準拠する。

当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

## 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$D_o$	胴外径	mm
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	MPa
h	胴高さ	mm
Su	JSME S NJ1-2012 Part3 に定める材料の設計引張強さ	MPa
t	胴板厚さ	mm
$\sigma_0$	胴の一次一般膜応力の最大値	MPa
$\sigma_{0\phi}$	胴の周方向一次一般膜応力	MPa
$\sigma_{0x}$	胴の軸方向一次一般膜応力	MPa
$\sigma_{\phi 1}$	内圧又は静水頭による胴の周方向応力	MPa
$\sigma_{\phi 2}$	静水頭に作用する鉛直方向地震力による胴の周方向応力	MPa
$\sigma_{x1}$	内圧又は静水頭による胴の軸方向応力	MPa
$\sigma_{x2}$	運転時質量による胴の軸方向応力	MPa
$\sigma_{x11}$	鉛直方向地震力による胴断面に生じる引張応力	MPa
$\sigma_{x4}$	水平方向地震力が作用した場合の転倒モーメントによる胴の軸方向応力	MPa
$\sigma_1$	胴の一次応力の最大値	MPa
$\sigma_{11}$ ～ $\sigma_{16}$	水平方向地震力 (Z 方向) 及び鉛直方向地震力が作用した場合の胴の組合せ一次応力	MPa
$\sigma_{17}$ ～ $\sigma_{110}$	水平方向地震力 (X 方向) 及び鉛直方向地震力が作用した場合の胴の組合せ一次応力	MPa
$\sigma_b$	ボルトに生じる引張応力の最大値	MPa
$\sigma_{b1}$ ～ $\sigma_{b3}$	水平方向地震力 (Z 方向) 及び鉛直方向地震力によりボルトに生じる引張応力	MPa
$\sigma_{b4}$ ～ $\sigma_{b5}$	水平方向地震力 (X 方向) 及び鉛直方向地震力によりボルトに生じる引張応力	MPa
$\tau_b$	ボルトに生じるせん断応力の最大値	MPa
$\tau_{b2}$	水平方向地震力 (Z 方向) 及び鉛直方向地震力によりボルトに生じるせん断応力	MPa
$\tau_{b4}$ ～ $\tau_{b5}$	水平方向地震力 (X 方向) 及び鉛直方向地震力によりボルトに生じるせん断応力	MPa
$T_H$	水平方向固有周期	秒
$\omega_H$	水平方向振動系の角速度	rad/s

### 3. 評価部位

洗浄液調整槽（G01V12）の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる胴及び据付ボルトとする。洗浄液調整槽（G01V12）の概要図を図 3-1 に示す。

