

【公開版】

提出年月日	令和元年 12 月 3 日 R18
日本原燃株式会社	

六ヶ所再処理施設における  
新規制基準に対する適合性

安全審査 整理資料

第 28 条：重大事故等の拡大防止等



## 目次

### 1章 基準適合性

#### 1. 基本方針

追而

#### 2. 重大事故等への対処の基本方針

#### 3. 重大事故の選定

#### 4. 重大事故の同時発生、連鎖の想定

#### 5. 重大事故等の対処に係るの有効性評価の基本的な考え方

#### 6. 臨界事故への対処

#### 7. 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対処

#### 8. 放射線分解により発生する水素による爆発への対処

#### 9. 有機溶媒等による火災又は爆発への対処

#### 10. 有機溶媒等による火災又は爆発（T B P等の錯体の急激な分解反応） への対処

#### 11. 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止に係る対処

#### 12. 放射性物質の漏えいへの対処

#### 13. 重大事故が同時に又は連鎖して発生した場合の対処

#### 14. 必要な要員及び資源の評価

### 2章 補足説明資料



# 1 章 基準適合性



## 6. 臨界事故への対処





## 目次

### 6. 臨界事故への対処

#### 6.1 臨界事故の拡大防止のための措置

6.1.1 臨界事故の拡大防止のための措置の具体的内容

6.1.2 臨界事故の拡大防止のための措置に使用する設備

6.1.3 臨界事故の拡大防止のための措置に係る手順

6.1.4 臨界事故の拡大防止のための措置の有効性評価



## 6. 臨界事故への対処

検討中（以下の記載を充実予定。）

- ✓ 検討中（蒸発乾固コメント展開継続中）
- ✓ 5章と6章のつながりを意識した記載。

### (1) 臨界事故の特徴

臨界事故が発生した場合、ウラン及びプルトニウムの核分裂の連鎖反応によって新たに核分裂生成物が生成し、このうち放射性希ガス及び放射性よう素が気相中に移行する。また、核分裂により放出される熱エネルギーによって溶液の温度が上昇し沸点に至ると、溶液の蒸発により放射性物質が放射性エアロゾルとして気相中に移行する。さらに、臨界に伴う放射線分解等により水素が発生する。

臨界事故により生成する放射性物質のうち、放射性希ガス及び放射性よう素については、高性能粒子フィルタによる除去に期待できず、大気中への放出量は核分裂数に比例して増加する。なお、放射性希ガス及び放射性よう素の大部分は短半減期の核種である。

臨界事故への対処を行わない場合、核分裂が継続することで溶液の更なる温度上昇又は沸騰が生じる。沸騰が継続した場合、溶液中の水分量が減少することで体系が減速不足となり、事象の進展に伴って、新たな対処を講じずとも未臨界に移行する可能性も考えられるが、それを考慮せず、臨界事故の核分裂数を、過去に発生した臨界事故、溶液状の核燃料物質による臨界事故を模擬した過渡臨界実験及び国内外の核燃料施設の安全評価で想定される臨界事故規模を踏まえ  $10^{20}$  とした場合には、臨界事故の発生を想定する機器において乾燥・固化に至る可能性があり、その場合、ルテニウム、セシウムその他の放射性物質の揮発が発生する

可能性が生じ、大気中への放射性物質の放出量が増大する。

また、核分裂が継続することで、放射線分解等により発生する水素量が増加し、機器内の水素濃度が水素爆発未然防止濃度 8 v o 1 % を超えて上昇することで、水素爆発への進展の可能性が生じる。

以上より、臨界事故における外部への放射性物質の放出量を低減するためには、早期に未臨界に移行すること及び高性能粒子フィルタで除去できない放射性希ガス及び放射性よう素を可能な限り系統内等にとどめ、短半減期核種を十分減衰させる対策をとる。

【補足説明資料 6-1】

(2) 臨界事故への対処の基本方針

臨界事故への対処として、再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の第二十八条及び第三十四条に規定される要求を満足する臨界事故の拡大防止のための措置を整備する。

臨界事故の拡大の防止のための措置として、臨界事故が発生した場合において、未臨界に移行し、及び未臨界を維持するための対策（以下、「未臨界確保対策」という。）、放射性物質を含む気体を貯留設備に貯留する対策（以下、「異常な水準の放出防止対策」という。）並びに臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策を整備する。

各対策の基本方針の詳細を以下に示す。

## a. 臨界事故の拡大防止のための措置

### (a) 未臨界確保対策

臨界事故が発生した場合は、臨界事故の発生を検知し、臨界事故が発生している機器に、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系を用いて自動的に可溶性中性子吸収材を供給することで、未臨界に移行させるとともに未臨界を維持する。

万一、可溶性中性子吸収材の自動供給に失敗して臨界が継続していると判断した場合は、自主対策設備として整備する可搬型可溶性中性子吸収材供給器を用いて、手動による可溶性中性子吸収材の供給対策に移行する。

重大事故時可溶性中性子吸収材供給系は、臨界事故発生時に想定される温度、圧力及び放射線の環境条件下においても必要な機能を発揮できる。

未臨界確保対策の概要を第6-1図に示す。

【補足説明資料 6-2】

(b) 異常な水準の放出防止対策

臨界事故が発生した場合には、直ちに自動的に臨界事故が発生した機器に接続される廃ガス処理設備を停止すると共に、臨界が発生した機器から、臨界事故により発生する放射性物質を貯留する貯槽（以下、「貯留タンク」という。）への経路を確立し、空気圧縮機を用いて貯留タンクに放射性物質を含む気体を貯留する。また、臨界事故が発生した貯槽等に空気を供給し、貯槽等の気相部内に存在する放射性物質を含む気体を掃気し、貯留タンクに導く。

貯留タンクでの放射性物質を含む気体の貯留完了後、廃ガス処理設備を再起動し、通常時の放出経路に復旧する。

万一、貯留タンクへの放射性物質を含む気体を閉じ込める対策に失敗した場合に備え、自主対策として臨界事故で発生した放射性物質を含む気体をセル内へ導出する対策を実施する。

異常な水準の放出防止対策に係る重大事故等対処施設は、異常な水準の放出防止対策実施時に想定される温度、圧力、湿度及び放射線の環境条件下においても必要な機能を発揮できる。

異常な水準の放出防止対策の概要を第6-2図に示す。

(c) 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策

異常な水準の放出防止対策と並行して、臨界事故が発生した貯槽等に空気を供給し、放射線分解等により発生する水素を掃気することにより、貯槽等の気相部における水素濃度を可燃限界濃度未満まで低減させる。

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策の概要を第6-2図に示す。



## 6.1 臨界事故の拡大防止のための措置

### 6.1.1 臨界事故の拡大防止対策のための措置の具体的内容

#### 6.1.1.1 未臨界確保対策

臨界事故が発生した場合は、臨界検知用放射線検出器により、臨界事故の発生を検知し、臨界事故が発生している機器に、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系を用いて自動的に可溶性中性子吸収材を供給することで、未臨界に移行させるとともに未臨界を維持する。

第 6.1.1-1 表及び第 6.1.1-2 表に示す機器への各建屋の対策の概要を以下に示す。また、各建屋の対策の系統概要図を第 6.1.1-1 図及び第 6.1.1-4 図に、対策の手順の概要を第 6.1.1-2 図及び第 6.1.1-5 図に示す。

また、各建屋の対策における手順及び設備の関係を第 6.1.3-1 表及び第 6.1.3-2 表に、必要な要員及び作業項目を第 6.1.1-3 図及び第 6.1.1-6 図に示す。

#### (1) 臨界事故の発生の検知

異なる 3 台の臨界検知用放射線検出器により、臨界事故の発生を想定する機器における臨界事故の発生を検知する。

#### (2) 未臨界確保措置

臨界検知用放射線検出器による臨界事故の発生の検知後、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系により直ちに臨界事故が発生した機器に可溶性中性子吸収材を自動で供給する。

また、中央制御室からの操作により、緊急停止系を作動させ、使用済燃料のせん断停止操作又は溶液の移送を停止する。

自主対策として、溶解槽において臨界事故が発生した場合には、設計基準設備として整備する可溶性中性子吸収材緊急供給系からの可溶性中性子吸収材の供給の成否を確認し、供給されていない場合は、安全系監視制御盤から手動により供給弁の開操作を実施する。

### (3) 未臨界への移行判断

放射線計測設備として配備するガンマ線用サーベイメータ及び中性子線用サーベイメータにより臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の線量当量率を計測し、臨界事故が発生した機器の未臨界確保を判断する。

未臨界確保の判断には、臨界によって生成する核分裂生成物からのガンマ線の影響を考慮し、中性子線の線量当量率の計測結果を主として用いる。

### (4) 手動による未臨界への移行

未臨界確保対策に用いる設備の信頼性は十分に高いものとするが、万一に備え、中性子線用サーベイメータにより臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の中性子線の線量当量率を計測した結果、臨界が継続していると判断した場合は、手動による可溶性中性子吸収材の供給対策に移行し、自主対策設備として整備する可搬型可溶性中性子吸収材供給器を臨界事故が発生した機器に接続されている配管に接続し、可溶性中性子吸収材を供給する。

### 6.1.1.2 異常な水準の放出防止対策

臨界事故が発生した場合には、直ちに自動的に臨界事故が発生した機器に接続される廃ガス処理設備を停止すると共に、臨界が発生した機器から貯留タンクへの経路を確立し、空気圧縮機を用いて貯留タンクに放射性物質を含む気体を貯留する。

第6.1.1-1表及び第6.1.1-2表に示す機器への各建屋の対策の概要を以下に示す。また、各建屋の対策の系統概要図を第6.2.1-1図、第6.2.1-2図、第6.2.1-4図及び第6.2.1-5図に、対策の手順の概要を第6.1.1-2図及び第6.1.1-5図に示す。

また、各建屋の対策における手順及び設備の関係を第6.2.3-1表及び第6.2.3-2表に、必要な要員及び作業項目を第6.2.1-3図及び第6.2.1-6図に示す。

#### (1) 貯留タンクでの静的閉じ込め対策

臨界検知用放射線検出器による臨界事故の発生の検知後、臨界事故が発生した機器が接続される廃ガス処理設備の流路を自動的に遮断するとともに、貯留タンクへの経路を確立し、臨界事故で発生する放射性物質を導出する。

また、圧縮空気設備の一般圧縮空気系から臨界事故が発生した貯槽等に空気を供給することで、臨界事故が発生した機器の気相部内に存在する放射性物質を含む気体を掃気し、貯留タンクに導く。この操作は、6.1.1.3の臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策に兼ねる。

#### (2) 貯留タンクでの静的閉じ込め対策完了判断

貯留タンクへの貯留開始後、貯留タンク内の圧力の上昇と、貯留タンク

ク入口の放射線モニタの指示値の上昇及び流量計の指示値の上昇により、放射性物質を含む気体の貯留が開始されたことを確認する。また、併せて主排気筒の排気筒モニタの指示値が上昇しないことをもって、放射性物質を含む気体が貯留タンクに確実に導かれていることを確認する。

臨界事故の未臨界確保対策による中性子吸収材の供給により、臨界事故が発生した機器が未臨界に移行したことを、臨界事故が発生した機器周辺の線量当量率が低下したことで確認したうえで、貯留タンク入口の放射線モニタの指示値を確認し、指示値が低下傾向であることを確認する。その上で、貯留タンク内の圧力が規定の圧力に達した場合に、貯留の完了と判断する。貯留完了の判断後、貯留タンクへの経路を閉止し、空気圧縮機を停止して貯留タンク内の放射性物質を静的に閉じ込める。

また、万一、貯留タンクへの放射性物質を含む気体を閉じ込める対策に失敗した場合に備え、貯留タンクでの静的閉じ込め対策と並行して(4)に記載の自主対策であるセルへの放射性物質を含む気体の導出対策を実施する。

### (3) 貯留タンクでの静的閉じ込め後の換気再開

貯留タンクによる放射性物質を含む気体の貯留完了後、臨界事故が発生した機器が接続される廃ガス処理設備の弁の開操作を行い、排風機を再起動して、高い除染能力が期待できる通常時の放出経路に復旧する。

### (4) セルへの放射性物質の導出

異常な水準の放出防止対策に用いる設備の信頼性は十分に高いものとするが、自主対策として、セルへの臨界事故で発生した放射性物質を

含む気体の導出に備え、貯留タンクによる静的閉じ込め対策と並行して、各建屋のセルからの排気系の排風機を手動で停止するとともに、セルからの排気系のダンパを閉止することで、貯留タンクへの貯留失敗時のセルへの導出時において放射性物質を含む気体をセル及びセルからの排気系に滞留できるよう措置する。

### 6.1.1.3 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策

核分裂に起因する水の放射線分解等により，水素が発生し，機器内において可燃限界濃度（4 v o 1 %）を超える可能性があることから，一般圧縮空気系から可搬型建屋内ホースを用いて臨界が発生した機器に空気を供給し，臨界事故に伴う放射線分解により発生した水素を掃気する。

### 6.1.2 臨界事故の拡大防止のための措置に使用する設備

前処理建屋における臨界事故の拡大防止に必要な設備を第6.1.2-1表に，精製建屋における臨界事故の拡大防止に必要な設備を第6.1.2-2表に示す。

### 6.1.3 臨界事故の拡大防止のための措置に係る手順

#### 6.1.3.1 未臨界確保対策

次に掲げる手順を手順書として整備する。前処理建屋の未臨界確保対策に係る手順を第 6.1.3-1 表に，精製建屋の未臨界確保対策に係る手順を第 6.1.3-2 表に示す。

- (1) 臨界事故の発生を検知し重大事故時可溶性中性子吸収材供給系による可溶性中性子吸収材の自動供給後，ガンマ線用サーベイメータ及び中性子線用サーベイメータを用いて未臨界の移行を判断する手順
- (2) 臨界事故が継続していると判断した場合に，手動で可溶性中性子吸収材を供給する手順

#### 6.1.3.2 異常な水準の放出防止対策

次に掲げる手順を手順書として整備する。前処理建屋の異常な水準の放出防止対策に係る手順を第 6.2.3-1 表に，精製建屋の異常な水準の放出防止対策に係る手順を第 6.2.3-2 表に示す。

- (1) 臨界事故の発生を検知し，廃ガス処理設備の流路を遮断するとともに，貯留タンクに臨界事故で発生した放射性物質を含む気体を導出した後に，廃ガス処理設備を復旧し，通常の放出経路に復旧する手順
- (2) 貯留タンクへの放射性物質を含む気体を閉じ込める対策に失敗した場合に，臨界事故で発生した放射性物質を含む気体をセルに導出するとともにセルで滞留させる手順



### 6.1.3.3 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策

次に掲げる手順を手順書として整備する。前処理建屋の臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策に係る手順を第 6.2.3-1 表に，精製建屋の臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策に係る手順を第 6.2.3-2 表に示す。

- (1) 臨界事故により発生する放射線分解水素を掃気するために，臨界事故が発生した機器に空気を供給する手順

#### 6.1.4 臨界事故の拡大防止のための有効性評価

##### (1) 有効性評価の方法

##### a. 有効性評価の方法

未臨界確保対策に係る有効性評価は、臨界事故を想定した設備状態に可溶性中性子吸収材を供給した場合の実効増倍率を、検証された J A C S コード システムにより評価し、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系からの可溶性中性子吸収材の供給により未臨界に移行し、及び未臨界を維持できることを確認する。臨界事故を想定した設備状態のうち、核燃料物質の質量、濃度及び溶液量については、実効増倍率が 1 を超える条件を設定するのではなく、想定される条件のうち最も厳しい条件を設定しているため、可溶性中性子吸収材の供給により、設備状態によらず未臨界に移行できる。

異常な水準の放出防止対策に係る有効性評価は、未臨界確保対策である未臨界への移行及び異常な水準の放出防止対策として実施する貯留タンクでの静的閉じ込めが完了した状況下において、放射性物質、事故時の放射性物質の移行率、高性能粒子フィルタ及び放出経路構造物による除去効率並びに異常な水準の放出防止対策の効果により期待される放出低減効果による一般的な放出放射性物質量の評価式を用いて大気中への放射性物質の放出量（以下、「セシウム-137換算放出量」という。）を評価する。

放出量評価は、気相中に移行した全ての放射性エアロゾルを対象にするが、貯留タンクにおける静的閉じ込め操作により、貯留期間中は外部への放出は行なわれないことから、静的閉じ込め操作完了後に、臨界事故の発生が想定される機器の廃ガス処理設備を起動した場合に系統内に残留している可能性のある放射性物質の放出に対して実施する。

セシウム-137への換算係数は、IAEA-TECDOC-1162に示される、地表沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくにかかる実効線量への換算係数を用いて、セシウム-137と着目核種との比から算出する。ただし、プルトニウム等一部の核種は、化学形態による影響の違いを補正する係数を乗じて算出する。

大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）については、長期的な放射線被ばく影響を評価する観点から、溶液の蒸発に伴って大気中へ放出される放射性物質（エアロゾル）を対象とし、地表沈着の考えられない放射性希ガス及び大気中への放出量の大部分が半減期の短い放射性よう素については、評価の対象としない。

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策に係る有効性評価は、臨界事故における核分裂数、臨界事故時の水素発生に係るG値等を用いて、簡便な計算に基づき、臨界事故が発生した機器内の水素濃度を評価する。

#### b. 解析に用いる評価条件

未臨界確保対策の有効性を評価するために使用する主要な評価条件を第6.1.4-1表に示す。

異常な水準の放出防止対策の有効性を評価するために使用する主要な評価条件を第6.2.4-1表に示す。

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策の有効性を評価するために使用する主要な評価条件を第6.2.4.2-1表から第6.2.4.2-3表に示す。

(2) 有効性評価の条件

a. 事故条件

(a) 起回事象

溶解槽における臨界事故は、臨界事故の起因となる異常の発生防止に係る安全機能及び臨界事故の起因となる異常の進展防止に係る安全機能が喪失することで、溶解槽に供給する硝酸濃度の異常な低下等が発生し、それを起因として、溶解槽における臨界事故が発生することを想定する。さらに、設計基準において設置する可溶性中性子吸収材緊急供給回路の機能喪失により臨界事故が発生したことを検知できず、又は可溶性中性子吸収材緊急供給系の機能喪失により溶解槽へ可溶性中性子吸収材が供給されずに臨界事故が継続することを想定する。

エンドピース酸洗浄槽における臨界事故では、臨界事故の起因となる異常の発生防止に係る安全機能及び臨界事故の起因となる異常の進展防止に係る安全機能が喪失することで、せん断処理施設のせん断処理設備のせん断機から過剰に核燃料物質が移行し、それを起因として臨界事故が発生することを想定する。

ハル洗浄槽における臨界事故では、臨界事故の起因となる異常の発生防止に係る安全機能及び臨界事故の起因となる異常の進展防止に係る安全機能が喪失することで、溶解槽における使用済燃料の溶解条件が悪化することで、未溶解の燃料がハル洗浄槽に移行し、それを起因として臨界事故が発生することを想定する。

精製建屋の第5一時貯留処理槽及び第7一時貯留処理槽における臨界事故は、プルトニウム濃度の確認等における人為的な過失の重畳により、未臨界濃度を超えるプルトニウムを含む溶液が移送されたことを起因として、臨界事故が発生することを想定する。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

臨界事故の発生を想定する機器の安全機能は、前述した機能に加え、臨界事故により発生する水蒸気によって高性能粒子フィルタの除去効率が低下していることを想定するが、それ以外の喪失は想定しない。詳細を第6.1.4-2表に示す。

b. 重大事故等への対処に関連する機器条件

(a) 重大事故時可溶性中性子吸収材供給系

重大事故時可溶性中性子吸収材供給系は、約  $150 \text{ g} \cdot \text{G d} / \text{L}$  の硝酸ガドリニウム溶液を貯留し、臨界事故が発生した機器へ自動で中性子吸収材を供給する。

重大事故時可溶性中性子吸収材供給系は、臨界事故の発生を想定する機器に対して、以下の量の可溶性中性子吸収材を供給できるものとする。

<u>前処理建屋 溶解槽</u>	<u><math>2,100 \text{ g} \cdot \text{G d}</math> 以上</u>
<u>前処理建屋 エンドピース酸洗浄槽</u>	<u><math>4,200 \text{ g} \cdot \text{G d}</math> 以上</u>
<u>前処理建屋 ハル洗浄槽</u>	<u><math>3,000 \text{ g} \cdot \text{G d}</math> 以上</u>
<u>精製建屋 第5一時貯留処理槽</u>	<u><math>150 \text{ g} \cdot \text{G d}</math> 以上</u>
<u>精製建屋 第7一時貯留処理槽</u>	<u><math>2,400 \text{ g} \cdot \text{G d}</math> 以上</u>

(b) 緊急停止系

緊急停止系は、中央制御室に設置した緊急停止操作スイッチを操作することで、速やかに工程を停止できるものとする。

(c) せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタ

せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの粒子除去効率は1段当たり99.9%以上(0.3 $\mu$ mDOP粒子)とし、2段で構成する。

(d) 精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系(プルトニウム系)の高性能粒子フィルタ

精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系(プルトニウム系)の高性能粒子フィルタの粒子除去効率は1段当たり99.9%以上(0.3 $\mu$ mDOP粒子)とし、2段で構成する。

(e) 貯留設備

貯留設備は、臨界検知用放射線検出器によって臨界事故の発生が検知された場合に、直ちに廃ガス処理設備から貯留タンクへの経路確立及び静的閉じ込めが自動で実施され、臨界事故により発生する放射性物質を含む気体が貯留タンクに導出され、貯留完了後に貯留タンクへの経路から通常時の廃ガス処理設備に系統を切替えられるものとする。

貯留設備の貯留タンクは、臨界事故の発生を起点として1時間にわたって放射性物質を含む気体を貯留できる容量を有するものとする。

(f) 一般圧縮空気供給設備

一般圧縮空気供給設備は、供給圧力約0.69MPaで圧縮空気を供給する能力を有するものとし、具体的には以下のとおりとする。

<u>前処理建屋 溶解槽</u>	<u>1 m<sup>3</sup>/h以上</u>
<u>前処理建屋 エンドピース酸洗浄槽</u>	<u>6 m<sup>3</sup>/h以上</u>
<u>前処理建屋 ハル洗浄槽</u>	<u>(供給を要しない)</u>

精製建屋 第5一時貯留処理槽 4 m<sup>3</sup> / h 以上

精製建屋 第7一時貯留処理槽 4 m<sup>3</sup> / h 以上

c. 重大事故等への対処に関連する操作条件

現場で作業する場合には、必要な装備の装着時間及び作業場所への移動時間を考慮する。

未臨界確保対策において、現場で作業を行なうものは、セル周辺の線量当量率の計測による未臨界確保の判断であり、同作業は、臨界事故の検知から20分後に開始し、45分後までに完了するものとする。

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策である空気の供給については、臨界事故の検知から20分後に準備作業を開始し、40分時点から開始できるものとする。

**【補足説明資料 6-7】**

(a) 作業環境の考慮

臨界事故の拡大防止のための作業が円滑に遂行できるよう、アクセスルートは、複数のルートを設けるとともに可能な限り共通部分を通過しないよう配慮する。また、通信設備、放射線防護具等を配備する。

アクセスルート並びに作業場所に高温の区域はない。

建屋内で実施する作業については、臨界事故の発生を起点として20分後から開始されるのに対し、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系から可溶性中性子吸収材が供給されるタイミングは臨界事故の発生を起点として10分後であるため、臨界事故が発生した機器から直接到達する放射線を考慮する必要は無い。

ただし、臨界事故が発生した機器に接続されるせん断処理・溶解廃ガ

ス処理設備又は精製建屋塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の配管内部並びに貯留設備の配管及び貯留タンクに放射性希ガス等が移行し、それによる配管等の近傍における線量率の上昇の可能性がある。その場合でも、アクセスルート及び操作場所上に前記配管等は存在せず、建屋躯体における遮蔽を考慮した場合、臨界事故による線量率の上昇は一定程度に収まる

以上より、実施組織要員の作業時における被ばく線量を、1作業当たり10mSvを目安に管理することができるため、実施組織要員の被ばく線量は、緊急作業に係る線量限度を超えないよう管理できる。

【補足説明資料6-9】

また、実施組織要因の作業場所への移動及び作業はにおいては、作業場所の線量率を把握すること等により、実施組織要員の被ばく線量を可能な限り低減できる。

臨界事故の拡大防止のための措置におけるアクセスルート及び可搬型建屋内ホースの敷設ルート図を以下に示す。

#### i. 前処理建屋

##### (i) 溶解槽等における未臨界確保対策のアクセスルート図

第6.1.4-1図から第6.1.4-8図に示す。

##### (ii) 溶解槽における臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策のアクセスルート図

第6.2.4.2-1図から第6.2.4.2-5図に示す。



(iii) 溶解槽における臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策の建屋内ホースの敷設ルート図

第 6.2.4.2-6 図及び第 6.2.4.2-7 図に示す。

(iv) ハル洗浄槽における臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策のアクセスルート図

第 6.2.4.2-8 図から第 6.2.4.2-12 図に示す。

(v) ハル洗浄槽における臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策の建屋内ホースの敷設ルート図

第 6.2.4.2-13 図及び第 6.2.4.2-14 図に示す。

(vi) エンドピース酸洗浄槽における臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策のアクセスルート図

第 6.2.4.2-15 図から第 6.2.4.2-19 図に示す。

(vii) エンドピース酸洗浄槽における臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策の建屋内ホースの敷設ルート図

第 6.2.4.2-20 図及び第 6.2.4.2-21 図に示す。

## ii. 精製建屋

(i) 第 5 一時貯留処理槽等における未臨界確保対策のアクセスルート図

第 6.1.4-9 図から第 6.1.4-11 図に示す。

(ii) 第5一時貯留処理槽における未臨界確保対策のアクセスルート図  
第6.1.4-12図から第6.1.4-20図に示す。

(iii) 第7一時貯留処理槽における未臨界確保対策のアクセスルート図  
第6.1.4-21図から第6.1.4-29図に示す。

(iv) 第5一時貯留処理槽における臨界事故により発生する放射線分解  
水素の掃気対策のアクセスルート図  
第6.2.4.2-22図から第6.2.4.2-26図に示す。

(v) 第5一時貯留処理槽における臨界事故により発生する放射線分解  
水素の掃気対策の建屋内ホースの敷設ルート図  
第6.2.4.2-27図及び第6.2.4.2-28図に示す。

(vi) 第7一時貯留処理槽における臨界事故により発生する放射線分解  
水素の掃気対策のアクセスルート図  
第6.2.4.2-29図及び第6.2.4.2-30図に示す。

(vii) 第7一時貯留処理槽における臨界事故により発生する放射線分解  
水素の掃気対策の建屋内ホースの敷設ルート図  
第6.2.4.2-31図及び第6.2.4.2-32図に示す。

(b) 溢水，化学薬品漏えい及び内部火災に対する評価

臨界事故は内部事象を起因として発生を想定し，また，溢水，化学薬  
品漏えい及び内部火災により臨界事故が発生することはないため，臨界  
事故対処中の溢水，化学薬品漏えい及び内部火災の影響は考慮しない。

d. 解析シナリオ

(2) a. (a)で述べた起因事象により臨界事故が発生する。臨界検知用放射線検出器で臨界を検知すると、臨界が発生した機器に自動的にガドリニウムが供給されることにより、臨界が発生した貯槽は未臨界状態になる。

また、臨界検知用放射線検出器で臨界を検知すると、自動で廃ガス処理設備から貯留タンクへの経路が確立され、貯留タンクにおける放射性物質の貯留が開始される。したがって、貯留タンクへの貯留中においては、発生する放射性物質は貯留タンクに導かれるため、外部への放射性物質の放出は生じない。

臨界事故が発生した機器が未臨界に移行したことを、臨界事故が発生した機器周辺の線量当量率が低下したことで確認したうえで、貯留タンク入口の放射線モニタの指示値を確認し、指示値が低下傾向であることを確認する。その上で、貯留タンク内の圧力が規定の圧力に達した場合に、貯留タンクの入口弁を閉止し、放射性希ガス等については時間による減衰をはかる。

貯留タンクでの貯留終了と同時に、廃ガス処理設備を起動し、臨界事故が発生した機器内に残存している可能性のある放射性物質を通常の経路において除去しながら、管理された状態において放出する。

臨界事故により発生し、溶液中に残存した臨界事故の核分裂による核分裂生成物を含む放射性物質の放出量についても考慮する。

大気中への放射性物質の放出に当たっては、各廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタによる放射性エアロゾルの除去を考慮して大気中へ放出される放射性物質の放出量を算出するが、除去効率については、事故時の環境を考慮して設定する。

さらに、臨界により生じるエネルギーにより放射線分解水素が発生し、機器内の水素濃度が上昇することを想定する。

臨界事故の未臨界確保対策として可溶性中性子吸収材が自動的に供給され、核分裂に由来する水素の発生は、臨界事故の発生を起点として10分後に停止する。

また、臨界事故の起因との関係において、未臨界に移行した以降にも溶液由来の放射線分解水素が発生し、機器内の水素濃度の上昇が継続することを想定する。

このため、臨界事故の発生を想定する機器に対して、臨界事故発生後速やかに一般圧縮空気供給設備を用いて、空気を供給することで、水素濃度を低減し、水素爆発未然防止濃度（8 v o 1 %）未満を維持するとともに、可燃限界濃度（4 v o 1 %）未満とする。

#### e. 解析条件

##### (a) 未臨界確保対策

溶液中の放射性物質質量、溶液の液量、核種及び減速条件に関しては、臨界事故が想定される施設の運転状態により変動し得るが、それらの変動を包含できるよう評価結果が最も厳しくなるよう条件を設定した場合においても未臨界確保対策により未臨界に移行し、及び未臨界を維持できることを確認する。

未臨界確保対策の主要な評価条件を第 6.1.4-1 表に示すとともに、以下に主要な評価条件を記載する。

解析に当たっては、未臨界に移行するために必要な可溶性中性子吸収材量が最も大きいエンドピース酸洗浄槽を代表として示す。

##### i. エンドピース酸洗浄槽

- (i) 再処理施設で取り扱う燃料条件を包含する条件として初期濃縮度 5.0 w t % 及び燃焼度  $0 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot U_{\text{PR}}$  とする。
- (ii) エンドピース酸洗浄槽へ装荷する燃料せん断片の質量を包含する条件として燃料せん断片装荷量を約  $550 \text{ k g} \cdot U_{\text{O}_2}$  とする。
- (iii) 溶液中の硝酸による中性子吸収効果が小さくなる条件として洗浄液中の酸濃度を  $0 \text{ N}$  とする。
- (iv) 供給するガドリニウム量を  $4,200 \text{ g} \cdot \text{G d}$  とする。

(b) 異常な水準の放出防止対策

【補足説明資料6-4】

有効性評価における大気中への放射性物質の放出量評価は、異常な水準の放出防止対策による貯留設備の貯留タンクでの貯留終了後に、廃ガス処理設備を起動した場合に外部に放出される可能性のある放射性物質に対して実施し、具体的には臨界事故が発生した機器内に残存している可能性のある放射性物質を対象とする。

評価に当たっては、臨界事故が発生した貯槽等が保有する放射性物質量に、臨界事故により影響を受ける割合、核分裂の熱エネルギーによる沸騰等により放射性物質が機器の気相に移行する割合、大気中への放出経路における低減割合及び肺に吸収され得るような浮遊性の微粒子状の放射性物質の割合を乗じて算出する。

評価した大気中への放射性物質の放出量にセシウム-137への換算係数を乗じて、大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）を算出する。

解析に当たっては、大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）が最も大きくなる機器である、精製建屋の第7一時貯留処理槽を

代表として示す。

i. 臨界事故が発生した貯槽等が保有する放射性物質質量

臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）評価における，臨界事故が発生した貯槽等が保有する放射性物質質量は，臨界事故の発生を想定する機器が内包する溶液中の放射性物質が支配的であり，臨界により生成する核分裂生成物のうち，セシウム-137評価の対象としない放射性希ガス及び放射性よう素を除く核分裂生成物による影響は無視できる。使用済燃料の燃焼条件，溶液の液量，核種及び放射性物質質量に関しては，運転状態により変動し得るが，評価結果が最も厳しくなるよう臨界事故の発生を想定する機器が内包する溶液中の放射性物質の濃度を，1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度 $45,000\text{MW d} / \text{t} \cdot \text{UPr}$ ，冷却期間15年を基に算出した第7一時貯留処理槽への移送元の機器の平常運転時の最大値とする。

ii. 臨界事故により影響を受ける割合

臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）評価における臨界事故により影響を受ける割合は，放射性物質の気相中への移行率の設定を踏まえ，ルテニウムについては1とし，その他については，機器が保有する溶液量に対する蒸発する溶液量の割合とする。

核分裂で発生する熱エネルギーにより蒸発する溶液の量の算出に用いる全核分裂数は，過去に発生した臨界事故から設定した臨界事故発生初期に生じる急激な核分裂反応の核分裂数  $10^{18}$  及び核分裂が継続的に発生する期間における核分裂率  $1 \times 10^{15} \text{ f i s s i o n s} / \text{ s}$  に未臨

界確保対策の完了時間を考慮して計算した核分裂数の合計とし、全核分裂数を  $1.6 \times 10^{18}$  とする。また、臨界事故発生時点で既に溶液が沸騰状態にあるものとし、核分裂で発生する熱エネルギーは、全て溶液の蒸発に使用されるものとする。

**【補足説明資料 6-5】**

iii. 核分裂の熱エネルギーによる沸騰等により放射性物質が機器の気相に移行する割合

臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）評価における移行率は、設計基準事故のうち、溶解槽における臨界と同じ値とし、以下のとおりとする。

ルテニウム 溶液中の保有量及び臨界に伴う生成量の0.1%

その他 全核分裂数のエネルギーによる蒸発量に相当する溶液体積中の保有量の0.05%

iv. 大気中への放出経路における低減割合

臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）評価における大気中への放出経路における低減割合は以下のとおりとする。

貯留タンクでの滞留が完了した後に、廃ガス処理設備を起動することで、機器内の気相中に残留している放射性物質は、精製建屋塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）から主排気筒を経由して大気中に放出される。

精製建屋塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の高性能粒子フィルタは2段で、1段当たりの放射性エアロゾルの除去効率は99.9%以上であるが、蒸気雰囲気が除去効率を低下させる傾向を有することを考慮し

て、高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除去効率は、蒸気による劣化を考慮した高性能粒子フィルタの除去効率(1段あたり99%)とし、2段として99.99%とする。

放出経路構造物への沈着による放射性エアロゾルの除去効率は90%とする。

臨界事故において気相中に移行した放射性物質は、機器に供給される空気及び臨界事故に伴う溶液の沸騰で発生した水蒸気により貯留タンクに導かれ、貯留タンクで静的に閉じ込められるが、機器に供給される空気と機器内の放射性物質が完全混合状態となると仮定した場合、一定量の放射性物質が貯留タンクに貯留されずに機器内に残留する可能性がある。

このため、機器内に残留する放射性物質の割合は、臨界事故発生時点において溶液が沸騰状態にあり、臨界事故のエネルギーにより水蒸気が発生し、同水蒸気によって機器外に放射性物質が移動するとして求めた割合である30%とする。

#### 【補足説明資料 6-4】

#### v. 肺に吸収され得るような浮遊性の微粒子状の放射性物質の割合

肺に吸収され得るような浮遊性の微粒子状の放射性物質の割合は1とする。

#### (c) 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策

臨界事故が発生した機器内の水素濃度の算定には、水素の発生量、気相部体積及び水素掃気空気の流量を用いる。

貯槽等の気相部体積は、機器の全容量から、臨界事故の発生が想定さ



れる条件において、機器に貯留されている溶液量を差し引いて算出し、さらに、機器に他の機器が接続されている等により気相部を考慮できる場合には考慮する。

算出条件である全核分裂数，溶液量，崩壊熱密度，気相部体積，G値及びG値の決定に必要な硝酸イオン濃度を第 6.2.4.2-1 表から第 6.2.4.2-3 表に示す。【補足説明資料 6-8】

解析に当たっては、機器内の水素濃度の推移において、水素濃度が最も高くなる機器である、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽を代表として示す。

i. 全核分裂数は、過去に発生した臨界事故から設定した臨界事故発生初期に生じる急激な核分裂反応の核分裂数  $10^{18}$  及び核分裂が継続的に発生する期間における核分裂率  $1 \times 10^{15}$  f i s s i o n s / s に未臨界確保対策の完了時間を考慮して計算した核分裂数の合計とし、全核分裂数を  $1.6 \times 10^{18}$  とする。

ii. エンドピース酸洗浄槽の溶液量は、平常運転時の溶液量とし、 $2.1 \text{ m}^3$  とする。

iii. エンドピース酸洗浄槽に保有する溶液の崩壊熱密度は、エンドピース酸洗浄槽に多量の燃料せん断片が装荷され、その一部分が溶解反応により溶解しているとして、溶解槽に保有する溶解液の崩壊熱密度を用いる。

iv. エンドピース酸洗浄槽の気相部体積は、機器内及び接続される機器の体積とし、 $3 \text{ m}^3$  とする。

v. 臨界事故時の水素発生G値は、臨界事故の体系における水素発生G値として報告されている数値のうち、最も大きい数値である 1.8 とす

る。

vi. エンドピース酸洗浄槽に保有する溶液の硝酸イオン濃度及び溶液由来の放射線分解水素にかかるG値は、エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の起因との関係で、エンドピース酸洗浄槽内の硝酸が溶解反応に使用されたものとして、G値がもっとも大きくなる条件である、硝酸イオン濃度0mol/Lとし、G値はα線にあつては1.4、β線にあつては0.45とする。

f. 使用する解析コード

未臨界確保対策の有効性評価においては、臨界事故を想定した設備状態に可溶性中性子吸収材を供給した場合の実効増倍率を、検証されたJACSコードシステムにより評価する。

**【補足説明資料 6-10】**

異常な水準の放出防止対策及び臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策の有効性評価においては、解析コードは用いない。

(3) 有効性評価の判断基準

a. 未臨界確保対策

未臨界確保対策により速やかに未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。具体的には、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系から供給した可溶性中性子吸収材により臨界事故の発生を想定する機器の実効増倍率が0.95以下になること。

上記事項の確認にあたっては、解析コードによって計算された実効増倍率を有効性評価の評価項目として設定し、未臨界確保対策に必要な資源が確保されていることを確認する。

b. 異常な水準の放出防止対策

未臨界に移行し、貯留タンクでの貯留が完了したうえで、廃ガス処理設備を起動して通常時の放出経路に復旧した状況下での大気中へ放出される放射性物質の放出量がセシウム-137 換算で 100TBq を下回るものであって、かつ、実行可能な限り低いこと。

上記事項の確認にあたっては、事態の収束までに大気中へ放出される放射性物質の放出量を有効性評価の評価項目として設定し、異常な水準の放出防止対策に必要な資源及び要員が確保されていることを確認する。

c. 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策

臨界事故が発生した機器内の水素濃度が、有効性評価において基本とする条件においては、水素爆発未然防止濃度（8vol%）未満であること。また、空気の供給により、基本とする条件及び有効性評価の不確実性を踏まえて設定する基本とする条件を超える条件下において、速やかに可燃限界濃度（4vol%）を下回ること。

上記事項の確認にあたっては、臨界事故発生時点から放射線分解水素の掃気対策が開始されるまでの間の機器の気相部における水素濃度と、放射線分解水素の掃気対策を実施した以降における機器の気相部における水素濃度を有効性評価の評価項目として設定し、臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策に必要な資源及び要員が確保されていることを確認する。

(4) 有効性評価の結果【補足説明資料 6-3】

a. 未臨界確保対策

(2) e. の解析条件に基づき解析した結果, エンドピース酸洗浄槽内の可溶性中性子吸収材量を4,200 g・G d以上とすることで, エンドピース酸洗浄槽を未臨界に移行できる。

具体的な評価結果を以下に示す。

(a) エンドピース酸洗浄槽

供給経路に滞留するガドリニウム量を考慮した上で, 解析条件で設定したエンドピース酸洗浄槽内のガドリニウム量 4,200 g・G dを上回るよう, 重大事故時可溶性中性子吸収材供給系からエンドピース酸洗浄槽に約 150 g・G d/Lの硝酸ガドリニウム溶液約 50 [L] を供給することで, エンドピース酸洗浄槽を速やかに未臨界に移行し, 及び未臨界を維持できる。

b. 異常な水準の放出防止対策

(2) e. の解析条件に基づき解析した結果, 臨界事故が発生した以降, 異常な水準の放出防止対策として実施する貯留設備の貯留タンクでの貯留を考慮し, 事態の収束である, 廃ガス処理設備の起動によって, 廃ガス処理設備の系統内に残存している可能性のある放射性物質が放出された場合の放出量は, 第7一時貯留処理槽において約  $9 \times 10^{-7}$  TBqとなる。

第7一時貯留処理槽で臨界事故が発生した場合の主排気筒から大気中への放射性物質の放出量及び放射性物質の放出量（セシウム-137換算）の詳細を第6.2.4.1-5表及び第6.2.4.1-10表に示す。また, 放射性物質が大気中に放出されるまでの過程を第6.2.4.1-5図に示す。

c. 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策

(2) e. の解析条件に基づき解析した結果，エンドピース酸洗浄槽において，臨界事故後，機器内の水素濃度の最大値は約7%であり，水素爆発未然防止濃度未満である。

また，エンドピース酸洗浄槽が未臨界に移行した後，溶液由来の放射線分解水素が発生し，機器内の水素濃度が上昇した場合に，水素爆発未然防止濃度（8 v o 1%）に達する時間は，臨界事故の発生を起点として約16時間後であるのに対し，臨界事故の発生を起点として約40分後から，一般圧縮空気供給設備から空気を6 m<sup>3</sup>/h以上供給することで，臨界事故の発生を起点として1時間以内に機器内の水素濃度を4%未満にできる。

臨界事故後，機器内の水素濃度が水素爆発未然防止濃度に達する時間を第6.2.4.2-4表に示す。

また，臨界事故の発生を想定する機器において，臨界事故後，速やかに水素濃度を可燃限界濃度未満にするために必要な空気量を第6.2.4.2-4表に示す

さらに，一般圧縮空気供給設備からの空気を供給した場合の機器内の気相部の水素濃度の変化を第6.2.4.2-34図に示す。

(5) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

a. 実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響

未臨界確保対策及び異常な水準の放出防止対策に対しては、臨界事故の発生を検知後、直ちに自動で臨界事故への対策を開始することとしており、解析コード及び解析条件の不確かさは、実施組織要員の操作の時間余裕に影響を与えない。

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策については、臨界事故の発生後直ちに放射線分解水素が発生することから、臨界事故の発生を検知後、速やかに空気を供給する対策をとることとしている。

また、機器内の水素濃度が水素爆発未然防止濃度に到達するまでの時間を算出するに当たって、機器の水素発生量及び空間容量が必要となる。

以下に、それらの項目の不確かさの影響を評価する。

(a) 機器の水素発生量

i. G値

臨界事故により発生する水素量を計算するに当たって用いた水素発生G値は文献値より設定しているが、文献に示される体系には不確実な部分が多い。また、G値は溶液が沸騰状態にある場合には増加することが知られており、その効果を非臨界時におけるG値の増加傾向と同程度とすると、場合によっては1桁未満の上ぶれを有する可能性がある。

【補足説明資料 6-8】

ii. 核分裂数

核分裂により発生する水素の発生量を設定するに当たっては、過去の臨界事故等を踏まえてバースト期の核分裂数及びプラト一期の核分

裂率を設定しているが、臨界事故の規模は投入される反応度量等により不確かさを有し、一意に定めることはできない。

臨界事故時の全核分裂数が想定している全核分裂数よりも大きい場合として、全核分裂数を、有効性評価で基準としている核分裂数の約2倍程度とした場合においては、水素の発生量は1桁未満の上振れとなるが、その場合、臨界事故の熱エネルギーにより発生した水素が掃気されることで、機器内の水素濃度が水素爆発未然防止濃度(8 v o 1%)未満を超過する時間は短くなると想定される。

未臨界に移行した後に発生する水素量については、臨界事故の発生が想定される条件における最大の崩壊熱密度、最大の溶液量及び水素発生量が多くなる溶液性状を基に算出しており、不確かさを考慮する必要はない。

【補足説明資料 6-6】

(b) 機器の空間容量

臨界事故時に想定される最大の溶液量を取り扱っているものとして設定しており、不確かさを考慮する必要はない。

b. 評価項目に与える影響

(a) 未臨界確保対策

解析コードによる未臨界の判定においては、計算結果の誤差を考慮した判定基準である実効増倍率 0.95 を採用していることから、評価結果において不確かさが考慮されている。

また、解析条件として用いた核燃料物質の同位体組成や質量等の条件には、臨界事故の発生が想定される下限量を設定するのではなく、臨界事故の発生が想定される条件において想定可能な限り厳しい条件を採

用しているが、実際には臨界事故の発生を検知してから約1分で再処理施設の運転を停止し、新たな核燃料物質の供給が絶たれることで、より少ない量の可溶性中性子吸収材量でも未臨界に移行できる。

そのため、臨界事故の有効性評価においては、可溶性中性子吸収材の供給に10分を要するとしているが、現実的な条件を考慮した場合にはさらに短い時間で未臨界に移行できる。

また、未臨界確保対策である重大事故時可溶性中性子吸収材供給系から、未臨界に必要な量の可溶性中性子吸収材が供給されるまでの時間については一律10分と設定しているが、実際の設備構成を踏まえた場合、その時間は、5分以下と見積もられ、実際に臨界事故が発生した機器に供給される可溶性中性子吸収材量は、未臨界に必要な中性子吸収材量を十分上回り、余裕を有するため、確実に未臨界に移行できる。

#### (b) 異常な水準の放出防止対策

異常な水準の放出防止対策の評価に用いるパラメータは、不確かさを有するため、大気中への放射性物質の放出量に影響を与える。不確かさを考慮した各パラメータの幅を以下に示す。

##### i. 臨界事故が発生した貯槽等が保有する放射性物質質量

再処理する使用済燃料の燃焼条件の変動幅を考慮すると、放射性物質質量の最大値は、1桁未満の下振れを有する。また、再処理する使用済燃料の冷却年数によっては、減衰による放射性物質質量のさらなる低減効果を見込める可能性がある。

##### ii. 臨界事故により影響を受ける割合

臨界事故により影響を受ける割合は、全核分裂数に依存するため、未臨界確保対策が想定よりも短い時間で完了できた場合には、その割



合は小さくなる。

未臨界確保対策である重大事故時可溶性中性子吸収材供給系から、未臨界に必要な量の可溶性中性子吸収材が供給されるまでの時間については一律10分と設定しているが、実際の設備構成を踏まえた場合、その時間は、5分以下と見積もられる。この効果は、臨界事故が発生した機器までの配管長等に依存するが、条件によっては1桁未満の下振れを見込める可能性がある。

また、臨界事故の挙動の不確かさの影響により、臨界事故時の全核分裂数が想定している全核分裂数よりも小さい場合、臨界事故により影響を受ける割合は小さくなる可能性がある。この効果は、臨界事故発生時の条件に依存するが、条件によっては1桁程度の下振れを見込める可能性がある。

また、臨界事故発生時において、溶液が既に沸騰状態にあるものとし、核分裂により発生する熱エネルギーは、全て溶液の蒸発に使用されるとしているが、現実的には、溶液が沸騰するまでに核分裂により発生する熱エネルギーが溶液の温度上昇及び機器温度の上昇で消費される。この効果は、臨界事故発生時の条件に依存するが、条件によっては1桁程度の下振れを見込める可能性がある。

また、臨界事故時の全核分裂数が想定している全核分裂数よりも大きい場合として、全核分裂数を、有効性評価で基準としている核分裂数の約2倍程度とした場合においては、条件によっては1桁未満の上振れを有する可能性がある。

以上より、臨界事故のセシウム-137換算放出量の計算における臨界事故により影響を受ける割合は、条件によっては1桁未満の上振れを有する可能性があるとともに、条件によっては2桁以上の下振れを見

込める可能性がある。

iii. 核分裂の熱エネルギーによる沸騰等により放射性物質が機器の気相に移行する割合

核分裂の熱エネルギーによる沸騰等により放射性物質が気相中へ移行する割合は、設計基準事故のうち、溶解槽における臨界と同様とし、核分裂の熱エネルギーによる沸騰等により放射性物質が機器の気相に移行する割合が有する不確かさの幅の設定は行わない。

iv. 大気中への放出経路における低減割合

精製建屋塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の高性能粒子フィルタの除去効率の設定においては、蒸気雰囲気が除去効率を低下させる傾向を有することを考慮して設定しているが、上記廃ガス処理設備中の凝縮器により蒸気は凝縮されることで、蒸気による除去効率の低下が生じないことが考えられる。この効果として1桁程度の下振れを見込める。

さらに、上記廃ガス処理設備には洗浄塔等の機器が設置されており、洗浄塔による放射線物質の除去に期待できる可能性がある。この効果として1桁程度の下振れを見込める。

また、放出経路構造物への沈着による放射性エアロゾルの除去効率については、条件によっては期待できない場合があり、その場合1桁程度の上振れを有する可能性がある。

以上より、臨界事故のセシウム-137換算放出量の計算における大気中への放出経路における低減割合は、1桁程度の上振れを有する可能性があるとともに、2桁程度の下振れを有する。

なお、非揮発性として気相中に移行するとしているルテニウムについては、その化学的性質が、気相に移行した際の条件に依存して変化

することが知られており，臨界事故時の気相への移行時において，揮発性となっている可能性も考えられ，その場合は高性能粒子フィルタによる除去が困難となる恐れがある。

その場合であっても，揮発性として移行したルテニウムは，廃ガス処理設備に設置している洗浄塔等により一定程度除去されると推定される。廃ガス処理設備に設置している洗浄塔等による除去効果を安全側に見積もって除染係数10とした場合，揮発性ルテニウムの放出による放出量への影響は，溶解槽等における臨界事故の放出量に対して1桁未満の上振れと推定される。

#### v. 肺に吸収され得るような浮遊性の微粒子状の放射性物質の割合

肺に吸収され得るような浮遊性の微粒子状の放射性物質の割合は，吸入摂取に寄与する割合であり，エアロゾルの形態で浮遊する放射性物質の径に依存するパラメータである。全ての粒子が吸入され放射線被ばくに寄与するとは考え難いが，より厳しい評価結果を与えるように肺に吸収され得るような浮遊性の微粒子状の放射性物質の割合を1と設定し，肺に吸収され得るような浮遊性の微粒子状の放射性物質の割合が有する不確かさの幅の設定は行わない。

#### (c) 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策

臨界事故が発生した機器の気相部の水素濃度を可燃限界濃度（4 v o 1 %）未満に維持するために必要な空気の流量を算出するに当たって，機器の水素発生量及び空間容量が必要となる。

同項目については a. (5)と同様に，評価条件の不確かさを有し，空気を供給するまでの短時間，一時的に機器内の水素濃度は水素爆発未然防止濃度（8 v o 1 %）を超過する恐れがあるが，その後実施する空気

の供給において供給する空気流量は、想定する条件において可燃限界濃度（4 v o 1 %）未満に維持するために必要な空気の流量に比べて十分大きくするため、未臨界移行後に速やかに水素濃度を可燃限界濃度（4 v o 1 %）未満に維持でき、評価項目に与える影響は小さい。

具体的には、臨界事故時の全核分裂数が想定している全核分裂数よりも大きい場合として、全核分裂数を、有効性評価で基準としている核分裂数の約2倍程度とした場合においても、臨界事故の発生を起点として概ね1時間で可燃限界濃度（4 v o 1 %）未満に維持できる空気流量とする。

また、臨界事故により発生する水素以外の放射線分解ガス及び臨界事故により溶液の温度が上昇し、沸点に到達した場合、水蒸気が発生することで、機器内の水素が掃気され、機器内の水素濃度はさらに低減されるが、この効果を見込まずに評価を行なっている。

### c. 評価結果

解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響及び評価項目に与える影響を確認した。

未臨界確保対策及び異常な水準の放出防止対策に対しては、臨界事故の発生を検知後、直ちに自動で臨界事故への対策を開始することとしており、解析コード及び解析条件の不確かさは、実施組織要員の操作の時間余裕に影響を与えない。

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策については、臨界事故の発生を検知後、速やかに空気を供給する対策をとることとしているが、G値及び核分裂数の上振れにより、掃気対策を実施するよりも早い段階で機器内の水素濃度が水素爆発未然防止濃度を超える可能性が

あるが、供給する空気量を想定する条件において可燃限界濃度（4 v o 1 %）未満に維持するために必要な空気の流量に比べて供給する空気量を十分大きくすることで、未臨界移行後、概ね1時間以内に水素濃度を可燃限界濃度（4 v o 1 %）未満に維持できることから、影響は小さい。

また、評価項目に与える影響については、以下のとおりである。

(a) 未臨界確保対策

解析コードによる未臨界の判定において、解析コードの不確かさを考慮しているとともに、解析条件の設定にあっては想定可能な限り厳しい条件を採用しているため、不確かさによる影響を受けない。

(b) 異常な水準の放出防止対策

異常な水準の放出防止対策の評価に用いるパラメータが、臨界事故におけるセシウム-137換算放出量に与える不確かさの幅は、臨界事故が発生した貯槽等が保有する放射性物質質量及び大気中への放出経路における低減割合の設定に起因する3桁未満の下振れを有する。条件によっては、大気中への放出経路における低減割合及び臨界事故により影響を受ける割合の設定に起因する2桁未満の上振れを有する可能性があるとともに、臨界事故により影響を受ける割合の設定に起因する3桁未満の下振れを有する可能性がある。

(c) 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策

前記のとおり、G値の設定及び全核分裂数の設定において水素発生量が上ぶれとなる可能性はあるものの、供給する空気量を十分大きくすることで、未臨界移行後、概ね1時間以内に水素濃度を可燃限界濃度（4 v o 1 %）未満に維持できることから、影響は小さい。

(6) 必要な要員及び資源の評価

a. 必要な要員の評価

未臨界確保対策として実施する，緊急停止系による工程停止操作及び未臨界への移行判断に必要な要員は，最大3名であり，実施組織要員で実施可能である。

異常な水準の放出防止対策として実施する，外部への放射性物質の放出抑制の観点で要する作業員は4名であり，実施組織要員により実施可能である。

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策に必要な要員は2名であり，実施組織要員で実施可能である。

b. 必要な資源の評価

安全機能の喪失に対する仮定に記載したとおり，エンドピース酸洗浄槽における臨界事故は，動的機器の機能喪失又は人為的な過失の重量を起因として発生することから，電源等については平常時と同様に使用可能である。

(a) 可溶性中性子吸収材

未臨界確保措置で使用する可溶性中性子吸収材は，臨界事故が発生した機器を未臨界に移行し，及び未臨界を維持するために必要な量を保有することとし，具体的には，重大事故時可溶性中性子吸収材供給系の可溶性中性子吸収材供給槽において，臨界事故の発生を想定する機器に対する未臨界確保対策に必要な量（最大となるエンドピース酸洗浄槽の場合約28L）に対して余裕を持つよう配備（最大となるエンドピース酸洗浄槽の場合約50L以上）することから，臨界事故が発生した場合に確実に未臨界に移行することが可能である。

(b) 圧縮空気

放射線分解水素の掃気対策に使用する圧縮空気は、臨界事故の発生を想定する機器のうち、最も水素掃気のための空気を多く必要とする機器であるエンドピース酸洗浄槽の必要量  $6 \text{ m}^3 / \text{h}$  を十分上回り、具体的には  $20 \text{ m}^3 / \text{h}$  とするため、水素濃度を可燃限界濃度未満に維持できる。

(8) 判断基準への適合性の検討

臨界事故が発生した場合において、未臨界に移行し、及び未臨界を維持すること及び外部への放射性物質の放出量を低減することを目的として、臨界事故の発生が想定される機器への可溶性中性子吸収材の供給手段、放射性物質を含む気体を貯留する手段及び臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気する手段を整備している。

臨界事故が発生した機器への可溶性中性子吸収材の供給は、臨界事故の発生を検知した場合に直ちに自動的に開始され、臨界事故が発生した場合に速やかに未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる。

また、供給する可溶性中性子吸収材は未臨界に移行するために必要な量に十分な余裕を考慮して配備しており、確実に未臨界に移行する措置を講じることができる。

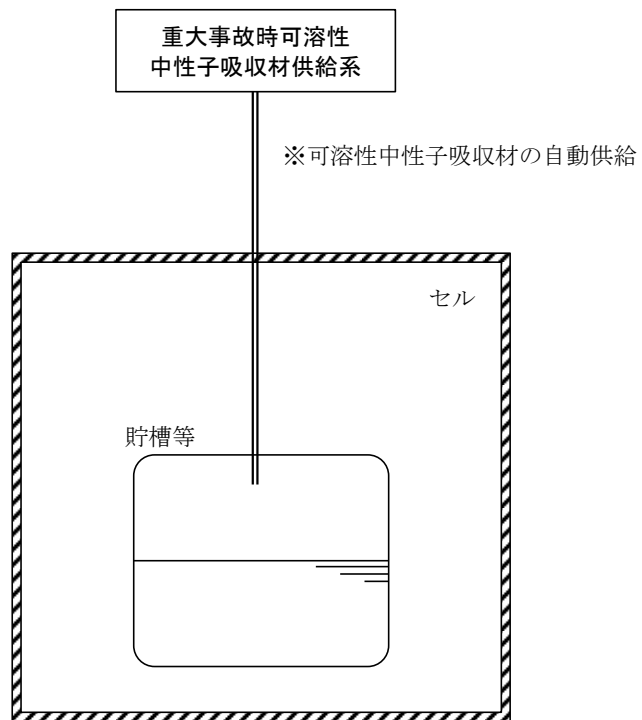
臨界事故が発生した場合において、異常な水準の放出防止対策を講ずることにより、臨界事故による大気中への放射性物質の放出量は、最大の機器においても  $9 \times 10^{-7} \text{ TBq}$  であり、設定した異常な水準の放出防止対策の評価に用いるパラメータの不確かさの幅を考慮しても、 $100 \text{ TBq}$  を下回る。また、臨界事故で発生した放射性物質については、重大事故等対処施設の貯留設備により、可能な限り外部に放出されないよう措置することから、大気中への放射性物質の放出量は、実行可能な限り

低くなっている。このため、有効性評価で示す大気中への放射性物質の放出量は妥当であると考えられ、大気中への異常な水準の放出を防止することができる。

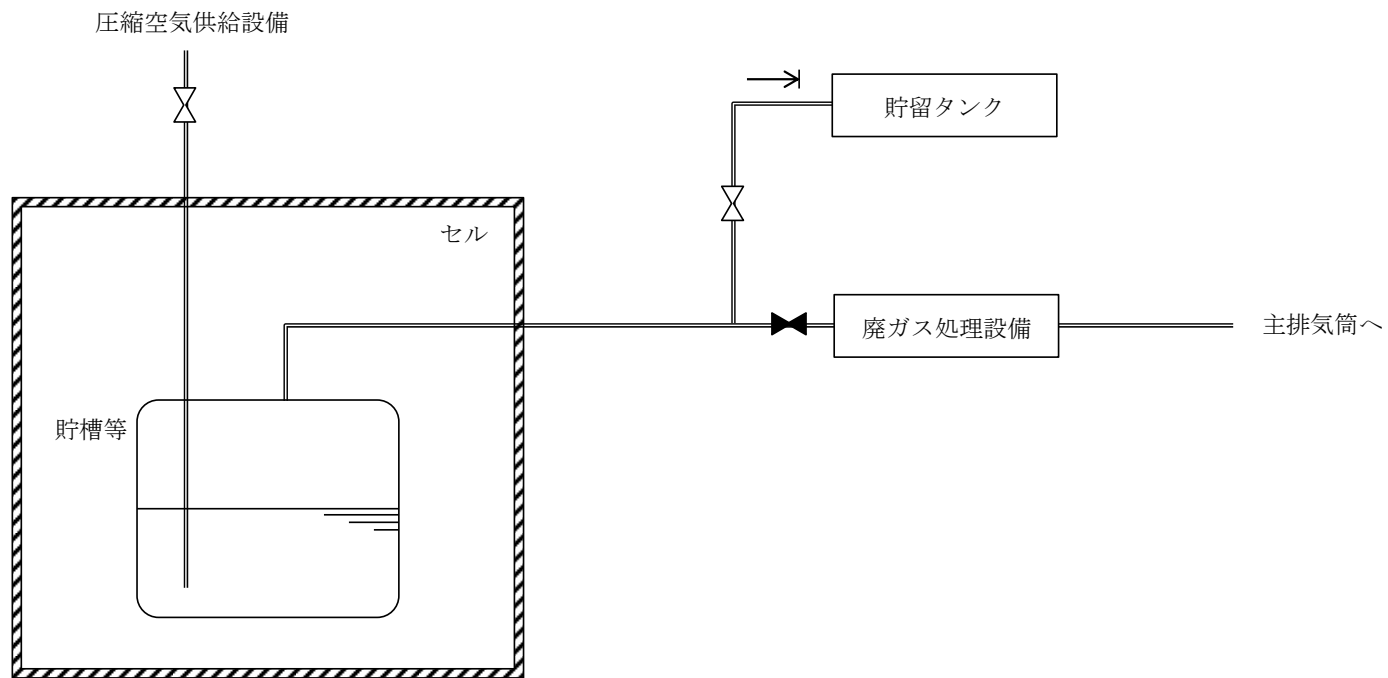
臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策により、臨界事故が発生した機器内の水素濃度を、水素爆発未然防止濃度（8 v o 1 %）未満に維持でき、速やかに可燃限界濃度（4 v o 1 %）を下回ることができる。また、解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、主に核分裂数の設定において不確かさが内在し、臨界事故の進展が設定した条件を上回る場合には一時的に機器内の水素濃度が水素爆発未然防止濃度（8 v o 1 %）を超える恐れがあることが確認されたが、放射線分解水素の掃気対策は臨界事故発生後速やかに開始し、対策開始移行は臨界事故の発生を起点として概ね1時間以内に水素爆発未然防止濃度（8 v o 1 %）まで低減できることから、不確かさによる影響は小さい。

以上より、「(3) 有効性評価の判断基準」を満足する。





第 6 - 1 図 未臨界確保対策の概要図



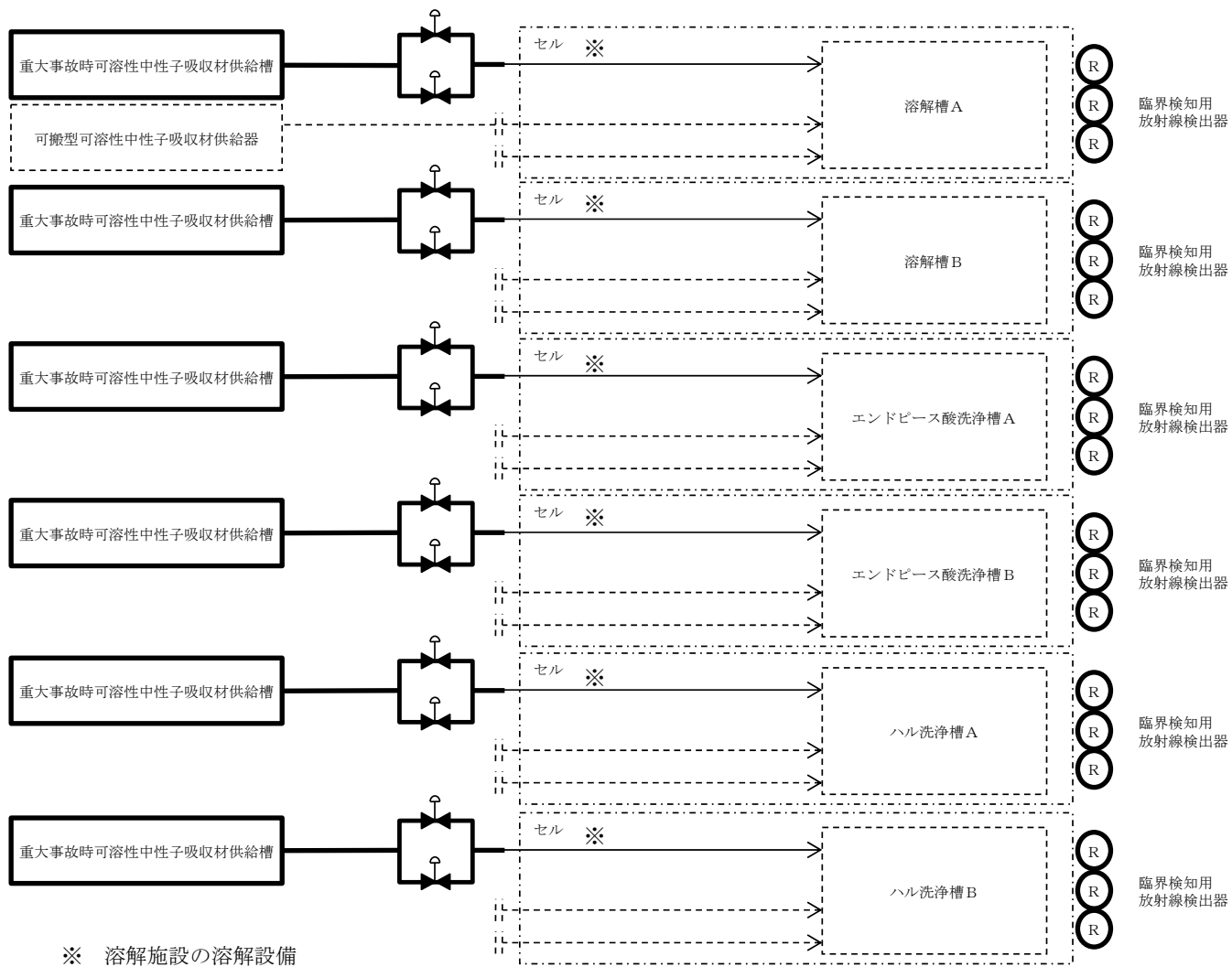
第 6 - 2 図 異常な水準の放出防止対策の概要図

第 6.1.1-1 表 前処理建屋における臨界事故の発生を  
想定する機器

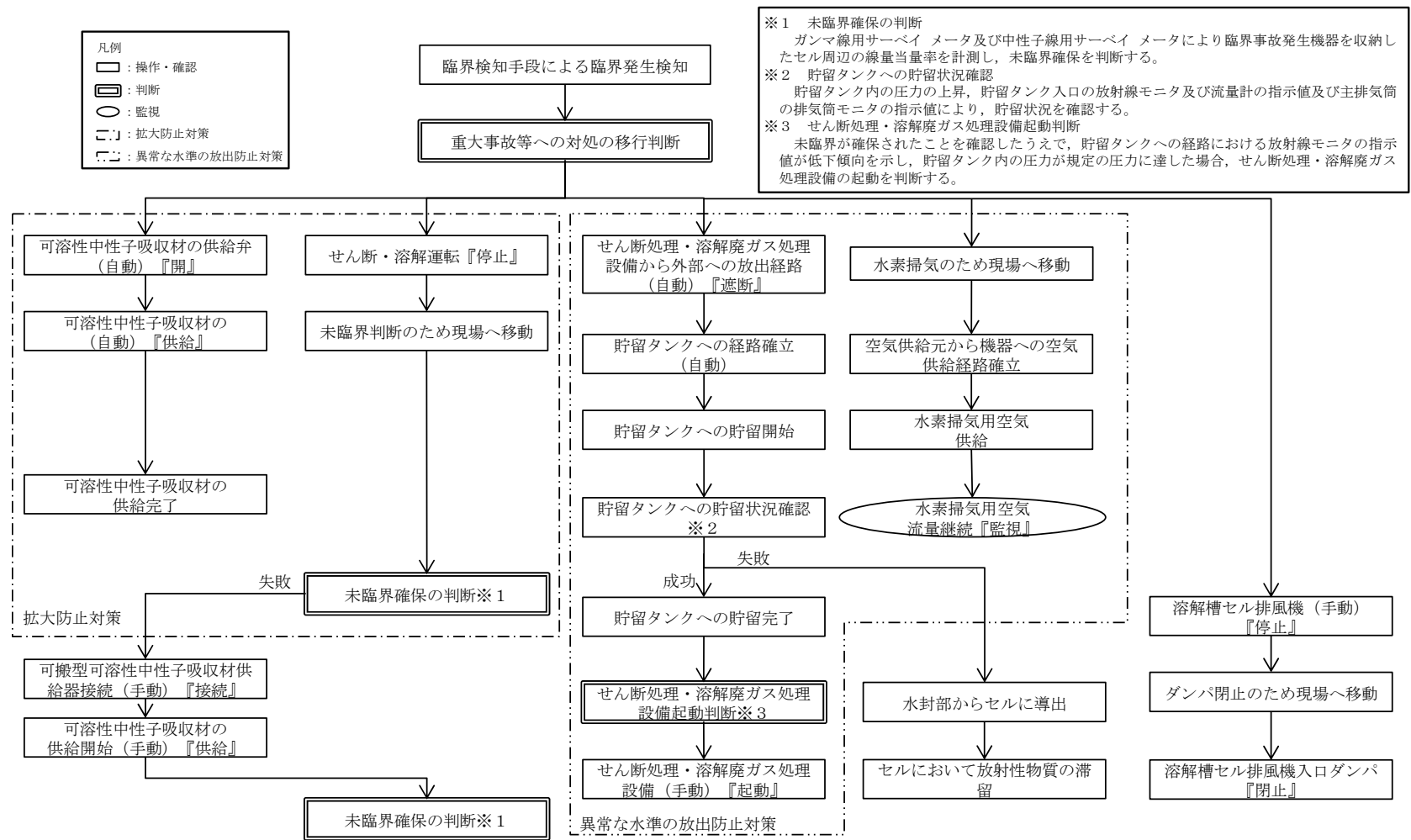
建屋	機器名
前処理建屋	溶解槽 A
	溶解槽 B
	エンドピース酸洗浄槽 A
	エンドピース酸洗浄槽 B
	ハル洗浄槽 A
	ハル洗浄槽 B

第 6.1.1-2 表 精製建屋における臨界事故の発生を  
想定する機器

建屋	機器名
精製建屋	第 5 一時貯留処理槽
	第 7 一時貯留処理槽



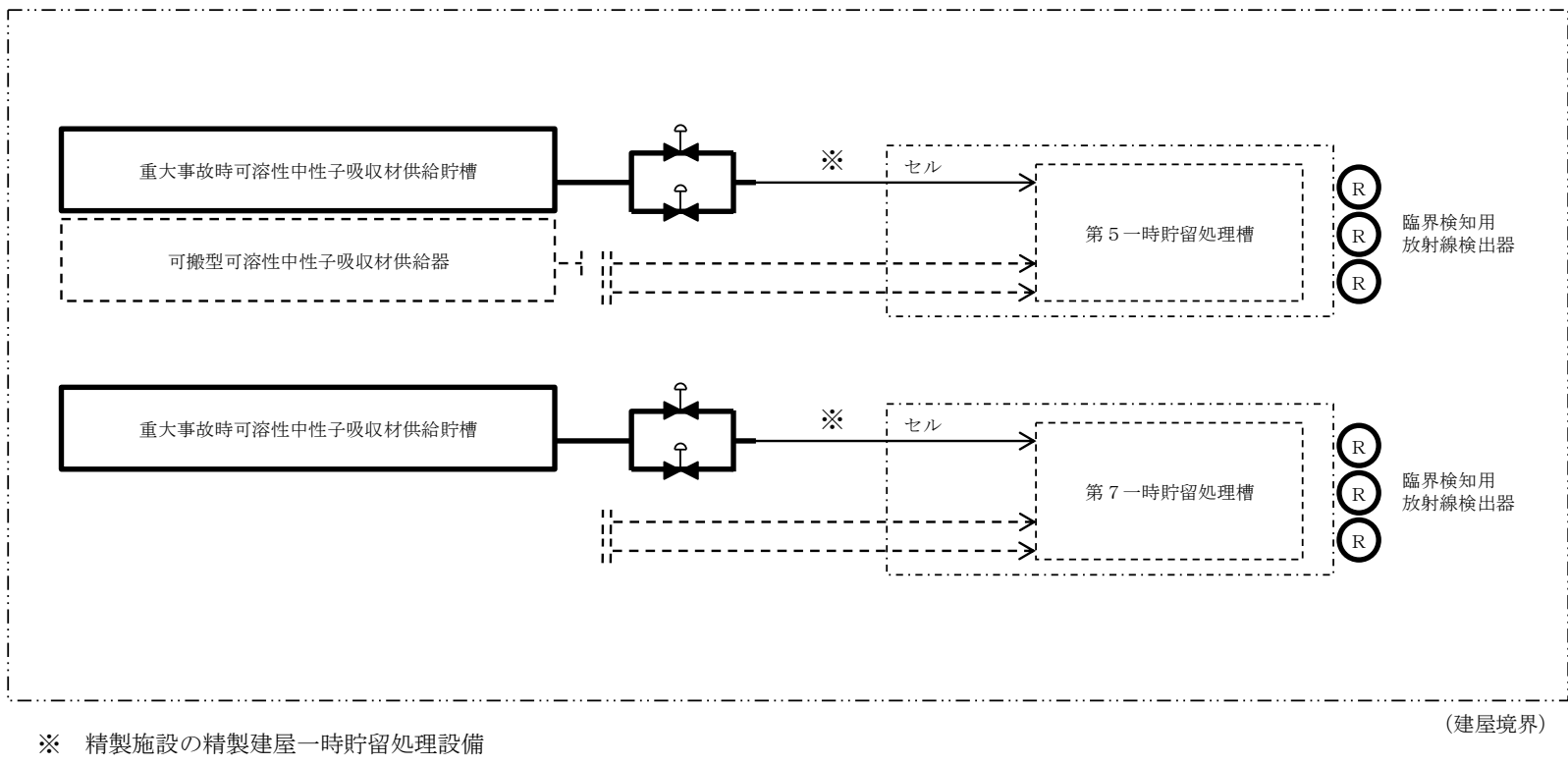
第 6.1.1-1 図 前処理建屋における臨界事故の拡大を防止するための設備の系統概要図



第 6.1.1-2 図 前処理建屋における臨界事故の手順の概要

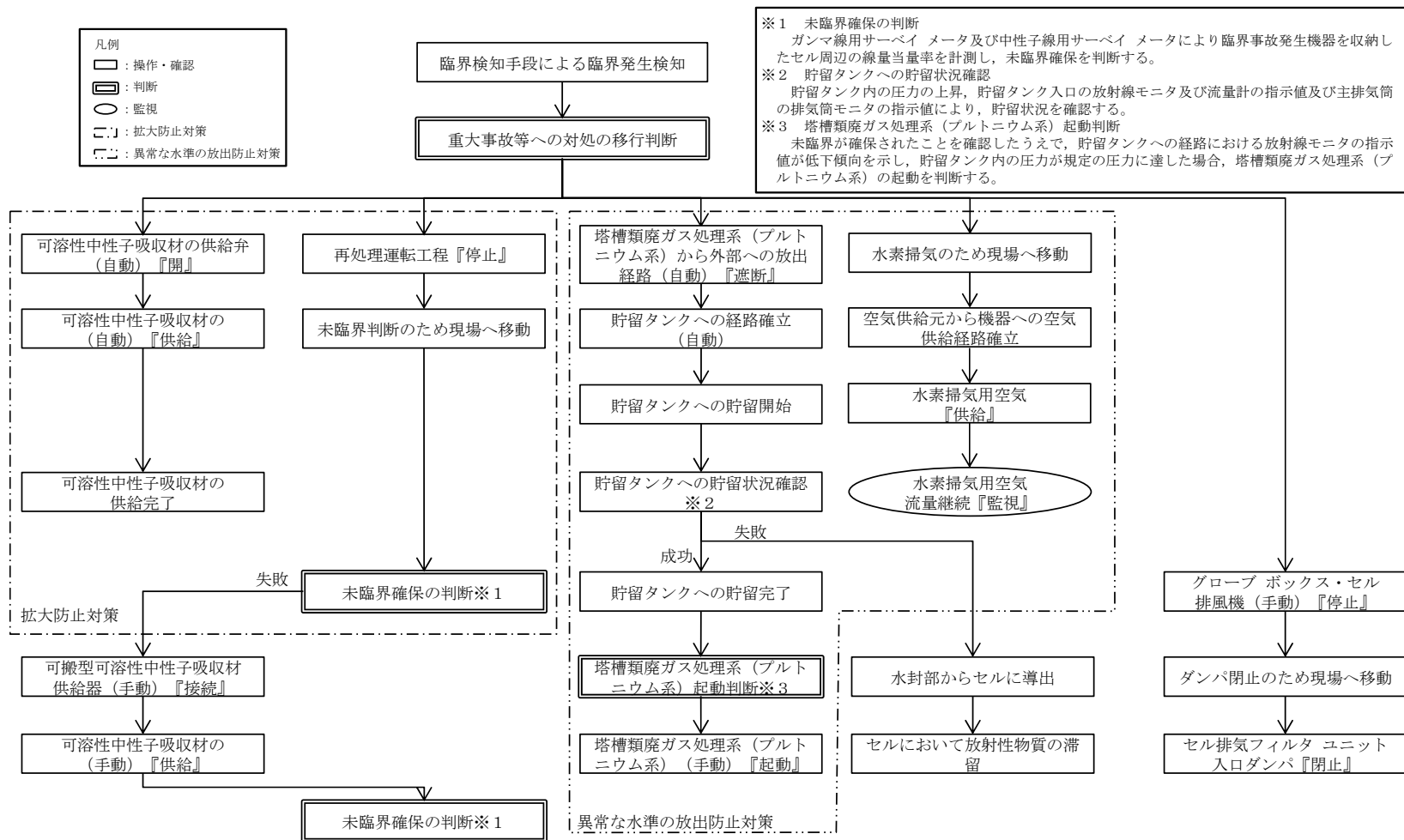
対策	作業		要員数	経過時間 (分)												備考				
				0:10	0:20	0:30	0:40	0:50	1:00											
				▽事象発生																
拡大防止	発生検知	・臨界検知用放射線検出器の警報の発報により臨界事故の発生を判断	建屋責任者	1	0:10															
	未臨界措置	・使用済燃料のせん断・溶解運転停止	建屋責任者	1	0:01															
		・セル周辺の線量当量率の計測による未臨界確保の判断	A, B	2		0:25														

第 6.1.1-3 図 前処理建屋における臨界事故の未臨界確保対策の作業と所要時間



第 6.1.1-4 図 精製建屋における臨界事故の拡大を防止するための設備の系統概要図





第 6.1.1-5 図 精製建屋における臨界事故の手順の概要

対策	作業	要員数	経過時間 (分)												備考				
			0:10	0:20	0:30	0:40	0:50	1:00											
拡大防止	発生検知	・臨界検知用放射線検出器の警報の発報により臨界事故の発生を判断	建屋責任者	1	0:10														
	未臨界措置	・主要工程停止	建屋責任者	1	0:01														
		・セル周辺の線量当量率の計測による未臨界確保の判断	A, B	2			0:25												

第 6.1.1-6 図 精製建屋における臨界事故の未臨界確保対策の作業と所要時間

第 6.1.2-1 表 前処理建屋における臨界事故の対処に使用する設備

事象	対策	重大事故等対処施設			常設，可搬型の区分			
溶解槽等における臨界事故	未臨界確保対策	前処理建屋の臨界拡大防止のための設備	未臨界確保設備	緊急停止系	常設			
				溶解設備	常設			
				緊急停止操作スイッチ	常設			
				重大事故時可溶性中性子吸収材供給系	常設			
				臨界検知用放射線検出器	常設			
	放射線計測設備	放射線計測設備	臨界事故の拡大防止に放射線計測設備	ガンマ線用サーベイメータ	可搬型			
				中性子線用サーベイメータ	可搬型			
				異常な水準の放出防止対策	前処理建屋の臨界拡大防止のための設備	換気系統遮断・貯留設備	計測制御設備	常設
							溶解設備	常設
							圧縮空気設備の一般圧縮空気系	常設
せん断処理・溶解廃ガス処理設備	常設							
せん断処理・溶解廃ガス処理設備の隔離弁	常設							
貯留設備	常設							
貯留設備の隔離弁	常設							
貯留設備の空気圧縮機	常設							
貯留設備の貯留タンク	常設							
中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤	常設							
可搬型建屋内ホース 建屋内ホース 減圧弁 接続金具 流量調節弁	可搬型							
可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計	可搬型							
貯留設備の圧力計	常設							
貯留設備の流量計	常設							
貯留設備の放射線モニタ	常設							

(つづき)

事象	対策	重大事故等対処施設		常設，可搬型の区分	
溶解槽等における 臨界事故	異常な水準 の放出防止 対策	放射線計測設備	臨界事故防止に 必要放射線計測設備	排気筒モニタ	常設
		前処理建屋の 臨界事故防止 のための設備	放出影響緩和設備	計測制御設備	常設
				溶解設備	常設
				圧縮空気設備の一般圧縮空気系	常設
				せん断処理・溶解廃ガス処理設備	常設
				せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタ	常設
				せん断処理・溶解廃ガス処理設備の隔離弁	常設
				せん断処理・溶解廃ガス処理設備の排風機	常設
				中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤	常設
				中央制御室の計測制御装置の中央制御室の安全系監視制御盤	常設
				可搬型建屋内ホース 建屋内ホース 減圧弁 接続金具 流量調節弁	可搬型
		重大事故等 共通設備	管理放出設備	前処理建屋換気設備の前処理建屋排気系	常設
				高レベル廃液ガラス固化建屋換気設備の高レベル廃液ガラス固化建屋排気系	常設
				主排気筒	常設

