

【公開版】

資料番号 11-1	令和元年 12 月 10 日
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

第 2 8 条：重大事故等の拡大防止等

- ・ 臨界事故への対処

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有効性評価

6. 臨界事故への対処

(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、可溶性中性子吸収材を自動供給し未臨界を維持するための対策、貯留設備による放射性物質を貯留するための対策並びに臨界事故により発生する放射線分解水素を掃気する対策を整備する。

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) 可溶性中性子吸収材の自動供給

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。

また、上記対策とは別に、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。

可溶性中性子吸収材の自動供給に係る重大事故等対処施設は、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。

可溶性中性子吸収材の自動供給の概要を第6-1図に示す。

【補足説明資料 6-2】

(b) 貯留設備による放射性物質の貯留

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導出する。また、臨界事故が発生した機器に空気を供給し、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。

貯留タンクでの放射性物質を含む気体の導出完了後、貯留設備の弁を閉止し、放射性物質を貯留する。また、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。

また、上記対策とは別に、万一、貯留設備への導出が機能しない場合に備え、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可能となるよう対策を実施する。

貯留設備による放射性物質の貯留に係る重大事故等対処施設は、貯留設備による放射性物質の貯留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。

貯留設備による放射性物質の貯留の概要を第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

貯留設備による放射性物質の貯留と並行して、臨界事故が発生した機器に空気を供給し、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、機器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に係る重大事故等対処施設は、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。

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気の概要を第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のための措置の具体的内容

6.1.1.1 可溶性中性子吸収材の自動供給

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) 可溶性中性子吸収材の供給

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

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とは別に、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 貯留設備による放射性物質の貯留

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導出し、その後貯留する。

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) 貯留タンクへの導出

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貯留タンクに導く。

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機器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に兼ねる。

(2) 貯留タンクへの導出完了判断

貯留タンクへの導出開始後、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導出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。

可溶性中性子吸収材の自動供給により、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、導出の完了と判断する。導出完了の判断後、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に放射性物質を貯留する。

また、万一、貯留タンクへの放射性物質を含む気体を貯留する対策に失敗した場合に備え、貯留タンクへの導出と並行して(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) 貯留タンクへの導出完了後の廃ガス処理設備による換気再開

貯留タンクへの放射性物質の導出完了後、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し、機器内に残留している放射性物質を管理された状態において放出する。

(4) セルへの放射性物質の導出

貯留設備による放射性物質の貯留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、貯留タンクへの導出と並行して、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

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。

第6.1.1-1表及び第6.1.1-2表に示す機器へ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。

6.1.2 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

可溶性中性子吸収材の自動供給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、中性子実効増倍率の計算が可能であり、多数のベンチマークにより検証された 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。

実効増倍率の計算においては、臨界事故が発生した機器内の核燃料物質質量、核燃料物質濃度、形状、減速条件等が重要なパラメータとなることから、それらのパラメータを、想定される最も厳しい条件となるよう設定し、中性子吸収材が供給された機器の実効増倍率を計算する。

貯留設備による放射性物質の貯留に係る有効性評価は、可溶性中性子吸収材の自動供給により未臨界へ移行し、また、貯留タンクへの導出が完了し、貯留タンクにおいて放射性物質を貯留している状況下において、臨界事故が発生した機器内に残留している放射性物質が、廃ガス処理設備による換気の再開に伴って大気中に放出されることを想定し、放射性物質質量、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染係数並びに貯留設備による放射性物質の貯留の効果により期待される放出低減効果を考慮し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。

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係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値及び機器に供給する空気量を用いて、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。貯留設備による放射性物質の貯留及び臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気の有効性評価においては、解析コードは用いない。

【補足説明資料 6-10】

(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。

溶解槽，エンドピース酸洗浄槽及びハル洗浄槽を，総称して溶解槽等という。

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（以下、「第5一時貯留処理槽等」という。）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染係数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6.1.2-1表に示す。

b. 重大事故等への対処に関連する機器条件

(a) 臨界事故が発生した機器内に存在する核燃料物質の状態

臨界事故が発生した機器における溶液中の核燃料物質量，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に評価結果が最も厳しくなるよう条件を設定する。

臨界事故の対処に使用する機器を第6.1.2-2表及び第6.1.2-3表に示す。

以下に，エンドピース酸洗浄槽の場合を例として示す。

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 $5.0 \text{ wt} \%$ 及び燃焼度 $0 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot U_{PR}$ 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 $550 \text{ kg} \cdot UO_2$ 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 N とする。

(iv) 供給するガドリニウム量を $4,200 \text{ g} \cdot G d$ とする。

臨界事故が発生した機器内に存在する核燃料物質の状態等の主要な評価条件を第6.1.2-4表に示す。

(b) 臨界事故が発生した機器内に存在する放射性物質の量等

臨界事故が発生した機器における溶液中の核燃料物質量，溶液の液量及び核種に関しては，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に評価結果が最も厳しくなるよう条件を設定する。

以下に、精製建屋の第7一時貯留処理槽を例として示す。

i. 臨界事故が発生した機器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機器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質量を設定する。なお、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については微小であることから無視できる。

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 $45,000\text{MW d} / \text{t} \cdot \text{U P r}$ 、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 $1 \times 10^{15} \text{ f i s s i o n s} / \text{ s}$ に可溶

性中性子吸収材の自動供給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 1.6×10^{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染係数は 10^3 以上であるが、蒸気雰囲気が除染係数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染係数は、蒸気による劣化を考慮した高性能粒子フィルタの除染係数（1段あたり 10^2 ）とし、2段として 10^4 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染係数は10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、貯留タンクで貯留されるが、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。

臨界事故が発生した機器内に存在する放射性物質の状態等の主要な評価条件を第6.1.2-5表に示す。

(c) 臨界事故が発生した機器の気相部体積等

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。

機器の気相部体積は、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6.1.2-6表から第6.1.2-8表に示す。【補足説明資料6-8】

以下に、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽を例として示す。

- 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 1×10^{15} f i s s i o n s / s に可溶性中性子吸収材の自動供給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 1.6×10^{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 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 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、G値がもっとも大きくなる条件である、硝酸イオン濃度 0 mol/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。

(d) 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 $150 \text{ g} \cdot \text{Gd} / \text{L}$ 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。

重大事故時可溶性中性子吸収材供給系は、臨界検知用放射線検出器による臨界の発生検知を起点として、10分で必要な中性子吸収材を供給できるものとする。

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

(e) 電源設備

電源設備は、1系列あたり精製建屋で最小約 120 kVA の余裕を有し、前処理建屋及び精製建屋の臨界事故への対処で1系列を用いる。

有効性評価においては、臨界事故への対処に用いる設備が必要な電力を供給できる設計としていることから、以下に示す必要な電力を供給できるものとする。

前処理建屋の臨界事故に対処するための設備 約 25 k V A

精製建屋の臨界事故に対処するための設備 約 50 k V A

(f) 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。

(g) 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除染係数は1段当たり 10^3 以上 ($0.3 \mu\text{mDOP}$ 粒子) とし、2段で構成する。

(h) 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除染係数は1段当たり 10^3 以上 ($0.3 \mu\text{mDOP}$ 粒子) とし、2段で構成する。

(i) 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放射性物質の貯留が自動で実施され、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。

(j) 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 0.69MP a 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。

前処理建屋	溶解槽	1 m ³ / h 以上
前処理建屋	エンドピース酸洗浄槽	6 m ³ / h 以上
前処理建屋	ハル洗浄槽	(供給を要しない)
精製建屋	第5一時貯留処理槽	4 m ³ / h 以上
精製建屋	第7一時貯留処理槽	4 m ³ / h 以上

c. 重大事故等への対処に関連する操作条件

臨界事故により発生する放射性物質を貯留タンクへの導出した後に、臨界事故が発生した機器からの排気経路を、貯留設備から通常時の廃ガス処理設備に切り替える操作を、中央制御室から行う。

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。

可溶性中性子吸収材の自動供給において、現場で作業を行うものは、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

臨界事故の有効性評価に影響を与える作業環境の変化はない。

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第6.1.4-1図から第6.1.4-29図，第6.2.4-1図から第6.2.4-32図に示す。

【補足説明資料6-9】

(3) 有効性評価の判断基準

a. 可溶性中性子吸収材の自動供給

可溶性中性子吸収材の自動供給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、可溶性中性子吸収材の自動供給に必要な資源が確保されていることを確認する。

b. 貯留設備による放射性物質の貯留

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、貯留設備による放射性物質の貯留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

臨界事故が発生した機器内の水素濃度が、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、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. 可溶性中性子吸収材の自動供給

可溶性中性子吸収材の自動供給により，臨界事故の発生を想定する機器において，速やかに未臨界に移行し，及び未臨界を維持できる。

具体的な評価結果を第 6.1.2-9 表に示す。

評価結果のうち，未臨界に移行するために最も多くの中性子吸収材を必要とするエンドピース酸洗浄槽の例を以下に示す。

(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 $4,200 \text{ g} \cdot \text{G d}$ 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 $150 \text{ g} \cdot \text{G d} / \text{L}$ の硝酸ガドリニウム溶液約 50 L を 10 分以内に供給することで，エンドピース酸洗浄槽の実効増倍率 ($k_{\text{eff}}+3\sigma$) を 0.941 にできるため，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. 貯留設備による放射性物質の貯留

貯留設備による放射性物質の貯留後に，臨界事故の収束となる，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， 100 T B q を十分に下回る。

具体的な評価結果を第 6.1.2-10 表から第 6.1.2-19 表に示す。評価結果のうち，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第 7 一時貯留処理槽においては約 $9 \times 10^{-7} \text{ T B q}$ となる。

また、臨界事故で発生した放射性物質については、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。

放射性物質が大気中に放出されるまでの過程を第 6.1.2-1 図から第 6.1.2-5 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

臨界事故が発生した場合の機器内の水素濃度は、臨界事故による放射線分解水素の発生を考慮した場合でも、水素爆発未然防止濃度（8 v o 1 %）未満に維持でき、また、臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気により、速やかに可燃限界濃度（4 v o 1 %）を下回ることができる。

具体的な評価結果を第 6.1.2-20 表に示す。評価結果のうち、水素濃度の最大値が最も大きくなるエンドピース酸洗浄槽においては、臨界事故後の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 $6 \text{ m}^3 / \text{h}$ 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 6.1.2-20 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 6.1.2-20 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 6.2.4-33 図から第 6.2.4-37 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

可溶性中性子吸収材の自動供給及び貯留設備による放射性物質の貯留に対しては、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。

b. 評価項目に与える影響

(a) 可溶性中性子吸収材の自動供給

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、可溶性中性子吸収材の自動供給のための設備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) 貯留設備による放射性物質の貯留

貯留設備による放射性物質の貯留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機器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、可溶性中性子吸収材の自動供給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。

可溶性中性子吸収材の自動供給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。

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

高性能粒子フィルタの除染係数の設定においては、蒸気雰囲気は除染係数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、蒸気による除染係数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染係数については、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。

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. 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。

可溶性中性子吸収材の自動供給及び貯留設備による放射性物質の貯留に対しては、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。

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) 可溶性中性子吸収材の自動供給

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つ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) 貯留設備による放射性物質の貯留

大気中への放射性物質の放出量評価では、放出量算出において考慮する各パラメータに上振れ又は下振れする可能性があるものの、その幅は

各パラメータにおいて1桁程度であり，100TBqに対する事態が収束するまでの主排気筒から大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）の寄与割合に与える影響が大きくないことを確認した。

(6) 必要な要員及び資源の評価

a. 必要な要員の評価

可溶性中性子吸収材の自動供給として実施する，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名である。

貯留設備による放射性物質の貯留として実施する，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名である。

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気に必要な要員は2名である。

以上より，臨界事故の対処に必要な要員は最大でも9名であり，実施組織要員である12名にて対処が可能である。

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，臨界事故は，動的機器の機能喪失又は人為的な過失の重畳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

対処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を未臨界に移行するために必要な量（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。

(c) 電源

臨界事故への対処に必要な負荷は、最小余裕約 120 kVA に対し最大でも重大事故等対処施設の貯留設備の空気圧縮機の約 50 kVA である。また、空気圧縮機の起動時を考慮しても約 80 kVA であり最小余裕に対して余裕があることから、必要電源容量を維持できる。

(8) 判断基準への適合性の検討

臨界事故の拡大の防止のための措置として、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を掃気する手段を整備しており、これらの対策について、臨界事故の起因となる動的機器の多重故障又は多重誤操作を条件として有効性評価を行った。

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

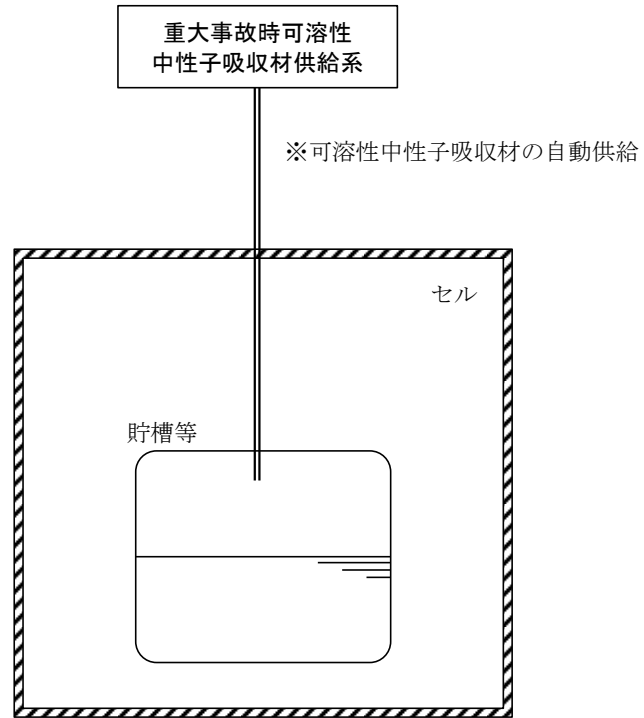
場合に速やかに未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる。

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。

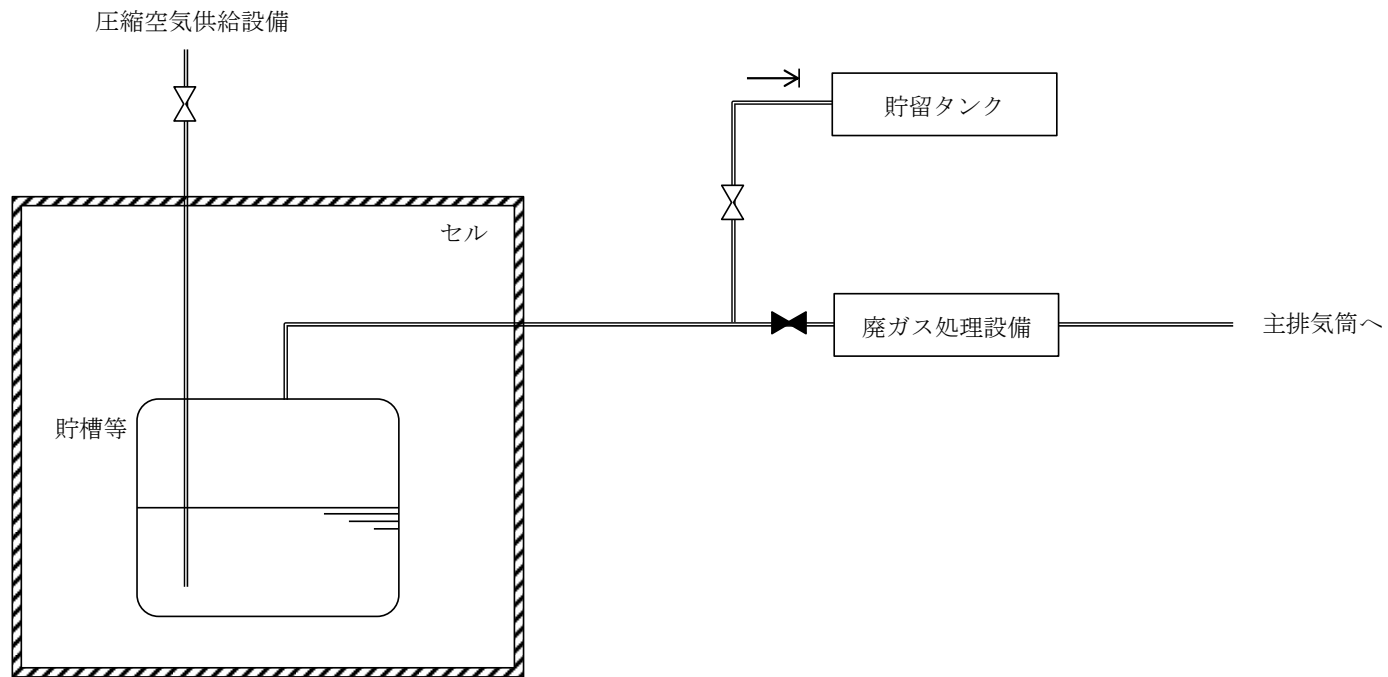
臨界事故が発生した場合において、貯留設備による放射性物質の貯留を講ずることにより、臨界事故による大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）は、最大の機器においても 9×10^{-7} TBq であり、設定した貯留設備による放射性物質の貯留の評価に用いるパラメータの不確かさの幅を考慮しても、100TBq を下回る。このため、有効性評価で示す大気中への放射性物質の放出量は妥当であると考えられ、大気中への異常な水準の放出を防止することができる。

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（8vol%）未満に維持でき、速やかに可燃限界濃度（4vol%）を下回ることができる。

以上より、「(3) 有効性評価の判断基準」を満足する。



第 6 - 1 図 可溶性中性子吸収材の自動供給の概要図



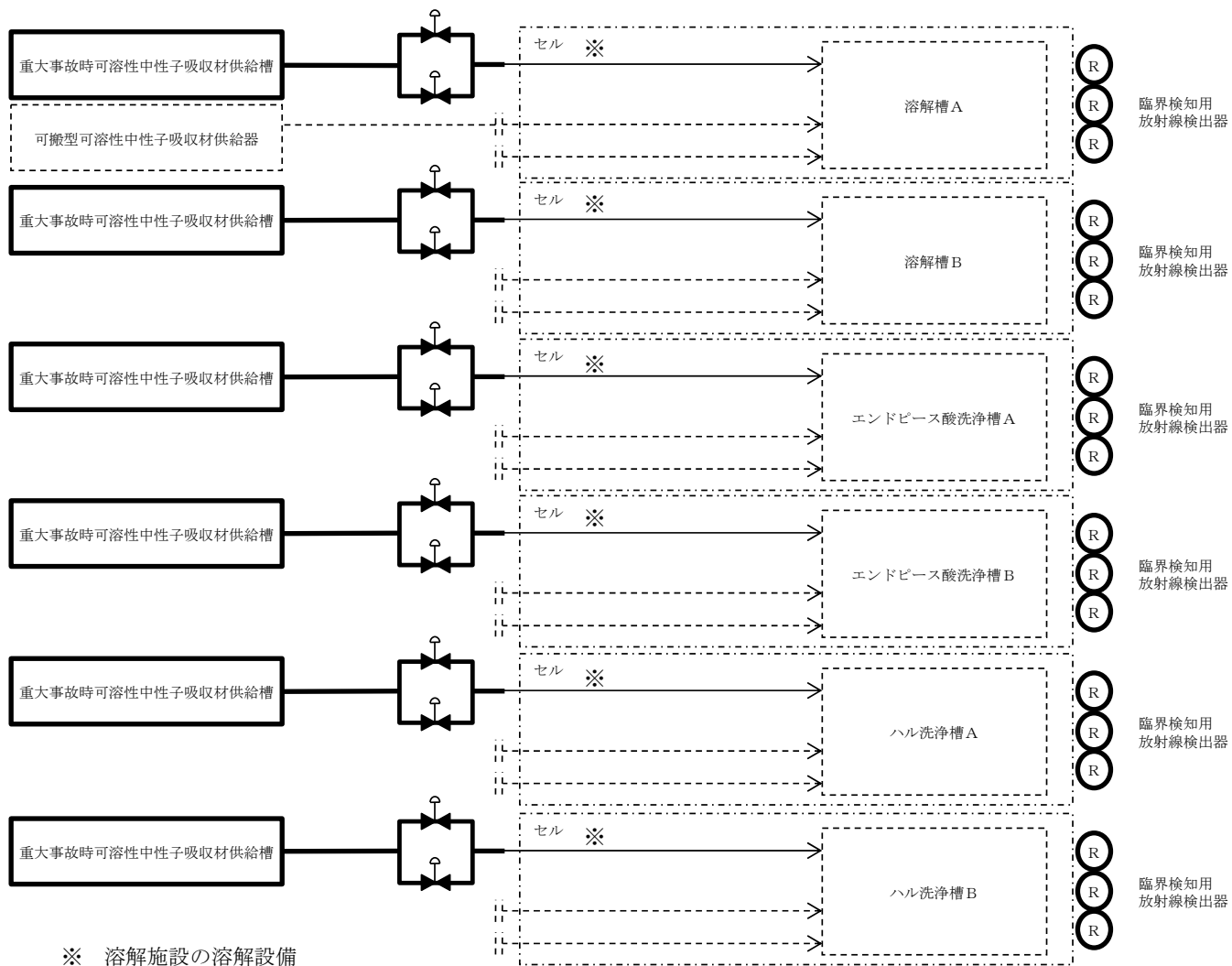
第 6 - 2 図 貯留設備による放射性物質の貯留及び臨界事故により
発生する放射線分解水素の掃気の概要図