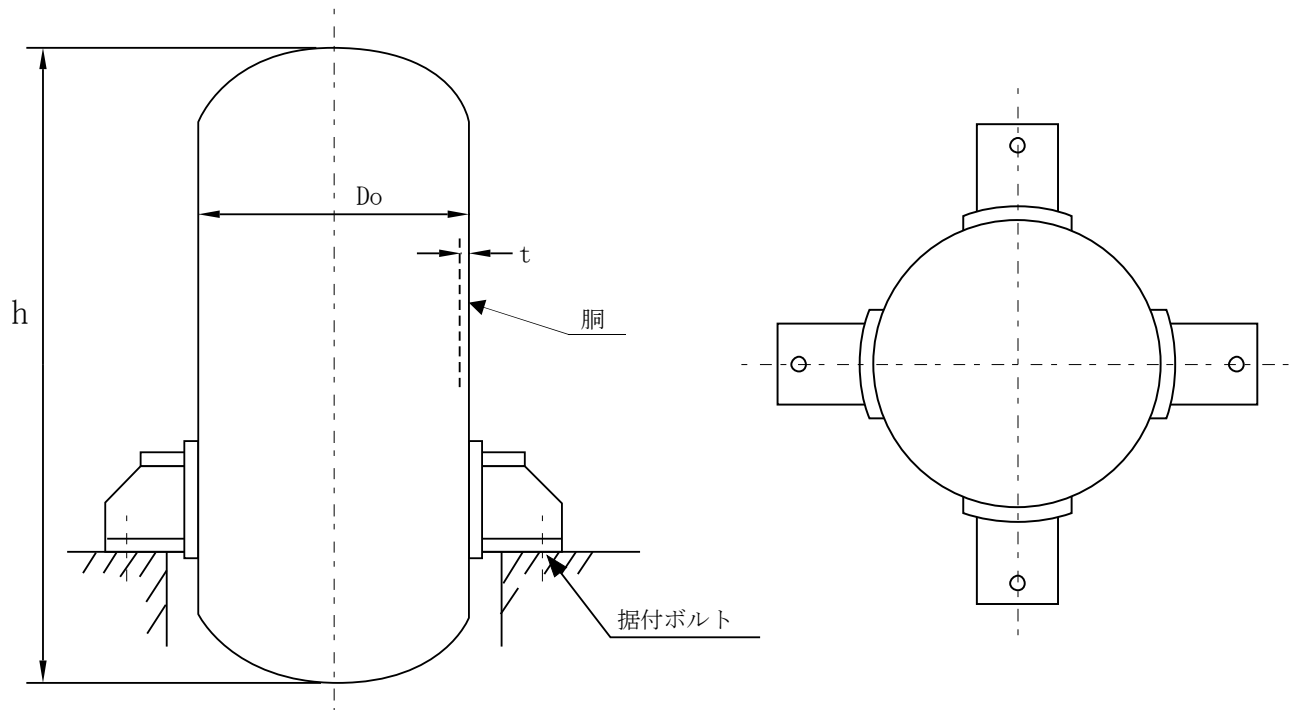


図 3-1 洗浄液調整槽（G01V12）の概要図

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出については、自重、圧力及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根（SRSS）法により組み合わせた。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds での温度は設計温度、圧力については設計圧力、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。評価部位ごとの応力分類及び許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 評価部位ごとの応力分類及び許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
洞	一次一般膜応力	0.6 Su
洞	一次応力	0.9 Su (1.5×0.6 Su)
据付ボルト	引張応力	1.5×(F/1.5)
据付ボルト	せん断応力	1.5×(F/(1.5√3))

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動によるガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。洗浄液調整槽（G01V12）の静的解析用震度は、機器据付階のもの（2F、水平方向：1.03、鉛直方向：0.79）を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度（床応答最大加速度×1.2）	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.28	0.79
3F	1.12	0.79
2F	1.03	0.79
1F	0.97	0.78
B1F	0.90	0.78
B2F	0.86	0.77



#### 4.4 計算方法

洗浄液調整槽（G01V12）の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」のラグ支持たて置円筒形容器の構造強度評価の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

胴の一次一般膜応力：

$$\sigma_0 = \max[\sigma_{0\phi}, \sigma_{0x}]$$

$$\sigma_{0\phi} = \sigma_{\phi 1} + \sigma_{\phi 2}$$

$$\sigma_{0x} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sqrt{\sigma_{x11}^2 + \sigma_{x4}^2}$$

胴の一次応力：

$$\sigma_1 = \max[\sigma_{11}, \sigma_{12}, \sigma_{13}, \sigma_{14}, \sigma_{15}, \sigma_{16}, \sigma_{17}, \sigma_{18}, \sigma_{19}, \sigma_{110}]$$

据付ボルトの引張応力：

$$\sigma_b = \max[\sigma_{b1}, \sigma_{b2}, \sigma_{b3}, \sigma_{b4}, \sigma_{b5}]$$

据付ボルトのせん断応力：

$$\tau_b = \max[\tau_{b2}, \tau_{b4}, \tau_{b5}]$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