\*表中では、「常設重大事故等対処設備」を「常設」，「可搬型重大事故等対処設備」を「可搬型」と略している。

第 6.1.2-2 表 精製建屋における臨界事故の対処に使用する設備

事象	対策	重大事故等対処施設			常設, 可搬型の区分
第 5 一時貯留槽等における臨界事故	未臨界確保対策	精製建屋の臨界拡大防止のための設備	未臨界確保設備	緊急停止系	常設
				精製建屋一時貯留処理設備	常設
				緊急停止操作スイッチ	常設
				重大事故時可溶性中性子吸収材供給系	常設
				臨界検知用放射線検出器	常設
		放射線計測設備	臨界事故の拡大防止に放射線計測設備	ガンマ線用サーベイメータ	可搬型
				中性子線用サーベイメータ	可搬型
				計測制御設備	常設
				精製建屋一時貯留処理設備	常設
				圧縮空気設備の一般圧縮空気系	常設
異常な水の放出防止対策	精製建屋の臨界拡大防止のための設備	換気系統遮断・貯留設備	精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）	常設	
			精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の高性能粒子フィルタ	常設	
			精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の隔離弁	常設	
			精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の排風機	常設	
			貯留設備	常設	
			貯留設備の隔離弁	常設	
			貯留設備の空気圧縮機	常設	
			貯留設備の貯留タンク	常設	
			中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤	常設	
			可搬型建屋内ホース 建屋内ホース 減圧弁 接続金具 流量調節弁	可搬型	
			可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計	可搬型	
			貯留設備の圧力計	常設	
			貯留設備の流量計	常設	
			貯留設備の放射線モニタ	常設	

(つづき)

事象	対策	重大事故等対処施設			常設，可搬型の区分
第5一時貯留処理おける臨界事故	異常な水準の放出防止対策	放射線計測設備	臨界事故の拡大防止に必要線計測設備	排気筒モニタ	常設
		精製建屋の臨界事故の拡大防止のための設備	放出影響緩和設備	計測制御設備	常設
		精製建屋一時貯留処理設備	常設		
		圧縮空気設備の一般圧縮空気系	常設		
		精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）	常設		
		精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の高性能粒子フィルタ	常設		
		精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の隔離弁	常設		
		精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の排風機	常設		
		中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤	常設		
		中央制御室の計測制御装置の中央制御室の安全系監視制御盤	常設		
		可搬型建屋内ホース 建屋内ホース 減圧弁 接続金具 流量調節弁	可搬型		
		可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計	可搬型		
		重大事故等対処共通設備	管理放出設備	精製建屋換気設備の精製建屋排気系	常設
		ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋換気設備のウラン・プルトニウム混合脱硝建屋排気系	常設		
		主排気筒	常設		

\*表中では、「常設重大事故等対処設備」を「常設」，「可搬型重大事故等対処設備」

を「可搬型」と略している。

第 6.1.3-1 表 前処理建屋における臨界事故の未臨界確保対策の手順と重大事故等対処施設

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
a.	臨界事故の発生の検知	<ul style="list-style-type: none"> <li>異なる 3 台の臨界検知用放射線検出器により，臨界事故の発生を想定する機器における臨界事故の発生を検知する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界検知用放射線検出器</li> </ul>	—	—
b.	未臨界確保措置	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界検知用放射線検出器による臨界事故の発生の検知後，重大事故時可溶性中性子吸収材供給系により直ちに溶解槽，エンドピース酸洗浄槽又はハル洗浄槽（以下，「溶解槽等」という。）に可溶性中性子吸収材を自動で供給する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故時可溶性中性子吸収材供給系</li> <li>溶解設備</li> </ul>	—	—
		<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料のせん断及び溶解槽におけるせん断片を溶解中の場合は，中央制御室からの操作により，緊急停止系を作動させ，使用済燃料のせん断停止操作を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>計測制御設備の緊急停止系</li> <li>中央制御室の計測制御装置の中央制御室の緊急停止操作スイッチ</li> </ul>	—	—
		<ul style="list-style-type: none"> <li>自主対策として，溶解槽の臨界事故において，設計基準設備として整備する可溶性中性子吸収材緊急供給系からの可溶性中性子吸収材の供給の成否を確認し，供給されていない場合は，安全系監視制御盤から手動により供給弁の開操作を実施する。</li> </ul>	—	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
c.	未臨界への移行判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線計測設備として配備するガンマ線用サーベイメータ及び中性子線用サーベイメータにより臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の線量当量率を計測し、溶解槽等の未臨界確保を判断する。</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガンマ線用サーベイメータ</li> <li>中性子線用サーベイメータ</li> </ul>	—
d.	手動による未臨界への移行	<ul style="list-style-type: none"> <li>拡大防止対策に用いる設備の信頼性は十分に高いものとするが、万一に備え、中性子線用サーベイメータにより臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の中性子線の線量当量率を計測した結果、臨界が継続していると判断した場合は、手動による可溶性中性子吸収材の供給対策に移行し、自主対策設備として整備する可搬型可溶性中性子吸収材供給器を臨界事故が発生した機器に接続されている配管に接続し、可溶性中性子吸収材を供給する。</li> </ul>	—	—	—



第 6.1.3-2 表 精製建屋における臨界事故の未臨界確保対策の手順と重大事故等対処施設

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
a.	臨界事故の発生の検知	<ul style="list-style-type: none"> <li>異なる 3 台の臨界検知用放射線検出器により，臨界事故の発生を想定する機器における臨界事故の発生を検知する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界検知用放射線検出器</li> </ul>	—	—
b.	未臨界確保措置	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界検知用放射線検出器による臨界事故の発生の検知後，重大事故時可溶性中性子吸収材供給系により直ちに第 5 一時貯留処理槽又は第 7 一時貯留処理槽（以下，「第 5 一時貯留処理槽等」という。）に可溶性中性子吸収材を自動で供給する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故時可溶性中性子吸収材供給系</li> <li>精製施設の精製建屋一時貯留設備</li> </ul>	—	—
		<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作により，緊急停止系を作動させ，溶液の移送を停止する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>計測制御設備の緊急停止系</li> <li>中央制御室の緊急停止操作スイッチ</li> </ul>		
c.	未臨界への移行判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線計測設備として配備するガンマ線用サーベイメータ及び中性子線用サーベイメータにより臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の線量当量率を計測し，第 5 一時貯留処理槽等の未臨界確保を判断する。</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガンマ線用サーベイメータ</li> <li>中性子線用サーベイメータ</li> </ul>	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
d.	手動による未臨界への移行	<ul style="list-style-type: none"> <li>・拡大防止対策に用いる設備の信頼性は十分に高いものとするが、万一に備え、中性子線用サーベイメータにより臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の中性子線の線量当量率を計測した結果、臨界が継続していると判断した場合は、手動による可溶性中性子吸収材の供給対策に移行し、自主対策設備として整備する可搬型可溶性中性子吸収材供給器を臨界事故が発生した機器に接続されている配管に接続し、可溶性中性子吸収材を供給する。</li> </ul>	—	—	—

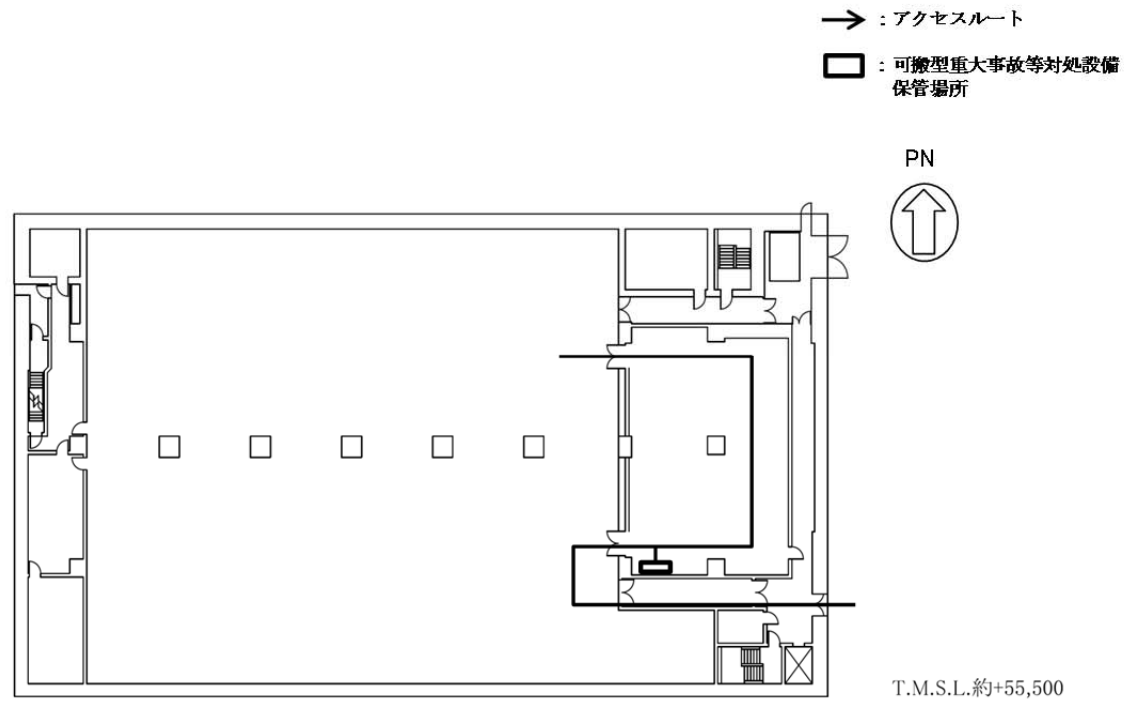
第 6.1.4-1 表 臨界事故の未臨界確保対策における主要な評価条件

施設	臨界事故の発生を想定する機器	解析上考慮する核燃料物質の種類と形態	核燃料物質の質量, 濃度, 液量等	解析における形状	同位体組成	可溶性中性子吸収材供給量
溶解施設	溶解槽	非均質部: 非均質 $UO_2 + UO_2(NO_3)_2$ 水溶液 均質部: $UO_2(NO_3)_2$	燃料装荷量: 145kg・ $UO_2$ /バケツト～ 580kg・ $UO_2$ /バケツト 溶解液ウラン濃度: 0～ 600g・U/L	溶解槽の形状	$^{235}U : ^{238}U =$ 5 : 95	2100g・Gd
	エンドピース酸洗浄槽	非均質 $UO_2 + H_2O$	燃料装荷量: 550kg・ $UO_2$	球	$^{235}U : ^{238}U =$ 5 : 95	4200g・Gd
	ハル洗浄槽	非均質 $UO_2 + H_2O$	(ハル洗浄槽内が燃料せん断片と水の混合物で充満した状態)	円筒形	$^{235}U : ^{238}U =$ 5 : 95	3000g・Gd
精製施設	第 5 一時貯留処理槽	均質 $Pu(NO_3)_3$ 水溶液	Pu 濃度: ■ g・Pu/L 液量: 200L	第 5 一時貯留処理槽の形状	$^{239}Pu : ^{240}Pu :$ $^{241}Pu = 71 : 17 : 12$	150g・Gd
	第 7 一時貯留処理槽	均質 $Pu(NO_3)_3$ 水溶液	Pu 濃度: ■ g・Pu/L 液量: 3000L	第 7 一時貯留処理槽の形状	$^{239}Pu : ^{240}Pu :$ $^{241}Pu = 71 : 17 : 12$	2400g・Gd

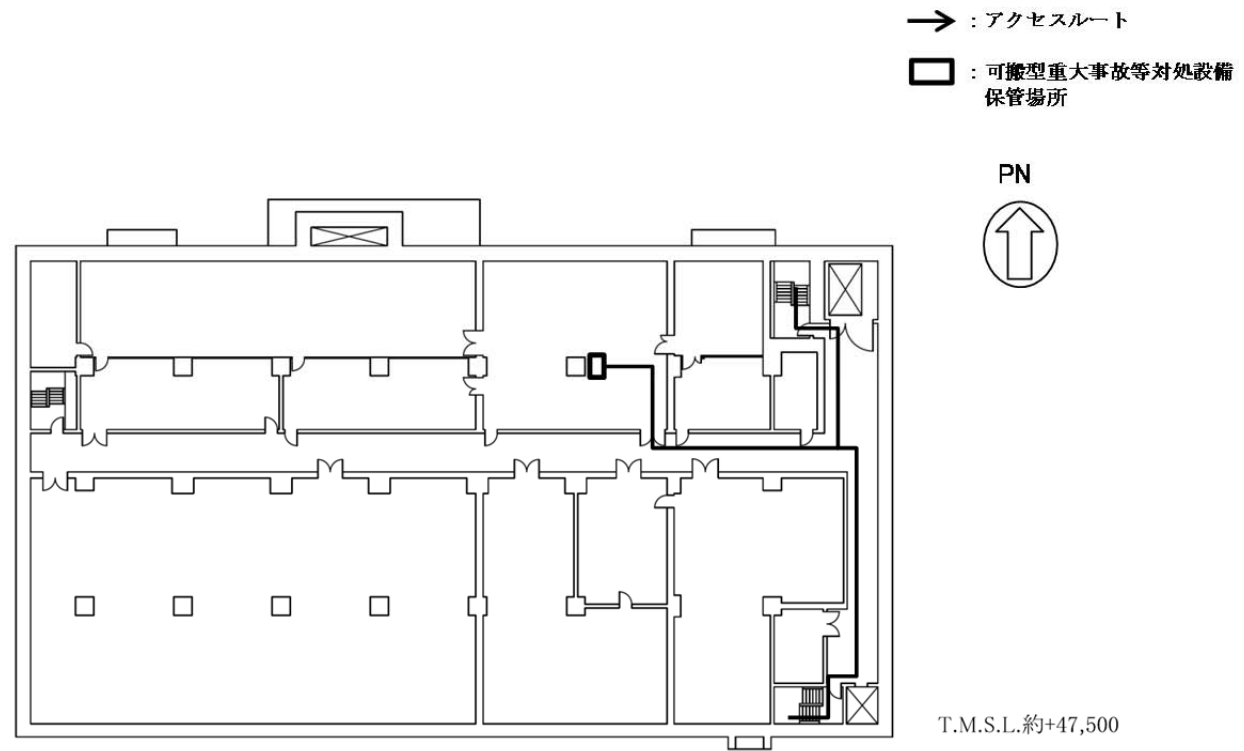
■ : 商業機密上の観点で公開できない箇所

第 6.1.4-2 表 溶解槽等の臨界事故において安全機能の喪失を想定する機器

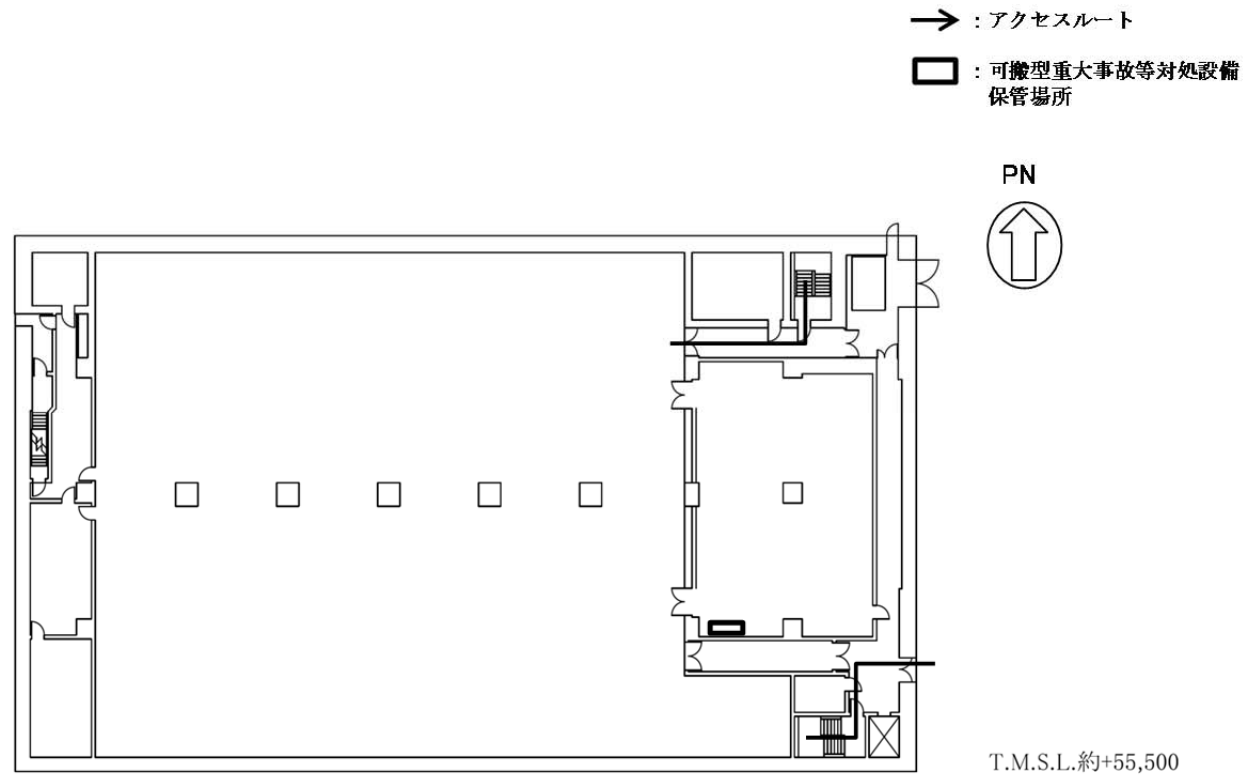
臨界事故の発生を想定する機器	安全機能の喪失を想定する機器		
	異常の発生防止に係る計測制御設備の安全機能	異常の進展防止に係る安全上重要な計測制御設備の安全機能	臨界事故の影響緩和に係る安全機能
溶解槽	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料送り出し装置における燃料送り出し長さの制御</li> <li>溶解用硝酸供給機能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料せん断長位置異常警報</li> <li>溶解用供給硝酸流量低警報</li> <li>溶解槽溶解液密度高警報</li> <li>硝酸供給槽密度低警報</li> <li>せん断停止回路</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可溶性中性子吸収材緊急供給回路</li> <li>可溶性中性子吸収材緊急供給系</li> </ul>
エンドピース酸洗浄槽	<ul style="list-style-type: none"> <li>せん断機のせん断刃位置制御</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>エンドピースせん断位置異常警報</li> <li>エンドピース酸洗浄槽洗浄液密度高警報</li> <li>せん断停止回路</li> </ul>	—
ハル洗浄槽	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶解用硝酸供給機能</li> <li>溶解槽溶液加熱機能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶解槽供給硝酸流量低警報</li> <li>硝酸供給槽密度低警報</li> <li>溶解槽溶解液温度低警報</li> <li>せん断停止回路</li> </ul>	—



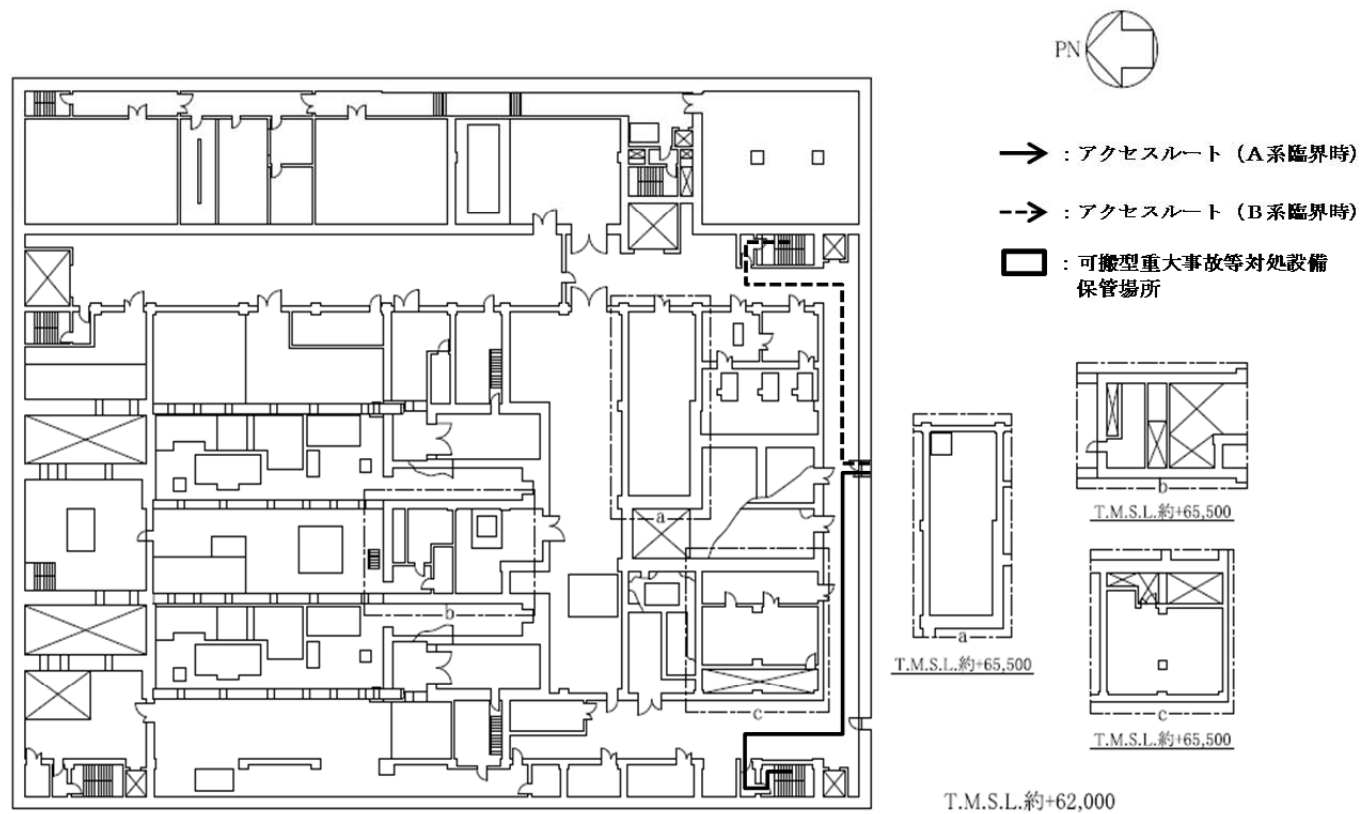
第 6.1.4-1 図 溶解槽等における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
のアクセスルート（第 1 アクセスルート） 制御建屋（地上 1 階）



第 6.1.4-2 図 溶解槽等における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
のアクセスルート（第 2 アクセスルート） 制御建屋（地下 1 階）

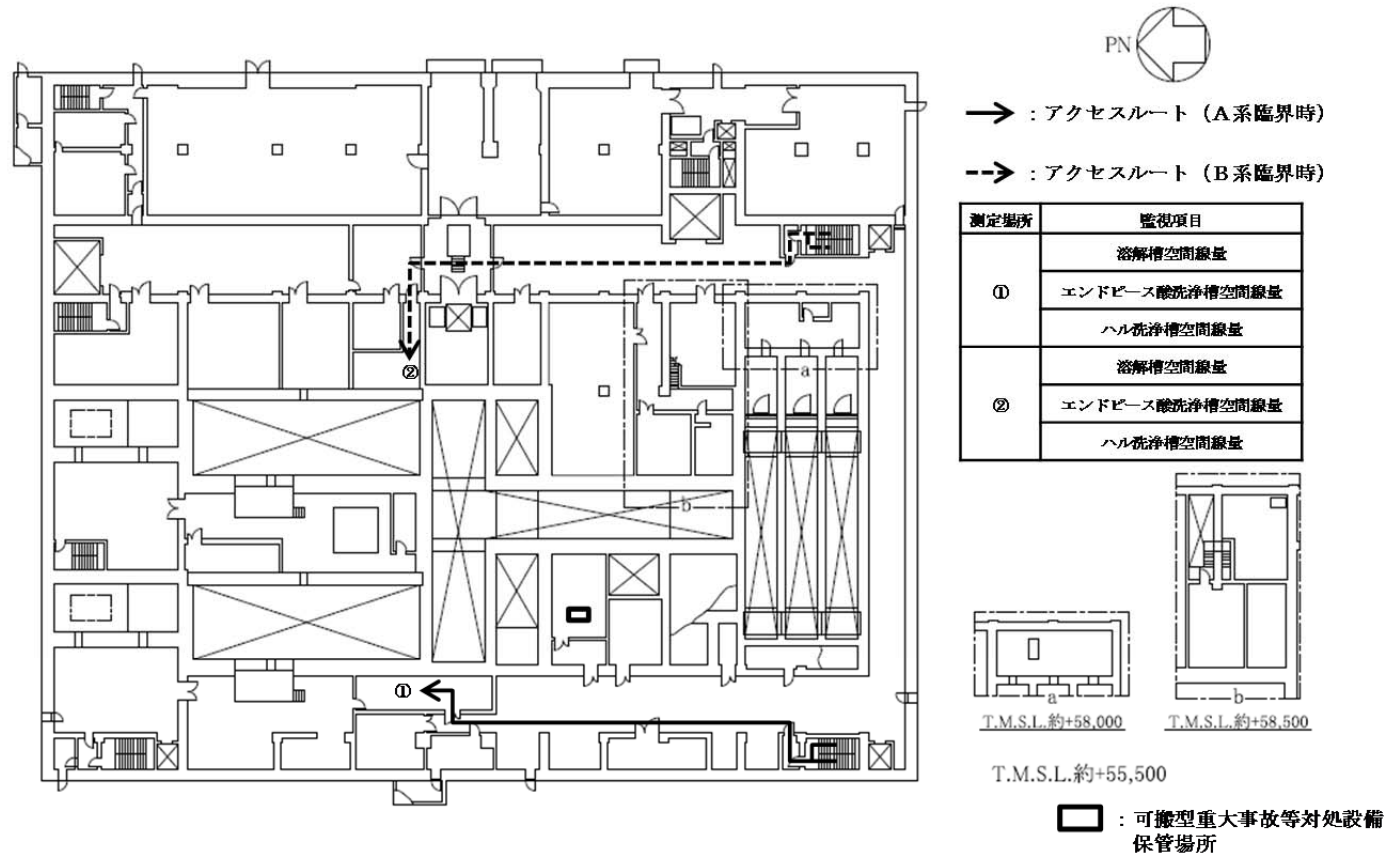


第 6.1.4-3 図 溶解槽等における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
のアクセスルート（第 2 アクセスルート） 制御建屋（地上 1 階）

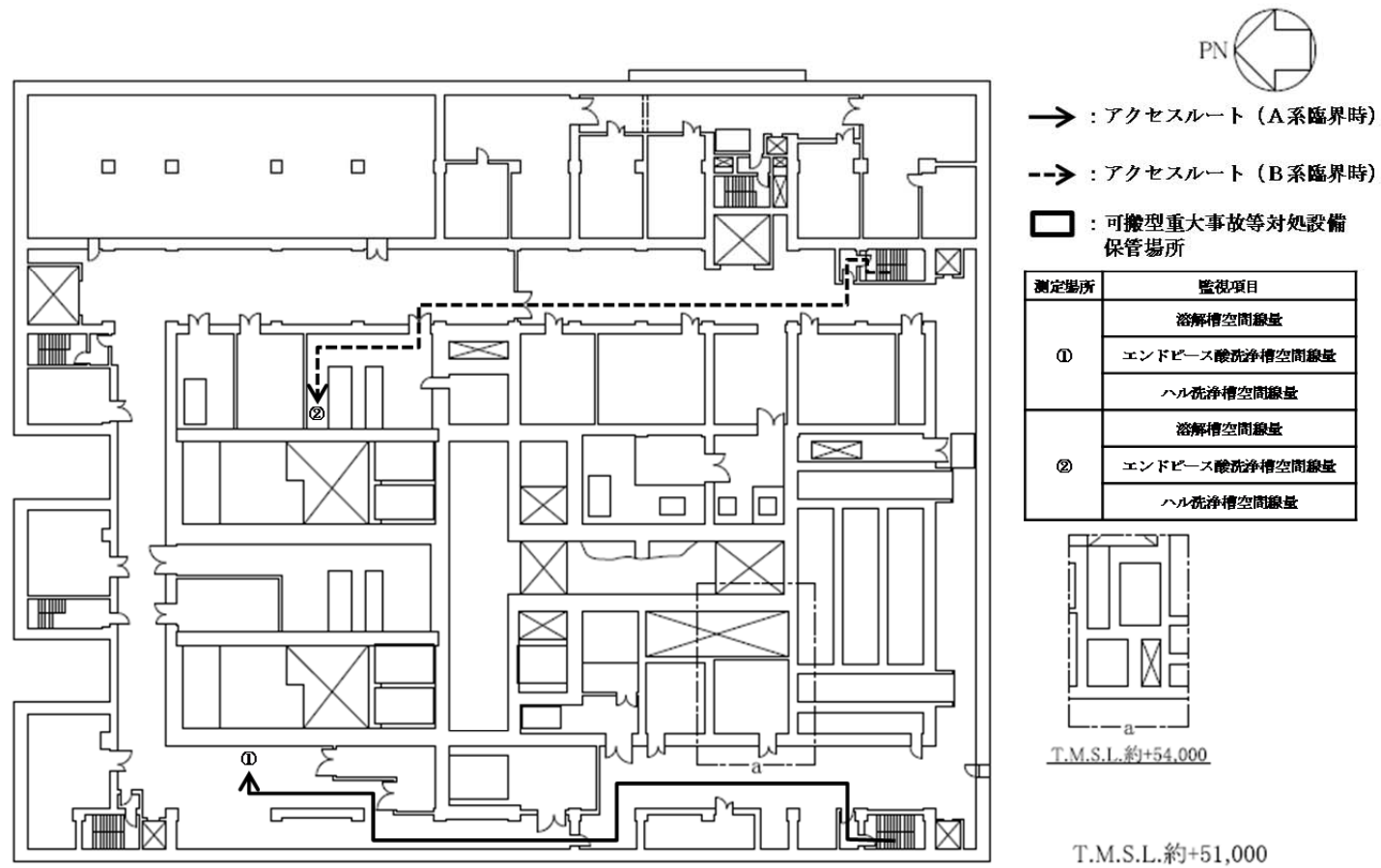


第 6.1.4-4 図 溶解槽等における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地上 2 階）

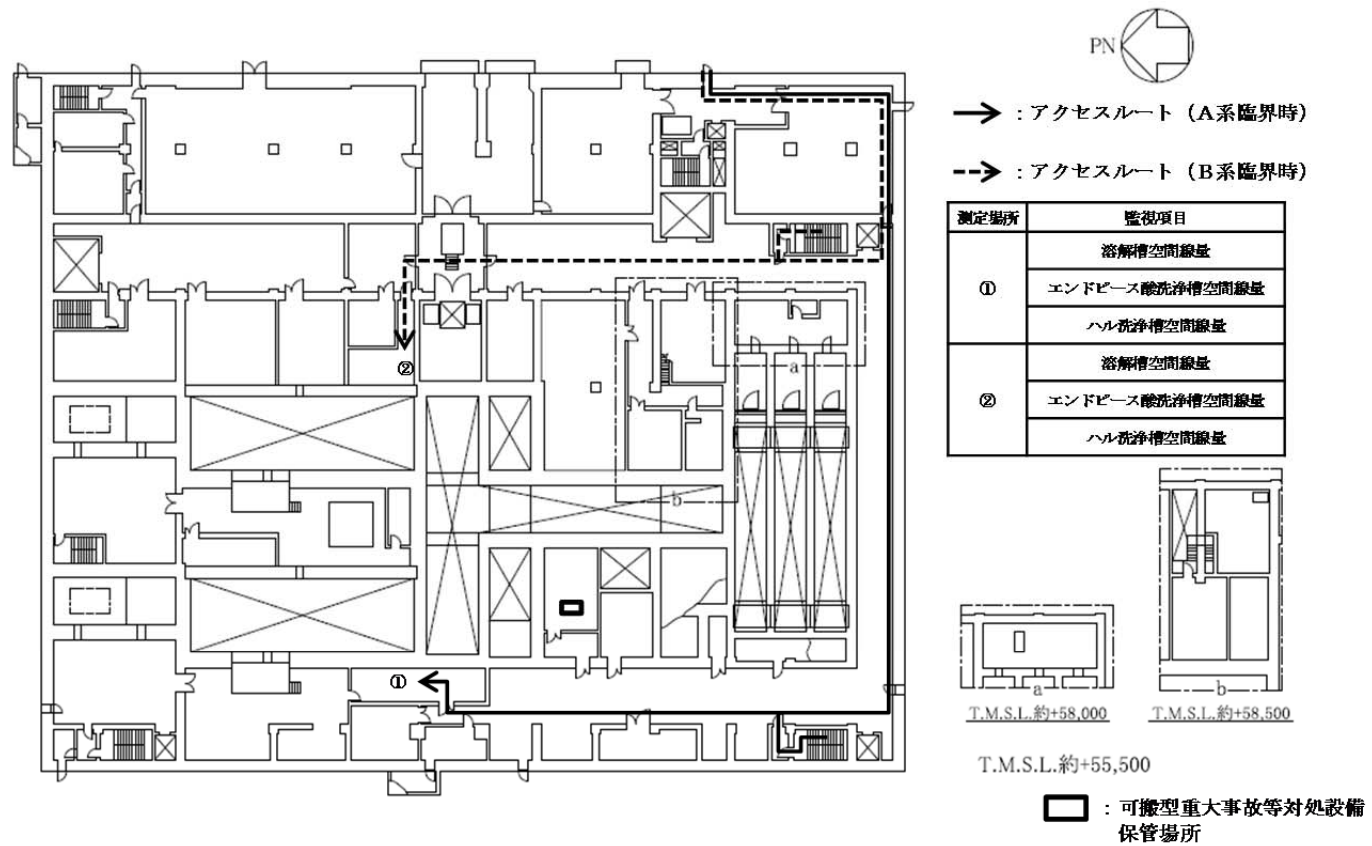




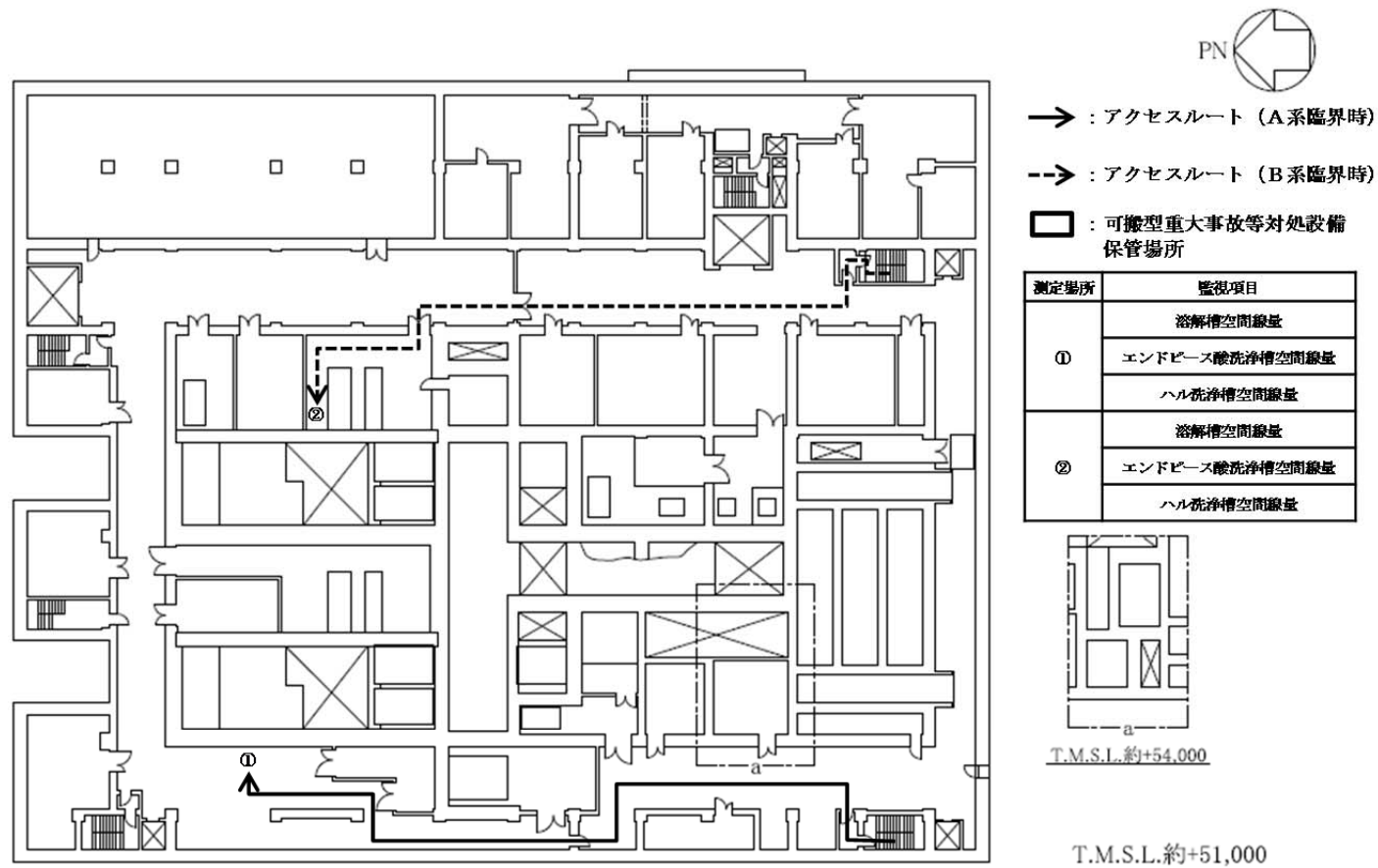
第 6.1.4-5 図 溶解槽等における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地上1階）



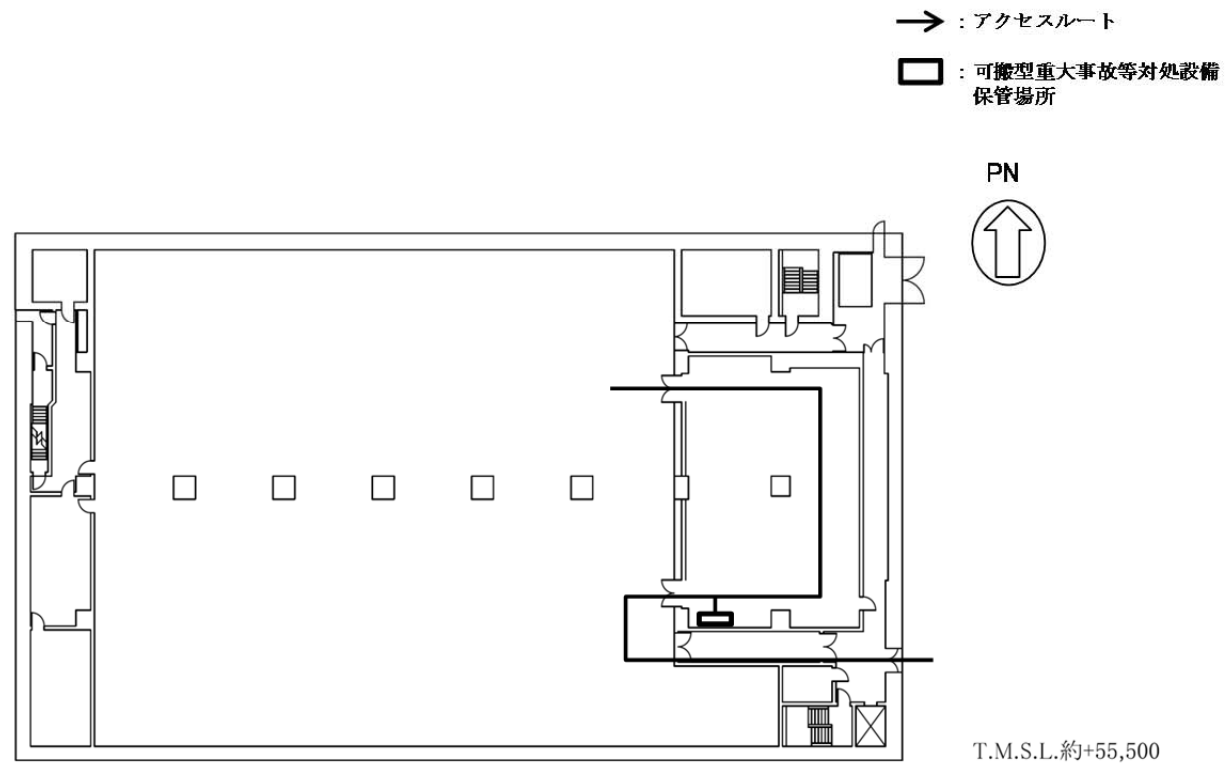
第 6.1.4-6 図 溶解槽等における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地下1階）



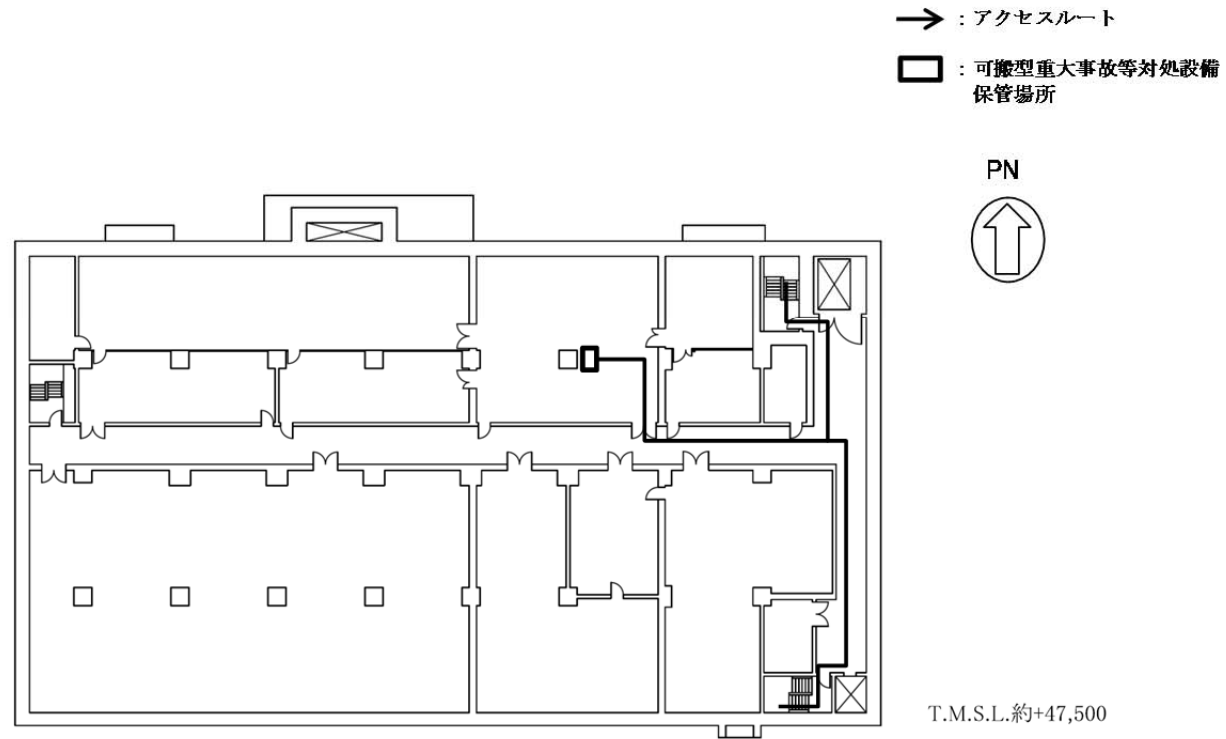
第 6.1.4-7 図 溶解槽等における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（東ルート） 前処理建屋（地上1階）



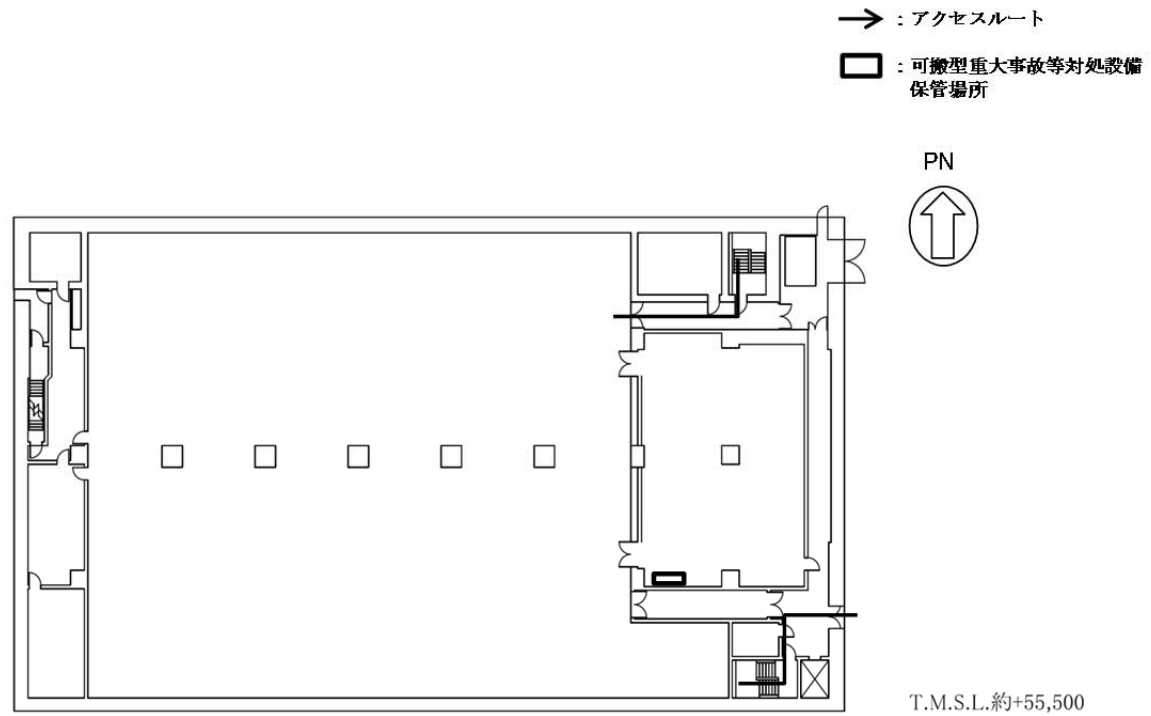
第 6.1.4-8 図 溶解槽等における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（東ルート） 前処理建屋（地下1階）



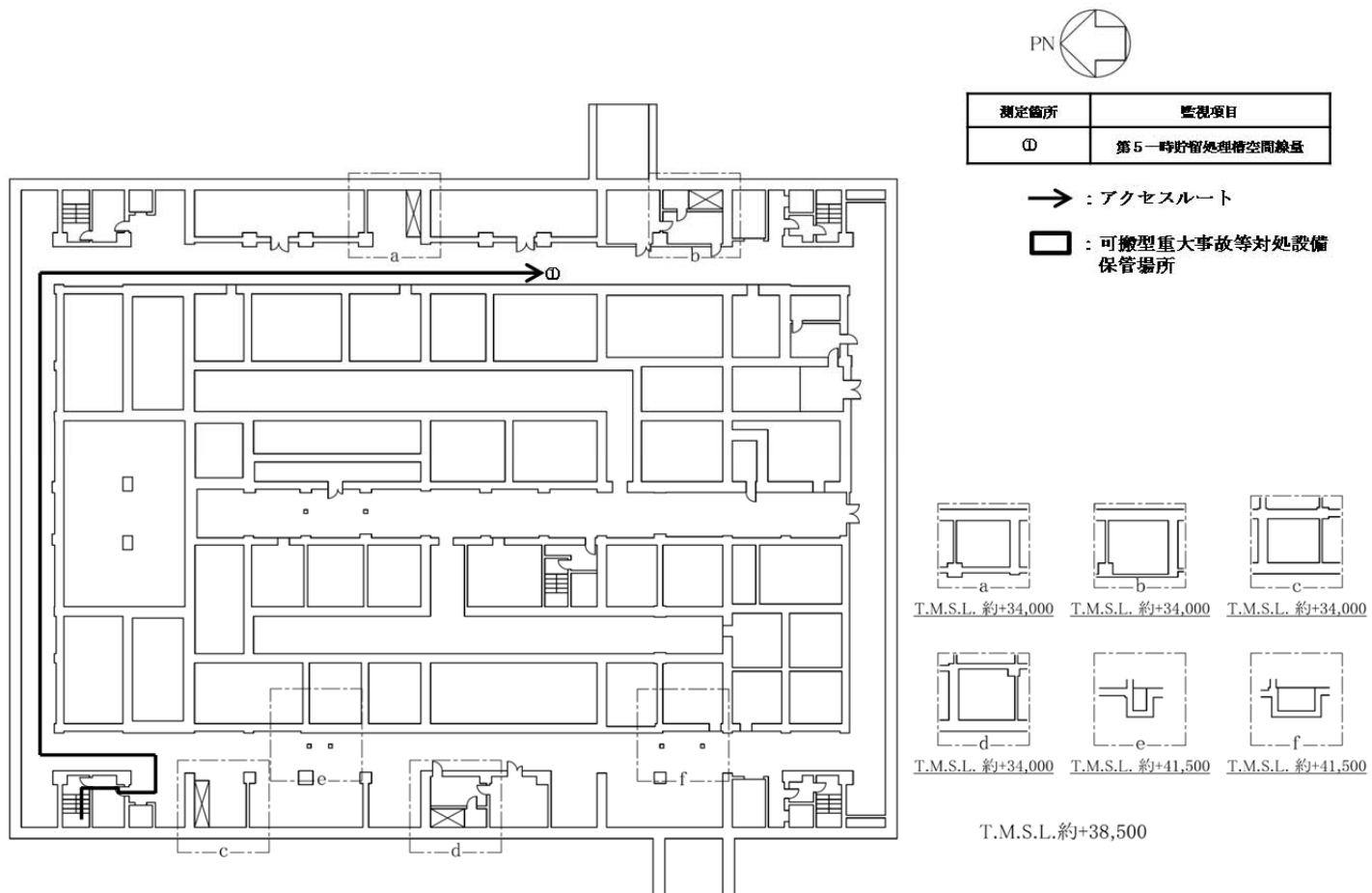
第 6.1.4-9 図 第 5 一時貯留処理槽等における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（第 1 アクセスルート） 制御建屋（地上 1 階）



第 6.1.4-10 図 第 5 一時貯留処理槽等における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（第 2 アクセスルート） 制御建屋（地下 1 階）

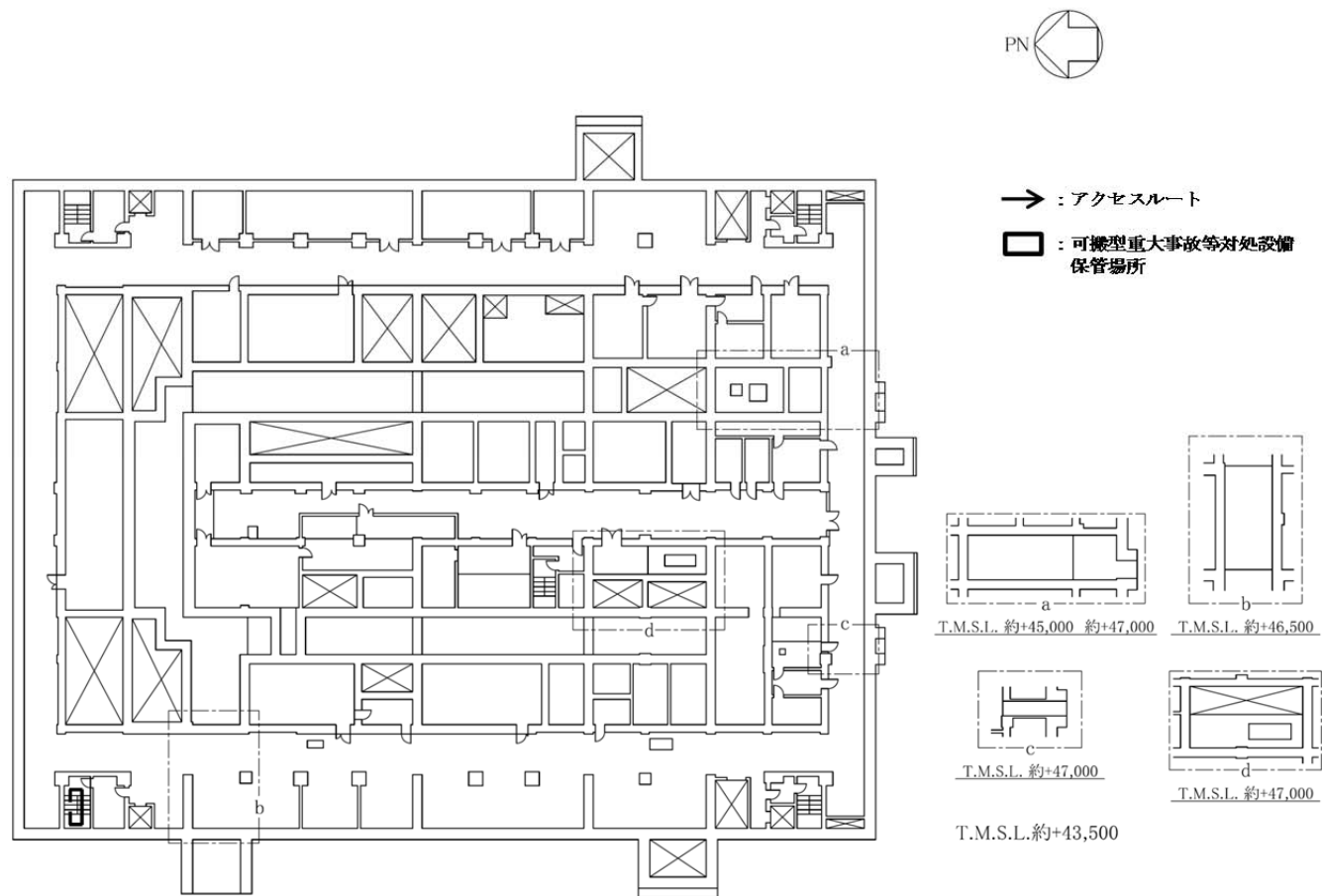


第 6.1.4-11 図 第 5 一時貯留処理槽等における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
のアクセスルート（第 2 アクセスルート） 制御建屋（地上 1 階）

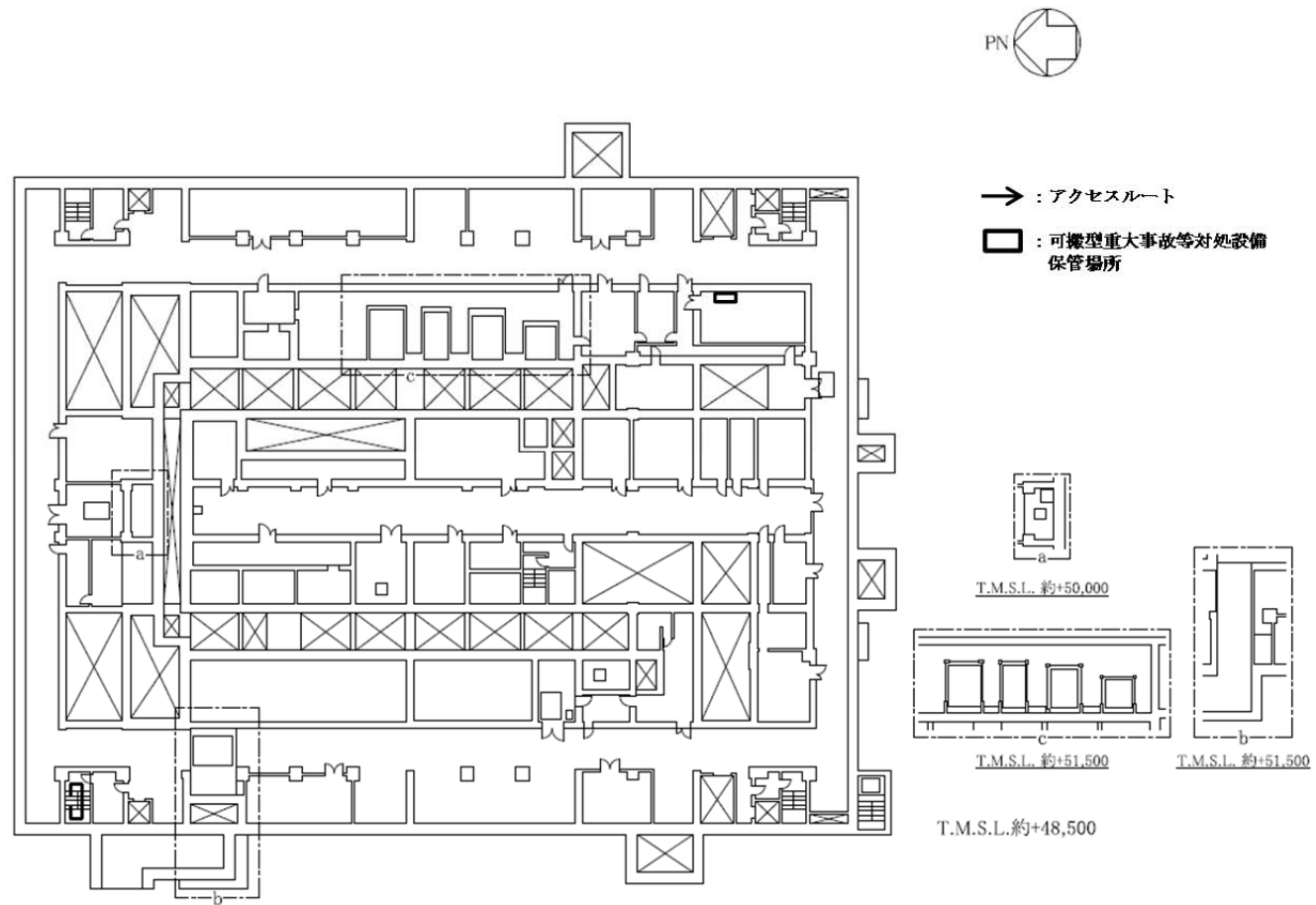


第 6.1.4-12 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地下 3 階）

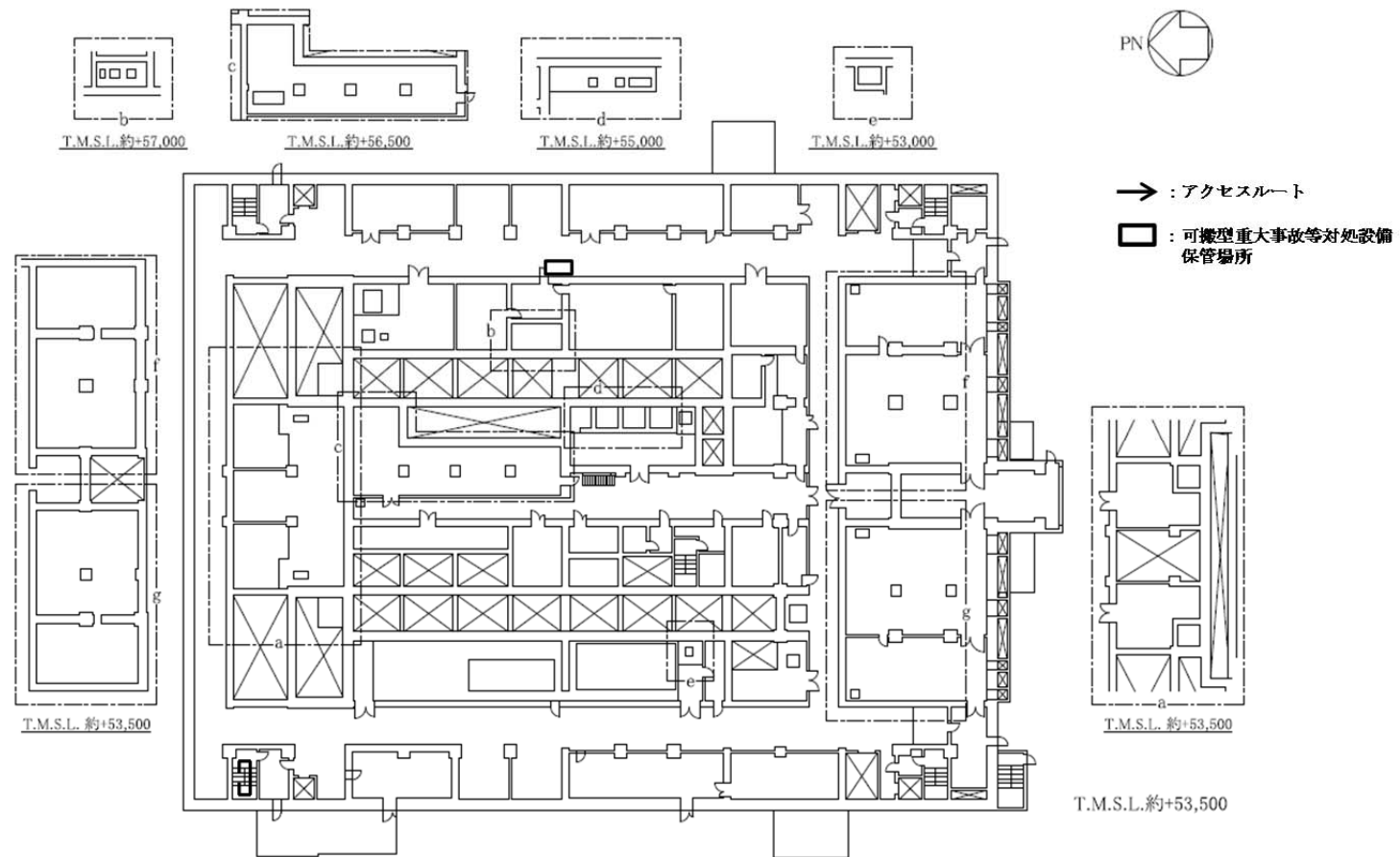




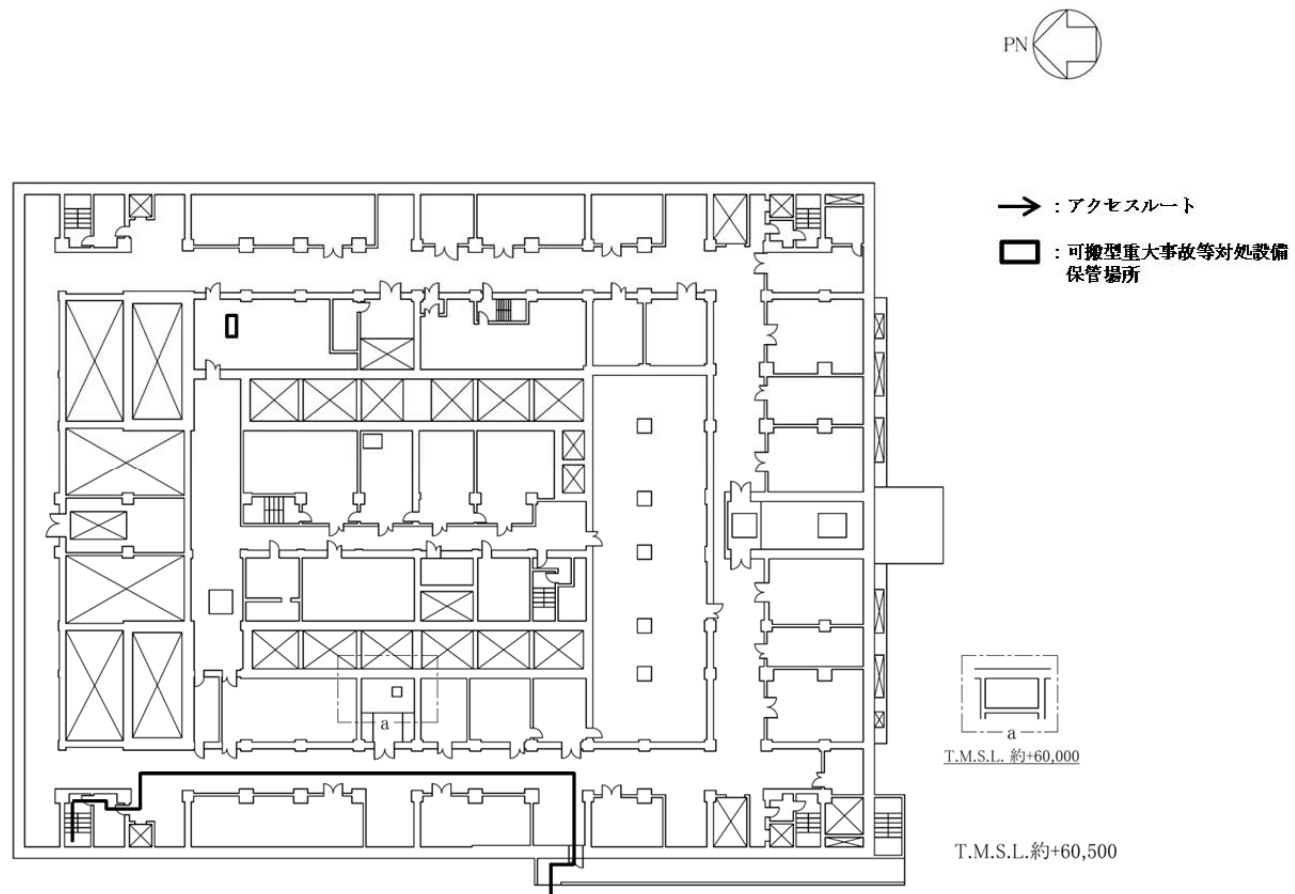
第 6.1.4-13 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地下 2 階）



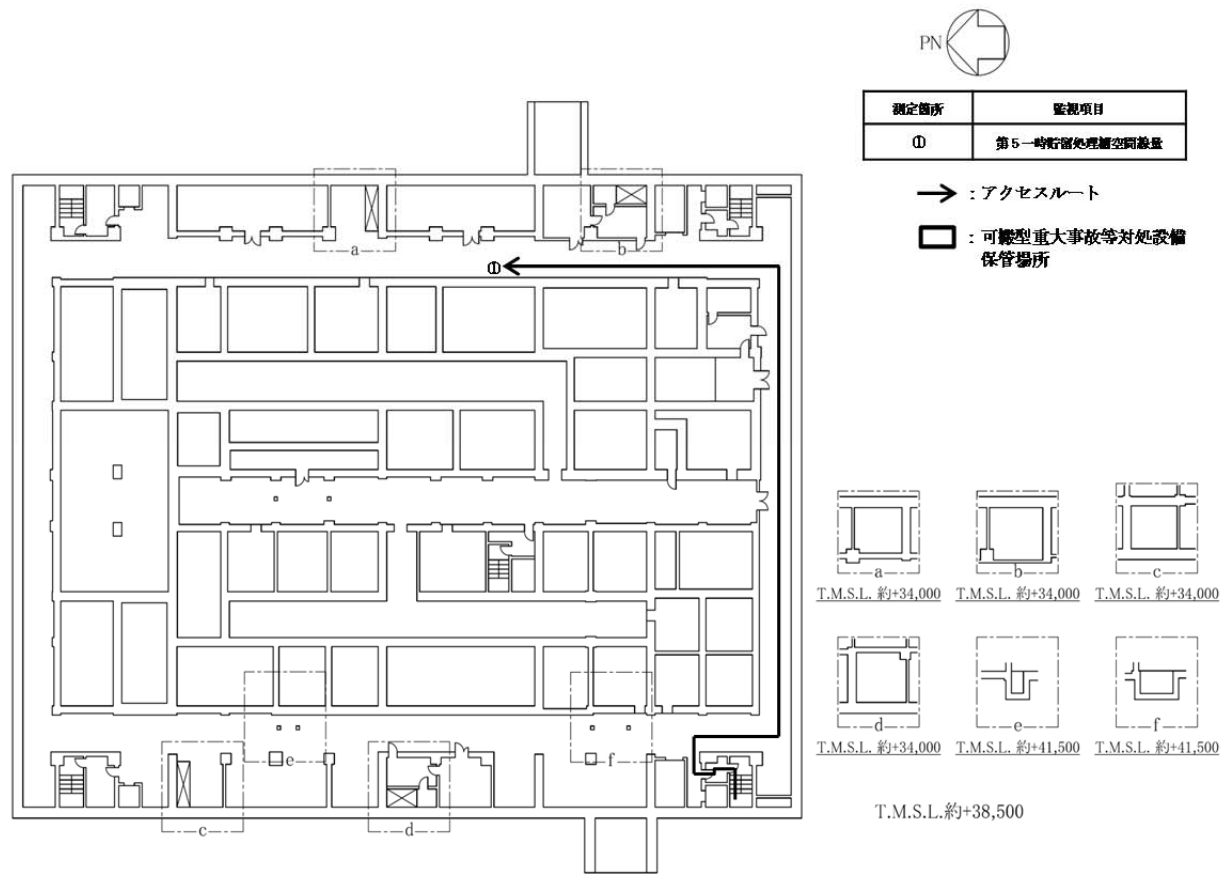
第 6.1.4-14 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地下 1 階）



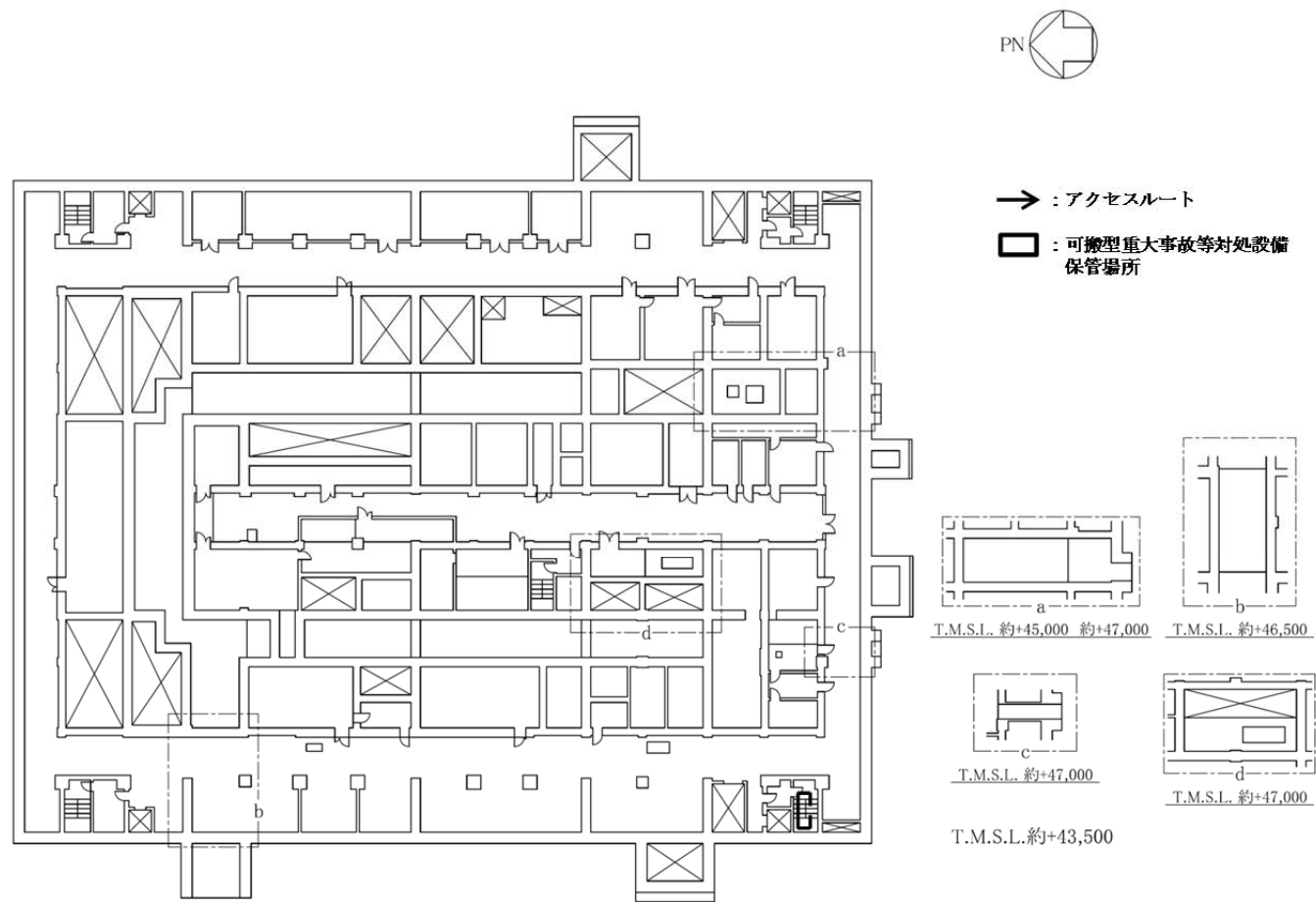
第 6.1.4-15 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地上 1 階）



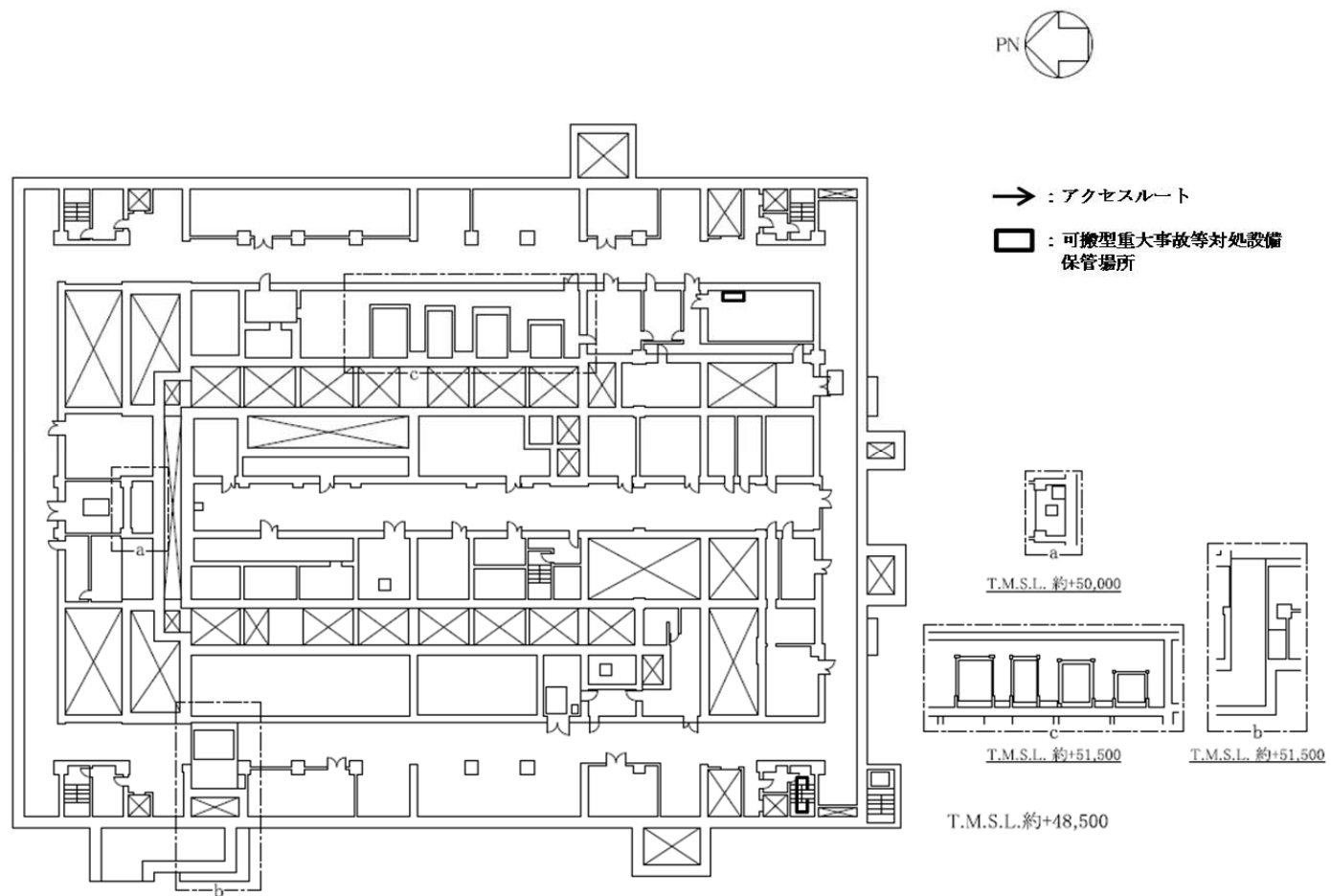
第 6.1.4-16 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地上 2 階）



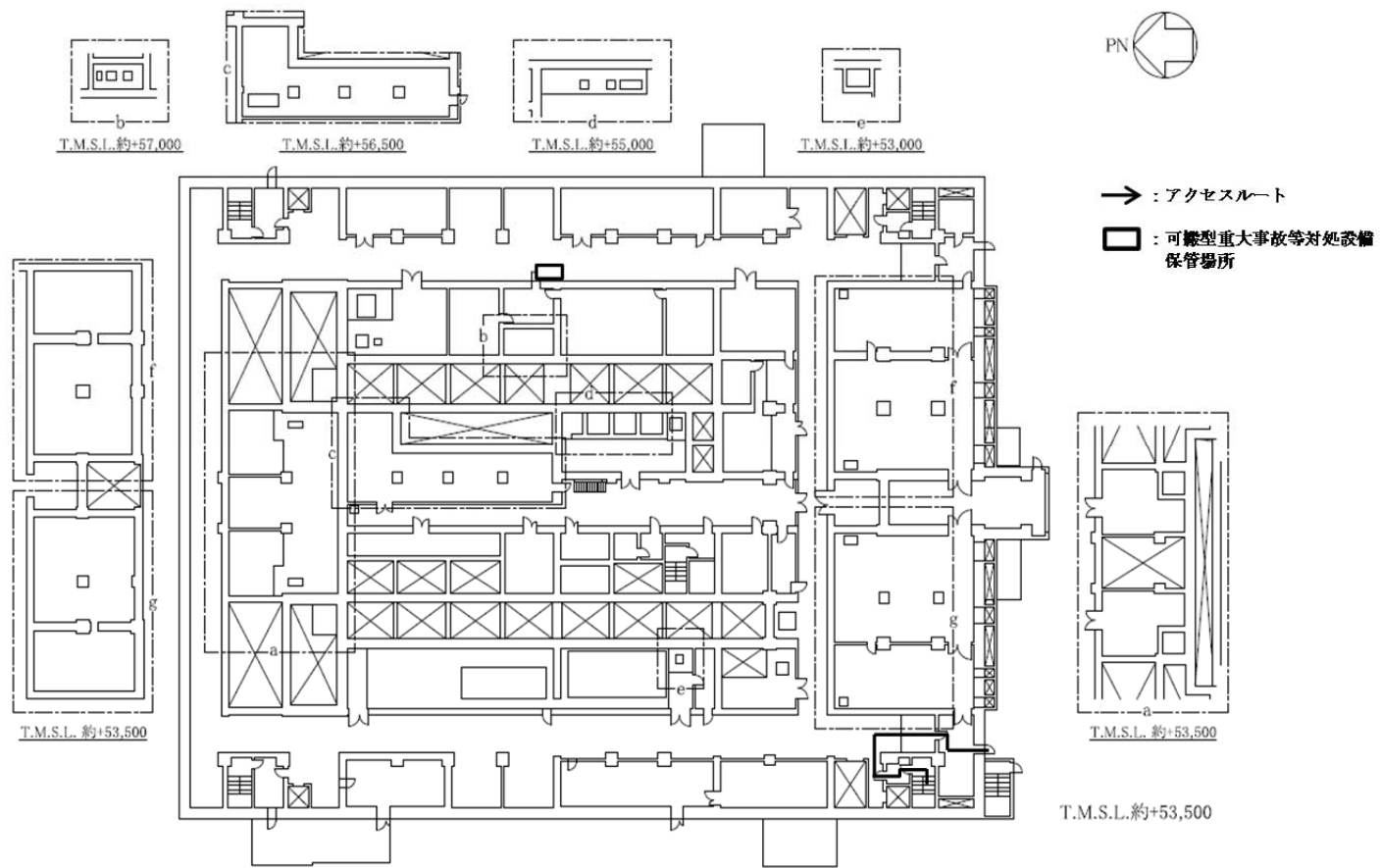
第 6.1.4-17 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地下 3 階）