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

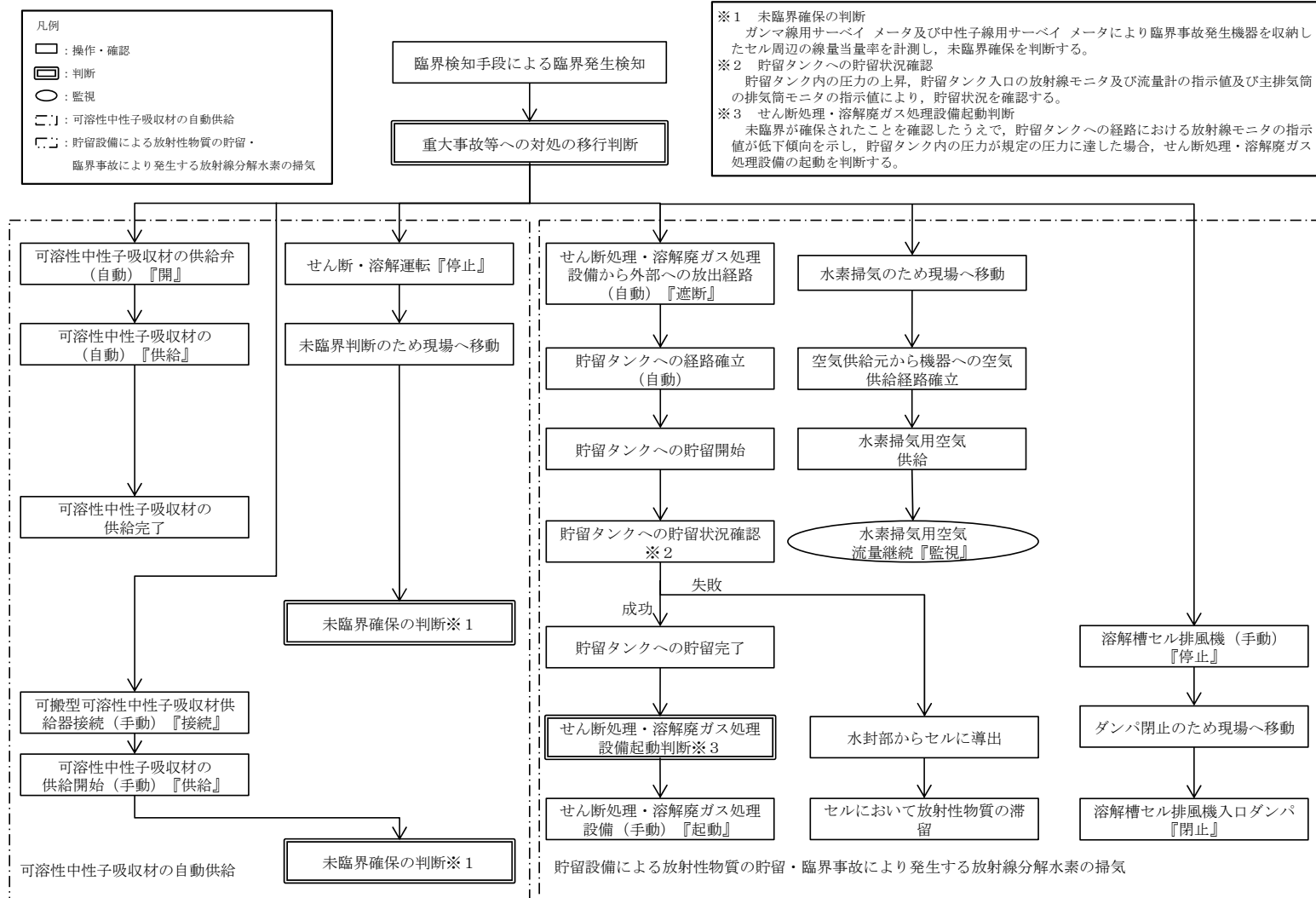
建屋	機器名
前処理建屋	溶解槽 A
	溶解槽 B
	エンドピース酸洗浄槽 A
	エンドピース酸洗浄槽 B
	ハル洗浄槽 A
	ハル洗浄槽 B

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



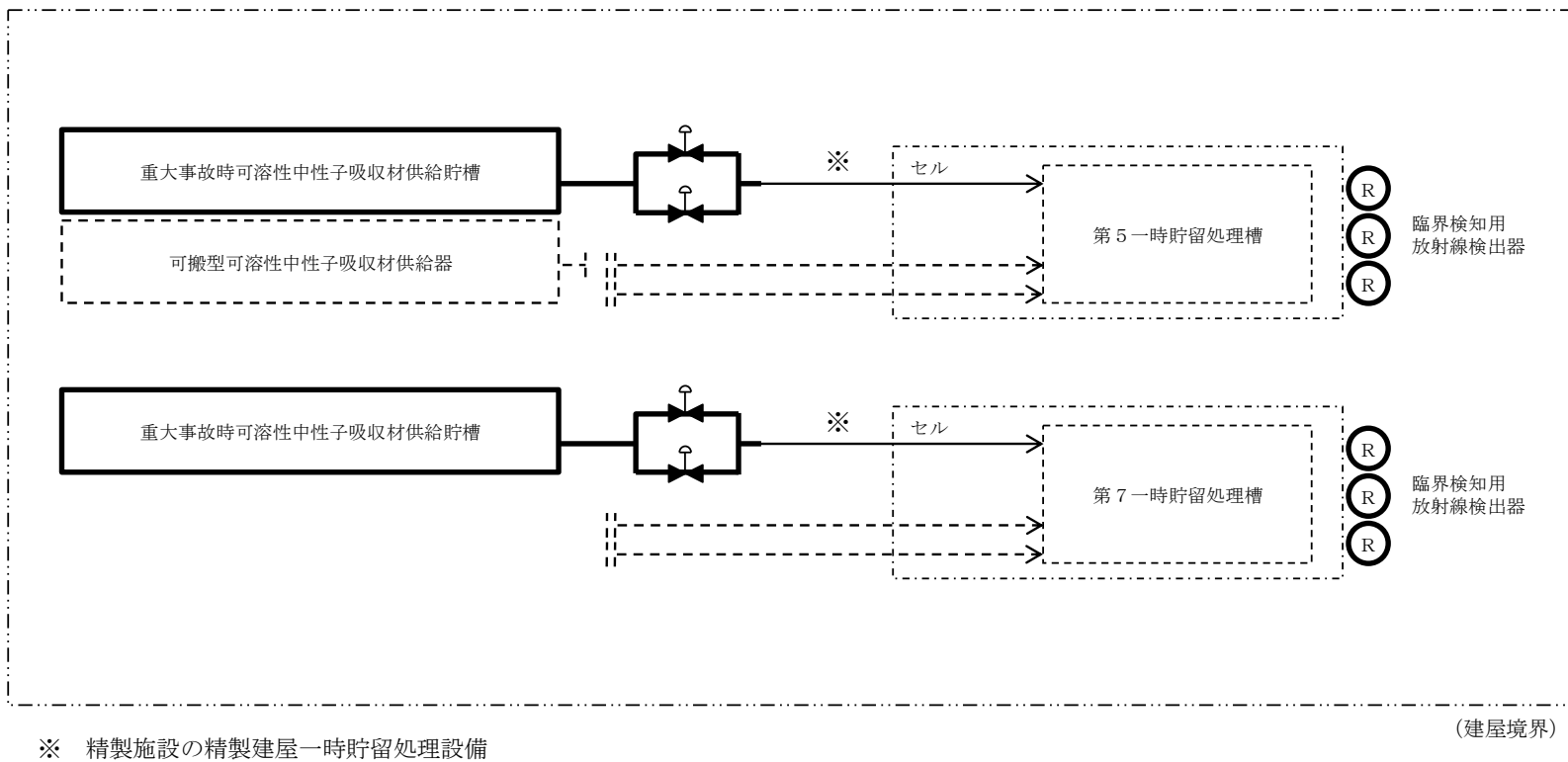
第 6.1.1-1 図 前処理建屋における臨界事故の拡大を防止するための設備の系統概要図



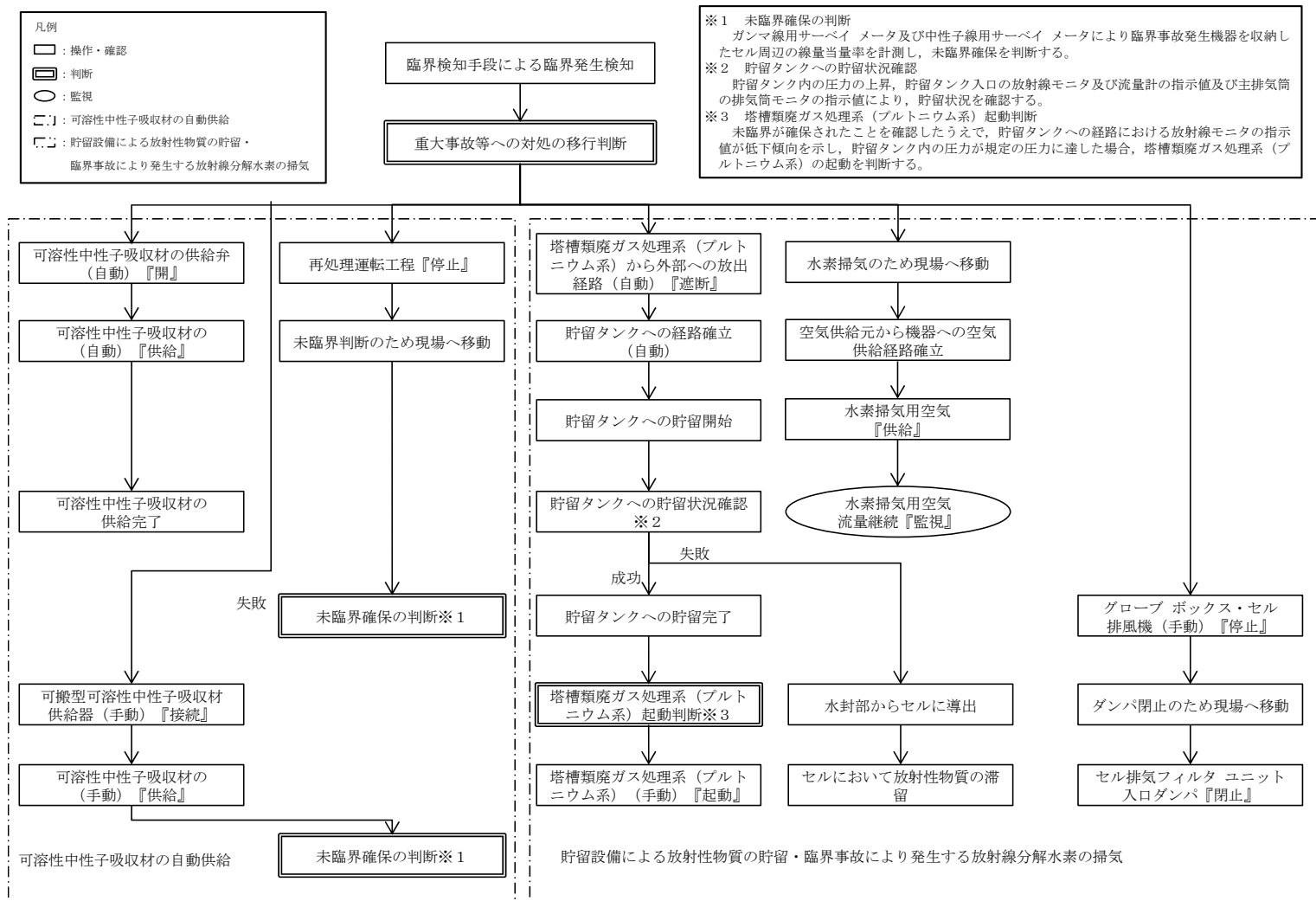
第 6.1.1-2 図 前処理建屋における臨界事故の手順の概要

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	可溶性中性子吸収材の自動供給	・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	■													
		・使用済燃料のせん断・溶解運転停止 建屋責任者	1	■													
		・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			■											

第 6.1.1-3 図 前処理建屋における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給の作業と所要時間



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								
				▽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												
	可溶性中性子吸収材の自動供給	・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可溶性中性子吸収材の自動供給の作業と所要時間

第 6.1.2-1 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"> 燃料送り出し装置における燃料送り出し長さの制御 溶解用硝酸供給機能 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料せん断長位置異常警報 溶解用供給硝酸流量低警報 溶解槽溶解液密度高警報 硝酸供給槽密度低警報 せん断停止回路 	<ul style="list-style-type: none"> 可溶性中性子吸収材緊急供給回路 可溶性中性子吸収材緊急供給系
エンドピース酸洗浄槽	<ul style="list-style-type: none"> せん断機のせん断刃位置制御 	<ul style="list-style-type: none"> エンドピースせん断位置異常警報 エンドピース酸洗浄槽洗浄液密度高警報 せん断停止回路 	—
ハル洗浄槽	<ul style="list-style-type: none"> 溶解用硝酸供給機能 溶解槽溶液加熱機能 	<ul style="list-style-type: none"> 溶解槽供給硝酸流量低警報 硝酸供給槽密度低警報 溶解槽溶解液温度低警報 せん断停止回路 	—

第 6.1.2-2 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	可溶性中性子の自動供給	前処理建屋の臨界事故の防止のための設備	可溶性中性子の自動供給用線	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	前処理建屋の臨界事故の防止のための設備	臨界事故の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
				溶解設備	常設
				圧縮空気設備の一般圧縮空気系	常設
貯留設備による放射性物質の貯留	前処理建屋の臨界事故の防止のための設備	貯留設備に放射性物質の使用設備	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	貯留設備による放射性物質の貯留	放射線計測設備	臨界事故防止に放射線計測設備	排気筒モニタ	常設	
			放射線分解水素の掃気	前処理建屋の臨界事故防止のための設備	放射線分の使用に放射線掃気設備	計測制御設備
	放射線分解水素の掃気	前処理建屋の臨界事故防止のための設備	放射線分の使用に放射線掃気設備	溶解設備	溶解設備	常設
				圧縮空気設備の一般圧縮空気系	圧縮空気設備の一般圧縮空気系	常設
				蒸気供給設備の一般蒸気系の隔離弁	蒸気供給設備の一般蒸気系の隔離弁	常設
				せん断処理・溶解廃ガス処理設備	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	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	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	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	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	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	可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計	可搬型			
	貯留設備による放射性物質の貯留	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	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				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				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 6.1.2-3 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	可溶性中性子吸収材の自動供給	精製建屋の臨界事故の防止のための設備	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
貯留設備による放射性物質の貯留	精製建屋の臨界事故の防止のための設備	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 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
		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	
第5 一時貯留処理における貯留槽等臨界事故	貯留設備による放射性物質の貯留	精製建屋の臨界事故の防止のための設備	放出影響緩和設備	排気筒モニタ	常設
				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
				蒸気供給設備の一般蒸気系の隔離弁	常設
				精製建屋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
				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 6.1.2-4 表 臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給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



第 6.1.3-1 表 前処理建屋における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給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"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 臨界検知用放射線検出器 	—	—
b.	可溶性中性子吸収材の供給	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故時可溶性中性子吸収材供給系 溶解設備 	—	—
		<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 計測制御設備の緊急停止系 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 	—	—
		<ul style="list-style-type: none"> 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。 	—	—	—

(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"> 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。 	—	<ul style="list-style-type: none"> ガンマ線用サーベイメータ 中性子線用サーベイメータ 	—
d.	手動による未臨界への移行	<ul style="list-style-type: none"> 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とは別に、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。 	—	—	—

第 6.1.3-2 表 精製建屋における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給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"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 臨界検知用放射線検出器 	—	—
b.	可溶性中性子吸収材の供給	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故時可溶性中性子吸収材供給系 精製施設の精製建屋一時貯留設備 	—	—
		<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 計測制御設備の緊急停止系 中央制御室の緊急停止操作スイッチ 	—	—

(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"> 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。 	—	<ul style="list-style-type: none"> ガンマ線用サーベイメータ 中性子線用サーベイメータ 	—
d.	手動による未臨界への移行	<ul style="list-style-type: none"> 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とは別に、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。 	—	—	—

第6.1.2-5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	臨界事故を想定する機器	臨界事故が起きた機器が保有する放射性物質の放射能濃度	臨界事故により影響を受ける割合	核分裂の熱に等しいエネルギーによる放射性物質の移行割合	大気中へ放出される割合	吸入による放射性物質の割合
溶解施設	溶解槽	溶解液の放射能濃度	全核分裂数 (1.6E+18fissions) に相当する溶液の沸騰量 (23L) より設定	エアロゾル：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6.1.2-6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 ³]	0.134
プラトー期の水素発生量 [m ³ /h]	0.482

第6.1.2-7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 ³]	平常時掃気流量 [m ³ /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 ^{※1}	0.139	5
	ハル洗浄槽 B	7.008 ^{※1}	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6.1.2-8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 ³]	硝酸濃度 [mol/L]	G 値		崩壊熱密度		水素発生 量 [m ³ /h]
				G _α [molecules /100eV]	G _{βγ} [molecules /100eV]	α [W/m ³]	β [W/m ³]	
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 6.1.2-9 表 可溶性中性子吸収材供給後の実効増倍率

建屋	臨界事故の発生を想定する機器	実効増倍率 $k_{eff+3\sigma}$
溶解施設	溶解槽	0.925
	エンドピース酸洗浄槽	0.941
	ハル洗浄槽	0.940
精製施設	第 5 一時貯留処理槽	0.776
	第 7 一時貯留処理槽	0.921

第6.1.2-10表 溶解槽における臨界事故時の放出量

核 種	放出量 (Bq)
Sr-90	2.5×10^4
Cs-137	3.5×10^4
Eu-154	1.7×10^3
Pu-238	2.4×10^3
Pu-239	2.3×10^2
Pu-240	3.6×10^2
Pu-241	4.9×10^4
Am-241	2.5×10^3
Cm-244	1.7×10^3

第6.1.2-11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 (B q)
S r - 90	2.5×10^4
C s - 137	3.5×10^4
E u - 154	1.7×10^3
P u - 238	2.4×10^3
P u - 239	2.3×10^2
P u - 240	3.6×10^2
P u - 241	4.9×10^4
A m - 241	2.5×10^3
C m - 244	1.7×10^3

第6.1.2-12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	2.5×10^4
C s - 137	3.5×10^4
E u - 154	1.7×10^3
P u - 238	2.4×10^3
P u - 239	2.3×10^2
P u - 240	3.6×10^2
P u - 241	4.9×10^4
A m - 241	2.5×10^3
C m - 244	1.7×10^3

第6.1.2-13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	2.4×10^4
Pu-239	2.3×10^3
Pu-240	3.6×10^3
Pu-241	4.9×10^5

第6.1.2-14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	2.4×10^4
P u - 239	2.3×10^3
P u - 240	3.6×10^3
P u - 241	4.9×10^5

第6.1.2-15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	2.1×10^{-7}

第6.1.2-16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	2.1×10^{-7}

第6.1.2-17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	2.1×10^{-7}

第6.1.2-18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	9.1×10^{-7}

第6.1.2-19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	9.1×10^{-7}

第6.1.2-20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 ³ /h]	最大水素濃度 (vol%)
前処理建屋	溶解槽 A	24 時間以上	1	3
	溶解槽 B	24 時間以上	1	3
	エンドピース酸洗浄槽 A	16	6	7
	エンドピース酸洗浄槽 B	16	6	7
	ハル洗浄槽 A	(達しない)	(要しない)	3
	ハル洗浄槽 B	(達しない)	(要しない)	3
精製建屋	第 5 一時貯留処理槽	(達しない)	4	6
	第 7 一時貯留処理槽	(達しない)	4	6