洗浄液調整槽（G01V12）の解析モデルを図 4-4 に示す。

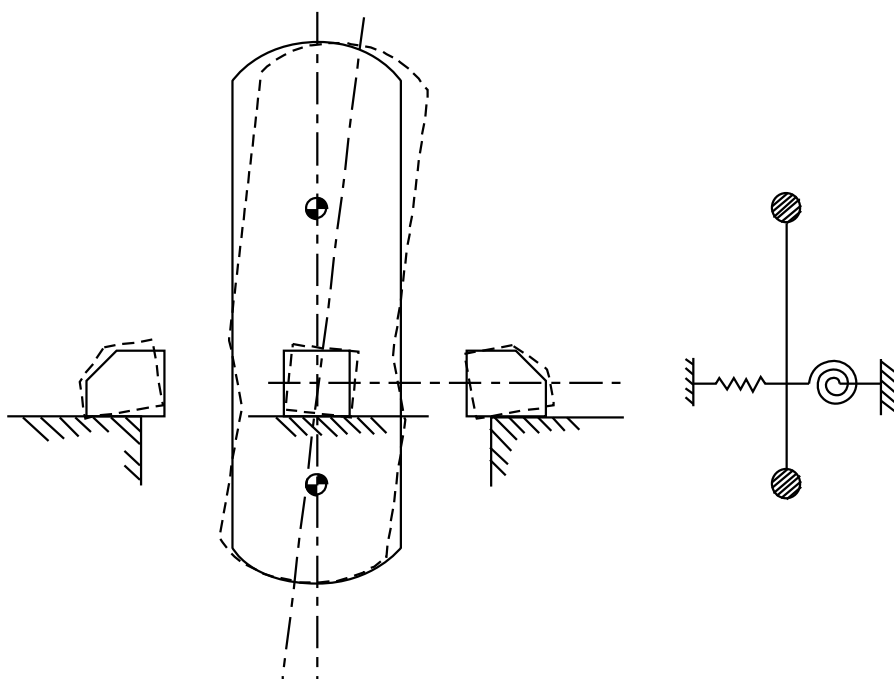


図 4-4 洗浄液調整槽 (G01V12) の解析モデル

#### 4.5.2 諸元

洗浄液調整槽 (G01V12) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
洗浄液調整槽 (G01V12)	安全上の機能	—	事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	圧力 (設計圧力)	—	0.0 (MPa)
	胴外径	Do	916 (mm)
	胴板厚さ	t	8 (mm)
	胴高さ	h	908 (mm)
	胴材質	—	SUS304
	胴温度 (設計温度)	—	55 (°C)
	据付ボルト呼び径	—	M24
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	総質量	—	750 (kg)

#### 4.6 固有周期

洗浄液調整槽 (G01V12) の固有周期は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」のラグ支持たて置円筒形容器の以下の計算式を用いて算出した。

$$T_H = \frac{2\pi}{\omega_H}$$

洗浄液調整槽 (G01V12) の固有周期を表 4-4 に示す。

表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
洗浄液調整槽 (G01V12)	0.035 (秒)

#### 5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の洗浄液調整槽 (G01V12) の各評価部位の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
洗浄液調整槽 (G01V12)	胴	一次一般膜	1	298	0.01
		一次	7	447	0.02
	据付ボルト	引張	14	280	0.05
		せん断	9	161	0.06

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

緊急電源接続盤（VFB2）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除却機能を担う事故対処設備を構成する緊急電源接続盤（VFB2）について、「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」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

緊急電源接続盤（VFB2）の構造強度の評価は、耐震構造上の類似性（底部アンカーボルトによる支持構造を持つ。）に基づき、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」のポンプ・ファン類の構造強度評価に準拠する。

当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの軸断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_P$	ポンプ振動による震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	MPa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	MPa
$F_b$	据付ボルトに生じる引張力	N
$G_I$	せん断弾性係数	MPa
g	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
h	据付面から重心までの距離	mm
$I$	断面2次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1, l_2$	重心と据付ボルト間の水平方向距離 ( $l_1 \leq l_2$ )	mm
L	据付ボルト間隔	mm
m	総質量	kg
$M_P$	ポンプ回転により働くモーメント	N・mm
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_f$	引張力の作用する据付ボルトの評価本数	—
$Q_b$	据付ボルトに生じるせん断力	N
$\sigma_b$	据付ボルトに生じる引張応力	MPa
$T_H$	水平方向固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルトに生じるせん断応力	MPa

### 3. 評価部位

緊急電源接続盤 (VFB2) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせた。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 D<sub>s</sub>における許容応力を用いた。供用状態 D<sub>s</sub>での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動によるガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。緊急電源接続盤 (VFB2) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (2F, 水平方向 : 1.03, 鉛直方向 : 0.79) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度 $\times 1.2$ )	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.28	0.79
3F	1.12	0.79
2F	1.03	0.79
1F	0.97	0.78
B1F	0.90	0.78
B2F	0.86	0.77