第 6.1.4-18 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地下 2 階）

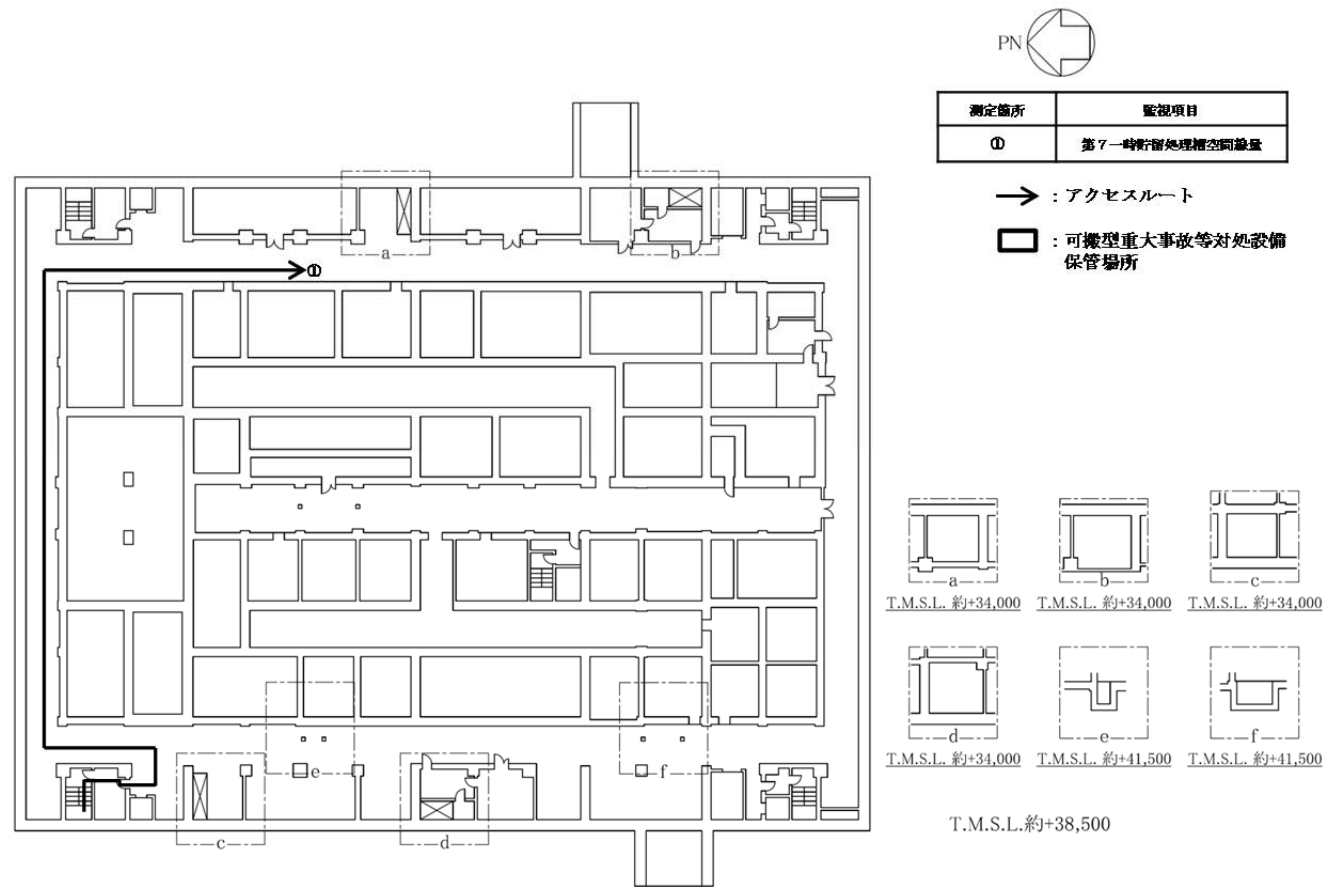


第 6.1.4-19 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地下 1 階）

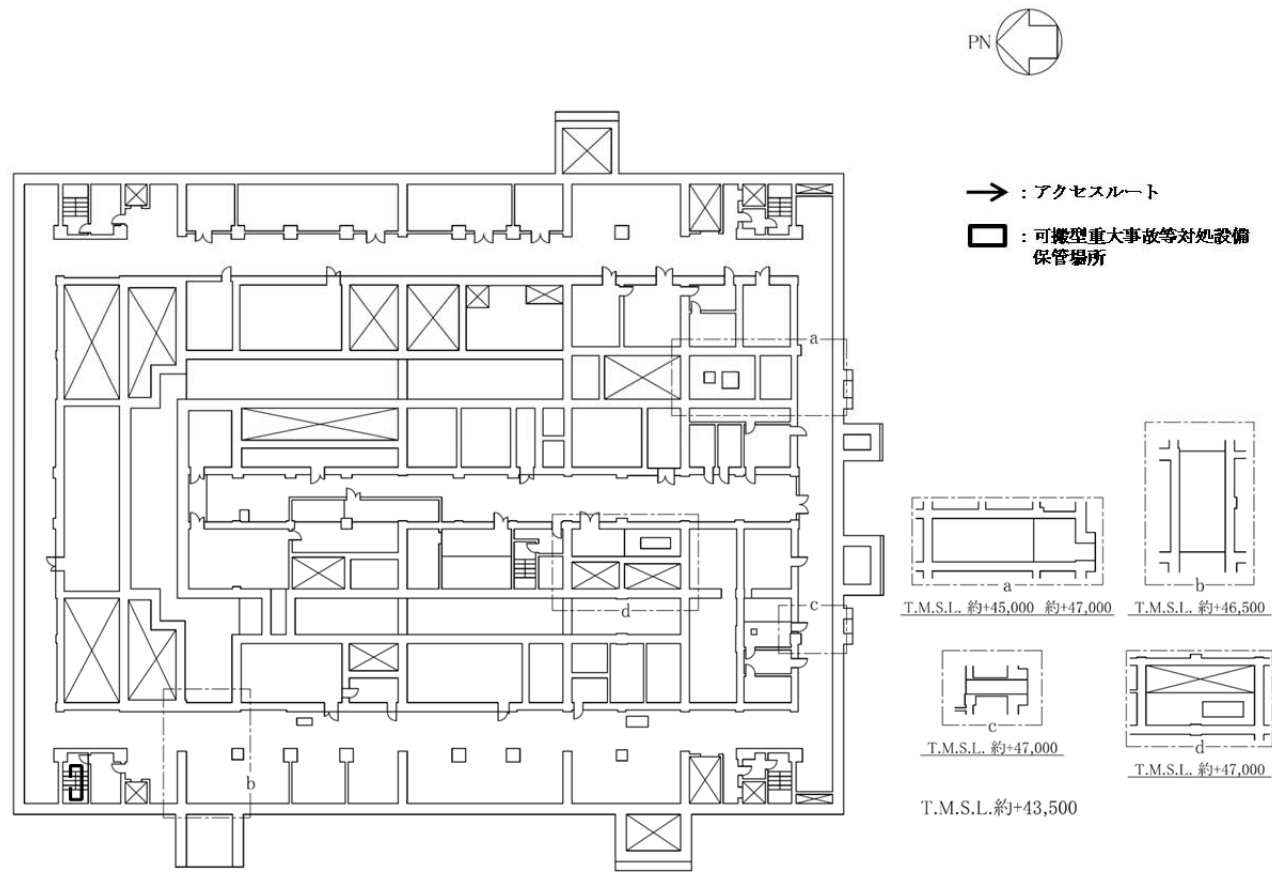


第 6.1.4-20 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地上 1 階）

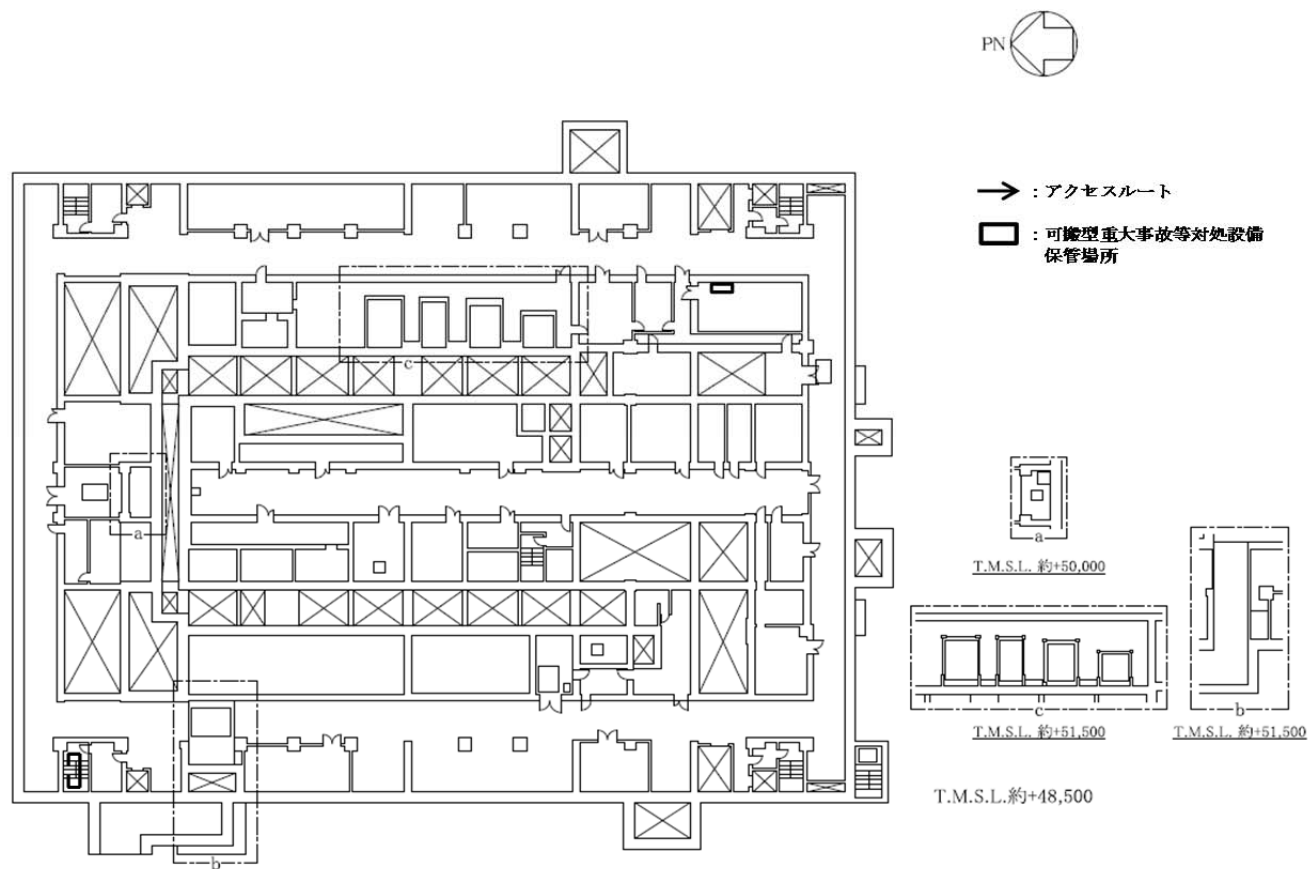




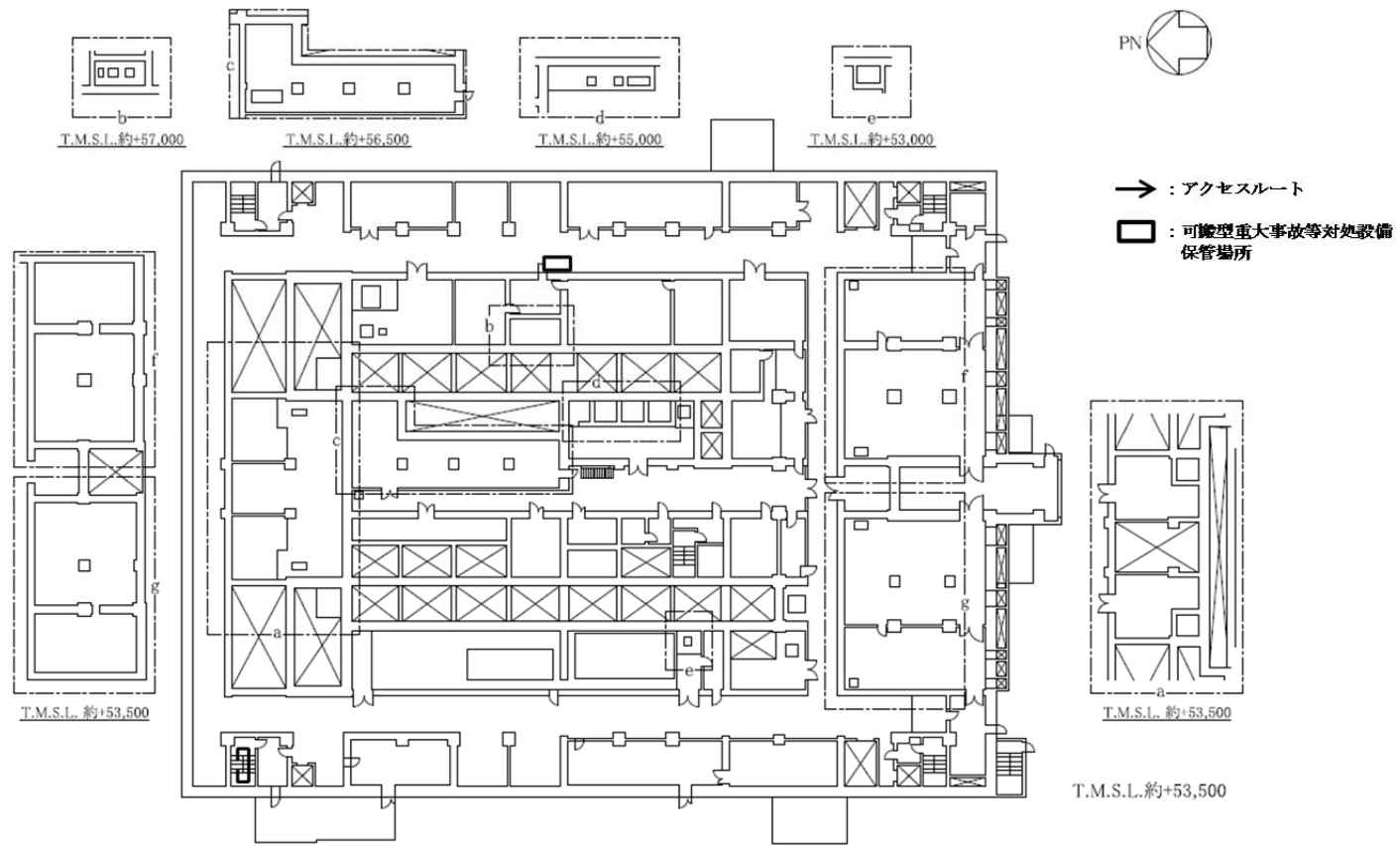
第 6.1.4-21 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地下 3 階）



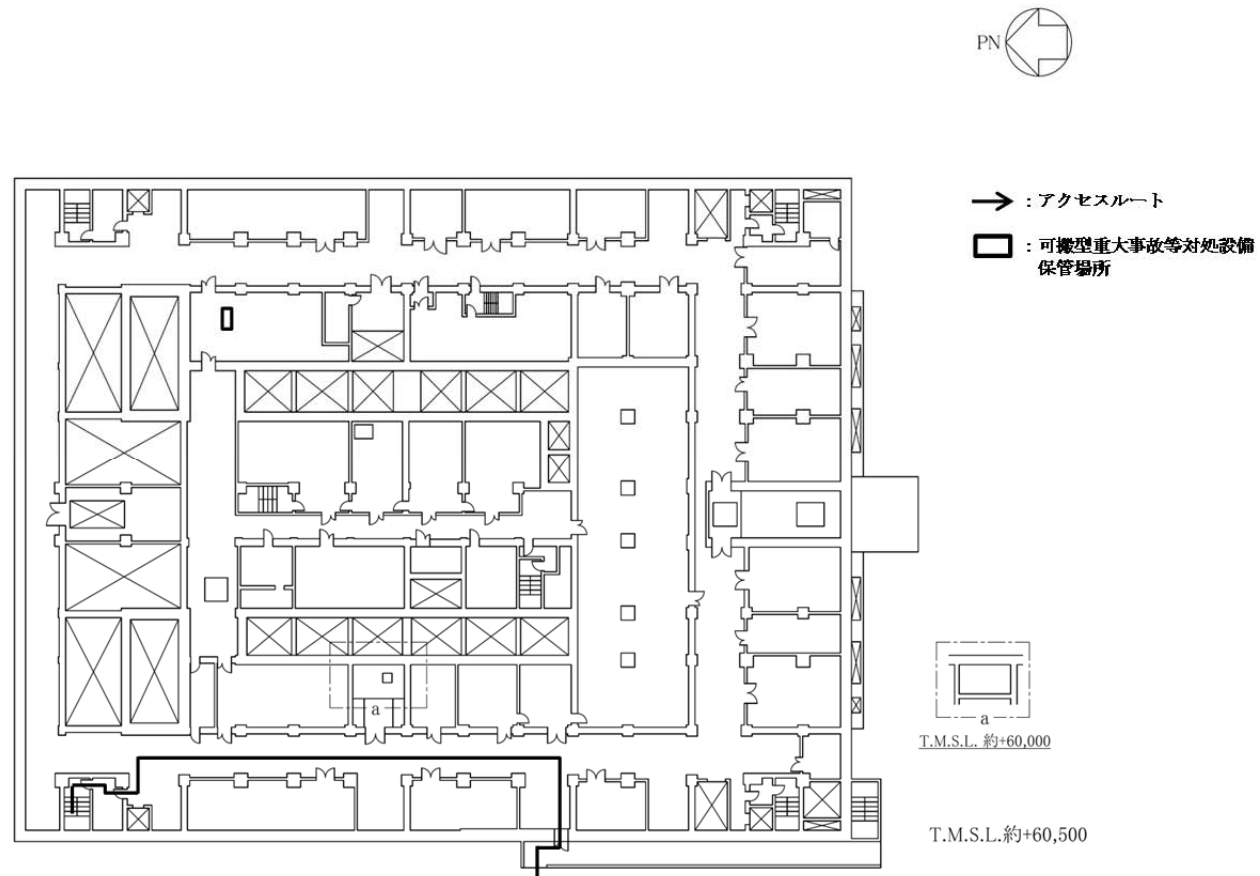
第 6.1.4-22 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地下 2 階）



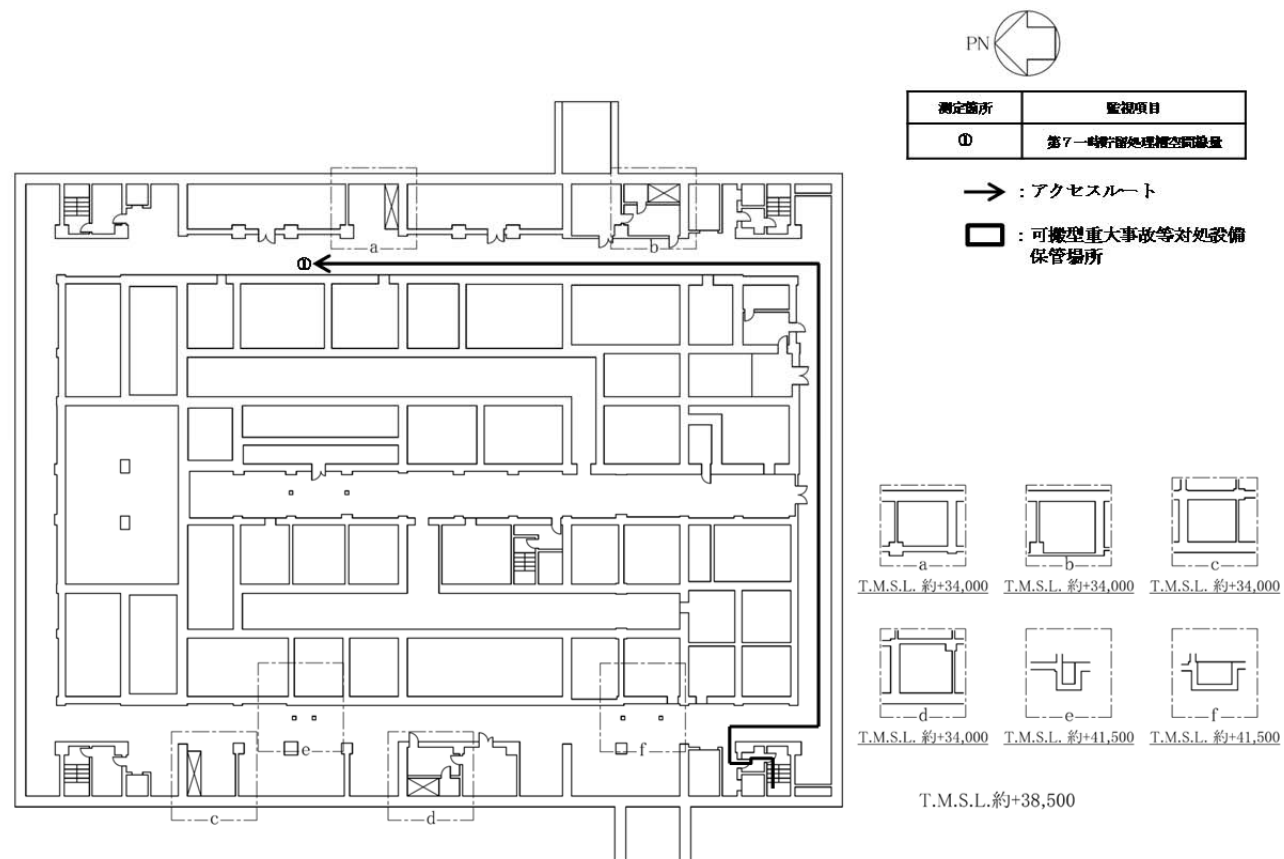
第 6.1.4-23 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地下 1 階）



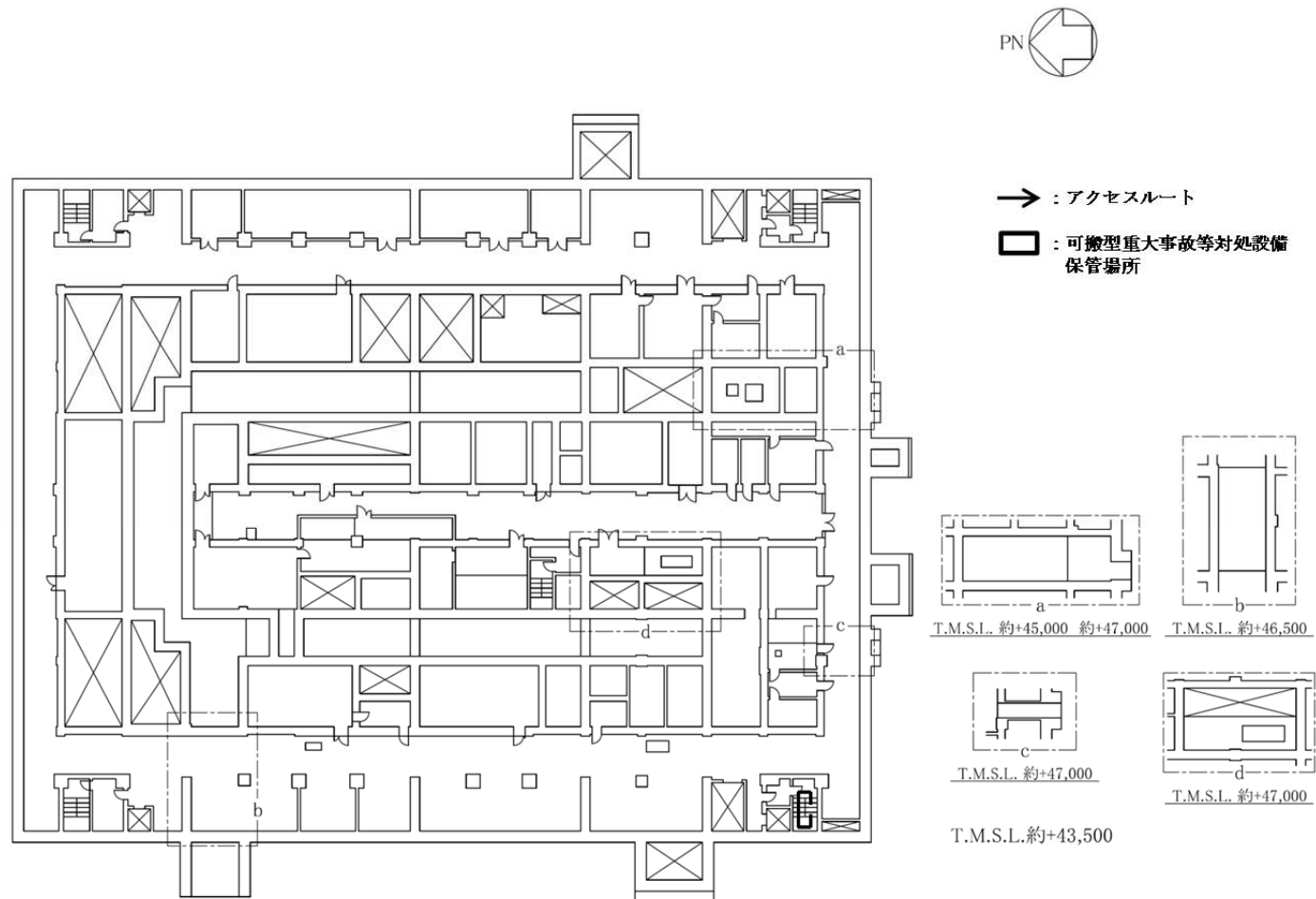
第 6.1.4-24 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地上 1 階）



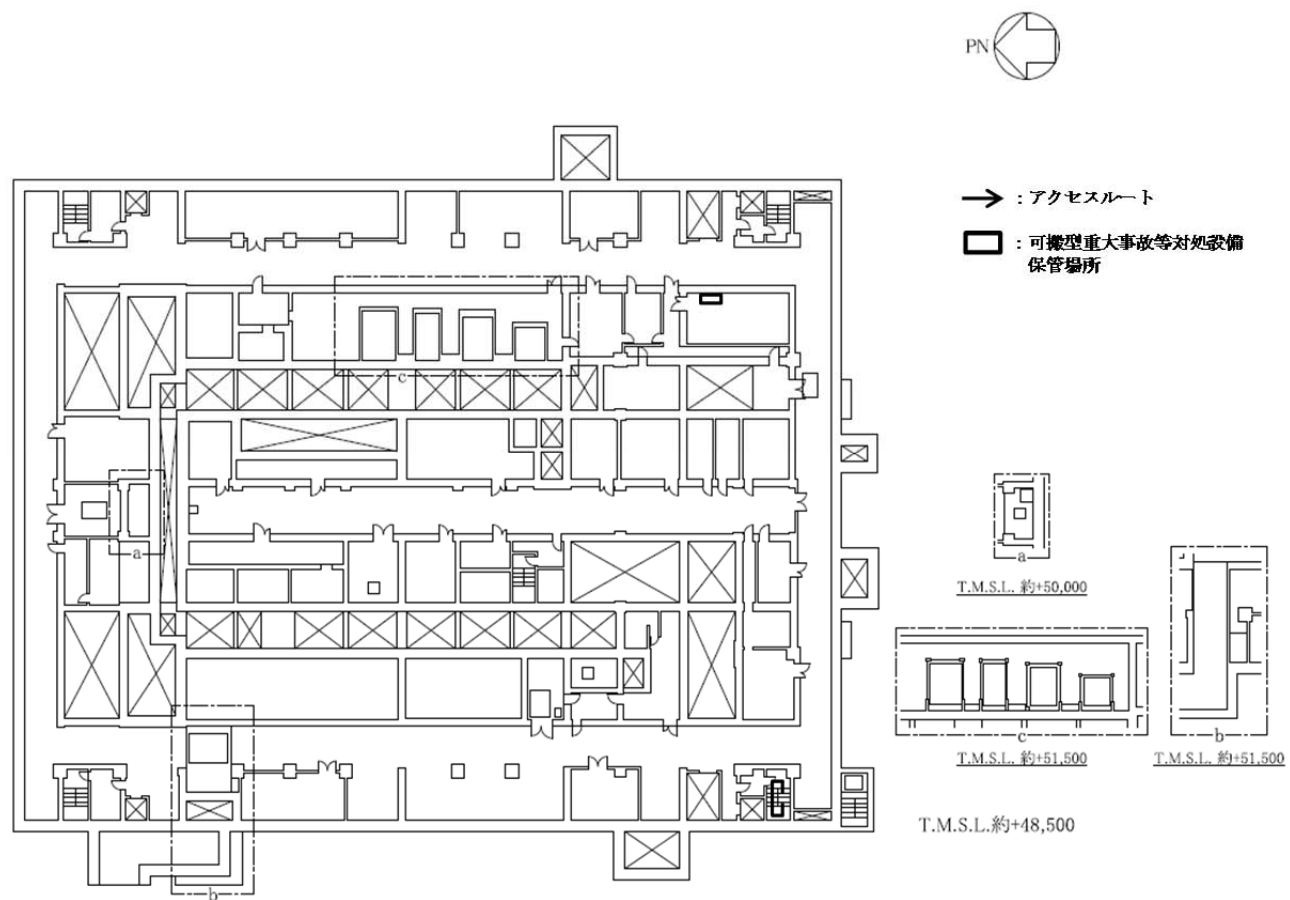
第 6.1.4-25 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地上 2 階）



第 6.1.4-26 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地下 3 階）

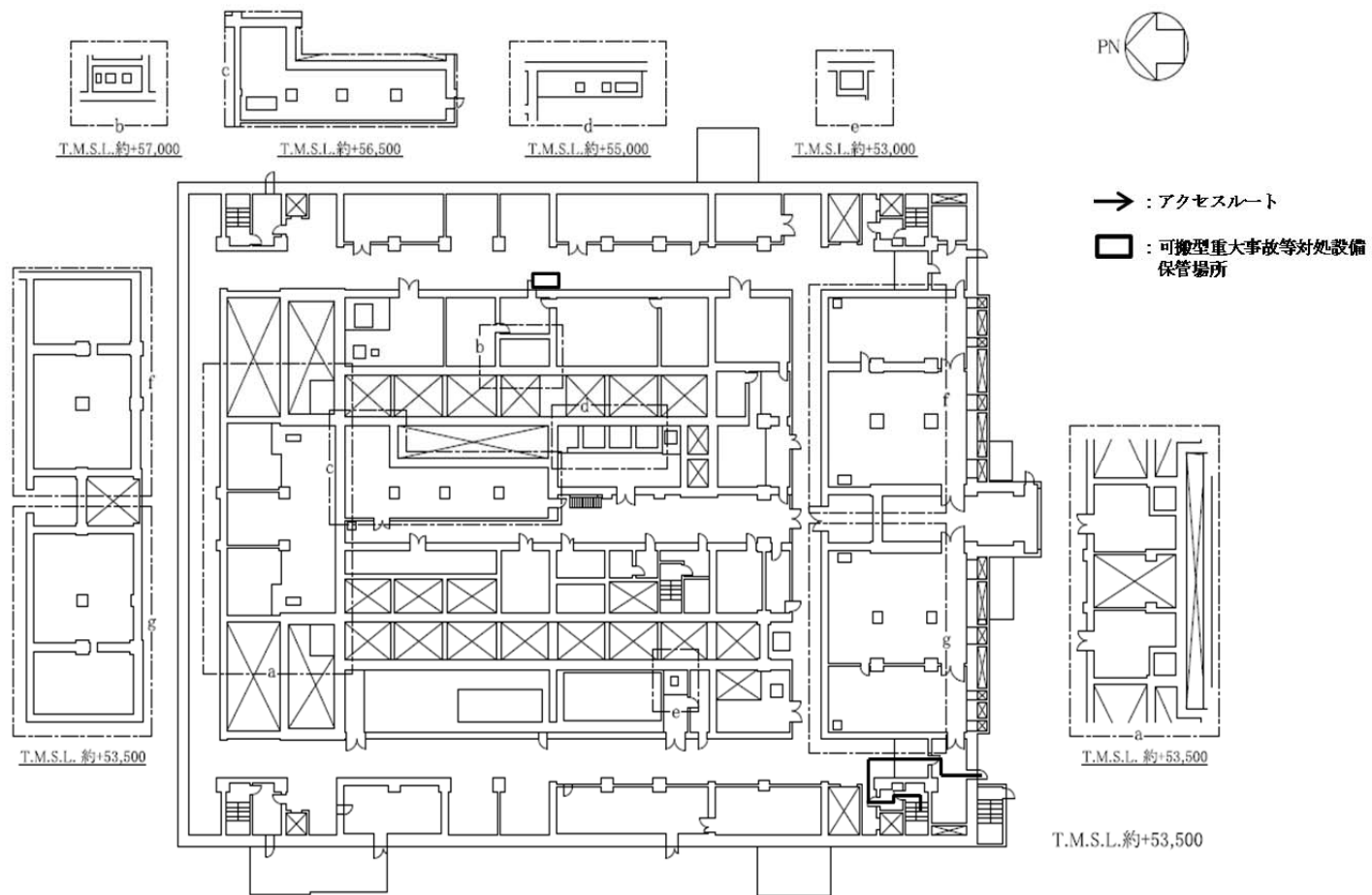


第 6.1.4-27 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地下 2 階）

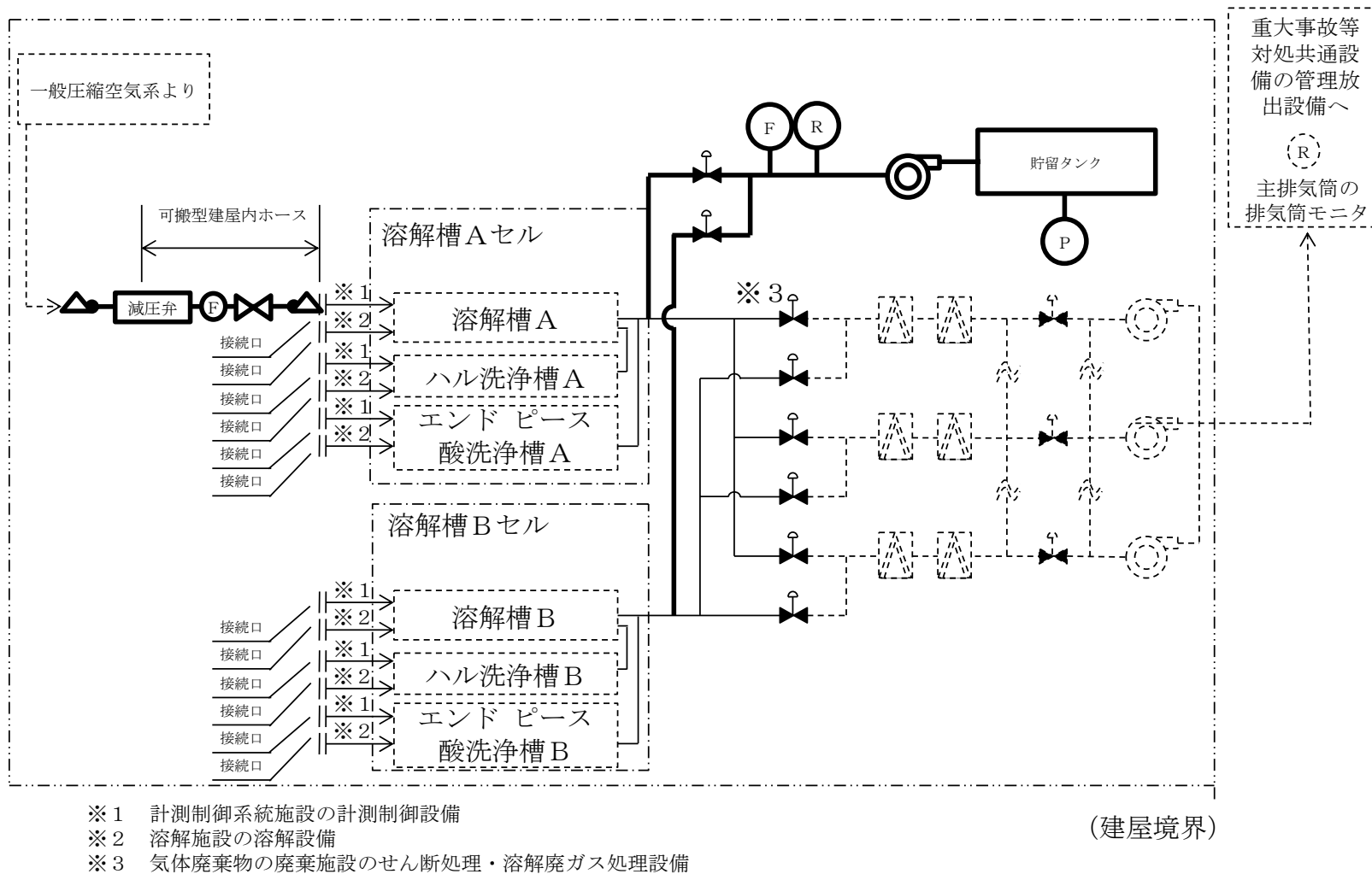


第 6.1.4-28 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地下 1 階）

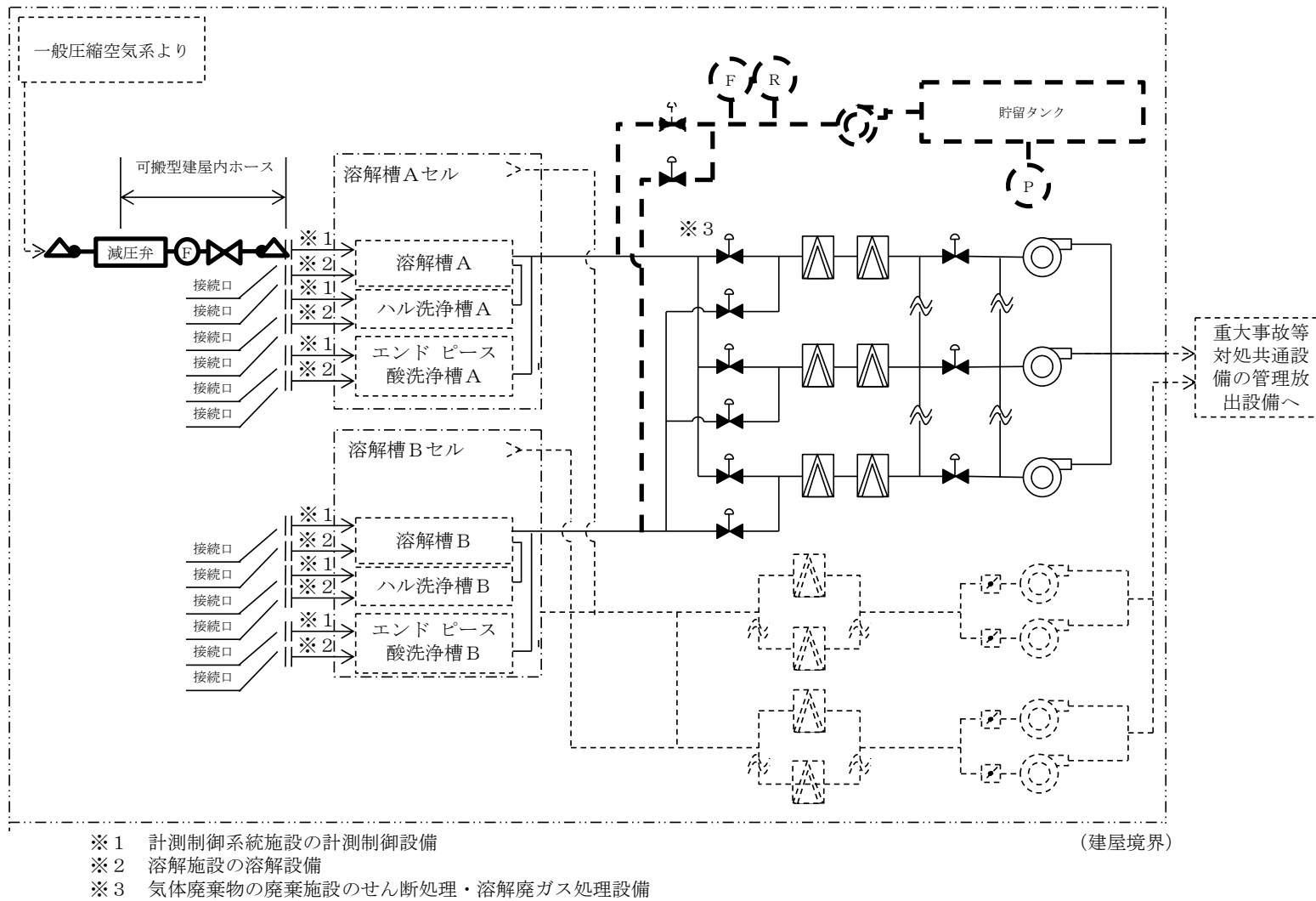




第 6.1.4-29 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の未臨界確保対策（未臨界移行判断）  
 のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地上 1 階）



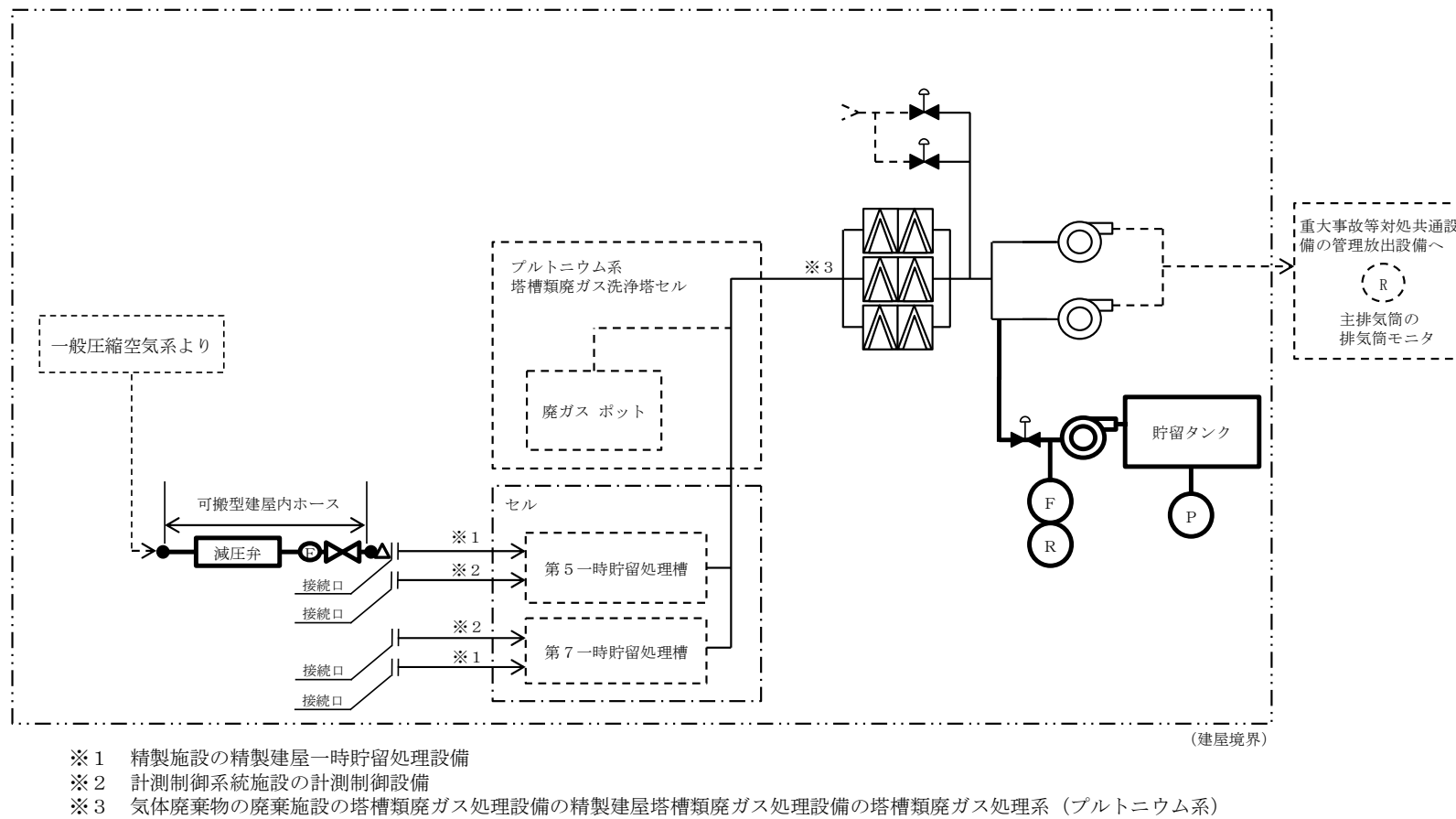
第 6.2.1-1 図 前処理建屋における異常な水準の放出を防止するための設備の系統概要図  
 (貯留タンクによる静的閉じ込め)



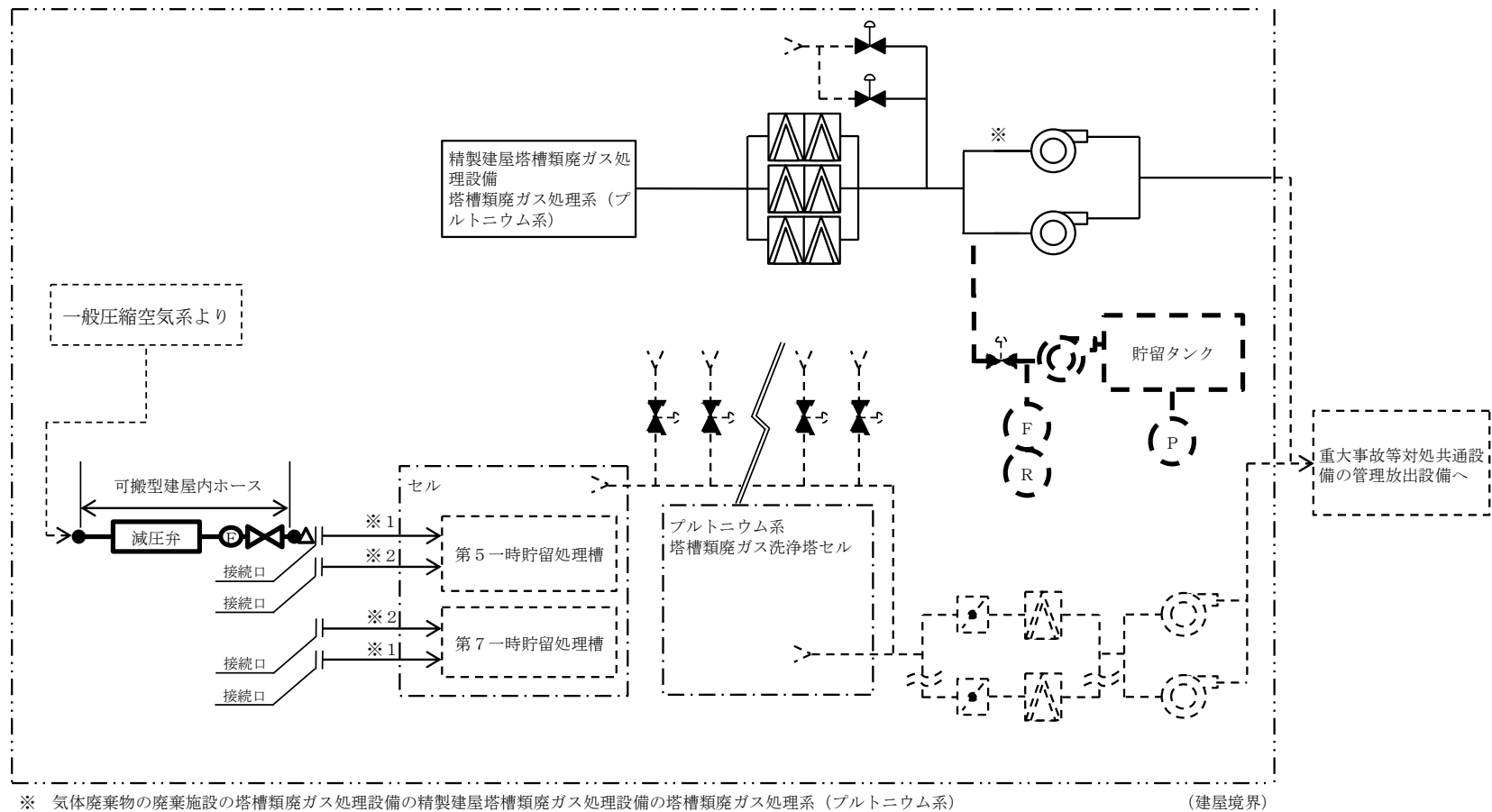
第 6.2.1-2 図 前処理建屋における異常な水準の放出を防止するための設備の系統概要図  
 (せん断処理・溶解廃ガス処理設備による換気の再開)

対策	作業	要員数	経過時間 (分)												備考			
			0:10	0:20	0:30	0:40	0:50											
異常な水準の放出防止	水素爆発防止措置	・圧縮空気設備の一般圧縮空気系からの空気供給	C, D	2														
		・計器監視 (水素掃気系統圧縮空気流量)	C, D	2														
	貯留状況確認	・主排気筒の排気筒モニタ監視	E, F	2														
		・貯留タンク内圧力監視及び貯留タンク入口の放射線モニタ監視	E, F	2														
	放出経路構築	・せん断処理・溶解廃ガス処理設備の隔離弁の操作	G, H	2														
		・せん断処理・溶解廃ガス処理設備の排風機の起動	G, H	2														

第 6.2.1-3 図 前処理建屋における臨界事故の異常な水準の放出防止対策の作業と所要時間



第 6.2.1-4 図 精製建屋における異常な水準の放出を防止するための設備の系統概要図  
 (貯留タンクによる静的閉じ込め)



第 6.2.1-5 図 精製建屋における異常な水準の放出を防止するための設備の系統概要図  
 （塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）による換気の再開）

対策	作業	要員数	経過時間 (分)										備考						
			0:10	0:20	0:30	0:40	0:50												
			▽事象発生																
			▽貯留タンクへの貯留完了																
異常な水準の放出防止	水素爆発防止措置	・ 圧縮空気設備の一般圧縮空気系からの空気供給	C, D	2															
		・ 計器監視 (水素掃気系統圧縮空気流量)	C, D	2															
	貯留状況確認	・ 主排気筒の排気筒モニタ監視	E, F	2															
		・ 貯留タンク内圧力監視及び貯留タンク入口の放射線モニタ監視	E, F	2															
	放出経路構築	・ 塔槽類廃ガス処理系 (プルトニウム系) の隔離弁の操作	G, H	2														0:05	
・ 塔槽類廃ガス処理系 (プルトニウム系) の排風機の起動		G, H	2														0:05		

第 6.2.1-6 図 精製建屋における臨界事故の異常な水準の放出防止対策の作業と所要時間

第 6.2.3-1 表 溶解槽等における臨界事故の異常な水準の放出防止対策の手順と重大事故等対処施設

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
a.	貯留タンクでの静的閉じ込め対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界検知用放射線検出器による臨界事故の発生の検知後、せん断処理・溶解廃ガス処理設備の流路を自動的に遮断するとともに、貯留タンクへの経路を確立し、臨界事故で発生する放射性物質を導出する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>せん断処理・溶解廃ガス処理設備</li> <li>せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタ</li> <li>せん断処理・溶解廃ガス処理設備の隔離弁</li> <li>せん断処理・溶解廃ガス処理設備の排風機</li> <li>貯留設備</li> <li>貯留設備の隔離弁</li> <li>貯留設備の空気圧縮機</li> <li>貯留設備の貯留タンク</li> <li>貯留設備の高性能粒子フィルタ</li> </ul>	—	—
		<ul style="list-style-type: none"> <li>圧縮空気設備の一般圧縮空気系から臨界事故が発生した貯槽等に空気を供給することで、溶解槽等の気相部内に存在する放射性物質を含む気体をできるだけ掃気し、貯留タンクに導く。この操作は e. の放射線分解水素の掃気対策に兼ねる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>圧縮空気設備の一般圧縮空気系</li> <li>溶解施設の溶解設備</li> <li>計測制御設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型建屋内ホース</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計</li> </ul>



(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
b.	貯留タンクでの静的閉じ込め対策完了判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留タンクへの貯留開始後、貯留タンク内の圧力の上昇と、貯留タンク入口の放射線モニタの指示値の上昇及び流量計の指示値の上昇により、放射性物質を含む気体の貯留が開始されたことを確認する。また、併せて主排気筒の排気筒モニタの指示値が上昇しないことをもって、放射性物質を含む気体が貯留タンクに確実に導かれていることを確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>排気筒モニタ</li> <li>中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留設備の圧力計</li> <li>貯留設備の流量計</li> <li>貯留設備の放射線モニタ</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界事故の拡大防止対策による中性子吸収材の供給により、臨界事故が発生した機器が未臨界に移行したことを、臨界事故が発生した機器周辺の線量当量率が低下したことで確認したうえで、貯留タンク入口の放射線モニタの指示値を確認し、指示値が低下傾向であることを確認する。その上で、貯留タンク内の圧力が規定の圧力に達した場合に、貯留の完了と判断する。貯留完了の判断後、貯留タンクへの経路を閉止し、空気圧縮機を停止して貯留タンク内の放射性物質を静的に閉じ込める。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留設備</li> <li>貯留設備の隔離弁</li> <li>貯留設備の空気圧縮機</li> <li>貯留設備の貯留タンク</li> <li>貯留設備の高性能粒子フィルタ</li> <li>中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留設備の圧力計</li> <li>貯留設備の放射線モニタ</li> </ul>

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
b.	貯留タンクでの静的閉じ込め対策完了判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>万一貯留タンクへの放射性物質を含む気体を閉じ込める対策に失敗した場合に備え、貯留タンクでの静的閉じ込め対策と並行してd.に記載の自主対策であるセルへの放射性物質を含む気体の導出対策を実施する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留設備の圧力計</li> <li>貯留設備の放射線モニタ</li> </ul>
c.	貯留タンクでの静的閉じ込め後の換気再開	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留タンクによる放射性物質を含む気体の貯留完了後、せん断処理・溶解廃ガス処理設備の流路を遮断している弁の開操作を行い、排風機を再起動して、高い除染能力が期待できる通常時の放出経路に復旧する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>せん断処理・溶解廃ガス処理設備</li> <li>せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタ</li> <li>せん断処理・溶解廃ガス処理設備の隔離弁</li> <li>せん断処理・溶解廃ガス処理設備の排風機</li> <li>中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤</li> <li>中央制御室の計測制御装置の中央制御室の安全系監視制御盤</li> </ul>	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
d.	セルへの放射性物質の導出	<p>・ 異常な水準の放出防止対策に用いる設備の信頼性は十分に高いものとするが、自主対策として、溶解槽セル内への臨界事故で発生した放射性物質を含む気体の導出に備え、貯留タンクによる静的閉じ込め対策と並行して、前処理建屋換気設備の前処理建屋排気系の溶解槽セルA排風機及び溶解槽セルB排風機を手動で停止するとともに、溶解槽セルA排風機入口ダンパ及び溶解槽セルB排風機入口ダンパを閉止することで、貯留タンクへの貯留失敗時のセルへの導出時において放射性物質を含む気体をセル及びセルからの排気系に滞留できるよう措置する。</p>	—	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
e.	臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>核分裂に起因する水の放射線分解等により、水素が発生し、機器内において可燃限界濃度（4 v o 1 %）を超える可能性があることから、一般圧縮空気系から可搬型建屋内ホースを用いて臨界が発生した機器に空気を供給し、臨界事故に伴う放射線分解により発生した水素を掃気する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>圧縮空気設備の一般圧縮空気系</li> <li>溶解設備</li> <li>計測制御設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型建屋内ホース</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計</li> </ul>

第 6.2.3-2 表 第 5 一時貯留処理槽等における臨界事故の異常な水準の放出防止対策の手順と  
重大事故等対処施設

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
a.	貯留タンクでの静的閉じ込め対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界検知用放射線検出器による臨界事故の発生の検知後、精製建屋塔槽類廃ガス処理設備塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の流路を自動的に遮断するとともに、貯留タンクへの経路を確立し、臨界事故で発生する放射性物質を導出する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）</li> <li>・ 精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の高性能粒子フィルタ</li> <li>・ 精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の隔離弁</li> <li>・ 精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の排風機</li> <li>・ 貯留設備</li> <li>・ 貯留設備の隔離弁</li> </ul>	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
a.	貯留タンクでの静的閉じ込め対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界検知用放射線検出器による臨界事故の発生の検知後、精製建屋塔槽類廃ガス処理設備塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の流路を自動的に遮断するとともに、貯留タンクへの経路を確立し、臨界事故で発生する放射性物質を導出する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 貯留設備の空気圧縮機</li> <li>・ 貯留設備の貯留タンク</li> </ul>	—	—
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 圧縮空気設備の一般圧縮空気系から臨界事故が発生した第5一時貯留処理槽等に空気を供給することで、第5一時貯留処理槽等の気相部内に存在する放射性物質を含む気体をできるだけ掃気し、貯留タンクに導く。この操作はe.の放射線分解水素の掃気対策に兼ねる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 圧縮空気設備の一般圧縮空気系</li> <li>・ 精製建屋一時貯留処理設備</li> <li>・ 計測制御設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型建屋内ホース</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計</li> </ul>
b.	貯留タンクでの静的閉じ込め対策完了判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 貯留タンクへの貯留開始後、貯留タンク内の圧力の上昇と、貯留タンク入口の放射線モニタの指示値の上昇及び流量計の指示値の上昇により、放射性物質を含む気体の貯留が開始されたことを確認する。また、併せて主排気筒の排気筒モニタの指示値が上昇しないことをもって、放射性物質を含む気体が貯留タンクに確実に導かれていることを確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 排気筒モニタ</li> <li>・ 中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 貯留設備の圧力計</li> <li>・ 貯留設備の流量計</li> <li>・ 貯留設備の放射線モニタ</li> </ul>

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
b.	貯留タンクでの静的閉じ込め対策完了判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界事故の拡大防止対策による中性子吸収材の供給により、臨界事故が発生した機器が未臨界に移行したことを、臨界事故が発生した機器周辺の線量当量率が低下したことで確認したうえで、貯留タンク入口の放射線モニタの指示値を確認し、指示値が低下傾向であることを確認する。その上で、貯留タンク内の圧力が規定の圧力に達した場合に、貯留の完了と判断する。貯留完了の判断後、貯留タンクへの経路を閉止し、空気圧縮機を停止して貯留タンク内の放射性物質を静的に閉じ込める</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 貯留設備</li> <li>・ 貯留設備の隔離弁</li> <li>・ 貯留設備の空気圧縮機</li> <li>・ 貯留設備の貯留タンク</li> <li>・ 中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 貯留設備の圧力計</li> <li>・ 貯留設備の放射線モニタ</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 万一貯留タンクへの放射性物質を含む気体を閉じ込める対策に失敗した場合に備え、貯留タンクでの静的閉じ込め対策と並行して d. に記載の自主対策であるセルへの放射性物質を含む気体の導出対策を実施する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 貯留設備の圧力計</li> </ul>
c.	貯留タンクでの静的閉じ込め後の換気再開	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 貯留タンクによる放射性物質を含む気体の貯留完了後、精製建屋塔槽類廃ガス処理設備塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の弁の開操作を行い、排風機を再起動して、高い除染能力が期待できる通常時の放出経路に復旧する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）</li> </ul>	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
c.	貯留タンクでの静的閉じ込め後の換気再開	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留タンクによる放射性物質を含む気体の貯留完了後、精製建屋塔槽類廃ガス処理設備塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の弁の開操作を行い、排風機を再起動して、高い除染能力が期待できる通常時の放出経路に復旧する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の高性能粒子フィルタ</li> <li>精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の隔離弁</li> <li>精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の排風機</li> <li>中央制御室の計測制御装置の中央制御室の安全系監視制御盤</li> <li>中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤</li> </ul>	—	—



(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
d.	セルへの放射性物質の導出	<p>・ 異常な水準の放出防止対策に用いる設備の信頼性は十分に高いものとするが、自主対策として、プルトニウム系塔槽類廃ガス洗浄塔セル内への臨界事故で発生した放射性物質を含む気体の導出に備え、貯留タンクによる静的閉じ込め対策と並行して、精製建屋換気設備のグローブボックス・セル排風機を手動で停止するとともに、精製建屋換気設備のセル排気フィルタユニット入口ダンパを閉止することで、貯留タンクへの貯留失敗時のセルへの導出時において放射性物質を含む気体をセル及びセルからの排気系に滞留できるよう措置する。</p>	—	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
e.	臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>核分裂に起因する水の放射線分解等により、水素が発生し、機器内において可燃限界濃度（4 v o 1 %）を超える可能性があることから、一般圧縮空気系から可搬型建屋内ホースを用いて臨界が発生した機器に空気を供給し、臨界事故に伴う放射線分解により発生した水素を掃気する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>圧縮空気設備の一般圧縮空気系</li> <li>精製建屋一時貯留処理設備</li> <li>計測制御設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型建屋内ホース</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計</li> </ul>

第6.2.4-1表 大気中への放射性物質の放出量の算定に用いた主要な評価条件

施設	臨 界 事 故 の 発 生 を 想 定 す る 機 器	臨 界 事 故 が 発 生 し た 貯 槽 等 が 保 有 性 放 射 性 物 質 量	臨 界 事 故 に よ り 影 響 を 受 け る 割 合	核 分 裂 の 熱 エ ネ ル ギ 熱 よ り 沸 騰 等 に よ り 放 射 機 器 の 気 相 移 行 す る 割 合	大 気 中 へ の 放 出 経 路 に お け る 低 減 割 合	肺 に 吸 収 さ れ 得 る よう な 浮 遊 性 の 微 粒 子 状 の 放 射 性 物 質 の 割 合
溶 解 施 設	溶 解 槽	溶 解 液 の 放 射 能 濃 度	全 核 分 裂 数 ( $1.6E+18$ fi ssions) に 相 当 す る 溶 液 の 沸 騰 量 ( $23L$ ) よ り 設 定	エ ア ロ ズ ル : $5E-4$ ル テ ニ ウ ム : $1E-3$	$3E-6$	1
	エ ン ド ピ ー ス 酸 洗 浄 槽	溶 解 液 の 放 射 能 濃 度				
	ハ ル 洗 浄 槽	溶 解 液 の 放 射 能 濃 度				
精 製 施 設	第 5 一 時 貯 留 処 理 槽	硝 酸 プ ル ト ニ ウ ム 溶 液 ( $24gPu/L$ )				
	第 7 一 時 貯 留 処 理 槽	硝 酸 プ ル ト ニ ウ ム 溶 液 ( $24gPu/L$ )				

第6.2.4.1-1表 溶解槽における臨界事故時の放出量

核 種	放出量 (Bq)
S r - 90	$2.5 \times 10^4$
C s - 137	$3.5 \times 10^4$
E u - 154	$1.7 \times 10^3$
P u - 238	$2.4 \times 10^3$
P u - 239	$2.3 \times 10^2$
P u - 240	$3.6 \times 10^2$
P u - 241	$4.9 \times 10^4$
A m - 241	$2.5 \times 10^3$
C m - 244	$1.7 \times 10^3$

第6.2.4.1-2表 エンドピース酸洗浄槽における  
 臨界事故時の放出量

核 種	放出量 (Bq)
S r - 90	$2.5 \times 10^4$
C s - 137	$3.5 \times 10^4$
E u - 154	$1.7 \times 10^3$
P u - 238	$2.4 \times 10^3$
P u - 239	$2.3 \times 10^2$
P u - 240	$3.6 \times 10^2$
P u - 241	$4.9 \times 10^4$
A m - 241	$2.5 \times 10^3$
C m - 244	$1.7 \times 10^3$

第6.2.4.1-3表 ハル洗浄槽における臨界事故時の放出量

核 種	放出量 (Bq)
S r - 90	$2.5 \times 10^4$
C s - 137	$3.5 \times 10^4$
E u - 154	$1.7 \times 10^3$
P u - 238	$2.4 \times 10^3$
P u - 239	$2.3 \times 10^2$
P u - 240	$3.6 \times 10^2$
P u - 241	$4.9 \times 10^4$
A m - 241	$2.5 \times 10^3$
C m - 244	$1.7 \times 10^3$

第6.2.4.1-4表 第5一時貯留処理槽における  
 臨界事故時の放出量

核 種	放出量 (Bq)
Pu-238	$2.4 \times 10^4$
Pu-239	$2.3 \times 10^3$
Pu-240	$3.6 \times 10^3$
Pu-241	$4.9 \times 10^5$

第6.2.4.1-5表 第7一時貯留処理槽における  
臨界事故時の放出量

核 種	放出量 ( B q )
P u - 238	$2.4 \times 10^4$
P u - 239	$2.3 \times 10^3$
P u - 240	$3.6 \times 10^3$
P u - 241	$4.9 \times 10^5$



第6.2.4.1-6表 溶解槽における放射性物質の放出量  
(Cs-137換算)

評価対象	放出量(T B q)
Cs-137換算値	$2.1 \times 10^{-7}$

第6.2.4.1-7表 エンドピース酸洗浄槽における放射性物質の  
放出量（C s - 137換算）

評価対象	放出量(T B q)
C s - 137換算値	$2.1 \times 10^{-7}$

第6.2.4.1-8表 ハル洗浄槽における放射性物質の放出量  
(Cs-137換算)

評価対象	放出量(T B q)
Cs-137換算値	$2.1 \times 10^{-7}$

第6.2.4.1-9表 第5一時貯留処理槽における放射性物質の  
放出量（C s - 137換算）

評価対象	放出量(T B q)
C s - 137換算値	$9.1 \times 10^{-7}$

第6.2.4.1-10表 第7一時貯留処理槽における放射性物質の  
放出量（C s - 137換算）

評価対象	放出量(T B q)
C s - 137換算値	$9.1 \times 10^{-7}$

溶液中の放射性物質濃度		
S r - 90	:	$7.1 \times 10^{14}$ B q / m <sup>3</sup>
C s - 137	:	$9.9 \times 10^{14}$ B q / m <sup>3</sup>
E u - 154	:	$4.7 \times 10^{13}$ B q / m <sup>3</sup>
P u - 238	:	$6.8 \times 10^{13}$ B q / m <sup>3</sup>
P u - 239	:	$6.5 \times 10^{12}$ B q / m <sup>3</sup>
P u - 240	:	$1.1 \times 10^{13}$ B q / m <sup>3</sup>
P u - 241	:	$1.5 \times 10^{15}$ B q / m <sup>3</sup>
A m - 241	:	$7.1 \times 10^{13}$ B q / m <sup>3</sup>
C m - 244	:	$5.0 \times 10^{13}$ B q / m <sup>3</sup>



放射性物質の気相中への移行割合  
ルテニウム：溶液中の保有量の 0.1%  
その他：全核分裂数  $1.6 \times 10^{18}$  のエネルギーによる蒸発  
量 (0.023m<sup>3</sup>) 中の保有量の 0.05%



せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除去効率：99.99%  
異常な水準の放出防止対策実施時の放出割合：30%  
放出経路構造物による除去効率：90%



放射性物質放出量		
S r - 90	:	$2.5 \times 10^4$ B q
C s - 137	:	$3.5 \times 10^4$ B q
E u - 154	:	$1.7 \times 10^3$ B q
P u - 238	:	$2.4 \times 10^3$ B q
P u - 239	:	$2.3 \times 10^2$ B q
P u - 240	:	$3.6 \times 10^2$ B q
P u - 241	:	$4.9 \times 10^4$ B q
A m - 241	:	$2.5 \times 10^3$ B q
C m - 244	:	$1.7 \times 10^3$ B q



主排気筒放出

第6.2.4.1-1 図 溶解槽における放射性物質の大気放出過程

溶液中の放射性物質濃度		
S r - 90	:	$7.1 \times 10^{14}$ B q / m <sup>3</sup>
C s - 137	:	$9.9 \times 10^{14}$ B q / m <sup>3</sup>
E u - 154	:	$4.7 \times 10^{13}$ B q / m <sup>3</sup>
P u - 238	:	$6.8 \times 10^{13}$ B q / m <sup>3</sup>
P u - 239	:	$6.5 \times 10^{12}$ B q / m <sup>3</sup>
P u - 240	:	$1.1 \times 10^{13}$ B q / m <sup>3</sup>
P u - 241	:	$1.5 \times 10^{15}$ B q / m <sup>3</sup>
A m - 241	:	$7.1 \times 10^{13}$ B q / m <sup>3</sup>
C m - 244	:	$5.0 \times 10^{13}$ B q / m <sup>3</sup>



放射性物質の気相中への移行割合  
ルテニウム：溶液中の保有量の 0.1%  
その他：全核分裂数  $1.6 \times 10^{18}$  のエネルギーによる蒸発  
量 (0.023m<sup>3</sup>) 中の保有量の 0.05%



せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除去効率：99.99%  
異常な水準の放出防止対策実施時の放出割合：30%  
放出経路構造物による除去効率：90%



放射性物質放出量		
S r - 90	:	$2.5 \times 10^4$ B q
C s - 137	:	$3.5 \times 10^4$ B q
E u - 154	:	$1.7 \times 10^3$ B q
P u - 238	:	$2.4 \times 10^3$ B q
P u - 239	:	$2.3 \times 10^2$ B q
P u - 240	:	$3.6 \times 10^2$ B q
P u - 241	:	$4.9 \times 10^4$ B q
A m - 241	:	$2.5 \times 10^3$ B q
C m - 244	:	$1.7 \times 10^3$ B q



主排気筒放出

第6.2.4.1-2 図 エンドピース酸洗浄槽における  
放射性物質の大気放出過程

溶液中の放射性物質濃度		
S r - 90	:	$7.1 \times 10^{14} \text{ B q} / \text{ m}^3$
C s - 137	:	$9.9 \times 10^{14} \text{ B q} / \text{ m}^3$
E u - 154	:	$4.7 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{ m}^3$
P u - 238	:	$6.8 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{ m}^3$
P u - 239	:	$6.5 \times 10^{12} \text{ B q} / \text{ m}^3$
P u - 240	:	$1.1 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{ m}^3$
P u - 241	:	$1.5 \times 10^{15} \text{ B q} / \text{ m}^3$
A m - 241	:	$7.1 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{ m}^3$
C m - 244	:	$5.0 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{ m}^3$



放射性物質の気相中への移行割合  
ルテニウム：溶液中の保有量の 0.1%  
その他：全核分裂数  $1.6 \times 10^{18}$  のエネルギーによる蒸発  
量 ( $0.023 \text{ m}^3$ ) 中の保有量の 0.05%



せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除去効率：99.99%  
異常な水準の放出防止対策実施時の放出割合：30%  
放出経路構造物による除去効率：90%



放射性物質放出量		
S r - 90	:	$2.5 \times 10^4 \text{ B q}$
C s - 137	:	$3.5 \times 10^4 \text{ B q}$
E u - 154	:	$1.7 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 238	:	$2.4 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 239	:	$2.3 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 240	:	$3.6 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 241	:	$4.9 \times 10^4 \text{ B q}$
A m - 241	:	$2.5 \times 10^3 \text{ B q}$
C m - 244	:	$1.7 \times 10^3 \text{ B q}$



主排気筒放出

第6.2.4.1-3 図 ハル洗浄槽における放射性物質の  
大気放出過程



溶液中の放射性物質濃度	
P u - 238	: $6.8 \times 10^{14} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 239	: $6.5 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 240	: $1.1 \times 10^{14} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 241	: $1.5 \times 10^{16} \text{ B q} / \text{m}^3$



放射性物質の気相中への移行割合  
ルテニウム : 溶液中の保有量の 0.1%  
その他 : 全核分裂数  $1.6 \times 10^{18}$  のエネルギーによる蒸発量 ( $0.023 \text{ m}^3$ ) 中の保有量の 0.05%



塔槽類廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除去効率 : 99.99%  
異常な水準の放出防止対策実施時の放出割合 : 30%  
放出経路構造物による除去効率 : 90%



放射性物質放出量	
P u - 238	: $2.4 \times 10^4 \text{ B q}$
P u - 239	: $2.3 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 240	: $3.6 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 241	: $4.9 \times 10^5 \text{ B q}$



主排気筒放出

第6.2.4.1-4 図 第5一時貯留処理槽における放射性物質の大気放出過程

溶液中の放射性物質濃度	
P u - 238	: $6.8 \times 10^{14} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 239	: $6.5 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 240	: $1.1 \times 10^{14} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 241	: $1.5 \times 10^{16} \text{ B q} / \text{m}^3$



放射性物質の気相中への移行割合  
ルテニウム : 溶液中の保有量の 0.1%  
その他 : 全核分裂数  $1.6 \times 10^{18}$  のエネルギーによる蒸発量 ( $0.023 \text{ m}^3$ ) 中の保有量の 0.05%



塔槽類廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除去効率 : 99.99%  
異常な水準の放出防止対策実施時の放出割合 : 30%  
放出経路構造物による除去効率 : 90%

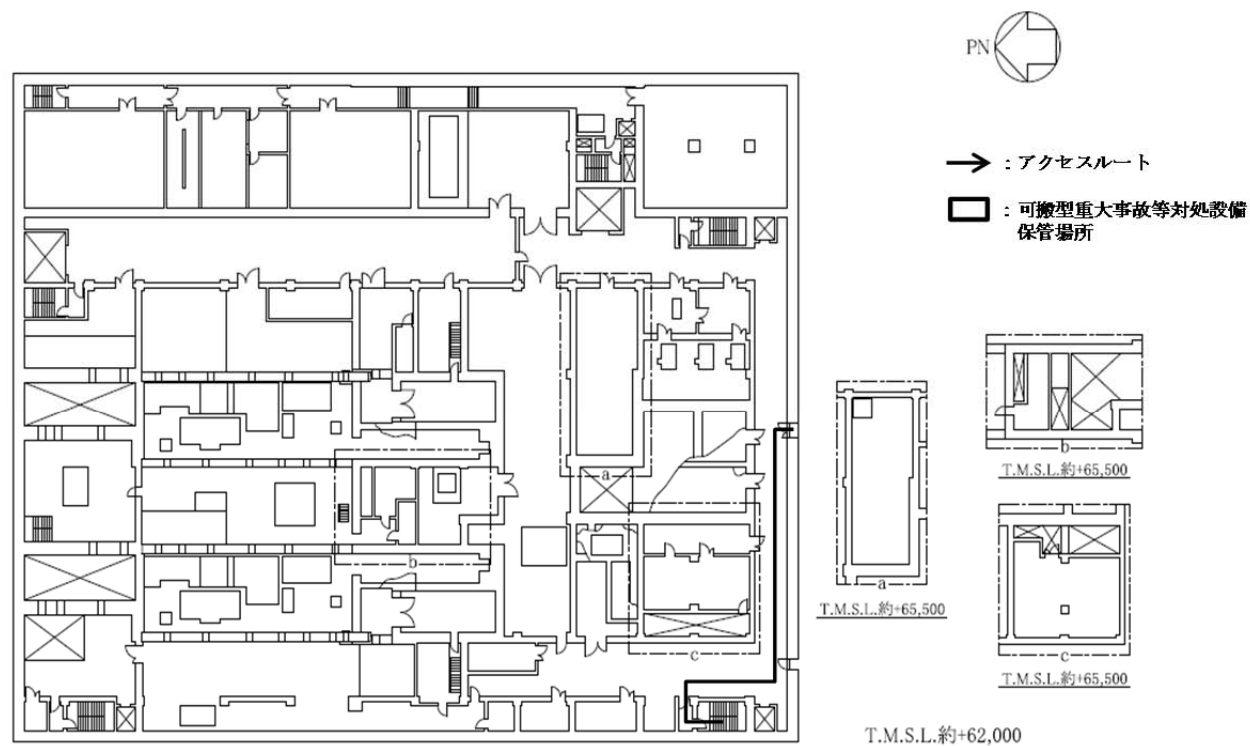


放射性物質放出量	
P u - 238	: $2.4 \times 10^4 \text{ B q}$
P u - 239	: $2.3 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 240	: $3.6 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 241	: $4.9 \times 10^5 \text{ B q}$

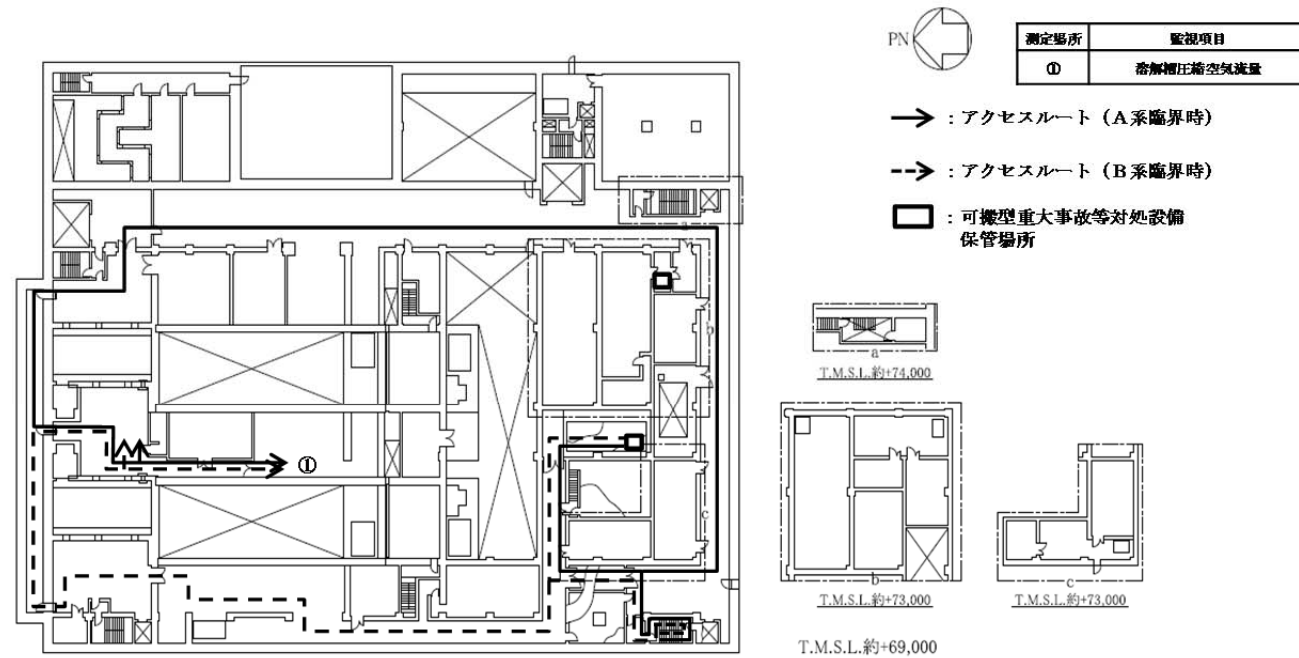


主排気筒放出

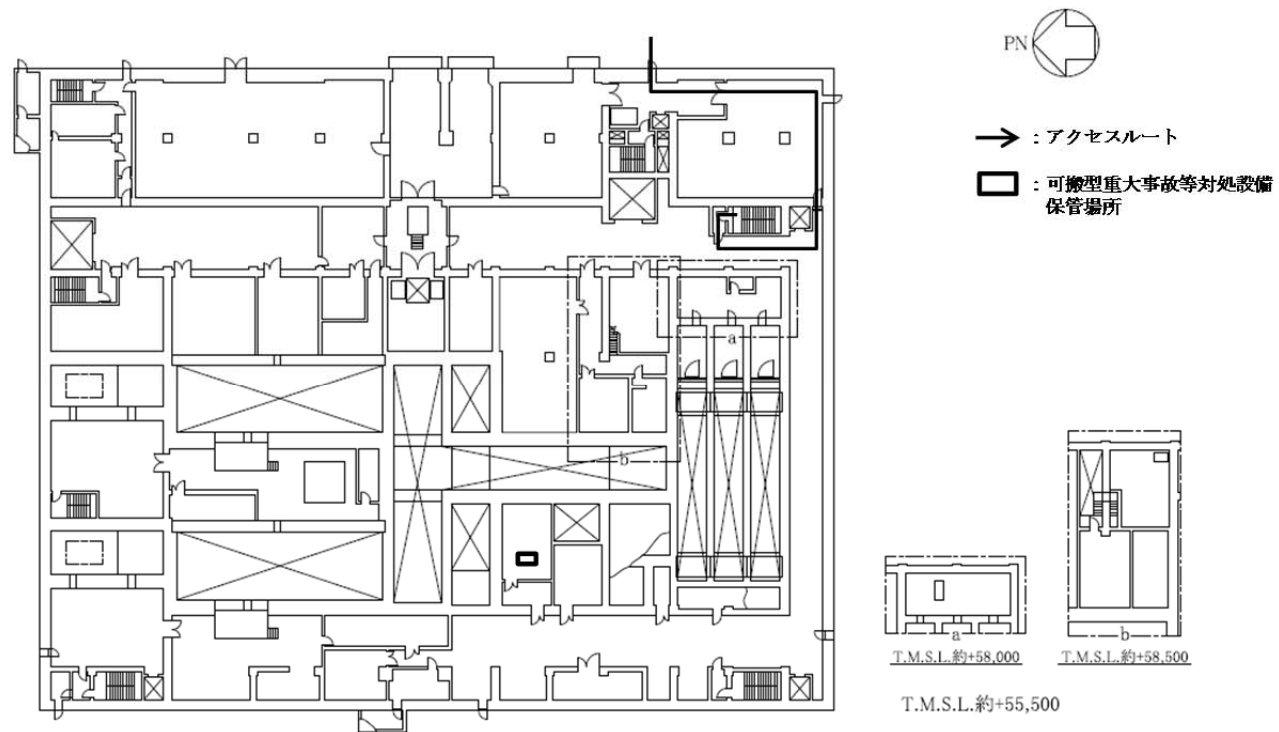
第6.2.4.1-5 図 第7一時貯留処理槽における  
放射性物質の大気放出過程