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 1.6×10^{18} のエネルギーによる蒸発
量 (0.023 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染係数： 10^4
貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合：30%
放出経路構造物による除染係数：10



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6.1.2-1 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	:	7.1×10^{14} B q / m ³
C s - 137	:	9.9×10^{14} B q / m ³
E u - 154	:	4.7×10^{13} B q / m ³
P u - 238	:	6.8×10^{13} B q / m ³
P u - 239	:	6.5×10^{12} B q / m ³
P u - 240	:	1.1×10^{13} B q / m ³
P u - 241	:	1.5×10^{15} B q / m ³
A m - 241	:	7.1×10^{13} B q / m ³
C m - 244	:	5.0×10^{13} B q / 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 1.6×10^{18} のエネルギーによる蒸発
量 (0.023 m³) 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染係数： 10^4
貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合：30%
放出経路構造物による除染係数：10



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



主排気筒放出

第6.1.2-2 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 1.6×10^{18} のエネルギーによる蒸発
量 (0.023 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染係数： 10^4
貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合：30%
放出経路構造物による除染係数：10



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6.1.2-3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 1.6×10^{18} のエネルギーによる蒸発量 (0.023 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染係数 : 10^4
貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合 : 30%
放出経路構造物による除染係数 : 10



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6.1.2-4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 1.6×10^{18} のエネルギーによる蒸発量 (0.023 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染係数 : 10
貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合 : 30%
放出経路構造物による除染係数 : 10

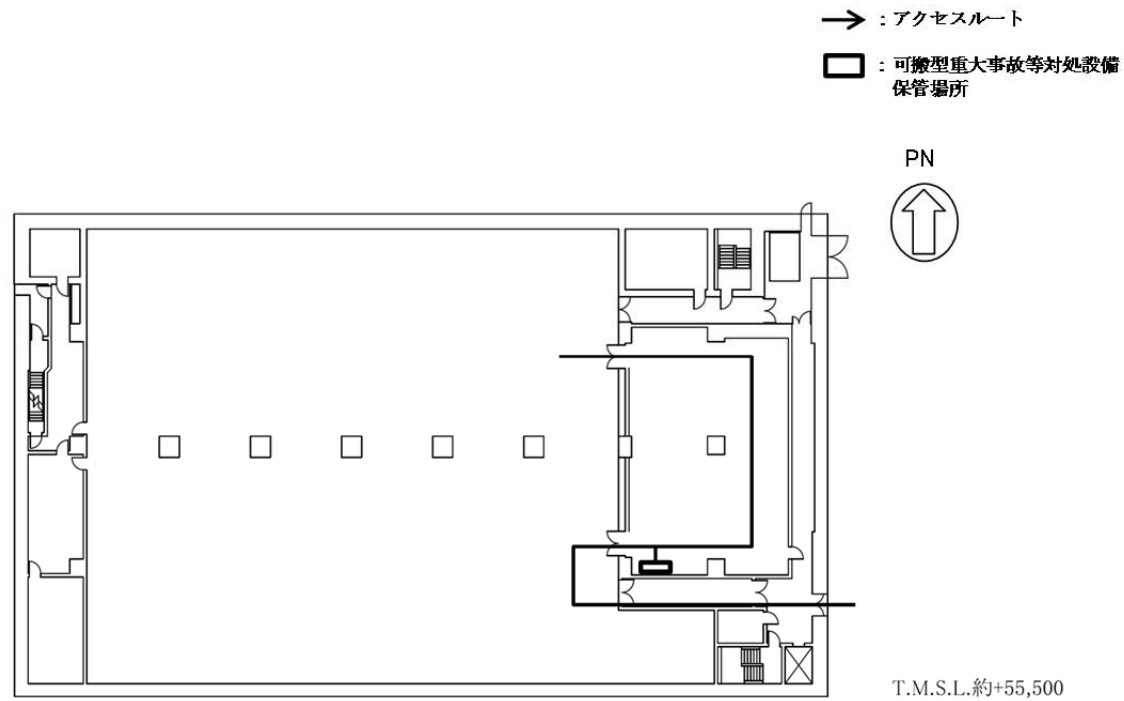


放射性物質放出量	
P u - 238	: $2.4 \times 10^4 \text{ B q}$
P u - 239	: $2.3 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 240	: $3.6 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 241	: $4.9 \times 10^5 \text{ B q}$

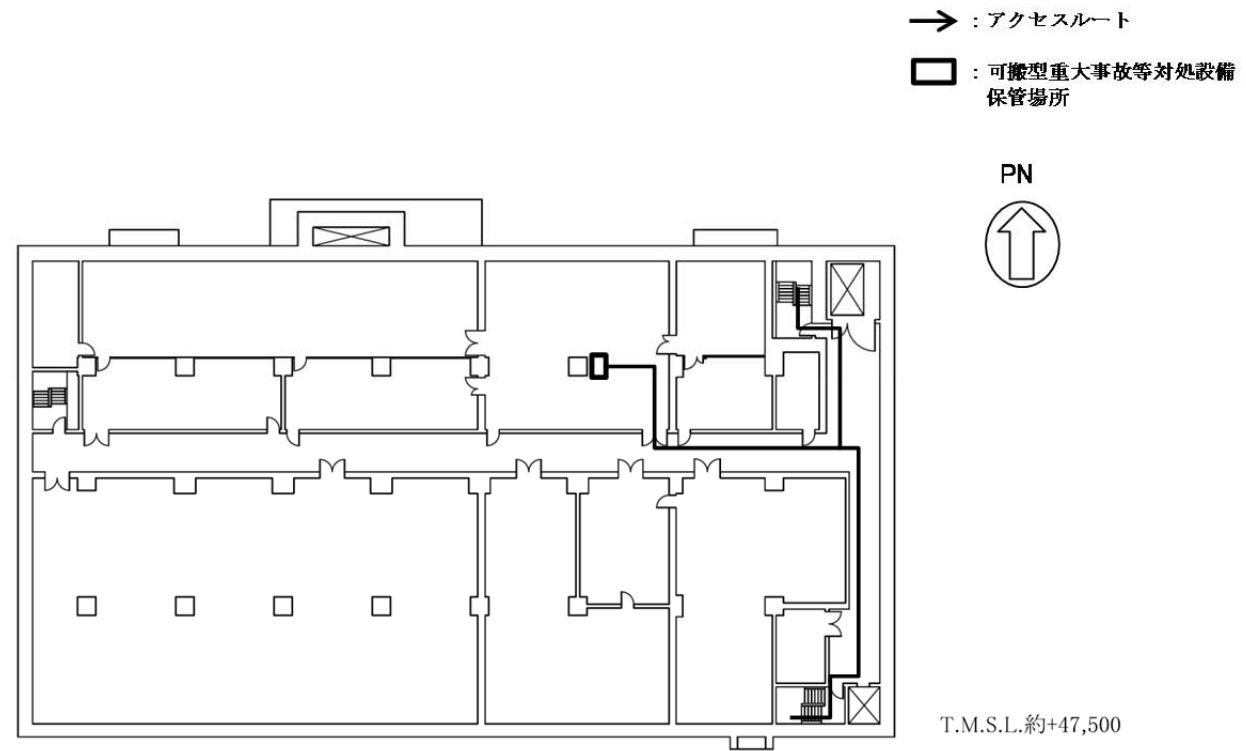


主排気筒放出

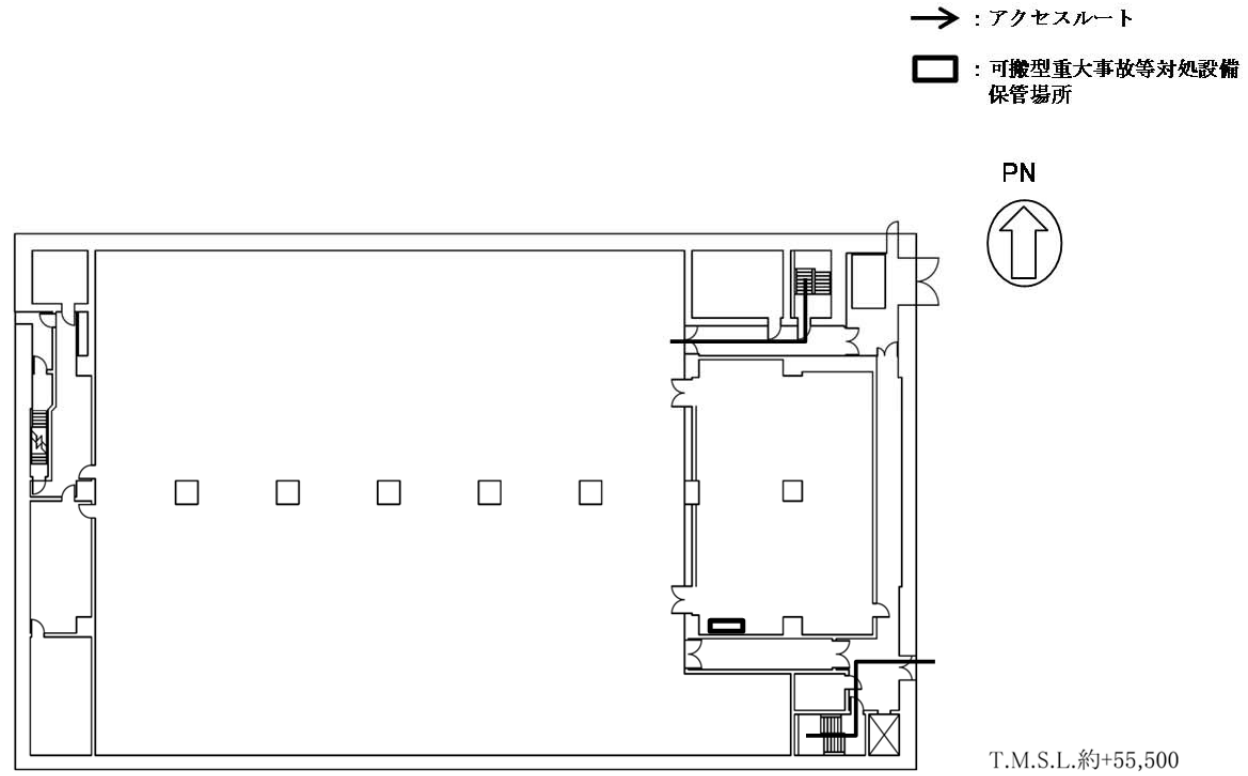
第6.1.2-5 図 第7一時貯留処理槽における放射性物質の大気放出過程



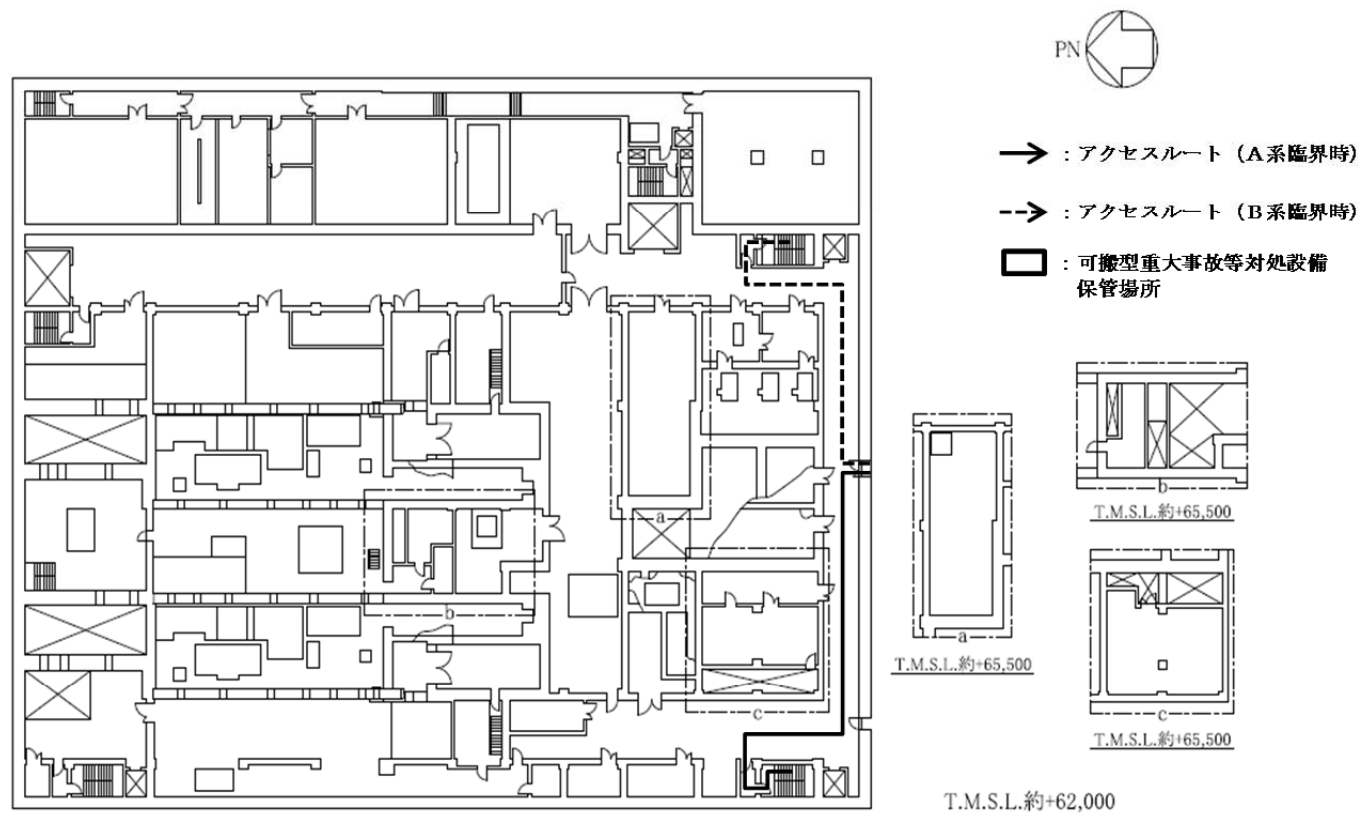
第 6.1.4-1 図 溶解槽等における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）
のアクセスルート（第 1 アクセスルート） 制御建屋（地上 1 階）



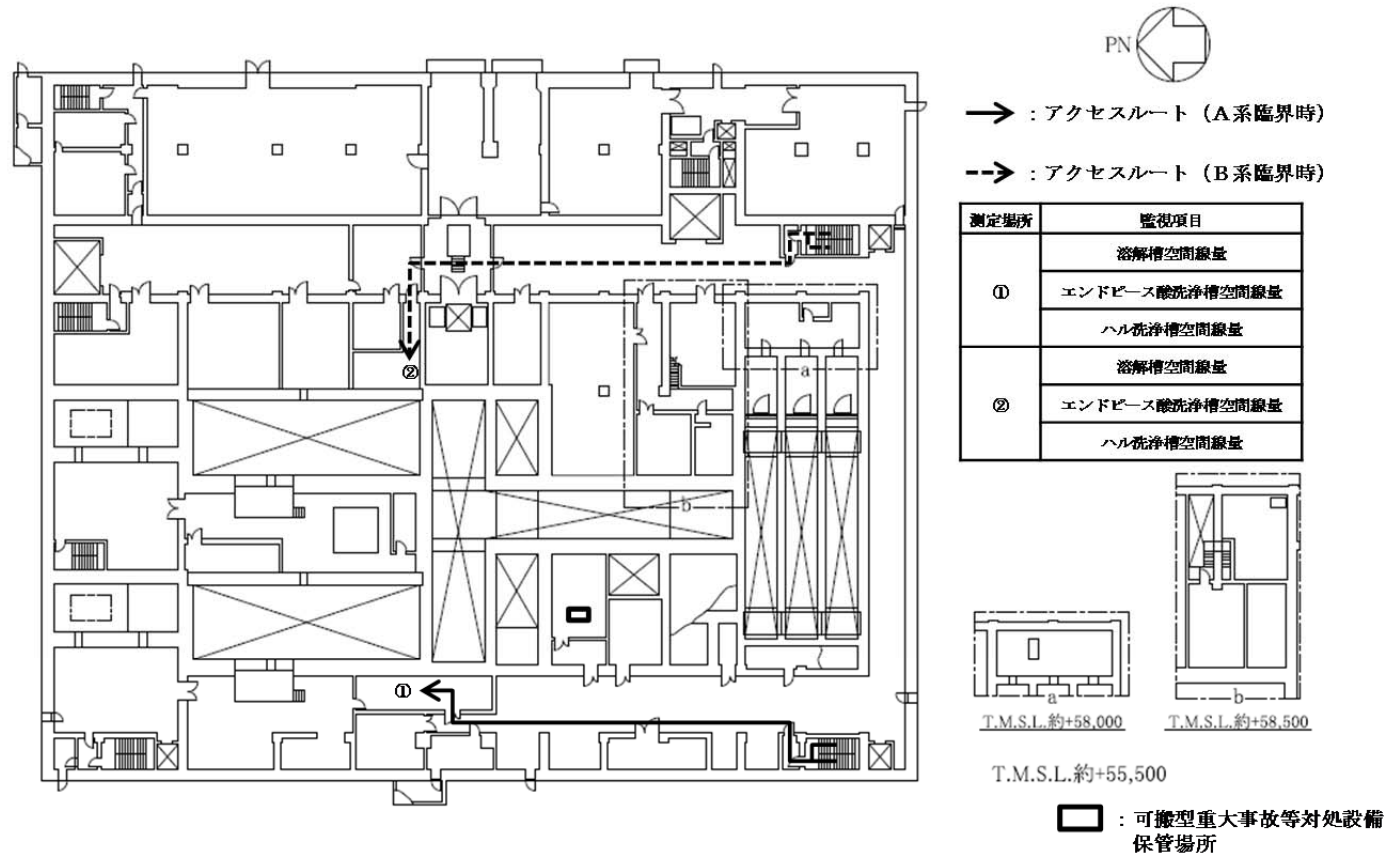
第 6.1.4-2 図 溶解槽等における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）
のアクセスルート（第 2 アクセスルート） 制御建屋（地下 1 階）



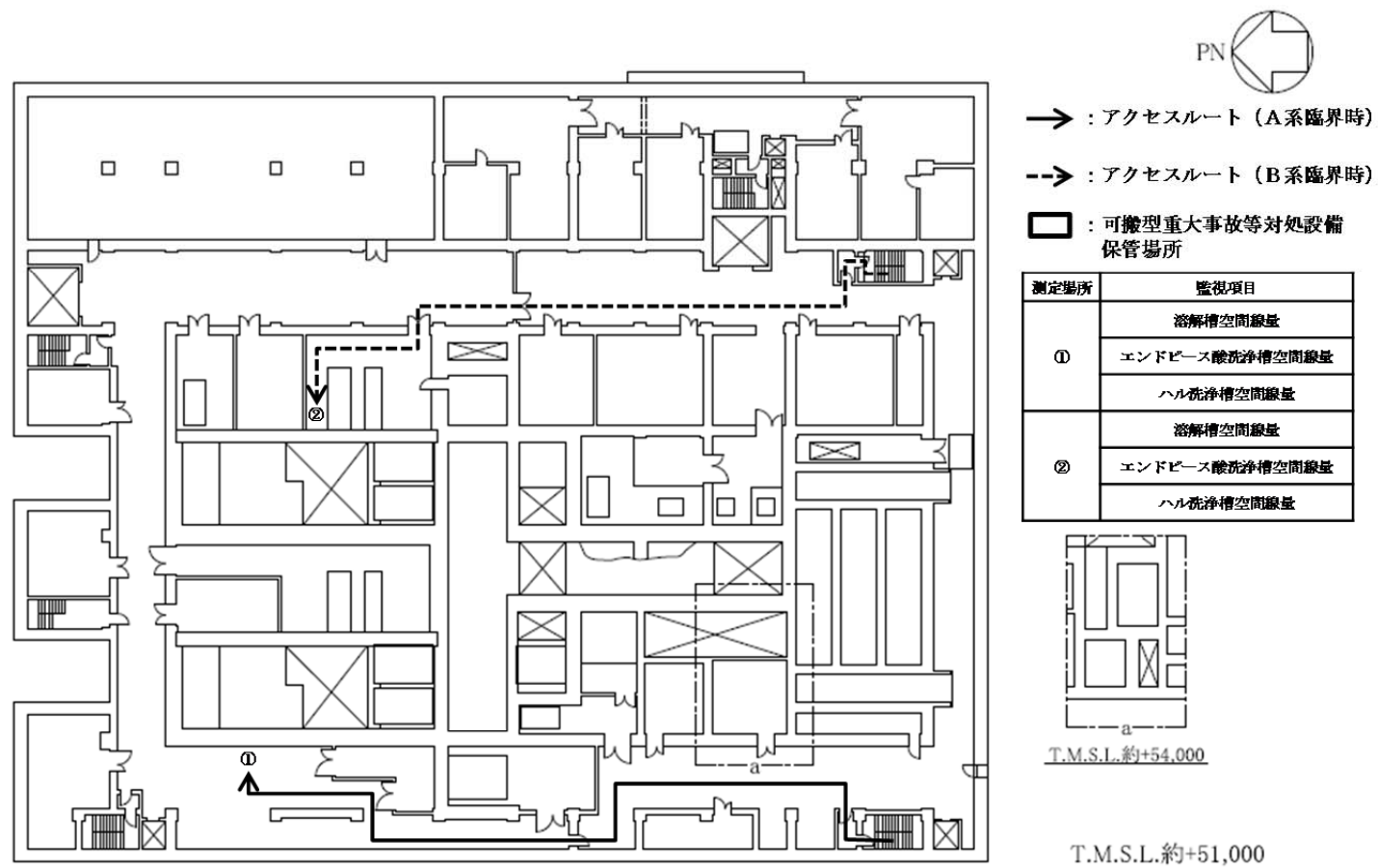
第 6.1.4-3 図 溶解槽等における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）
 のアクセスルート（第 2 アクセスルート） 制御建屋（地上 1 階）