#### 4.4 計算方法

緊急電源接続盤 (VFB2) の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」の横形ポンプの構造強度評価の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

引張力 ( $F_b$ ) :

$$F_b = \frac{1}{L} \left\{ mg \sqrt{(C_H h)^2 + (C_V l_1)^2} + mg C_P (h + l_1) + M_P - mg l_1 \right\}$$

引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

せん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = mg(C_H + C_P)$$

せん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$$



#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

緊急電源接続盤（VFB2）の解析モデルを図 4-1 に示す。評価は据付ボルト間隔が短く転倒に対して厳しい側面方向に対して行う。

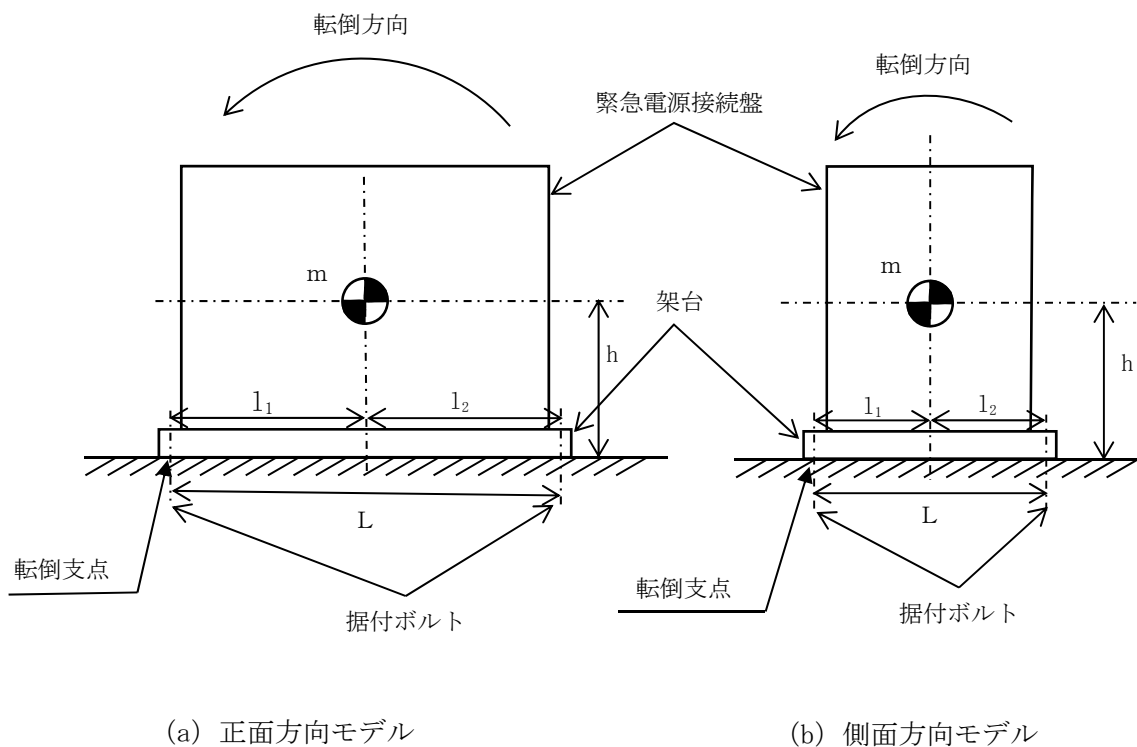


図 4-1 緊急電源接続盤（VFB2）の解析モデル

##### 4.5.2 諸元

緊急電源接続盤（VFB2）の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
緊急電源接続盤 (VFB2)	安全上の機能	—	事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	据付ボルト間隔	L	630 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M16
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	8
	引張力の作用する据付ボルト の評価本数	$n_f$	3
	据付面から重心までの距離	h	1150 (mm)
	総質量	m	630 (kg)

#### 4.6 固有周期

緊急電源接続盤 (VFB2) の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T_H = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{h^3}{3EI} + \frac{h}{A_S G_I} \right)}$$

緊急電源接続盤 (VFB2) の固有周期を表 4-4 に示す。

表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
緊急電源接続盤 (VFB2)	0.05 (秒) 以下