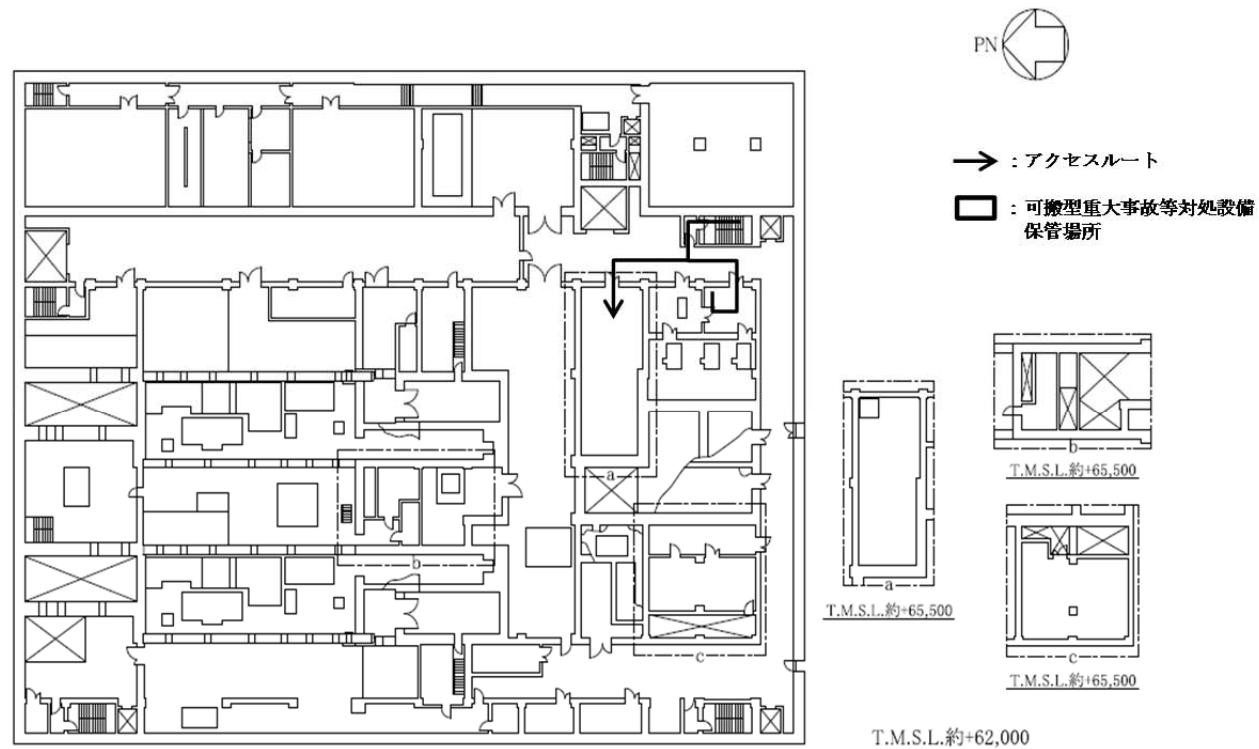
第 6.2.4.2-1 図 溶解槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）  
のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地上 2 階）



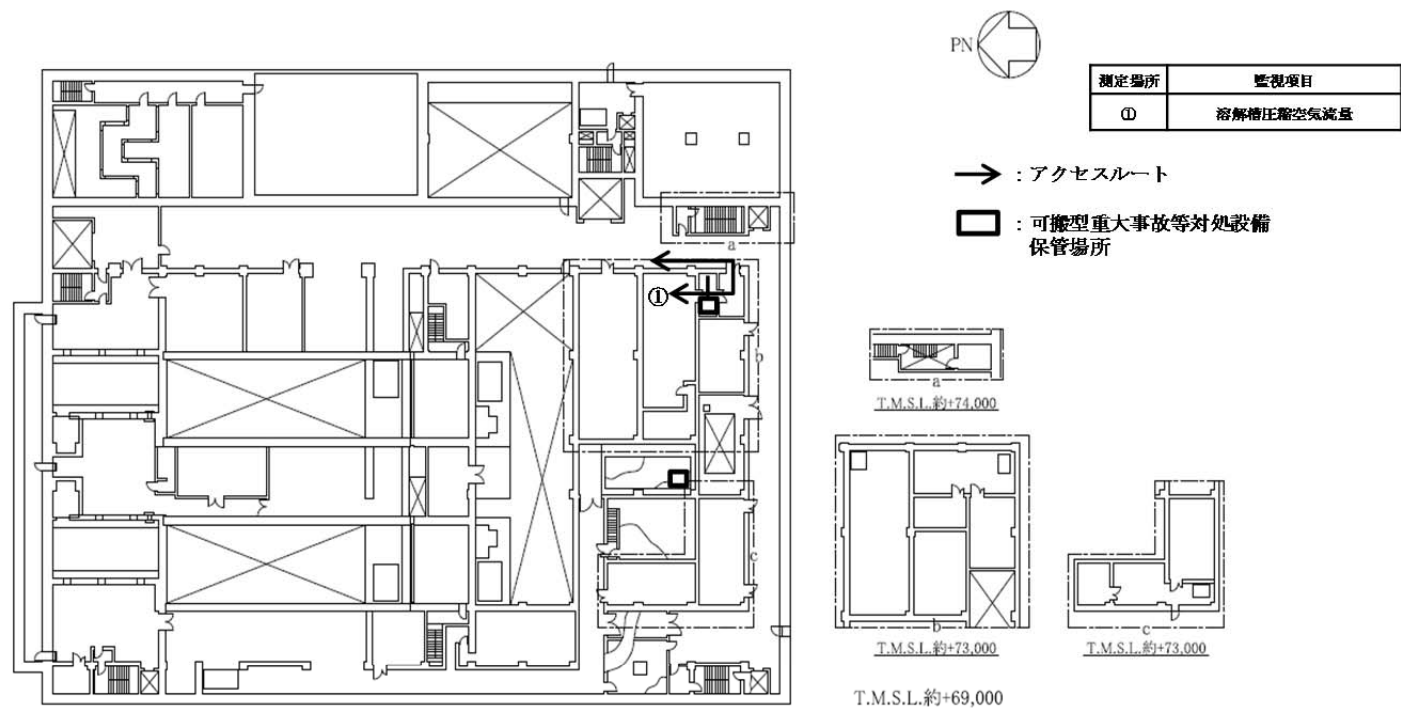
第 6.2.4.2-2 図 溶解槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）  
 のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地上 3 階）



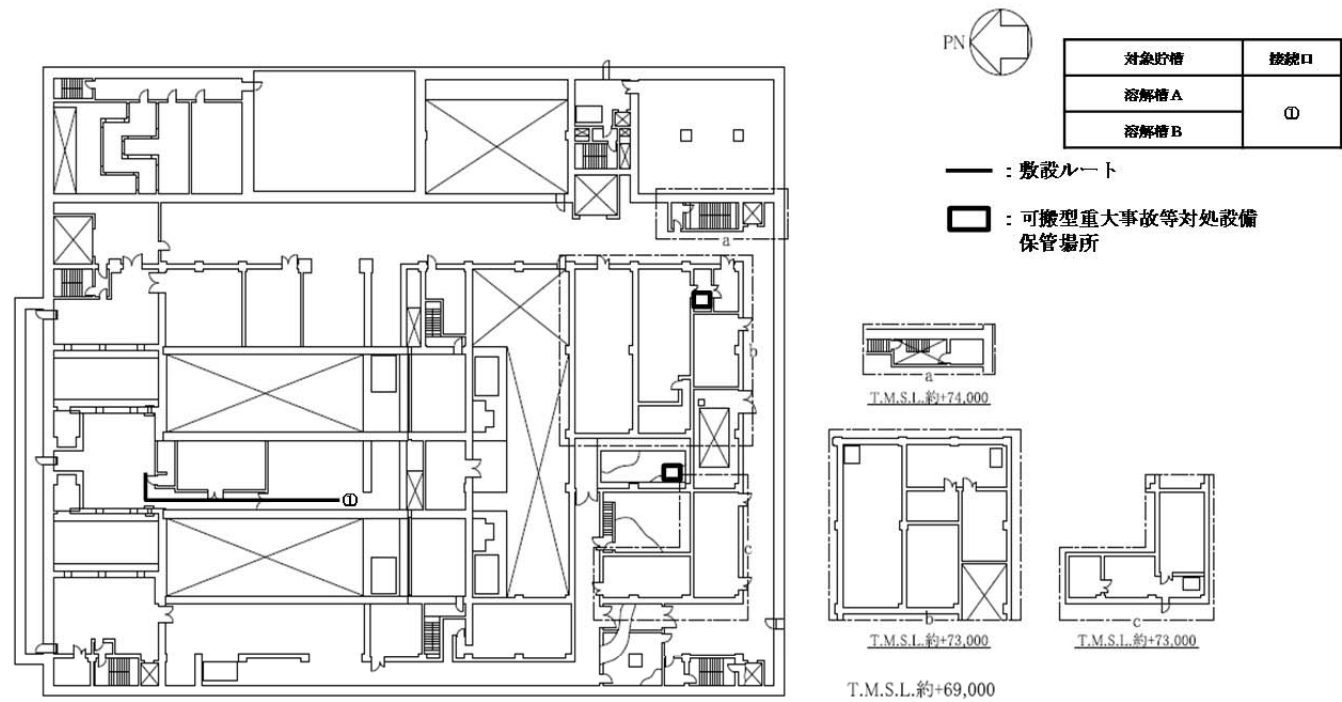
第 6.2.4.2-3 図 溶解槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）  
のアクセスルート（東ルート） 前処理建屋（地上 1 階）



第 6.2.4.2-4 図 溶解槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）  
のアクセスルート（東ルート） 前処理建屋（地上 2 階）

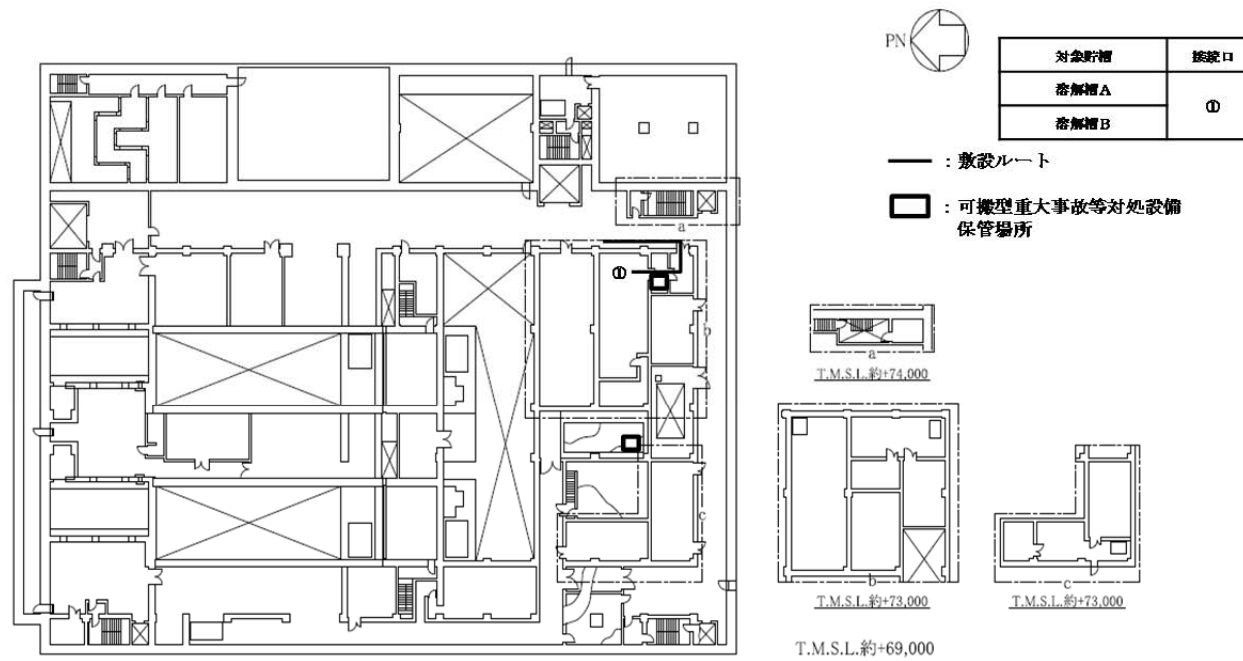


第 6.2.4.2-5 図 溶解槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）  
 のアクセスルート（東ルート） 前処理建屋（地上 3 階）

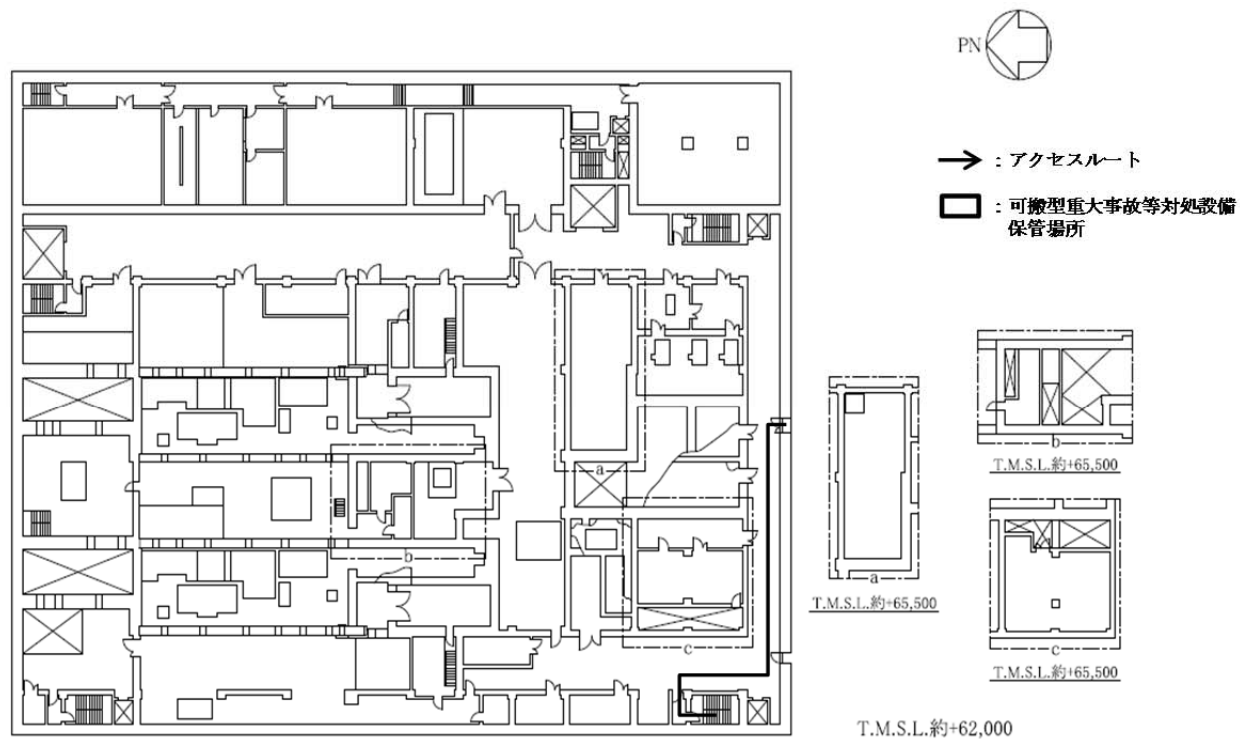


第 6.2.4.2-6 図 溶解槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）  
の建屋内ホース敷設ルート（南ルート） 前処理建屋（地上 3 階）

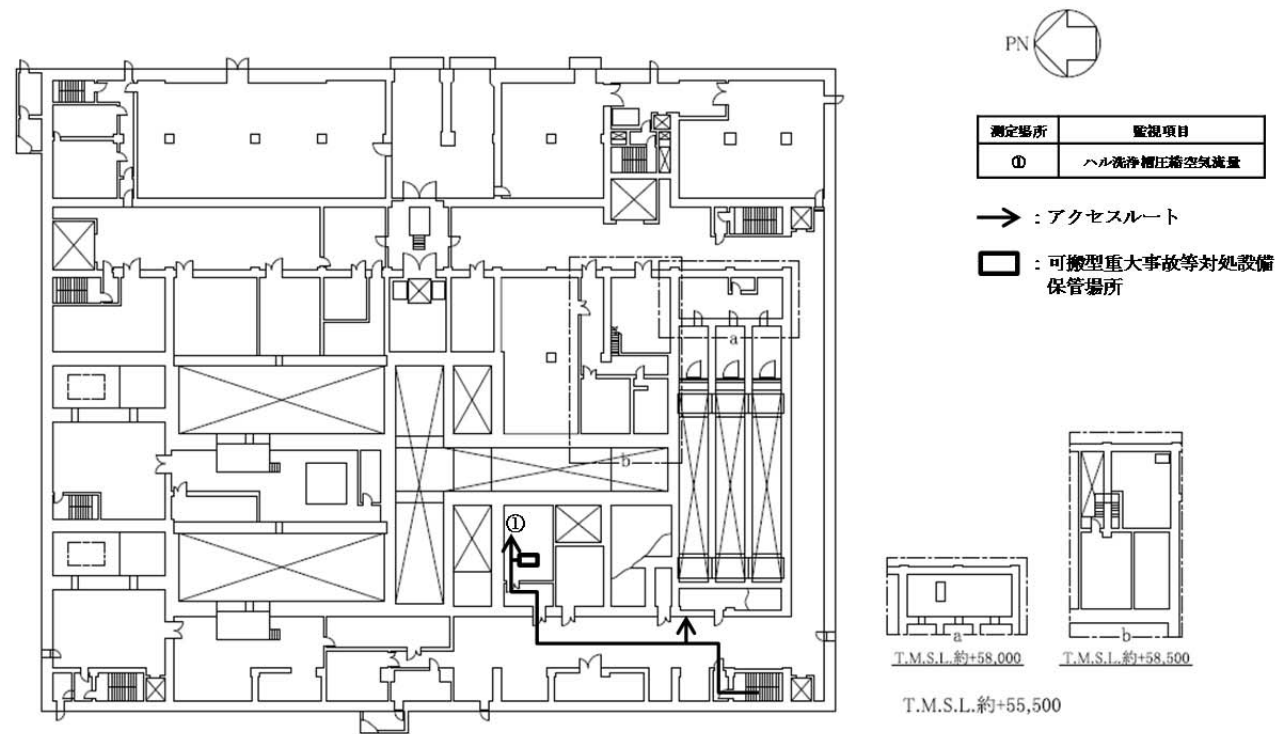




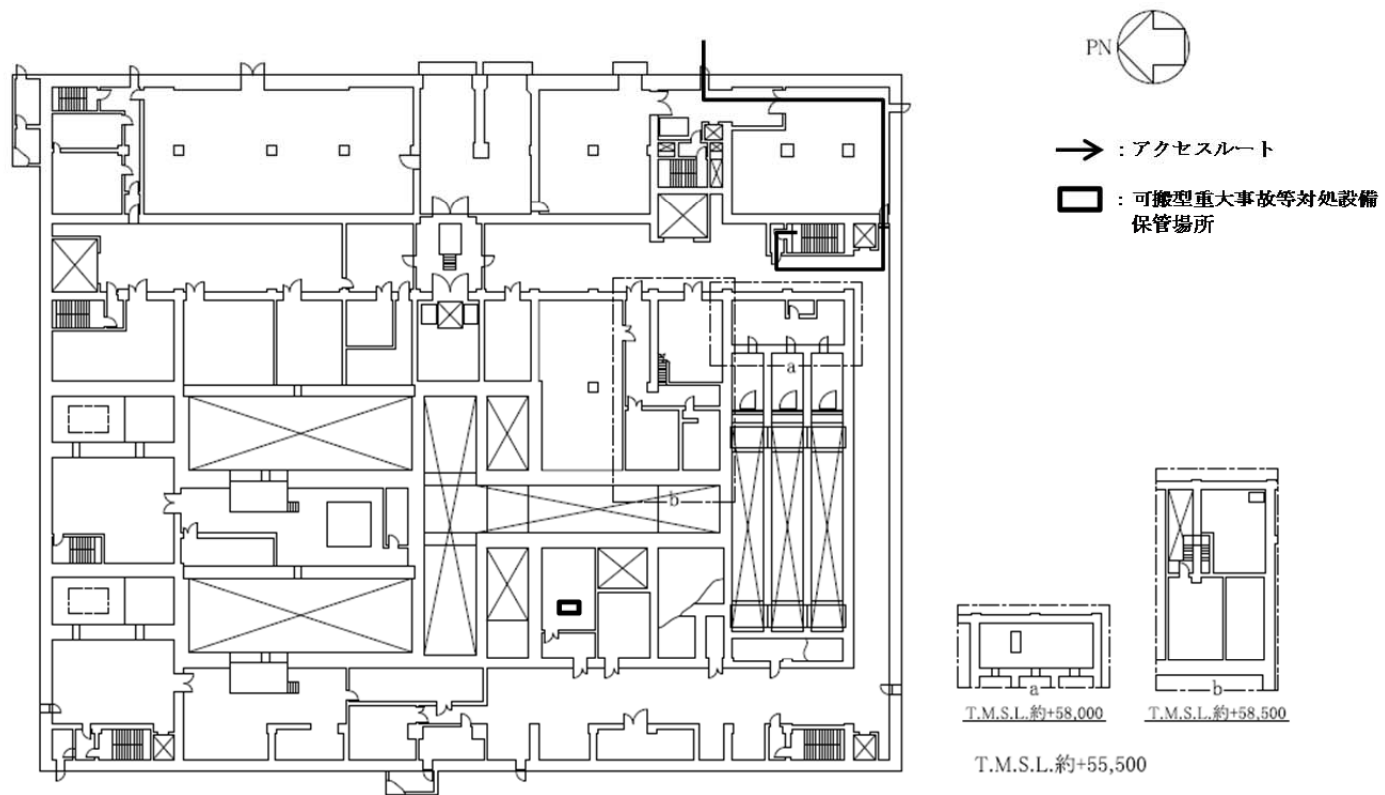
第 6.2.4.2-7 図 溶解槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）  
 の建屋内ホース敷設ルート（東ルート） 前処理建屋（地上 3 階）



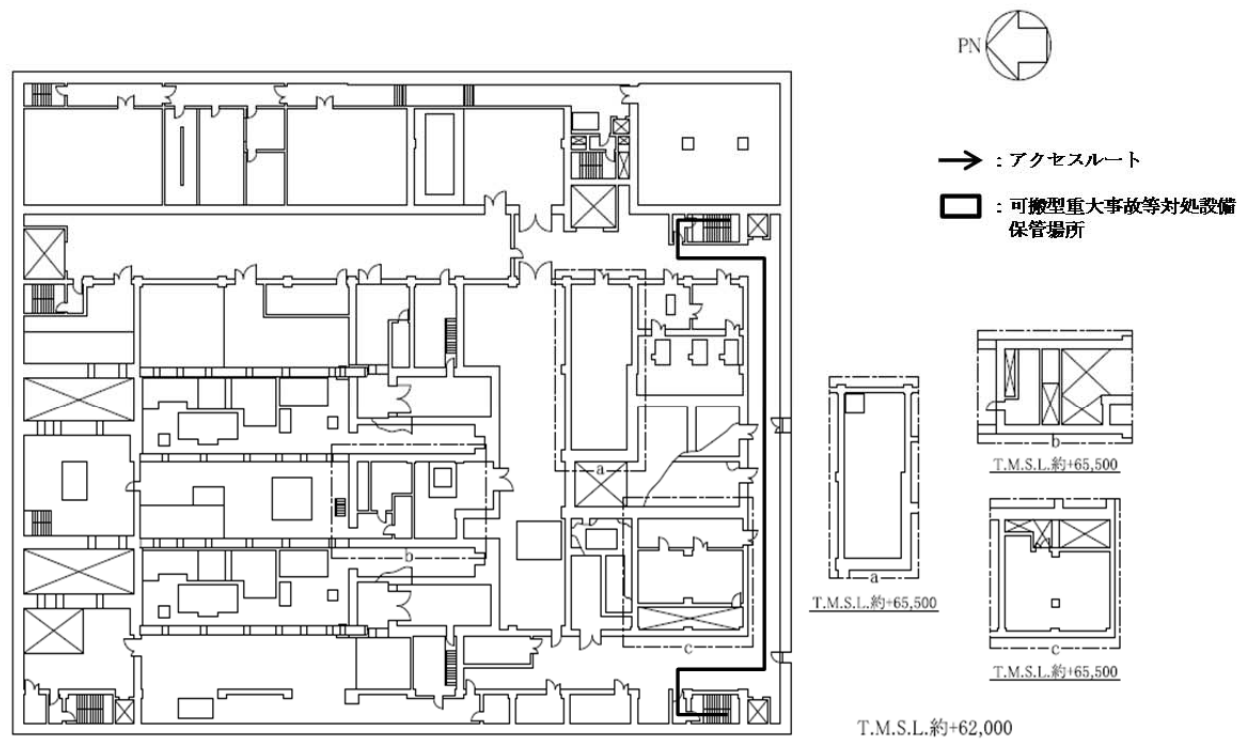
第 6.2.4.2-8 図 ハル洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）  
のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地上 2 階）



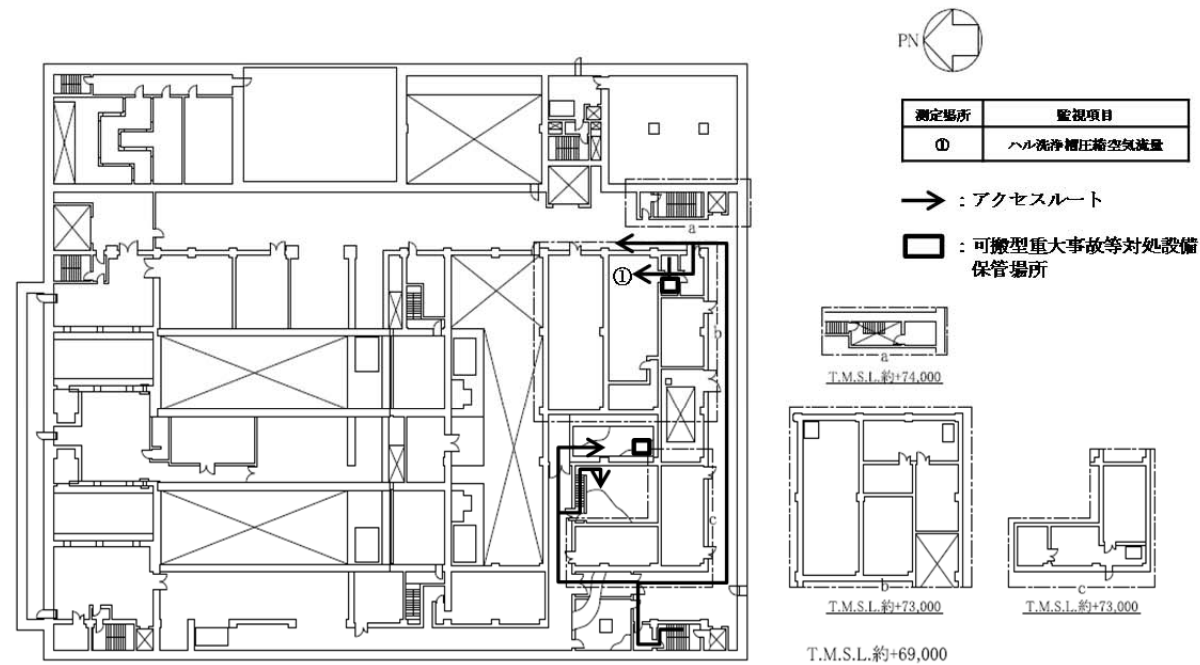
第 6.2.4.2-9 図 ハル洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地上 1 階）



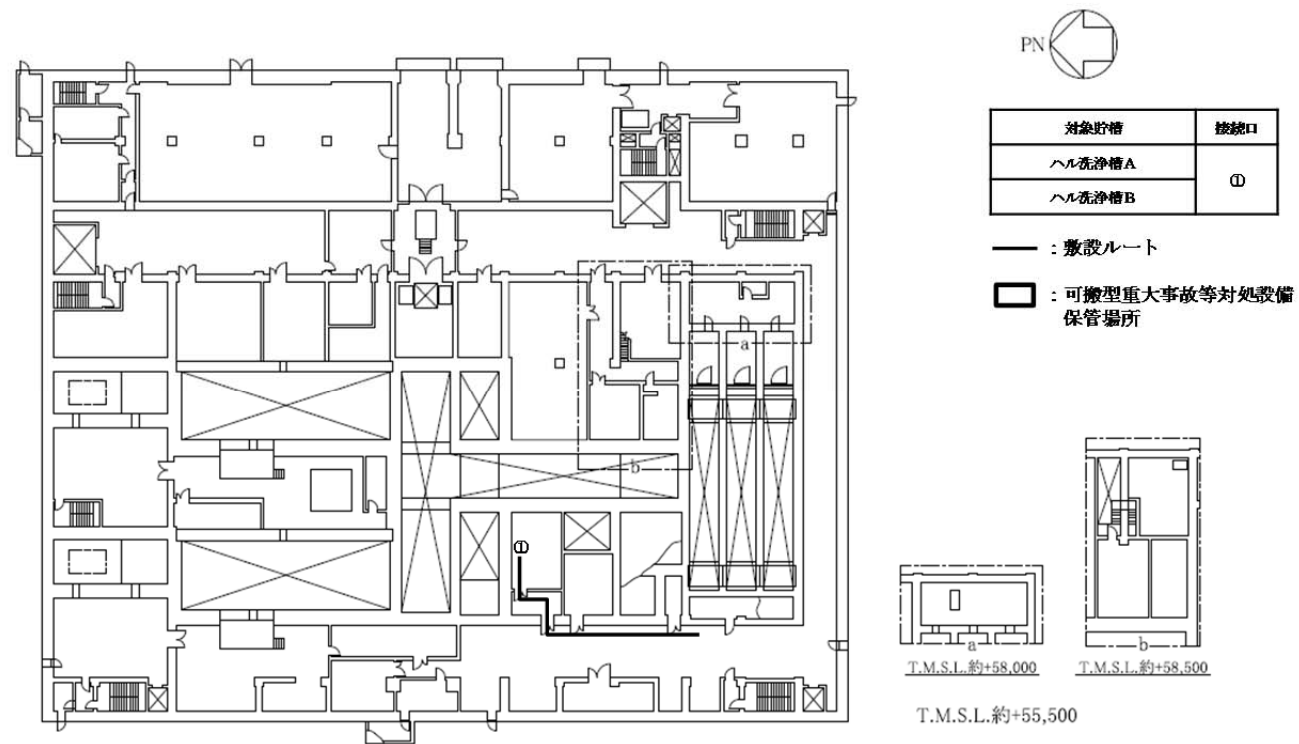
第 6.2.4.2-10 図 ハル洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）の  
 アクセスルー（東ルート） 前処理建屋（地上 1 階）



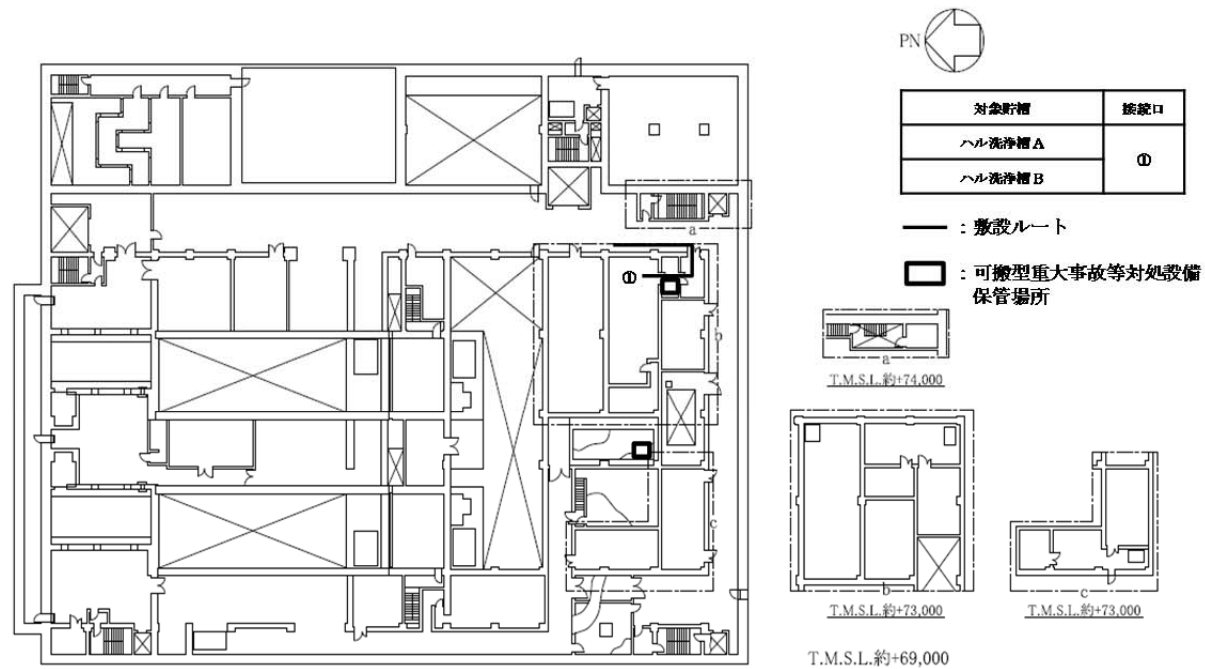
第 6.2.4.2-11 図 ハル洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）の  
アクセスルート（東ルート） 前処理建屋（地上 2 階）



第 6.2.4.2-12 図 ハル洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）の  
 アクセスルート（東ルート） 前処理建屋（地上 3 階）

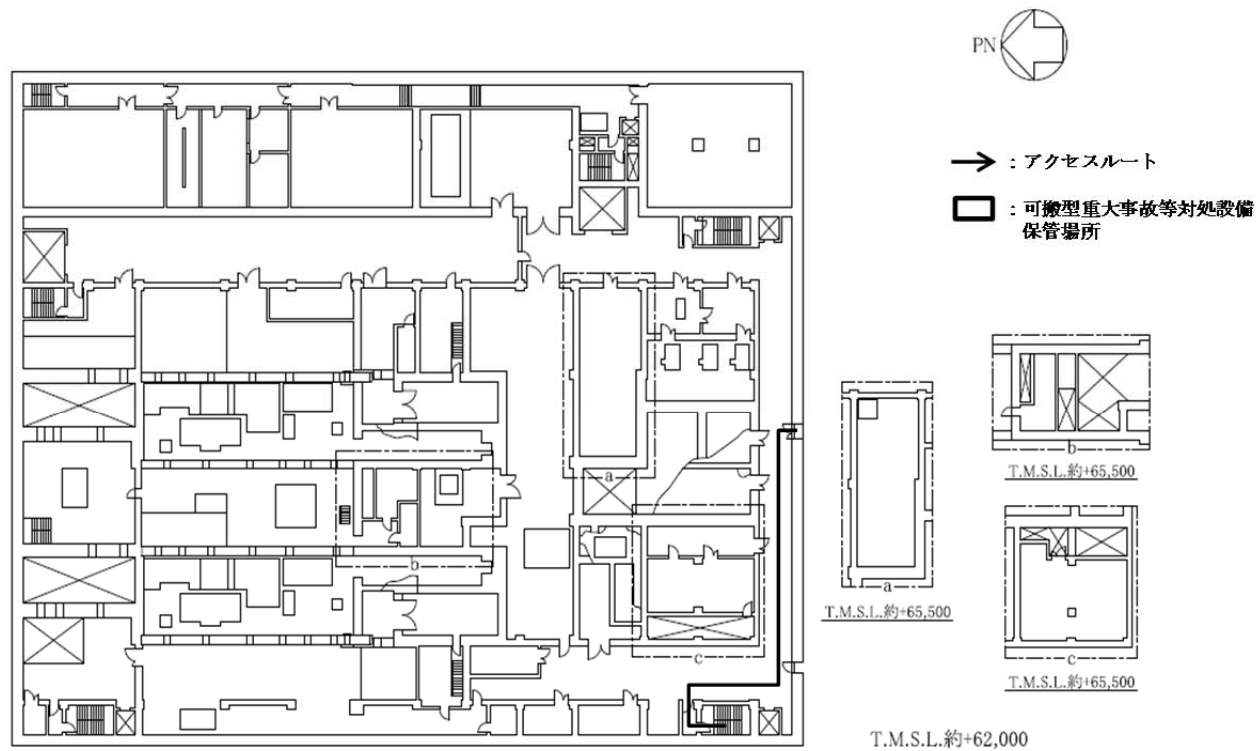


第 6.2.4.2-13 図 ハル洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）の  
 建屋内ホース敷設ルート（南ルート） 前処理建屋（地上1階）

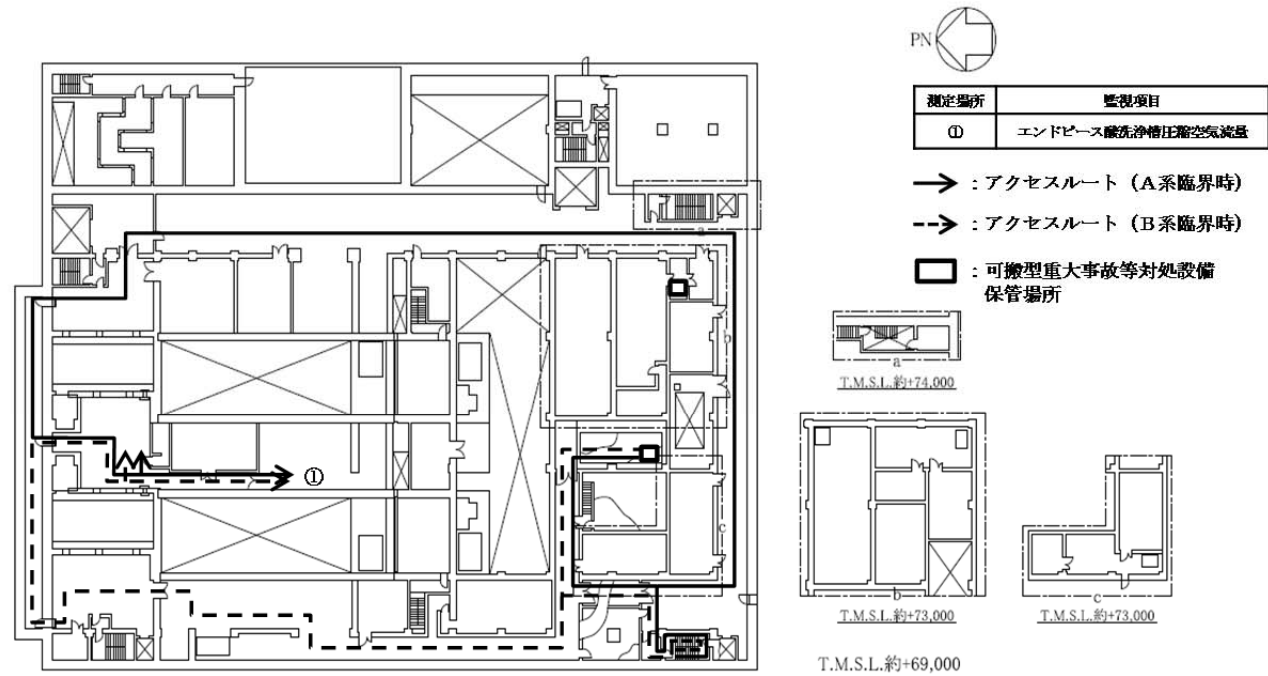


第 6.2.4.2-14 図 ハル洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策（圧縮空気の供給）の  
建屋内ホース敷設ルート（東ルート） 前処理建屋（地上 3 階）

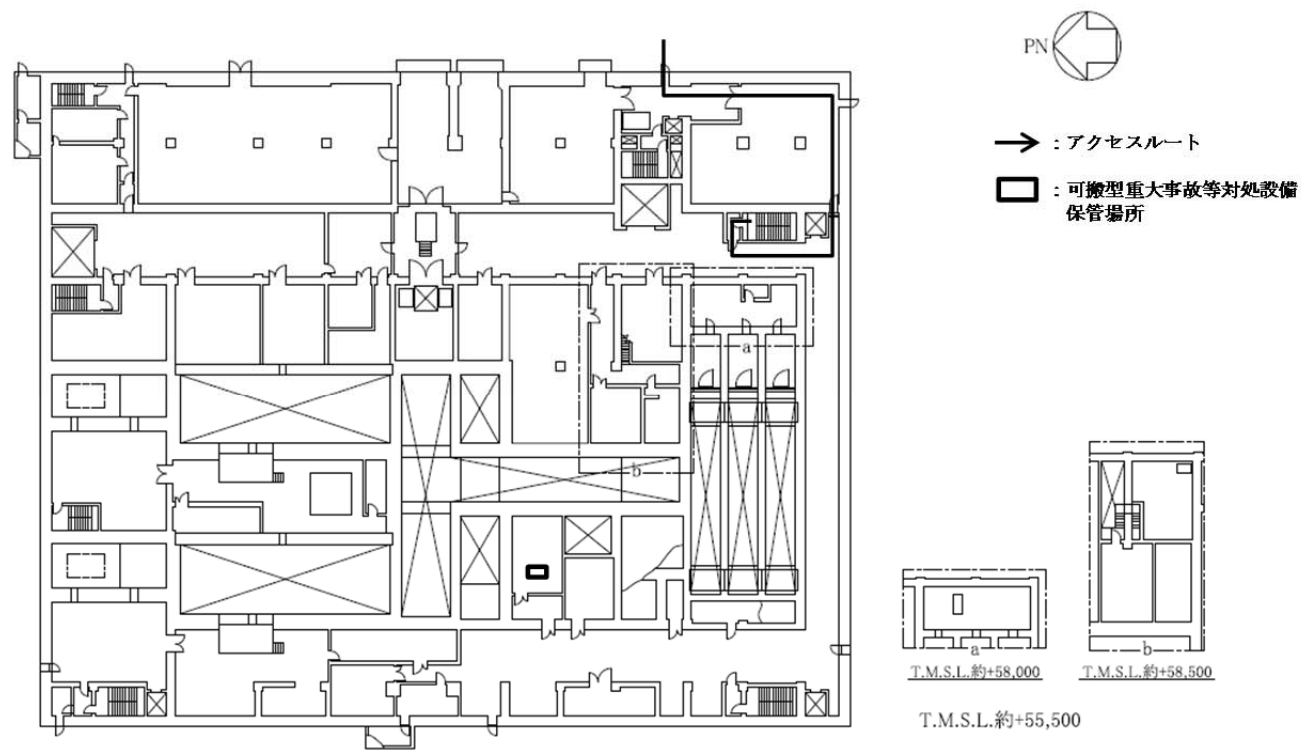




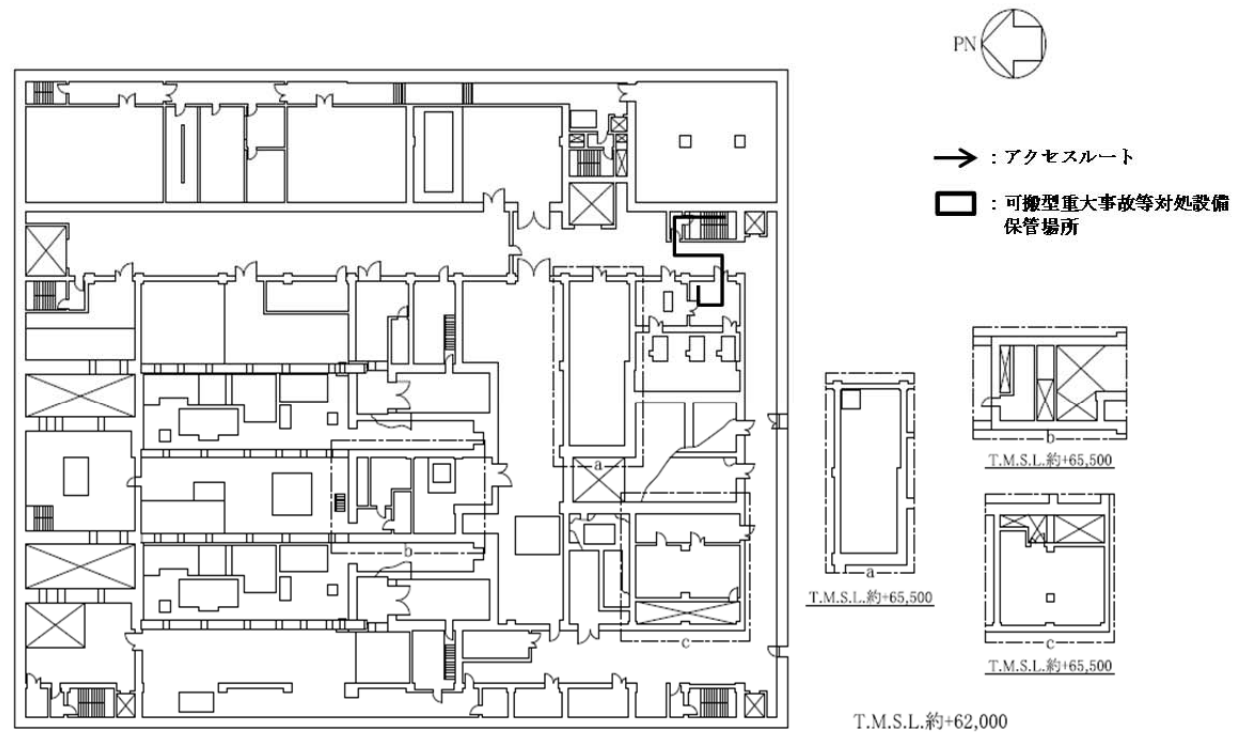
第 6.2.4.2-15 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
(圧縮空気の供給)のアクセスルート(南ルート) 前処理建屋(地上2階)



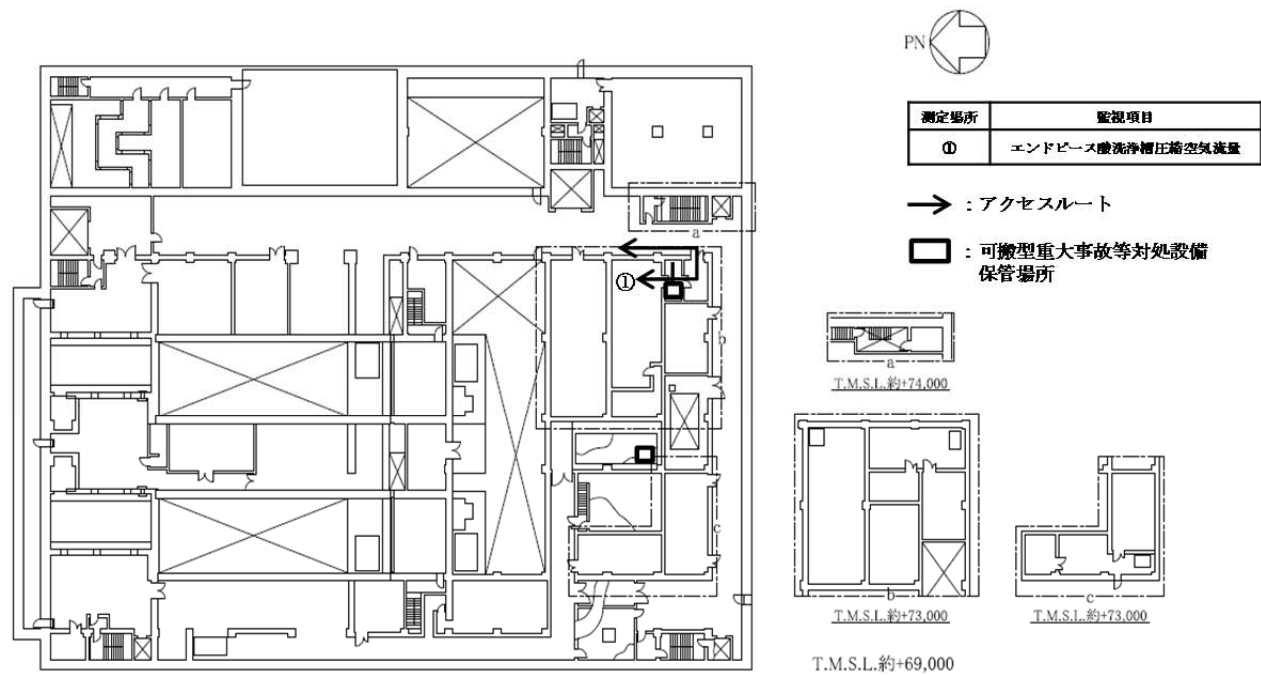
第 6.2.4.2-16 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (南ルート) 前処理建屋 (地上 3 階)



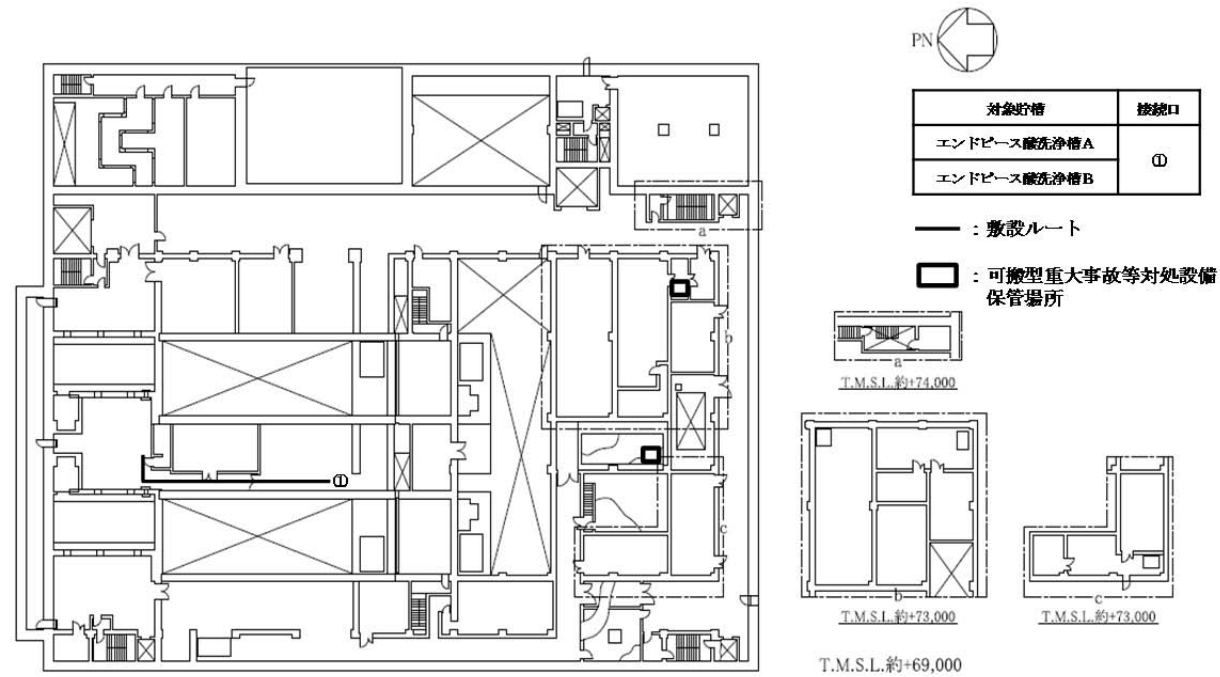
第 6.2.4.2-17 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
(圧縮空気の供給)のアクセスルート(東ルート) 前処理建屋(地上1階)



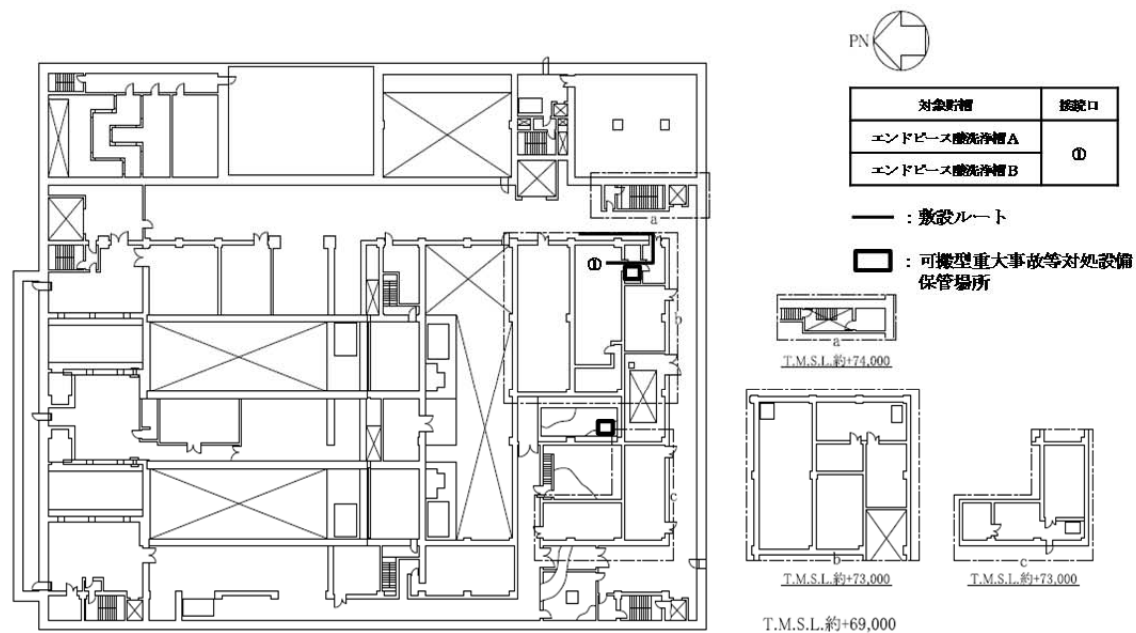
第 6.2.4.2-18 図 「エンドピース酸洗浄槽における臨界事故」の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給)のアクセスルート(東ルート) 前処理建屋(地上2階)



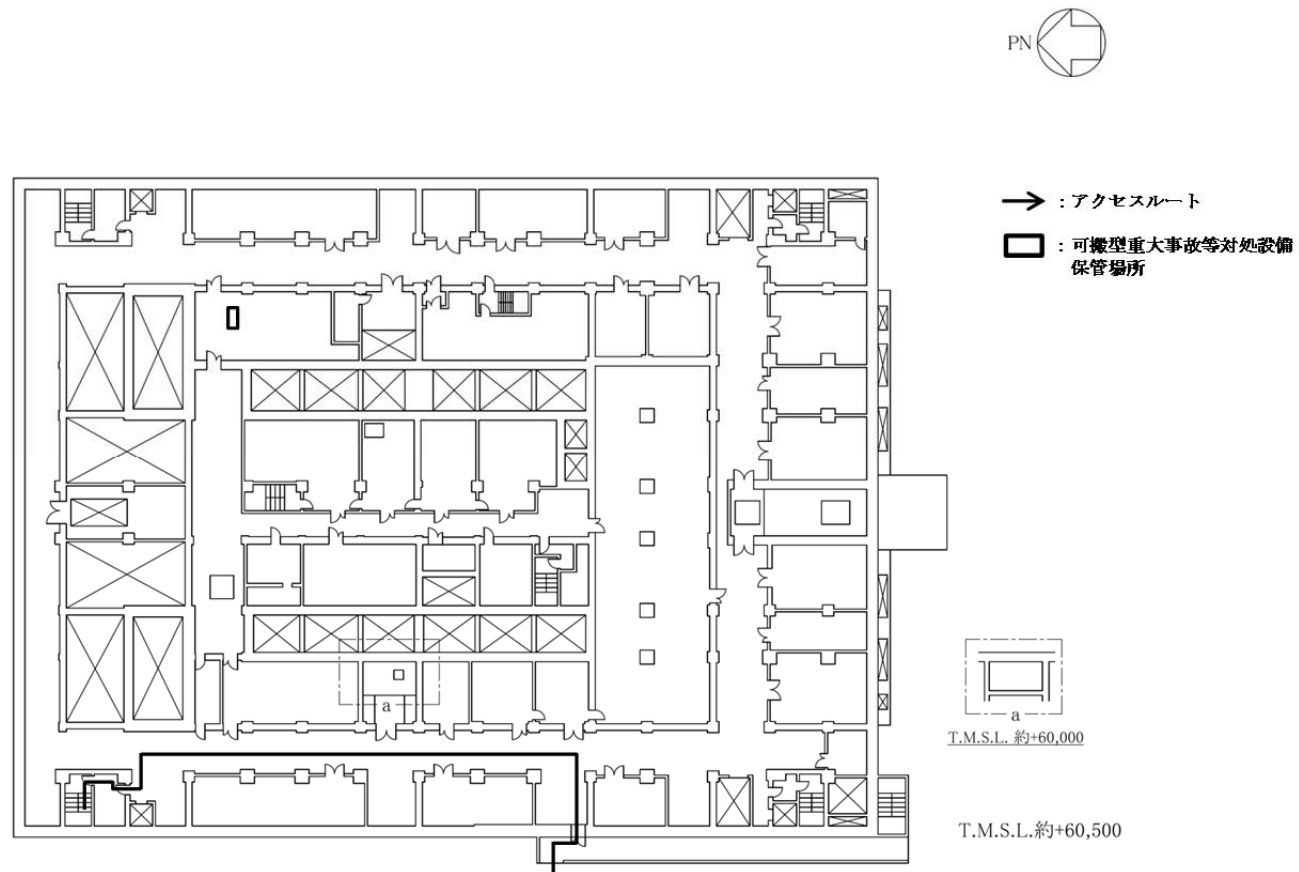
第 6.2.4.2-19 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
(圧縮空気の供給) のアクセスルート (東ルート) 前処理建屋 (地上 3 階)



第 6.2.4.2-20 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給) の建屋内ホース敷設ルート (南ルート) 前処理建屋 (地上 3 階)

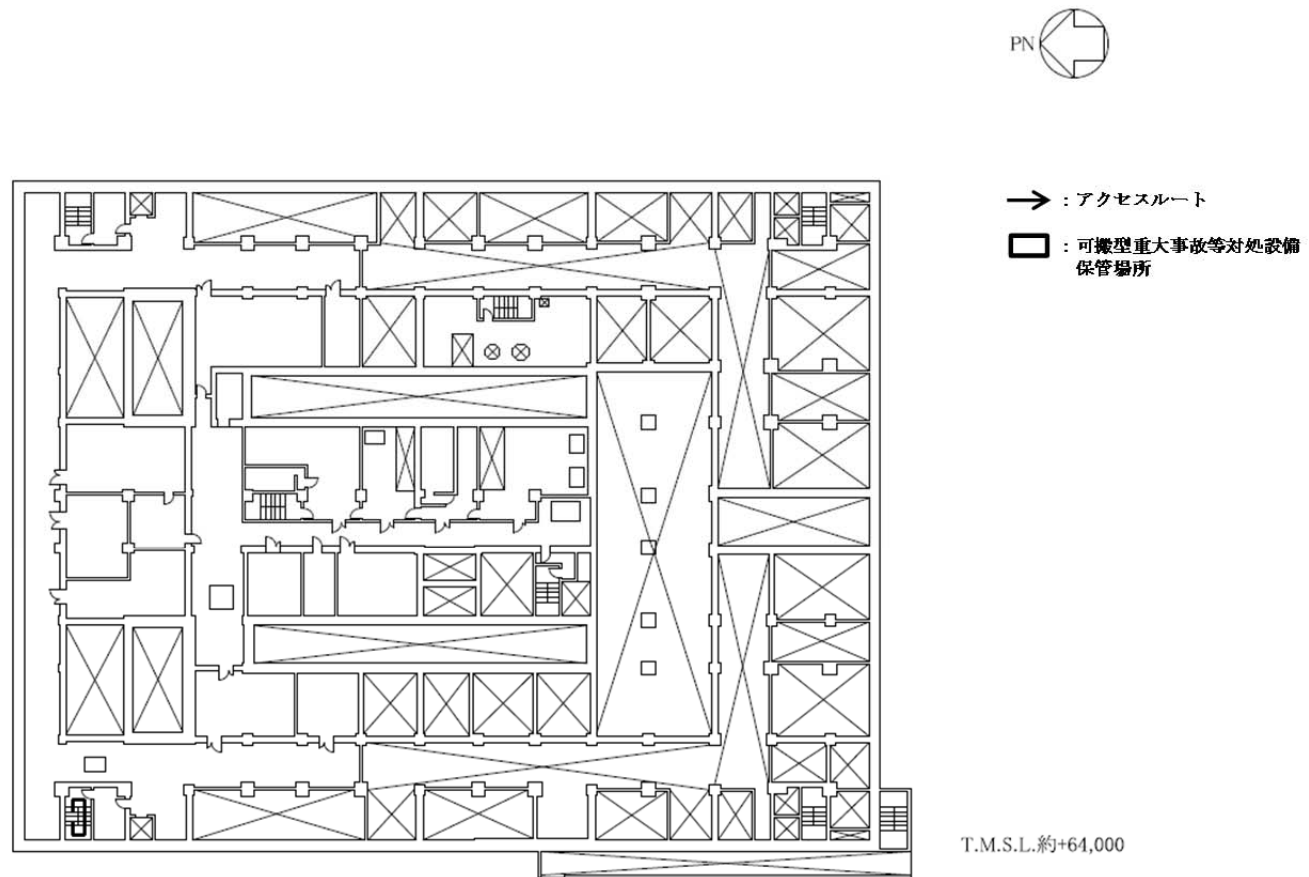


第 6.2.4.2-21 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
(圧縮空気の供給) の建屋内ホース敷設ルート (東ルート) 前処理建屋 (地上 3 階)

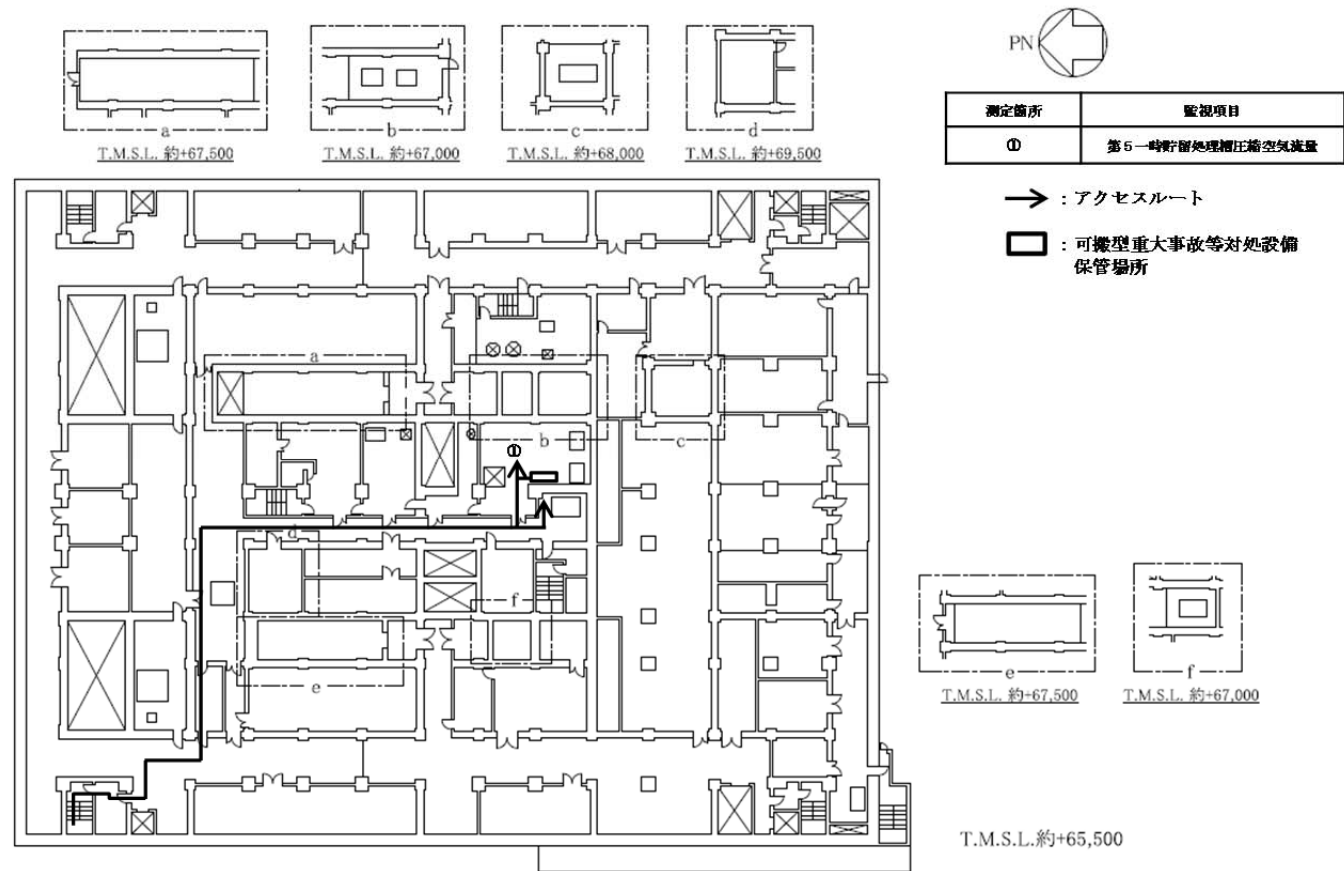


第 6.2.4.2-22 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (西ルート) 精製建屋 (地上 2 階)

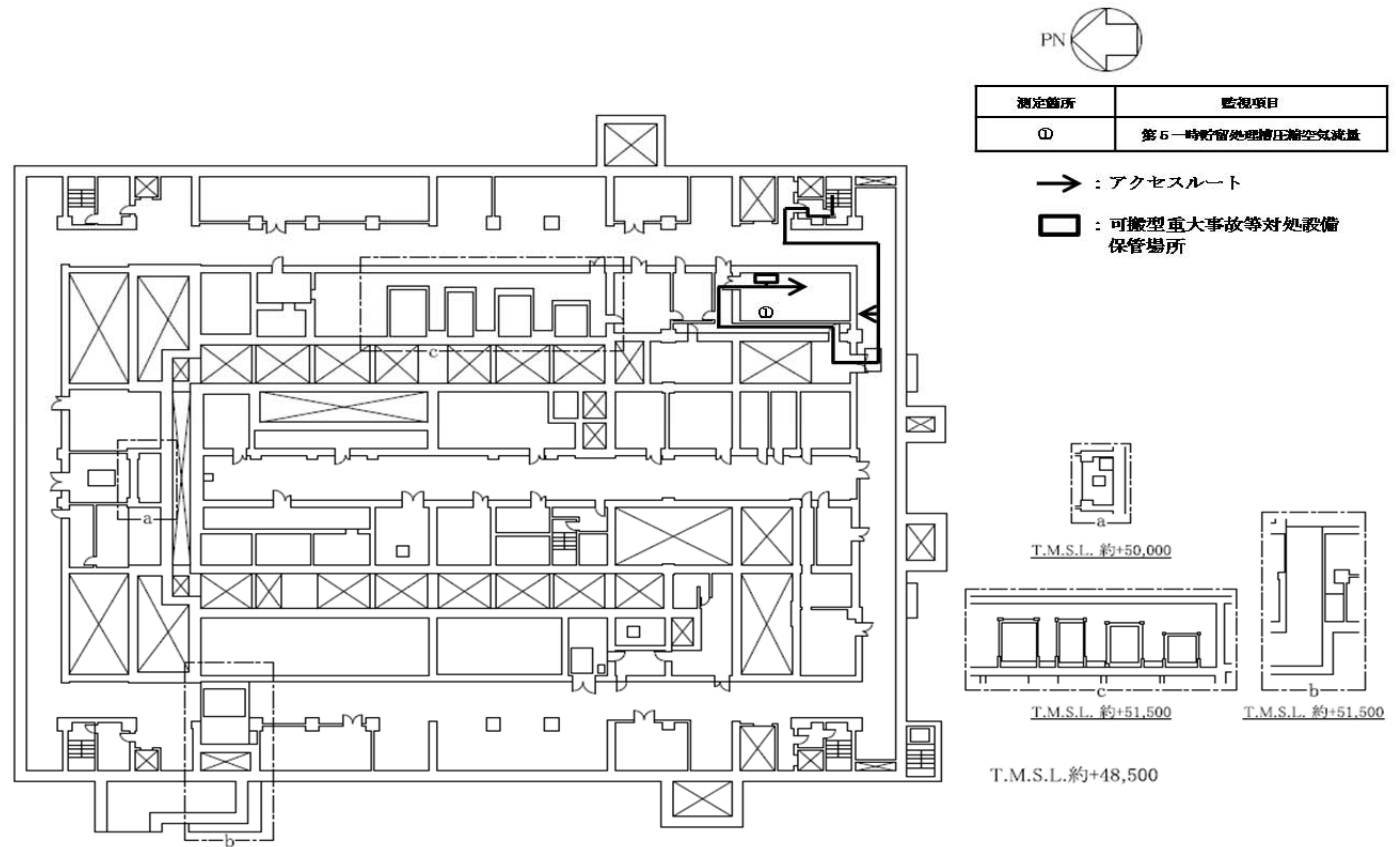




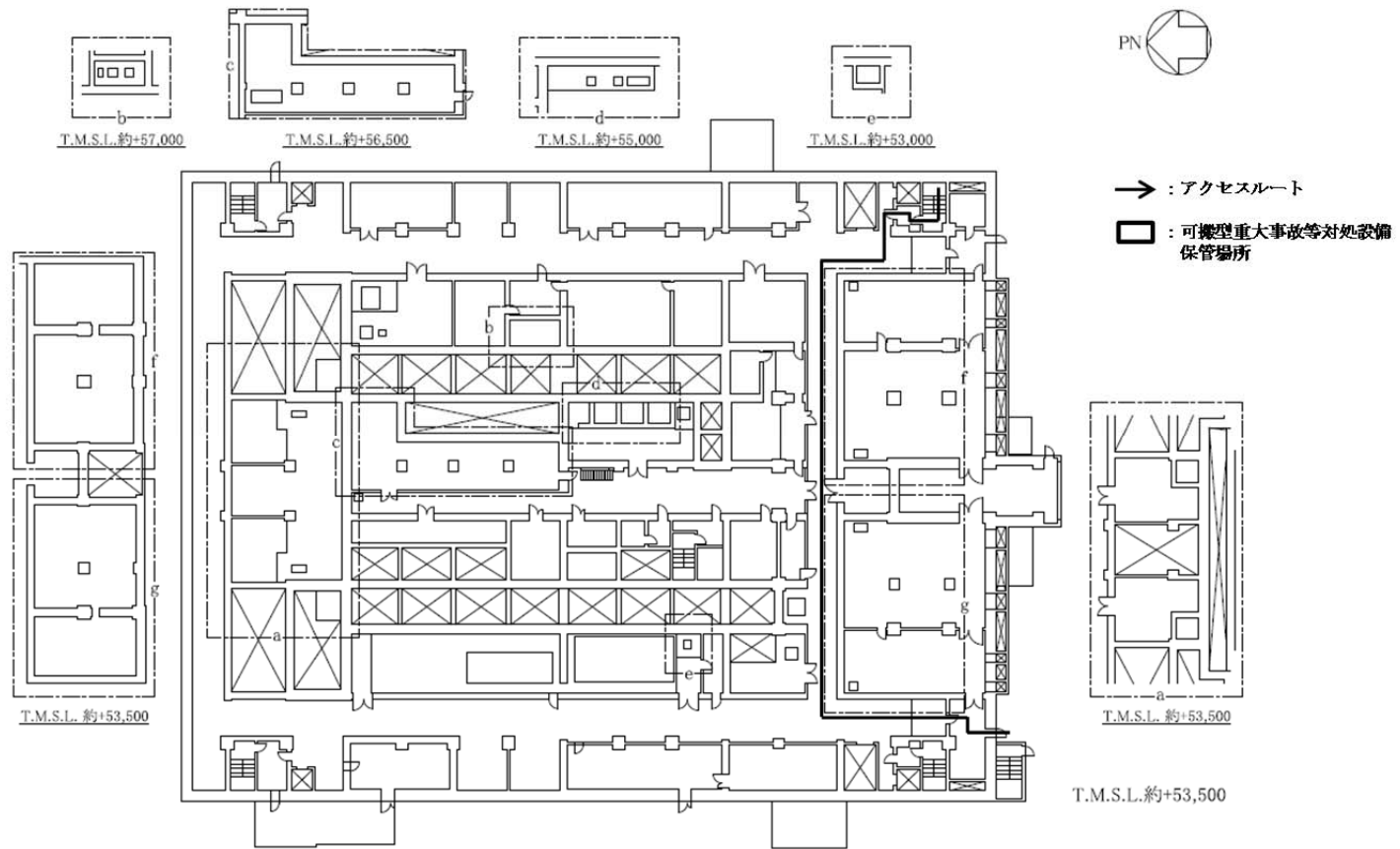
第 6.2.4.2-23 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (西ルート) 精製建屋 (地上 3 階)



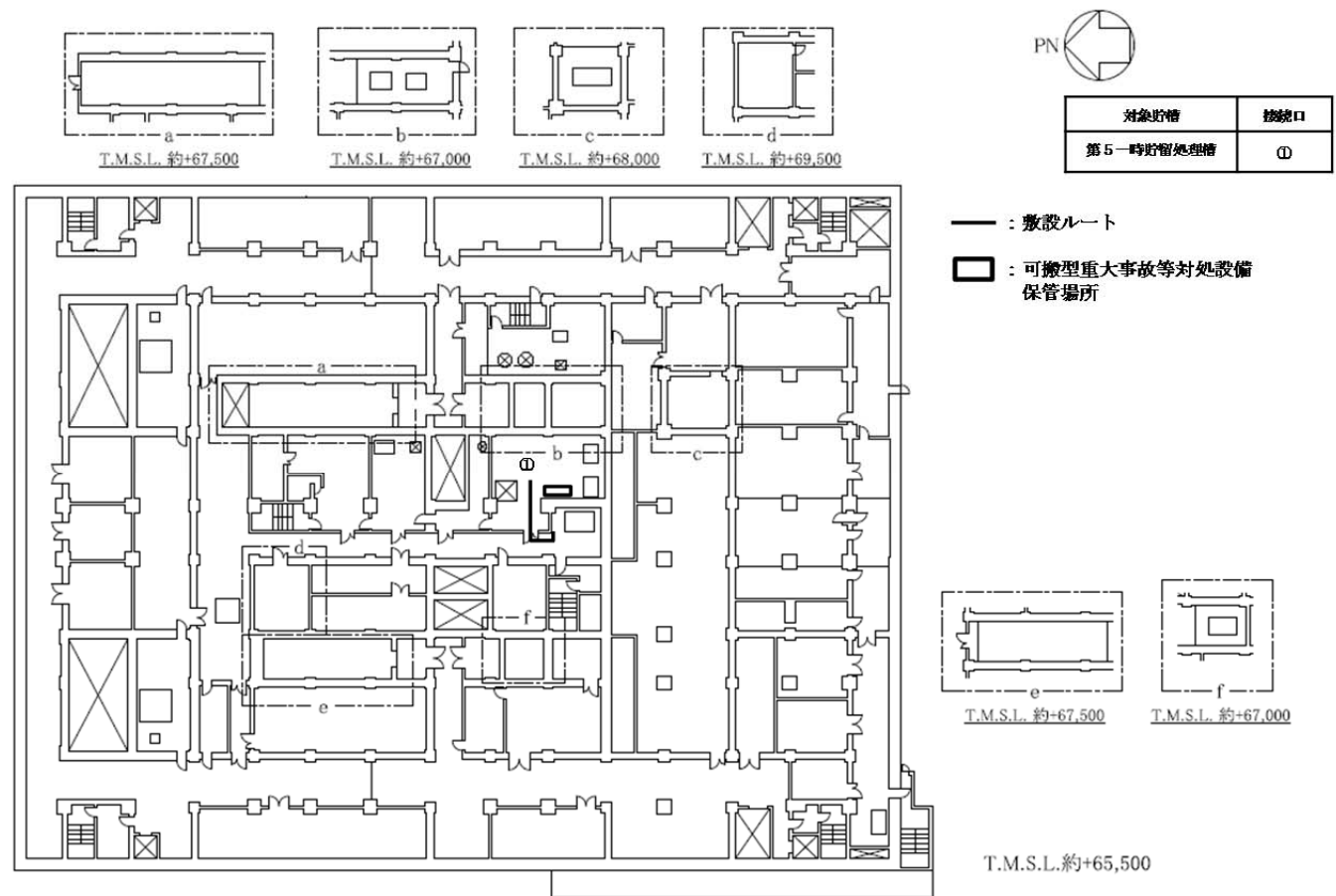
第 6.2.4.2-24 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (西ルート) 精製建屋 (地上 4 階)



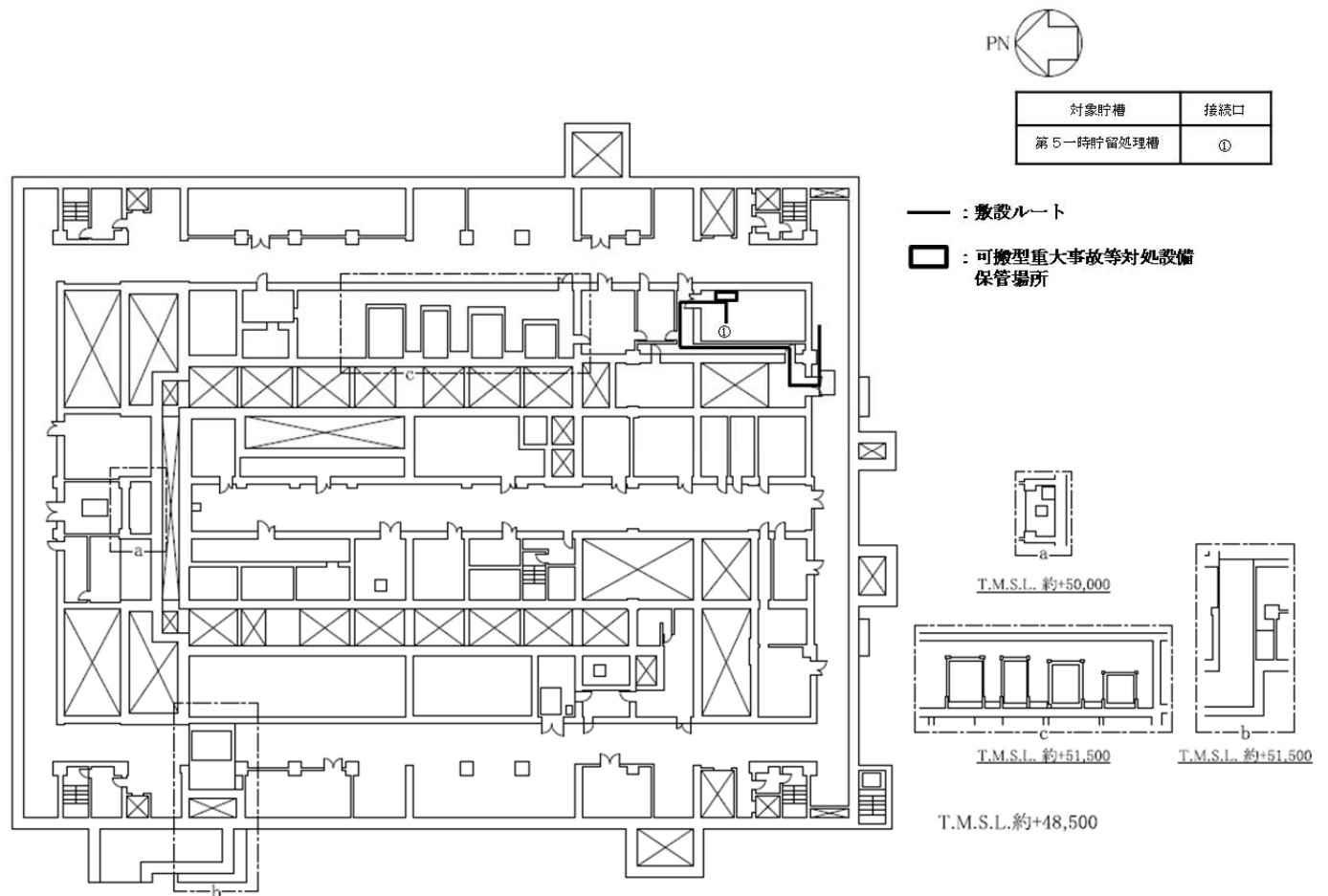
第 6.2.4.2-25 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (南ルート) 精製建屋 (地下 1 階)



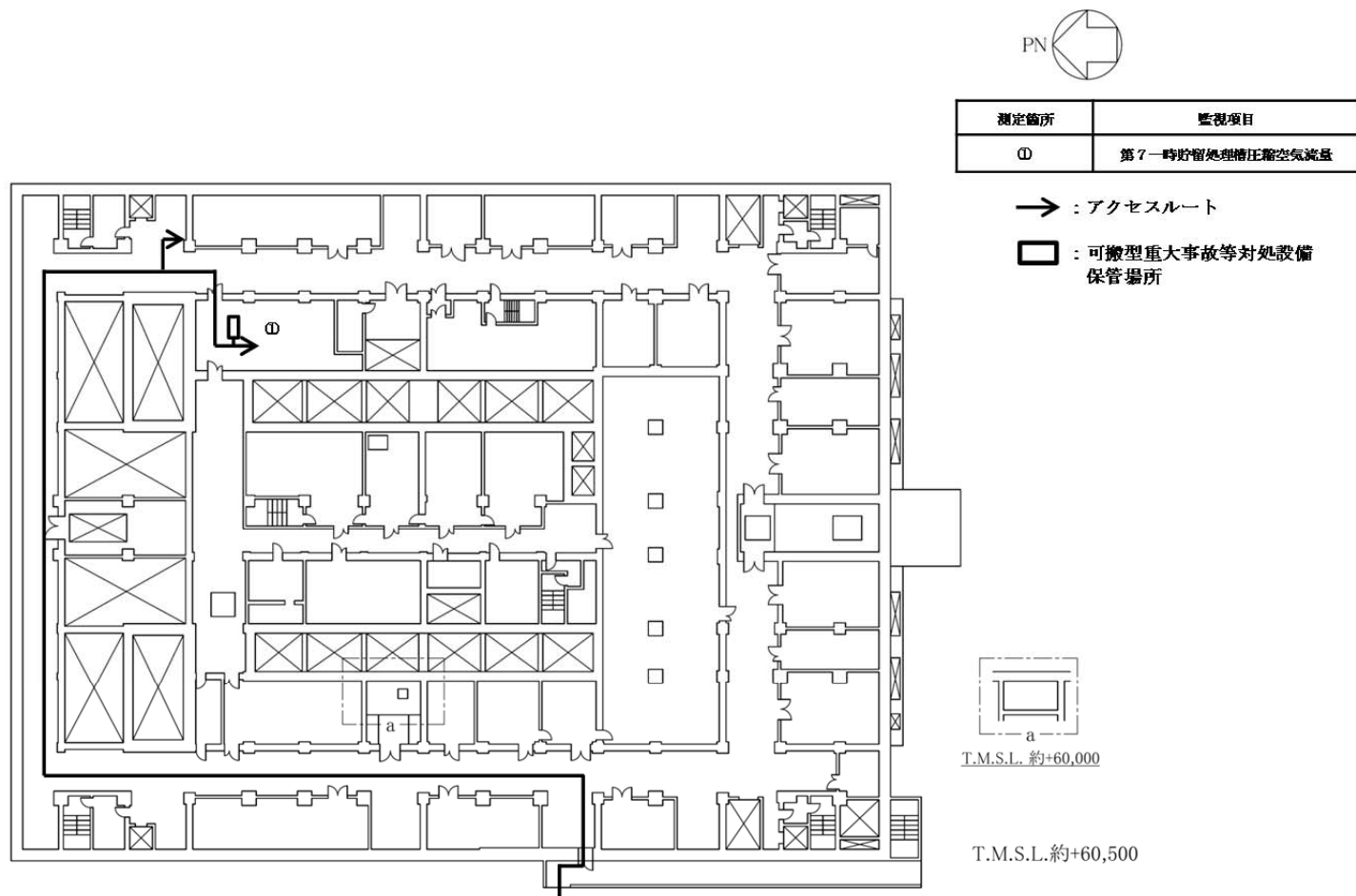
第 6.2.4.2-26 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
(圧縮空気の供給) のアクセスルート (南ルート) 精製建屋 (地上 1 階)