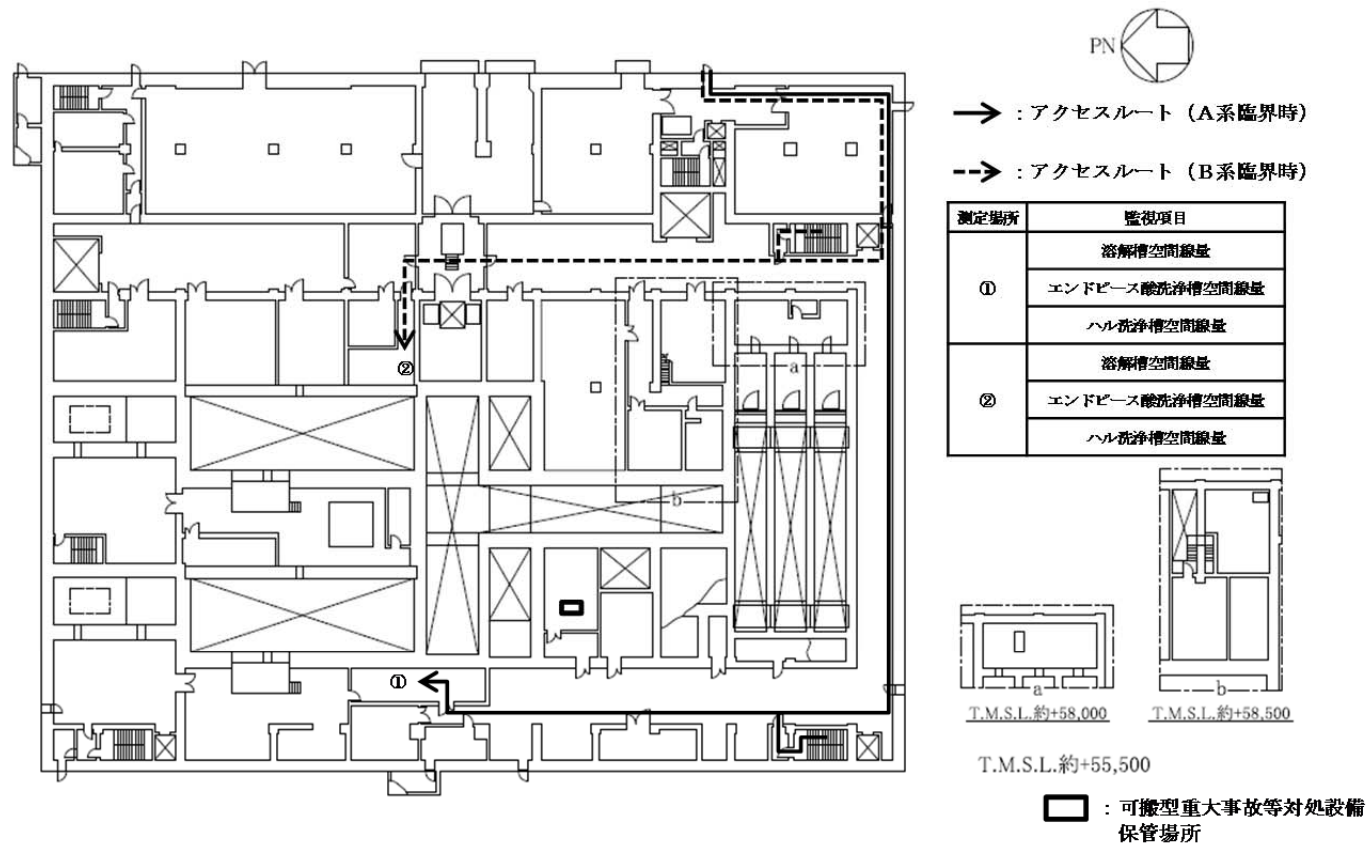
第 6.1.4-4 図 溶解槽等における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）
のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地上 2 階）



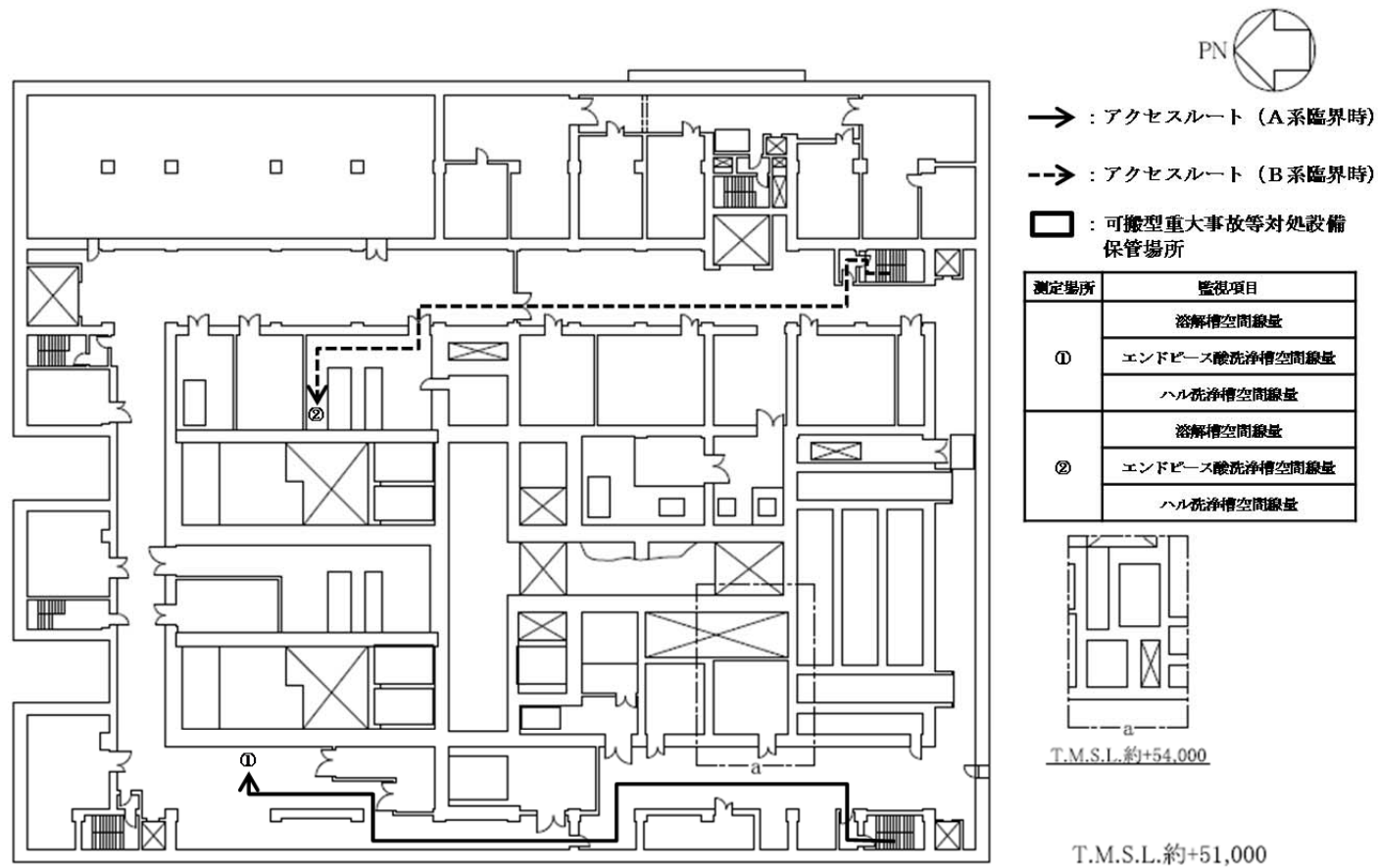
第 6.1.4-5 図 溶解槽等における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）
 のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地上1階）



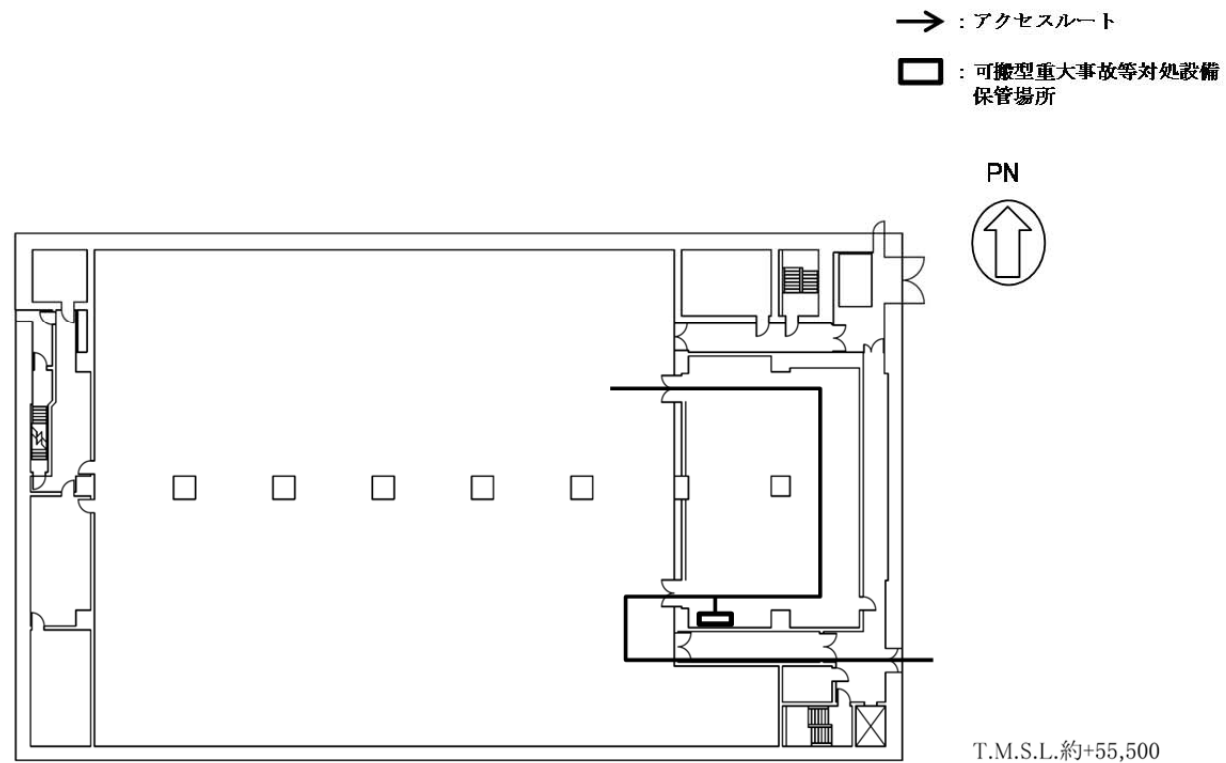
第 6.1.4-6 図 溶解槽等における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）
 のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地下1階）



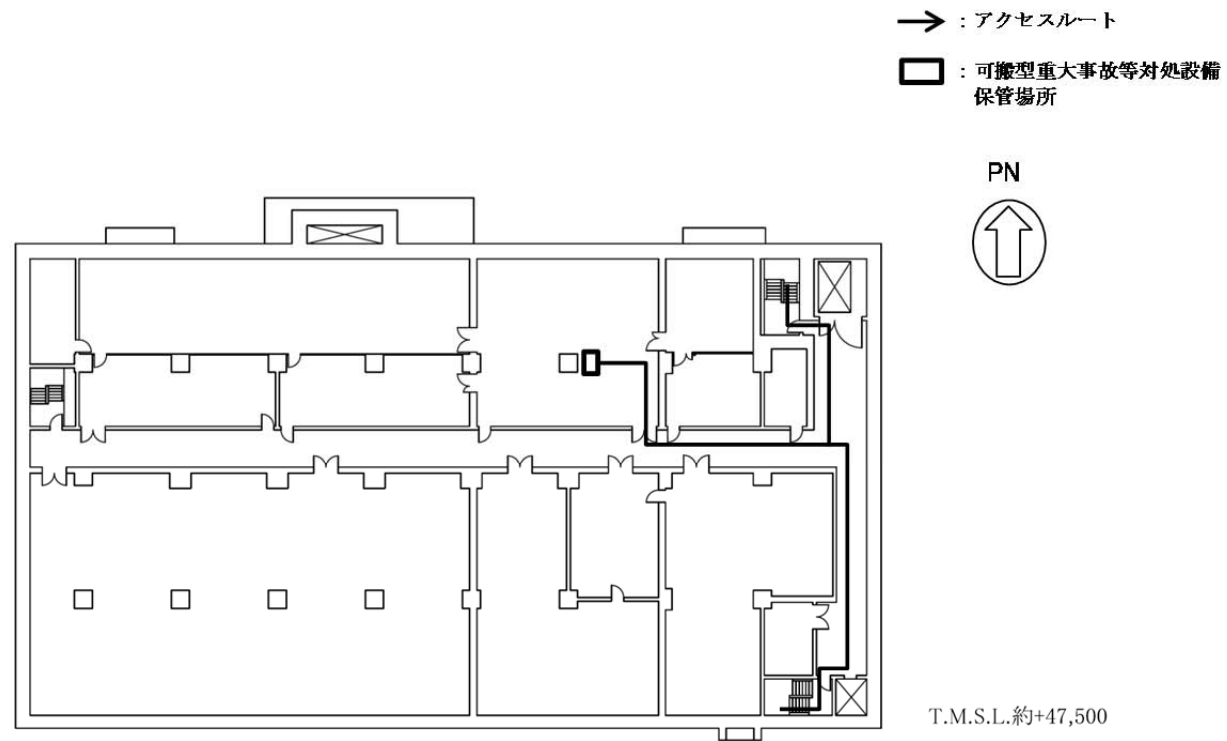
第 6.1.4-7 図 溶解槽等における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）
 のアクセスルート（東ルート） 前処理建屋（地上1階）



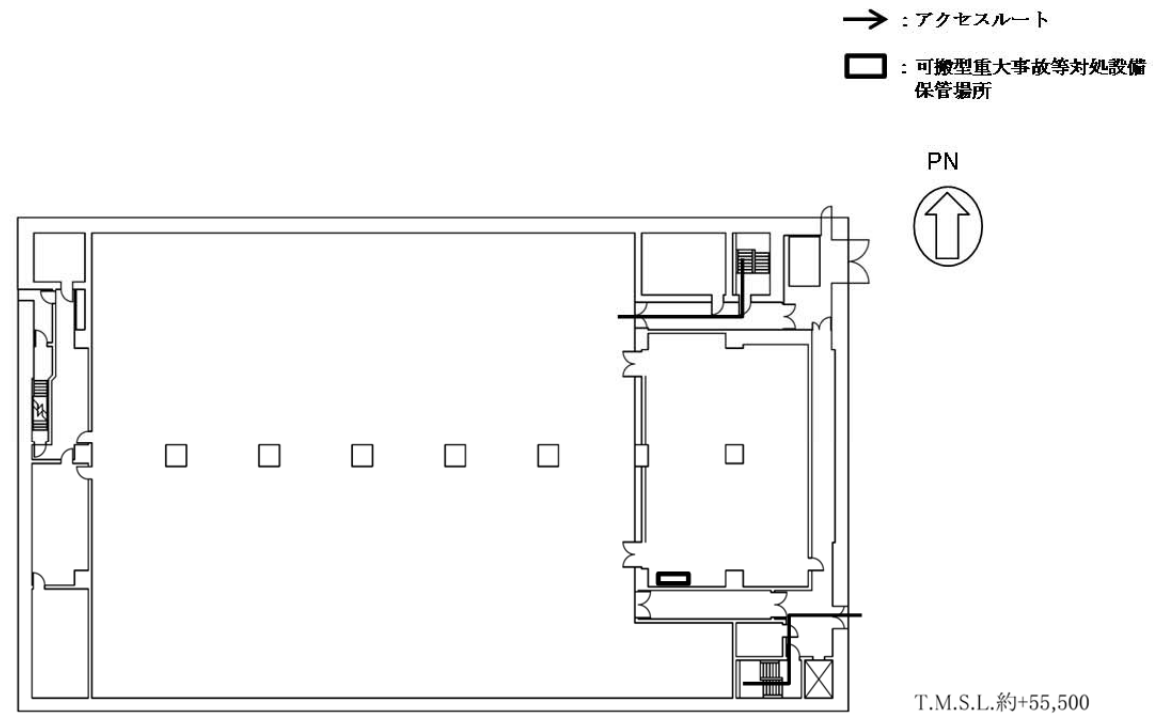
第 6.1.4-8 図 溶解槽等における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）
 のアクセスルート（東ルート） 前処理建屋（地下1階）



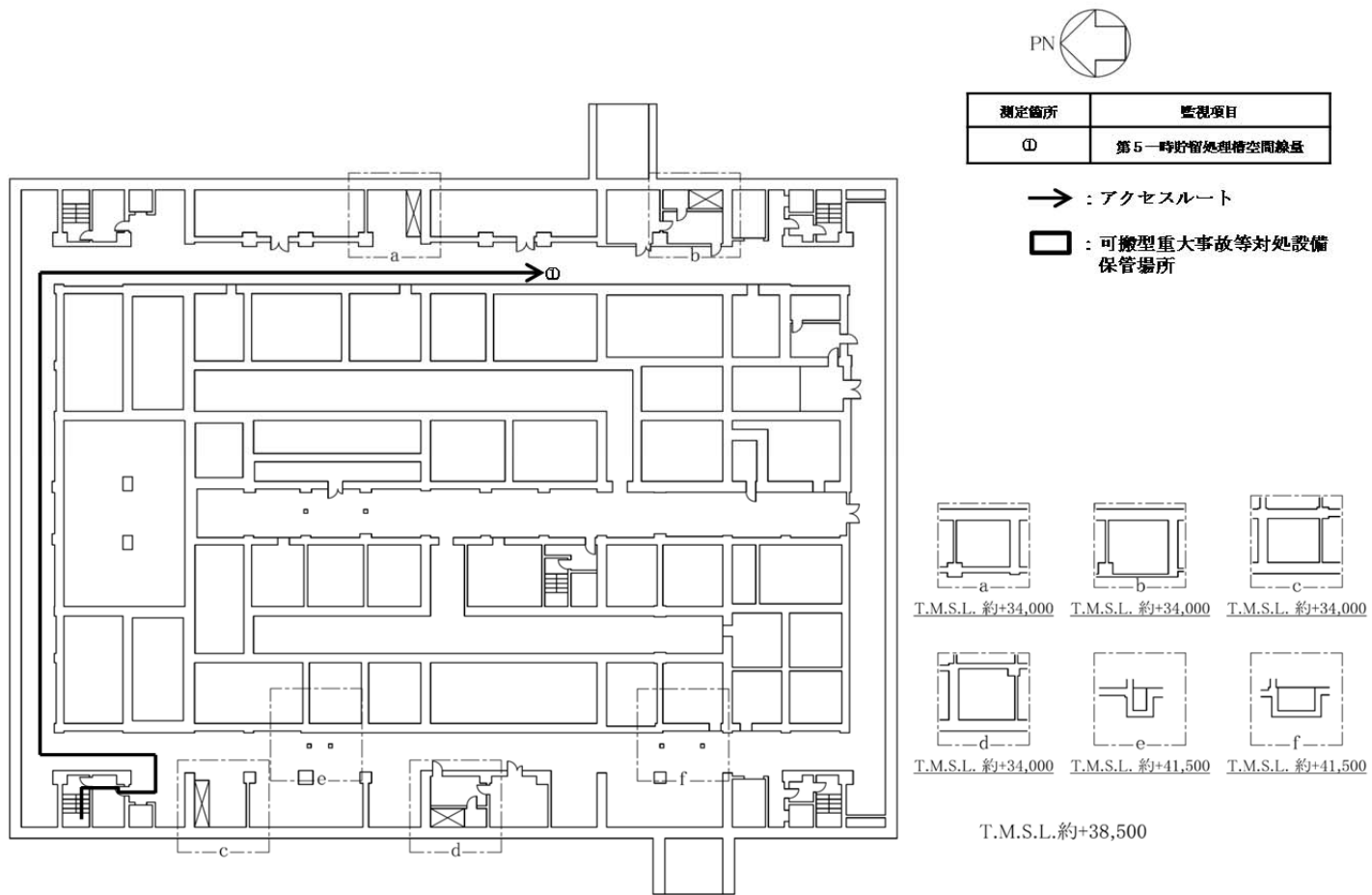
第 6.1.4-9 図 第 5 一時貯留処理槽等における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（第 1 アクセスルート） 制御建屋（地上 1 階）