## 5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の緊急電源接続盤 (VFB2) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
緊急電源接続盤 (VFB2)	据付ボルト	引張	19	280	0.07
		せん断	6	161	0.04

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

電源切替盤（CS-7）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除却機能を担う事故対処設備を構成する電源切替盤（CS-7）について、「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」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

電源切替盤（CS-7）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ力学平衡計算により行い、当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの有効断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	MPa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	MPa
$G_I$	せん断弾性係数	MPa
$g$	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$I$	断面 2 次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1$	水平方向の据付ボルトスパン	mm
$l_2$	鉛直方向の据付ボルトスパン	mm
$l_{1G}$	据付ボルト中心から設備機器重心までの水平方向の距離	mm
$l_{2G}$	上部側据付ボルト中心から設備機器重心までの鉛直方向の距離	mm
$l_{3G}$	壁面から設備機器重心までの距離	mm
$m$	総質量	kg
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_{t1}$	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_1$ 側の据付ボルト本数)	—
$n_{t2}$	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_2$ 側の据付ボルト本数)	—
$Q_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断力	N
$R_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張力の最大値	N
$R_{b1}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁平行方向)	N
$R_{b2}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力 (壁直角方向)	N
$\sigma_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張応力	MPa
$T$	固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断応力	MPa

### 3. 評価部位

電源切替盤 (CS-7) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせ

た。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 D<sub>s</sub> における許容応力を用いた。供用状態 D<sub>s</sub> での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動によるガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術 開発棟の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。電源切替盤 (CS-7) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (3F, 水平方向 : 1.12, 鉛直方向 : 0.79) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度×1.2)	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.28	0.79
3F	1.12	0.79
2F	1.03	0.79
1F	0.97	0.78
B1F	0.90	0.78
B2F	0.86	0.77

#### 4.4 計算方法

電源切替盤 (CS-7) の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ以下の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

ボルト 1 本に作用する引張力 ( $R_b$ ) :

壁平行方向

$$R_{b1} = \frac{C_H mg l_{3G}}{l_1 n_{t2}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

壁直角方向

$$R_{b2} = \frac{C_H mg (l_2 - l_{2G})}{l_2 n_{t1}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

$$R_b = \max(R_{b1}, R_{b2})$$

ボルト 1 本に作用する引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{R_b}{A_b}$$

ボルト 1 本に作用するせん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = \frac{\sqrt{(C_H mg)^2 + (mg + C_V mg)^2}}{n}$$