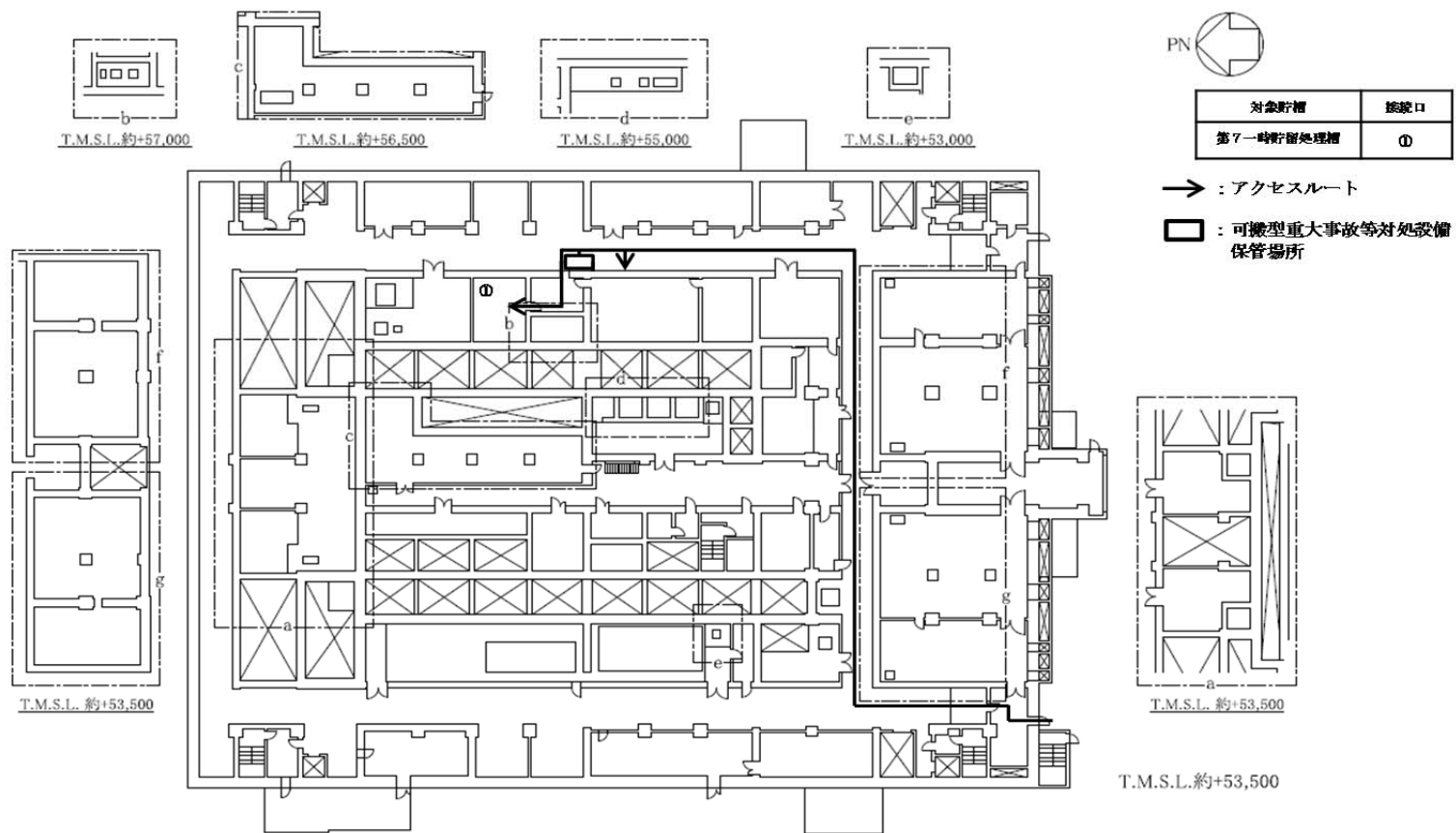
第 6.2.4.2-27 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給) の建屋内ホース敷設ルート (西ルート) 精製建屋 (地上 4 階)



第 6.2.4.2-28 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給) の建屋内ホース敷設ルート (南ルート) 精製建屋 (地下 1 階)

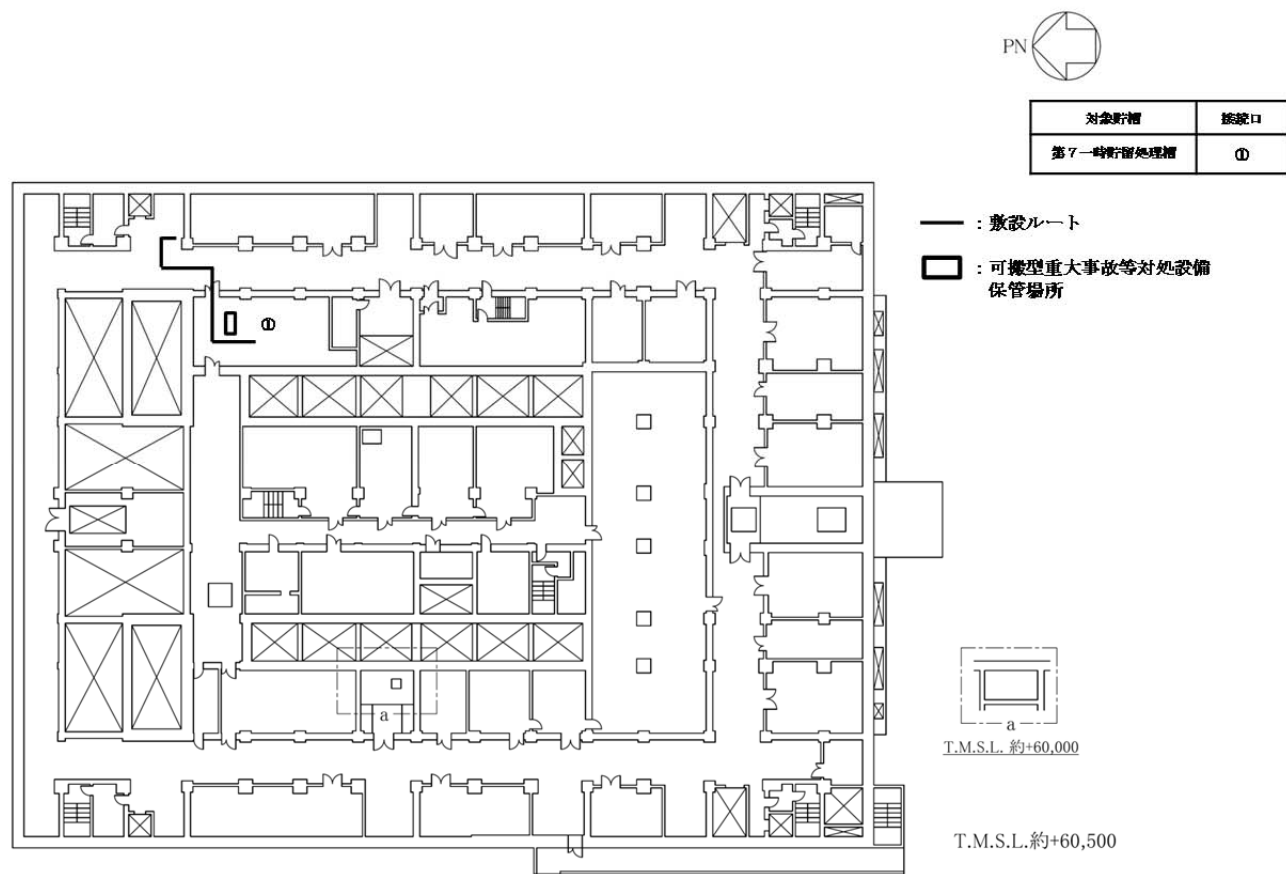


第 6.2.4.2-29 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (西ルート) 精製建屋 (地上 2 階)

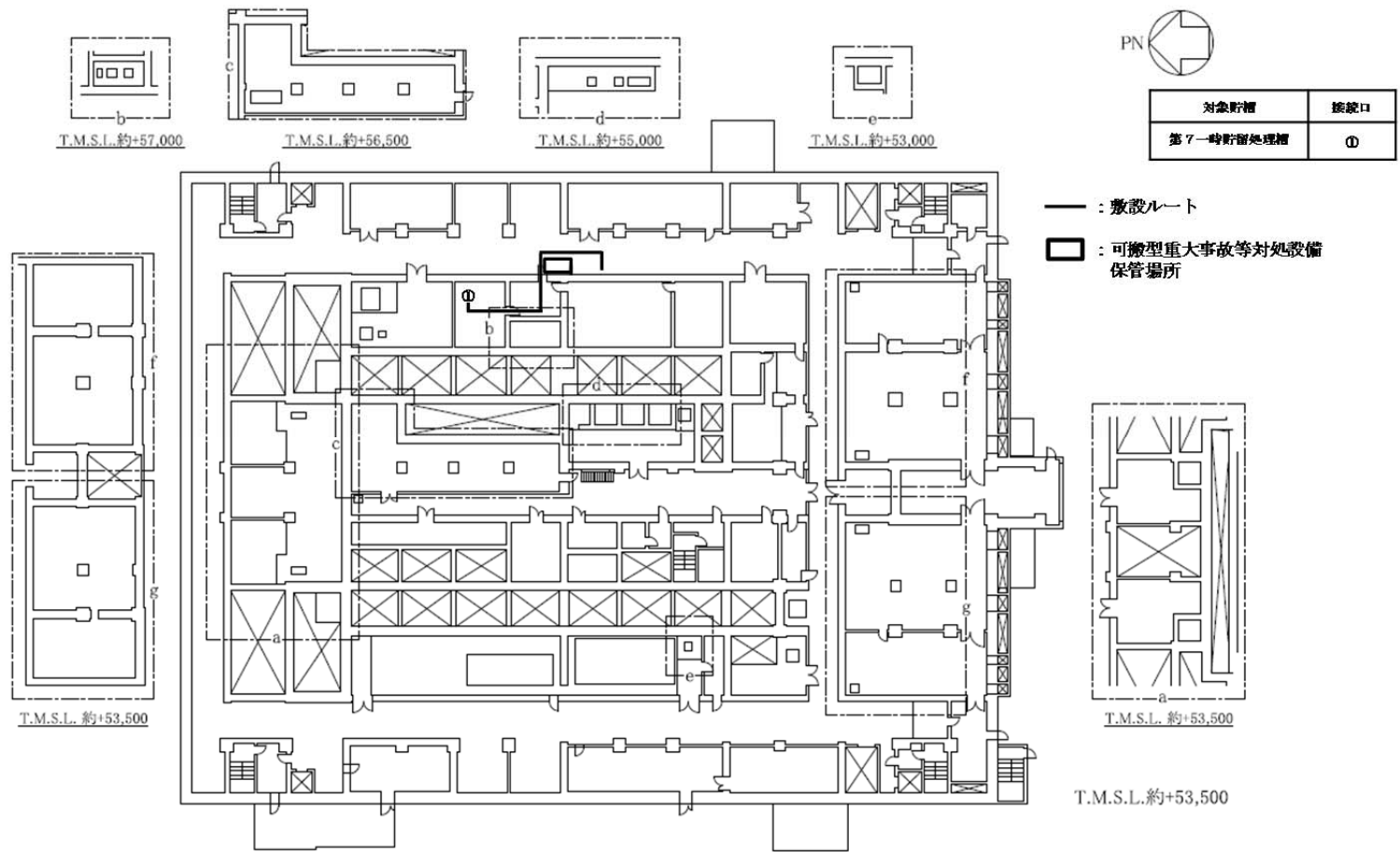


第 6.2.4.2-30 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (南ルート) 精製建屋 (地上 1 階)

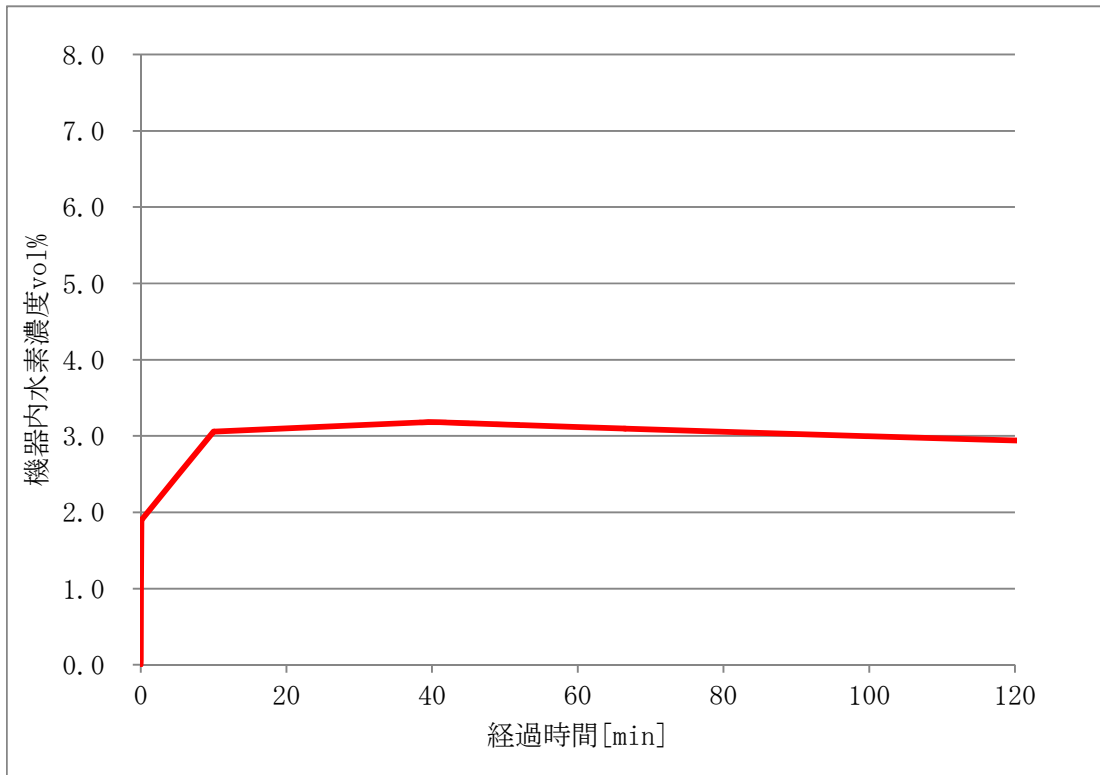




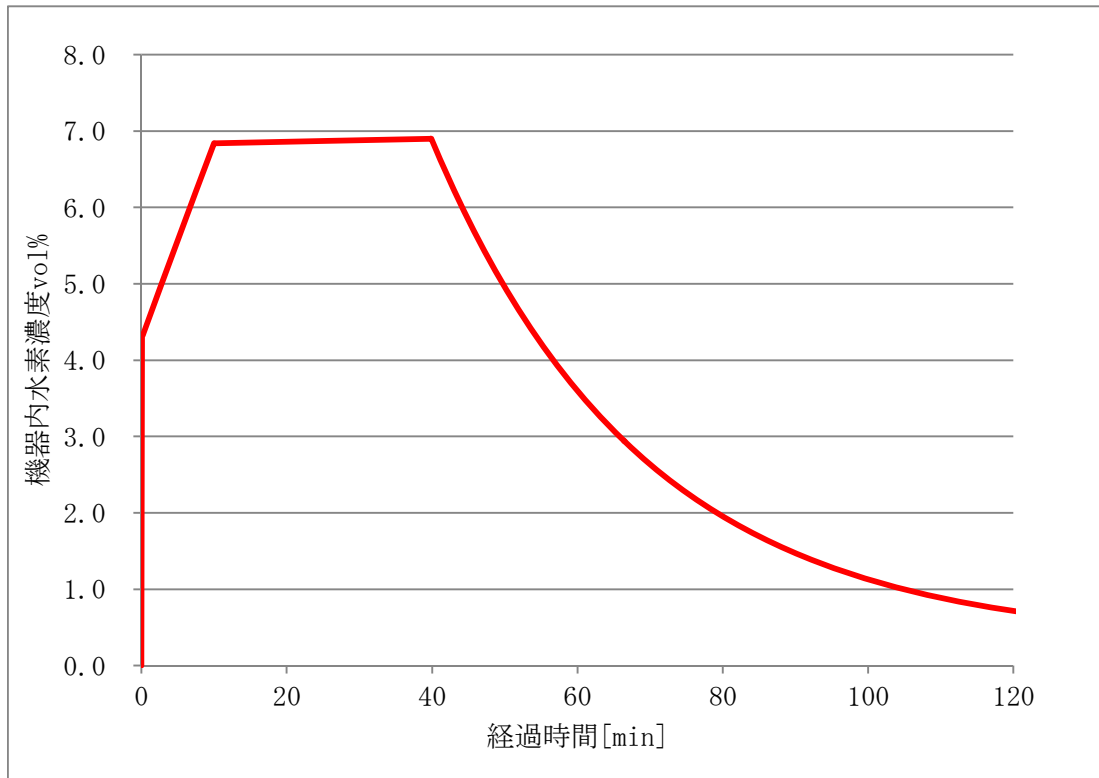
第 6.2.4.2-31 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給) の建屋内ホース敷設ルート (西ルート) 精製建屋 (地上 2 階)



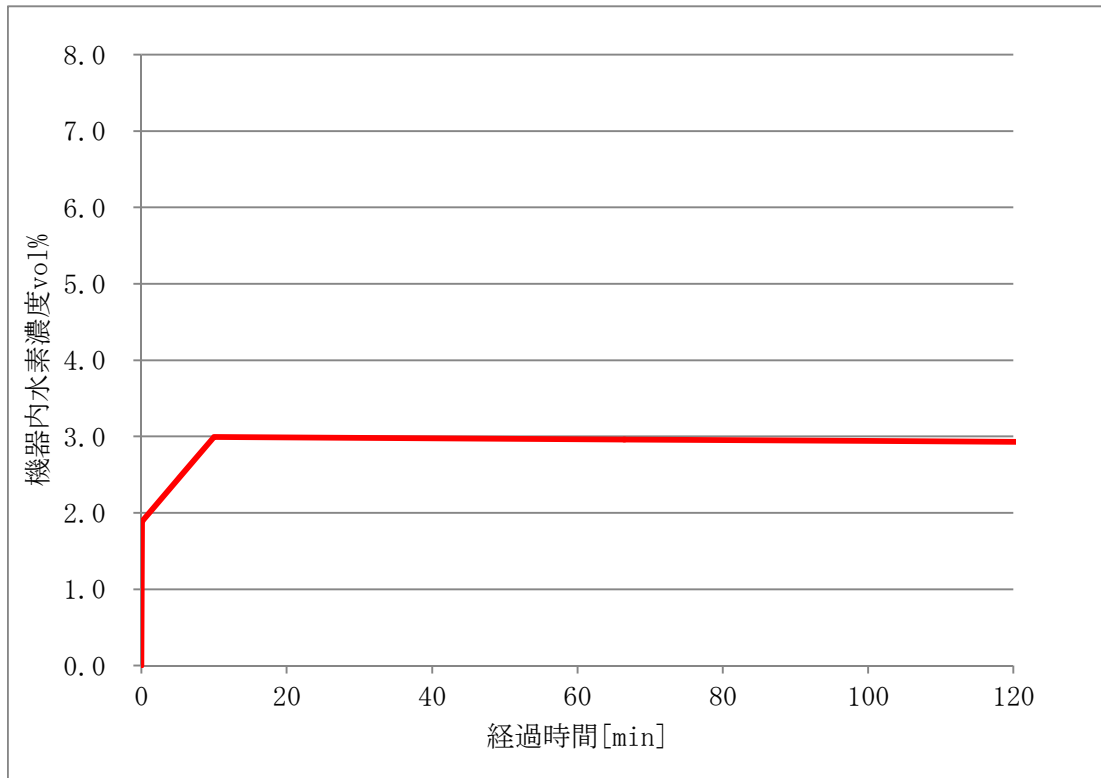
第 6.2.4.2-32 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の異常な水準の放出防止対策  
 (圧縮空気の供給) の建屋内ホース敷設ルート (南ルート) 精製建屋 (地上 1 階)



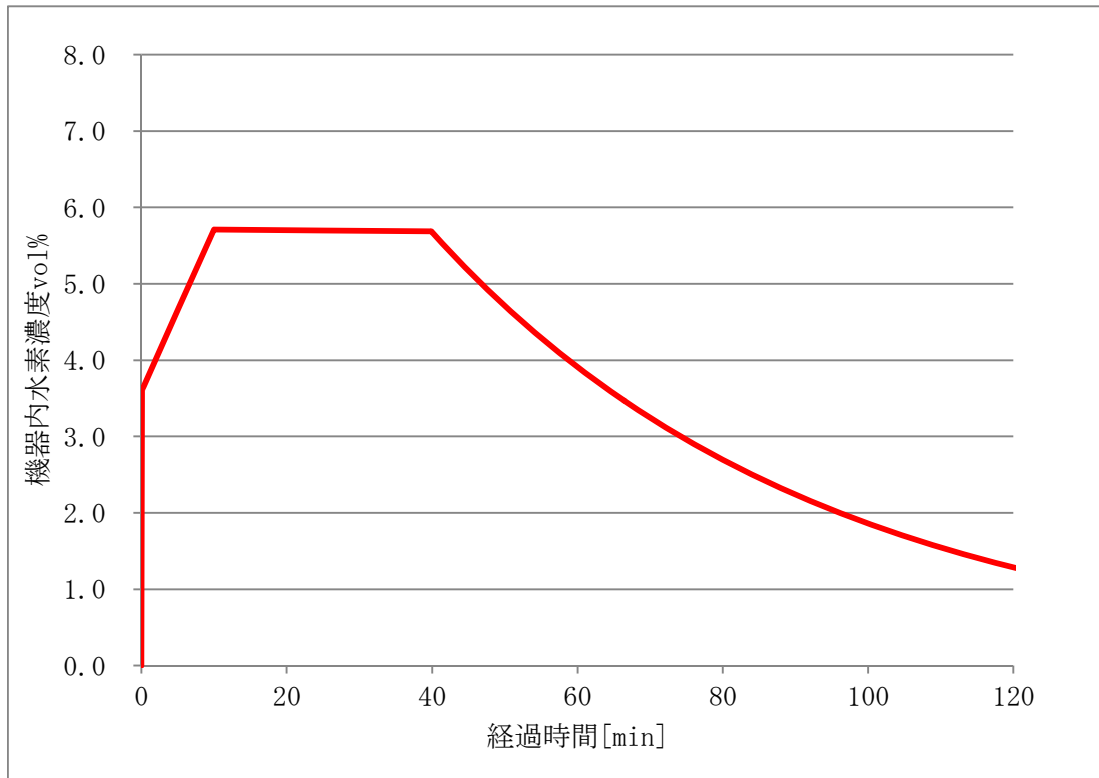
第 6.2.4.2-33 図 溶解槽の機器内水素濃度のトレンド



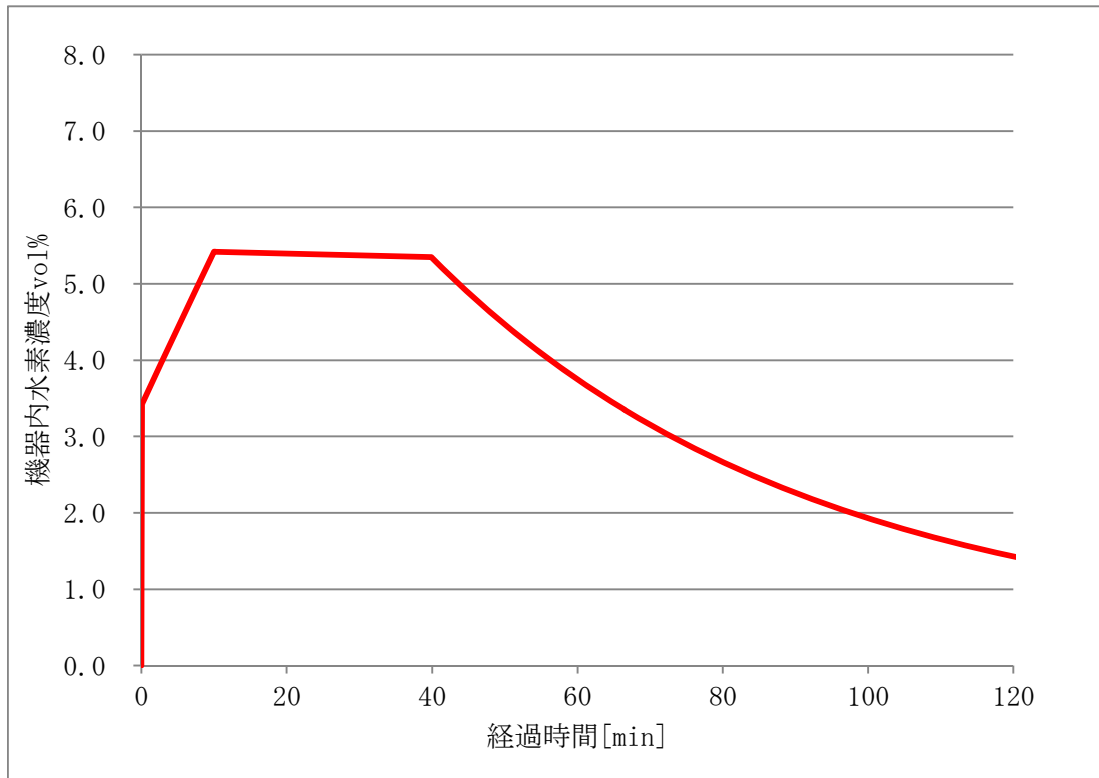
第 6.2.4.2-34 図 エンドピース酸洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド



第 6.2.4.2-35 図 ハル洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド



第 6.2.4.2-36 図 第 5 一時貯留処理槽の機器内水素濃度のトレンド



第 6.2.4.2-37 図 第 7 一時貯留処理槽の機器内水素濃度の  
トレンド

第6.2.4.2-1表 臨界継続時の評価条件（共通条件）

項目	設定値
臨界における水素発生 G 値 [molecules/100eV]	1.8
バースト期の核分裂数 [fissions]	1.0E+18
プラトー期の核分裂率 [fissions/s]	1.0E+15
臨界継続時間 [min]	10
バースト期の水素発生量 [m <sup>3</sup> ]	0.134
プラトー期の水素発生量 [m <sup>3</sup> /h]	0.482



第6.2.4.2-2表 臨界継続時の評価条件（個別条件）

建屋名	機器名	気相部容積 [m <sup>3</sup> ]	平常時掃気流量 [m <sup>3</sup> /h]	沸騰までの時間 [min]
前処理建屋	溶解槽 A	6.97	0.254	(沸騰しない)
	溶解槽 B	6.97	0.254	(沸騰しない)
	エンドピース酸洗浄槽 A	3	0.2	(沸騰しない)
	エンドピース酸洗浄槽 B	3	0.2	(沸騰しない)
	ハル洗浄槽 A	7.008 <sup>※1</sup>	0.139	5
	ハル洗浄槽 B	7.008 <sup>※1</sup>	0.139	5
精製建屋	第5一時貯留処理槽	3.6	0.042	2.9
	第7一時貯留処理槽	3.8	0.381	(沸騰しない)

※1 接続する溶解槽の気相部容積も考慮している。

第6.2.4.2-3表 未臨界移行後の評価条件（個別条件）

建屋名	機器名	液量 [m <sup>3</sup> ]	硝酸濃度 [mol/L]	G 値		崩壊熱密度		水素発生 量 [m <sup>3</sup> /h]
				G <sub>α</sub> [molecules /100eV]	G <sub>β γ</sub> [molecules /100eV]	α [W/m <sup>3</sup> ]	β [W/m <sup>3</sup> ]	
前処理 建屋	溶解槽 A	3	0	1.4E+00	4.5E-01	4.016E+02	1.098E+03	2.65E-2
	溶解槽 B	3	0	1.4E+00	4.5E-01	4.016E+02	1.098E+03	2.65E-2
	エンドピース酸洗浄槽 A	2.1	0	1.4E+00	4.5E-01	4.016E+02	1.098E+03	1.86E-2
	エンドピース酸洗浄槽 B	2.1	0	1.4E+00	4.5E-01	4.016E+02	1.098E+03	1.86E-2
	ハル洗浄槽 A	0.2	0	1.4E+00	4.5E-01	4.016E+02	1.098E+03	1.77E-3
	ハル洗浄槽 B	0.2	0	1.4E+00	4.5E-01	4.016E+02	1.098E+03	1.77E-3
精製 建屋	第5一時貯留処理槽	0.2	0.91	4.7E-01	9.8E-02	9.6E+02	0.0E+00	7.60E-4
	第7一時貯留処理槽	3	0.5	6.4E-01	1.57E-01	9.6E+02	0.0E+00	1.60E-2

第6.2.4.2-4表 臨界事故の発生後に機器内の水素濃度が水素爆発未然防止濃度に達する時間と  
可燃限界濃度未満を維持するために必要な空気量

建屋名	機器名	水素爆発未然防止濃度に達する時間 [h]	可燃限界濃度未満を維持するために必要な空気量 [m <sup>3</sup> /h]
前処理建屋	溶解槽 A	24 時間以上	1
	溶解槽 B	24 時間以上	1
	エンドピース酸洗浄槽 A	16	6
	エンドピース酸洗浄槽 B	16	6
	ハル洗浄槽 A	(達しない)	(要しない)
	ハル洗浄槽 B	(達しない)	(要しない)
精製建屋	第 5 一時貯留処理槽	(達しない)	4
	第 7 一時貯留処理槽	(達しない)	4



## 2 章 補足説明資料



## 第28条:重大事故等の拡大防止(6. 臨界事故への対処)

再処理施設 安全審査 整理資料 補足説明資料				備考(8月提出済みの資料については、資料番号を記載)
資料No.	名称	提出日	Rev	
補足説明資料6-1	臨界事故の概要	11/29	1	新規作成
補足説明資料6-2	臨界事故の拡大防止対策の検討	11/25	0	新規作成
補足説明資料6-3	臨界計算根拠	<u>12/3</u>	1	新規作成
補足説明資料6-4	解析に用いるパラメータの妥当性	<u>12/3</u>	2	新規作成
補足説明資料6-5	核分裂数の設定妥当性	11/25	0	新規作成
補足説明資料6-6	不確かさの設定	<u>12/3</u>	2	新規作成
補足説明資料6-7	作業時間の想定根拠	11/25	0	新規作成
補足説明資料6-8	臨界事故時の水素発生G値	11/25	0	新規作成
補足説明資料6-9	臨界事故時の建屋内の線量上昇	<u>12/3</u>	1	新規作成
補足説明資料6-10	JACSコードシステムの妥当性	11/25	0	新規作成





## 補足説明資料 6-3 (28 条)

### 6. 臨界事故への対処



## 臨界計算根拠



## 1. はじめに

本資料は、臨界事故の拡大防止対策として実施する可溶性中性子吸収材の供給により、臨界事故が発生した機器を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できることを示すために実施する臨界計算について、評価条件、評価モデル及び評価結果等を示すものである。

## 2. 臨界計算の概要

臨界計算においては、臨界事故の起因事象、事故において想定される施設の安全機能の状態及び運転状態等の前提条件を基に、臨界事故が発生した機器に可溶性中性子吸収材である硝酸ガドリニウム溶液を所定量供給した場合における当該機器の解析条件を設定し、解析コードを用いて体系の実効増倍率を算出する。

臨界計算の対象となる機器及び主要な評価条件を第1表に示すとともに、個別の評価条件及び評価結果を別紙－1～別紙－5に示す。

第1表 臨界計算の対象となる機器及び主要な評価条件

施設	臨界事故の発生を想定する機器	解析上考慮する核燃料物質の種類と形態	核燃料物質の質量，濃度，液量等	同位体組成	可溶性中性子吸収材供給量	参照先
溶解施設	溶解槽	非均質部：非均質 $UO_2+UO_2(NO_3)_2$ 水溶液 均質部： $UO_2(NO_3)_2$	燃料装荷量： 145kg・ $UO_2$ /バケツト～ 580kg・ $UO_2$ /バケツト 溶解液ウラン濃度：0～ 600g・U/L	$^{235}U : ^{238}U = 5 : 95$	2100g・Gd	別紙－1
	エンドピース酸洗浄槽	非均質 $UO_2+H_2O$	燃料装荷量：550kg・ $UO_2$	$^{235}U : ^{238}U = 5 : 95$	4200g・Gd	別紙－2
	ハル洗浄槽	非均質 $UO_2+H_2O$	(ハル洗浄槽内が燃料せん断片と水の混合物で充滿した状態)	$^{235}U : ^{238}U = 5 : 95$	3000g・Gd	別紙－3
精製施設	第5一時貯留処理槽	均質 $Pu(NO_3)_3$ 水溶液	Pu濃度：■ g・Pu/L 液量：200L	$^{239}Pu : ^{240}Pu : ^{241}Pu = 71 : 17 : 12$	150g・Gd	別紙－4
	第7一時貯留処理槽	均質 $Pu(NO_3)_3$ 水溶液	Pu濃度：■ g・Pu/L 液量：3000L	$^{239}Pu : ^{240}Pu : ^{241}Pu = 71 : 17 : 12$	2400g・Gd	別紙－5

■：商業機密上の観点で公開できない箇所

## 溶解槽の臨界計算

## 1. 評価方法

臨界事故の起因事象，事故において想定される施設の安全機能の状態及び運転状態等の前提条件を基に，溶解槽に硝酸ガドリニウム溶液を所定量供給した場合における当該機器の解析条件を設定し，解析コードを用いて体系の実効増倍率を算出する。実効増倍率の算出方法としては，非均質燃料部の非均質燃料棒格子を燃料棒半径及び減速比（燃料棒と溶解液の体積比）をパラメータとして核的に等価な媒質に均質化し，この均質化された群定数を用いて，実効増倍率を算出する。算出した実効増倍率が後述の判断基準を満足することを確認する。

## 2. 解析コード

実効増倍率の算出は，JACSコードシステムを用いて行う。具体的には，MGCLライブラリを用いてMAILにより巨視的断面積を作成し，ANISN-JRによる均質化定数作成を経て，最終的にモンテカルロコードKENO-IVにより本体系の実効増倍率を算出する。

## 3. 判断基準

体系の平均実効増倍率に標準偏差の3倍を加えた値（ $k_{eff} + 3\sigma$ ）が0.95以下となることを判断基準とする。

#### 4. 解析条件

溶解槽は実形状を考慮してモデル化し、燃料棒半径及び減速比を変化させることで最適減速条件をサーベイし、核的に最も厳しい条件を特定する。

特定された条件において、中性子吸収材である硝酸ガドリニウム溶液が供給された状態を考慮し、溶解槽が未臨界を維持できるガドリニウム濃度を確認する。

具体的には以下のとおりとする。

##### 4.1 計算モデル

溶解槽の臨界事故の起因は、燃料せん断片の溶解条件が何らかの要因により悪化し、溶解不良が発生したものの、溶解不良を検知できず、せん断・溶解運転を継続することで、未溶解の燃料が核的制限値を超えて溶解槽内に生じることによるものであるため、臨界事故時には溶解槽内に溶解液及び燃料せん断片が存在している状態となる。

溶解槽の計算モデルにおいては、既認可の設工認（溶解施設の臨界防止に関する計算書）において臨界安全設計として臨界計算を実施した際に用いた溶解槽のモデルと同様のものを使用する。

燃料被覆管は無視した上でペレット及び水を均質化した燃料領域を、溶解槽中の燃料が存在しうるバケット部に満たす。均質化領域作成モデルを図1に、計算モデルを図2に示す。



## 4.2 その他解析条件

- (1) 受け入れ燃料仕様中最も厳しい燃料組成を保守的に包絡する初期濃縮度 5wt%の未照射燃料の組成として、 $^{235}\text{U}=5\text{wt}\%$ 、 $^{238}\text{U}=95\text{wt}\%$ を用いる。ペレット密度は 95%理論密度とする。  
なお、せん断処理施設で取り扱う使用済み燃料の燃料集合体平均濃縮度は 3.5wt%以下であるため、実際の燃料仕様を考慮すると、上記設定は安全側の設定となる。
- (2) 溶解液のウラン濃度は、溶解槽の通常時の濃度変動を考慮して 400gU/L として、燃料装荷量を変化させ、実効増倍率が最も大きくなる装荷量を求める。その後、溶解液のウラン濃度をパラメータとして変化させる。
- (3) バケット内でホイール中心寄りの核燃料物質は、酸化物燃料並びに硝酸ウラニルからなる非均質燃料体系とし、その化学的形態は  $\text{UO}_2+\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2+\text{H}_2\text{O}$  とする。
- (4) バケット底部及び槽内の核燃料物質である溶解液は、均質・均一の硝酸ウラニル水溶液とし、その化学的形態は  $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2+\text{H}_2\text{O}$  とする。
- (5) 溶液の遊離硝酸、核分裂生成物及びアクチニド（ウランを除く）並びにガドリニウム入り燃料のガドリニウムは考慮しない。
- (6) 反射条件としては、実効増倍率に対して感度の最も高い槽に垂直な方向に 2.5cm 水反射条件を設定する。バケット底部の半径方向には、バケット部の反射体として作用する十分な厚さの溶解液層を設定しているため、その外側にさらに反射体を設定する必要は無く、真空領域とする。
- (7) 溶液中のガドリニウム濃度は、0.7gGd/L とする。
- (8) 同一セルに設置される他の機器との中性子相互干渉としては、溶解槽と第 1 よう素追出し槽、第 2 よう素追出し槽、中間ポット及びエンドピース酸洗浄槽があるが、既認可の設工認（溶解施設の臨界防止に関する

計算書)において、有意な中性子相互干渉がないことがわかっているため、臨界計算は溶解槽に着目した単一ユニットの評価を行なう。

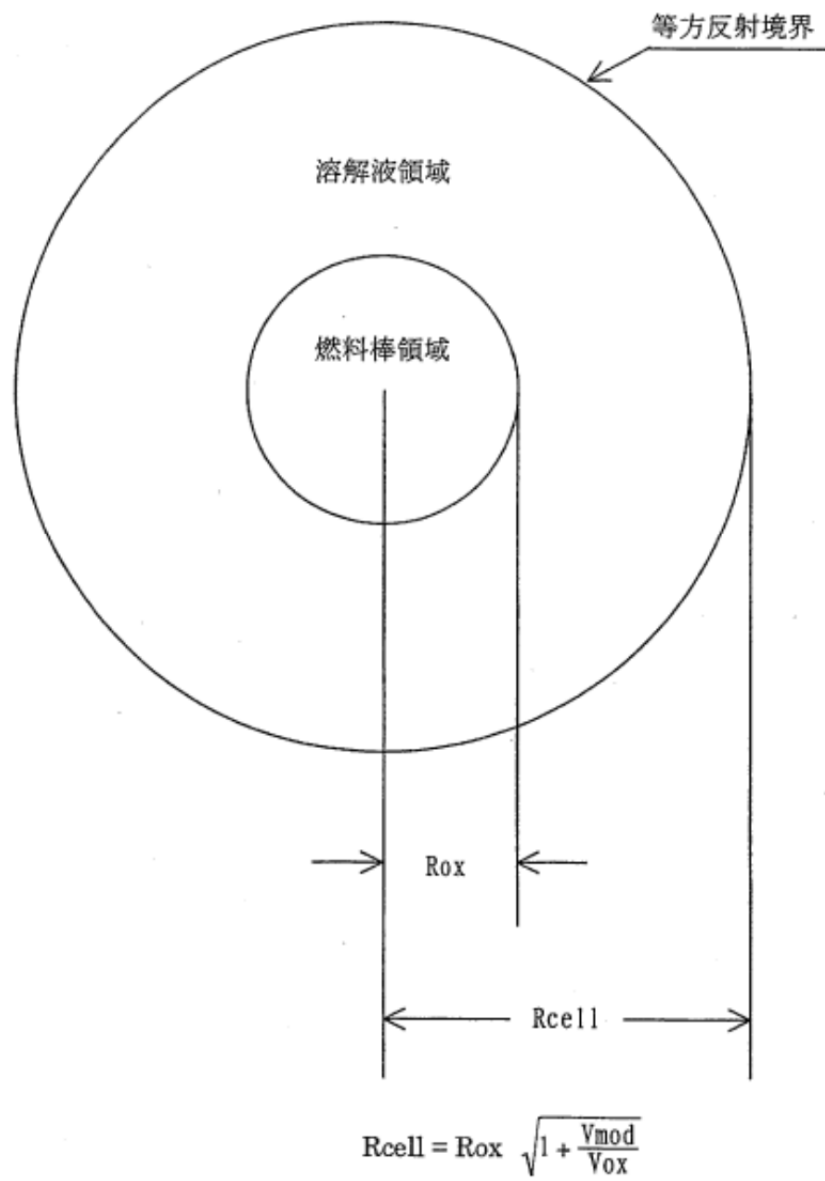


図1 燃料棒格子均質化用1次元輸送計算モデル

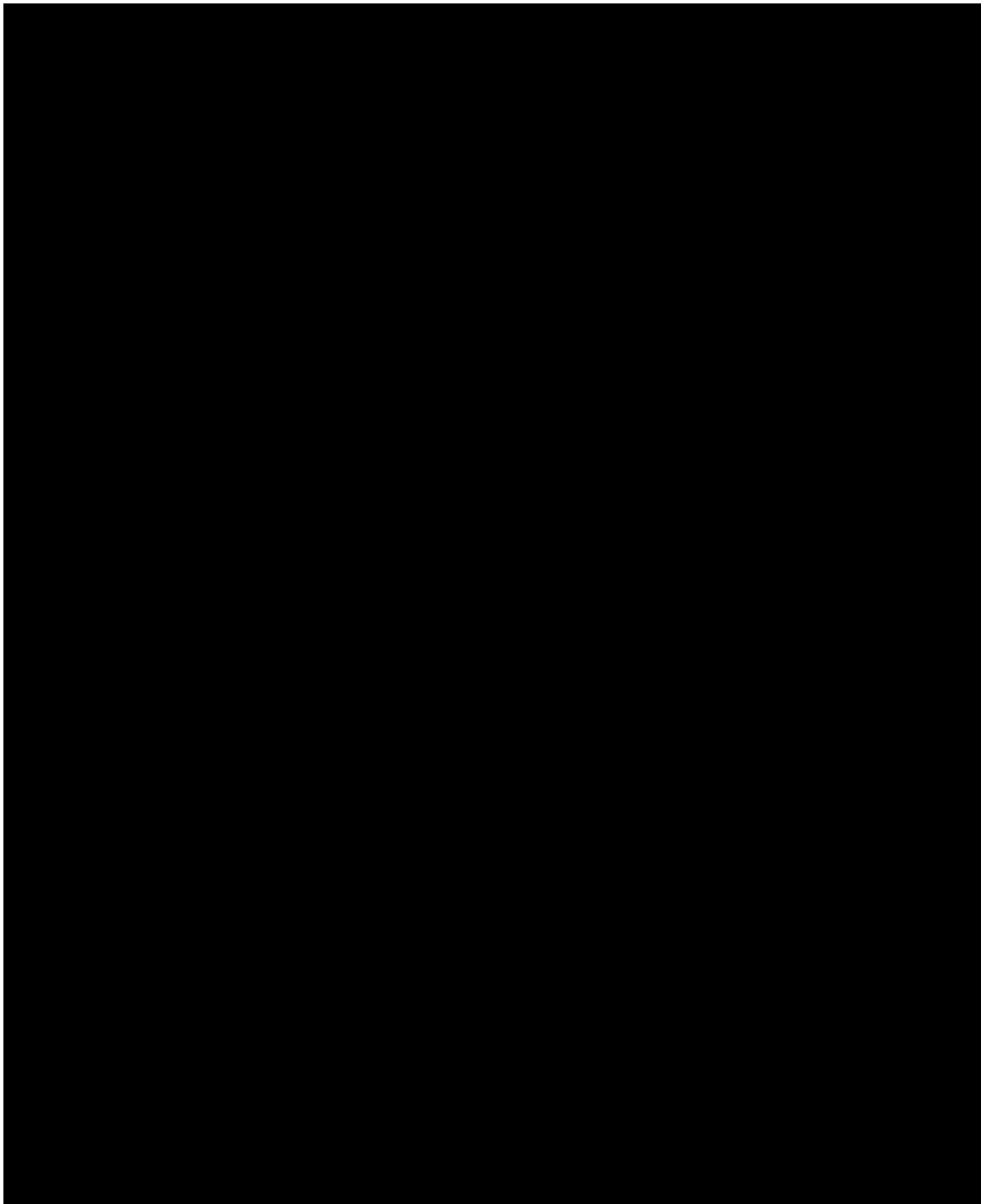


図2 溶解槽の計算モデル

■ : 商業機密上の観点で公開できない箇所

## 5. 臨界評価の結果

ガドリニウム濃度 0.7gGd/L に対して、溶解槽に装荷される燃料質量を変化させた場合の評価結果を図 3 に、また、燃料質量を変化させた場合に最も実効増倍率が大きくなる質量において、溶解液のウラン濃度を変化させた場合の評価結果を図 4 に示す。これらの結果から、中性子吸収材として機器内のガドリニウムを 0.7gGd/L とした場合、 $k_{eff}+3\sigma$  は 0.95 以下であり、溶解槽は未臨界を維持できる。

溶解槽の液量は 3000 L であるため、想定した条件において必要となる可溶性中性子吸収材の供給量は 2100g・Gd となる。

■ : 商業機密上の観点で公開できない箇所

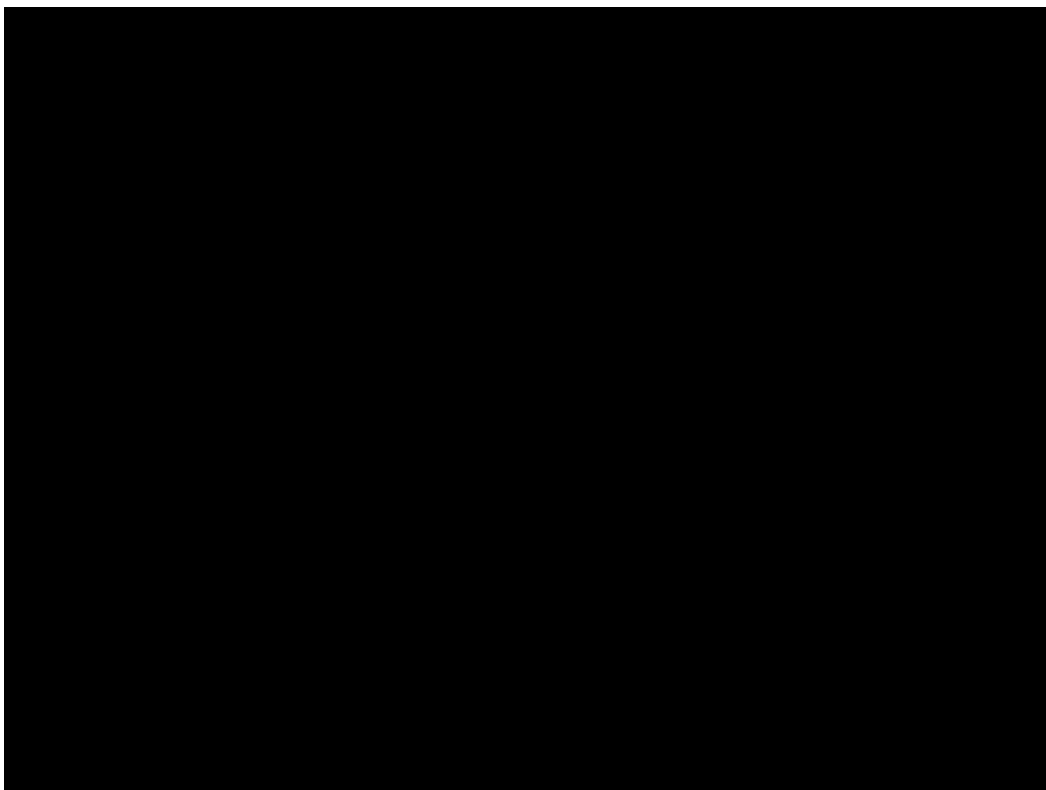


図3 溶解槽の評価結果 (0.7gGd/L のガドリニウム使用の場合)

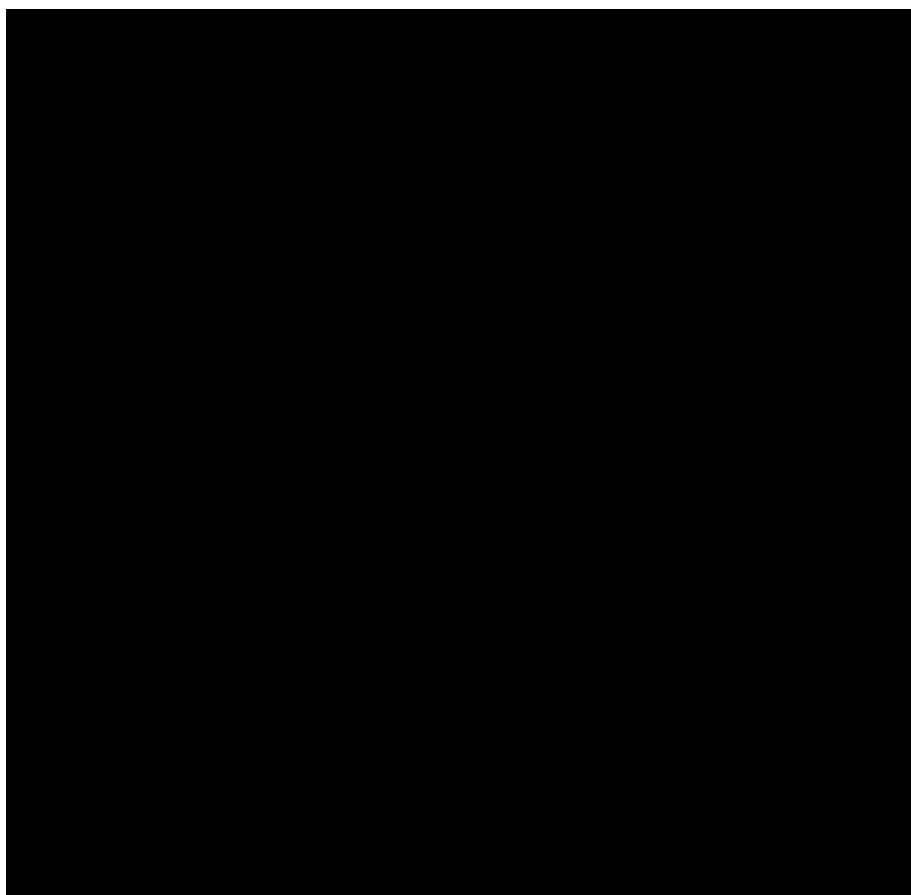


図4 溶解槽の評価結果 (0.7gGd/L のガドリニウム使用の場合)

## エンド ピース酸洗浄槽の臨界計算

## 1. 評価方法

臨界事故の起因事象，事故において想定される施設の安全機能の状態及び運転状態等の前提条件を基に，エンド ピース酸洗浄槽に硝酸ガドリニウム溶液を所定量供給した場合における当該機器の解析条件を設定し，解析コードを用いて体系の実効増倍率を算出する。実効増倍率の算出方法としては，非均質燃料部の非均質燃料棒格子をペレット半径及び減速比（ペレットと水の体積比）をパラメータとして核的に等価な媒質に均質化し，この均質化された群定数を用いて，実効増倍率を算出する。算出した実効増倍率が後述の判断基準を満足することを確認する。

## 2. 解析コード

実効増倍率の算出は，JACSコードシステムを用いて行う。具体的には，MGCLライブラリを用いてMAILにより巨視的断面積を作成し，ANISN-JRによる均質化定数作成を経て，最終的にモンテカルロコードKENO-IVにより本体系の実効増倍率を算出する。

## 3. 判断基準

体系の平均実効増倍率に標準偏差の3倍を加えた値（ $k_{eff} + 3\sigma$ ）が0.95以下となることを判断基準とする。

#### 4. 解析条件

エンドピース酸洗浄槽は球形状でモデル化し、ペレット半径及びペレット間距離を変化させることで最適減速条件をサーベイし、核的に最も厳しい条件を特定する。

特定された条件において、中性子吸収材である硝酸ガドリニウム溶液が供給された状態を考慮し、エンドピース酸洗浄槽が未臨界を維持できるガドリニウム濃度を確認する。

具体的には以下のとおりとする。

##### 4.1 計算モデル

エンドピース酸洗浄槽の臨界事故の起因は、せん断処理設備のせん断機から多量のせん断片が移行することにより発生するため、臨界事故時にはエンドピース酸洗浄槽内に燃料が堆積している状態となる。

エンドピース酸洗浄槽の計算モデルにおいては、核的に最も厳しくなるよう球形状でモデル化する。

燃料被覆管は無視した上でペレット及び水を均質化した燃料領域を、エンドピース酸洗浄槽をモデル化した球に満たす。均質化領域作成モデルを図1に、計算モデルを図2に示す。

##### 4.2 その他の解析条件

(1) 受け入れ燃料仕様中最も厳しい燃料組成を保守的に包絡する初期濃縮度

5wt%の未照射燃料の組成として、 $^{235}\text{U}=5\text{wt}\%$ 、 $^{238}\text{U}=95\text{wt}\%$ を用いる。ペレット密度は97%理論密度とする。



なお、せん断処理施設で取り扱う使用済み燃料の燃料集合体平均濃縮度は3.5wt%以下であるため、実際の燃料仕様を考慮すると、上記設定は安全側の設定となる。

- (2) 溶液中のウラン濃度は、硝酸ウラニル中の硝酸による中性子吸収効果を考慮しないことによって厳しい結果を与えるようゼロとする。
- (3) エンドピース酸洗浄槽内の核燃料物質は、酸化物燃料及び水からなる均質体系とし、その化学的形態は $UO_2+H_2O$ とする。
- (4) エンドピース酸洗浄槽に移行する燃料の量は、再処理施設で取り扱う燃料集合体のうち、最も質量が大きくなる燃料集合体1体全量が移行するものとし、 $550kg \cdot UO_2$ とする。
- (5) 溶液の遊離硝酸は考慮しない。
- (6) 中性子吸収材としての効果を持つ槽本体等の構造物は考慮しない。
- (7) 反射条件としては、外周300mm水反射体とする。
- (8) 溶液中のガドリニウム濃度は、0.0, 1.0, 2.0gGd/Lとする。
- (9) 同一セルに設置される他の機器との中性子相互干渉については、既認可の設工認（溶解施設の臨界防止に関する計算書）において、他の機器と有意な中性子相互干渉がないことがわかっているため、臨界計算はエンドピース酸洗浄槽に着目した単一ユニットの評価を行なう。

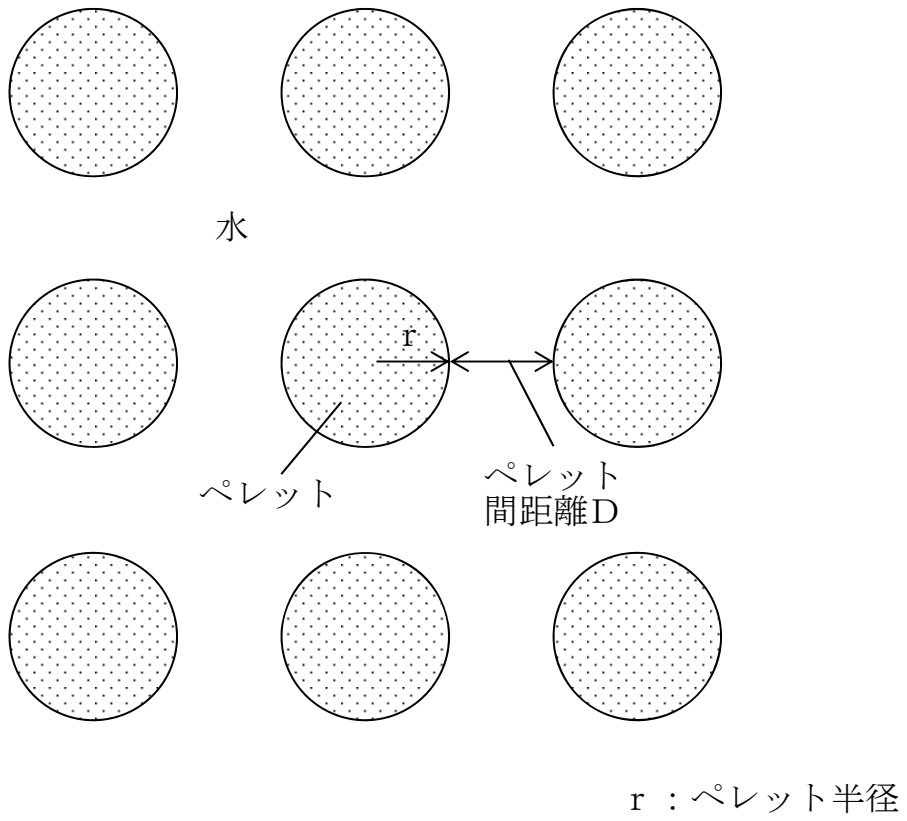


図1 均質化領域作成モデル

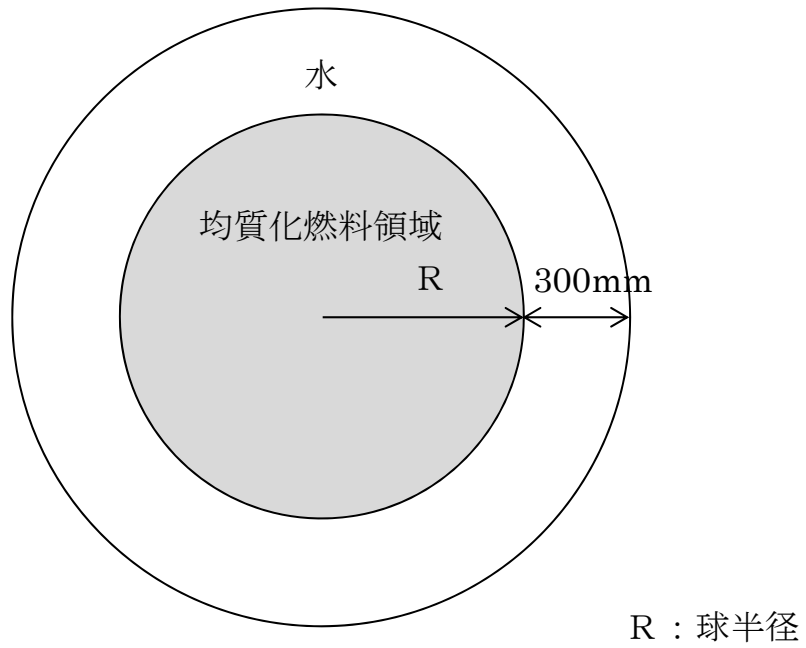


図2 エンドピース酸洗浄槽計算モデル

## 5. 臨界評価の結果

ガドリニウム濃度 0.0, 1.0, 2.0gGd/L に対してそれぞれペレット半径及び減速比をパラメータとした場合の評価結果を図 3 から図 5 に示す。これらの結果から、中性子吸収材として機器内のガドリニウムを 2.0gGd/L とした場合、 $k_{eff}+3\sigma$  は 0.95 以下であり、エンドピース酸洗浄槽は未臨界を維持できる。

エンドピース酸洗浄槽の液量は 2100 L であるため、想定した条件において必要となる可溶性中性子吸収材の供給量は 4200g・Gd となる。

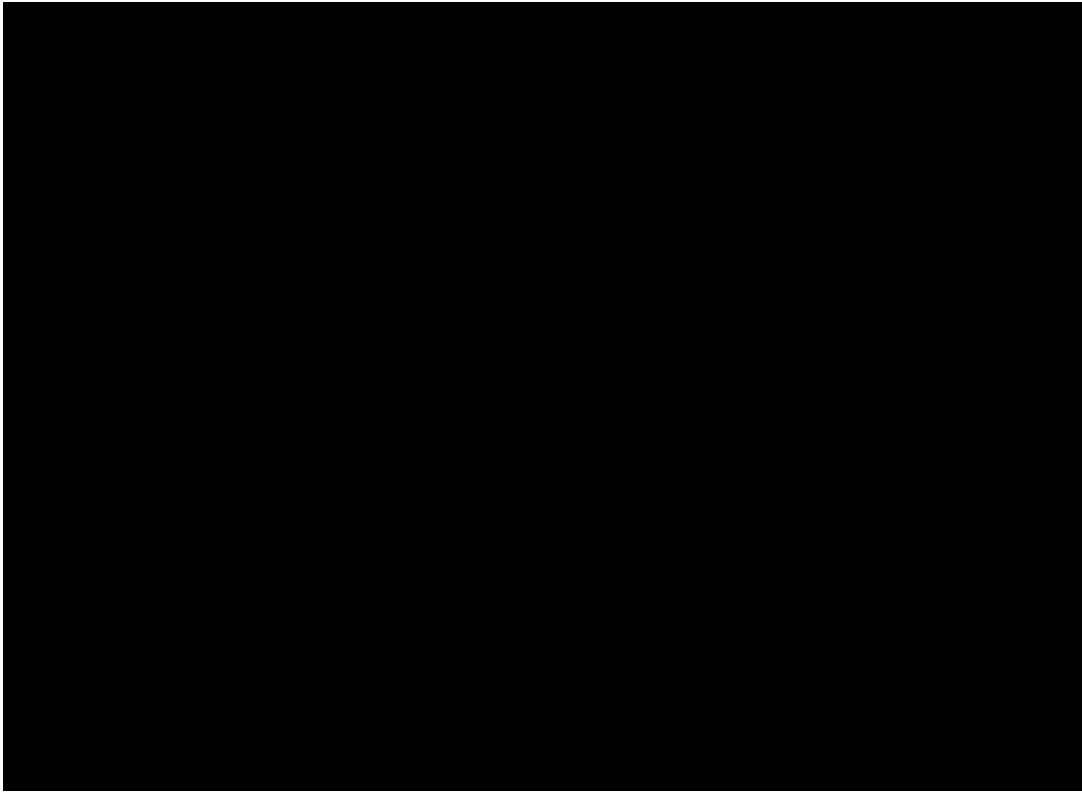


図3 エンドピース酸洗浄槽評価結果 (ガドリニウム濃度 0.0gGd/L)

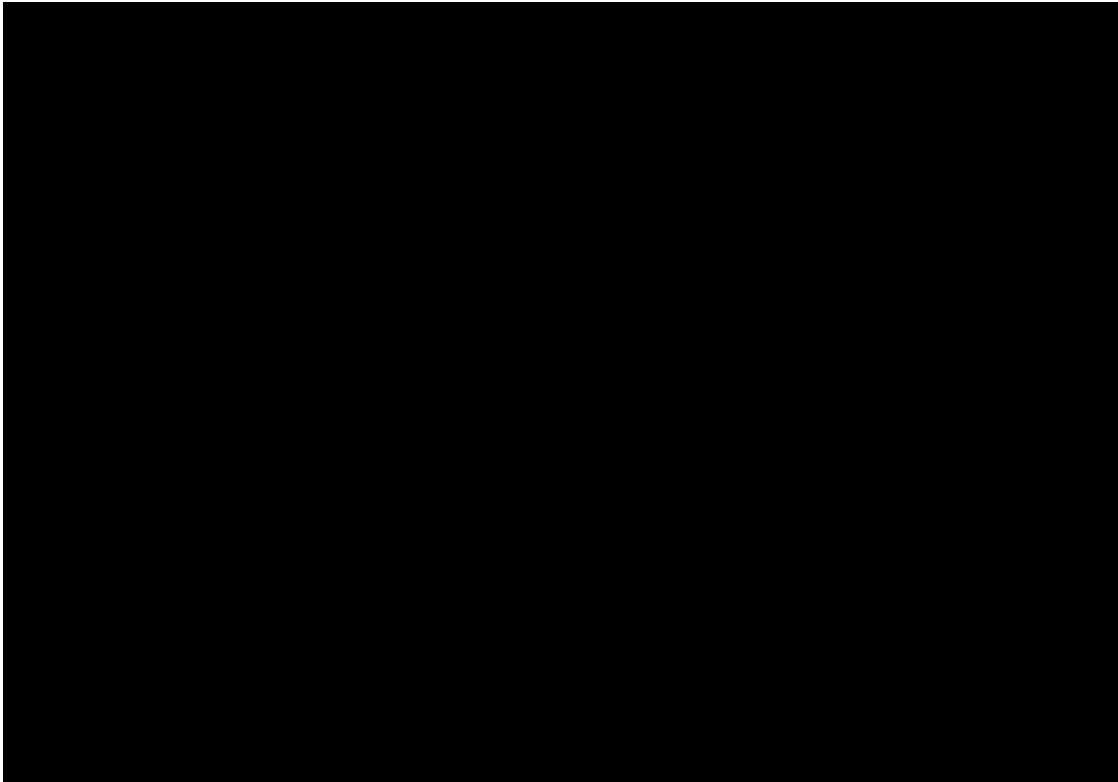


図4 エンドピース酸洗浄槽評価結果 (ガドリニウム濃度 1.0gGd/L)

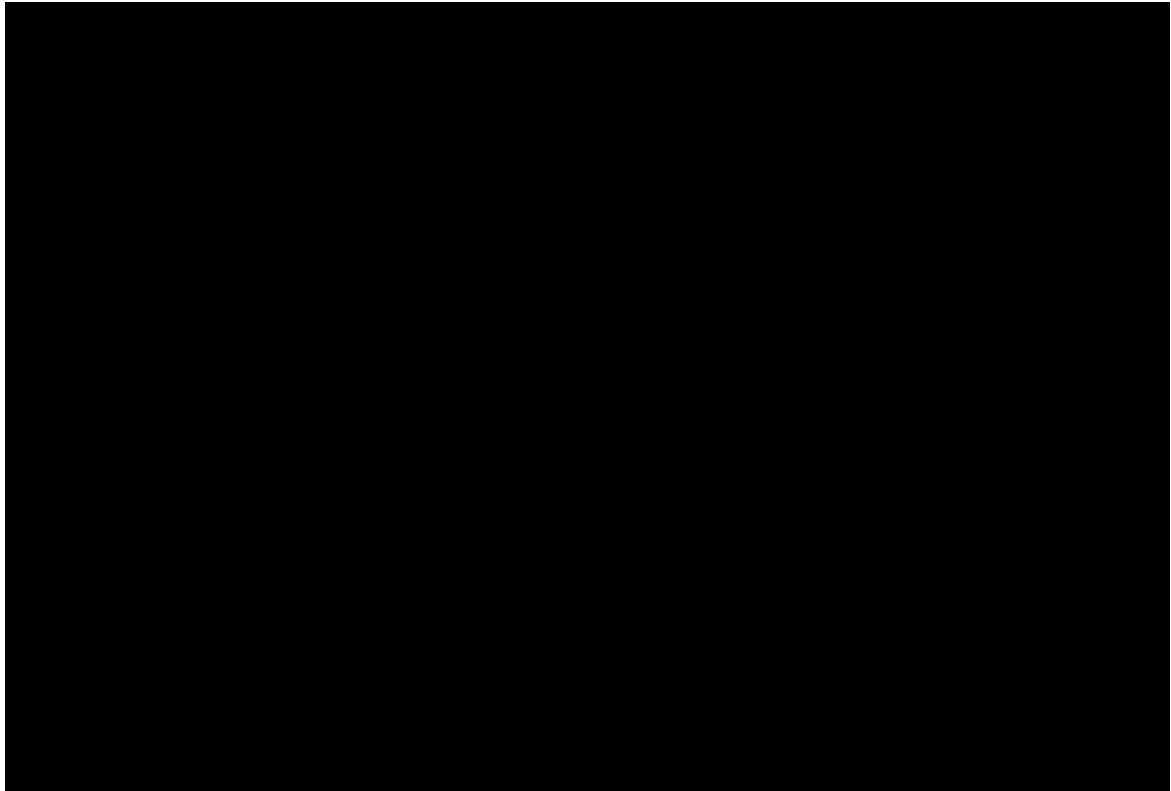


図5 エンドピース酸洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 2.0gGd/L）

## ハル洗浄槽の臨界計算

## 1. 評価方法

臨界事故の起因事象，事故において想定される施設の安全機能の状態及び運転状態等の前提条件を基に，ハル洗浄槽に硝酸ガドリニウム溶液を所定量供給した場合における当該機器の解析条件を設定し，解析コードを用いて体系の実効増倍率を算出する。実効増倍率の算出方法としては，非均質燃料部の非均質燃料棒格子をペレット半径及び減速比（ペレットと水の体積比）をパラメータとして核的に等価な媒質に均質化し，この均質化された群定数を用いて，実効増倍率を算出する。算出した実効増倍率が後述の判断基準を満足することを確認する。

## 2. 解析コード

実効増倍率の算出は，JACSコードシステムを用いて行う。具体的には，MGCLライブラリを用いてMAILにより巨視的断面積を作成し，ANISN-JRによる均質化定数作成を経て，最終的にモンテカルロコードKENO-IVにより本体系の実効増倍率を算出する。

## 3. 判断基準

体系の平均実効増倍率に標準偏差の3倍を加えた値（ $k_{eff} + 3\sigma$ ）が0.95以下となることを判断基準とする。

#### 4. 解析条件

ハル洗浄槽は実形状に合わせ、円筒形状でモデル化し、ペレット半径及びペレット間距離を変化させることで最適減速条件をサーベイし、核的に最も厳しい条件を特定する。

特定された条件において、中性子吸収材である硝酸ガドリニウム溶液が供給された状態を考慮し、ハル洗浄槽が未臨界を維持できるガドリニウム濃度を確認する。

具体的には以下のとおりとする。

##### 4.1 計算モデル

ハル洗浄槽の臨界事故の起因は、溶解設備の溶解槽において燃料せん断片の溶解不良が発生したことを検知できず、多量のせん断片が移行することにより発生するため、臨界事故時にはハル洗浄槽内に燃料が堆積している状態となる。

ハル洗浄槽の計算モデルにおいては、ハル洗浄槽の実形状（円筒形）を考慮し、円筒形状でモデル化する。

燃料被覆管は無視した上でペレット及び水を均質化した燃料領域を、ハル洗浄槽をモデル化した円筒形に満たす。均質化領域作成モデルを図1に、計算モデルを図2に示す。

##### 4.2 その他の解析条件

(1) 受け入れ燃料仕様中最も厳しい燃料組成を保守的に包絡する初期濃縮度

5wt%の未照射燃料の組成として、 $^{235}\text{U}=5\text{wt}\%$ 、 $^{238}\text{U}=95\text{wt}\%$ を用いる。ペレット密度は95%理論密度とする。

なお、せん断処理施設で取り扱う使用済み燃料の燃料集合体平均濃縮度は3.5wt%以下であるため、実際の燃料仕様を考慮すると、上記設定は安全側の設定となる。

- (2) ハル洗浄槽内の核燃料物質は、酸化物燃料及び水からなる均質体系とし、その化学的形態は $UO_2+H_2O$ とする。
- (3) ハル洗浄槽に移行する燃料の量は制限せずに、最適減速条件を決定する。
- (4) 溶液の遊離硝酸は考慮しない。
- (5) 中性子吸収材としての効果を持つ槽本体等の構造物は考慮しない。
- (6) 反射条件としては、外周300mm水反射体とする。
- (7) 溶液中のガドリニウム濃度は、15gGd/Lとする。
- (8) 同一セルに設置される中性子の相互干渉の考慮が必要な他の機器は存在しないため、臨界計算はハル洗浄槽に着目した単一ユニットの評価を行なう。



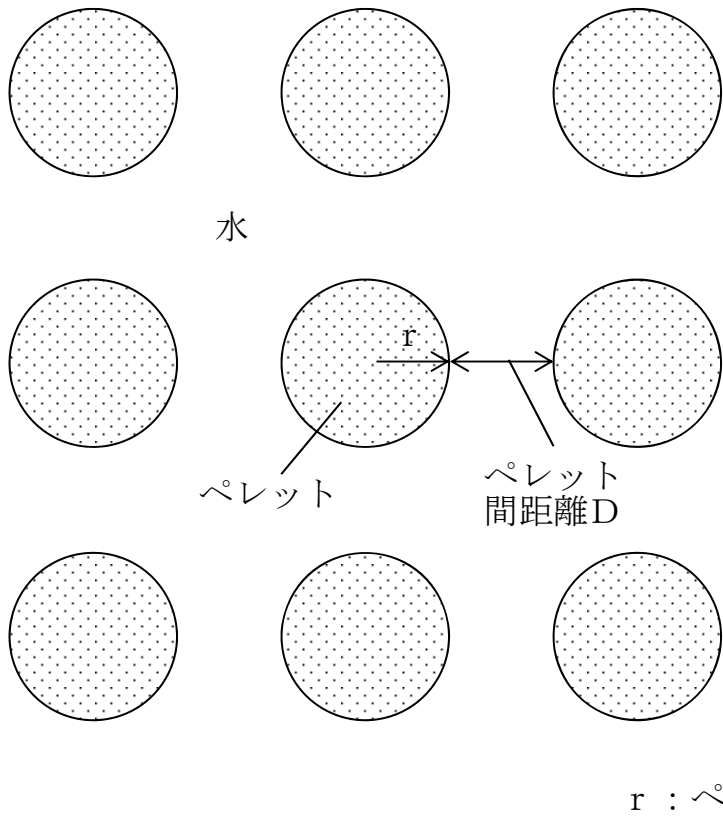
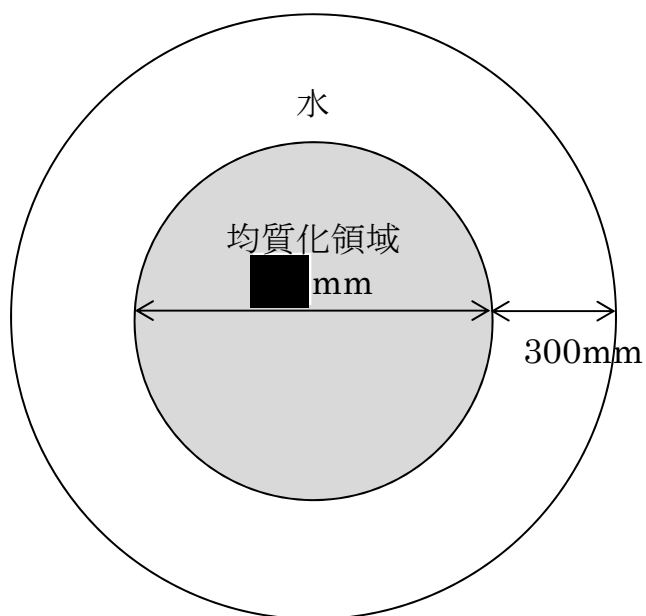


図1 均質化領域作成モデル

【平面図】



【立面図】

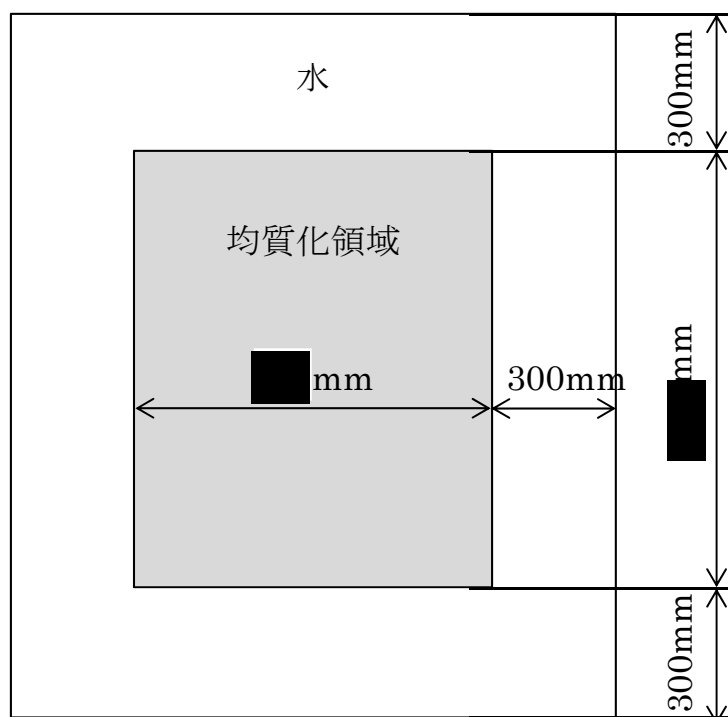


図2 ハル洗浄槽計算モデル

■：商業機密上の観点で公開できない箇所

## 5. 臨界評価の結果

ガドリニウム濃度 15gGd/L に対してペレット半径及び減速比をパラメータとした場合の評価結果を図3に示す。これらの結果から、中性子吸収材として機器内のガドリニウムを 15gGd/L とした場合、 $k_{eff}+3\sigma$  は 0.95 以下であり、ハル洗浄槽は未臨界を維持できる。

ハル洗浄槽の液量は 200 L であるため、想定した条件において必要となる可溶性中性子吸収材の供給量は 3000g・Gd となる。

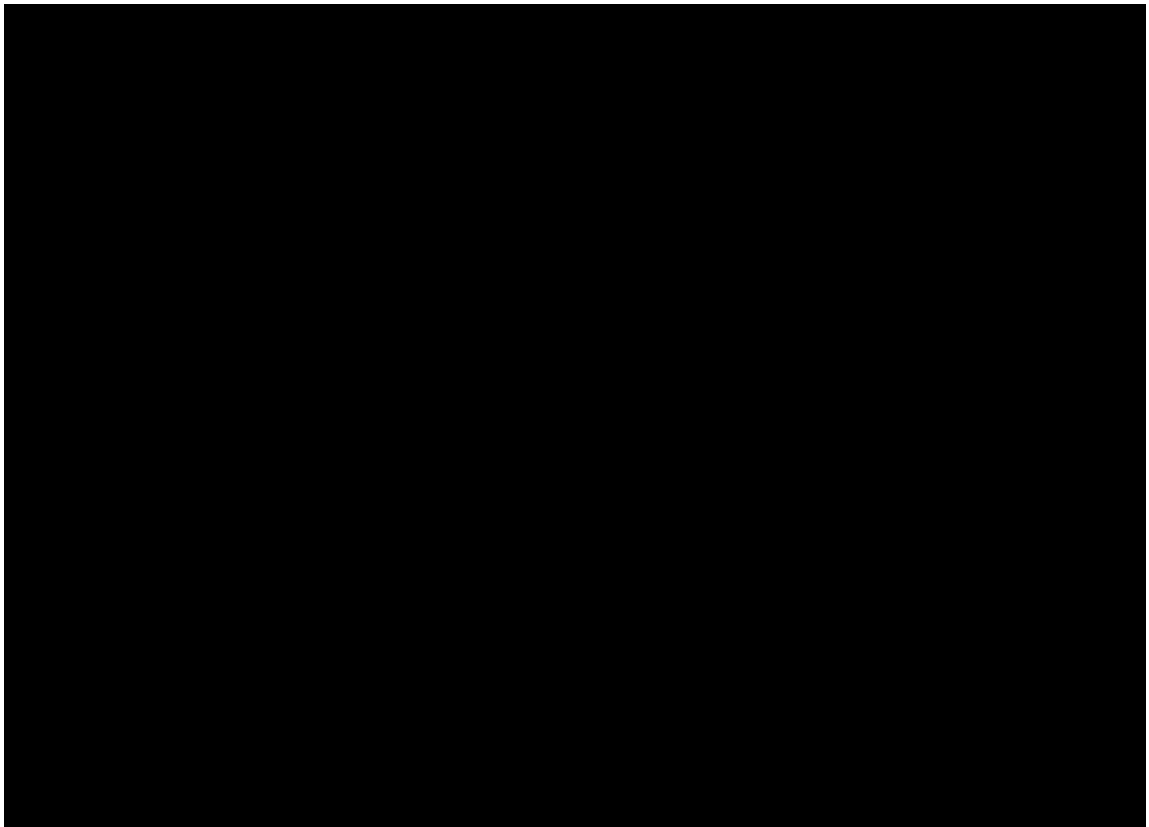


図3 ハル洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 15gGd/L）

■：商業機密上の観点で公開できない箇所

## 第 5 一時貯留処理槽の臨界計算

## 1. 評価方法

臨界事故の起因事象，事故において想定される施設の安全機能の状態及び運転状態等の前提条件を基に，第 5 一時貯留処理槽に硝酸ガドリニウム溶液を所定量供給した場合における当該機器の解析条件を設定し，解析コードを用いて体系の実効増倍率を算出する。算出した実効増倍率が後述の判断基準を満足することを確認する。