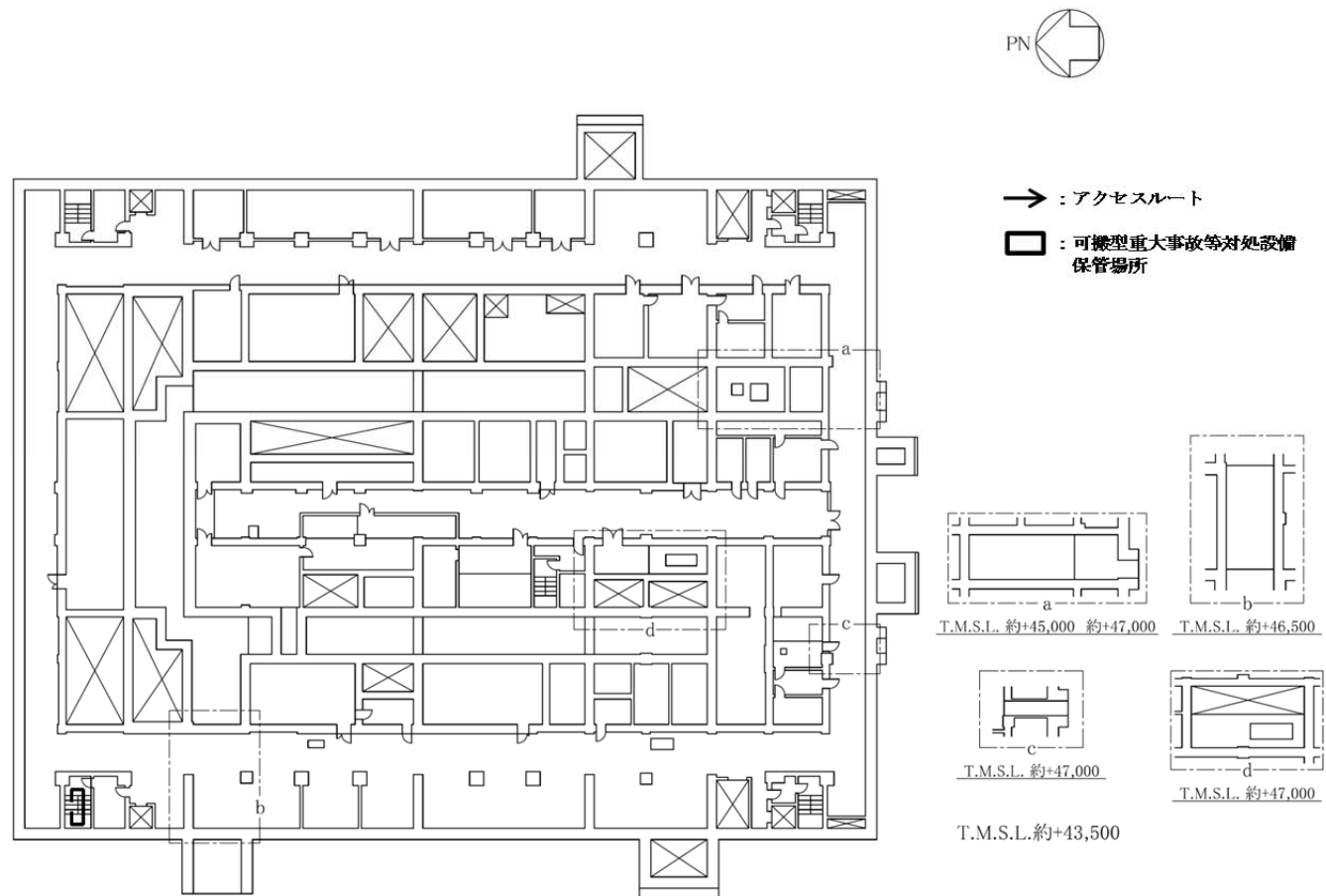
第 6.1.4-10 図 第 5 一時貯留処理槽等における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（第 2 アクセスルート） 制御建屋（地下 1 階）



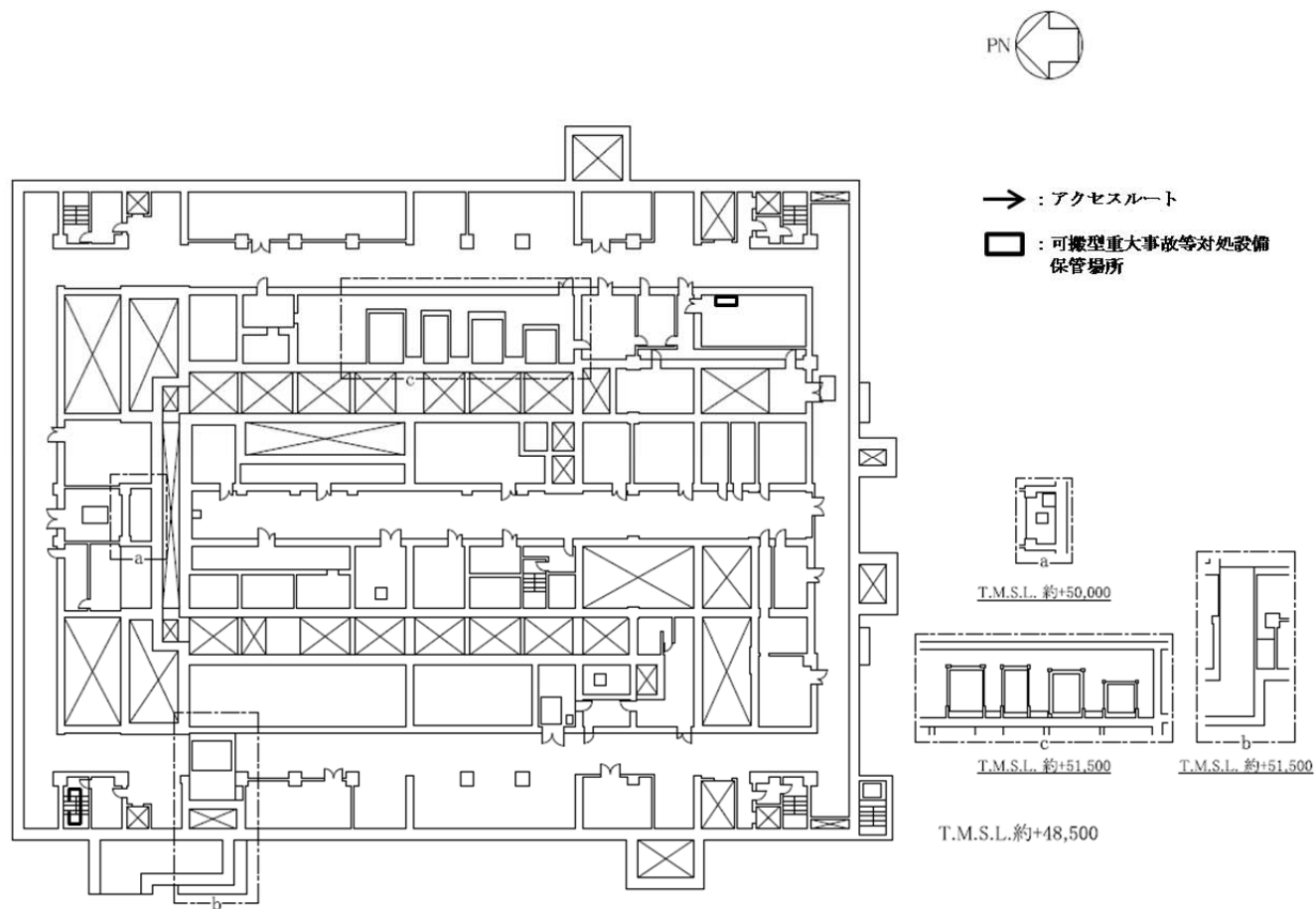
第 6.1.4-11 図 第 5 一時貯留処理槽等における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（第 2 アクセスルート） 制御建屋（地上 1 階）



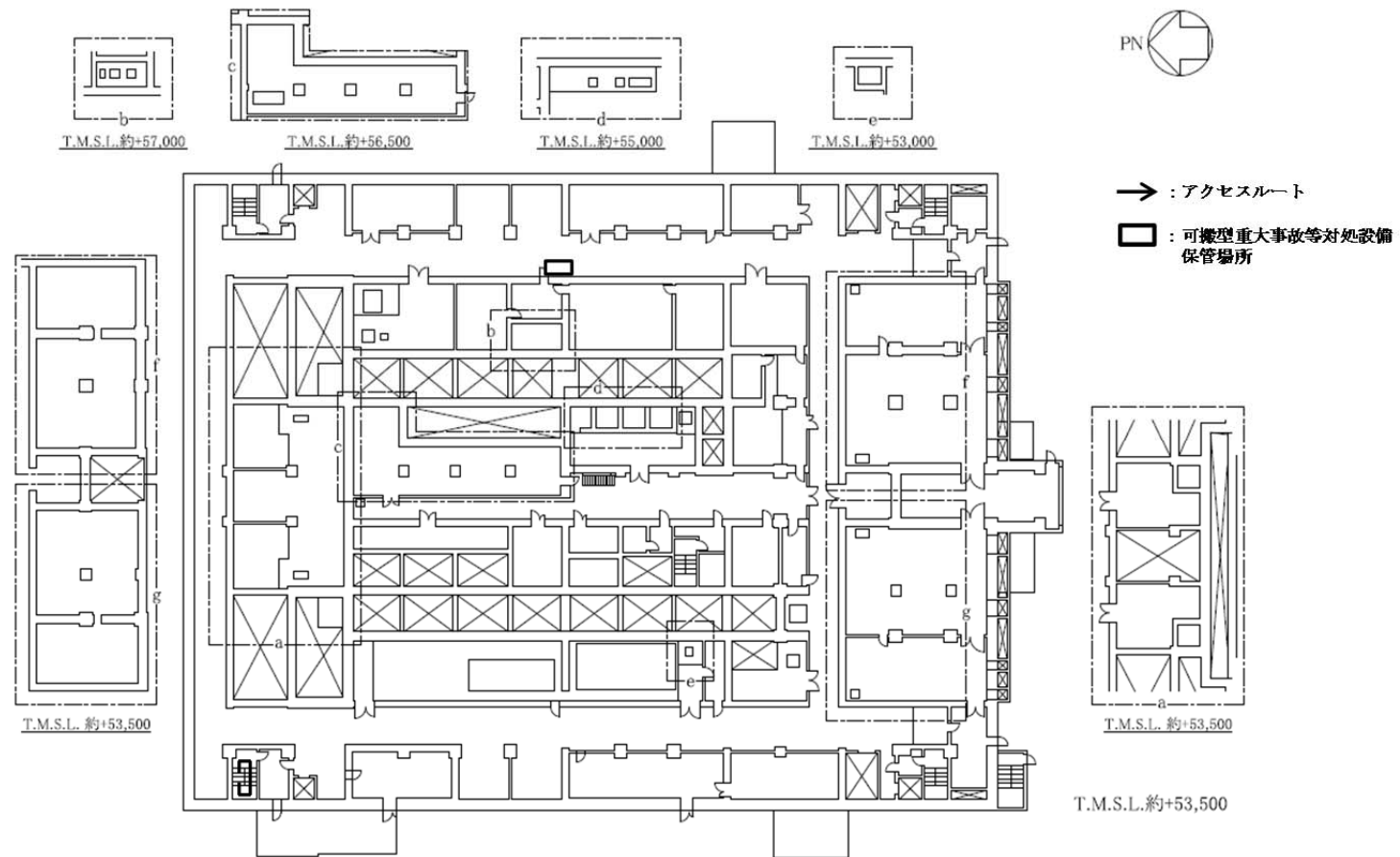
第 6.1.4-12 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地下 3 階）



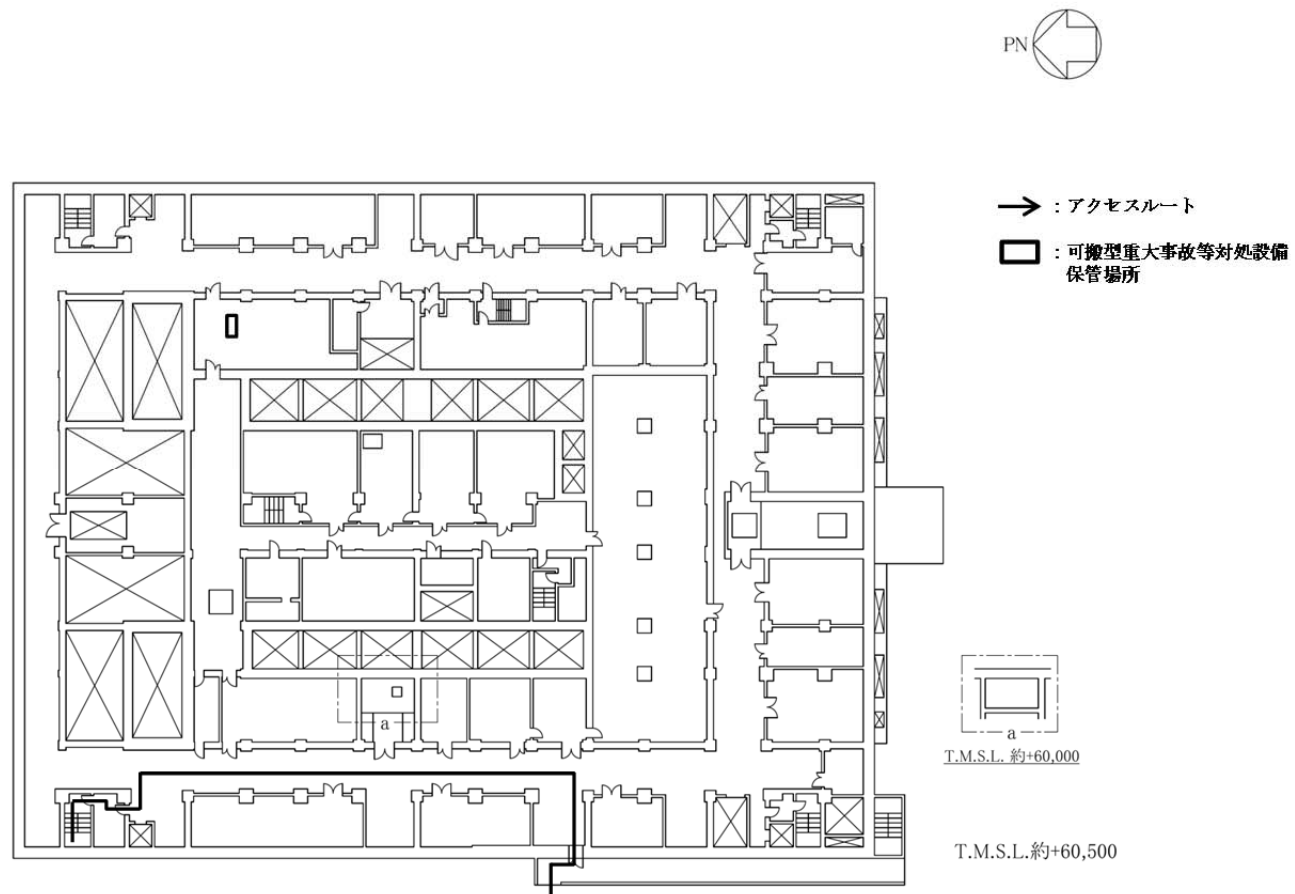
第 6.1.4-13 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地下 2 階）



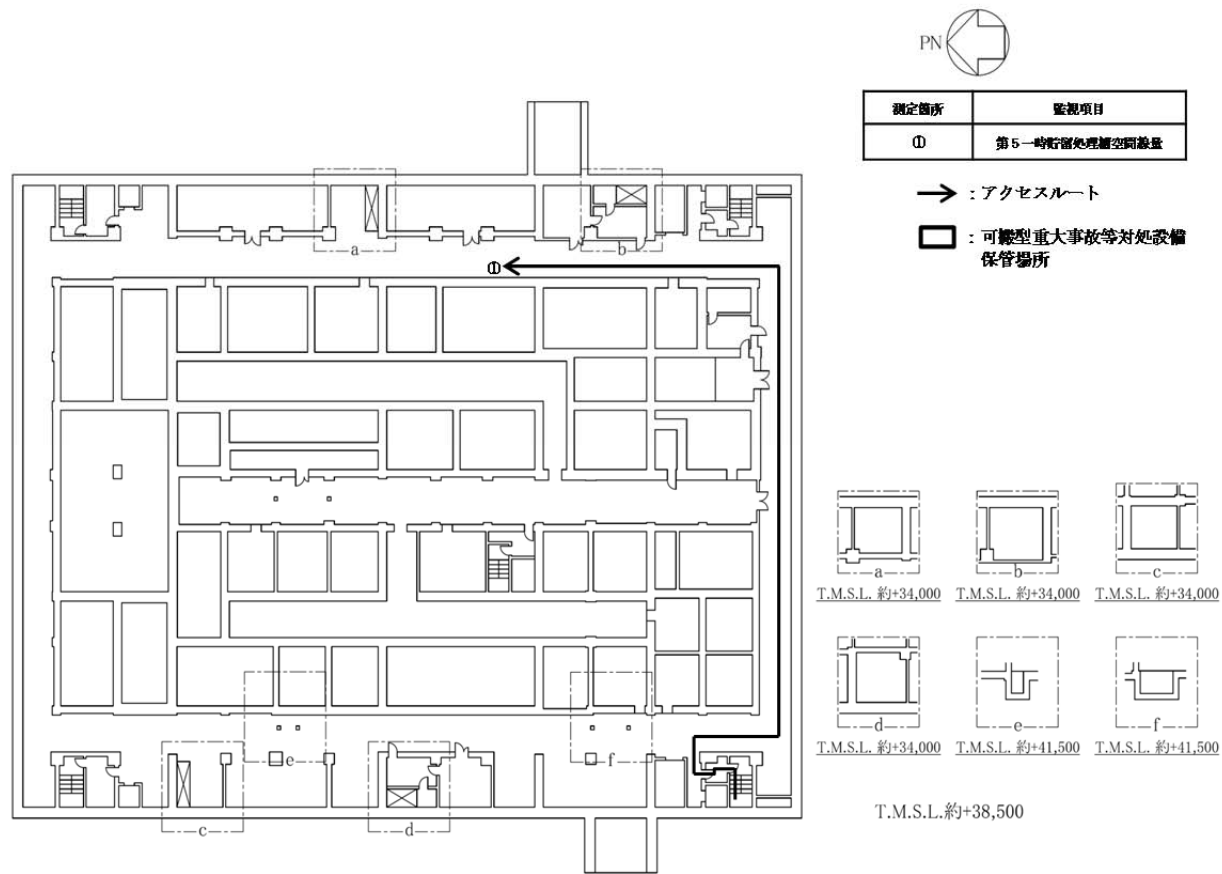
第 6.1.4-14 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地下 1 階）