ボルト 1 本に作用するせん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{A_b}$$



#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

電源切替盤 (CS-7) の解析モデルを図 4-1 に示す。

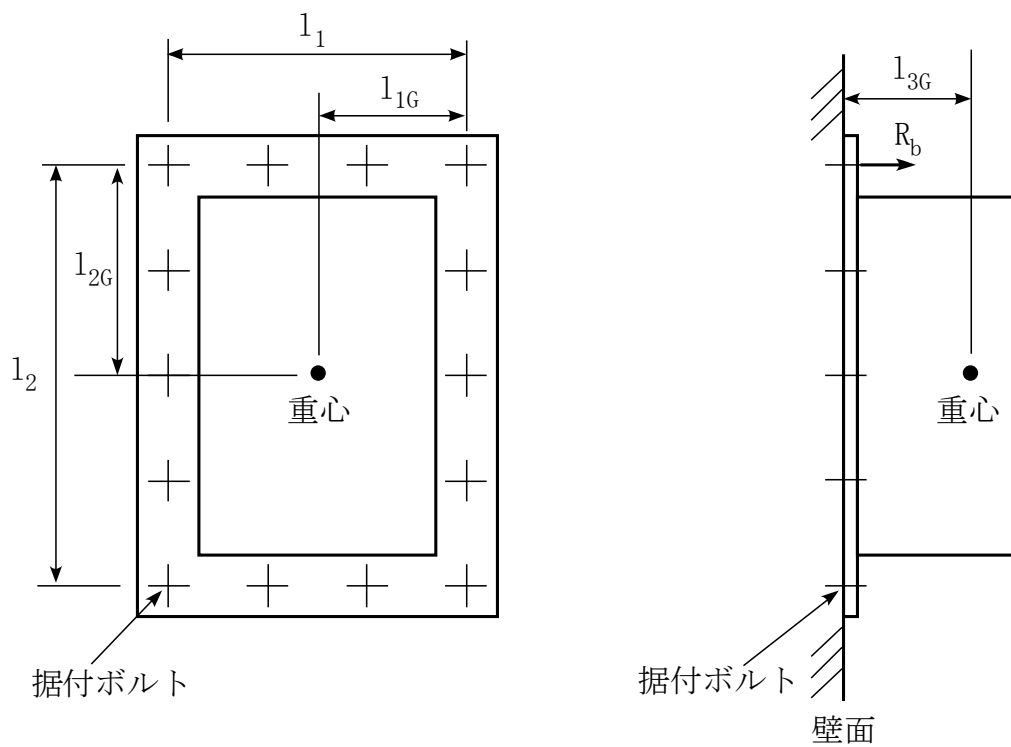


図 4-1 解析モデル

##### 4.5.2 諸元

電源切替盤 (CS-7) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
電源切替盤 (CS-7)	安全上の機能	—	事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	水平方向の据付ボルトスパン	$l_1$	400 (mm)
	鉛直方向の据付ボルトスパン	$l_2$	700 (mm)
	壁面から設備機器重心までの距離	$l_{3G}$	150 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M10
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	4
	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t1}$	2
	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t2}$	2
	総質量	$m$	110 (kg)

#### 4.6 固有周期

電源切替盤 (CS-7) の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{l_{3G}^3}{3EI} + \frac{l_{3G}}{A_S G_I} \right)}$$

電源切替盤 (CS-7) の固有周期を表 4-4 に示す。

表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
電源切替盤 (CS-7)	0.05 (秒) 以下

5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の電源切替盤 (CS-7) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
電源切替盤 (CS-7)	据付ボルト	引張	9	280	0.04
		せん断	10	161	0.07

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

電源切替盤（CS-11）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除却機能を担う事故対処設備を構成する電源切替盤（CS-11）について、「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」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

電源切替盤（CS-11）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ力学平衡計算により行い、当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの有効断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	MPa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	MPa
$G_I$	せん断弾性係数	MPa
$g$	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$I$	断面 2 次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1$	水平方向の据付ボルトスパン	mm
$l_2$	鉛直方向の据付ボルトスパン	mm
$l_{1G}$	据付ボルト中心から設備機器重心までの水平方向の距離	mm
$l_{2G}$	上部側据付ボルト中心から設備機器重心までの鉛直方向の距離	mm
$l_{3G}$	壁面から設備機器重心までの距離	mm
$m$	総質量	kg
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_{t1}$	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_1$ 側の据付ボルト本数)	—
$n_{t2}$	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_2$ 側の据付ボルト本数)	—
$Q_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断力	N
$R_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張力の最大値	N
$R_{b1}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力(壁平行方向)	N
$R_{b2}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力(壁直角方向)	N
$\sigma_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張応力	MPa
$T$	固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断応力	MPa

### 3. 評価部位

電源切替盤 (CS-11) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせ

た。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 D<sub>s</sub> における許容応力を用いた。供用状態 D<sub>s</sub> での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動によるガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。電源切替盤 (CS-11) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (RF, 水平方向 : 1.28, 鉛直方向 : 0.79) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度×1.2)	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.28	0.79
3F	1.12	0.79
2F	1.03	0.79
1F	0.97	0.78
B1F	0.90	0.78
B2F	0.86	0.77

#### 4.4 計算方法

電源切替盤(CS-11)の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ以下の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

ボルト1本に作用する引張力 ( $R_b$ ) :

壁平行方向

$$R_{b1} = \frac{C_H mg l_{3G}}{l_1 n_{t2}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

壁直角方向

$$R_{b2} = \frac{C_H mg (l_2 - l_{2G})}{l_2 n_{t1}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

$$R_b = \max(R_{b1}, R_{b2})$$

ボルト1本に作用する引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{R_b}{A_b}$$

ボルト1本に作用するせん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = \frac{\sqrt{(C_H mg)^2 + (mg + C_V mg)^2}}{n}$$