## 2. 解析コード

実効増倍率の算出は，JACS コードシステムを用いて行う。具体的には，MGCL ライブラリを用いてMAIL により巨視的断面積を作成し，モンテカルロコードKENO-IV により本体系の実効増倍率を算出する。

## 3. 判断基準

体系の平均実効増倍率に標準偏差の 3 倍を加えた値 ( $k_{\text{eff}} + 3\sigma$ ) が 0.95 以下となることを判断基準とする。

#### 4. 解析条件

第5一時貯留処理槽に臨界計算は以下の条件により実施する。

##### 4.1 計算モデル

第5一時貯留処理槽の臨界事故の起因は、運転員等による核燃料物質の誤移送である。

第5一時貯留処理槽の計算モデルにおいては、第5一時貯留処理槽の実形状（円筒形）を考慮し、円筒形状でモデル化する。モデル図を図1に示す。

モデル化における直径、高さ（上部管台を除く）及び胴板厚みは公称寸法を用いる。また、液位、液量とPu濃度の関係を図1中に示す。

##### 4.2 その他の解析条件

(1) プルトニウム同位体組成は以下の通りとする。

$^{239}\text{Pu}$  : 71wt%

$^{240}\text{Pu}$  : 17wt%

$^{241}\text{Pu}$  : 12wt%

(2) 核燃料物質は、均質・均一の硝酸プルトニウム水溶液とし、その化学形態は $\text{Pu}(\text{NO}_3)_3$ とする。

(3) 遊離硝酸、核分裂生成物及びアクチニド（プルトニウムは除く）は考慮しない。

(4) 臨界安全解析における第5一時貯留処理槽への液移送元は、精製施設プルトニウム精製設備の放射性配管分岐第1セル漏えい液受皿1又は放射性配管分岐第1セル漏えい液受皿2とする。そのため、第5一時貯留処理槽に移送される液のプルトニウム濃度は、精製施設プルトニウム精製設備のプルトニウム濃縮前の工程における通常運転時の変動を考慮した最大プルトニウム濃度である  $\blacksquare$  gPu/L とし、液容量は放射性配管分岐第

1セル漏えい液受皿1又は放射性配管分岐第1セル漏えい液受皿2の漏えい検知装置が作動する液量に、漏えい発生検知後の液移送停止までの漏えい量を加算した液量として200Lとする。

- (5) 反射条件としては、第5一時貯留処理槽の外側に厚さ2.5cmの水反射体を設けるとともに、セルのコンクリート壁による反射を考慮する。第5一時貯留処理槽とコンクリート間の距離は公称寸法を基に、保守的となるよう設定する。
- (6) 溶液中のガドリニウム量は150gGdとする。
- (7) 第5一時貯留処理槽内のプルトニウム量 $\blacksquare$ kgPu ( $=\blacksquare$ gPu/L $\times$ 200L)及びガドリニウム量150gGdを固定する。ただし、臨界事故の発生条件及び進展の不確実性を考慮し、状態の変化を包絡できるように、プルトニウム濃度が変動した場合でも未臨界を維持できることを確認する。
- (8) 同一セルに設置される他の機器との中性子相互干渉については、他の機器において同時に臨界事故が発生しないこと及び第5一時貯留処理槽に十分な量の中性子吸収材を供給することにより中性子相互干渉は無視しうるものと考えられるため、臨界計算は第5一時貯留処理槽に着目した単一ユニットの評価を行なう。

$\blacksquare$ : 商業機密上の観点で公開できない箇所

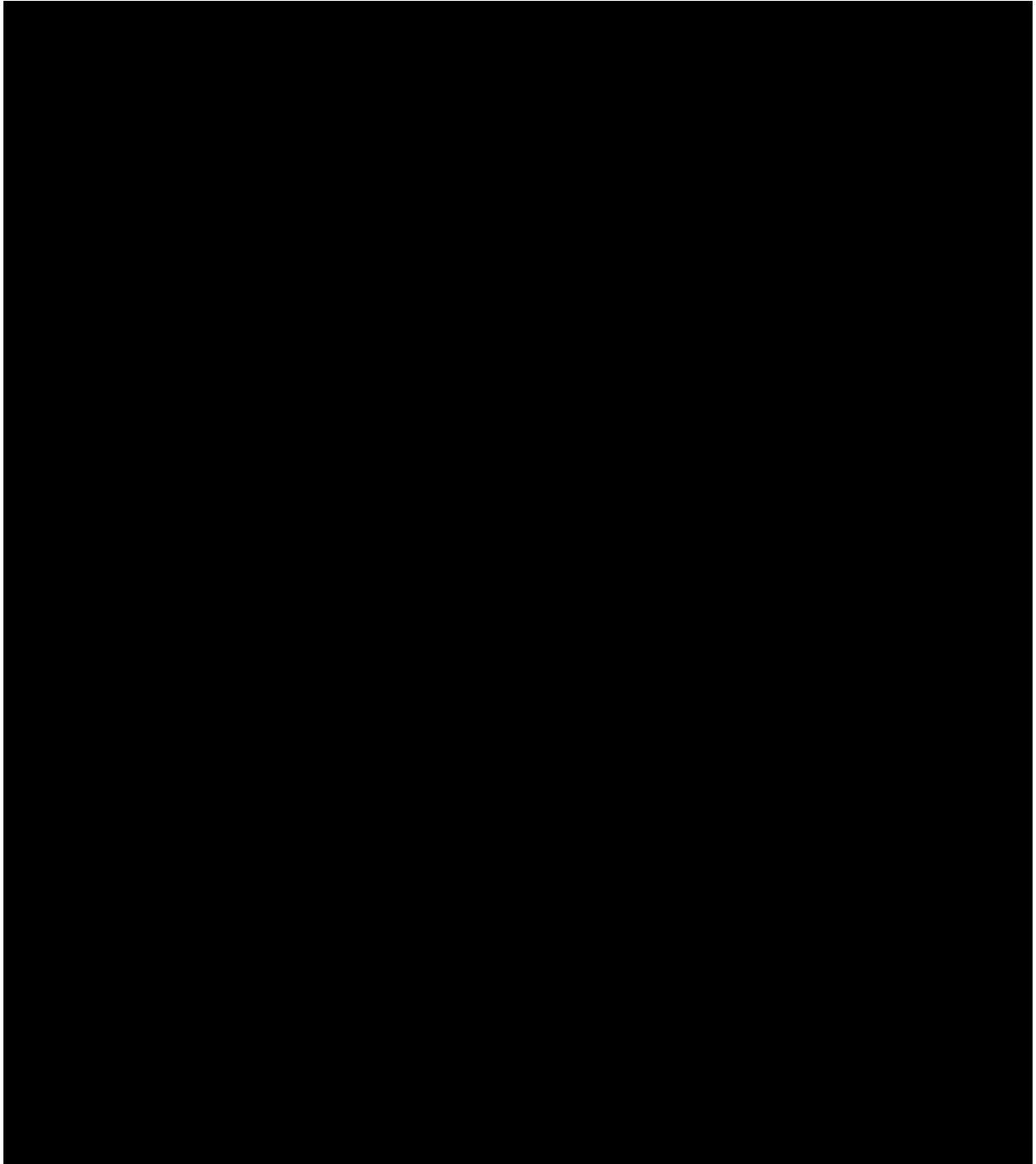


図1 第5一時貯留処理槽の計算モデル

■ : 商業機密上の観点で公開できない箇所

## 5. 臨界評価の結果

第5一時貯留処理槽に150gGdのガドリニウムを供給した場合の評価結果を図2に示す。これらの結果から、中性子吸収材として機器内のガドリニウムを150gGdとした場合、 $k_{eff}+3\sigma$ は0.95以下であり、第5一時貯留処理槽は未臨界を維持できる。

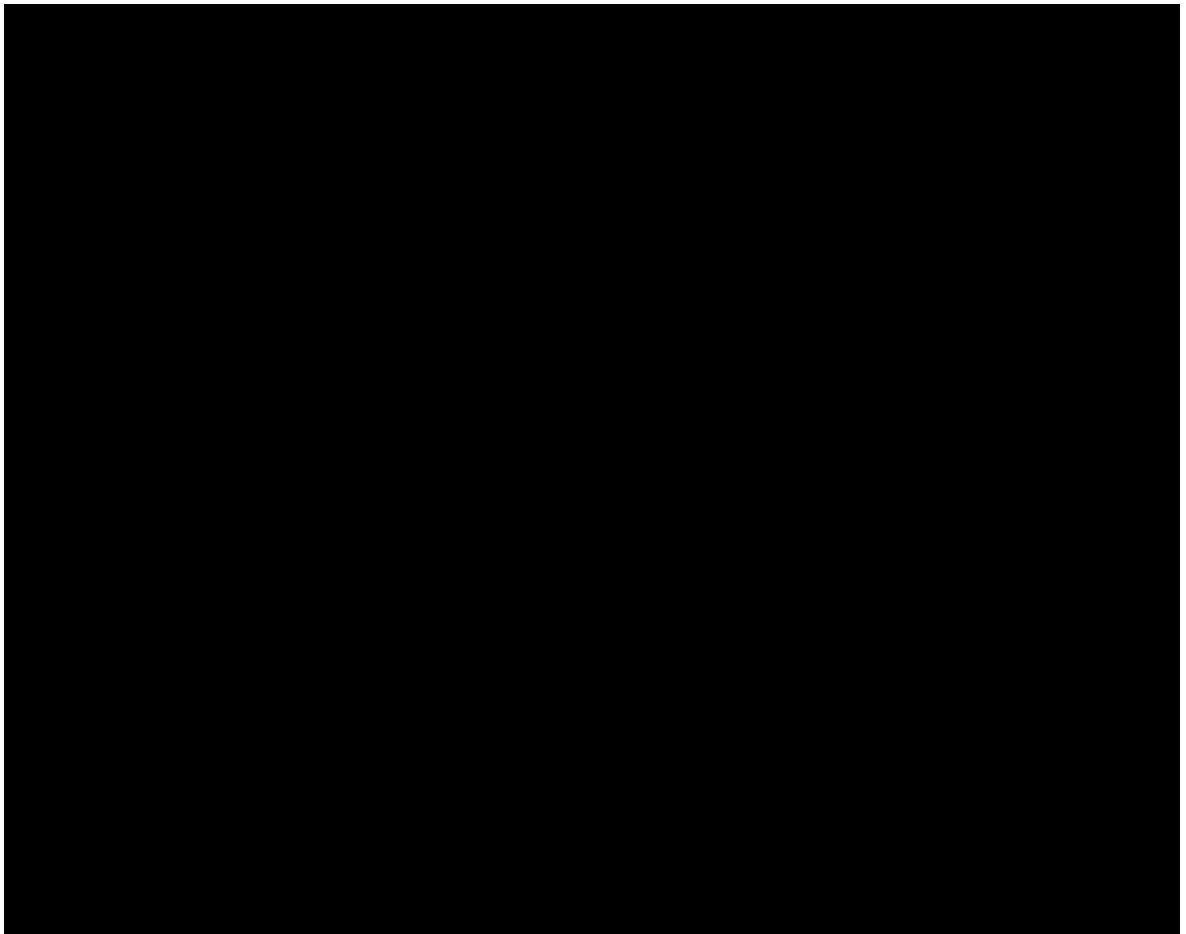


図2 第5一時貯留処理槽の評価結果

■: 商業機密上の観点で公開できない箇所



## 第 7 一時貯留処理槽の臨界計算

## 1. 評価方法

臨界事故の起因事象，事故において想定される施設の安全機能の状態及び運転状態等の前提条件を基に，第 7 一時貯留処理槽に硝酸ガドリニウム溶液を所定量供給した場合における当該機器の解析条件を設定し，解析コードを用いて体系の実効増倍率を算出する。算出した実効増倍率が後述の判断基準を満足することを確認する。

## 2. 解析コード

実効増倍率の算出は，JACS コードシステムを用いて行う。具体的には，MGCL ライブラリを用いてMAIL により巨視的断面積を作成し，モンテカルロコードKENO-IV により本体系の実効増倍率を算出する。

## 3. 判断基準

体系の平均実効増倍率に標準偏差の 3 倍を加えた値 ( $k_{\text{eff}} + 3\sigma$ ) が 0.95 以下となることを判断基準とする。

#### 4. 解析条件

第7一時貯留処理槽の臨界計算は以下の条件により実施する。

##### 4.1 計算モデル

第7一時貯留処理槽の臨界事故の起因は、運転員等による核燃料物質の誤移送である。

第7一時貯留処理槽の計算モデルにおいては、第7一時貯留処理槽の実形状（円筒形）を考慮し、円筒形状でモデル化する。モデル図を図1に示す。

モデル化における直径、高さ（上部管台を除く）及び胴板厚みは公称寸法を用いる。また、液位、液量とPu濃度の関係を図1中に示す。

##### 4.2 その他の解析条件

(1) プルトニウム同位体組成は以下の通りとする。

$^{239}\text{Pu}$  : 71wt%

$^{240}\text{Pu}$  : 17wt%

$^{241}\text{Pu}$  : 12wt%

(2) 核燃料物質は、均質・均一の硝酸プルトニウム水溶液とし、その化学形態は $\text{Pu}(\text{NO}_3)_3$ とする。

(3) 遊離硝酸、核分裂生成物及びアクチニド（プルトニウムは除く）は考慮しない。

(4) 臨界安全解析における第7一時貯留処理槽への液移送元は、プルトニウム量が最大となる精製建屋一時貯留処理設備の第3一時貯留処理槽とする。そのため、第7一時貯留処理槽に移送される液のプルトニウム濃度は、精製施設プルトニウム精製設備のプルトニウム濃縮前の工程における通常運転時の変動を考慮した最大プルトニウム濃度である  $\blacksquare$  gPu/L とし、液容量は第3一時貯留処理槽の容量である 3000 L とする。

- (5) 反射条件としては、第7一時貯留処理槽の外側に厚さ 2.5cm の水反射体を設けるとともに、セルのコンクリート壁による反射を考慮する。第7一時貯留処理槽とコンクリート間の距離は公称寸法を基に、保守的となるよう設定する。
- (6) 溶液中のガドリニウム量は 2400gGd とする。
- (7) 第7一時貯留処理槽内のプルトニウム量  $\blacksquare$  kgPu ( $=\blacksquare$  gPu/L  $\times$  3000L) 及びガドリニウム量 2400gGd を固定する。ただし、臨界事故の発生条件及び進展の不確実性を考慮し、状態の変化を包絡できるように、プルトニウム濃度が変動した場合でも未臨界を維持できることを確認する。
- (8) 同一セルに設置される中性子の相互干渉の考慮が必要な他の機器は存在しないため、臨界計算は第7一時貯留処理槽に着目した単一ユニットの評価を行なう。

$\blacksquare$  : 商業機密上の観点で公開できない箇所

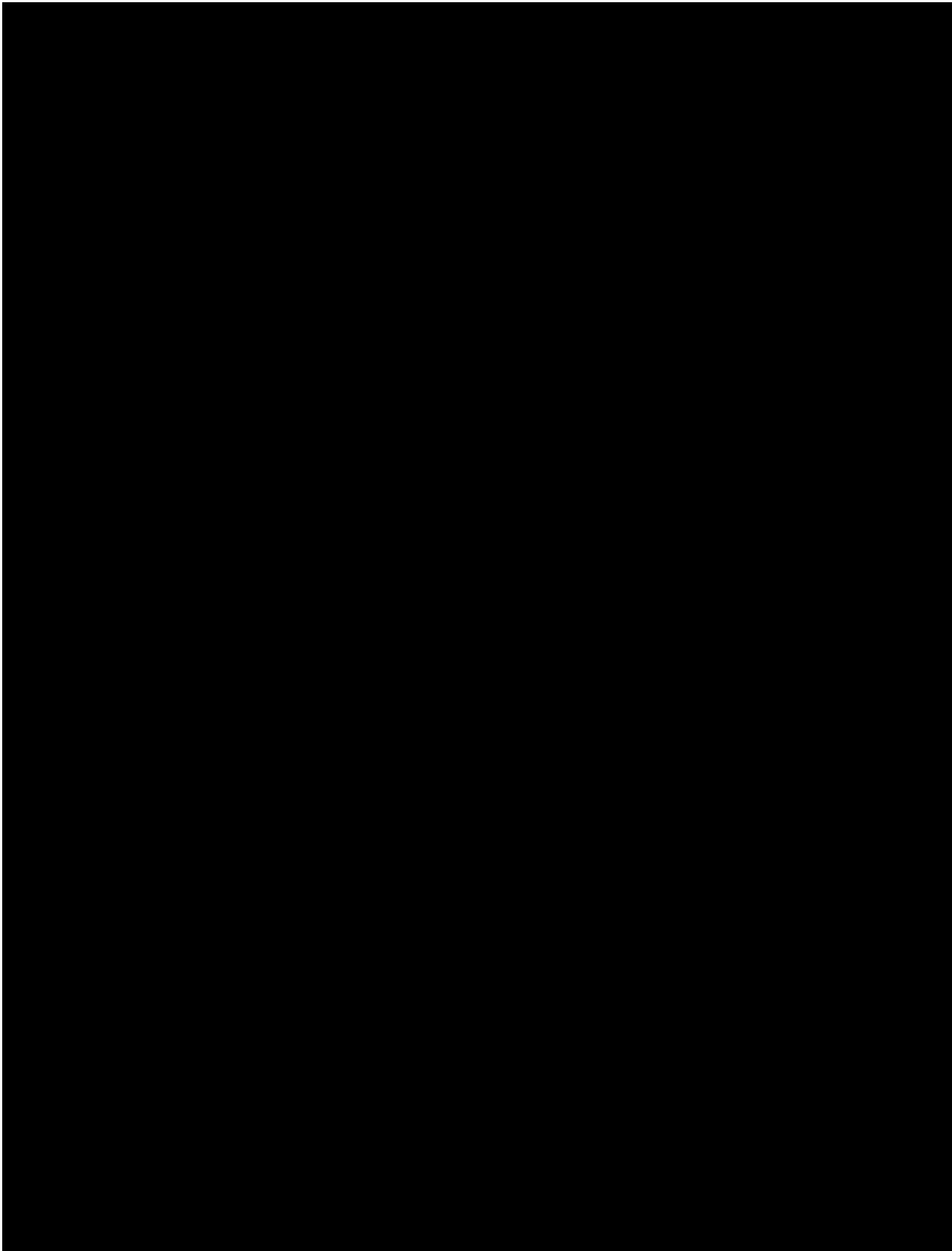


図 1 第 7 一時貯留処理槽の計算モデル

■ : 商業機密上の観点で公開できない箇所

## 5. 臨界評価の結果

第7一時貯留処理槽に2400gGdのガドリニウムを供給した場合の評価結果を図2に示す。これらの結果から、中性子吸収材として機器内のガドリニウムを2400gGdとした場合、 $k_{eff}+3\sigma$ は0.95以下であり、第7一時貯留処理槽は未臨界を維持できる。

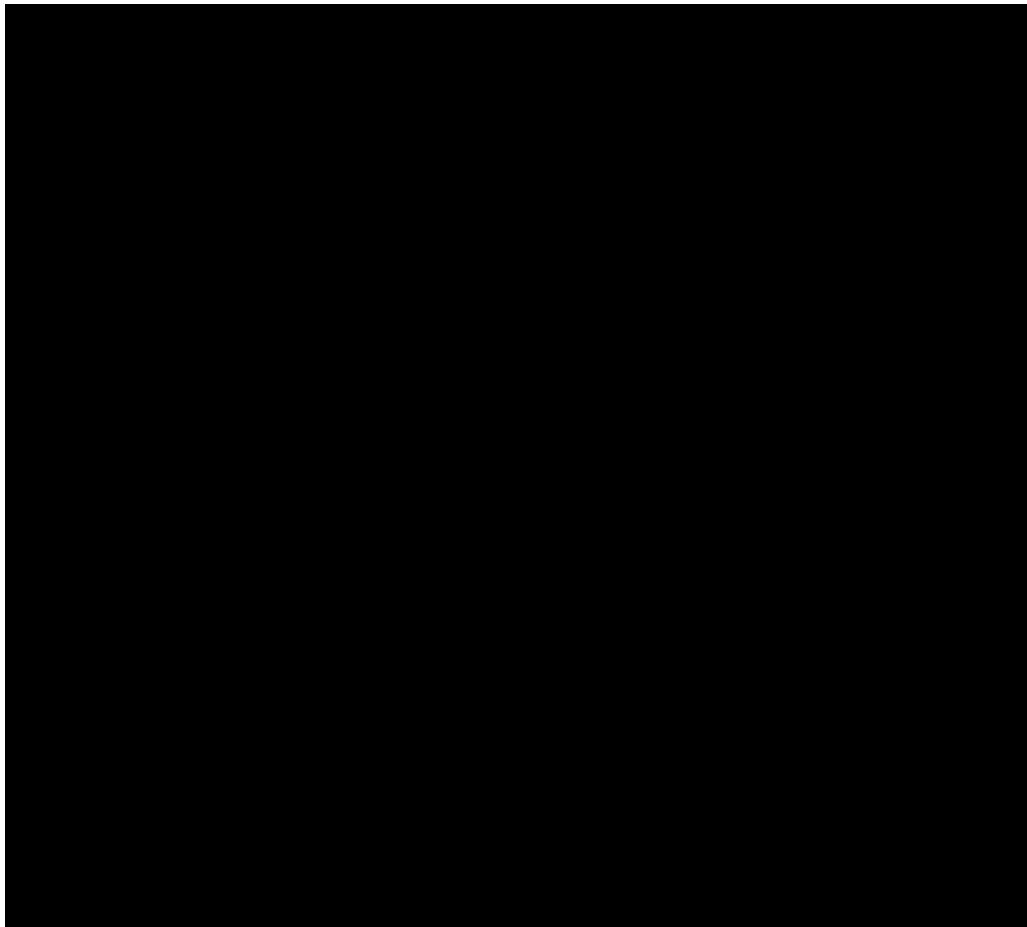


図2 第7一時貯留処理槽の評価結果

■ : 商業機密上の観点で公開できない箇所

## 6. 臨界計算における評価の余裕について

1.～5.に示すように、第7一時貯留処理槽においては、評価条件を、想定しうる最も厳しい条件としており、臨界事故の起因及び臨界事故による状態の変化が生じた場合でも未臨界に移行することが可能であることが示された。

本項では、想定しうる事故条件のうち、現実的な事故条件を想定して評価条件を設定することにより、臨界事故後に供給するとしている可溶性中性子吸収材の供給量が十分な余裕を有しているとともに、有効性評価で前提としている臨界継続時間（10分）の短縮の可能性について考察する。

さらに、評価上は未臨界に必要な可溶性中性子吸収材の供給に10分を要するとしているが、現実的な条件を考慮した場合に10分で供給可能となる中性子吸収材量を示す。

考察は主に誤移送を想定する溶液のPu濃度と、第7一時貯留処理槽に臨界事故前に存在している未臨界濃度未満の溶液の量に着目する。

### 6.1 高濃度Pu溶液による臨界事故の発生想定

臨界事故の対策では、臨界事故の発生を臨界検知用放射線検出器で検知した後、約1分で緊急停止系を操作することにより溶液の移送を停止することとしている。したがって、4.2で設定したように、誤移送元の貯槽の全量が移送されるより前に移送は停止し、第7一時貯留処理槽内のPu量は4.2で設定した量よりも小さくなる。

この影響を評価するため、誤移送を想定する溶液のPu濃度については4.2で設定した濃度と同様とするものの、Pu質量については臨界事故の発生が想定される条件（実効増倍率が1を超過する際のPu質量）から決定し、同体系に可溶性中性子吸収材を供給した場合に、未臨界に移行するために必要な可溶性中性子吸収材量を求める。

本評価は補足的に実施するものであることから、入力の容易性等を考慮して、JACSコードシステムと同様に、多数のベンチマーク計算により、信頼性が確保された計算コードである、SCALEコードシステムを用いる。

モデル図及びその他の臨界評価条件については4.と同様とする。

上記前提条件において、臨界事故が発生しうる液量かつ工程停止までの間に移送される液量を考慮した第7一時貯留処理槽内の溶液量は約300Lとなり、また、第7一時貯留処理槽を未臨界に移行するために必要な中性子吸収材量は1L未満であった。

## 6.2 低濃度 Pu 溶液による臨界事故の発生想定

第7一時貯留処理槽の臨界事故は、他の機器から高濃度のPu溶液を誤移送することにより発生するものであるが、第7一時貯留処理槽に臨界事故前に未臨界濃度未満の溶液が存在していることを考慮した場合、第7一時貯留処理槽内で誤移送されたPu溶液が希釈され、4.で示した液量よりも多い液量で臨界事故に至っている可能性がある。

この影響を評価するため、第7一時貯留処理槽が満液となった状態において、溶液のPu濃度をパラメータとして臨界計算を行い、臨界事故が発生しうるPu濃度を特定するとともに、同体系に可溶性中性子吸収材を供給した場合に、未臨界に移行するために必要な可溶性中性子吸収材量を求める。

本評価は補足的に実施するものであることから、入力の容易性等を考慮して、JACSコードシステムと同様に、多数のベンチマーク計算により、信頼性が確保された計算コードである、SCALEコードシステムを用いる。

モデル図及びその他の臨界評価条件については4.と同様とする。

上記前提条件において、臨界事故が発生しうる Pu 濃度は約 9.5gPu/L となり、また、第 7 一時貯留処理槽を未臨界に移行するために必要な中性子吸収材量は約 4L であった。

### 6.3 現実的な条件における可溶性中性子吸収材の供給量

臨界事故が発生したことを臨界検知用放射線検出器により検知した場合、第 7 一時貯留処理槽に対し、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系を用いて 10 分以内に可溶性中性子吸収材を供給する。

供給完了時間については十分な余裕をもって設定しているため、実際の設備構成を踏まえた場合、その時間は、5 分程度と見積もられる。

そのため、想定している 10 分で第 7 一時貯留処理槽に供給できる可溶性中性子吸収材量は、未臨界に移行するために必要な量の約 2 倍（4800gGd）以上となり、未臨界に必要な中性子吸収材量を十分上回り、余裕を有する。

### 6.4 まとめ

5.、6.1 及び 6.2 の結果より、有効性評価で必要とされた中性子吸収材量約 16L に対し、現実的な条件を考慮した場合には供給量は約 4L 程度となると評価された。その場合には、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系からの中性子吸収材の供給により未臨界に移行できる時間が、有効性評価で前提としている臨界継続時間（10 分）よりも短縮できる場合があることが示された。

また、6.3 の結果より、実際に第 7 一時貯留処理槽に供給される可溶性中性子吸収材量は、未臨界に必要な中性子吸収材量を十分上回り、余裕を有するため、確実に未臨界に移行できる。



## 補足説明資料 6-4 (28 条)

### 6. 臨界事故への対処



解析に用いるパラメータの妥当性



本書では、臨界事故の有効性評価に用いたパラメータの設定において参照した根拠等を示す。具体的には以下の項目について記載する。

1. 臨界事故におけるセシウム-137 換算放出量の評価方法と評価に用いたパラメータについて
2. 臨界事故において外部に放出される可能性のある放射性希ガス及び放射性ヨウ素の大気中への放出割合の評価方法と評価に用いたパラメータについて
3. 臨界事故への対処において実施する放射線分解水素の掃気対策で供給する空気流量の評価方法と評価に用いたパラメータについて
4. 線量告示に定められた周辺監視区域外の空気中の濃度限度との比較に係る評価方法と評価に用いたパラメータについて

## 1. 臨界事故におけるセシウム-137 換算放出量の評価方法と評価に用いたパラメータについて

### 1.1 評価の前提

本資料では、臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）の評価方法を説明する。

臨界事故における放射性物質の放出量は、拡大防止対策により早期に自動で未臨界に移行する効果、及び異常な水準の放出防止対策により臨界事故で発生する放射性物質を貯留タンクに貯留することで低減されることから、上記対策の効果を考慮して放出量を計算する。

セシウム-137 換算の放出量の評価においては、長期的な放射線被ばく影響を評価する観点から、溶液の蒸発に伴う放射性物質（エアロゾル）を対象とし、地表沈着の考えられない放射性希ガス及び放出量の大部分が半減期の短い放射性よう素については、評価の対象としない。

### 1.2 セシウム-137 換算放出量の評価条件

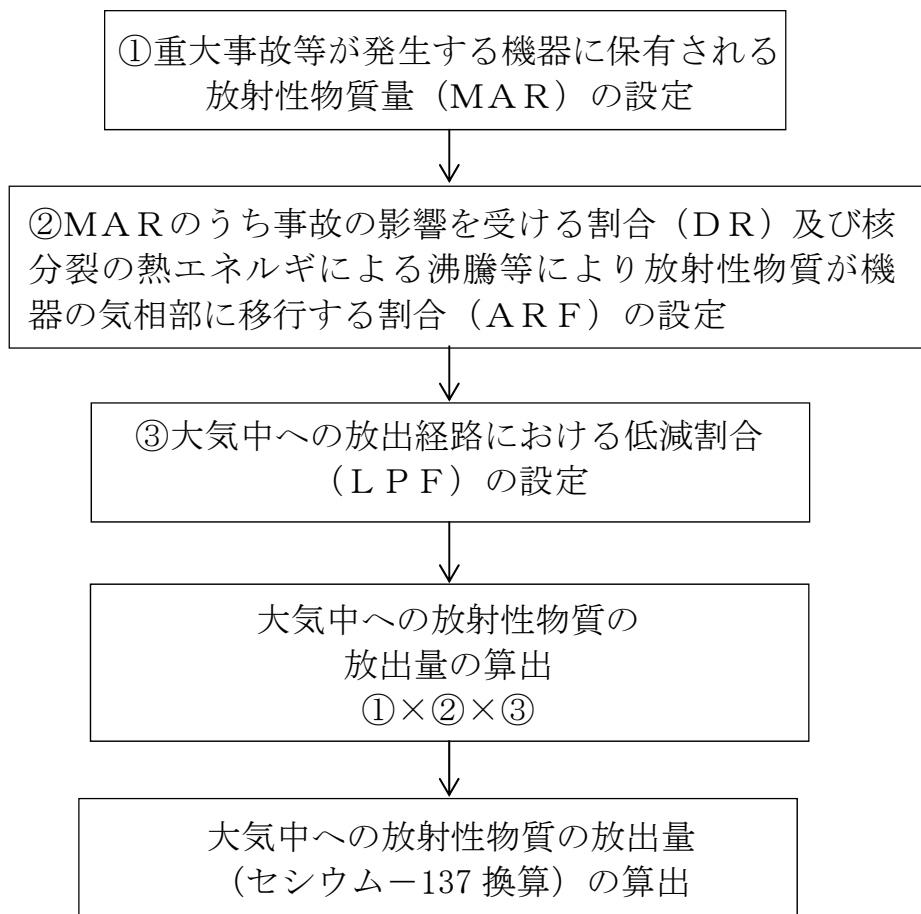
臨界事故の有効性評価における大気中への放射性物質の放出量は、重大事故等が発生する機器に保有される放射性物質質量（以下、「MAR」という。）、MARのうち事故の影響を受ける割合（以下、「DR」という。）、核分裂の熱エネルギーによる沸騰等により放射性物質が機器の気相部に移行する割合（以下、「ARF」という。）、大気中への放出経路における低減割合（以下、「LPF」という。）及び肺に吸収され得るような浮遊性の微粒子状の放射性物質の割合（以下、「RF」という。）を用いて五因子法により算出する（1式）。

$$\begin{aligned} & \text{大気中への放射性物質の放出量 [Bq]} \\ & = \text{MAR} \times \text{DR} \times \text{ARF} \times \text{LPF} \times \text{RF} \quad (1 \text{式}) \end{aligned}$$

評価した大気中への放射性物質の放出量にセシウム-137 への換算係数を乗じて、大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）を算出する。（2式）。

$$\begin{aligned} & \text{大気中への放射性物質の放出量 (Cs-137 換算)} \\ & = \text{大気中への放射性物質の放出量 [Bq]} \\ & \quad \times \text{Cs-137 換算係数} \quad (2 \text{式}) \end{aligned}$$

大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）の評価方法のフローを第 1.2-1 図に示す。



第1.2-1図 大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）の評価方法のフロー



### 1.3 五因子の設定

#### (1) MAR

##### a. MARの設定方針について

放射性物質量は、1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度  $45,000\text{MW d} / \text{t} \cdot \text{UPr}$ ，照射前燃料濃縮度  $4.5\text{wt}\%$ ，比出力  $38\text{MW} / \text{t} \cdot \text{UPr}$ ，冷却期間15年を基に算出した放射性物質量に，使用済燃料の燃料仕様の変動に係る補正係数を考慮して，平常運転時の最大値又は臨界事故の発生が想定される条件下における放射性物質量を設定する。

使用済燃料の燃料仕様の変動に係る補正係数を第1.3-1表に示す。また，各機器で使用するインベントリの設定根拠を第1.3-2表に示す。

なお，臨界が発生した場合，溶液中に新たに核分裂生成物が生成するが，臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）評価におけるMARは，臨界事故の発生を想定する機器が内包する溶液中の放射性物質が支配的であり，臨界により生成する核分裂生成物のうち，セシウム-137評価の対象としない放射性希ガス及び放射性よう素を除く核分裂生成物による影響は無視できるため，MARとしては考慮しない。

第1.3-1表 燃料仕様の変動に係る補正係数

元素グループ	燃料仕様の変動に係る補正係数
Ru/Rh	1.7
その他FP※1	1.1
Pu	2.0
Am, Cm	2.7

※1：その他FPとは，核分裂生成物のうち，Kr-85，I-129及びRu/Rhを除いたものを示す。

第 1.3-2 表 インベントリの設定根拠

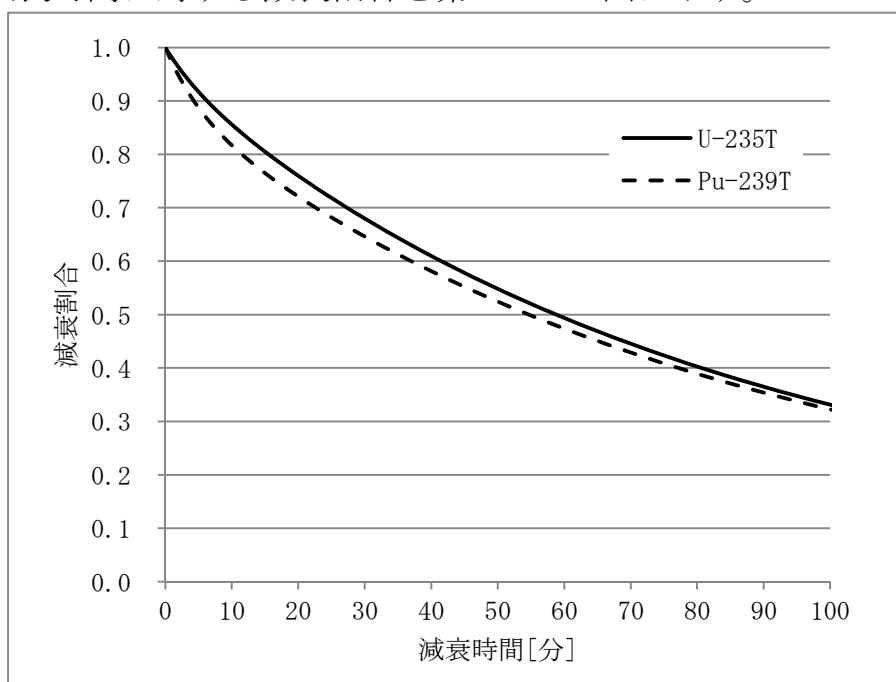
建屋	機器	使用するインベントリ	臨界の想定	根拠
前処理 建屋	溶解槽 A/B	溶解液 (溶解槽内)	動的機器の多重故障を想定	燃料せん断片の溶解不良による臨界事故を想定するため、溶液の放射性物質濃度は平常時よりも低下していることが予想されるが、安全側の評価として溶解槽の通常運転時に想定されるインベントリを用いる。
	エンドピース酸洗浄槽 A/B	溶解液 (溶解槽内)	動的機器の多重故障を想定	せん断機又は溶解槽から未溶解のせん断片が移行することによる臨界事故を想定するため、溶液の濃度は当該機器の平常運転時の濃度よりも上昇している可能性があることから、溶解液のインベントリを使用して放出量を計算する。
	ハル洗浄槽 A/B			
精製建屋	第 5 一時貯留処理槽	硝酸プルトニウム溶液 (24gPu/L)	誤移送を想定	当該機器の移送元の機器 (放射性配管分岐第 1 セル漏えい液受皿 1 又は放射性配管分岐第 1 セル漏えい液受皿 2) に内包される可能性のある溶液のうち、想定される最も高いプルトニウム濃度の溶液として、プルトニウム濃縮缶により濃縮される前のプルトニウム溶液 (最大値 24gPu/L) を設定する。
	第 7 一時貯留処理槽	硝酸プルトニウム溶液 (24gPu/L)	誤移送を想定	当該機器の移送元の機器 (精製建屋 第 1 一時貯留処理槽、第 2 一時貯留処理槽及び第 3 一時貯留処理槽) に内包される可能性のある溶液のうち、想定される最も高いプルトニウム濃度の溶液として、プルトニウム濃縮缶により濃縮される前のプルトニウム溶液 (最大値 24gPu/L) を設定する。

b. 臨界事故で発生する放射性よう素について

臨界事故においては、核分裂に伴う核分裂生成物として放射性よう素が生成され、放射性よう素は高性能粒子フィルタにより除去できない。

しかしながら、放射性よう素の大部分が短半減期であり、臨界事故への対処において実施する貯留設備への貯留対策により、放出される放射エネルギーを低減出来る。

放射性よう素の放射能をガンマ線実効エネルギーを0.5MeVにて合算した場合の減衰時間に対する減衰割合を第 1.3-1 図に示す。



第 1.3-1 図 放射性よう素の時間による減衰

貯留設備の貯留タンクに導入された放射性よう素は、静的に閉じ込めることで、十分な減衰時間を確保する。

また、廃ガス処理システムに残留した放射性よう素については、廃ガス処理システムに設置されているよう素フィルタにより除去できる可能性があるが、よう素フィルタは銀吸着型であり、吸着可能な容量を上回った場合には除去できない可能性がある。

廃ガス処理システムに設置されているよう素フィルタの仕様を第 1.3-3 表に示す。

第 1.3-3 表 廃ガス処理系統に設置されているよう素フィルタの仕様

廃ガス処理系統	よう素フィルタの仕様	設計上の除染係数
せん断処理・溶解廃ガス処理設備	銀系吸着材 2 段/1 系列 3 系列 (1 系列は予備)	250
精製建屋塔槽類廃ガス処理系 (プルトニウム系)	銀系吸着材 1 段/1 系列 1 系列	10

ただし、臨界事故により発生する放射性よう素は、主排気筒から放出された場合において、周辺監視区域境界で、線量告示（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示）の周辺監視区域外の空気中の濃度限度（三月間平均）を下回る。

(2) DR

臨界により機器から気相中に移行する放射性物質の割合（移行率）は、設計基準事故のうち、溶解槽における臨界と同じ値とし、以下のとおりとする。

- ルテニウム 溶液中の保有量及び臨界に伴う生成量の0.1%
- その他 全核分裂数のエネルギーによる蒸発量に相当する溶液体積中の保有量の0.05%

移行率はその定義より、五因子法における  $ARF \times DR$  と同義である。

上記より、臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）評価におけるDRは、ルテニウムについては1とし、その他の放射性物質については、放射性物質の気相中への移行率が、機器内の溶液が核分裂で発生する熱エネルギーにより蒸発することを前提として設定されていることを踏まえ、機器が保有する溶液量に対する蒸発する溶液量の割合とする。

蒸発する溶液は水とし、臨界事故発生時点で既に溶液が沸騰状態にあるものとし、核分裂で発生する熱エネルギーは、全て溶液の蒸発に使用されるものとする。

具体的な蒸発量の計算例は以下のとおりである。

- ・ 1核分裂当たりの放出エネルギー：  $200 \times 10^6$  [eV]
- ・ eVからJへの換算係数：  $1.60218 \times 10^{-19}$  [J/eV]
- ・ 水の蒸発潜熱： 2257 [kJ/kg] (100°Cにおける潜熱を設定)

これより、

$$\text{蒸発量} [\text{m}^3] = \text{全核分裂数} [\text{fissions}] \times 200 \times 10^6 [\text{eV/fission}] \times 1.60218 \times 10^{-19} [\text{J/eV}] / (2257 [\text{kJ/kg}] \times 1000 [\text{kJ/kg}] \times 1000 [\text{kg/m}^3])$$

臨界事故時の全核分裂数[fissions]は  $1.6 \times 10^{18}$  となることから、臨界事故による溶液の蒸発量は  $0.023$  [ $\text{m}^3$ ] となる。

ここで、MARとDRの積は以下の通りに書き直せる。

・ルテニウム

$$\begin{aligned} & \text{MAR} [\text{Bq}] \times \text{DR} [-] \\ &= \text{MAR} [\text{Bq}] \times 1 \\ &= \text{放射性物質濃度} [\text{Bq}/\text{m}^3] \times \text{機器内溶液量} [\text{m}^3] \end{aligned}$$

・その他の放射性物質

$$\begin{aligned} & \text{MAR} [\text{Bq}] \times \text{DR} [-] \\ &= \text{MAR} [\text{Bq}] \times \text{DR} [\text{蒸発量} \div \text{機器内溶液量}] \\ &= \text{放射性物質濃度} [\text{Bq}/\text{m}^3] \times \text{蒸発量} [\text{m}^3] \end{aligned}$$

従って、放射性物質濃度  $[\text{Bq}/\text{m}^3] \times (\text{蒸発量} [\text{m}^3] \text{ 又は機器内溶液量} [\text{m}^3])$  により  $\text{MAR} \times \text{DR}$  を計算した。

### (3) ARF

上記(2)の移行率の設定より、臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）評価におけるARFは、ルテニウムに対しては  $1.0 \times 10^{-3}$ 、その他に対しては  $5.0 \times 10^{-4}$  と設定する。

本設定の根拠については1.6に示す。

### (4) LPF

#### a. 高性能粒子フィルタの除去効率の設定

臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）評価におけるLPFは以下のとおりとする。

貯留タンクでの滞留が完了した後に、廃ガス処理設備を起動することで、機器内の気相中に残留している放射性物質は、せん断処理・溶解廃ガス処理設備又は精製建屋塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）から主排気筒を経由して大気中に放出される。

せん断処理・溶解廃ガス処理設備及び精製建屋塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の高性能粒子フィルタは2段で、1段当たりの放射性エアロゾルの除去効率は99.9%以上であるが、蒸気雰囲気が除去効率を低下させる傾向を有することを考慮して、高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除去効率は、蒸気による劣化を考慮した高性能粒子フィルタの除去効率（1段あたり99%）とし、2段として99.99%とする。

本設定の根拠については1.7に示す。

#### b. 放出経路構造物による除去効率の設定

臨界事故への対処において、廃ガス処理設備の配管の経路を通じて貯留タンクへの貯留を行う場合、廃ガス処理設備の配管曲がり部によるエアロゾルの慣性沈着効果を見込むことができる。

この効果については、除染係数として数桁程度を見込めることが予想されるが、慣性沈着効果による除去効率として除染係数（10）を設定する。

臨界事故において発生するミストの濃度は $100\text{mg}/\text{m}^3$ を超えることから1回の配管曲がり部における除染係数は10以上であることが想定される。

本設定の根拠については1.8に示す。

#### c. 貯留タンクによる低減割合の設定

臨界事故において気相中に移行した放射性物質は、機器に供給される空気及び臨界事故に伴う溶液の沸騰で発生した水蒸気により貯留タンクに導かれ、貯留タンクで静的に閉じ込められるため、LPFにおいてこの効果を見込む。

この効果による低減割合の設定にあたっては、機器に供給される空気と機器内の放射性物質が完全混合状態となると仮定した場合、一定量の放射性物質が貯留タンクに貯留されずに機器内に残留する可能性があることを踏まえて設定する。

具体的には、臨界事故発生時点において溶液が沸騰状態にあり、臨界事故のエネルギーにより水蒸気が発生し、同水蒸気によって機器外に放射性物質が移動した場合において、機器内に残留する放射性物質の割合（臨界事故の発生を想定する機器の中で最大となる割合である30%）を低減割合とする。

本設定の根拠については1.9に示す。

#### d. LPFの設定

a. ～ c. より、臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）評価におけるLPFを、高性能粒子フィルタの除去、放出経路構造物による除去及び貯留タンクによる低減の効果の合計として

$$LPF = (1 - 0.9999) \times \left(\frac{1}{10}\right) \times 0.3 = 3 \times 10^{-6}$$

とする。

## 1.4 環境へのセシウム-137 換算放出量

### (1) セシウム-137 換算係数

放射性物質のセシウム-137 への換算係数は、I A E A - T E C D O C - 1162 に示される、地表沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくにかかる実効線量への換算係数についてセシウム-137 と着目核種との比を用いる。ただし、プルトニウム、アメリシウム及びキュリウムの核種については、化学形態による影響の違いを補正するために、I A E A - T E C D O C - 1162 に記載の吸入摂取換算係数を I C R P P u b . 72 の吸入摂取換算係数で補正するために設定する「吸入核種の化学形態に係る補正係数」を用いて、以下の計算式により算出する。

セシウム-137換算放出量

$$= \sum_i \text{核種 } i \text{ の放出量} \times \text{核種 } i \text{ のセシウム-137換算係数}$$

核種  $i$  のセシウム-137換算係数は以下の方法で算定する。

核種  $i$  のセシウム-137係数

$$= \frac{\text{核種 } i \text{ の } CF_4 \text{ 換算係数}}{\text{セシウム-137の } CF_4 \text{ 換算係数}} \times \text{核種 } i \text{ のセシウム-137換算係数}$$

ここで、主要核種に係る換算例を第1.4-1表に、吸入核種の化学形態に係る補正係数を第1.4-2表に示す。

なお、放射性希ガスに対してはセシウム-137換算係数は設定されていない。



第 1.4-1 表 主要核種に係る換算例<sup>※1</sup>

主要核種	TECDOC の CF <sub>4</sub> 換算係数【A】	TECDOC のCF <sub>4</sub> 換算係数 (C s -137 の値)【B】	吸入核種の化学形 態に係る補正係数 【C】	C s -137 換算係数 <sup>※2</sup> 【D】 = 【A】 / 【B】 × 【C】
	m S v / k B q / m <sup>2</sup>	m S v / k B q / m <sup>2</sup>	—	—
S r -90	2.1 × 10 <sup>-2</sup>	1.3 × 10 <sup>-1</sup>	1.0	0.16
R u -106	4.8 × 10 <sup>-3</sup>	1.3 × 10 <sup>-1</sup>		0.037
C s -134	5.1 × 10 <sup>-2</sup>	1.3 × 10 <sup>-1</sup>		0.39
C s -137	1.3 × 10 <sup>-1</sup>	1.3 × 10 <sup>-1</sup>		1.0
C e -144	1.4 × 10 <sup>-3</sup>	1.3 × 10 <sup>-1</sup>		0.011
E u -154	1.3 × 10 <sup>-1</sup>	1.3 × 10 <sup>-1</sup>		1.0
P u -238	6.6	1.3 × 10 <sup>-1</sup>	0.41	21
P u -239	8.5	1.3 × 10 <sup>-1</sup>	0.42	27
P u -240	8.4	1.3 × 10 <sup>-1</sup>	0.42	27
P u -241	1.9 × 10 <sup>-1</sup>	1.3 × 10 <sup>-1</sup>	0.39	0.56
A m -241	6.7	1.3 × 10 <sup>-1</sup>	0.45	23
C m -242	5.9 × 10 <sup>-2</sup>	1.3 × 10 <sup>-1</sup>	0.88	0.40
C m -244	2.8	1.3 × 10 <sup>-1</sup>	0.47	10

※1：放射平衡核種の子孫核種の寄与は、親核種に含む。

※2：地表沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくに係る実効線量を用いてC s -137 放出量に換算する係数。

第 1.4-2 表 吸入核種の化学形態に係る補正係数

核種	TECDOCの吸入 摂取換算係数 【a】	ICRP Pub.72 の吸入摂取 換算係数（化学形態を考慮） 【b】	吸入核種の化学形態 に係る補正係数 【c】 = 【b】 / 【a】
	$S_v / B_q$	$S_v / B_q$	—
Pu-238	$1.13 \times 10^{-4} \text{※1}$	$4.6 \times 10^{-5}$	0.41
Pu-239	$1.20 \times 10^{-4} \text{※1}$	$5.0 \times 10^{-5}$	0.42
Pu-240	$1.20 \times 10^{-4} \text{※1}$	$5.0 \times 10^{-5}$	0.42
Pu-241	$2.33 \times 10^{-6} \text{※1}$	$9.0 \times 10^{-7}$	0.39
Am-241	$9.33 \times 10^{-5}$	$4.2 \times 10^{-5}$	0.45
Cm-242	$5.93 \times 10^{-6}$	$5.2 \times 10^{-6}$	0.88
Cm-244	$5.73 \times 10^{-5}$	$2.7 \times 10^{-5}$	0.47

※1：化学形態としてキレートを想定。

## 1.5 評価結果

臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（C s -137換算）の計算過程を第1.5-1表から第1.5-5表に、評価結果を第1. - 6表に示す。

第1.1-6表の結果から、放射性物質の放出量は事業指定基準規則第28条で要求されているセシウム-137換算で100T B qを十分下回る。

さらに大気中への放射性物質の放出の推移の（概念図）を第1.5-1図に示す。

第 1.5-1 表 溶解槽における臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量 (Cs-137 換算) の計算過程

・その他核種

核種 Gr.	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
	放射能濃度	蒸発量	ARF	LPF	放出量	Cs 換算係数	Cs137換算放出量
Zr/Nb	3.85E+10	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	1.33E+00	2.41E-02	3.20E-02
Ru/Rh	別途計算 (ルテニウムの移行率の設定が異なるため)						
Cs/Ba	1.94E+15	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	6.70E+04	5.13E-01	3.44E+04
Ce/Pr	4.32E+10	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	1.49E+00	5.35E-03	7.98E-03
Sr/Y	1.41E+15	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	4.87E+04	8.08E-02	3.93E+03
その他FP	9.73E+13	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	3.36E+03	4.87E-01	1.63E+03
Pu (α)	1.50E+15	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	5.18E+04	1.76E+00	9.11E+04
Am/Cm (α)	1.22E+14	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	4.19E+03	1.78E+01	7.47E+04
U (α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	7.35E+00	0.00E+00
Np (α)	2.42E+11	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	8.33E+00	3.41E-01	2.84E+00

・Ru/Rh グループ

溶解槽

核種	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[Bq]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
	放射能濃度	MAR	蒸発量	ARF	LPF	放出量	Cs 換算係数	Cs137換算放出量
RH102	8.07E+08		2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	2.78E-02	0.00E+00	0.00E+00
RU103		7.88E-26		1.00E-03	3.00E-06	2.36E-34	1.15E-02	2.73E-36
RH103M	0.00E+00		2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RU106		9.90E+11		1.00E-03	3.00E-06	2.97E+03	3.69E-02	1.10E+02
RH106	3.30E+11		2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	1.14E+01	0.00E+00	0.00E+00

第 1.5-2 表 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量 (Cs-137 換算) の計算過程

・その他核種

核種 Gr.	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
	放射能濃度	蒸発量	ARF	LPF	放出量	Cs 換算係数	Cs137換算放出量
Zr/Nb	3.85E+10	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	1.33E+00	2.41E-02	3.20E-02
Ru/Rh	別途計算 (ルテニウムの移行率の設定が異なるため)						
Cs/Ba	1.94E+15	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	6.70E+04	5.13E-01	3.44E+04
Ce/Pr	4.32E+10	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	1.49E+00	5.35E-03	7.98E-03
Sr/Y	1.41E+15	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	4.87E+04	8.08E-02	3.93E+03
その他 FP	9.73E+13	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	3.36E+03	4.87E-01	1.63E+03
Pu (α)	1.50E+15	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	5.18E+04	1.76E+00	9.11E+04
Am/Cm (α)	1.22E+14	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	4.19E+03	1.78E+01	7.47E+04
U (α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	7.35E+00	0.00E+00
Np (α)	2.42E+11	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	8.33E+00	3.41E-01	2.84E+00

・Ru/Rh グループ

エンドピース酸洗浄槽

核種	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[Bq]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
	放射能濃度	MAR	蒸発量	ARF	LPF	放出量	Cs 換算係数	Cs137換算放出量
RH102	8.07E+08		2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	2.78E-02	0.00E+00	0.00E+00
RU103		5.52E-26		1.00E-03	3.00E-06	1.65E-34	1.15E-02	1.91E-36
RH103M	0.00E+00		2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RU106		6.93E+11		1.00E-03	3.00E-06	2.08E+03	3.69E-02	7.68E+01
RH106	3.30E+11		2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	1.14E+01	0.00E+00	0.00E+00

第 1.5-3 表 ハル洗浄槽における臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量 (Cs-137 換算) の計算過程

・その他核種

核種 Gr.	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
	放射能濃度	蒸発量	ARF	LPF	放出量	Cs 換算係数	Cs137換算放出量
Zr/Nb	3.85E+10	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	1.33E+00	2.41E-02	3.20E-02
Ru/Rh	別途計算 (ルテニウムの移行率の設定が異なるため)						
Cs/Ba	1.94E+15	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	6.70E+04	5.13E-01	3.44E+04
Ce/Pr	4.32E+10	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	1.49E+00	5.35E-03	7.98E-03
Sr/Y	1.41E+15	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	4.87E+04	8.08E-02	3.93E+03
その他FP	9.73E+13	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	3.36E+03	4.87E-01	1.63E+03
Pu (α)	1.50E+15	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	5.18E+04	1.76E+00	9.11E+04
Am/Cm (α)	1.22E+14	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	4.19E+03	1.78E+01	7.47E+04
U (α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	7.35E+00	0.00E+00
Np (α)	2.42E+11	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	8.33E+00	3.41E-01	2.84E+00

・Ru/Rh グループ

ハル洗浄槽

核種	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[Bq]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
	放射能濃度	MAR	蒸発量	ARF	LPF	放出量	Cs 換算係数	Cs137換算放出量
RH102	8.07E+08		2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	2.78E-02	0.00E+00	0.00E+00
RU103		5.25E-27		1.00E-03	3.00E-06	1.58E-35	1.15E-02	1.82E-37
RH103M	0.00E+00		2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RU106		6.60E+10		1.00E-03	3.00E-06	1.98E+02	3.69E-02	7.31E+00
RH106	3.30E+11		2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	1.14E+01	0.00E+00	0.00E+00

第 1.5-4 表 精製建屋 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量(Cs-137 換算)  
の計算過程

・その他核種

核種 G r .	[Bq/m3]	[m3]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
	放射能濃度	蒸発量	A R F	L P F	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
Zr / N b	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	2.41E-02	0.00E+00
R u / R h	別途計算 (ルテニウムの移行率の設定が異なるため)						
C s / B a	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	5.13E-01	0.00E+00
C e / P r	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	5.35E-03	0.00E+00
S r / Y	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	8.08E-02	0.00E+00
その他 F P	6.49E+07	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	2.24E-03	4.87E-01	1.09E-03
P u (α)	1.49E+16	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	5.16E+05	1.76E+00	9.07E+05
A m / C m (α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	1.78E+01	0.00E+00
U (α)	8.36E+06	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	2.88E-04	7.35E+00	2.12E-03
N p (α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	3.41E-01	0.00E+00

・Ru/Rh グループ

第 5 一時貯留処理槽

	[Bq/m3]	[Bq]	[m3]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
核種	放射能濃度	MAR	蒸発量	A R F	L P F	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
RH102	4.24E+03		2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	1.46E-07	0.00E+00	0.00E+00
RU103		4.28E-31		1.00E-03	3.00E-06	1.28E-39	1.15E-02	1.48E-41
RH103M	0.00E+00		2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RU106		5.38E+06		1.00E-03	3.00E-06	1.61E-02	3.69E-02	5.96E-04
RH106	1.73E+06		2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	5.99E-05	0.00E+00	0.00E+00

第 1.5-5 表 精製建屋 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量(Cs-137 換算)の計算過程

・その他核種

核種 Gr.	[Bq/m3]	[m3]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
	放射能濃度	蒸発量	ARF	LPF	放出量	Cs 換算係数	Cs137換算放出量
Zr/Nb	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	2.41E-02	0.00E+00
Ru/Rh	別途計算 (ルテニウムの移行率の設定が異なるため)						
Cs/Ba	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	5.13E-01	0.00E+00
Ce/Pr	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	5.35E-03	0.00E+00
Sr/Y	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	8.08E-02	0.00E+00
その他 FP	6.49E+07	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	2.24E-03	4.87E-01	1.09E-03
Pu (α)	1.49E+16	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	5.16E+05	1.76E+00	9.07E+05
Am/Cm (α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	1.78E+01	0.00E+00
U (α)	8.36E+06	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	2.88E-04	7.35E+00	2.12E-03
Np (α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	3.41E-01	0.00E+00

・Ru/Rh グループ

第 7 一時貯留処理槽

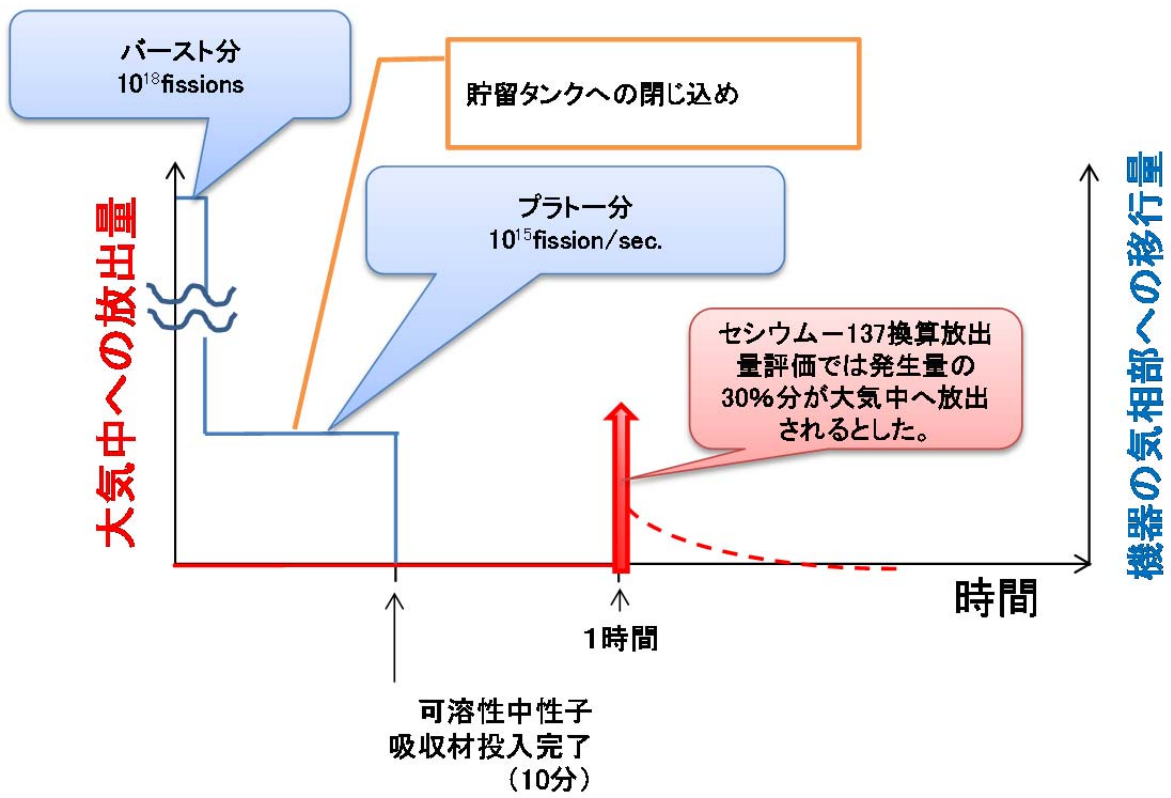
	[Bq/m3]	[Bq]	[m3]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
核種	放射能濃度	MAR	蒸発量	ARF	LPF	放出量	Cs 換算係数	Cs137換算放出量
RH102	4.24E+03	/	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	1.46E-07	0.00E+00	0.00E+00
RU103	/	1.79E-30	/	1.00E-03	3.00E-06	5.38E-39	1.15E-02	6.21E-41
RH103M	0.00E+00	/	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RU106	/	2.26E+07	/	1.00E-03	3.00E-06	6.77E-02	3.69E-02	2.50E-03
RH106	1.73E+06	/	2.30E-02	5.00E-04	3.00E-06	5.99E-05	0.00E+00	0.00E+00



第1.5-6表 臨界事故における大気中への放射性物質の放出量

(C s -137換算)

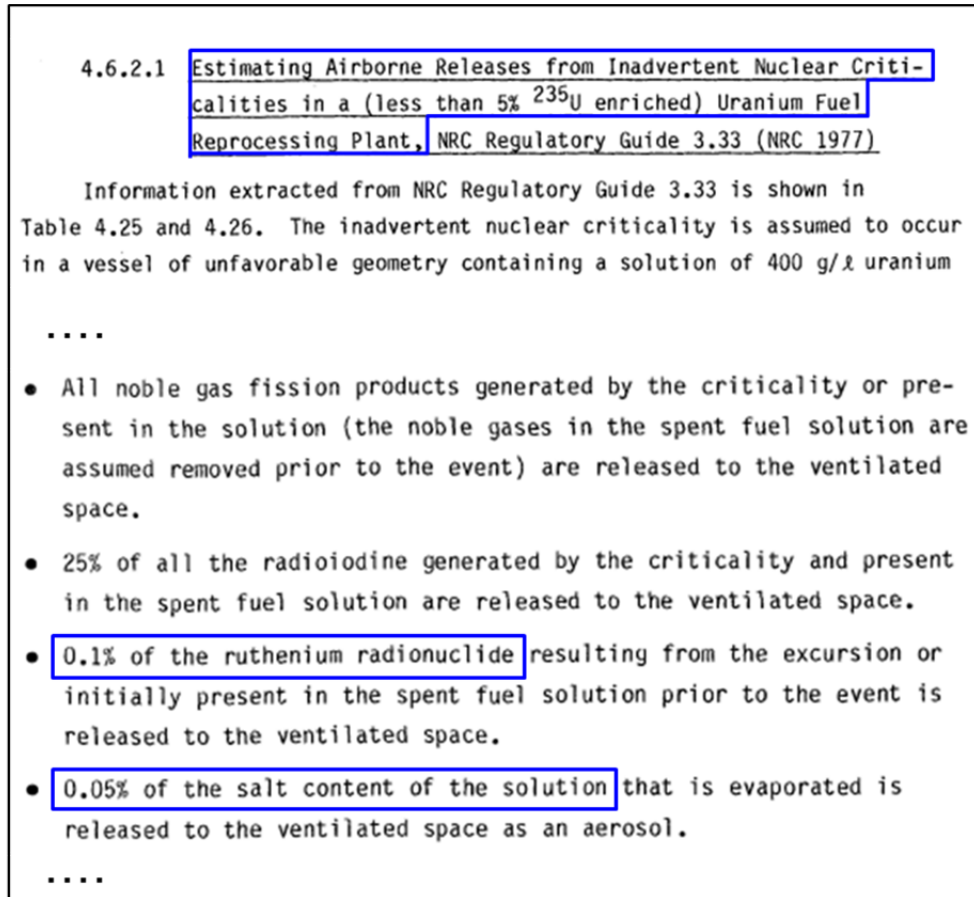
臨界事故の発生を想定する機器	評価対象	放出量(T B q)
溶解槽	C s -137換算値	$2.1 \times 10^{-7}$
エンドピース酸洗浄槽		$2.1 \times 10^{-7}$
ハル洗浄槽		$2.1 \times 10^{-7}$
精製建屋 第5一時貯留処理槽		$9.1 \times 10^{-7}$
精製建屋 第7一時貯留処理槽		$9.1 \times 10^{-7}$



第1.5-1図 臨界事故時の放射性物質の大気中への放出の推移  
(有効性評価条件に基づく評価) (概念図)

## 1.6 DR 及び ARF の設定に係る文献の適用性について

DR 及び ARF は、設計基準事故時の想定と同様に、事故の評価に係る文献 (NUREG-1320)<sup>1)</sup>のうち、臨界事故に関する評価方法に記載されている移行率より設定している (第 1.6-1 図)。



第 1.6-1 図 ウラン燃料再処理施設における移行率の記載部分 (NUREG/-1320<sup>1)</sup> 抜粋)

NUREG-1320 における移行率の適用条件との臨界事故の発生を想定する条件との比較を第 1.6-1 表に示す。文献 (NUREG-1320) にはウラン燃料の再処理施設での臨界事故時の ARF が示されており、当社の再処理施設に適用できると判断した。

第 1.6-1 表 NUREG-1320 の適用条件との臨界事故の発生を想定する条件との比較

項目	文献記載内容	臨界事故の発生を想定する条件	考察
適用施設	ウラン燃料の再処理施設	ウラン燃料の再処理施設	同一条件であり適用可能である。
溶液中に存在する核種	希ガスを除くすべての核分裂生成物及び超ウラン元素を含む	使用済み燃料の燃焼条件に応じて溶液中に含まれる放射性核種	同一条件であり適用可能である。
放出が想定される核種	放射性希ガス, 放射性よう素 放射性 Ru, 非揮発性元素	放射性 Ru 及び非揮発性元素 (希ガス・よう素については Cs-137 換算の対象としていない)	重大事故の条件を包含するため適用可能である。
溶液量	100L 以上の領域に適用	想定する溶液量は最小の機器においても 100L を上回る	適用範囲内であり適用可能である。

#### 参考文献

- 1) J.E. Ayer. et al. Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook. United States Nuclear Regulatory Commission, 1988, NUREG-1320.

## 1.7 ミスト発生によるフィルタの劣化の根拠について

ミスト発生によるフィルタの劣化の影響は文献 NUREG/CR-6410に基づき設定している。

NUREG/CR-6410<sup>1)</sup>には、標準的な高性能粒子フィルタに対して過酷な条件を想定した場合の通過率の変化が示されている。

臨界事故においては、溶液の沸騰に伴う水蒸気により、フィルタが濡れる可能性があることから、NUREG/CR-6410のmoistureに規定されるうち、厳しい条件を与えるWaterspray時の通過率を適用している。

Waterspray時は通過率が10倍（除去効率が1桁低下）となることから、ミスト発生によるフィルタの劣化を考慮した高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除去効率を1段あたり99%と設定した。

### 参考文献

- 1) Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook, NUREG/CR-6410, 1998.

第1.7-1表 高性能粒子フィルタ除去効率の変動 (NUREG/CR-6410<sup>1)</sup> 抜  
 粋)

Table F-6. Range of Experimental Values for Structurally Damaged Standard HEPA Filters (Bergman, et al. 1995a)	
Parameter	Effect on Filter Penetration
Baseline	0.1 percent
HF Corrosion 1,500 ppm-hr.	0.1 percent increase
Temperature	
Increase from 25-200 °C	Decreases penetration from 0.01 to 0.001 percent
200 °C	0.03-0.01 percent
240 °C for 6 hours	0.01 percent
300 °C	0.12-0.01 percent
350 °C	0.4-0.03 percent
500 °C	0.9-0.2 percent
500 °C for 10-45 min.	0.9-0.1 percent
538 °C	1.2-0.5 percent
Moisture	
Up to 100 percent RH	Negligible effect
Water spray loaded to 8 in.	Increase by 10 times

## 1.8 臨界事故において発生するミストの濃度について

Walsh, Schea による蒸発缶の研究<sup>1)</sup>によれば、配管の曲部等において1回の直角衝突を通過した後のミスト濃度は  $10 \text{ mg} / \text{m}^3$  以下となることが報告されている。従って、臨界事故により発生するミストの濃度が  $100 \text{ mg} / \text{m}^3$  以上であれば、1回の曲部における除染係数はDF10以上であると想定される。

ミスト濃度は以下の式で表される。

$$\text{エアロゾル発生速度} \left( \frac{\text{kg}}{\text{h}} \right) = \frac{\text{臨界事故発生から未臨界に至るまでの溶液} \times 2 \text{の移行量}(\text{kg}) \times 1}{\text{臨界継続時間}(\text{h})} \dots (1)$$

$$\text{ミスト濃度}(\text{mg}/\text{m}^3) = \frac{\text{エアロゾル発生速度}(\text{kg}/\text{h})}{\text{蒸気速度}(\text{m}^3/\text{h})} \times 10^6(\text{mg}/\text{m}^3) \dots (2)$$

※1 臨界事故発生から未臨界に至るまでの溶液の移行量 (kg)  
= 溶液の質量(kg) × 放射性物質の気相への移行割合 … (3)

ここで、放射性物質の気相部への移行割合は  $5 \times 10^{-4}$  である。

※2 臨界により蒸発する溶液は水とする。

配管曲部での除染係数の評価においてはエアロゾル発生速度が小さいほうが安全側であるため、バースト期における溶液の蒸発によるミストの発生は無視し、プラト一期での溶液の蒸発によるミストの発生量を計算する。

単位時間当たりの蒸発する溶液の質量を  $\xi$  ( $\text{kg} / \text{h}$ )、溶液の単位質量あたりの体積を  $V_{w1}$  ( $\text{m}^3 / \text{kg}$ )、蒸発による水の体積膨張率を  $\alpha_{aq}$  とすると、

$$\begin{aligned} \text{ミスト濃度}(\text{mg}/\text{m}^3) &= \frac{\xi(\text{kg}/\text{h}) \times \xi}{\xi(\text{kg}/\text{h}) \times V_{w1}(\text{m}^3/\text{kg}) \times \alpha_{aq}} \times 10^6(\text{mg}/\text{m}^3) \\ &= \frac{\xi}{V_{w1}(\text{m}^3/\text{kg}) \times \alpha_{aq}} \times 10^6(\text{mg}/\text{m}^3) \\ &= \frac{5 \times 10^{-4}}{1 \times 10^{-3}(\text{m}^3/\text{kg}) \times (1.7 \times 10^3)} \times 10^6(\text{mg}/\text{m}^3) = 2.9 \times 10^2(\text{mg}/\text{m}^3) \end{aligned}$$

従って、臨界事故によって発生する放射性エアロゾルのミスト濃度は  $100 \text{ mg} / \text{m}^3$  以上であるから、配管曲部における除染係数はDF10を見込むことができる。

参考文献

- 1) “Siting of fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities”, ORNL-4451, 1970



## 1.9 エアロゾルの放出割合の設定根拠

臨界事故が発生した場合、核分裂により放出される熱エネルギーによって溶液の温度が上昇し沸点に至ると、溶液の蒸発により放射性物質が放射性エアロゾルとして気相中に移行する。ここでは臨界により発生したエアロゾルが機器に残存する割合（以下、1.9において「機器内残存率」という。）を評価する。

### 1.9.1 機器の気相部に導入される放射エネルギー

エアロゾルは溶液の沸騰により発生する。時間 $\Delta t$  [h]の間に溶液中から気相部に移行する放射エネルギー（機器の気相部に導入される放射エネルギー） $\Delta A_{in}$  [Bq]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{in} = \varepsilon \times C_l \times v_{vap} \times \Delta t$$

$\varepsilon$  : 気相への移行割合 [1]  
 $C_l$  : 液相中の放射能濃度 [Bq/m<sup>3</sup>]  
 $v_{vap}$  : 単位時間当たりの溶液の蒸発量 [m<sup>3</sup>/h]

なお、沸騰により喪失する水分量はバースト分も含めて約 23L と少量であるため、沸騰による溶液の濃度上昇は考慮しない。

### 1.9.2 機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー

臨界事故が発生した機器の気相部に移行した放射性物質は、機器に供給される気体（空気等）及び蒸発により発生する水蒸気により、機器外に移行する。時間 $\Delta t$  [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー $\Delta A_{ex}$  [Bq]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{ex} = C_g \times (R + q_{vap}) \times \Delta t$$

$C_g$  : 機器の気相部の放射能濃度 [Bq/m<sup>3</sup>]  
 $R$  : 機器に供給される気体の流量 [m<sup>3</sup>/h]  
 $q_{vap}$  : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m<sup>3</sup>/h]

ここで、

$$R = R_0 + R'$$

$R_0$  : 臨界事故発生時から機器に供給される計装用圧縮空気、  
水素掃気用空気等の流量 [m<sup>3</sup>/h]

$R'$  : 臨界事故への対処において実施する水素掃気対策のため追加供給する空気流量 [m<sup>3</sup>/h]

である。

### 1.9.3 気相中の放射能濃度

上記の計算に必要な値のうち、 $C_g$ は時間に応じた連続的な変化を考慮する必要がある。

機器に供給される空気と機器内の放射性物質が完全混合状態となる、すなわち、機器の気相部に導入される放射能は機器の気相部で混合し、均一になると仮定する。

また、溶液の蒸発に伴って気相部の容積が増加するが、その量はバースト分も含めて約 23[L]であり、機器の気相部体積（3 [m<sup>3</sup>]以上）に対して無視できるほど小さいため、沸騰による溶液量の減少に伴う機器の気相部体積の増加は考慮しない。

上記を踏まえると、時間 $\Delta t$  [h]の間の機器の気相部の放射能濃度の変化量 $\Delta C_g$  [Bq/m<sup>3</sup>]は、上記の $\Delta A_{in}$ 及び $\Delta A_{ex}$ を用いて、以下の式で表せる。

$$\Delta C_g = \frac{\Delta A_{in} - \Delta A_{ex}}{V_g} = \frac{\varepsilon \times C_l \times v_{vap} - C_g \times (R + q_{vap})}{V_g} \Delta t$$

$V_g$  : 機器の気相部体積[m<sup>3</sup>]

以上より、溶液中から気相部に移行する放射エネルギー $A_{in}$ 、機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー $A_{ex}$ 及び機器の気相部の放射能濃度 $C_g$ は以下の式により求められる。

$$A_{in}[n] = \sum_i^n \Delta A_{in}[i], \quad A_{ex}[n] = \sum_i^n \Delta A_{ex}[i], \quad C_g[n] = \sum_i^n \Delta C_g[i]$$

なお、バースト期の計算上の取り扱いについては  $v_{vap}$ 、 $q_{vap}$  を下記の

通りに置き換え、 $\Delta t$  を十分小さくとして計算する。

$$v_{vap} \rightarrow \frac{V_{vap, burst}}{\Delta t}, \quad q_{vap} \rightarrow \frac{Q_{vap, burst}}{\Delta t}$$

$V_{vap, burst}$  : バースト期における溶液の蒸発量 [m<sup>3</sup>]

$Q_{vap, burst}$  : バースト期における溶液の蒸発蒸気量 [m<sup>3</sup>]

上式より求めた $A_{ex}$ を $A_{in}$ で除した値( $A_{ex}/A_{in}$ )が機器外への移行割合、この値を1から引いたもの ( $1 - A_{ex}/A_{in}$ ) が、機器内の残留割合 (機器内残存率) となる。

#### 1.9.4 計算結果

本評価に用いた設定値を機器毎に第 1.9-1 表に、その設定根拠を第 1.9-2 表に示す。

臨界事故により発生する熱エネルギーにより溶液が沸騰した場合、溶液中の放射性物質がエアロゾルとして気相中に移行することから、本評価においては、臨界事故が発生した時点で溶液は沸騰状態にあると仮定し、核分裂により溶液へ付与される熱エネルギーは全て溶液の蒸発に使用されると仮定する。また、機器外への放射性物質の押し出し効果として、沸騰に伴って発生する水蒸気量を考慮する。

機器内残存率の計算結果の計算結果を第 1.9-3 表に示す。保守性を見込んだ値として、機器内残存率は全機器一律 30%と設定する。

第 1.9-1 表 機器残存率の計算に使用する設定値

	溶解槽	エンド ピース 酸洗浄 槽	ハル洗 浄槽	第 5 一 時貯留 処理槽	第 7 一 時貯留 処理槽	補足
$\varepsilon$ [1]	5.0E-4	同左	同左	同左	同左	
$v_{vap}$ [m <sup>3</sup> /h]	5.11E-2	同左	同左	同左	同左	
$V_{vap, burst}$ [m <sup>3</sup> ]	1.42 E-2	同左	同左	同左	同左	
$R_0$ [m <sup>3</sup> /h]	0.254	0.2	0.139	0.042	0.381	
$R'$ [m <sup>3</sup> /h]	0	同左	同左	同左	同左	
$q_{vap}$ [m <sup>3</sup> /h]	86.9	同左	同左	同左	同左	※1
$Q_{vap, burst}$ [m <sup>3</sup> ]	24.1	同左	同左	同左	同左	※1
$V_g$ [m <sup>3</sup> ]	6.97	3	7.008	4.2	13	

※1 蒸気量の計算方法は以下のとおり。

- 1核分裂当たりの放出エネルギー： $200 \times 10^6$  [e V]
- e Vから J への換算係数： $1.60218 \times 10^{-19}$  [J / e V]
- 水の蒸発潜熱： $2257$  [k J / k g] (100°Cにおける潜熱を設定)

これより、蒸発蒸気量 [m<sup>3</sup>/h] = 核分裂率 [fissions / s] ×  
 $3600$  [s / h] ×  $200 \times 10^6$  [e V] ×  $1.60218 \times 10^{-19}$  [J / e V] / ( $2257$   
 [k J / k g] ×  $1000$  [k J / J] ×  $1000$  [k g / m<sup>3</sup>])

バースト期の蒸発量は、上記の式で

蒸発蒸気量 [m<sup>3</sup>/h] → 蒸発蒸気量 [m<sup>3</sup>]

核分裂率 [fissions / s] → バースト期の核分裂数 [fissions]

と置き換えて計算する。

第 1.9-2 表 機器内残存率の計算に使用する値の設定およびその根拠

項目	設定	根拠
溶液の沸騰による水蒸気の発生	考慮する	臨界によって発生するエアロゾルは主に溶液の沸騰により生じるため、水蒸気の発生を考慮する。
沸騰開始時間	臨界発生と同時	放出の観点からは、臨界発生と共に沸騰が開始するとすることが安全側の設定になるため。
沸騰終了時間	未臨界移行時間の 10 分とする。	沸騰は臨界による熱エネルギーにより生じるため、未臨界への移行により沸騰が終了するため。
機器に供給される空気量	考慮する	臨界事故時に供給され続ける空気量として設定する。
水素掃気対策として追加される空気量	考慮しない	有効性評価においては、より厳しい評価結果を与えるよう、考慮しない。 なお、本要求は臨界事故時の水素掃気の観点から設定されるものである。
水素発生量	考慮しない	エアロゾルを機器外へ押し出す気体という観点では、水素は供給ガスと同じ役割である。従って、エアロゾルの機器残留率の評価では、水素発生量を見込まないほうがより安全側の評価となる。
気相部容積	溶解槽、ハル洗浄槽及びエンドピース酸洗浄槽	オーバーフロー運転であり液量が変わらないため、運転時に想定される気相部の容積とする
	第 5 一時貯留処理槽及び第 7 一時貯留処理槽	誤移送時の液量が定まらず、また気相部容積が大きいほうが安全側の結果を与えるため、機器の全容積とする

第 1.9-3 表 機器内残存率の計算結果

機器名	機器内残存率[%] (計算結果)	機器内残存率[%] (有効性評価設定値)
溶解槽	17	30
エンドピース酸洗浄槽	8	
ハル洗浄槽	18	
第 5 一時貯留処理槽	11	
第 7 一時貯留処理槽	29	

## 2. 臨界事故において外部に放出される可能性のある放射性希ガス及び放射性よう素の大気中への放出割合の評価方法と評価に用いたパラメータについて

異常な水準の放出防止対策の有効性評価の一つとして、一般公衆への被ばく影響が大きい放射性希ガス及び放射性よう素の放出量について、放出量の低減効果を評価している。ここでは、同評価の内容について取りまとめる。

### 2.1 評価対象の放射性物質

評価対象とする放射性物質は、臨界事故における一般公衆の放射線被ばく影響の大きさの観点から放射性希ガス・よう素（以下、「放射性希ガス等」という。）を対象とする。放射性希ガス等の内訳を第 2.1-1 表に示す。

本表に記載の核種は、設計基準事故において想定している溶解槽における臨界事故時の線量評価として想定している核種と同一とした。

溶解槽、エンドピース酸洗浄槽、及びハル洗浄槽（以下、「溶解槽等」という。）（以下、2.において「溶解槽等」という）における臨界事故では、核分裂による放射性希ガス等の生成量は、核分裂を起こす核燃料物質がウラン及びプルトニウムであることから、放射性希ガス等の発生量の多いウラン-235の核分裂収率に核分裂率を乗じた値を使用する。

精製建屋 第5一時貯留処理槽及び精製建屋 第7一時貯留処理槽（以下、2.において「第5一時貯留処理槽等」という）における臨界事故では、臨界で核分裂を起こす核燃料物質がプルトニウムであることから、プルトニウム-239の核分裂収率に核分裂率を乗じた値を使用する。