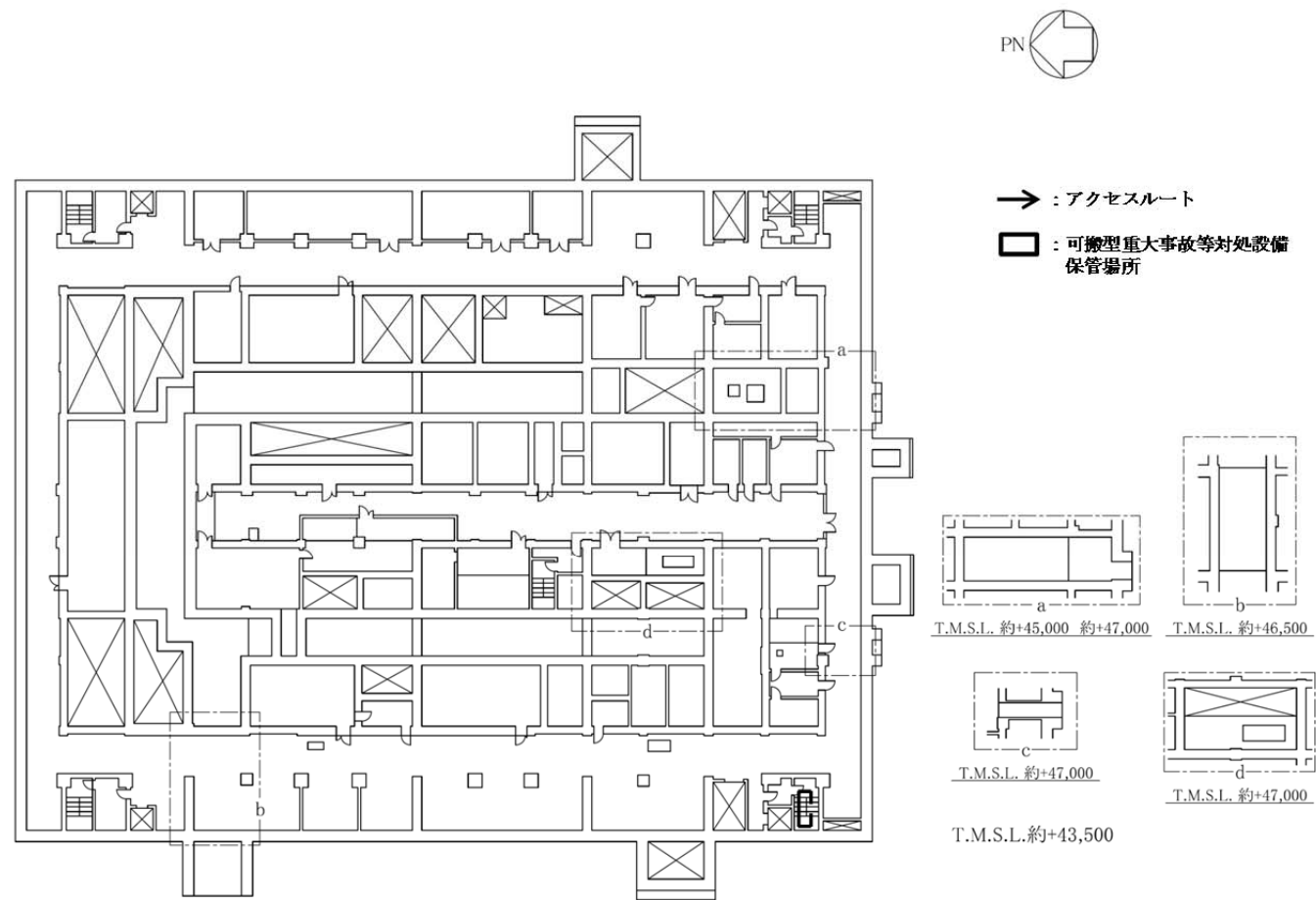
第 6.1.4-15 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地上 1 階）



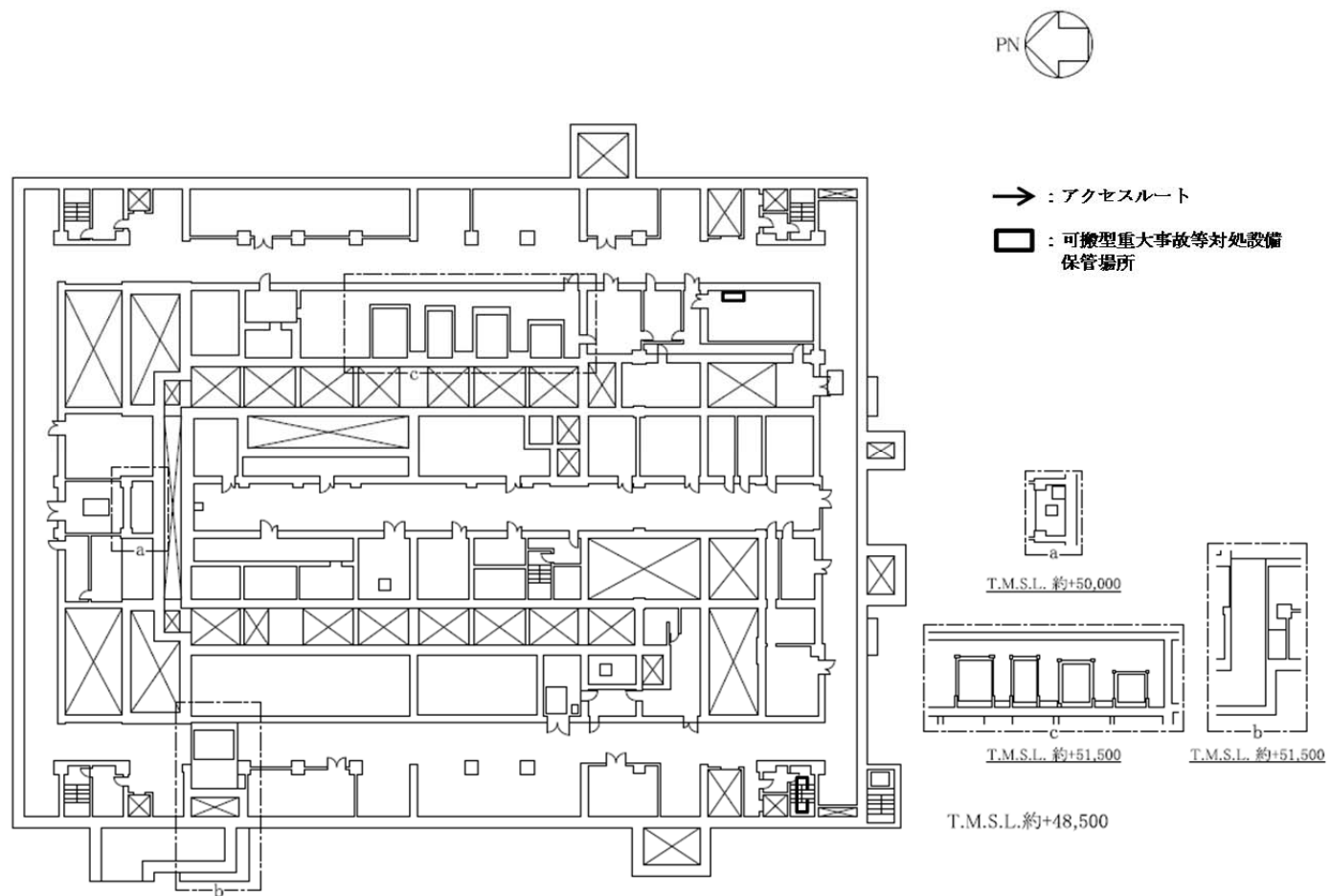
第 6.1.4-16 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地上 2 階）



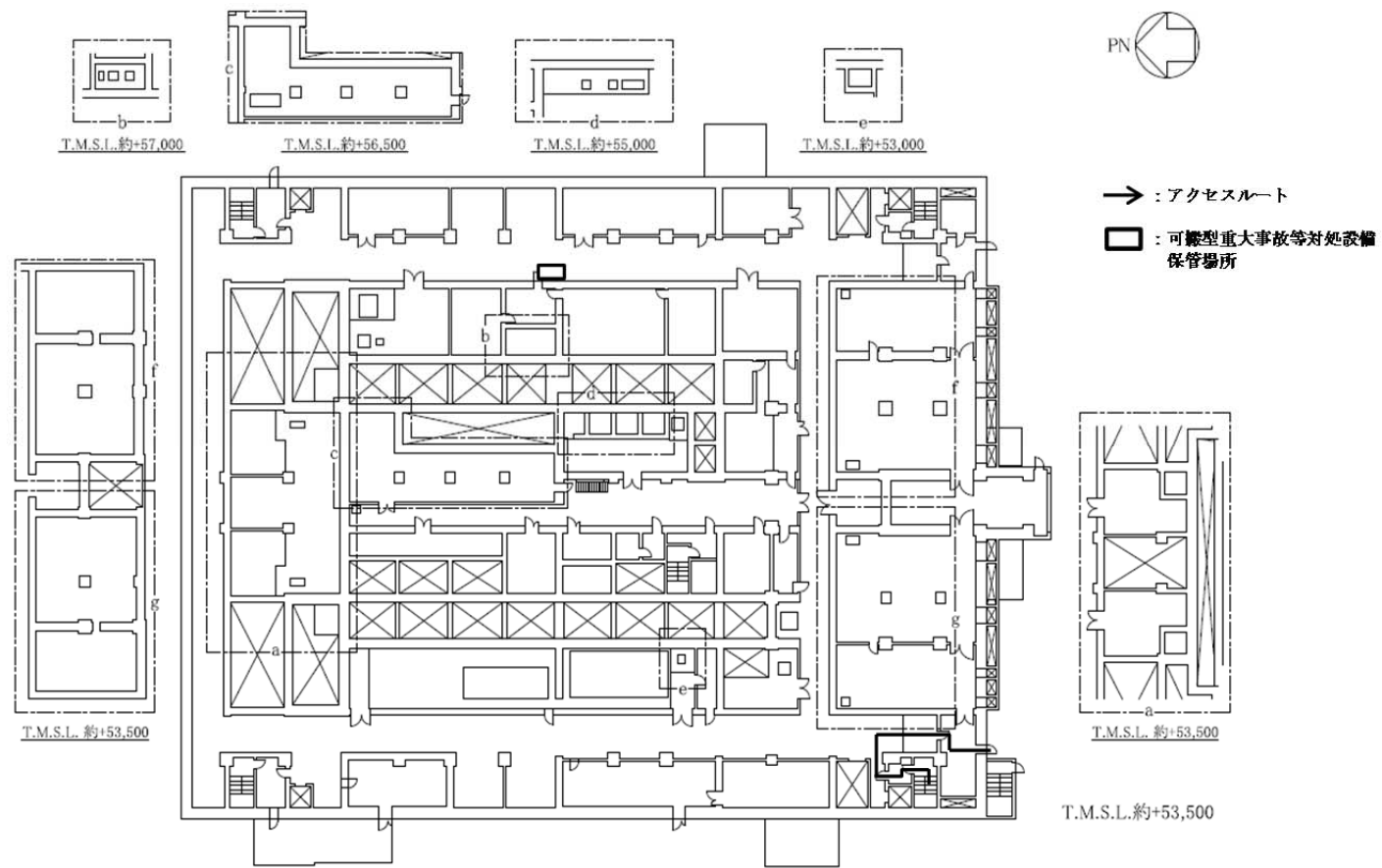
第 6.1.4-17 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地下 3 階）



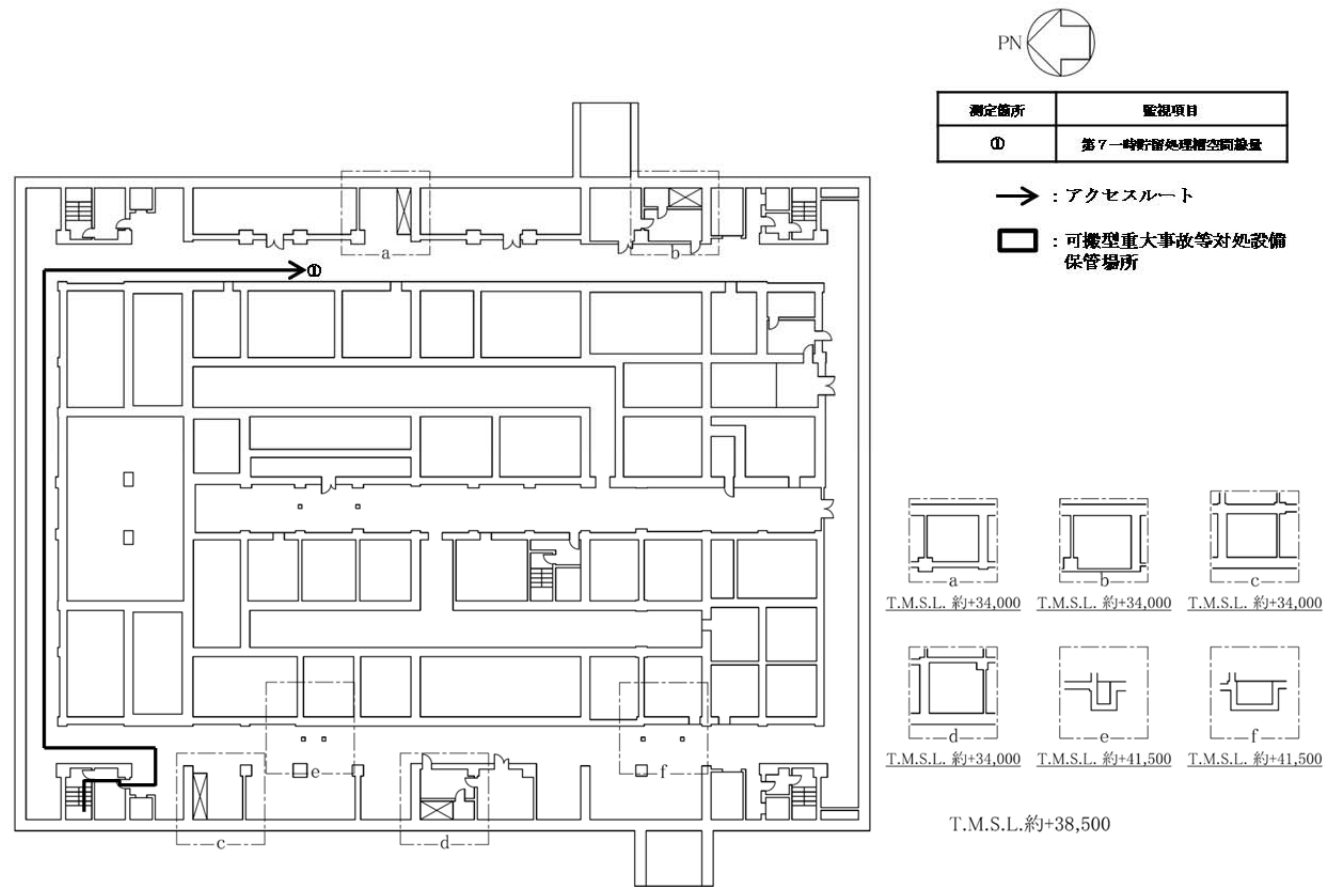
第 6.1.4-18 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地下 2 階）



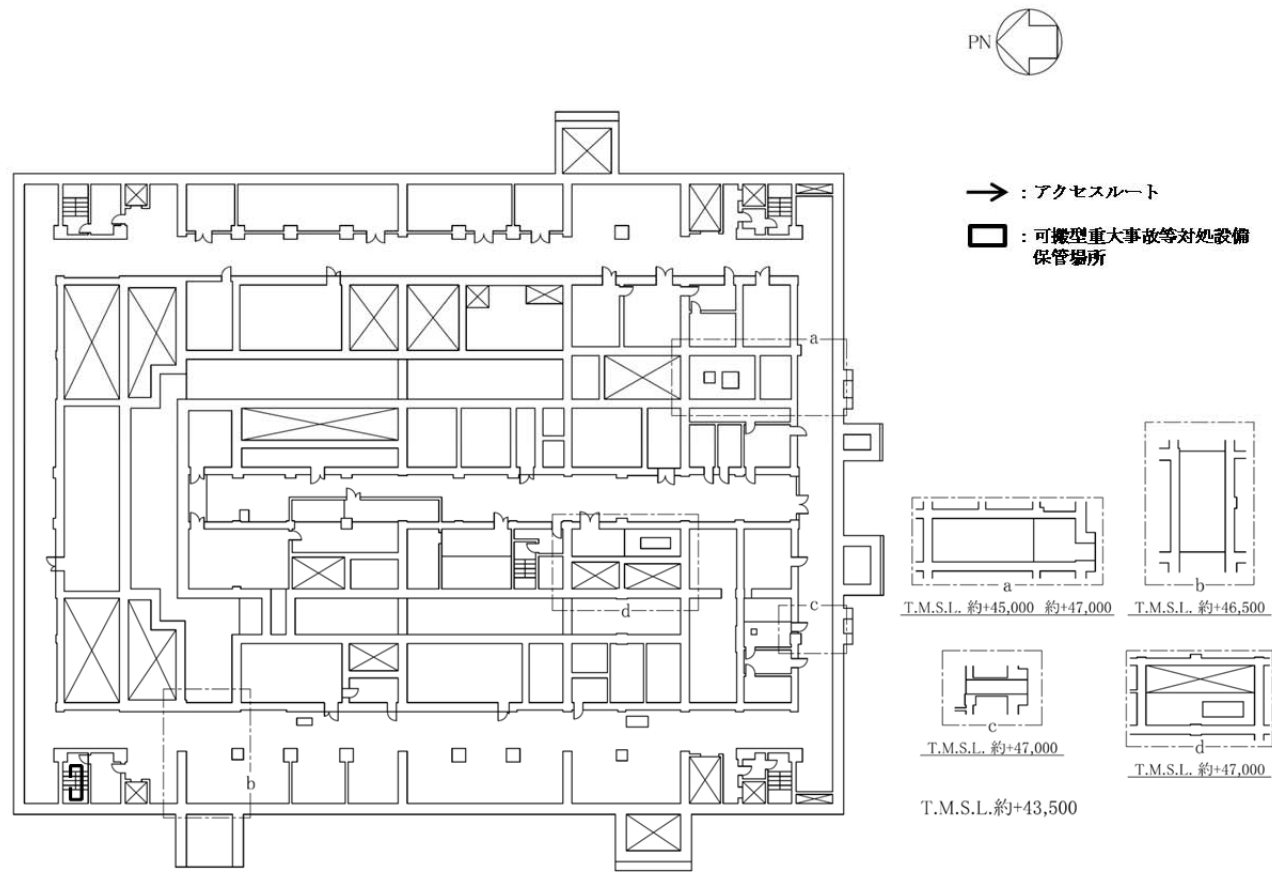
第 6.1.4-19 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地下 1 階）



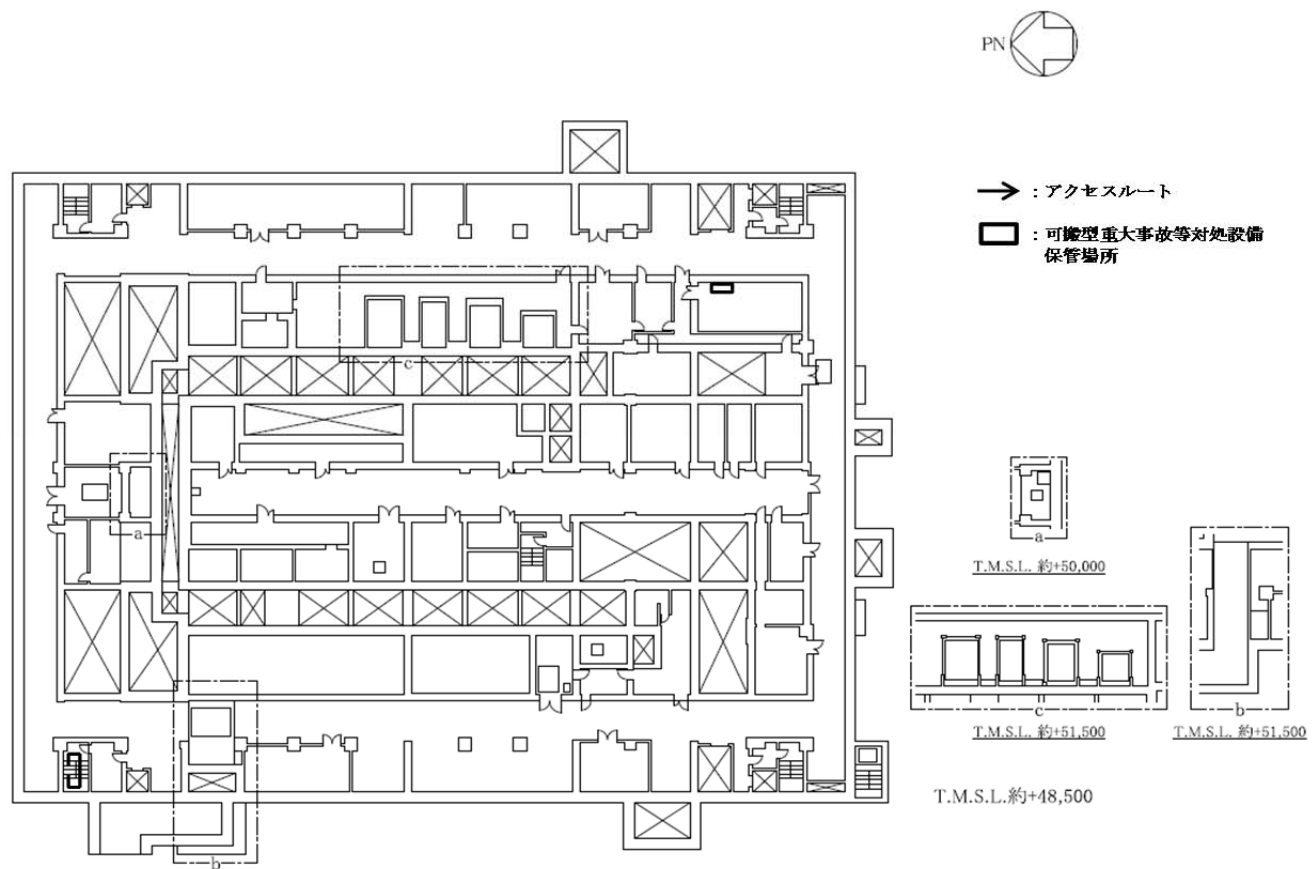
第 6.1.4-20 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地上 1 階）