ボルト1本に作用するせん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{A_b}$$



#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

電源切替盤 (CS-11) の解析モデルを図 4-1 に示す。

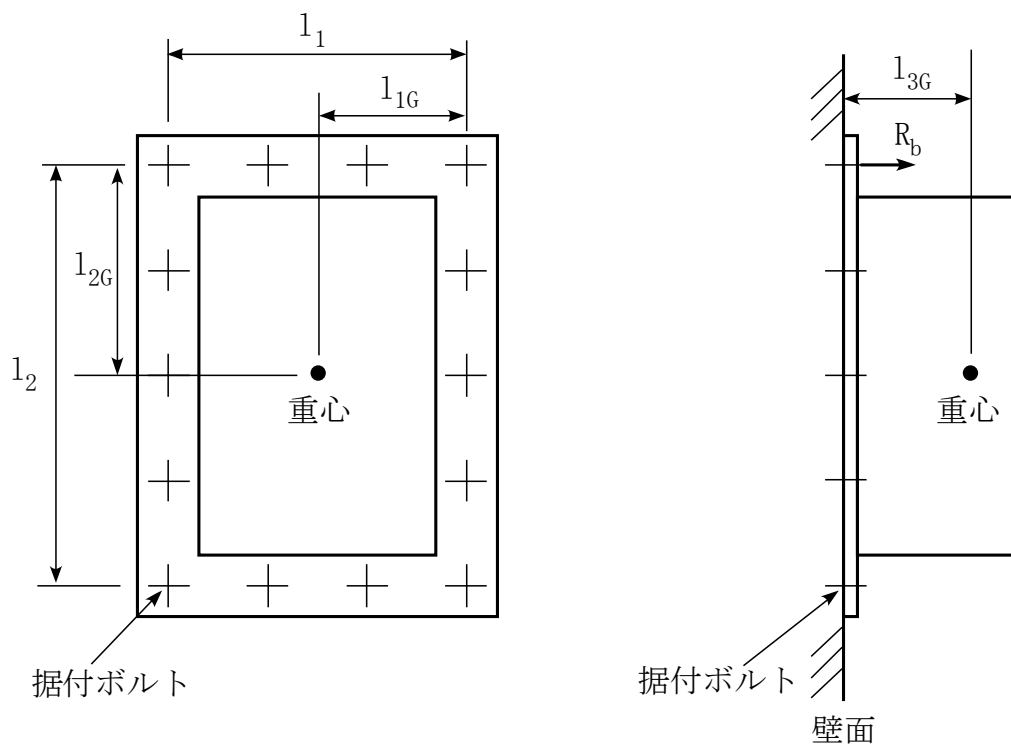


図 4-1 解析モデル

##### 4.5.2 諸元

電源切替盤 (CS-11) の主要寸法・仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 主要寸法・仕様

評価対象設備	項目	記号	値
電源切替盤 (CS-11)	安全上の機能	—	事故対処設備
	機器区分	—	クラス 3
	水平方向の据付ボルトスパン	$l_1$	760 (mm)
	鉛直方向の据付ボルトスパン	$l_2$	800 (mm)
	壁面から設備機器重心までの距離	$l_{3G}$	150 (mm)
	据付ボルト呼び径	—	M10
	据付ボルト材質	—	SS400
	据付ボルト温度	—	40 (°C)
	据付ボルトの本数	$n$	4
	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t1}$	2
	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数	$n_{t2}$	2
	総質量	$m$	110 (kg)

#### 4.6 固有周期

電源切替盤 (CS-11) の固有周期は、1 質点系振動モデルとして考え、以下の計算式を用いて算出した。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{m}{1000} \left( \frac{l_{3G}^3}{3EI} + \frac{l_{3G}}{A_S G_I} \right)}$$

電源切替盤 (CS-11) の固有周期を表 4-4 に示す。

表 4-4 固有周期

評価対象設備	固有周期
電源切替盤 (CS-11)	0.05(秒)以下

5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

ガラス固化技術開発施設 (TVF) の電源切替盤 (CS-11) の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
電源切替盤 (CS-11)	据付ボルト	引張	10	280	0.04
		せん断	11	161	0.07

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

電源切替盤（CS-12）の耐震性についての計算書

## 1. 概要

本資料は、高放射性廃液の閉じ込め機能及び崩壊熱除却機能を担う事故対処設備を構成する電源切替盤（CS-12）について、「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」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ、廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしても、その安全機能の維持が可能であることを示すものである。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