第 2.1-1 表 臨界事故時に発生する放射性希ガス等の生成に係る諸定数

核種	収率(%)		半減期	崩壊定数 ( $s^{-1}$ )	(X + $\gamma$ ) 線 実効エネルギー E (MeV/dis)	気相移行 割合
	U-235	Pu-239				
Kr-83m	0.53	0.29	1.83 h	1.050E-04	2.500E-03	1
Kr-85m	1.31	0.55	4.48 h	4.300E-05	1.590E-01	1
Kr-85	0.29	0.13	10.73 y	2.050E-09	2.200E-03	1
Kr-87	2.54	0.95	76.3 m	1.510E-04	7.930E-01	1
Kr-88	3.58	1.32	2.8 h	6.880E-05	1.950E+00	1
Kr-89	4.68	1.46	3.18 m	3.630E-03	2.067E+00	1
Xe-131m	0.04	0.05	11.9 d	6.740E-07	2.000E-02	1
Xe-133m	0.19	0.23	2.25 d	3.570E-06	4.200E-02	1
Xe-133	6.77	6.97	5.29 d	1.520E-06	4.500E-02	1
Xe-135m	1.06	1.56	15.65 m	7.380E-04	4.320E-01	1
Xe-135	6.63	7.47	9.083 h	2.120E-05	2.500E-01	1
Xe-137	6.13	6.24	3.83 m	3.020E-03	1.810E-01	1
Xe-138	6.28	4.89	14.17 m	8.150E-04	1.183E+00	1
I-129	0.66	1.51	15700000 y	1.400E-15	2.400E-02	0.25
I-131	2.84	3.74	8.06 d	9.950E-07	3.810E-01	0.25
I-132	4.21	5.27	2.28 h	8.450E-05	2.253E+00	0.25
I-133	6.77	6.93	20.8 h	9.260E-06	6.080E-01	0.25
I-134m	0.43	0.96	3.7 m	3.120E-03	2.280E-01	0.25
I-134	7.61	7.29	52.6 m	2.200E-04	2.750E+00	0.25
I-135	6.41	6.31	6.61 h	2.910E-05	1.645E+00	0.25

## 2.2 機器の気相部に導入される放射エネルギー

放射性希ガス等は臨界の核分裂により発生する。時間 $\Delta t$  [h]の間に溶液中から気相部に移行する放射エネルギー（機器の気相部に導入される放射エネルギー） $\Delta A_{in}$  [Bq]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{in} = f \times \chi \times 3600 \times \Delta t$$

$f$  : 単位時間当たりの核分裂数 [fissions/s]

$\chi$  : 1核分裂当たり希ガスの発生量（ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値） [Bq/fission] であり、以下の式で表される。

$$\chi = \sum_i Y_i \times \lambda_i \times \frac{E_i}{0.5} \times \varepsilon_i$$

$Y_i$  : 核種  $i$  の核分裂収率 [1/fission]

$\lambda_i$  : 核種  $i$  の崩壊定数 [1/s]

$E_i$  : 核種  $i$  の (X +  $\gamma$ ) 線実効エネルギー [MeV/dis]

$\varepsilon_i$  : 核種  $i$  の気相移行割合 [1] であり、設計基準事故のうち、溶解槽における臨界と同じ値とし、具体的には

$$\varepsilon_i = \begin{cases} 1 & (\text{希ガス}) \\ 0.25 & (\text{よう素}) \end{cases} \quad \text{とする。}$$

上式より

$$\chi = \begin{cases} 9.5\text{E} - 4 & (\text{溶解槽等における臨界事故}) \\ 4.3\text{E} - 4 & (\text{第5一時貯留処理槽等における臨界事故}) \end{cases}$$

[Bq / fission]となる。

### 2.3 機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー

臨界事故が発生した機器の気相部に移行した放射性物質は、機器に供給される気体（空気等）及び蒸発により発生する水蒸気により、機器外に移行する。時間 $\Delta t$  [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー $\Delta A_{ex}$  [Bq]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{ex} = C_g \times (R + q_{vap}) \times \Delta t$$

$C_g$  : 機器の気相部の放射能濃度 [Bq/m<sup>3</sup>]

$R$  : 機器に供給される気体の流量 [m<sup>3</sup>/h]

$q_{vap}$  : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m<sup>3</sup>/h]

ここで、

$$R = R_0 + R'$$

$R_0$  : 臨界事故発生時から機器に供給される計装用圧縮空気、水素掃気用空気等の流量 [m<sup>3</sup>/h]

$R'$  : 臨界事故への対処において実施する水素掃気対策のため追加供給する空気流量 [m<sup>3</sup>/h]

である。

## 2.4 気相中の放射能濃度

上記の計算に必要な値のうち、 $C_g$ は時間に応じた連続的な変化を考慮する必要がある。

機器に供給される空気と機器内の放射性物質が完全混合状態となる、すなわち、機器の気相部に導入される放射能は機器の気相部で混合し、均一になると仮定する。

また、溶液の蒸発に伴って気相部の容積が増加するが、その量はバースト分も含めて約 23[L]であり、機器の気相部体積（3 [m<sup>3</sup>]以上）に対して無視できるほど小さいため、沸騰による溶液量の減少に伴う機器の気相部体積の増加は考慮しない。

上記を踏まえると、時間 $\Delta t$  [h]の間の機器の気相部の放射能濃度の変化量 $\Delta C_g$  [Bq/m<sup>3</sup>]は、上記の $\Delta A_{in}$ 及び $\Delta A_{ex}$ を用いて、以下の式で表せる。

$$\Delta C_g = \frac{\Delta A_{in} - \Delta A_{ex}}{V_g} = \frac{f \times \chi \times 3600 - C_g \times (R + q_{vap})}{V_g} \Delta t$$

$V_g$  : 機器の気相部体積[m<sup>3</sup>]

以上より、溶液中から気相部に移行する放射エネルギー $A_{in}$ 、機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー $A_{ex}$ 及び機器の気相部の放射能濃度 $C_g$ は以下の式により求められる。

$$A_{in}[n] = \sum_i^n \Delta A_{in}[i], \quad A_{ex}[n] = \sum_i^n \Delta A_{ex}[i], \quad C_g[n] = \sum_i^n \Delta C_g[i]$$

上式より求めた $A_{ex}$ を $A_{in}$ で除した値（ $A_{ex}/A_{in}$ ）が機器外への移行割合、この値を1から引いたもの（ $1 - A_{ex}/A_{in}$ ）が、機器内の残留割合（機器内残存率）となる。

## 2.5 放射性希ガス及び放射性よう素の時間減衰

放射性希ガス及び放射性よう素の時間減衰の放出量及び放出割合の評価においては、放射性物質の時間減衰を考慮する。可溶性中性子吸収材供給完了から放射性希ガス等が機器外へ移行するまでの時間を減衰時間とする。

上記より、単位時間あたりの大気中への放出量 $\Delta A'_{ex}$  [Bq]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A'_{ex}[n] = \delta[n] \times D[n] \times \Delta A_{ex}[n]$$

$$\delta[n] = \begin{cases} 0 & \text{(廃ガス処理設備の再起動まで)} \\ 1 & \text{(廃ガス処理設備の再起動後)} \end{cases}$$

ここで D は減衰を見込まない場合の放射能に対する減衰を見込む場合の放射能の比率（以下、「減衰率」という。）であり、以下の通りである。

$$D[n] = \frac{\sum_j Y_j \times \lambda_j \times \frac{E_j}{0.5} \times \varepsilon_j \times \exp(-\lambda_j \times (n \times \Delta t - T_{Gd}))}{\sum_i Y_i \times \lambda_i \times \frac{E_i}{0.5} \times \varepsilon_i}$$

$T_{Gd}$  : 中性子吸収材供給完了時間 [h]  
 (  $n \times \Delta t \leq T_{Gd}$  の場合  $D[n] = 1$  )

以上より、減衰を考慮した大気中への放出量 $A'_{ex}$ は以下の式により求められる。

$$A'_{ex}[n] = \sum_i^n \Delta A'_{ex}[i]$$

上式より求めた $A'_{ex}$ を $A_{in}$ で除した値( $A'_{ex}/A_{in}$ )が大気中への放出割合（減衰考慮）となる。

減衰を考慮しない場合の機器内残存率( $1 - A_{ex}/A_{in}$ )に減衰率を乗じた $D \times (1 - A_{ex}/A_{in})$ が機器内の残留割合（減衰考慮）となる。

なお、バースト期の計算上の取り扱いについては  $f$ ,  $q_{vap}$  を下記の通りに置き換え、 $\Delta t$  を十分小さくとして計算する。

$$f \rightarrow \frac{F_{burst}}{\Delta t}, \quad q_{vap} \rightarrow \frac{Q_{vap, burst}}{\Delta t}$$

$F_{burst}$  : バースト期の核分裂数 [fissions]

$Q_{vap, burst}$  : バースト期における溶液の蒸発蒸気量 [ $m^3$ ]

本評価に用いた設定値を機器毎に第 2.5-1 表に、その設定根拠を第 2.5-2 表に示す。

- ・水素掃気対策として機器へ供給する空気流量について  
水素掃気対策として機器へ供給する空気流量を考慮する。
  - ①臨界事故発生後 40 分から 60 分までの追加空気流量は、機器内の水素濃度を 1 時間で可燃限界濃度（4 v o 1 %）以下に維持するためとするための追加流量とする。本設定の根拠は 3. に示す。
  - ②臨界事故を想定する 8 機器において、機器内の溶液の放射性物質由来の水素発生量と水素掃気流量の水素濃度 4 v o 1 % 平衡値は 1 [ $m^3/h$ ] を下回る。従って、臨界事故発生から 1 時間後以降は、追加空気流量を 1 [ $m^3/h$ ] として機器へ供給し続けるとする。

第 2.5-1 表 放出割合の計算に使用する設定値

	溶解槽	エンド ピース 酸洗浄 槽	ハル洗 浄槽	第 5 一 時貯留 処理槽	第 7 一 時貯留 処理槽	補足
$f$ [fissions / s]	1E+15	同左	同左	同左	同左	
$F_{burst}$ [fissions]	1E+18	同左	同左	同左	同左	
$R_0$ [m <sup>3</sup> /h]	0.254	0.2	0.139	0.042	0.381	
$R'$ [m <sup>3</sup> /h]	6 及び 20	同左	同左	同左	同左	臨界事故 発生の発 生を起点 として 40 分から開 始し, 60 分まで継 続
	1	同左	同左	同左	同左	臨界事故 発生の発 生を起点 として 60 分以降
$q_{vap}$ [m <sup>3</sup> /h]	0	同左	同左	同左	同左	考慮しな い。
$Q_{vap, burst}$ [m <sup>3</sup> ]	0	同左	同左	同左	同左	同上
$V_g$ [m <sup>3</sup> ]	6.97	3	7.008	4.2	13	

第 2.5-2 表 放出割合の計算に使用する値の設定およびその設定根拠

項目	設定値	設定根拠
プラト一期の核分裂率 (基準)	1E+15 fissions/s	過去の事故より設定
バースト期の核分裂数	1E+18 fissions	同上
核分裂収率	溶解槽等： U-235 の核分裂収率 第 5 一時貯留処理槽 等： Pu-239 の核分裂収率	機器ごとに、核分裂を 起こす核燃料物質の違いを踏まえ設定。
希ガスの発生時間	臨界事故発生～未臨界 移行時間の 10 分間	未臨界への移行により 希ガスの発生が終了す る。
空気供給開始時間	臨界事故の発生を起点 として 40 分後	現場移動，ホース敷設 の時間を考慮して設定
廃ガス処理設備の再起 動を行う時間	臨界事故の発生を起点 として 60 分	左記時点より，主排気 筒から大気中への放出 が開始する。
沸騰による蒸発蒸気量	考慮しない※	より厳しい評価結果を 与えるよう，沸騰を考 慮しない。
気相部容積	溶解槽，ハル洗浄槽及 びエンドピース酸洗浄 槽	オーバーフロー運転で あり液量が変わらない ため，運転時に想定さ れる気相部の容積とす る
	第 5 一時貯留処理槽及 び第 7 一時貯留処理槽	誤移送時の液量が定ま らず，また気相部容積 が大きいほうが安全側 の結果を与えるため， 機器の全容積とする



項目	設定値	設定根拠
水素掃気対策として機器へ供給する空気流量	<p>臨界事故発生の発生を起点として 40 分から開始し、60 分まで継続するとし、 6 m<sup>3</sup>/h 及び 20 m<sup>3</sup>/h</p>	<p>水素掃気用の追加空気流量を考慮する。 基準とする条件における水素掃気の必要空気流量 6 m<sup>3</sup>/h、並びに<u>実力を考慮した供給空気流量 20 m<sup>3</sup>/h</u> の場合を評価する。</p>
	<p>臨界事故発生の発生を起点として 60 分以降 1 m<sup>3</sup>/h</p>	<p>臨界事故を想定する機器において、水素掃気流量の水素濃度 4vol% 平衡値は 1 m<sup>3</sup>/h を下回る。廃ガス処理設備の再起動後も追加水素掃気として 1 m<sup>3</sup>/h を供給し続けたとする。</p>
希ガス減衰時間	<p>臨界発生から 10 分～機器の気相部外へ排出されるまで</p>	<p>中性子吸収材供給完了 (10 分) から機器の気相部外へ排出されるまでの時間を減衰時間として見込む。</p>

※ 沸騰について

未臨界への移行により溶液の沸騰は終了すると仮定する。(臨界事故の発生を想定する機器であって、臨界発生以前から既に沸騰状態にある機器は存在せず、また臨界事故の拡大防止対策として工程を停止するため。)

沸騰により発生した蒸気は機器気相部の放射性物質を機器外へ押し出す効果があるが、廃ガス処理設備の再起動は未臨界への移行後に行う

ため、沸騰により機器外へ押し出された放射性物質は貯留タンクに貯留される。そのため本評価の観点からは、溶液の沸騰を考慮しない方がより厳しい評価結果を与える。

誤移送を起因として臨界が発生する精製建屋 第5一時貯留処理槽及び第7一時貯留処理槽は機器毎に誤移送時の液量が定まらないことから、より厳しい評価結果を与えるよう、溶液の沸騰を考慮しない。

一方、溶解槽、エンドピース酸洗浄槽、及びハル洗浄槽はオーバーフロー運転であり、臨界事故時の機器内溶液量が定められるが、より厳しい評価結果を与えるよう、精製建屋 第5一時貯留処理槽及び第7一時貯留処理槽と同じく溶液の沸騰を考慮しない。

## 2.6 計算結果

臨界事故発生から6時間経過時点の放出割合の計算結果の計算結果を第2.6-1表及び第2.6-2表に示す。

機器から大気中へ放出される放射性希ガス等の割合(①)及び臨界事故発生から6時間経過時点の放射性希ガス等の機器内残存率の割合(④)の和は1%程度となる。すなわち、異常な水準の放出防止対策により、放射性希ガス等の大気中への放出割合を1%程度に低減される。

第 2.6-1 表 臨界事故発生から 6 時間経過時点の放出割合の計算結果  
(水素掃気対策のため追加供給する空気流量 6 m<sup>3</sup>/h の場合)

		溶解槽	エンドピース酸 洗浄槽	ハル洗浄槽	第 5 一時貯留処 理槽	第 7 一時貯留処 理槽	
①	大気中への放出 割合(減衰考慮) ( $A'_{ex}/A_{in}$ )	1.1	1.3	1.1	1.2	0.84	%
②	希ガス等の機器 内残存率(減衰 なし) ( $1 - A_{ex}/A_{in}$ )	30	6.6	33	18	49	%
③	6 時間経過時点 の減衰率(D)	$5.3 \times 10^{-3}$	$5.3 \times 10^{-3}$	$5.3 \times 10^{-3}$	$8.3 \times 10^{-3}$	$8.3 \times 10^{-3}$	-
④	放射性希ガス等 の機器内残存率 (減衰考慮) (=②×③) $D \times (1 - A_{ex}/A_{in})$	0.16	0.035	0.18	0.15	0.41	%
臨界事故により生成する放射性希ガス等の放出割合 (①+④)							
		1.3	1.3	1.3	1.4	1.3	%

第 2.6-2 表 臨界事故発生から 6 時間経過時点の放出割合の計算結果  
(水素掃気対策のため追加供給する空気流量 20m<sup>3</sup>/h の場合)

		溶解槽	エンドピース酸 洗浄槽	ハル洗浄槽	第 5 一時貯留処 理槽	第 7 一時貯留処 理槽	
①	大気中への放出 割合(減衰考慮) ( $A'_{ex}/A_{in}$ )	0.57	0.27	0.54	0.40	0.59	%
②	希ガス等の機器 内残存率(減衰 なし) ( $1 - A_{ex}/A_{in}$ )	16	1.4	17	5.9	35	%
③	6 時間経過時点 の減衰率(D)	$5.3 \times 10^{-3}$	$5.3 \times 10^{-3}$	$5.3 \times 10^{-3}$	$8.3 \times 10^{-3}$	$8.3 \times 10^{-3}$	-
④	放射性希ガス等 の機器内残存率 (減衰考慮) (=②×③) $D \times (1 - A_{ex}/A_{in})$	0.080	0.0074	0.089	0.049	0.29	%
臨界事故により生成する放射性希ガス等の放出割合 (①+④)							
		0.65	0.28	0.63	0.45	0.87	%

## 2.7 核分裂収率の妥当性について

### 2.7.1 出典の説明

2.1 で示した核分裂収率は、出典 1 から引用している。

出典 1 には、核分裂により生成する放射性核種に対し、核分裂に寄与する核燃料物質及び中性子の種別に応じて、核分裂収率が収載されている。(表 2.7-1 表)

また、核分裂収率については、独立収率(Independent Yield)と積算収率(Cumulative yield)がそれぞれ報告されている。

さらに、核分裂収率は実験又は計算により求められており、それらの結果を統計的な処理により統合し、推奨値が報告されている。臨界事故の有効性評価で用いる核分裂収率は、すべて推奨値を用いる。

表 2.7-1 収載されている収率の例

核燃料物質	中性子の種別	文献 1 での表記
ウラン-235	熱中性子	U235T
ウラン-235	核分裂スペクトル	U235F
プルトニウム-239	熱中性子	PU239T
プルトニウム-239	核分裂スペクトル	PU239F

### 2.7.2 核分裂収率の違いについて

核分裂収率には、独立収率と累積収率があり、核分裂により生成した放射性核種のみが含まれる独立収率に比べ、親核種の崩壊により生成する寄与も含まれている累積収率は、大きくなる。

臨界事故対策の有効性評価の対象としている放射性希ガス等のうち、ガンマ線実効エネルギーを 0.5MeV とした場合の、気相に移行する全放射能に対する寄与を見ると、U-235 かつ熱中性子による臨界において、臨界継続時間 10 分時点における支配的な核種の方が、Kr-89 (全移行量の約 40%) と Xe-138 (全移行量の約 40%) である。

また、Pu-239 かつ熱中性子による臨界において、臨界継続時間 10 分時点における支配的な核種は、Kr-89 (全移行量の約 20%)、Xe-138 (全移行量の約 50%) 及び I-134 (全移行量の約 20%) である。

これらの核種の核分裂収率等を表 2.7-2 表に示す。

表 2.7-2 放出放射能において支配的となる核種の核分裂収率

核種	U-235T		Pu-239T	
	RI [%]	RC [%]	RI [%]	RC [%]
Kr-89	2.7	4.7	1.2	1.5
Xe-138	4.7	6.3	4.1	4.9
I-134	0.4	7.6	2.1	7.3

RI: 推奨独立収率(Recommended Independent yields)

RC: 推奨積算収率(Recommended Cumulative yields)

### 2.7.3 評価で用いる核分裂収率について

臨界事故の起因との関連で、臨界事故対策の有効性評価では2種類の核分裂収率を使い分ける。具体的には、表 2.7-3 に示す。

表 2.7-3 臨界事故対策の有効性評価で用いる核分裂収率

臨界事故の発生を想定する機器	核分裂に支配的となる核燃料物質	核分裂に支配的となる中性子の種別	設定の根拠
溶解槽	ウ ラ ン -235	熱中性子	臨界事故の発生の起因が、燃料の溶解不良又は過剰な燃料せん断片の供給によるものであり、使用済燃料中のウラン-235 が支配的になって臨界が発生していると考えられ、また、ウラン-235 における核分裂収率とプルトニウム-239 の核分裂収率を比較すると、ウラン-235 を用いた方が放射性希ガスの収率が大きいいため、同値を用いる。
エンドピース酸洗浄槽			
ハル洗浄槽			
第 5 一時貯留処理槽	プルトニウム-239		臨界事故の発生の起因が、精製建屋一時貯留処理設備において貯留した硝酸プルトニウム溶液の誤移送であるため、プルトニウム-239 における核分裂収率を用いる。
第 7 一時貯留処理槽			

#### 2.7.4 核分裂収率の妥当性

核分裂による放射性希ガス等の生成量の計算においては、核分裂により直接生成される放射能に加え、親核種の崩壊を経て生成される放射能が考慮されている累積収率を用いていることから、妥当である。

#### 2.7.5 出典

- 1) MEEK, M. E. and RIDER, B. F. : Compilation of Fission Product Yields , Vallecitos Nuclear Center, NEDO-12154-1(1974)



### 3. 臨界事故への対処において実施する放射線分解水素の掃気対策で供給する空気流量の評価方法と評価に用いたパラメータについて

核分裂により発生する放射線分解水素及び溶液から発生する放射線分解水素の掃気対策として、臨界事故が発生した機器内の水素を掃気するため、圧縮空気供給設備の一般圧縮空気系から臨界事故が発生した機器に空気を供給する。

ここでは、機器内の水素濃度を可燃限界濃度（4 v o 1 %）以下に低減するために必要な空気量を計算する。

#### 3.1 機器の気相部に導入される水素発生量

水素は溶液の放射線分解により発生する。時間 $\Delta t$  [h]の間に溶液中から気相部に移行する放射線分解水素（機器の気相部に導入される水素量） $\Delta A_{in}$  [m<sup>3</sup>]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{in} = (v_{H_2,crit} + v_{H_2,sol}) \times 3600 \times \Delta t$$

$v_{H_2,crit}$  : 単位時間当たりの臨界による水素発生量[m<sup>3</sup>/s]  
 $v_{H_2,sol}$  : 単位時間あたりの溶液由来の水素発生量[m<sup>3</sup>/s]

ここで、 $v_{H_2,crit}$ は1核分裂当たりの発生エネルギーを200[MeV/fissions]、単位時間当たりの核分裂数を $f$  [fissions/s]、水素1 mol 当たりの体積を22.4[L/mol]として、以下の式で表せる。

$$v_{H_2,crit} = \frac{f \times 200 \left[ \frac{MeV}{fissions} \right] \times 10^6 \times G \text{ 値} \left[ \frac{molecules}{100eV} \right] \times 22.4 \left[ \frac{L}{mol} \right]}{100 \times 6.02 \times 10^{23} \left[ \frac{molecules}{mol} \right] \times 1000}$$

臨界による水素発生のG値は1.8を採用する。(G値の根拠は補足説明資料-8参照)

#### 3.2 機器の気相部から機器外へ移行する水素量

臨界事故が発生した機器に供給される気体の流量と同じ体積中に含まれる水素が機器外へ移行すると考えると、時間 $\Delta t$  [h]の間に機器の気相から機器外へ移行する水素量 $\Delta A_{ex}$  [m<sup>3</sup>]は、以下の式で表せる

$$\Delta A_{ex} = C_g \times (R + q_{vap}) \times \Delta t$$

$C_g$  : 機器内水素濃度 [1]

$R$  : 機器に供給される気体の流量 [m<sup>3</sup>/h]

$q_{vap}$  : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m<sup>3</sup>/h]

ここで,

$$R = R_0 + R'$$

$R_0$  : 臨界事故発生時から機器に供給される計装用圧縮空気, 水素掃気用空気等の流量 [m<sup>3</sup>/h]

$R'$  : 臨界事故への対処において実施する水素掃気対策のため追加供給する空気流量 [m<sup>3</sup>/h]

である。

### 3.3 機器内水素濃度

機器に供給される空気と機器内の水素が完全混合状態となる, すなわち, 機器の気相部に導入される水素は機器の気相部で混合し, 均一になると仮定する。

また, 溶液の蒸発に伴って気相部の容積が増加するが, その量はバースト分も含めて約 23[L]であり, 機器の気相部体積 (3 [m<sup>3</sup>]以上) に対して無視できるほど小さいため, 沸騰による溶液量の減少に伴う機器の気相部体積の増加は考慮しない。

上記を踏まえると, 時間 $\Delta t$  [h]の間の機器内水素濃度の変化量 $\Delta C_g$  は, 上記の $\Delta A_{in}$ 及び $\Delta A_{ex}$ を用いて, 以下の式で表せる。

$$\begin{aligned} \Delta C_g &= \frac{\Delta A_{in} - \Delta A_{ex}}{V_g} \\ &= \frac{(v_{H_2, crit} + v_{H_2, sol}) \times 3600 - C_g \times (R + q_{vap})}{V_g} \Delta t \end{aligned}$$

$V_g$  : 機器の気相部体積 [m<sup>3</sup>]

以上より, 機器内水素濃度 $C_g$  は以下の式より求められる。

$$C_g[n] = \sum_i^n \Delta C_g[i]$$

なお、バースト期の計算上の取り扱いについては  $v_{vap}$ 、 $q_{vap}$  を下記の通りに置き換え、 $\Delta t$  を十分小さくとして計算する。

$$v_{H_2} \rightarrow \frac{V_{H_2, burst}}{\Delta t}, \quad q_{vap} \rightarrow \frac{Q_{vap, burst}}{\Delta t}$$

$V_{H_2, burst}$  : バースト期における水素発生量 [m<sup>3</sup>]

$Q_{vap, burst}$  : バースト期における溶液の蒸発蒸気量 [m<sup>3</sup>]

$V_{H_2, burst}$  は  $f$  を下記の通りに置き換えることにより、計算する。

$$f \rightarrow \frac{F_{burst}}{\Delta t}$$

$F_{burst}$  : バースト期の核分裂数 [fissions]

上記より、廃ガス処理設備 再起動を行う時間の目安である臨界事故発生から 1 時間時点において、機器内水素濃度  $C_g$  が可燃限界濃度（4 v o 1 %）を下回るための追加供給空気必要量  $R'$  を計算した。

本評価に用いた設定値を機器毎に第 3.3-1 表に、その設定根拠を第 3.3-2 表に示す。

第 3.3-1 表 水素掃気用の追加供給空気必要量の計算に使用する設定値

	溶解槽	エンド ピース 酸洗浄 槽	ハル洗 浄槽	第 5 一 時貯留 処理槽	第 7 一 時貯留 処理槽	補足
$f$ [fissions / s]	1E+15 及び 1E+16	同左	同左	同左	同左	
$F_{burst}$ [fissions]	1E+18 及び 1.1E+17	同左	同左	同左	同左	
$v_{H_2, sol} \times 3600$ [m <sup>3</sup> /h]	2.65E-2	1.86E-2	1.77E-3	7.60E-4	1.60E-2	
$R_0$ [m <sup>3</sup> /h]	0.254	0.2	0.139	0.042	0.381	
$R'$ [m <sup>3</sup> /h]	パラメ ータ	同左	同左	同左	同左	臨界発生 から 40 分以降か ら考慮す る。
$q_{vap}$ [m <sup>3</sup> /h]	0	同左	同左	同左	同左	
$Q_{vap, burst}$ [m <sup>3</sup> ]	0	同左	同左	同左	同左	
$V_g$ [m <sup>3</sup> ]	6.97	3	7.008	3.6	3.8	

第 3.3-2 表 水素掃気用の追加供給空気必要量の計算に使用する値の設定およびその根拠

項目	設定値	設定根拠
プラト一期の核分裂率	1E+15 fissions/s ただし、不確実性考慮時には 1E+16 fissions/s	過去の事故より設定
バースト期の核分裂数	1E+18 fissions ただし、不確実性考慮時には 1.1E+17 fissions	同上
水素発生量（溶液由来）	機器毎に設定	臨界事故発生時の溶液の性状を考慮して設定。
水素の発生時間	臨界事故発生～未臨界移行時間の 10 分間 ただし、不確実性考慮時には臨界事故発生～5 分間	未臨界への移行により水素の発生が終了する。 不確実性考慮時には、現実的な未臨界移行時間を考慮して設定。
機器に供給される空気量	機器毎に設定	臨界発生時点から吹き込まれている計装用圧縮空気及び水素掃気用空気等
空気供給開始時間	臨界事故の発生を起点として 40 分後	現場移動, ホース敷設の時間を考慮して設定
沸騰による蒸発蒸気量※	考慮しない	より厳しい評価結果を与えるよう, 沸騰を考慮しない。
気相部容積	溶解槽, ハル洗浄槽及びエンドピース酸洗浄槽	オーバーフロー運転であり液量に変化しないため, 運転時に想定される気相部の容積とする
	第 5 一時貯留処理槽及び第 7 一時貯留処理槽	運転実績から想定される機器内溶液の Pu 溶液の濃度, 及び誤移送時の最大溶液量から設定。

※ 未臨界への移行により溶液の沸騰は終了すると仮定する。(臨界事故の発生を想定する機器であって、臨界発生以前から既に沸騰状態にある機器は存在せず、また臨界事故の拡大防止対策として工程を停止するため。) 沸騰により発生した蒸気は機器気相部の放射性物質を機器外へ押し出す効果があるが、廃ガス処理設備の再起動は未臨界への移行後に行うため、沸騰により機器外へ押し出された放射性物質は貯留タンクに貯留される。そのため本評価の観点からは、溶液の沸騰を考慮しない方がより厳しい評価結果を与える。

誤移送を起因として臨界が発生する精製建屋 第5一時貯留処理槽及び第7一時貯留処理槽は機器毎に誤移送時の液量が定まらないことから、より厳しい評価結果を与えるよう、溶液の沸騰を考慮しない。

一方、溶解槽、エンドピース酸洗浄槽、及びハル洗浄槽はオーバーフロー運転であり、臨界事故時の機器内溶液量が定められるが、より厳しい評価結果を与えるよう、溶液の沸騰を考慮しない。

### 3.4 計算結果

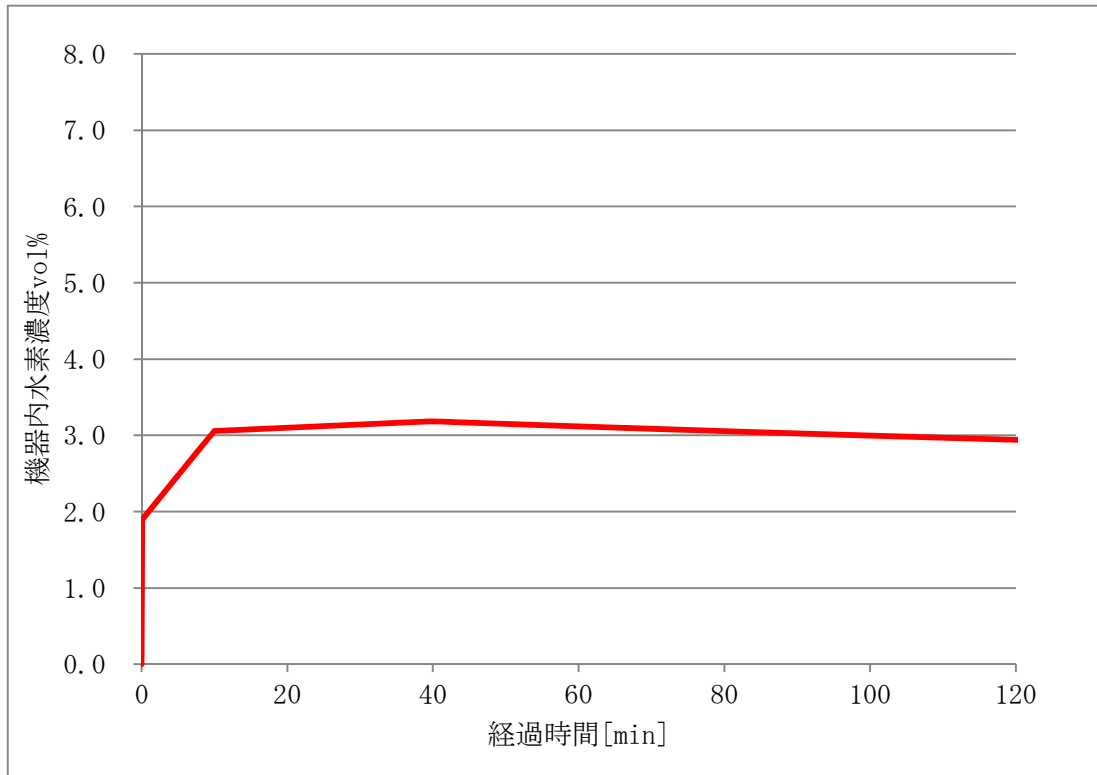
追加空気必要量の計算結果を第 3.4-1 表に示す。また、機器内水素濃度のトレンドを第 3.4-1 図から第 3.4-10 図に示す。追加空気必要量は機器により幅を有するが、最大 6 [m<sup>3</sup>/h] を供給することで、臨界事故により発生する放射線分解水素の水素濃度が、臨界事故中でも 8 v o 1 % を越えず、また、臨界事故発生から 1 時間以内に 4 v o 1 % 未満に低減できる。

なお、水素発生量は不確実性を有し、条件によっては想定よりも増加することが考えられるが、その場合であっても 11 [m<sup>3</sup>/h] の空気を供給することによって、概ね 1 時間以内に水素濃度を 4 v o 1 % 未満にすることができる。

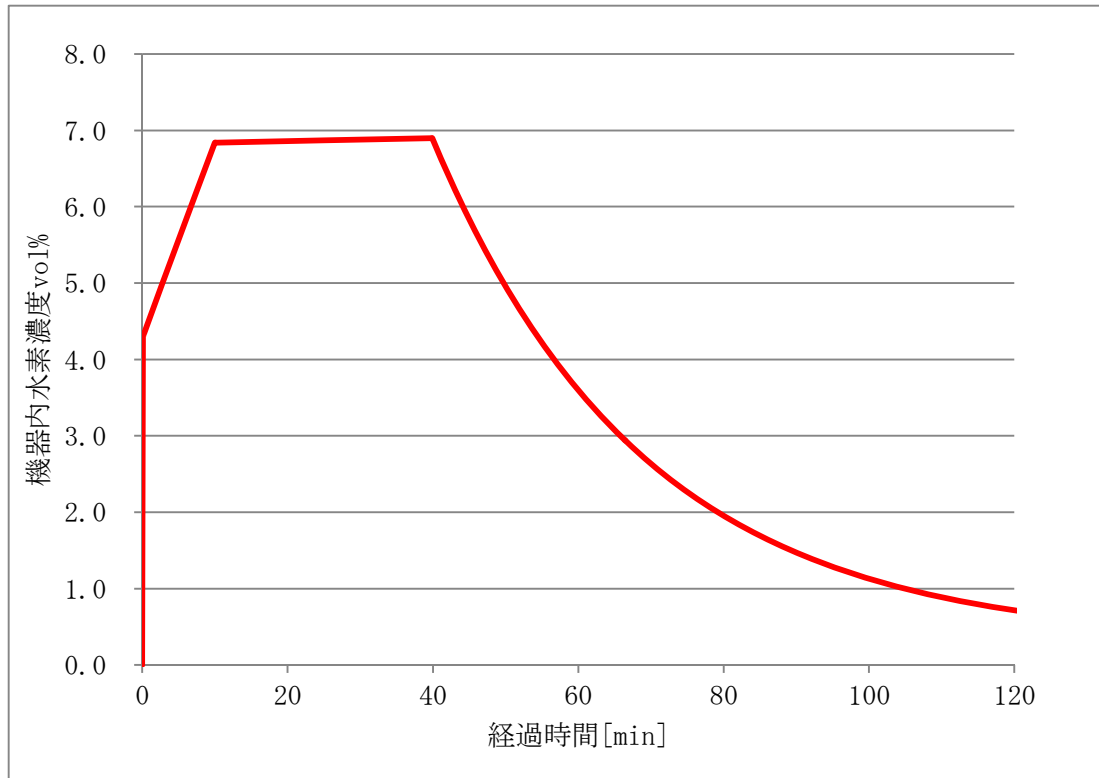


第3.4-1表 水素掃気用の追加供給空気必要量の計算結果

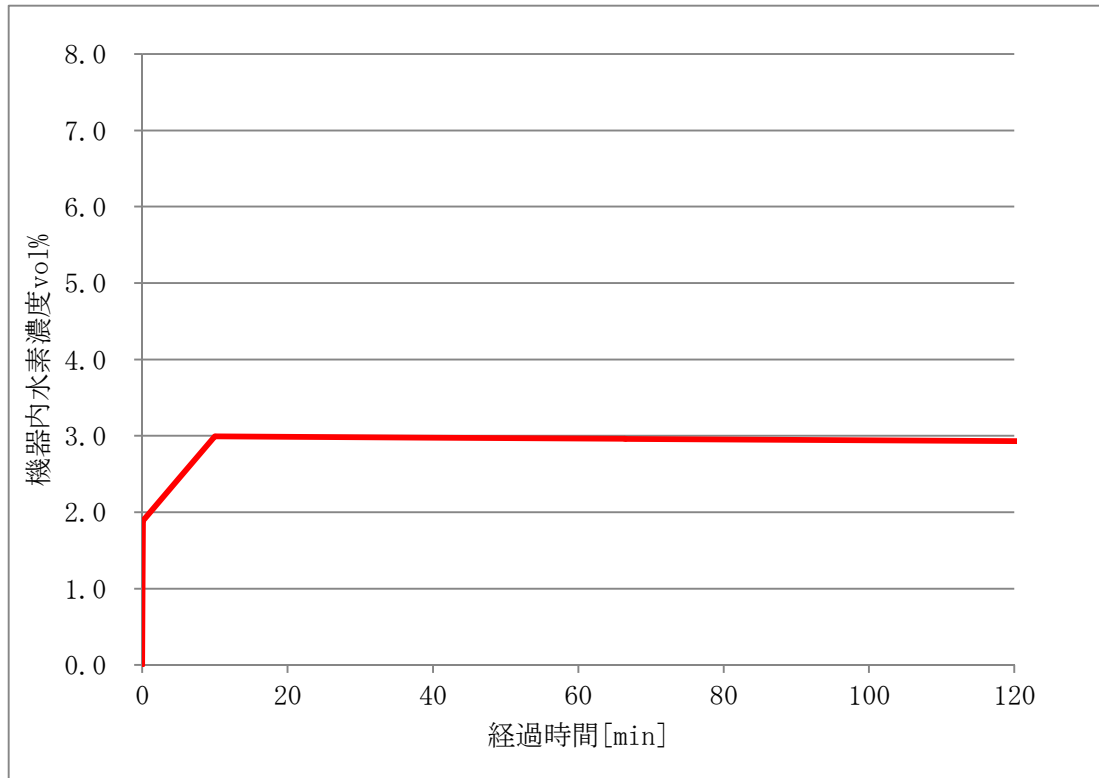
項目	追加供給空気必要量 [m <sup>3</sup> /h] (プラト一期の 核分裂率 1E+15 fissions/s)	追加供給空気必要量 [m <sup>3</sup> /h] (プラト一期の 核分裂率 1E+16 fissions/s)
溶解槽	1	<u>9</u>
エンドピース酸洗浄槽	6	<u>11</u>
ハル洗浄槽	0	<u>8</u>
第5一時貯留処理槽	4	<u>11</u>
第7一時貯留処理槽	4	<u>11</u>



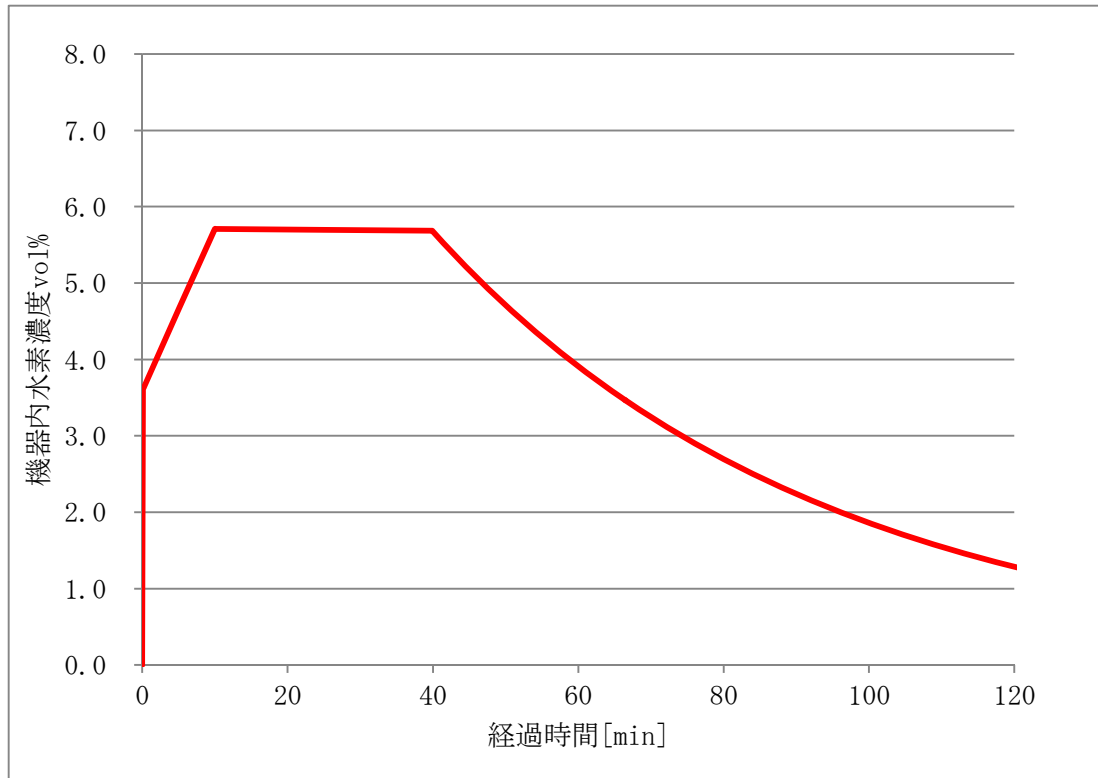
第 3.4-1 図 溶解槽の機器内水素濃度のトレンド  
(プラト一期の核分裂率  $1E+15$  fissions/s)



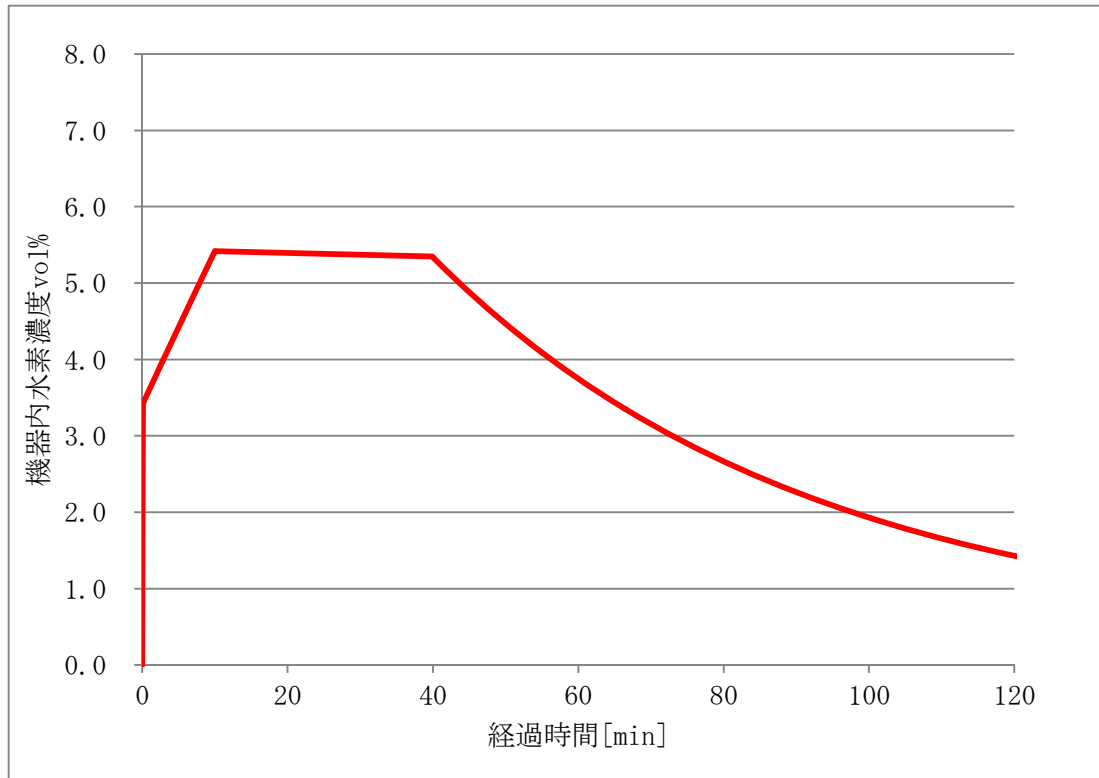
第 3.4-2 図 エンドピース酸洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド  
(プラト一期の核分裂率  $1E+15$  fissions/s)



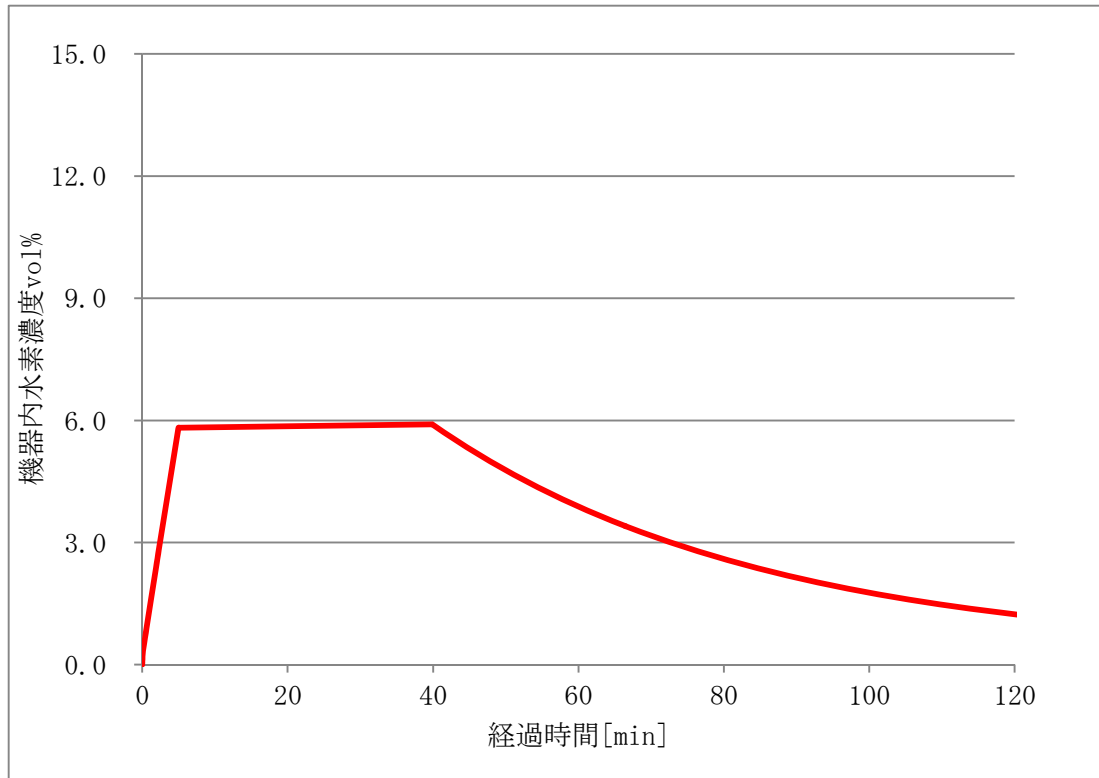
第 3.4-3 図 ハル洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド  
(プラト一期の核分裂率  $1E+15$  fissions/s)



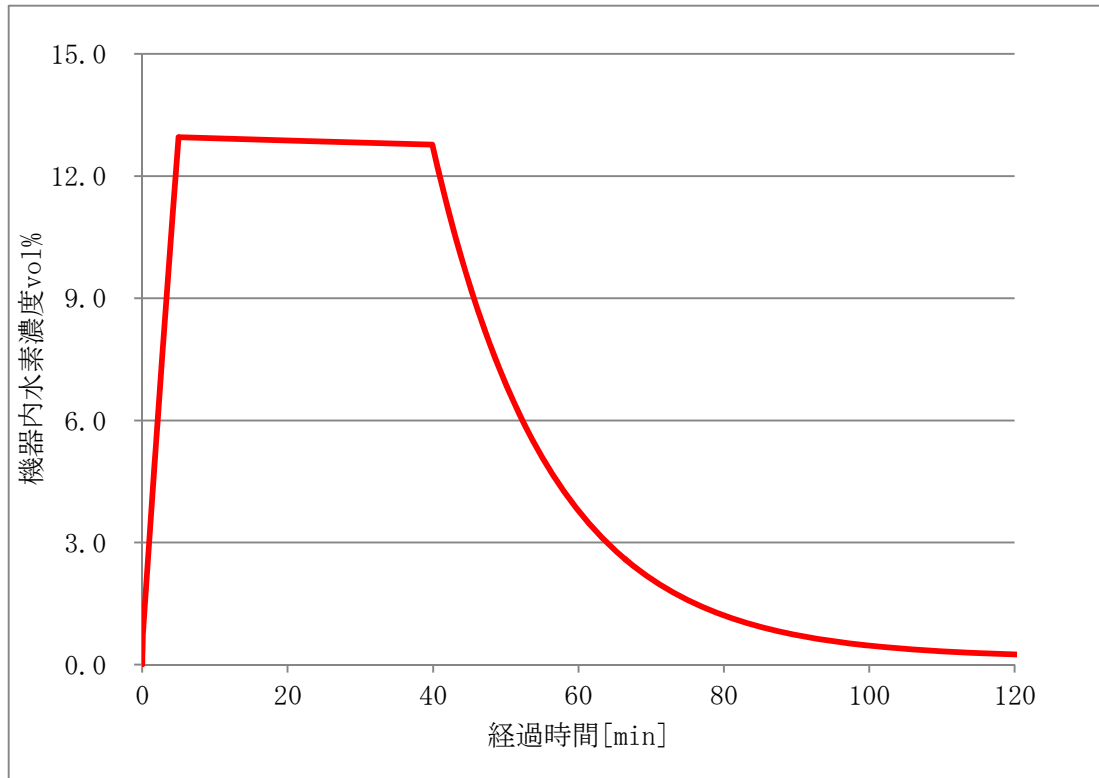
第 3.4-4 図 第 5 一時貯留処理槽の機器内水素濃度のトレンド  
(プラト一期の核分裂率  $1E+15$  fissions/s)



第 3.4-5 図 第 7 一時貯留処理槽の機器内水素濃度のトレンド  
(プラト一期の核分裂率  $1E+15$  fissions/s)

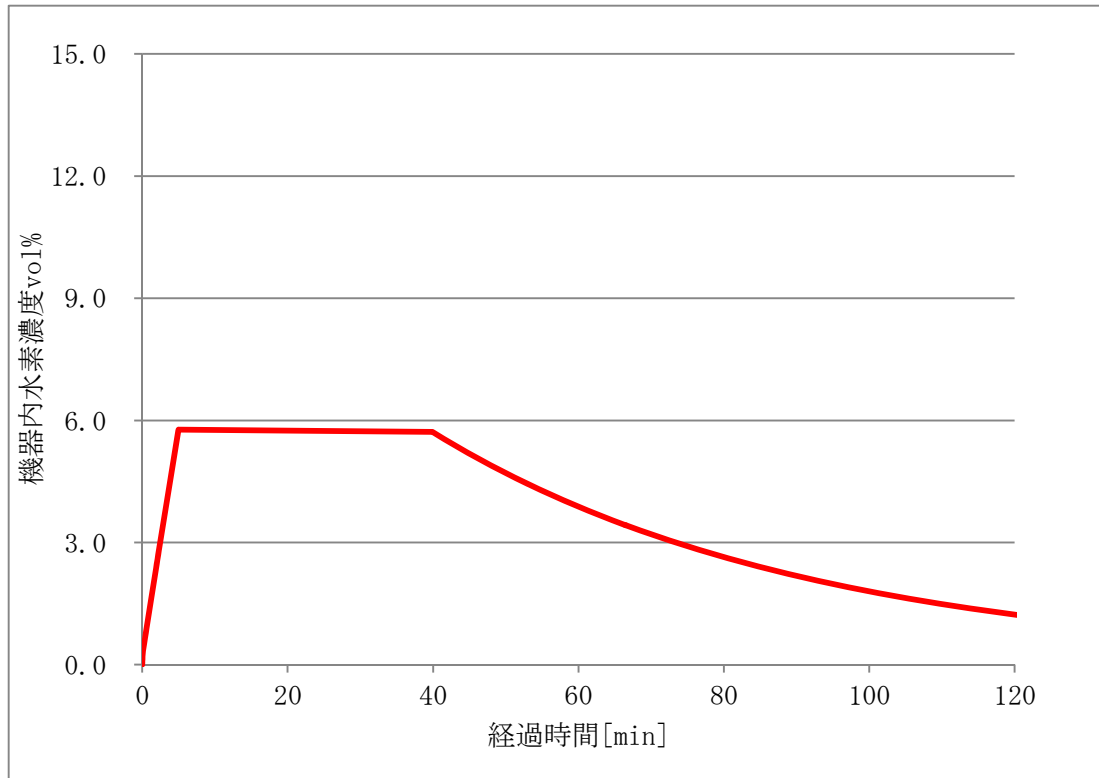


第 3.4-6 図 溶解槽の機器内水素濃度のトレンド  
(プラト一期の核分裂率  $1E+16$  fissions/s)

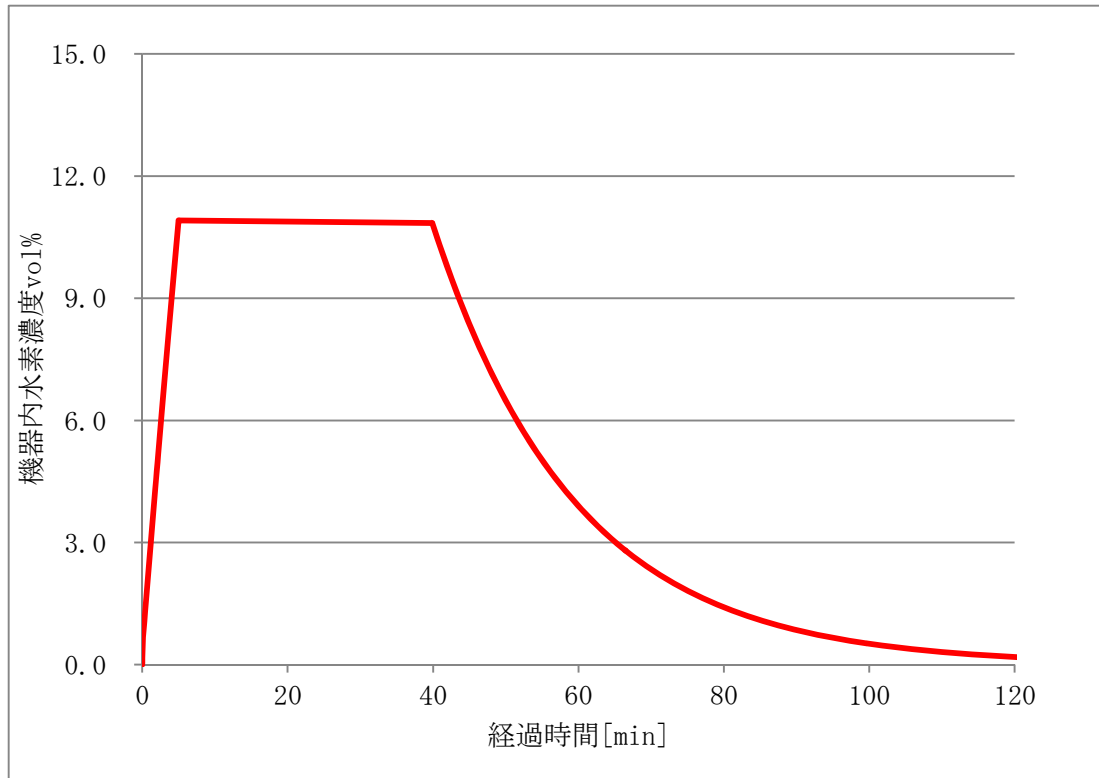


第 3.4-7 図 エンドピース酸洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド  
(プラト一期の核分裂率  $1E+16$  fissions/s)

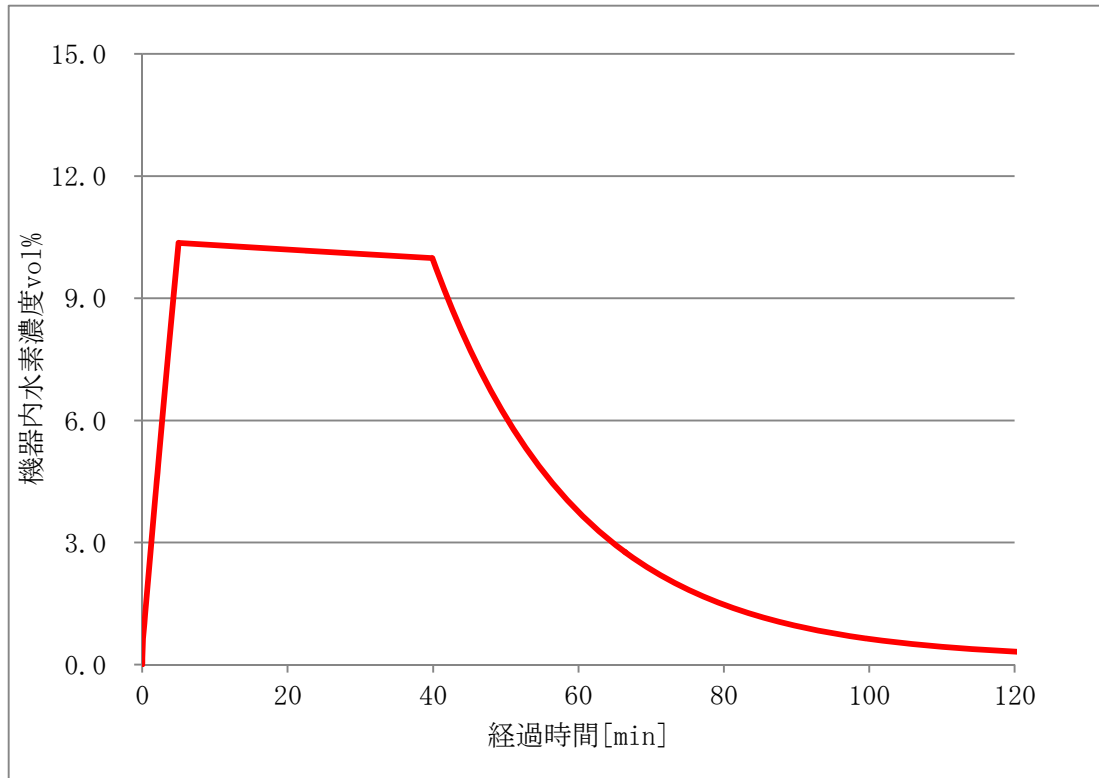




第 3.4-8 図 ハル洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド  
(プラト一期の核分裂率  $1E+16$  fissions/s)



第 3.4-9 図 第 5 一時貯留処理槽の機器内水素濃度のトレンド  
(プラト一期の核分裂率  $1E+16$  fissions/s)



第 3.4-10 図 第 7 一時貯留処理槽の機器内水素濃度のトレンド  
(プラト一期の核分裂率  $1E+16$  fissions/s)

#### 4. 線量告示に定められた周辺監視区域外の空気中の濃度限度との比較に係る評価方法と評価に用いたパラメータについて

臨界事故により外部に放出される放射性物質は、敷地境界において、線量告示（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示）の周辺監視区域外の空気中の濃度限度（3ヶ月平均）（以下、「濃度限度」という。）を下回ることを評価している。ここでは、同評価の内容について取りまとめる。

##### 4.1 評価の前提

本評価では、臨界事故により生成する放射性エアロゾル並びに放射性希ガス及び放射性よう素（以下、「放射性希ガス等」という。）を評価対象とする。

###### (1) 放射性エアロゾル

「1.」のセシウム-137 換算放出量（放射性エアロゾル）の評価では貯留タンクへの貯留を考慮し、放射性エアロゾルの放出割合（溶液から気相中に移行した放射性エアロゾルが機器に残存する割合）を全機器一律 30%と設定しているが、本評価では保守性を見込み、全機器一律 100%と設定（貯留タンクへの貯留を考慮せず、全量放出を想定）する。

上記以外の放出量算出に係る評価条件は、「1.」と同様とする。

###### (2) 放射性希ガス等

「2.」の放射性希ガス等の放出割合の評価では貯留タンクへの貯留及び放射性希ガス等の時間減衰を考慮し、放射性希ガス等の大気中への放出割合を 1%程度に低減できると評価しているが、本評価では保守性を見込み、全機器一律 100%と設定（貯留タンクへの貯留及び放射性希ガス等の時間減衰を考慮せず、全量放出を想定）する。

上記以外の放出量算出に係る評価条件は、「2.」と同様とする。

##### 4.2 評価方法

###### (1) 放射性エアロゾル

濃度限度は3ヶ月平均の値で与えられているため、周辺監視区域外の空気中の濃度 $[Bq/cm^3]$ を算出するにあたっては「1.」及び「4.1」で算出した各核種の放出量 $[Bq]$ より、3ヶ月放出での放出率 $[Bq/s]$ を算出する。

周辺監視区域外の空気中の濃度[Bq/cm<sup>3</sup>](3ヶ月平均濃度)は(1)式のとおり、放出率[Bq/s]に相対濃度(以下、「 $\chi/Q$ 」という。)を乗じて算出する。なお、 $\chi/Q$ については、放出源を主排気筒、気象条件を2013年4月から2014年3月、実効放出継続時間を1時間として算出した $1.2 \times 10^{-6}$ [s/m<sup>3</sup>]の値を使用している。

$$\begin{aligned} & \text{周辺監視区域外の空気中の濃度[Bq/cm}^3\text{]} \\ & = \text{放出率[Bq/s]} \times \chi/Q [\text{s/m}^3] \times 10^{-6} [\text{m}^3/\text{cm}^3] \cdots (1) \end{aligned}$$

算出した周辺監視区域外の空気中の濃度について $\alpha$ 核種及び $\beta\gamma$ 核種をそれぞれ合計し、 $\alpha$ 核種については放出が想定される $\beta\gamma$ 核種の中で最も保守側の値となるCm-250の濃度限度 $2 \times 10^{-10}$ [Bq/cm<sup>3</sup>]の値、 $\beta\gamma$ 核種については放出が想定される $\beta\gamma$ 核種の中で最も保守側の値となるSr-90の濃度限度 $8 \times 10^{-7}$ の値と比較し、割合の和が1未満となることを確認する。

(2) 放射性希ガス等

周辺監視区域外の空気中の濃度[Bq/cm<sup>3</sup>](3ヶ月平均濃度)は、「4.1(1)」と同様の方法で評価を行う。

算出した周辺監視区域外の空気中の濃度について放射性希ガス等の核種毎に最も保守側の値となる濃度限度の値と比較し、割合の和が1未満となることを確認する。

#### 4.2 評価結果

(1) 放射性エアロゾル

濃度限度との比較の結果、割合の和は最大でも約 $1.3 \times 10^{-3}$ であり、1未満となる。

(2) 放射性希ガス等

濃度限度との比較の結果、割合の和は最大でも約 $1.9 \times 10^{-1}$ であり、1未満となる。

(3) 結論

上記より、放射性エアロゾル及び放射性希ガス等の割合の和を合計しても約 $1.9 \times 10^{-1}$ であり、1未満となる。

なお, 基準規模を超える臨界事故(バースト期の核分裂数: $1.1 \times 10^{17}$  f i s s i o n s, プラト一期の核分裂数  $1.0 \times 10^{16}$  f i s s i o n s / s 及び臨界継続時間 5 分) では,  $1.6 \times 10^{18}$  f i s s i o n s から  $3.1 \times 10^{18}$  f i s s i o n s となり約 2 倍となるため, 上記で算出した割合の和 (放射性エアロゾル及び放射性希ガス等) も約 2 倍となるが, その場合にも濃度限度との比は 1 未満となる。また, 寄与が大きい放射性希ガス等については実際には時間減衰を見込めるため, 本評価結果よりも十分小さくなると考えられる。

補足説明資料 6-6 (28 条)

6. 臨界事故への対処





不確かさの設定



## 1. はじめに

本資料は、臨界事故の異常な水準の放出防止対策の有効性評価として大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）を算定するにあたり、五因子法に関する各パラメータの不確かさについて説明するものである。

## 2. 各パラメータの不確かさについて

### (1) 臨界事故が発生した貯槽等が保有する放射性物質質量（MAR）

#### a. 上振れ効果

MARの上振れとなる要因はない。

#### b. 下振れ効果

第1表に示す再処理する使用済燃料の冷却年数を15年に制限した条件を用いて放射能濃度を算出し、第2表のとおり燃料使用の変動に係る補正係数を考慮した場合、一桁未満の下振れを有する可能性がある。

第1表 使用済燃料の条件

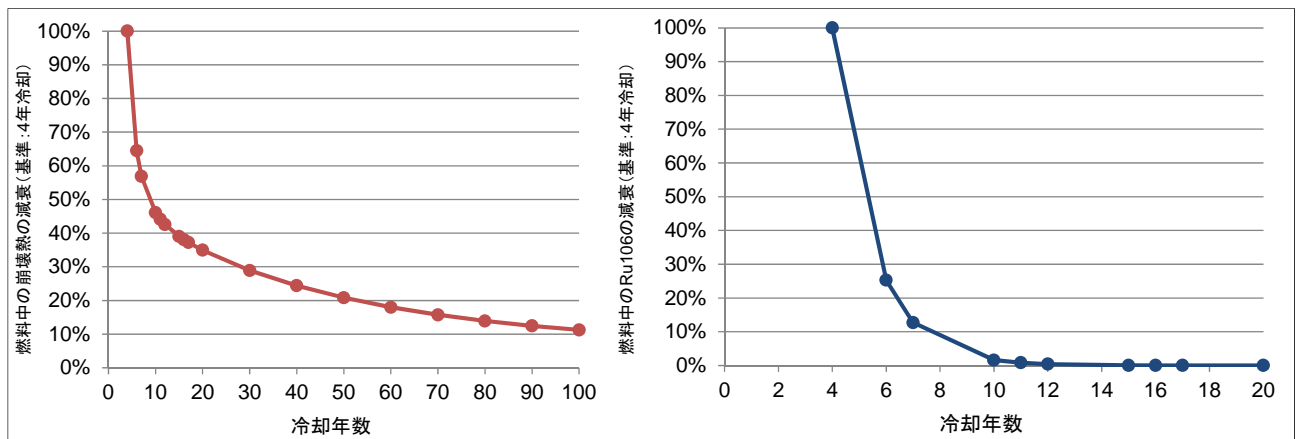
燃料型式	PWR
初期濃縮度	4.5wt%
燃焼度	45,000MWd/t・U <sub>Pr</sub>
比出力	38MW/t・U <sub>Pr</sub>
冷却年数	15年

第2表 燃料使用の変動に係る補正係数

元素グループ		燃料仕様の変動に係る補正係数
Ru/Rh		1.7
その他 F P* <sup>1</sup>		1.1
P u	$\alpha$	2.0
	$\beta$	
Am, Cm		2.7

\*1 その他 FP とは、核分裂生成物のうち、Kr -85, I-129 及び Ru/Rh を除いたものを示す。

また、再処理施設で保有する使用済燃料には、冷却期間 15 年以上となるものも含まれ、冷却期間 15 年以上の燃料を処理した場合、第1図に示すとおり核分裂生成物の減衰による更なる放出量の低減が見込める。



第1図 使用済燃料の冷却年数による崩壊熱及び Ru-106 の減衰

(2) 臨界事故により影響を受ける割合 (DR)

a. 上振れ効果

第3表に過去に核燃料物質の処理施設で発生した臨界事故及びその核分裂数を示す。第4表に過去の臨界事故での全核分裂数及び核分裂率の推定値を示す。

過去に発生した臨界事故のモードは、バースト期のみで収束しているものと、臨界事故の有効性評価で想定したバースト期及びプラト一期を有するものがある。

そこで、過去の臨界事故のうち、バースト期及びプラト一期を有する臨界事故を参照し、核分裂数の上振れを推定すると、臨界事故のバースト期、プラト一期の核分裂率の最大値はそれぞれ  $1.1 \times 10^{17}$  f i s s i o n s (United Nuclear Fuels Recovery Plant 1964年：第3表及び第4表 No.14)、及び推定  $4.5 \times 10^{16}$  f i s s i o n s / s e c (Idaho Chemical Processing Plant 1959年：第3表及び第4表 No.6) である。<sup>(1)</sup>

ただし、Idaho Chemical Processing Plant 1959年の事故においては、形状寸法管理を行わない貯槽に多量の高濃縮ウラン溶液が流入した結果発生したものであり、臨界事故が発生した以降も溶液の移送が継続し、結果として20分間にわたって臨界状態が継続したものである。一方、臨界事故への対処では、臨界事故の発生を検知後、直ちに再処理施設の運転を停止することで正の反応度の添加を防止するとともに、中性子吸収材の供給による速やかな未臨界への移行が行われるため、上記の事故とは状況が異なる。本事故以外の臨界事故のプラト一期の核分裂率の最大値は推定  $1 \times 10^{16}$  f i s s i o n s / s e c (Idaho Chemical Processing Plant 1961年：第3表及び第4表 No.8) となる。

上記を踏まえ、上振れを考慮する場合においては、バースト期の核分

裂数を  $1.1 \times 10^{17}$  f i s s i o n s，プラト一期の核分裂数を  $1 \times 10^{16}$  f i s s i o n s / s e cとする。

また，臨界事故により影響を受ける割合は，全核分裂数に依存するため，未臨界確保対策が想定よりも短い時間で完了できた場合には，その割合は小さくなる。未臨界確保対策である重大事故時可溶性中性子吸収材供給系から，未臨界に必要な量の可溶性中性子吸収材が供給されるまでの時間については一律 10 分と設定しているが，実際の設備構成を踏まえた場合，その時間は，5分以下と見積もられる。

上記の全核分裂数の不確かさ及び現実的な可溶性中性子吸収材の供給時間を総合的に考慮すると，全核分裂数は  $3.1 \times 10^{18}$  となることから，条件によっては1桁未満（2倍程度）の上振れを有する可能性がある。

第3表 過去に核燃料物質の処理施設で発生した臨界事故の核分裂数<sup>(1)</sup>

Table 10. Accident Fission Energy Releases					
No.	Site and Date	First Spike Yield ( $10^{17}$ fission)	Fissile Volume ( $\ell$ )	Specific Spike Yield ( $10^{15}$ fission/ $\ell$ )	Total Yield ( $10^{17}$ fission)
1	Mayak (R.F.) 15-03-53	unknown	31.0	unknown	~2.0
2	Mayak (R.F.) 21-04-57	unknown	30.0	unknown	~1.0
3	Mayak (R.F.) 02-01-58	~2.0	58.4	3.4	~2.0
4	Y-12 (U.S.) 16-06-58	~0.1	56.0	0.2	13.0
5	LASL (U.S.) 30-12-58	1.5	160.0	0.94	1.5
6	ICPP (U.S.) 16-10-59	~1.0	800.0	~0.1	400.0
7	Mayak (R.F.) 05-12-60	unknown	19.0	unknown	~2.5
8	ICPP (U.S.) 25-01-61	~0.6	40.0	1.5	6.0
9	Tomsk (R.F.) 14-07-61	none	42.9	none	0.12
10	Hanford (U.S.) 07-04-62	~0.1	45.0	0.2	8.0
11	Mayak (R.F.) 07-09-62	none	80.0	none	~2.0
12	Tomsk (R.F.) 30-01-63	unknown	35.5	unknown	7.9
13	Tomsk (R.F.) 02-12-63	none	64.8	none	0.16
14	Wood River (U.S.) 24-07-64	~1.0	41.0	2.4	~1.3
15	Electrostal (R.F.) 03-11-65	none	100.0	none	~0.08
16	Mayak (R.F.) 16-12-65	none	28.6	none	~5.5
17	Mayak (R.F.) 10-12-68	0.3	28.8	1.0	~1.3
18	Windscale (R.F.) 24-08-70	none	40.0	none	0.01
19	ICPP (U.S.) 17-10-78	unknown	315.5	unknown	27.0
20	Tomsk (R.F.) 13-12-78	0.03	0.54	5.6	0.03
21	Novosibirsk (R.F.) 15-05-97	none	*	none	0.055
22	Tokai-mura (Japan) 30-09-99	~0.5	45.0	1.1	25

\* System description was not adequate to estimate parameter.