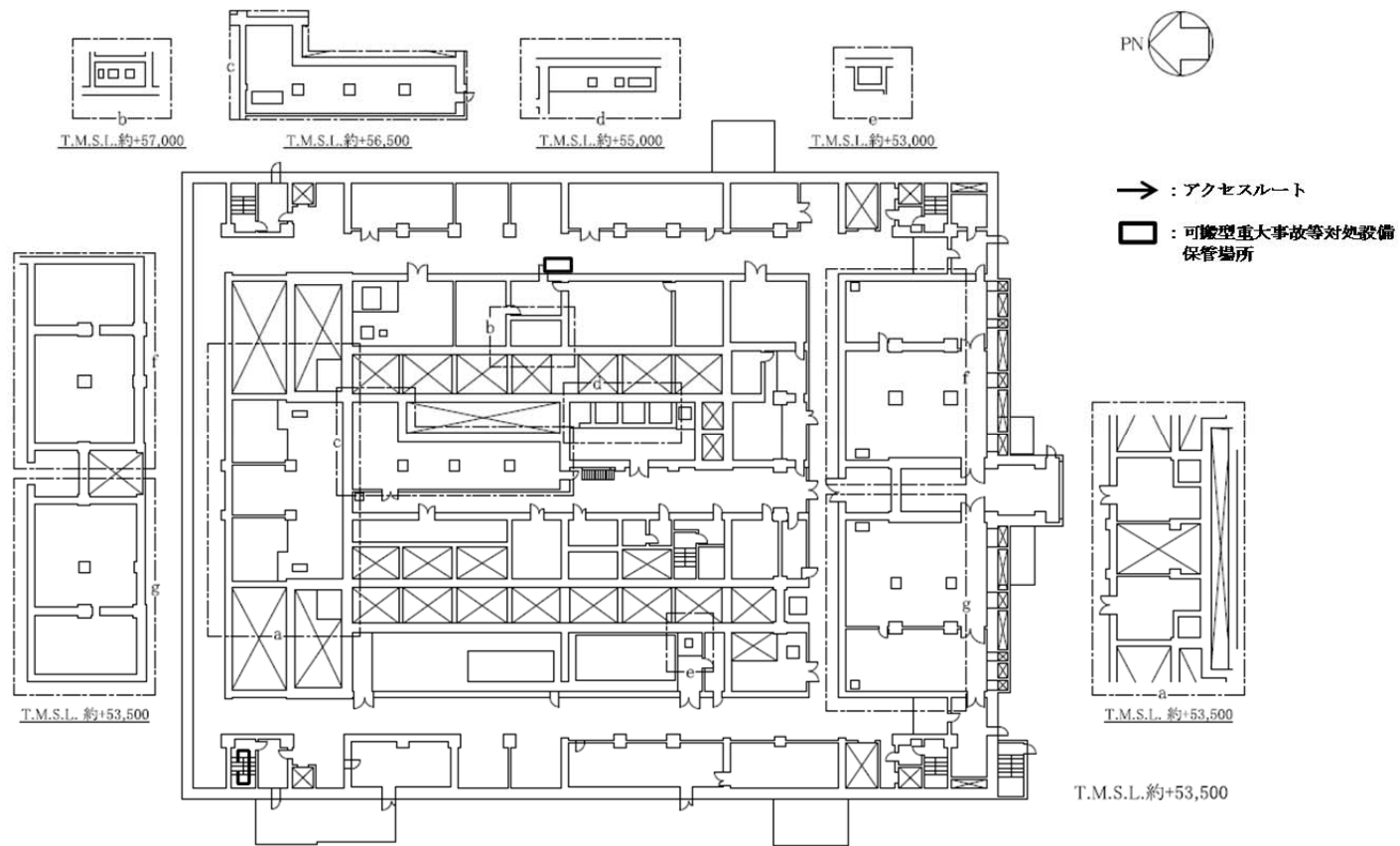
第 6.1.4-21 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地下 3 階）



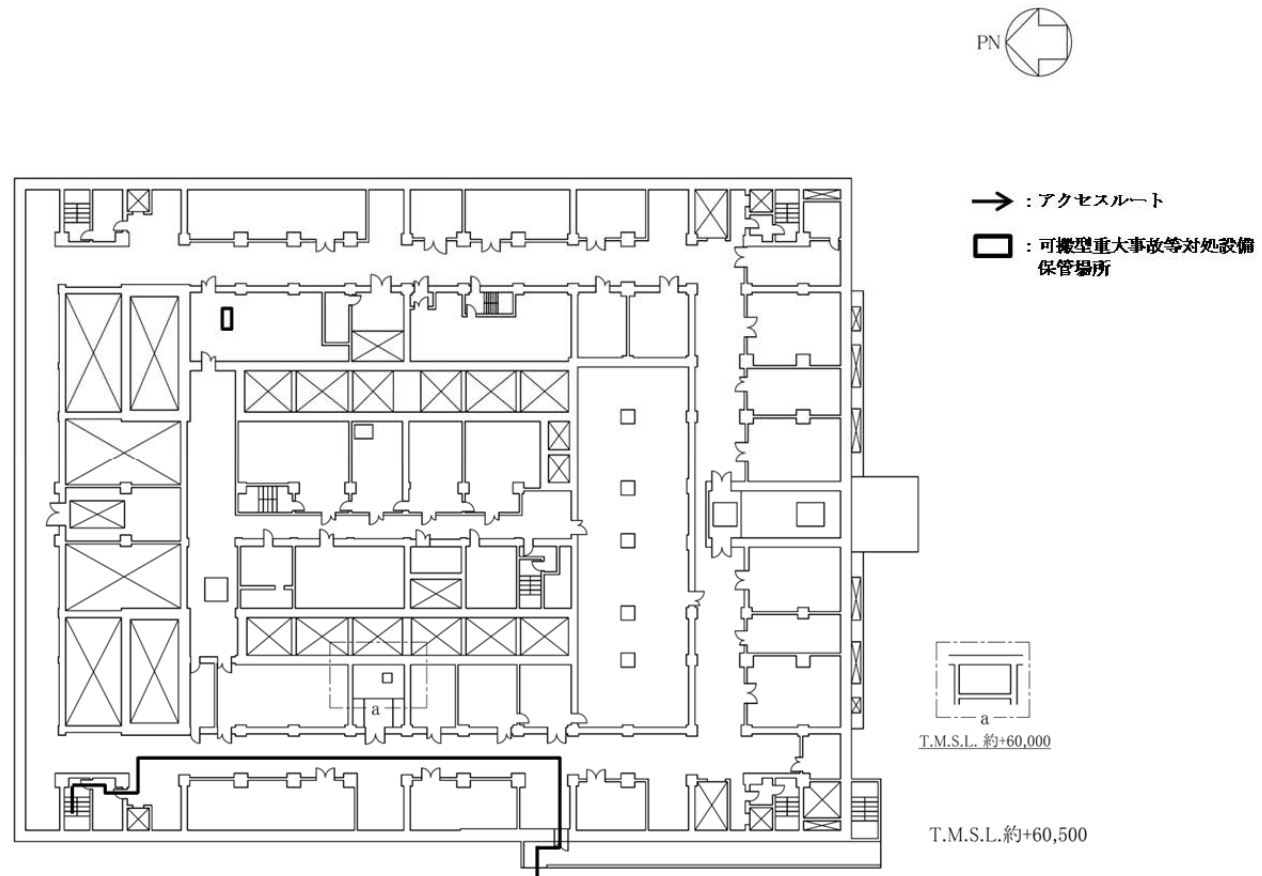
第 6.1.4-22 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地下 2 階）



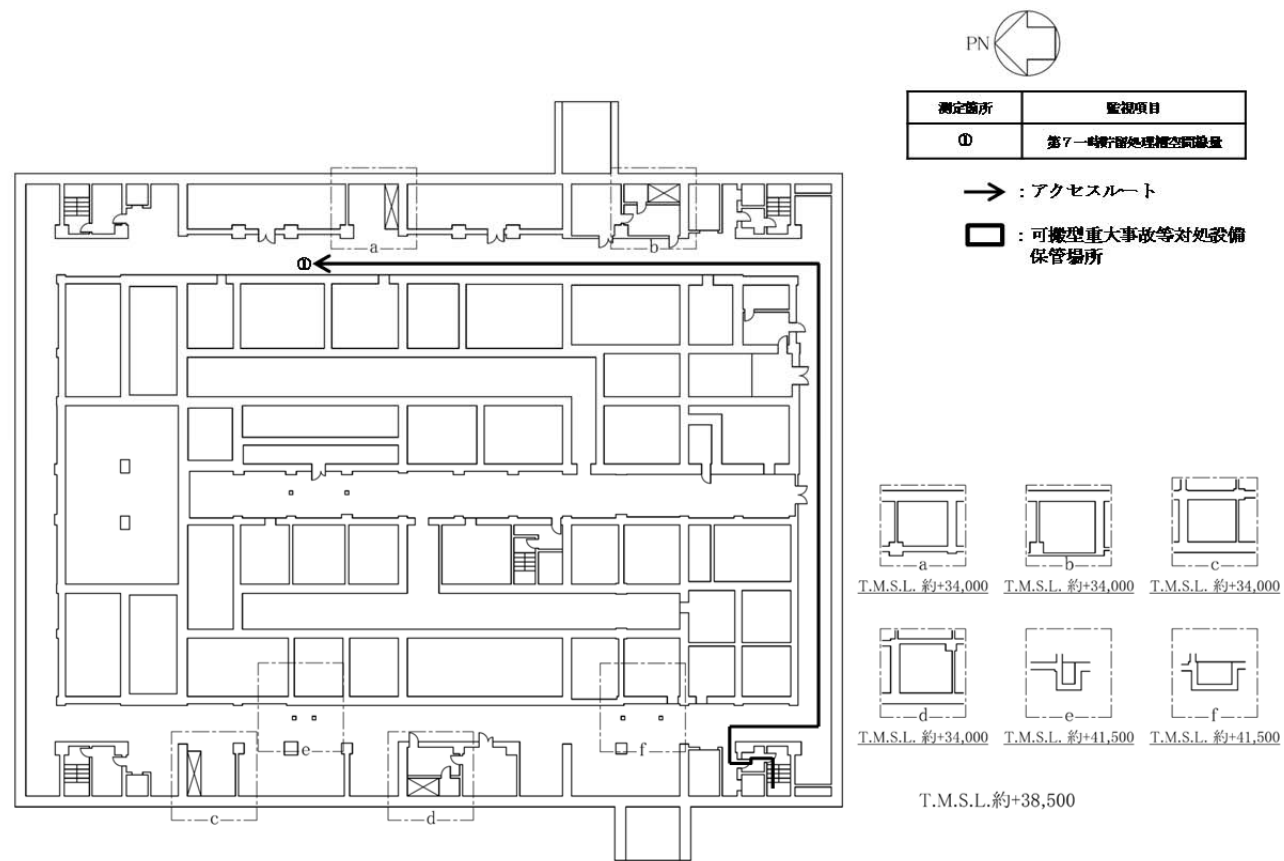
第 6.1.4-23 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地下 1 階）



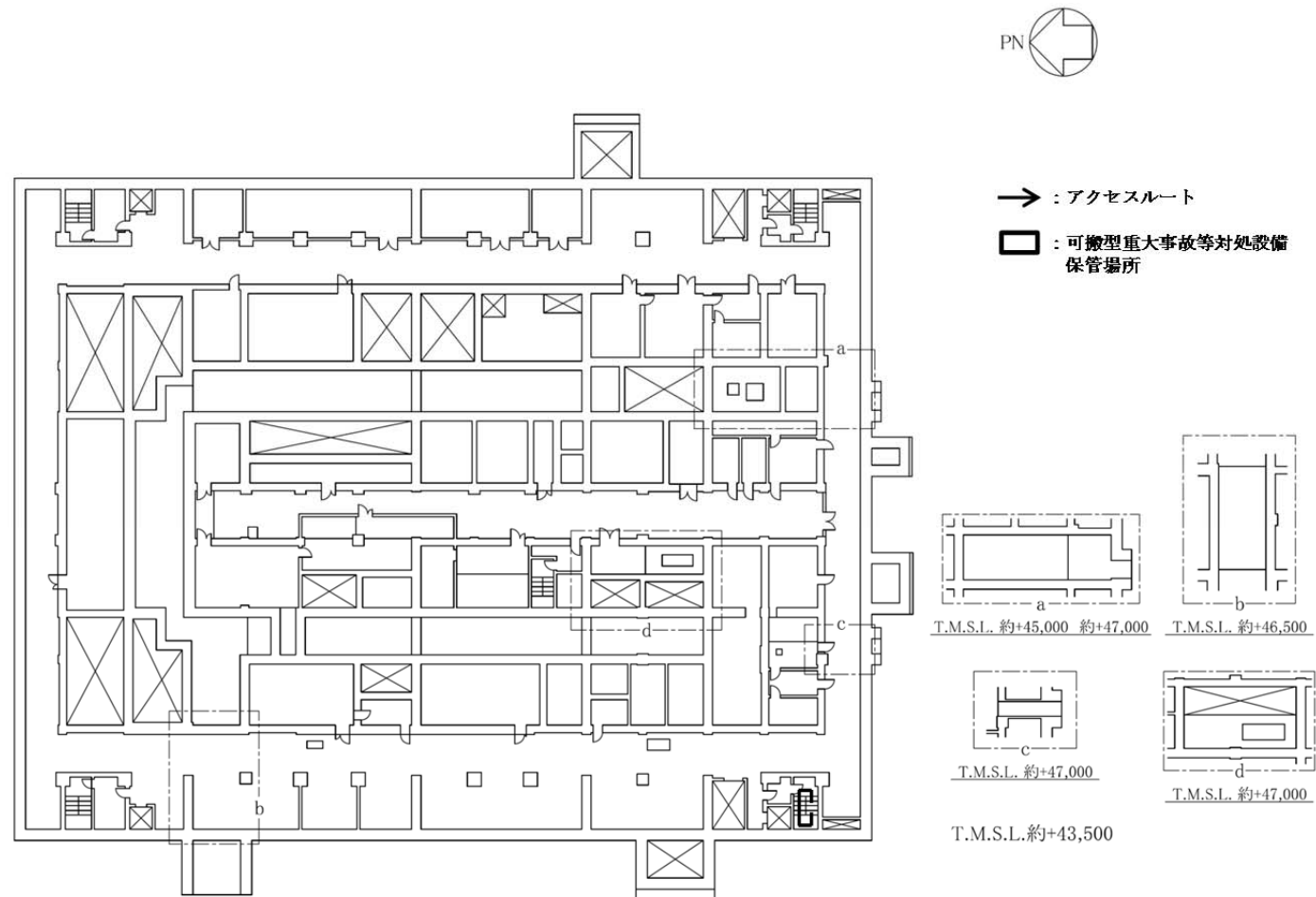
第 6.1.4-24 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地上 1 階）



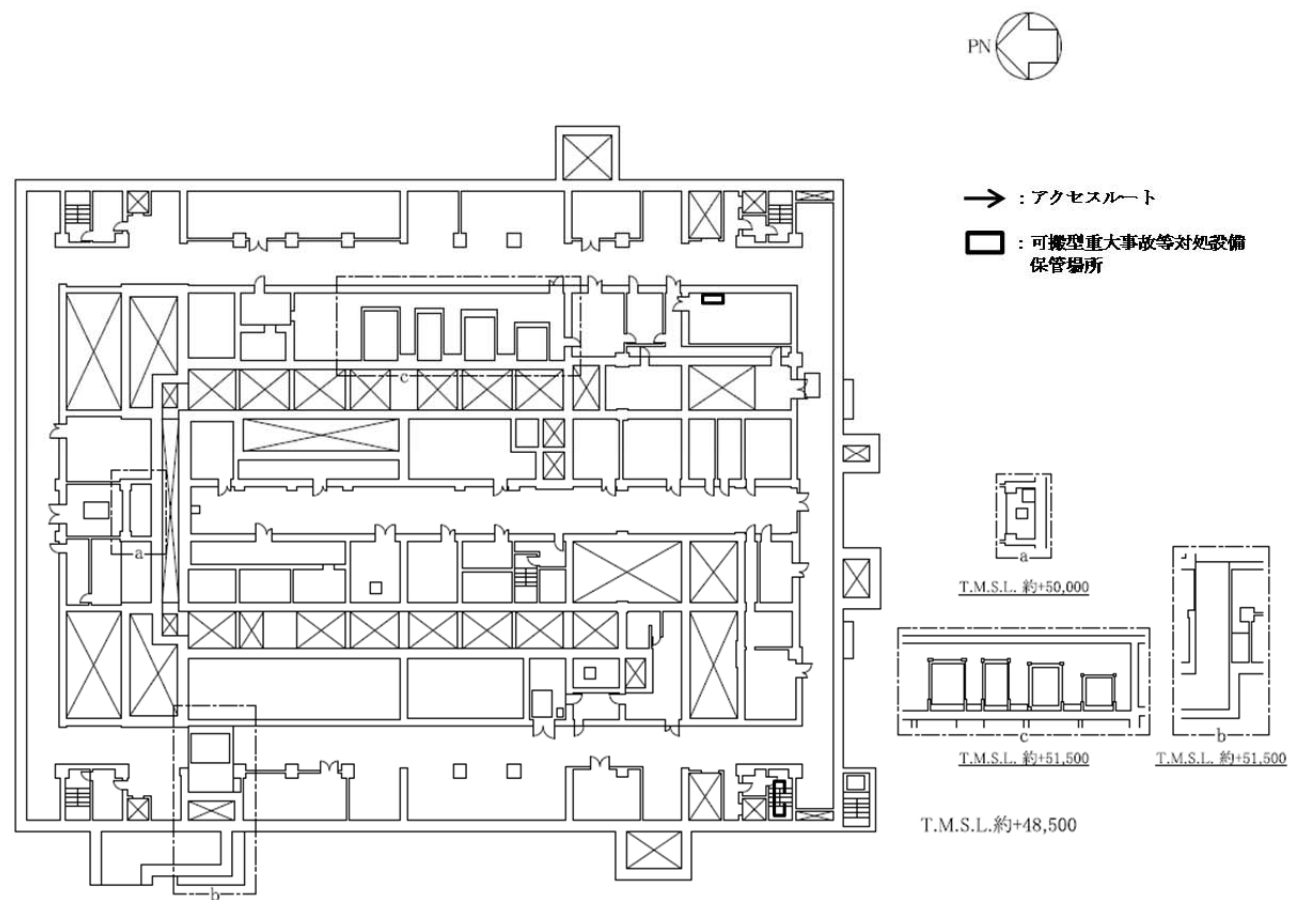
第 6.1.4-25 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（西ルート） 精製建屋（地上 2 階）