電源切替盤（CS-12）の構造強度の評価は、鉛直方向地震動に対する扱いを考慮するため「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ力学平衡計算により行い、当該設備に、廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し、構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008(日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012(日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1-2012(日本機械学会)

### 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_b$	据付ボルトの有効断面積	mm <sup>2</sup>
$A_S$	最小有効せん断断面積	mm <sup>2</sup>
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$E$	縦弾性係数	MPa
F	JSME S NC1-2012 SSB-3121 に定める許容応力算定用基準値	MPa
$G_I$	せん断弾性係数	MPa
$g$	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$I$	断面 2 次モーメント	mm <sup>4</sup>
$l_1$	水平方向の据付ボルトスパン	mm
$l_2$	鉛直方向の据付ボルトスパン	mm
$l_{1G}$	据付ボルト中心から設備機器重心までの水平方向の距離	mm
$l_{2G}$	上部側据付ボルト中心から設備機器重心までの鉛直方向の距離	mm
$l_{3G}$	壁面から設備機器重心までの距離	mm
$m$	総質量	kg
$n$	据付ボルトの本数	—
$n_{t1}$	壁面の上下側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_1$ 側の据付ボルト本数)	—
$n_{t2}$	壁面の左右側に設けた据付ボルトの片側本数 ( $l_2$ 側の据付ボルト本数)	—
$Q_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断力	N
$R_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張力の最大値	N
$R_{b1}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力(壁平行方向)	N
$R_{b2}$	据付ボルト 1 本に作用する引張力(壁直角方向)	N
$\sigma_b$	据付ボルト 1 本に作用する引張応力	MPa
$T$	固有周期	秒
$\tau_b$	据付ボルト 1 本に作用するせん断応力	MPa

### 3. 評価部位

電源切替盤 (CS-12) の構造強度の評価部位は、評価上厳しくなる据付ボルトとする。

### 4. 構造強度評価

#### 4.1 荷重の組合せ

発生応力の算出においては、自重及び地震力による応力を組み合わせた。地震力による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根 (SRSS) 法により組み合わせ

た。

#### 4.2 許容応力

設備の構造強度の許容応力は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に準拠し、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds での温度は設計温度、自重については設計時の質量とし、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。据付ボルトの応力分類ごとの許容応力を表 4-1 に示す。

表 4-1 据付ボルトの応力分類ごとの許容応力

評価部位	応力分類	許容応力
据付ボルト	引張応力	$1.5 \times (F/1.5)$
	せん断応力	$1.5 \times (F/(1.5\sqrt{3}))$

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動によるガラス固化技術開発施設 (TVF) ガラス固化技術開発棟の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。電源切替盤 (CS-12) の静的解析用震度は、機器据付階のもの (RF, 水平方向 : 1.28, 鉛直方向 : 0.79) を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度 $\times 1.2$ )	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.28	0.79
3F	1.12	0.79
2F	1.03	0.79
1F	0.97	0.78
B1F	0.90	0.78
B2F	0.86	0.77

#### 4.4 計算方法

電源切替盤(CS-12)の発生応力の計算方法は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」を踏まえ以下の計算式を適用した。構造強度評価は、算出した発生応力と許容応力を比較することにより行った。

ボルト1本に作用する引張力 ( $R_b$ ) :

壁平行方向

$$R_{b1} = \frac{C_H mg l_{3G}}{l_1 n_{t2}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

壁直角方向

$$R_{b2} = \frac{C_H mg (l_2 - l_{2G})}{l_2 n_{t1}} + \frac{(mg + C_V mg) l_{3G}}{l_2 n_{t1}}$$

$$R_b = \max(R_{b1}, R_{b2})$$

ボルト1本に作用する引張応力 ( $\sigma_b$ ) :

$$\sigma_b = \frac{R_b}{A_b}$$

ボルト1本に作用するせん断力 ( $Q_b$ ) :

$$Q_b = \frac{\sqrt{(C_H mg)^2 + (mg + C_V mg)^2}}{n}$$

ボルト1本に作用するせん断応力 ( $\tau_b$ ) :

$$\tau_b = \frac{Q_b}{A_b}$$