第4表に過去の臨界事故での核分裂数及び核分裂率の推定値

No.	事象名	全核分裂数 [fissions]	推定核分裂率※ [fissions/sec]	バースト核分裂数 [fissions]
1	Mayak Production Association, 1953.3.15	2.00E+17	3.33E+15	—
2	Mayak Production Association, 1957.4.21	1.00E+17	1.67E+14	—
3	Mayak Production Association, 1958.1.2	2.00E+17	(バースト期のみ)	2.00E+17
4	Oak Ridge Y-12Plant, 1958.6.16	1.30E+18	6.90E+15	6.00E+16
5	Los Alamos Scientific Laboratory, 1958.12.30	1.50E+17	(バースト期のみ)	1.50E+17
6	Idaho Chemical Processing Plant, 1959.10.16	4.00E+19	4.44E+16	1.00E+17
7	Mayak Production Association, 1960.12.5	2.50E+17	3.47E+13	—
8	Idaho Chemical Processing Plant, 1961.1.25	6.00E+17	1.00E+16	6.00E+16
9	Siberian Chemical Combine, 1961.7.14	1.20E+15	2.00E+13	2.00E+14
10	Hanford Works, 1962.4.7	8.00E+17	1.33E+14	1.00E+16
11	Mayak Production Association, 1962.9.7	2.00E+17	2.78E+13	—
12	Siberian Chemical Combine, 1963.1.30	7.90E+17	2.12E+13	—
13	Siberian Chemical Combine, 1963.12.2	1.60E+16	(不明)	—
14	United Nuclear Fuels Recovery Plant, 1964.7.24	1.30E+17	2.41E+13	1.10E+17
15	Electrostal Machine-Building Plant, 1965.11.3	1.00E+16	3.33E+12	—
16	Mayak Production Association, 1965.12.16	5.50E+17	2.18E+13	—
17	Mayak Production Association, 1968.12.10	1.00E+17	(不明)	1.00E+17
18	Windscale Works, 1970.8.24	1.00E+15	1.00E+14	—
19	Idaho Chemical Processing Plant, 1978.10.17	2.70E+18	5.00E+15	—
20	Siberian Chemical Combine, 1978.12.13	3.00E+15	(バースト期のみ)	3.00E+15
21	Novosibirsk Chemical Concentration Plant, 1997.5.15	5.50E+15	(バースト期のみ)	4.30E+15
22	JCO Fuel Fabrication Plant, 1999.9.30	2.50E+18	4.08E+13	8.00E+16

※ 推定核分裂率（出力）のない場合及び「バースト期のみ」等の記載がない場合は、全核分裂数を継続時間で除した値を推定核分裂率とした。



b. 下振れ効果

今回設定した全核分裂数  $1.6 \times 10^{18}$  と、第3表に示す過去に核燃料物質の処理施設で発生した臨界事故の全核分裂数に  $10^{17}$  程度の場合もあることから、条件によっては1桁程度下振れする可能性がある。

また、評価においては、より厳しい評価となるよう核分裂により発生する熱エネルギーは全て溶液の蒸発に使用される断熱条件とし、臨界事故発生時に溶液が既に沸騰状態にあることを前提と仮定しているが、実際には機器内の溶液量や貯槽等への熱の伝達によっては溶液が沸騰に至らない可能性がある。この場合、沸騰により放射性物質を含む蒸気が発生しないことから、1桁程度下振れする可能性がある。

③ 核分裂の熱エネルギーによる沸騰等により放射性物質が機器の気相に移行する割合 (ARF)

不確かさの幅の設定は行わない。

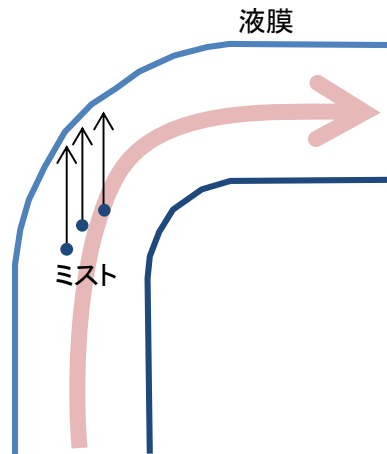
④ 大気中への放出経路における低減割合 (LPF)

a. 上振れ効果

臨界事故時に溶液が沸騰することにより発生するミストは気体に比べて質量が大きく、廃ガス処理設備の配管の曲がり部等において慣性によりその多くが配管の内壁に衝突する。Walsh, Schea による蒸発缶の研究によれば、1回の直角衝突を通過した後のミスト濃度は  $10\text{mg}/\text{m}^3$  以下となることが報告されている<sup>(2)</sup>。ただし、本文献値が適用できるのはミスト濃度が  $100\text{mg}/\text{m}^3$  以上のときであり、事故の挙動によってはミスト濃度が  $100\text{mg}/\text{m}^3$  未満となり、文献値を適用できない可能性もある。この

ため1桁程度上振れする可能性がある。

(ルテニウムの化学形態を揮発性とした場合の上ぶれ効果はc. に移動)



第2図 ミストの慣性衝突のイメージ

#### b. 下振れ効果

高性能粒子フィルタの除去効率は、第5表に基づき蒸気がフィルタの除去効率を低下させる傾向をもつことを考慮して99%と設定している。ただし、廃ガス処理設備中の凝縮器により蒸気は凝縮されることで、蒸気による除去効率の低下が生じないことが考えられ、この効果として1桁程度の下振れを見込める。さらに、上記廃ガス処理設備には洗浄塔等の機器が設置されているため、洗浄塔による放射線物質の除去に期待できる可能性があり、この効果として1桁程度の下振れを見込める。

第5表 高性能粒子フィルタ除去効率の変動<sup>(3)</sup>

<b>Table F-6. Range of Experimental Values for Structurally Damaged Standard HEPA Filters (Bergman, et al. 1995a)</b>	
<u>Parameter</u>	<u>Effect on Filter Penetration</u>
Baseline	0.1 percent
HF Corrosion 1,500 ppm-hr.	0.1 percent increase
Temperature	
Increase from 25-200 °C	Decreases penetration from 0.01 to 0.001 percent
200 °C	0.03-0.01 percent
240 °C for 6 hours	0.01 percent
300 °C	0.12-0.01 percent
350 °C	0.4-0.03 percent
500 °C	0.9-0.2 percent
500 °C for 10-45 min.	0.9-0.1 percent
538 °C	1.2-0.5 percent
Moisture	
Up to 100 percent RH	Negligible effect
Water spray loaded to 8 in.	Increase by 10 times
Filter Clogging	
Solid particle loading	Decreases penetration
NaCl deposits to 1.9 in.	Decreases penetration from 0.003 to 0.000001 percent
Liquid DOP loaded to 4 in.	Penetration increases by factor of 10
Oil aerosols	Penetration increase is $1.3P_1\Delta P/\Delta P_1$ increase
Air Flow	
Increasing velocity from 0.5 cm/s to 20 cm/s	Penetration increases from 0.00003 percent to 0.5 percent
Increasing air flow by 10 times	Penetration of 0.1 μm particles increases by 100 times
Air Pulse	
1 psi pulse	Penetration of 0.46μm latex particles is 0.1 percent
Shock tests on filters preloaded with .46μm latex	Penetration is 0.9 percent
Seismic (0.2-0.3 g)	Negligible effect

### c. ルテニウムについて

沸騰に伴い気相中へ移行する放射性物質のうち、ルテニウムについては、気相中への移行が沸騰による飛まつ同伴であり、エアロゾルとして移行すると考えられるものの、仮に揮発性の化学形態であった場合、放出経路構造物及び高性能粒子フィルタの除去効率が期待できない可能性がある。その場合であっても、揮発性として移行したルテニウムは、廃ガス処理設備に設置している洗浄塔等により一定程度除去されると推定される。

廃ガス処理設備に設置している洗浄塔等による除去効果を安全側に見積もって、揮発性ルテニウムの除染係数を、せん断処理・溶解廃ガス処理設備に接続する溶解槽、エンドピース酸洗浄槽、ハル洗浄槽（以下、「溶解槽等」という。）における臨界事故では 10 とする。なお、精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）においても、洗浄塔が存在するが、ルテニウムの吸着が $\text{NO}_x$ の存在下において行なわれるものであることを考慮し、精製建屋第 5 一時貯留処理槽、第 7 一時貯留処理槽（以下、「第 5 一時貯留処理槽等」という。）における臨界事故ではこの効果を見込まない。

大気中へのルテニウムの放出量（セシウム-137 換算）を第 6 表、大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）の計算結果を表 7 表に示す。

大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）は、溶解槽における臨界事故の場合で 6 倍程度となる。

なお、第 8 表に示すように、ルテニウムを揮発性とした場合であっても、臨界の核分裂により生成するルテニウムの影響は小さい。

揮発性ルテニウムの除去効率の設定根拠については 3. に示す。

第6表 大気中へのルテニウムの放出量 (セシウム-137 換算)

(ルテニウムを揮発性とした場合)

溶解槽

	[Bq]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
核種	MAR	A R F	LPF	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
RU103	7.88E-26	1.00E-03	3.00E-02	2.36E-30	1.15E-02	2.73E-32
RU106	9.90E+11	1.00E-03	3.00E-02	2.97E+07	3.69E-02	1.10E+06

エンドピース酸洗浄槽

	[Bq]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
核種	MAR	A R F	LPF	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
RU103	5.52E-26	1.00E-03	3.00E-02	1.65E-30	1.15E-02	1.91E-32
RU106	6.93E+11	1.00E-03	3.00E-02	2.08E+07	3.69E-02	7.68E+05

ハル洗浄槽

	[Bq]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
核種	MAR	A R F	LPF	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
RU103	5.25E-27	1.00E-03	3.00E-02	1.58E-31	1.15E-02	1.82E-33
RU106	6.60E+10	1.00E-03	3.00E-02	1.98E+06	3.69E-02	7.31E+04

第5一時貯留処理槽

	[Bq]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
核種	MAR	A R F	LPF	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
RU103	4.28E-31	1.00E-03	3.00E-01	1.28E-34	1.15E-02	1.48E-36
RU106	5.38E+06	1.00E-03	3.00E-01	1.61E+03	3.69E-02	5.96E+01

第7一時貯留処理槽

	[Bq]	[-]	[-]	[Bq]	[Bq-Cs137/Bq]	[Bq-Cs137]
核種	MAR	A R F	LPF	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
RU103	1.79E-30	1.00E-03	3.00E-01	5.38E-34	1.15E-02	6.21E-36
RU106	2.26E+07	1.00E-03	3.00E-01	6.77E+03	3.69E-02	2.50E+02

第7表 臨界事故における大気中への放射性物質の放出量

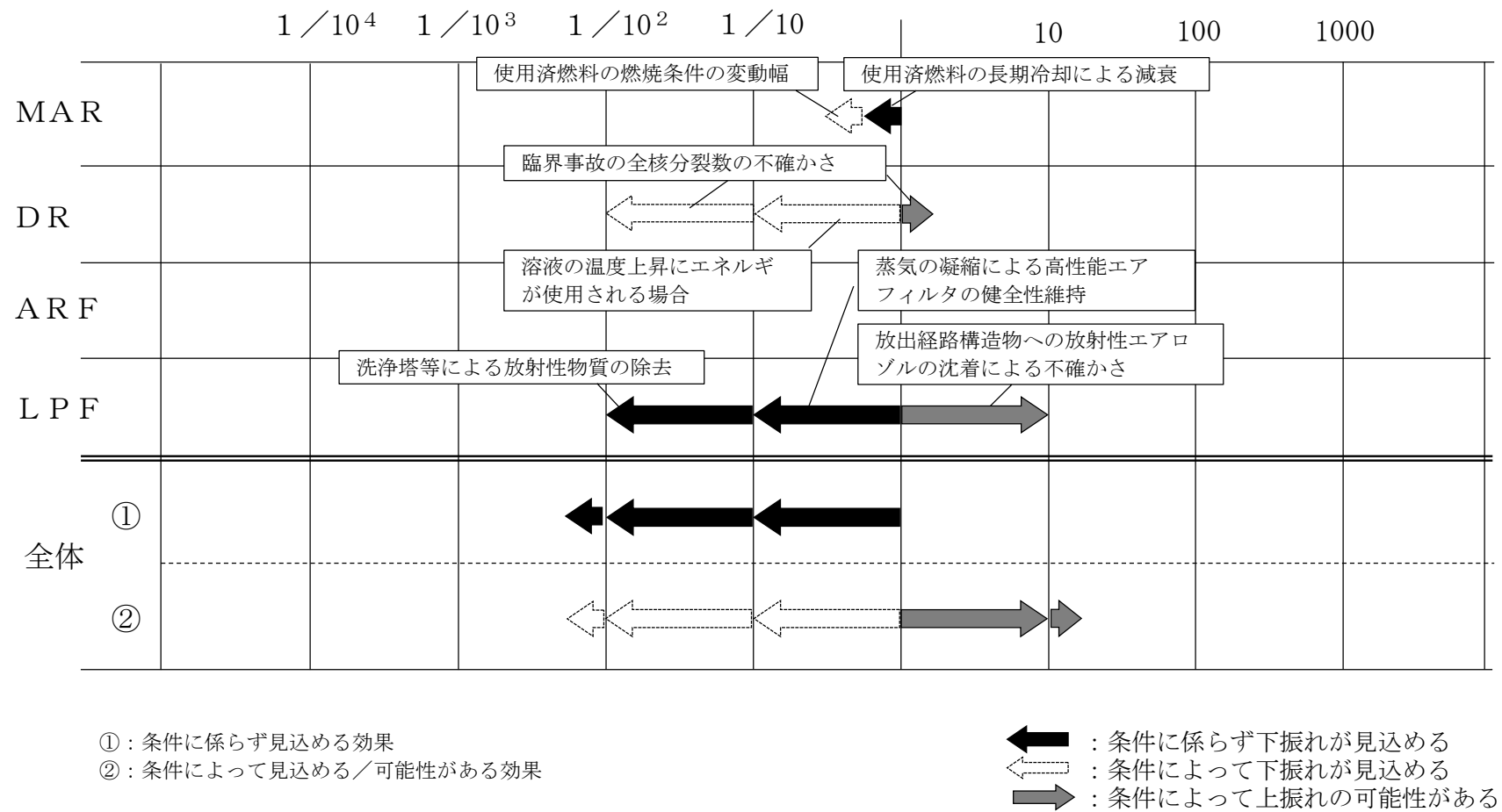
(C s -137換算) (ルテニウムを揮発性とした場合)

臨界事故の発生を想定する機器	評価対象	放出量(T B q)
溶解槽	C s -137換算値	$1.3 \times 10^{-6}$
エンドピース酸洗浄槽		$9.8 \times 10^{-7}$
ハル洗浄槽		$2.8 \times 10^{-7}$
精製建屋 第5一時貯留処理槽		$9.1 \times 10^{-7}$
精製建屋 第7一時貯留処理槽		$9.1 \times 10^{-7}$

第8表 臨界の核分裂により生成するルテニウムの大気中への放出量  
 (Cs-137換算) (ルテニウムを揮発性とした場合)

核種	セシウム-137換算放出量 (TBq) ※1	
	溶解槽等	第5一時貯留処理槽等
Ru-103	$8.0 \times 10^{-9}$	$8.0 \times 10^{-8}$
Ru-105	$1.3 \times 10^{-8}$	$1.3 \times 10^{-7}$
Ru-106	$1.7 \times 10^{-9}$	$1.7 \times 10^{-8}$
合計	$2.2 \times 10^{-8}$	$2.2 \times 10^{-7}$

※1 核分裂収率はルテニウムの放出量が大きくなるようプルトニウム-239による核分裂収率を使用



第3図 臨界事故の異常な水準の放出防止対策の有効性評価における不確かさ



### 3. 揮発性ルテニウムの除去効率

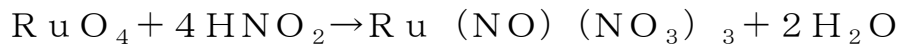
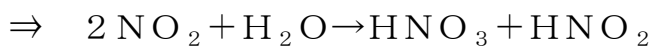
以下、(1)及び(2)に放出経路における揮発性ルテニウムの挙動イメージを示す。

ただし、揮発性ルテニウムの挙動については、不確かさが大きく、いかなる条件下においても最大値を期待できるとは限らないが、溶解槽等における臨界事故では、放出経路全体でDF=10程度は期待できると考えられる。

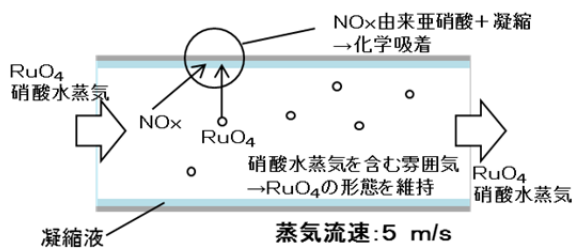
(1) 貯槽から廃ガス処理設備に設置している洗浄塔までのライン

本経路では、以下の特徴から  $DF = 1 \sim 1.3$  程度期待できる可能性がある。<sup>(4)</sup>

- 流速が大きく、経路温度が高い場合は、蒸気の凝縮量は小さくなる。
- 気相中の  $RuO_4$  は蒸気の凝縮に伴い凝縮液中へ移行する。
- $NO_x$  由来の亜硝酸 ( $HNO_2$ ) と  $RuO_4$  が反応し、ニトロシルルテニウム化合物を形成する。



- 残存する  $RuO_4$  は硝酸蒸気雰囲気では安定化され、形態を維持したまま、気相中を移行する。



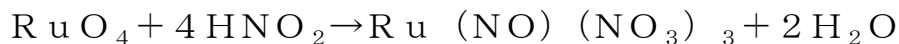
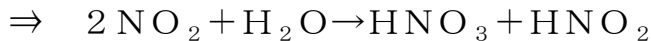
- Ru:HNO<sub>3</sub>:H<sub>2</sub>O(モル比)=1:170:870
- 蒸気発生量 1830kg/h
- 蒸気温度 100°C
- 湿度 100%
- 凝縮速度 約0.06~0.01m<sup>3</sup>/h

第4図 貯槽から廃ガス処理設備に設置している洗浄塔入口までのラインにおける揮発性Ruの挙動イメージ

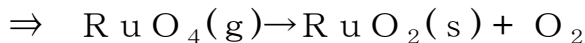
(2) 廃ガス処理設備に設置している洗浄塔

廃ガス処理設備に設置している洗浄塔では、以下の特徴からDF=～25程度期待できる可能性がある。

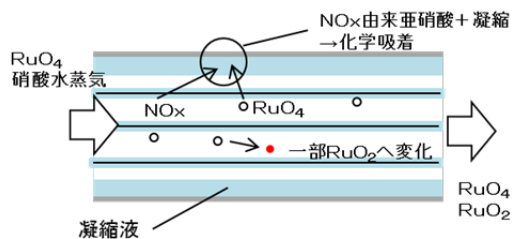
- 文献ではNO<sub>x</sub>を付加せずガスモル比に近い条件でLPF=0.82 (DF=1.2)<sup>(5)</sup>
- また、NO<sub>x</sub>を付加した条件ではLPF=0.04 (DF=25)
- 気相中のRuO<sub>4</sub>は蒸気の凝縮に伴い凝縮液中へ移行する。
- NO<sub>x</sub>由来の亜硝酸(HNO<sub>2</sub>)とRuO<sub>4</sub>が反応し、ニトロシルルテニウム化合物を形成する。



- 蒸気の凝縮に伴い、雰囲気中の硝酸水蒸気が減少し、RuO<sub>4</sub>の一部が固体状RuO<sub>2</sub>へ変化する。



- 実際の高レベル濃縮廃液において、気体状のRuの放出に対して模擬廃液の加熱試験と同様の比でNO<sub>x</sub>が放出される場合、LPFのさらなる低下が予想され、この場合、最大でLPF=0.04となる。



- Ru:HNO<sub>3</sub>:H<sub>2</sub>O(モル比)=1:170:870
  - 蒸気量 1830→0kg/h\*
  - 蒸気温度 100℃→50℃
  - 湿度 100%
  - 凝縮速度 約1,830 kg/h
- ※水素掃気用圧縮空気に同伴される蒸気量は考慮していない

第5図 廃ガス処理設備に設置している洗浄塔における揮発性Ruの挙動イメージ

- せん断処理・溶解廃ガス処理設備に設置している洗浄塔（NO<sub>x</sub> 吸収塔）には溶解設備で供給されたNO<sub>x</sub>が付加されていることから、同様の低下が期待できる。

#### 4. 参考文献

- (1) “A Review of Criticality Accidents 2000Revision”, LA-13638
- (2) “Sitting of fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities”, ORNL-4451, 1970
- (3) “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook”, NUREG/CR-6410
- (4) 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等）事業 事業報告書 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 平成 28 年 3 月
- (5) 平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 平成 30 年 3 月



補足説明資料 6-9 (28 条)

6. 臨界事故への対処





## 臨界事故時の建屋内の線量上昇



## 1. はじめに

本資料は、臨界事故が発生した場合に生じる可能性のある建屋内の線量率の上昇について、線量率の上昇による作業への影響及び作業員の被ばく線量についてまとめたものである。

## 2. 線量率の上昇をもたらす要因

臨界事故が発生した場合に線量率の上昇が想定される要因を第1表に示す。

第1表のとおり、線源として考慮すべき対象は3つに分類されるため、それぞれに対して線量率の上昇による影響を評価する。

## 3. 線量率の上昇を考慮する必要がある作業

2. で記載したとおり、臨界事故により生じる線量率の上昇の影響は、臨界事故が発生した機器が設置される建屋内に留まる。

そのため、臨界事故への対処において建屋内で作業を行なうものについては、線量率の上昇の影響を適切に考慮する必要がある。

臨界事故への対処において建屋内で作業を行なう必要があるものを第2表に示す。

## 4. 臨界事故への対処作業と線量評価の方針

臨界事故への対処作業と線量評価の方針を作業ごとに整理する。

取りまとめた表を第3表に示す。

## 5. 個別項目に対する考察

### 5.1 放射化生成物の生成による線量率の上昇

臨界により放出される中性子線により周囲に存在する構造物が放射化し、臨界事故への対処に影響を及ぼす可能性について検討する。

#### (a) 計算式

核反応により生成する放射能の計算式として、以下を用いる。

$$A [\text{Bq}] = N \times \sigma \times f \times (1 - \exp(-\lambda T))$$

ここで

$N$  : ターゲットの原子個数[atoms] = 原子個数密度[atoms/cm<sup>3</sup>] × ターゲット体積[cm<sup>3</sup>]

$\sigma$  : 核反応断面積[b]

$f$  : 中性子フルエンス率[n/(cm<sup>2</sup>・sec)]

$\lambda$  : 崩壊定数[sec<sup>-1</sup>]

$T$  : 照射時間 (= 臨界継続時間) [sec]

とする。

臨界により発生した中性子は照射位置までの距離を半径とする球の表面積で除され、中性子フルエンス率によりターゲットに入射する。ここでは、保守的な評価とするために、発生する中性子がすべてターゲット (体積: 1cm<sup>3</sup>) に入射することを考える。

ターゲットに入射した中性子は、核反応断面積の割合で核反応し、放射性同位体を生成する。

生成した放射性同位体からの線量の寄与を考える場合は、放射性同位体が点線源であるとみなし、換算定数を用いて線量率に換算する。

計算に用いる主要な評価条件及び根拠を第4表に示す。

(b) 評価結果

(b-1) ステンレス鋼の放射化の検討

下表にステンレス鋼の放射化が発生した場合に支配的となる核種の生成反応式，半減期及び割合を示す。

ステンレス鋼の放射化試算結果		
反応式	生成した放射性核種の半減期[s]	想定した全核種からの線量に対する割合[%]
Mn-55(n, g)Mn-56	$9.3 \times 10^3$	77
V-51(n, g)V-52	$2.2 \times 10^2$	12
Cr-52(n, p)V-52	$2.2 \times 10^2$	5
Fe-56(n, p)Mn-56	$9.3 \times 10^3$	4

上記より，放射化により生成した放射性核種からの線量の寄与としては，Mn-56 によるものが支配的となる。

ただし，ステンレス鋼の放射化はセル内機器において生じ，放射化によって生成する核種からのガンマ線はコンクリート壁により遮蔽され，十分低減される。また，セル近傍に近接する可能性のある作業は，未臨界確保判断であるが，未臨界確保判断は中性子線により行なうため，放射化によるガンマ線量率の上昇は判断に影響を及ぼさない。

(b-2) 普通コンクリートの放射化の検討

下表に普通コンクリートの放射化が発生した場合に支配的となる核種の生成反応式，半減期及び割合を示す。

普通コンクリートの放射化試算結果		
反応式	半減期[s]	想定した全核種からの線量に対する割合[%]
Al-27(n, g)Al-28	$1.3 \times 10^2$	70
Si-28(n, p)Al-28	$1.3 \times 10^2$	21
Ca-48(n, g)Ca-49	$5.2 \times 10^2$	2
V-51(n, g)V-52	$2.2 \times 10^2$	2
Mn-55(n, g)Mn-56	$9.3 \times 10^3$	1

上記より，放射化により生成した放射性核種からの線量の寄与としては，Al-28 によるものが支配的となる。

ただし，Al-28 の半減期は約 130 秒であり，臨界事故収束時点（臨界事故発生を起点として 10 分）から，作業着手時期（臨界事故発生を起点として 20 分）の間に時間によって減衰されることから，放射化生成物による作業員の被ばくは考慮する必要がない。

(c) 結論

臨界事故によって周囲の構造物が放射化することが予想されるが，セルのコンクリート壁により減衰される又は時間により放射能が低減することから，放射化生成物による作業員の被ばくは考慮する必要がない。

## 5.2 放射性希ガス等の生成による線量率の上昇

臨界により生成される放射性物質のうち、放射性希ガス及び放射性よう素については、廃ガス処理設備から貯留設備に導出される。

その過程において、放射性希ガス及び放射性よう素が移動する経路（配管）と、貯留設備の貯留タンク近傍の線量率が上昇し、臨界事故への対処に影響を及ぼす可能性について検討する。

### （a）線源となる機器並びにアクセスルート及び作業場所の配置

放射性希ガス等が滞留する可能性のある範囲と、臨界事故のアクセスルートを第1図から第15図に示す。

第1図から第15図のとおり、臨界事故のアクセスルートは放射性希ガス等が滞留する可能性のある場所と直接干渉はせず、近接する場合でも建屋躯体による遮蔽が見込める配置となっている。

### （b）放射性希ガス等からの被ばく線量

（a）で特定された配置のうち、内包する放射性希ガス等の量が大きく、線源として支配的となる貯留設備の貯留タンクに最も近接し、作業場所でもある前処理建屋の部屋を代表に、貯留タンク内の放射性希ガス等を線源とした場合の線量率の計算を行った。

計算に用いた条件を第5表及び第16図に示す

評価条件に基づき評価地点における線量率を計算した結果、その線量は約  $9 \text{ mSv/h}$  と評価された。同地点では、臨界事故が発生した機器に対して圧縮空気を供給するための操作として、手動弁の操作があるものの、当該場所での作業時間は多く見積もっても約5分であるため、作業員が受ける線量

は1 m S v 未満である。

なお、当該場所では実施する予定の圧縮空気の供給作業は、異なる別なアクセスルート及び作業場所も設けており、作業場所の線量率が想定よりも大きい場合でも作業に支障はない。



第1表 臨界事故による線量率の上昇をもたらす要因

類別	線源	線量率の上昇を考慮すべき期間	線量率の上昇が想定されるエリア
臨界事故による直接線による被ばく	臨界事故が発生した機器	臨界継続中 (臨界事故発生を起点として、中性子吸収材の供給が完了する時間の10分まで)	臨界事故が発生した機器が設置される建屋内 (臨界事故が発生した機器を中心としてコンクリート壁数枚程度の範囲)
放射化生成物からの被ばく	臨界事故により生じる中性子線により放射化された構造材等	臨界継続中～1時間以内 (臨界事故による中性子線にさらされている期間及び放射化生成物が減衰するまでの時間)	臨界事故が発生した機器が設置される建屋内 (主として臨界事故が発生した機器が設置されるセル周囲)
放射性希ガス等からの被ばく	廃ガス処理設備から貯留設備にわたる経路及び貯留設備の貯留タンク	臨界継続中～6時間以内(短半減期核種が十分減衰するまでの時間)	臨界事故が発生した機器が設置される建屋内 (放射性希ガスが滞留する範囲)

第2表 線量率の上昇を考慮する必要がある作業

類別	作業項目	作業内容	作業のタイミング
拡大防止対策	未臨界確保判断	ガンマ線用サーベイメータ及び中性子線用サーベイメータにより臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の線量当量率を計測し、未臨界に移行したことを判断する。	可溶性中性子吸収材が供給された以降 (臨界事故の発生を起点として20分後以降)
異常な水準の放出防止対策	放射性希ガス等の貯留タンクへの掃気	圧縮空気設備及び可搬型建屋内ホースを用いて、臨界事故が発生した機器に圧縮空気を供給し、気相部に存在する放射性物質を含む気体を貯留タンクに導く	同上
	放射線分解水素の掃気	圧縮空気設備及び可搬型建屋内ホースを用いて、臨界事故が発生した機器に圧縮空気を供給し、臨界事故により発生した放射線分解水素を掃気する	同上

第3表 臨界事故への対処作業と線量評価の方針

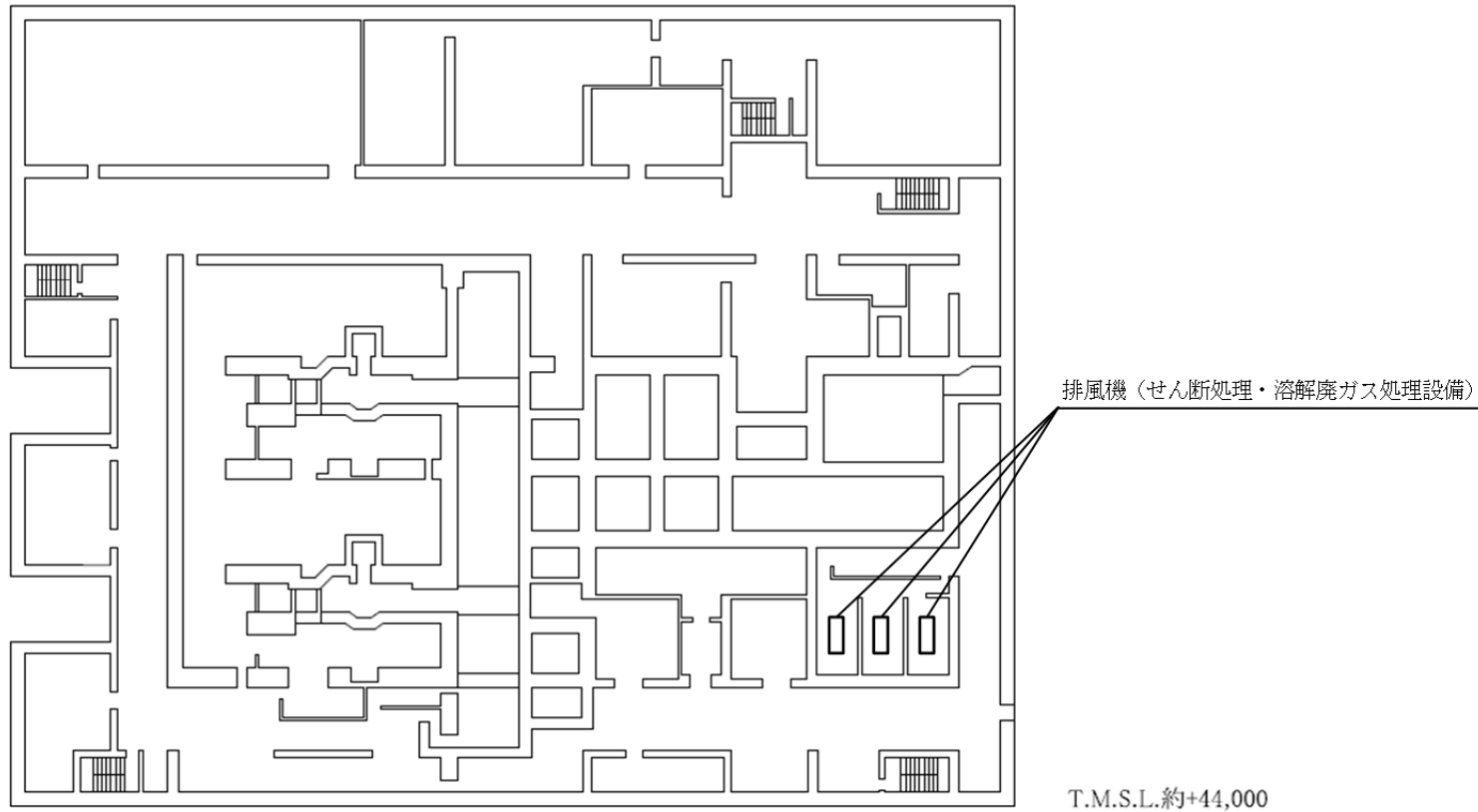
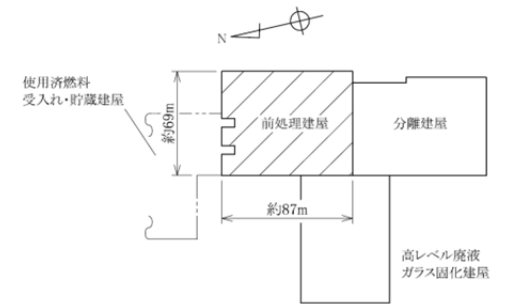
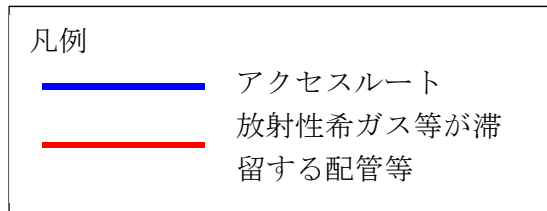
作業項目	考慮すべき被ばく		
	臨界事故による直接線による被ばく	放射化生成物からの被ばく	放射性希ガス等からの被ばく
未臨界確保判断	<p>×</p> <p>未臨界確保判断は重大事故時可溶性中性子吸収材供給系から可溶性中性子吸収材が供給された以降に実施し、また、サーベイメータにより移動経路において線量率の上昇を確認しながら作業を行なうため、万一、未臨界が確保されていない場合でも作業員が有意に被ばくをするより前に作業を中断できる。</p>	<p>×</p> <p>放射化生成物による線量率の上昇はセル近傍に限定され、また、影響があると推測されるコンクリートによる放射化生成物は短半減期（数百秒程度）であり、未臨界確保時点ではその影響は無視できる。根拠を 5.1 に示す。</p>	<p>×</p> <p>線源となる廃ガス処理設備及び貯留設備の配管及び貯留設備の貯留タンクと可能な限り干渉しないようアクセスルートを設定しており、線量率の上昇の影響は無視できる。根拠を 5.2 に示す。</p>
放射性希ガス等の貯留タンクへの掃気及び放射線分解水素の掃気	<p>×</p> <p>作業開始タイミングは中性子吸収材の供給完了以降であるため、直接線による被ばくを考慮する必要はない。</p>	<p>×</p> <p>同上</p>	<p>△</p> <p>線源となる廃ガス処理設備及び貯留設備の配管及び貯留設備の貯留タンクと可能な限り干渉しないようアクセスルートを設定しており、線量率の上昇の影響は小さい。根拠を 5.2 に示す。</p>

第4表 放射化生成物の計算に用いた条件

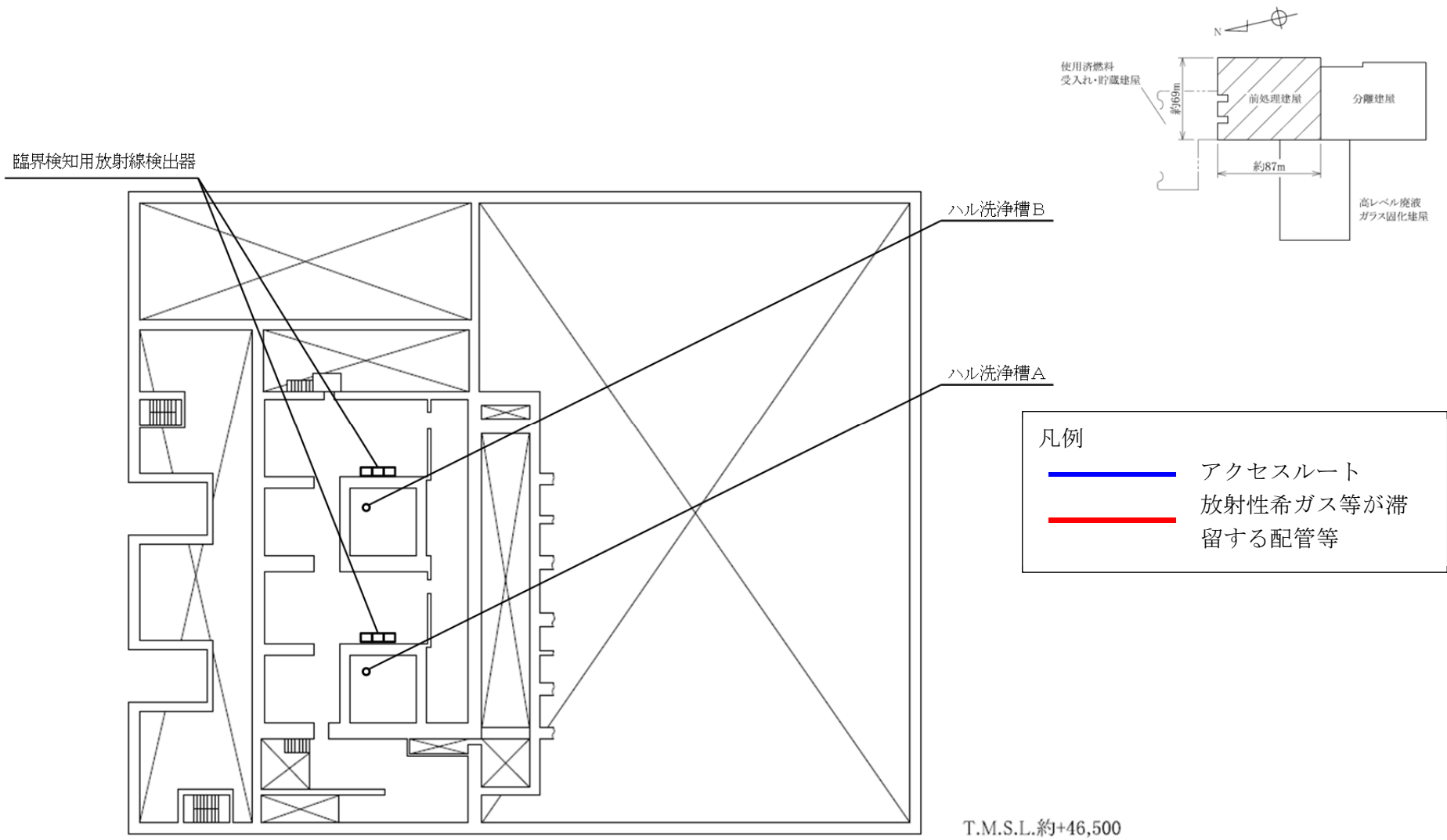
項目	内容	出展
放射化反応	中性子線の入射により発生する放射化反応として、 $(n, \gamma)$ , $(n, 2n)$ , $(n, \alpha)$ , $(n, p)$ 反応を考慮	ORIGEN2 Ver2.1 ライブラリ
核反応断面積	ORIGEN2 Ver2.1 に収載されている核反応断面積を使用	ORIGEN2 Ver2.1 ライブラリ
放射化される材料	ステンレス材料, コンクリート材料の放射化を考慮 組成には代表的な組成として NUREG/CR-3474 を使用	NUREG/CR-3474 Long-Lived Activation Products in Reactor Materials
放射化により生成した核種の減衰	短半減期の核種が生成する反応もあるが, 主要核種の減衰はより厳しい結果を与えるように考慮しない	—
中性子数	2.5 個/fission 臨界によって発生する中性子数のうち, 核分裂の連鎖反応に必要なものを考慮してより厳しい結果を与えるように設定	—
照射時間	10 分 臨界事故の継続時間として設定	—
総核分裂数	$1.6 \times 10^{18}$ 個 バースト期の核分裂数 ( $1 \times 10^{18}$ [fissions]) 及び プラト一期の核分裂率と臨界事故の想定継続時間 ( $1 \times 10^{15}$ [fissions/s] $\times 10$ [min] $\times 60$ [s/min]) を考慮して設定	—
線量率への換算	核種ごとに設定される空気カーマ係数を用いて傾向を把握する。	ICRP Publ. 107 Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations

第 5 表 放射性希ガス等からの被ばく線量の計算に用いた条件

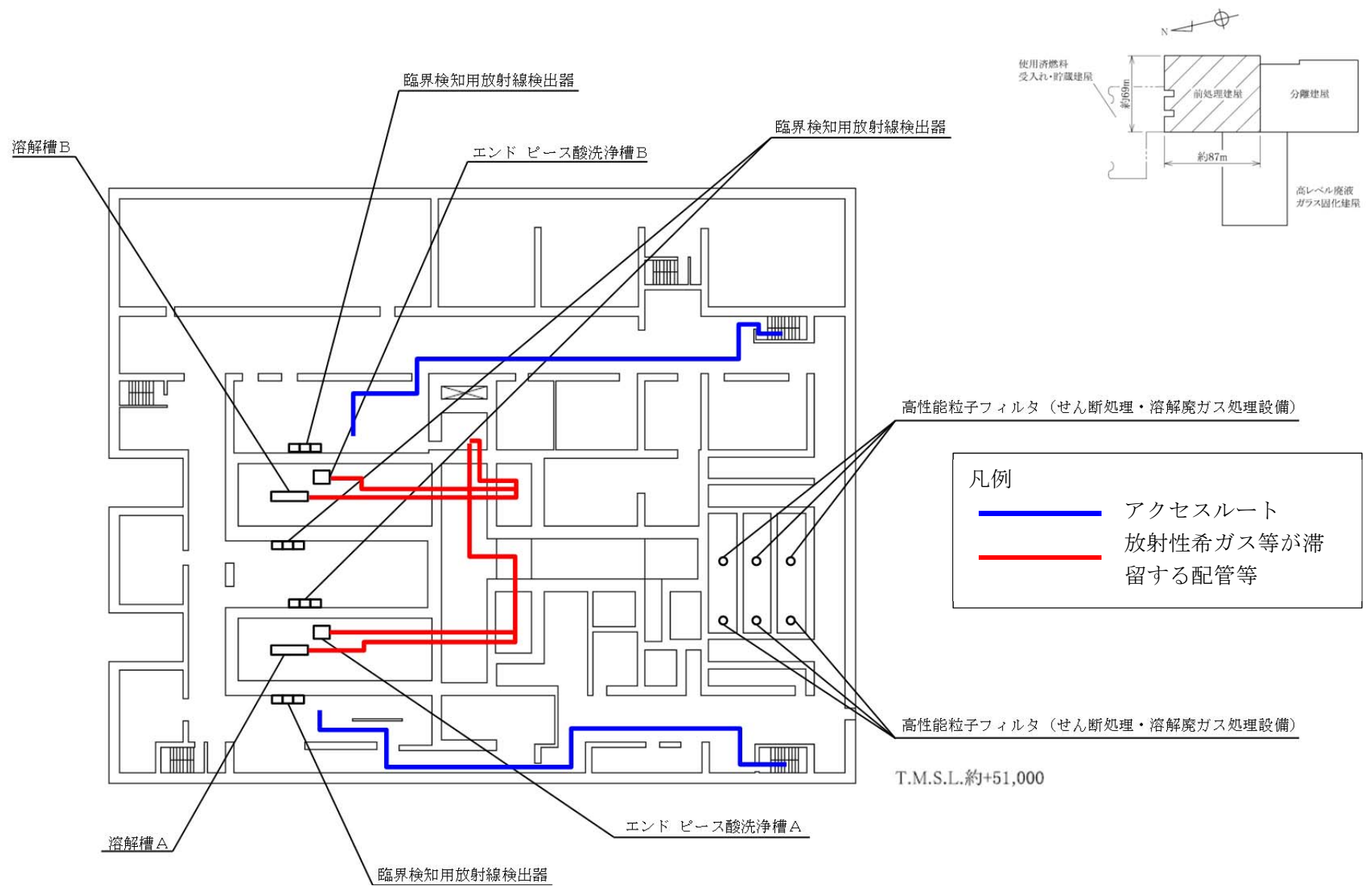
項目	内容
線源形状	直径 1.8m 無限円柱 貯留タンクの形状として設定 鉛直方向については安全側の結果を与えるように無限円柱とする。
放射能濃度	3E+14Bq/m <sup>3</sup> 前処理建屋の臨界事故を想定し、U-235 熱核分裂における核分裂収率と、臨界事故の総核分裂数（1.6E+18=1E+18+1E+15*10*60）により放射エネルギーを計算し、貯留タンクの容量（安全側に 5m <sup>3</sup> とする）より設定
時間減衰の考慮	10 分 臨界事故を起点として、10 分で未臨界に移行し、当該部屋での作業が開始される 20 分までの間の時間減衰として設定
評価モデル	第 16 図に示すとおり
線量率換算定数	ICRP-Publication. 74 に規定の線量率換算定数



第1図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図 (前処理建屋 地下3階)

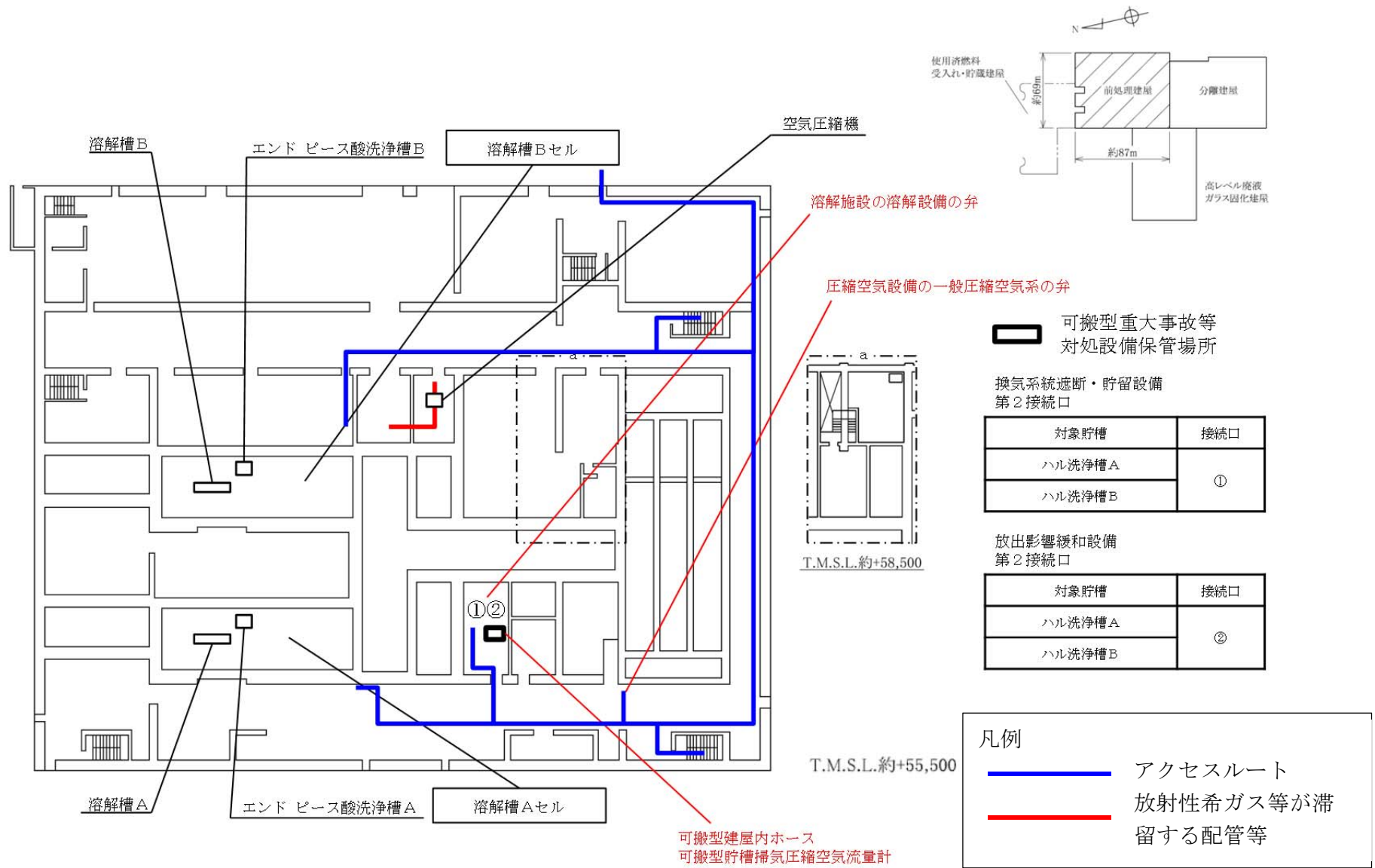


第2図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（前処理建屋 地下2階）

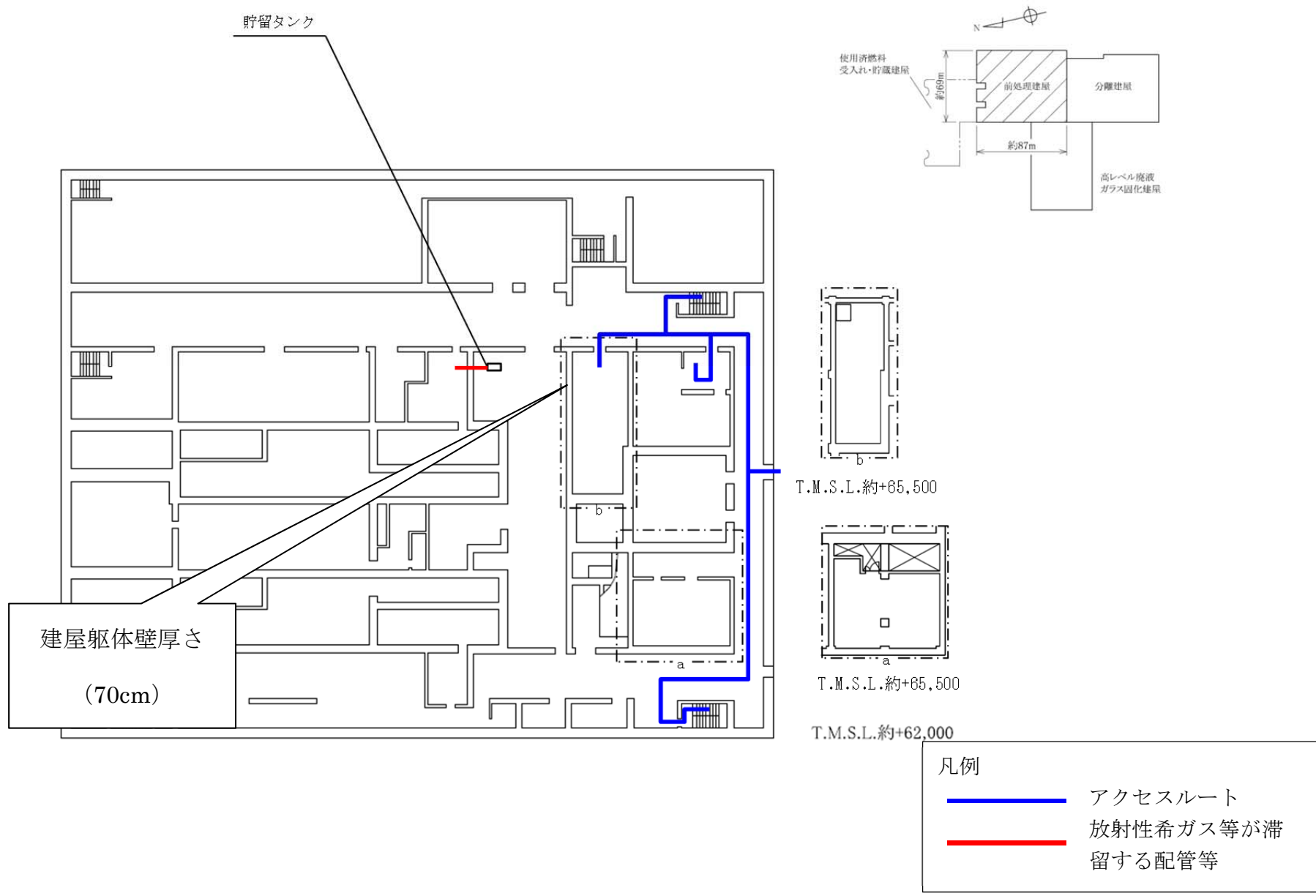


第3図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（前処理建屋 地下1階）

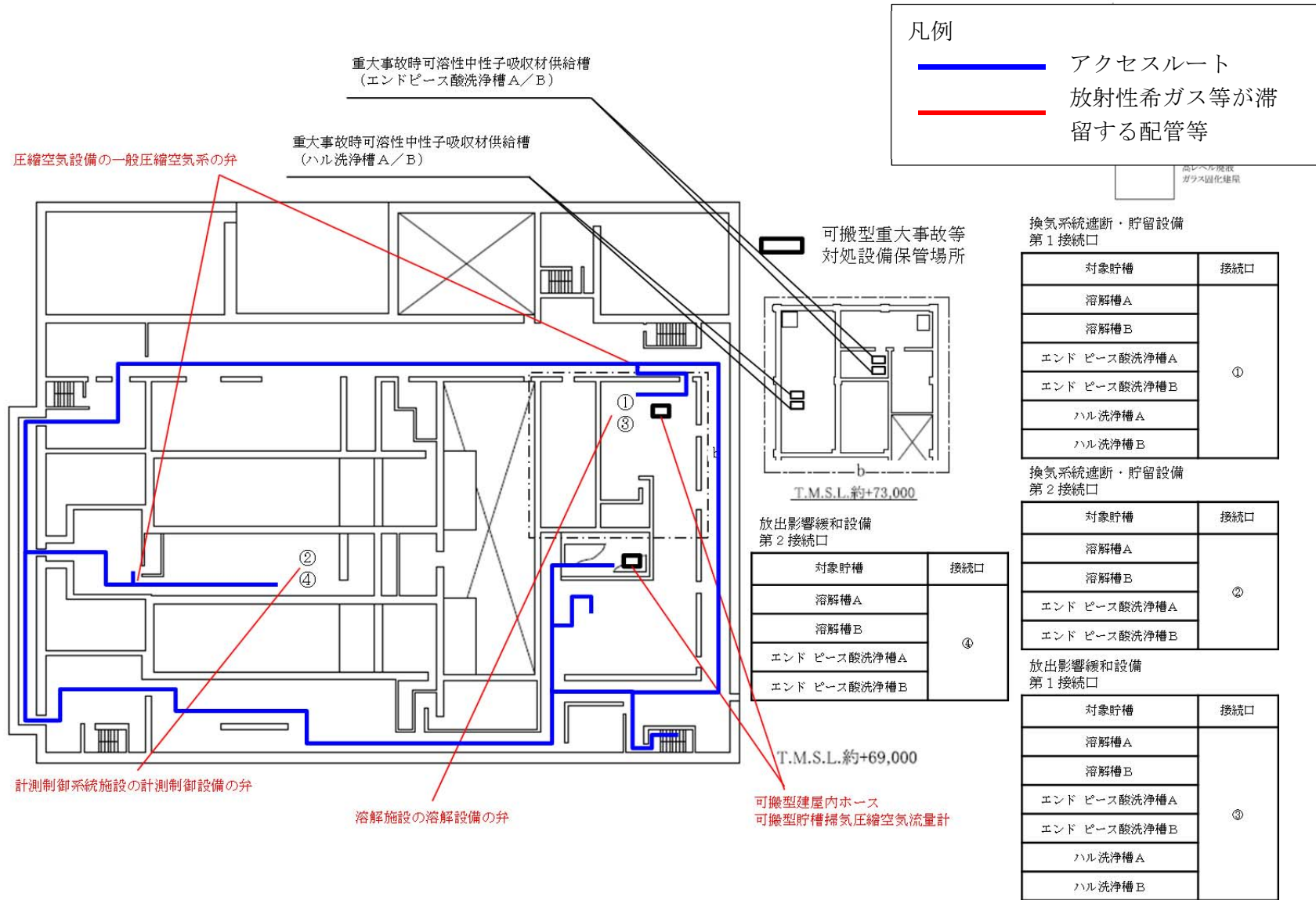




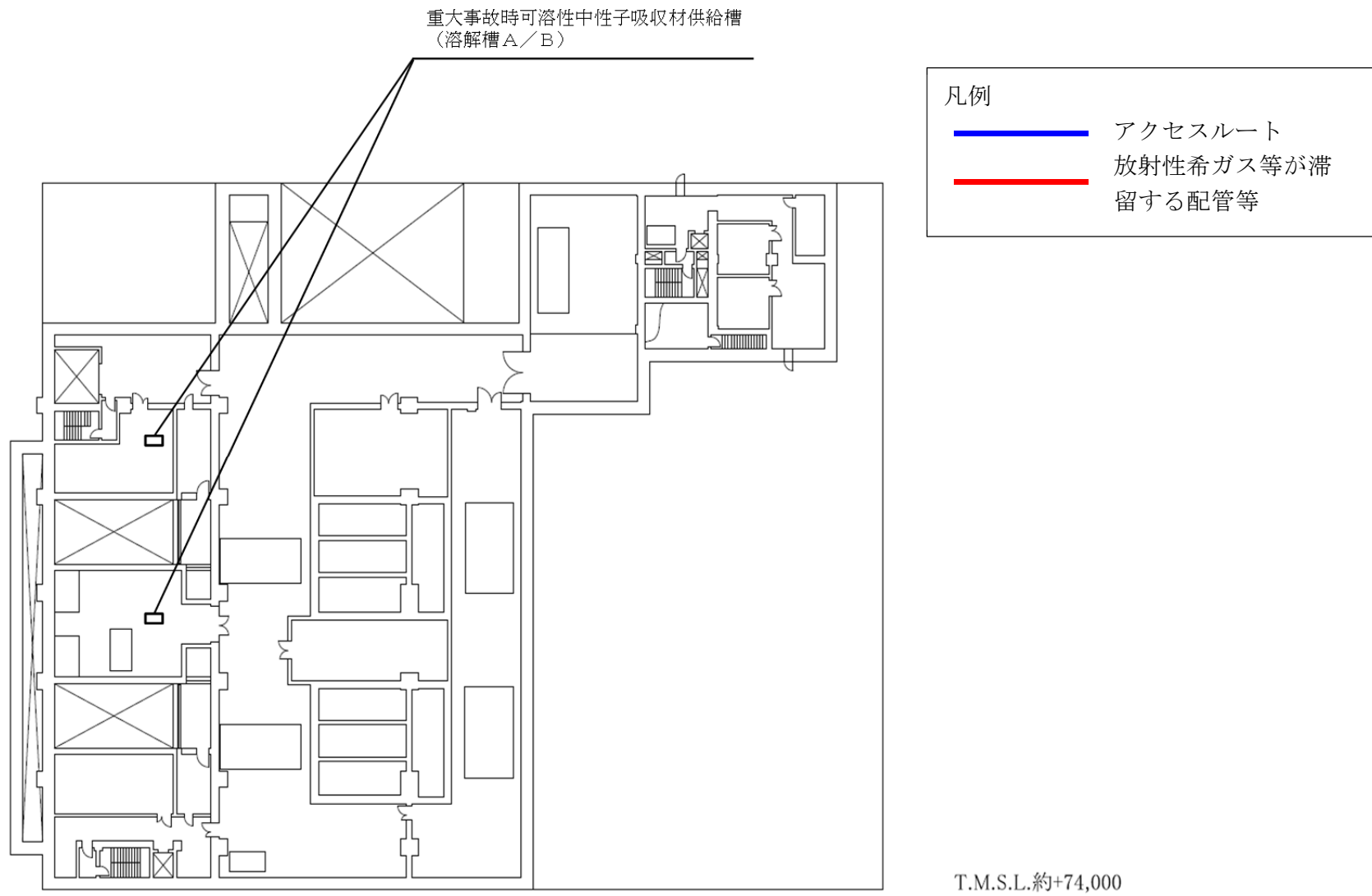
第4図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（前処理建屋 地上1階）



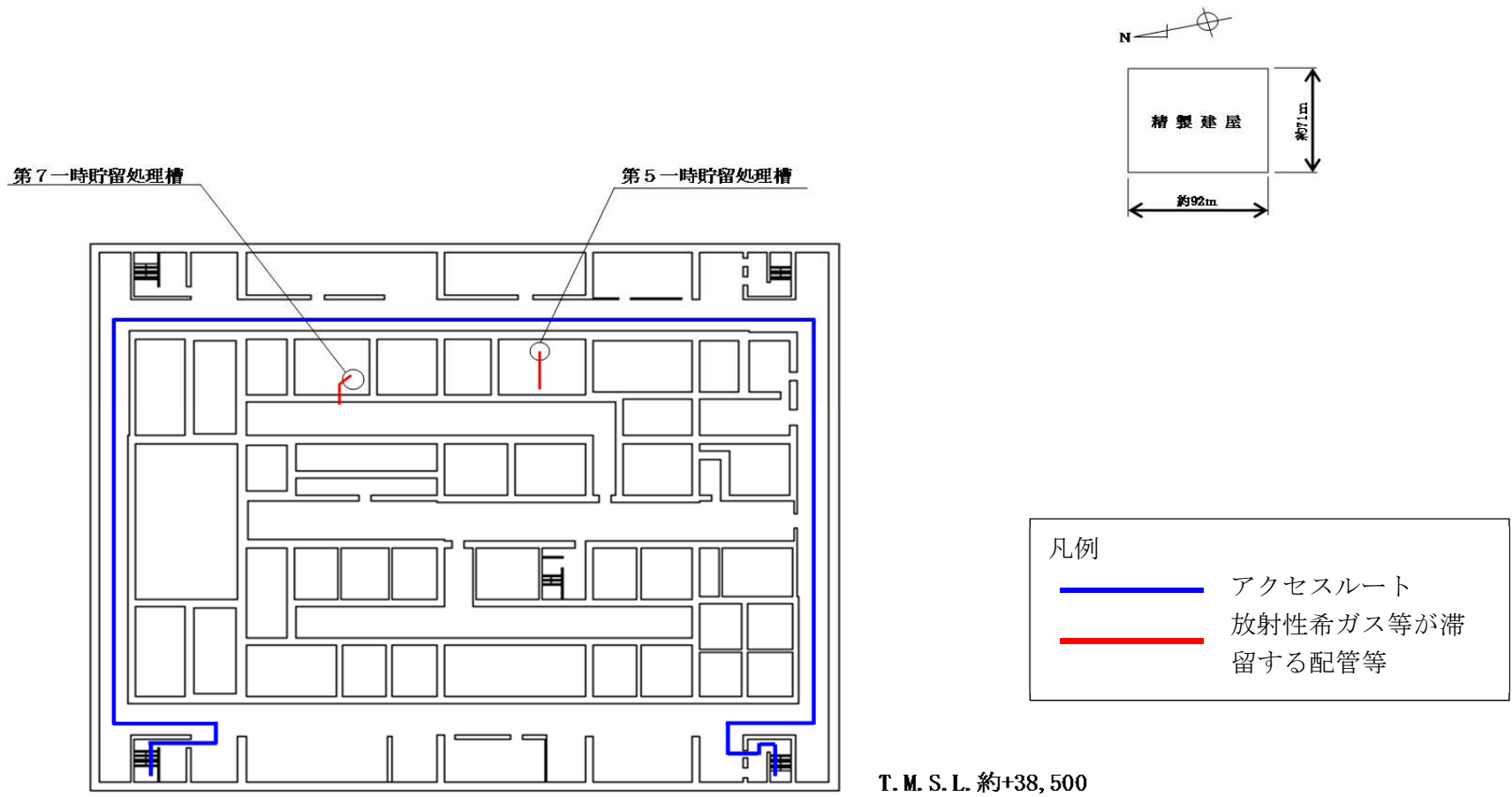
第5図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（前処理建屋 地上2階）



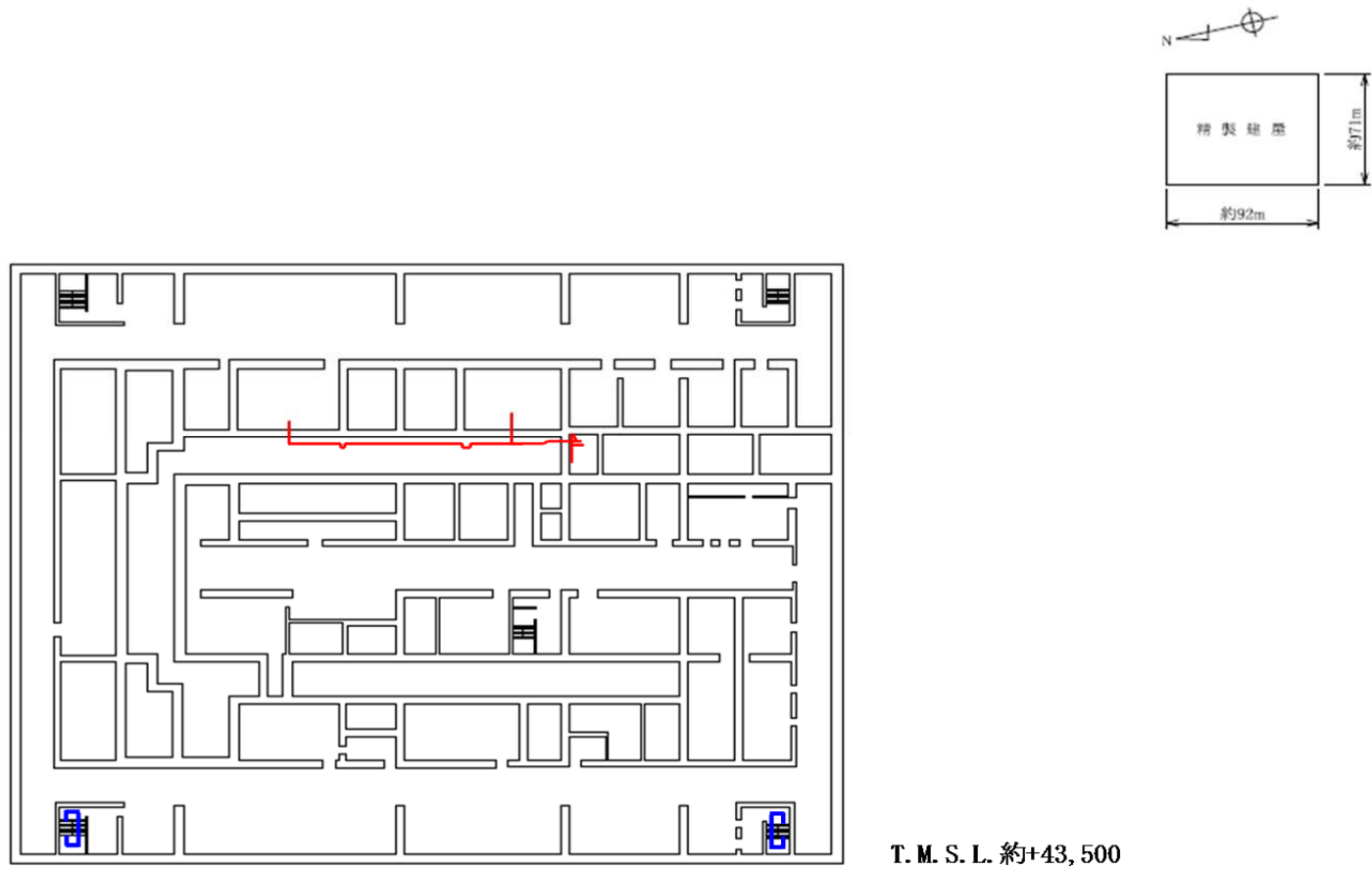
第6図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（前処理建屋 地上3階）



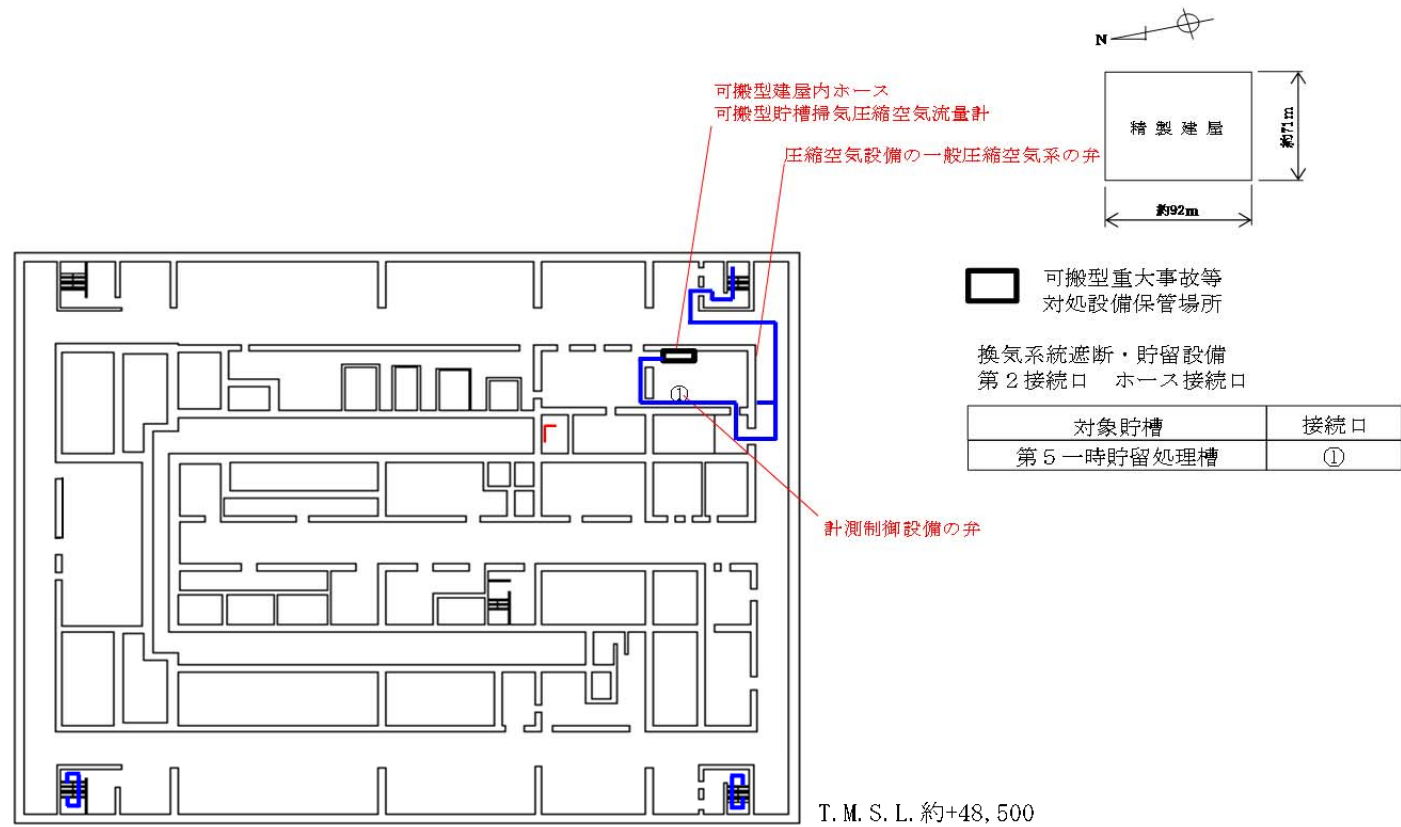
第7図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図 (前処理建屋 地上4階)



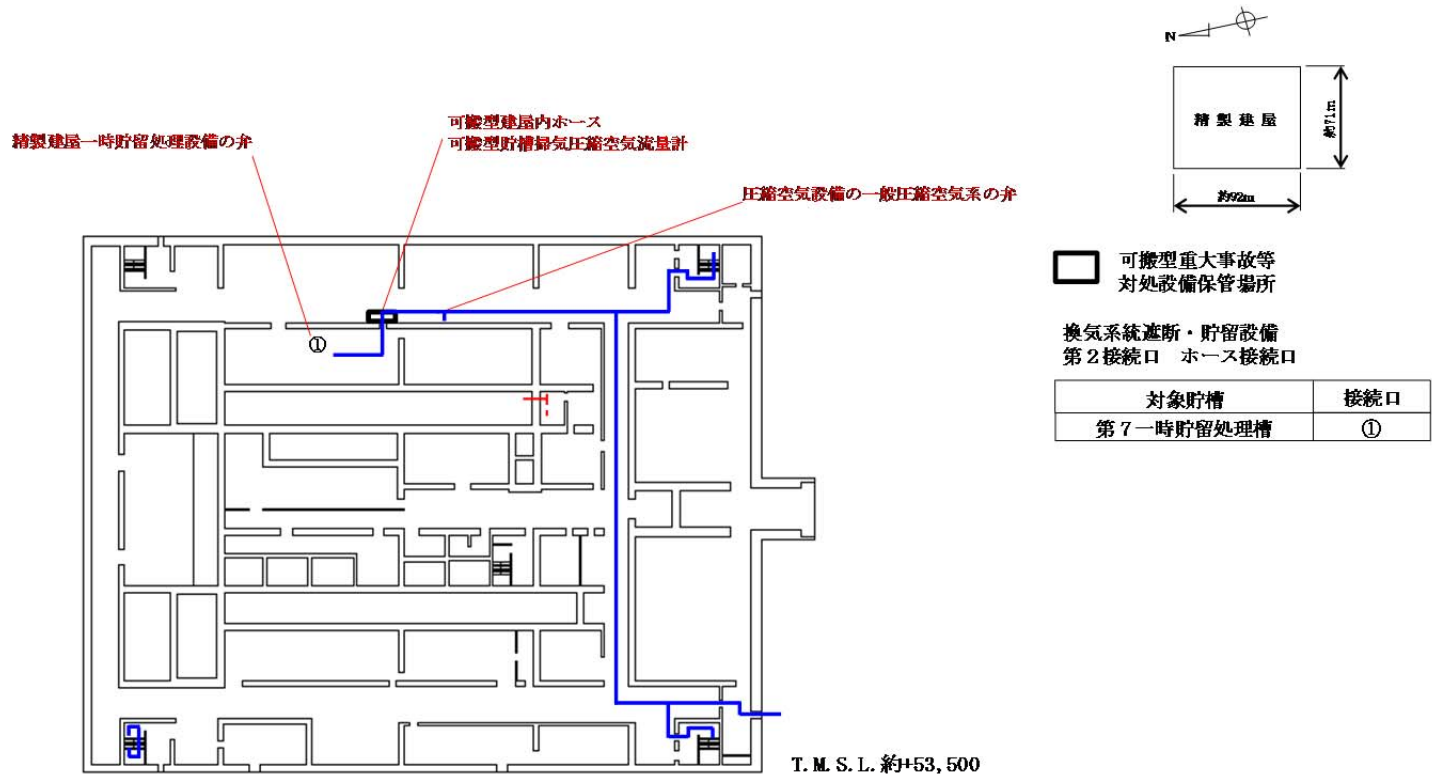
第8図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（精製建屋 地下3階）



第9図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（精製建屋 地下2階）

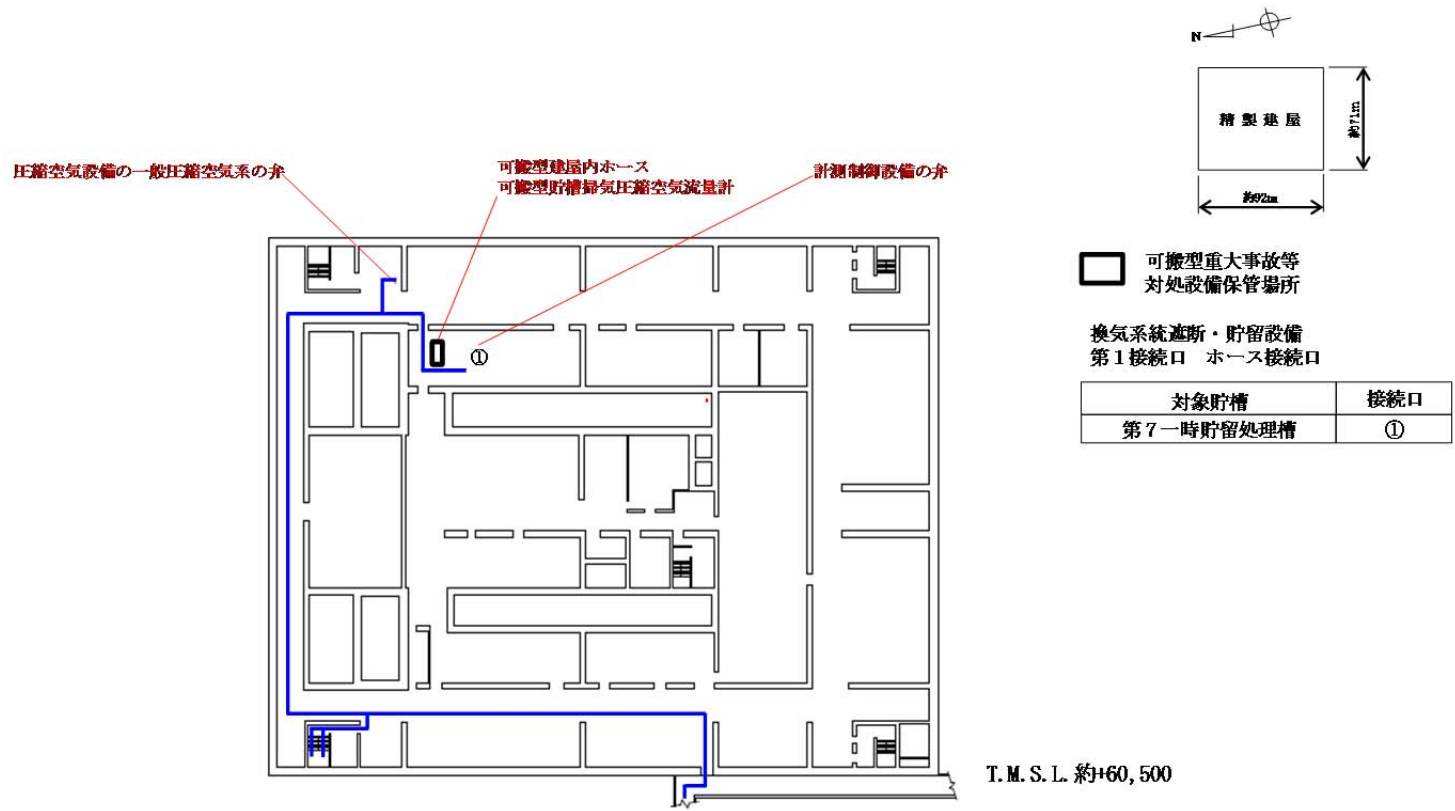


第10図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（精製建屋 地下1階）

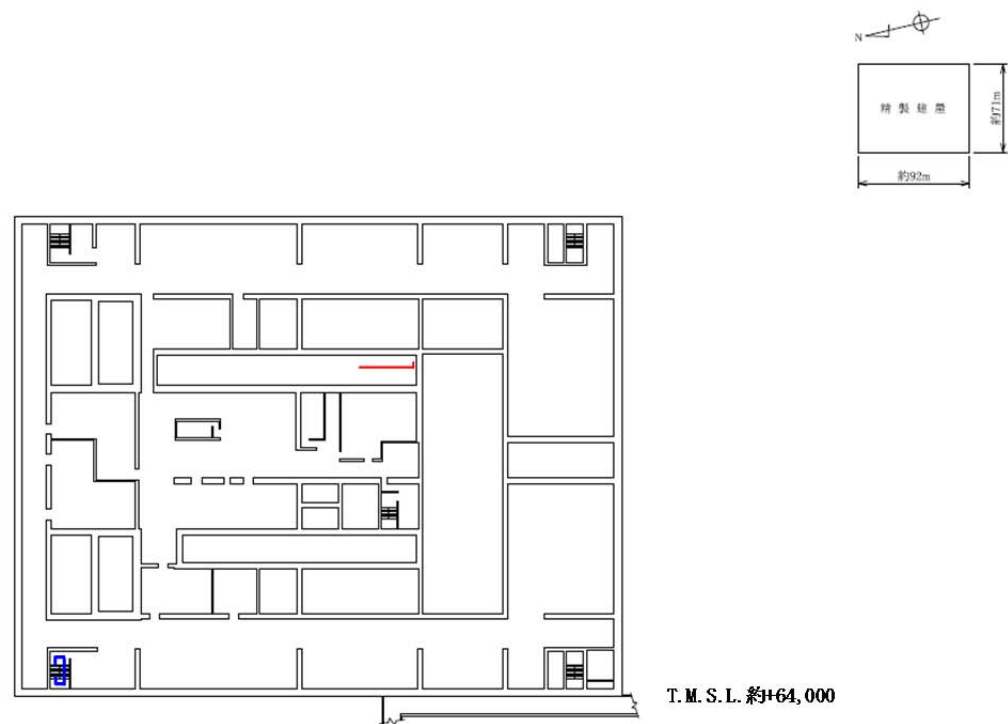


第 11 図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（精製建屋 地上1階）

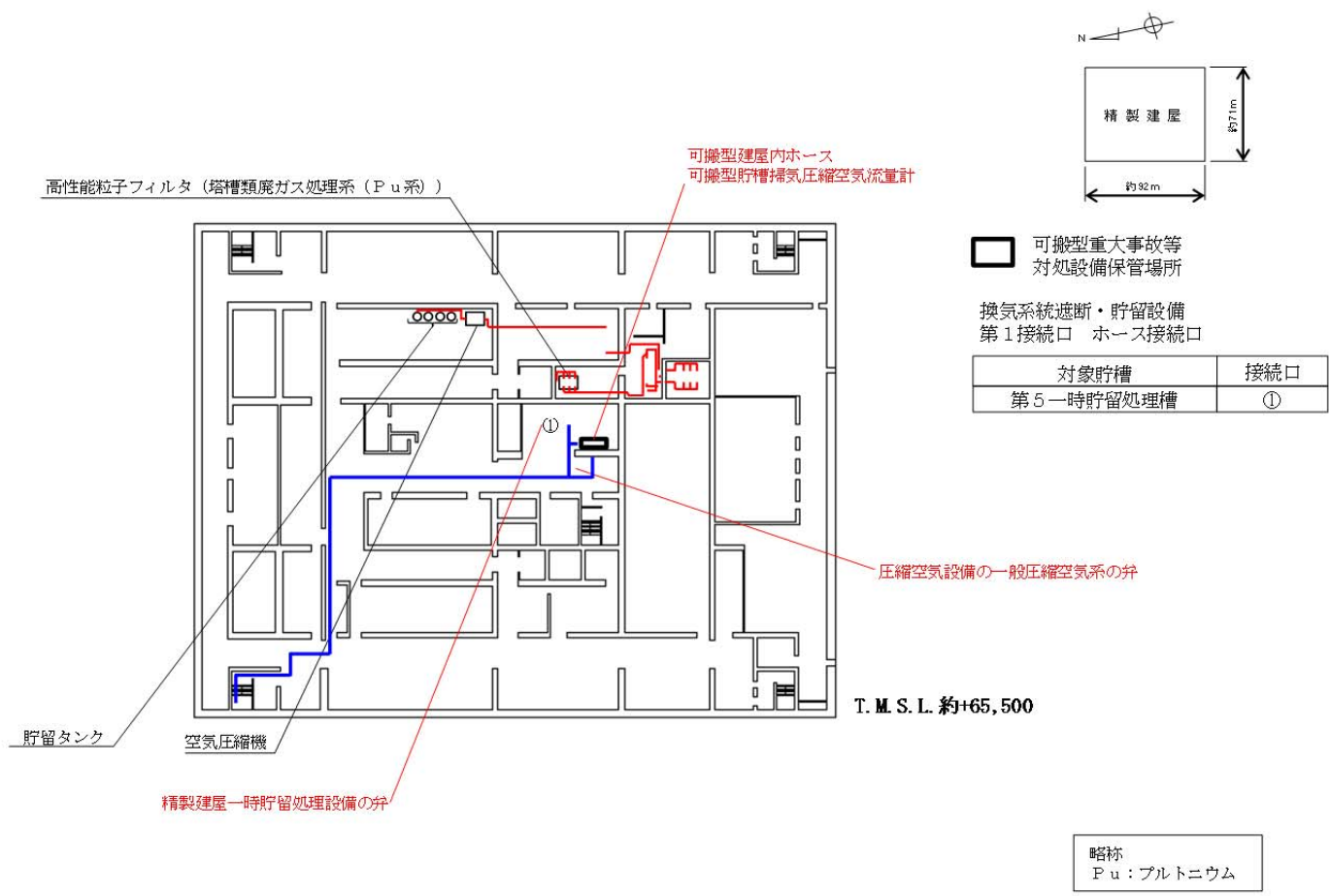




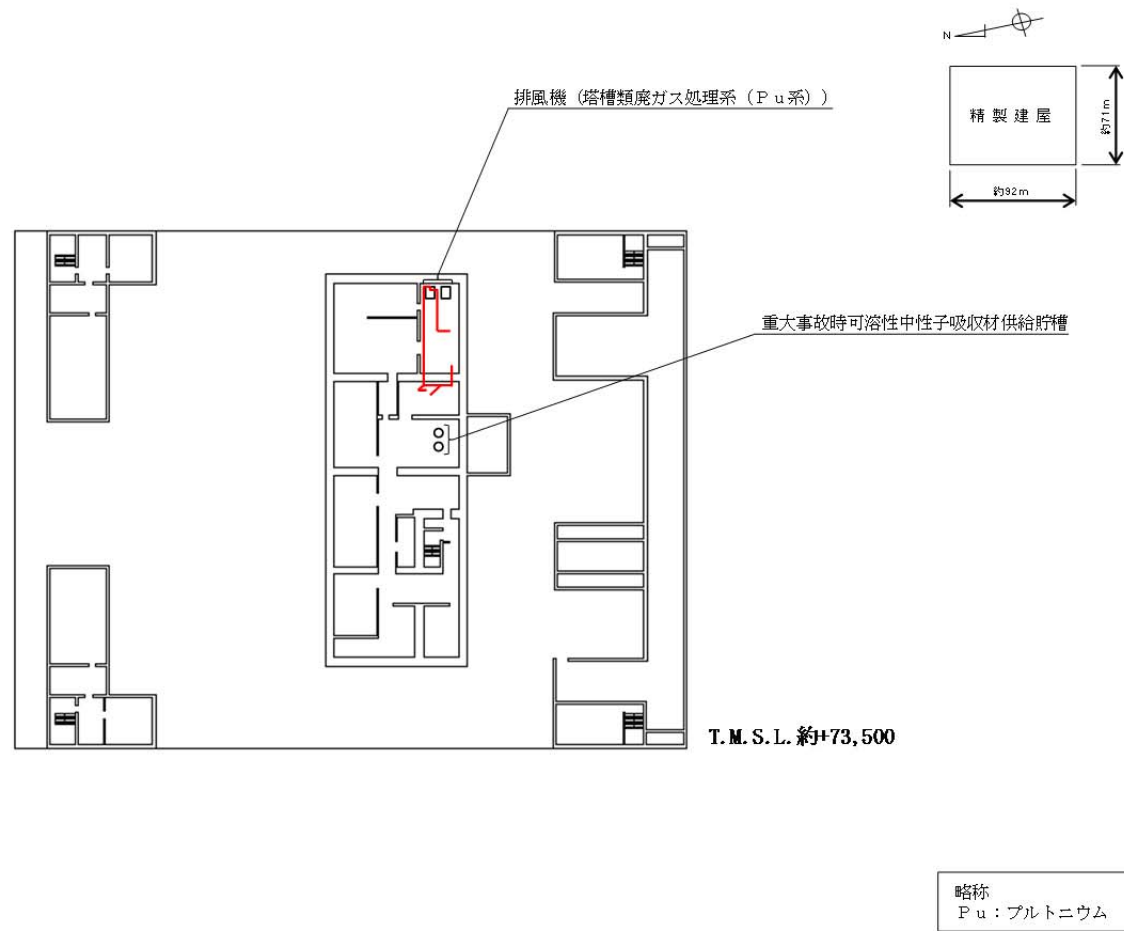
第12図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（精製建屋 地上2階）



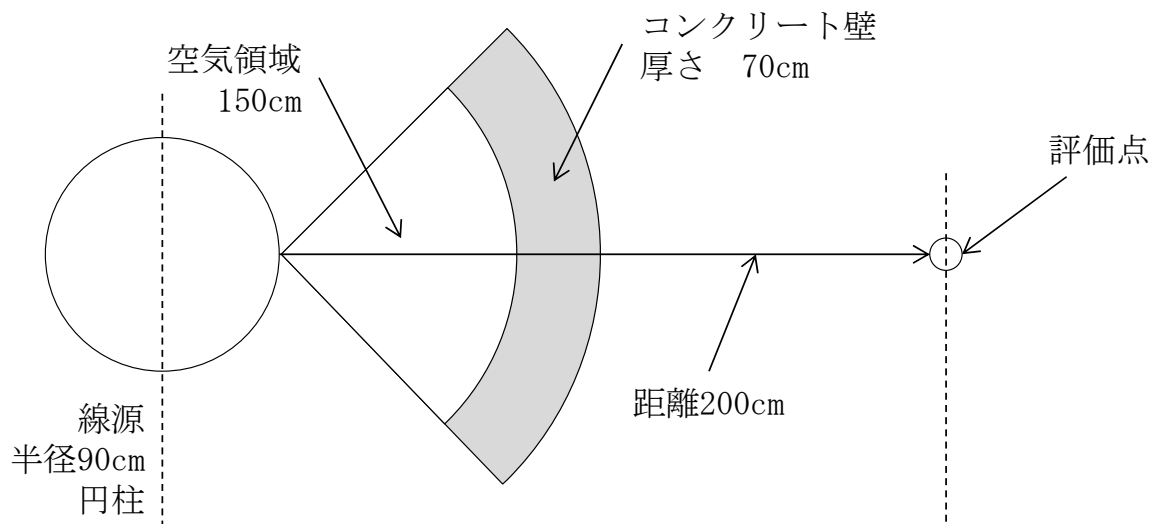
第13図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（精製建屋 地上3階）



第 14 図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図 (精製建屋 地上 4 階)



第 15 図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図 (精製建屋 地上 5 階)



第 16 図 貯留タンクからの放射線による被ばくの計算モデル