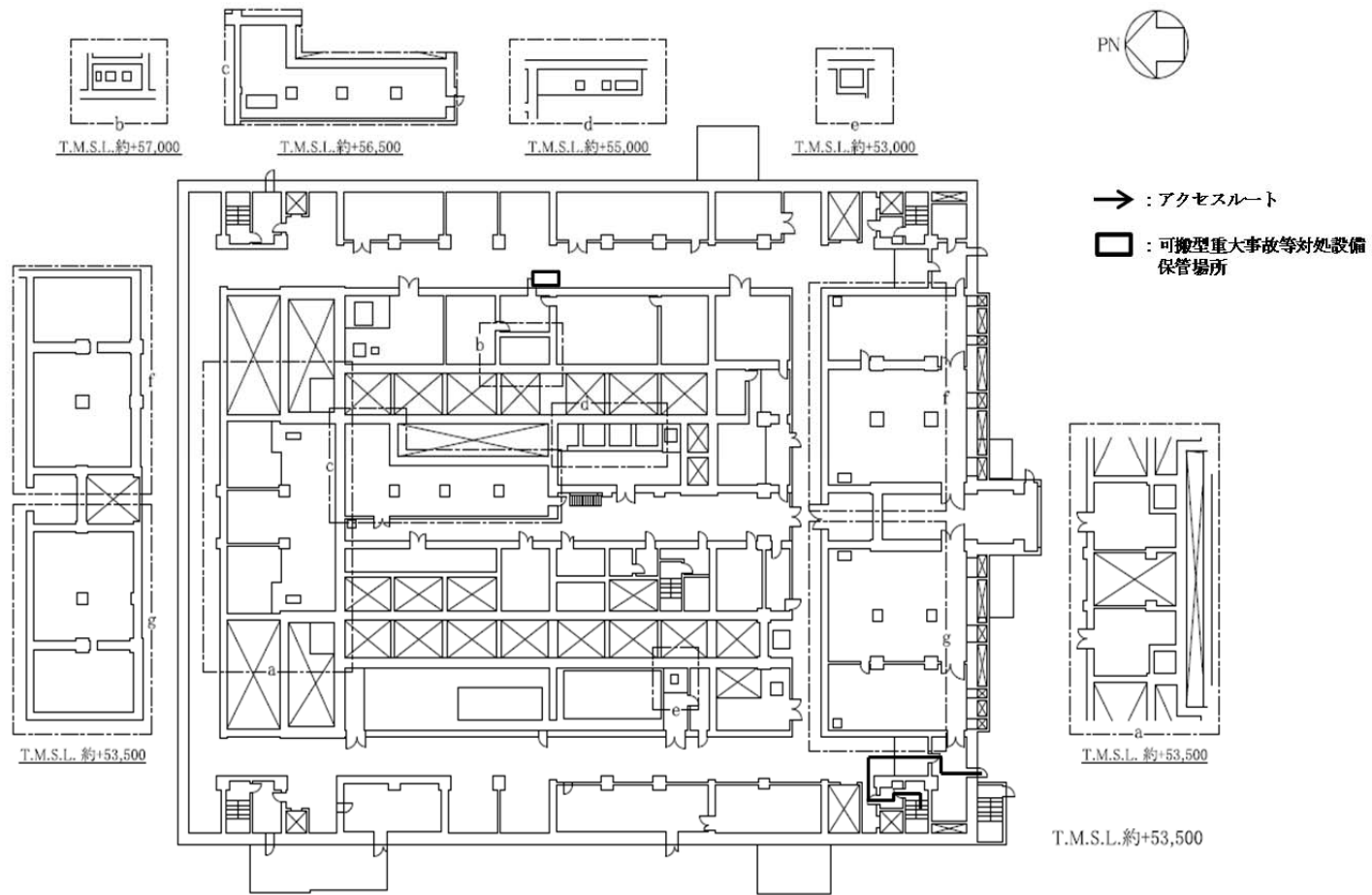
第 6.1.4-26 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地下 3 階）



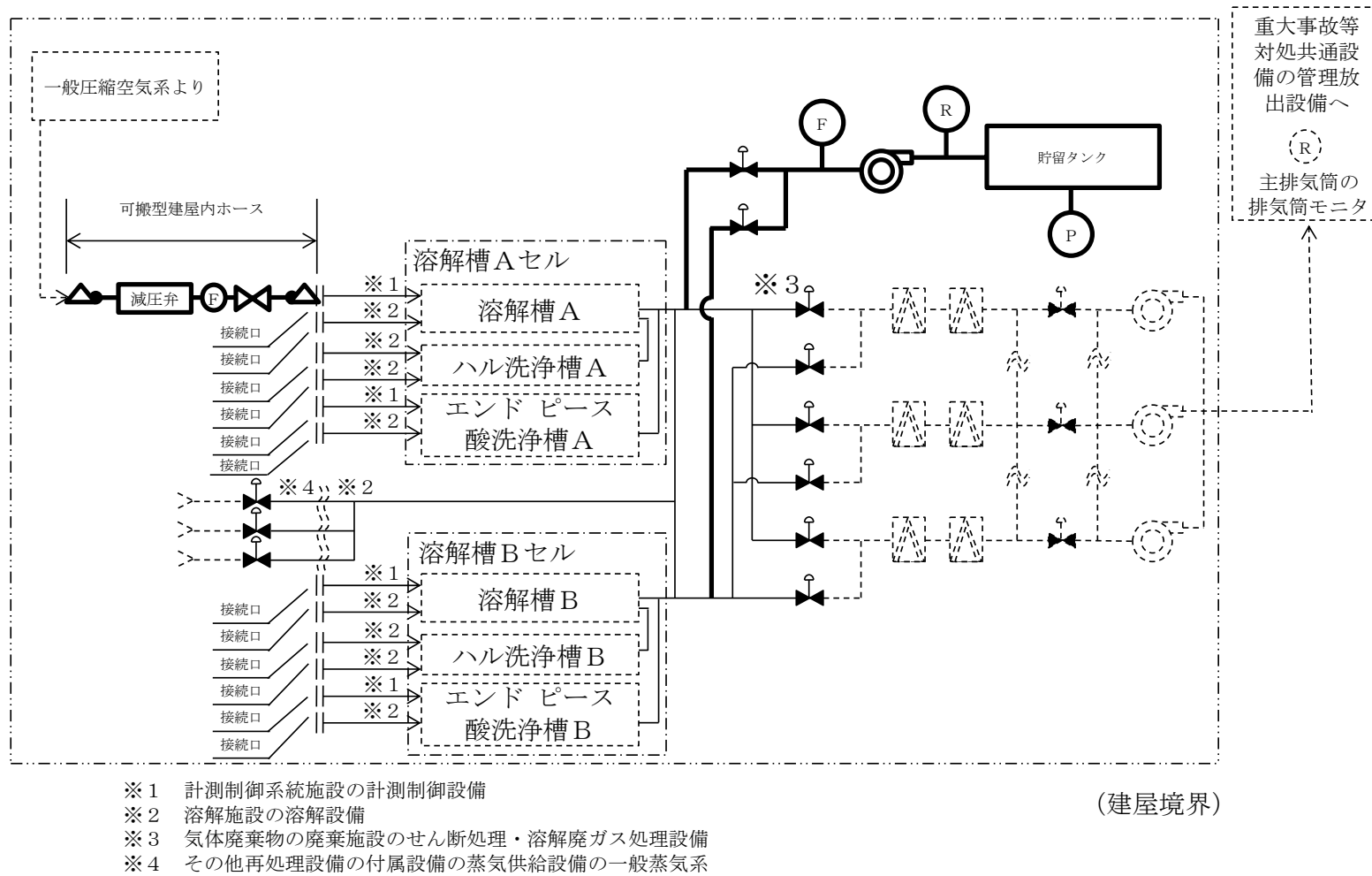
第 6.1.4-27 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地下 2 階）



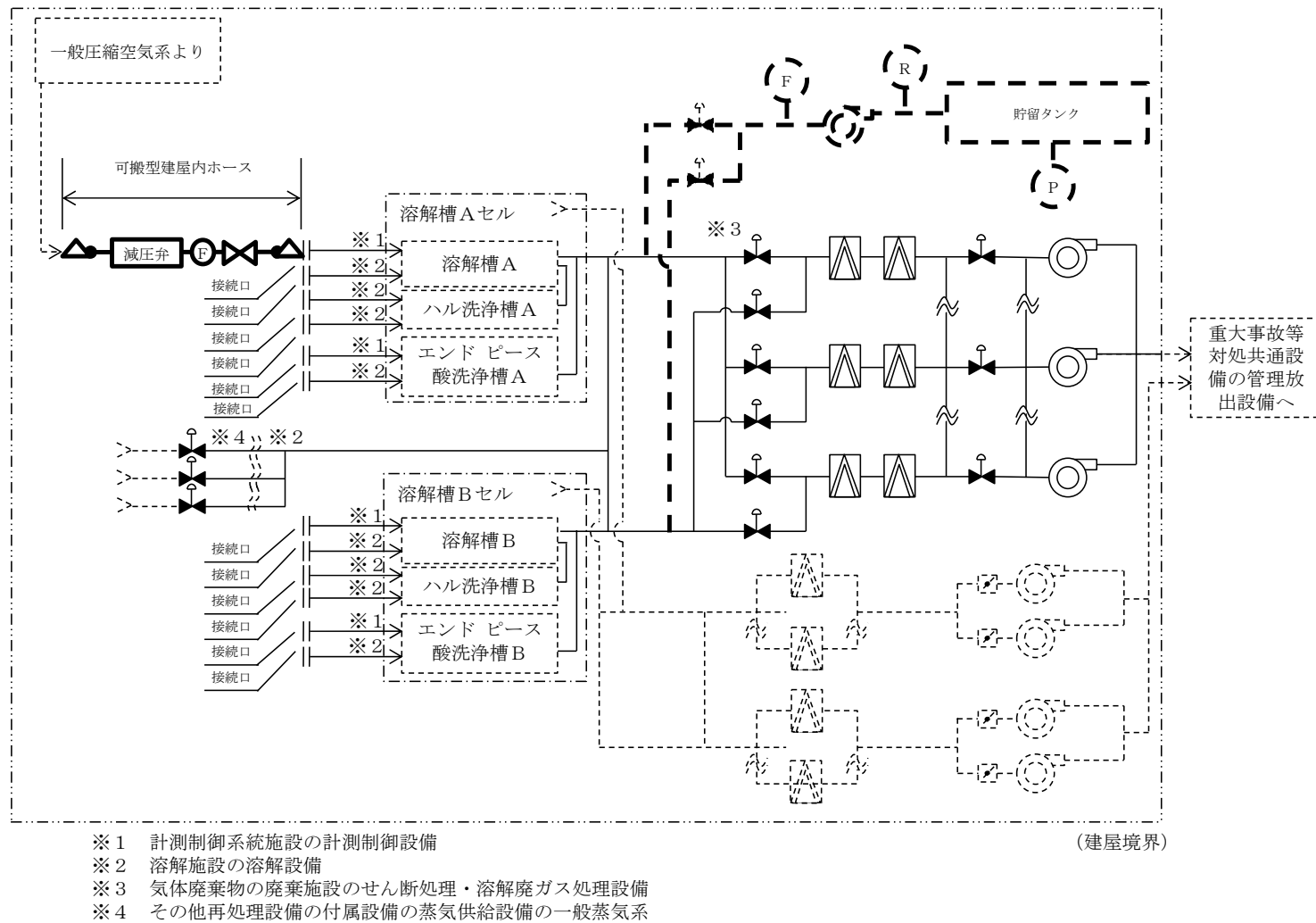
第 6.1.4-28 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地下 1 階）



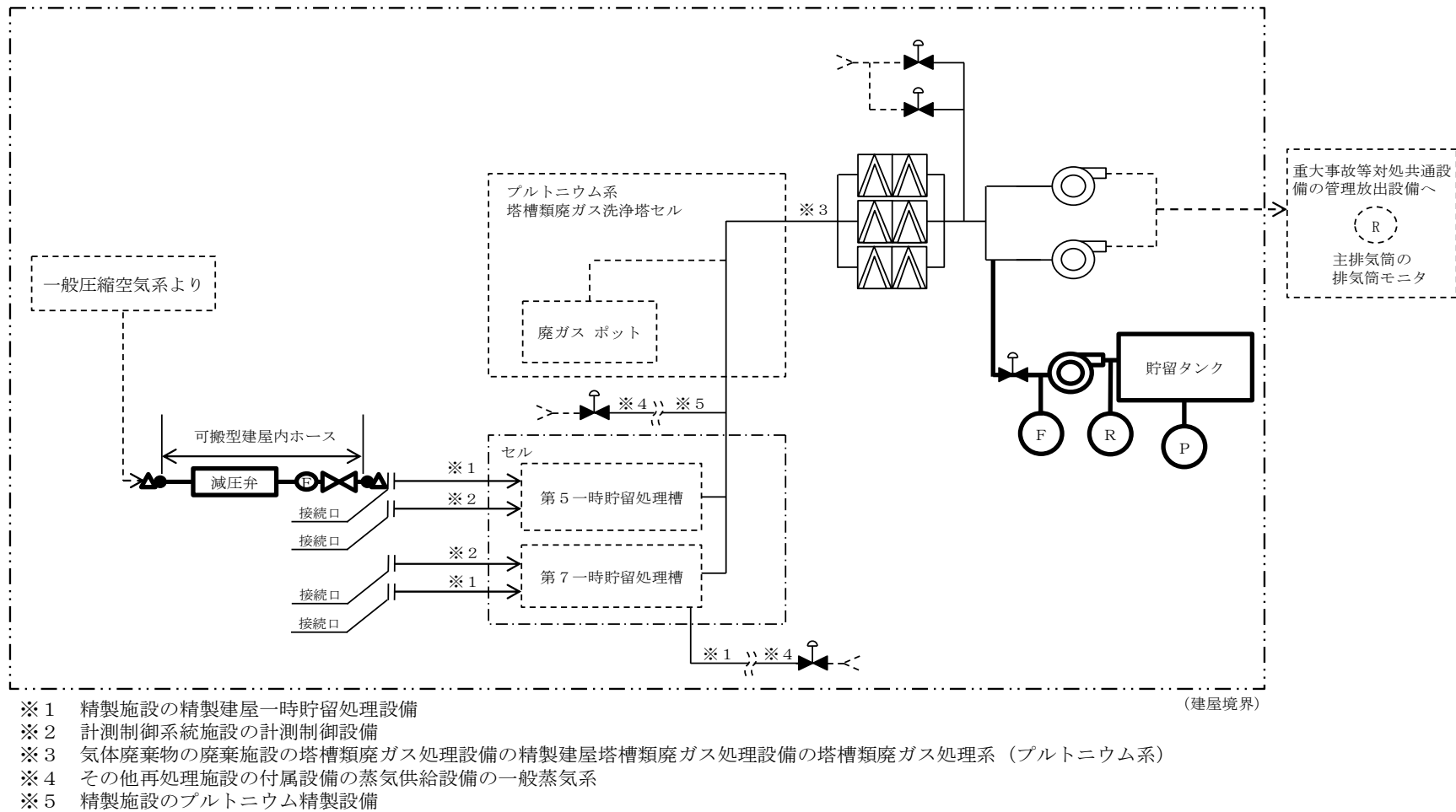
第 6.1.4-29 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給（未臨界移行判断）のアクセスルート（南ルート） 精製建屋（地上 1 階）



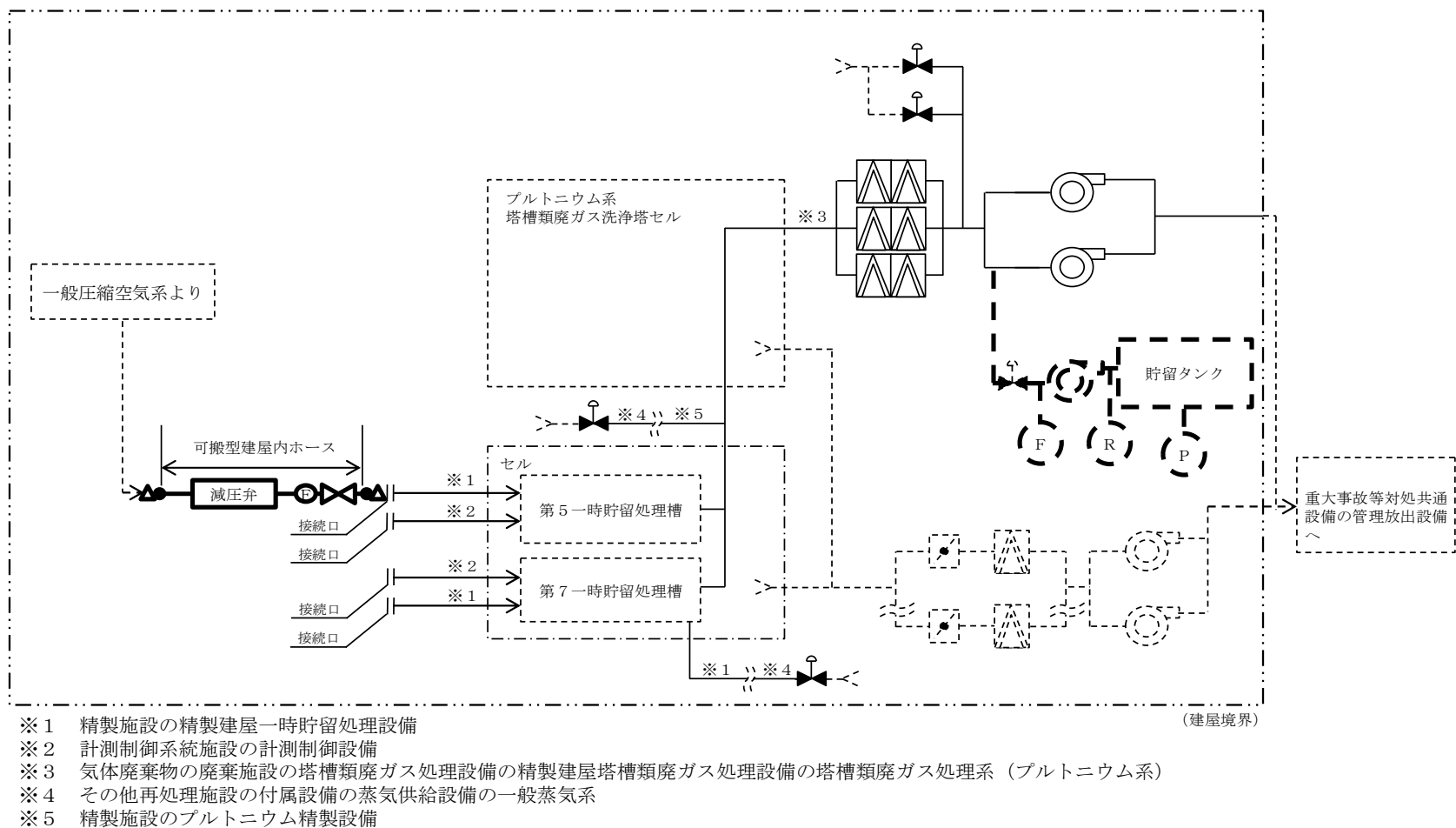
第 6.2.1-1 図 前処理建屋における異常な水準の放出を防止するための設備の系統概要図
(貯留タンクによる貯留)



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)



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
 (貯留タンクによる貯留)



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）

第 6.2.3-1 表 溶解槽等における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留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.	貯留タンクへの導出	<ul style="list-style-type: none"> 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貯留タンクに導く。 	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気供給設備の一般蒸気系の隔離弁 せん断処理・溶解廃ガス処理設備 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隔離弁 せん断処理・溶解廃ガス処理設備の排風機 貯留設備 貯留設備の隔離弁 貯留設備の空気圧縮機 貯留設備の貯留タンク 貯留設備の高性能粒子フィルタ 	—	—
		<ul style="list-style-type: none"> 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機器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、d の臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気に兼ねる。 	<ul style="list-style-type: none"> 圧縮空気設備の一般圧縮空気系 溶解施設の溶解設備 計測制御設備 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型建屋内ホース 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計

(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.	貯留タンクへの導出完了判断	<p>・貯留タンクへの導出開始後、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導出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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・排気筒モニタ ・中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・貯留設備の圧力計 ・貯留設備の流量計 ・貯留設備の放射線モニタ
		<p>・臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給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、導出の完了と判断する。導出完了の判断後、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に放射性物質を貯留する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・貯留設備 ・貯留設備の隔離弁 ・貯留設備の空気圧縮機 ・貯留設備の貯留タンク ・貯留設備の高性能粒子フィルタ ・中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・貯留設備の圧力計 ・貯留設備の放射線モニタ

(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.	貯留タンクへの導出完了判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 万一、貯留タンクへの放射性物質を含む気体を貯留する対策に失敗した場合に備え、貯留タンクへの導出と並行して 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。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯留設備の圧力計 ・ 貯留設備の放射線モニタ
c.	貯留タンクへの導出完了後の廃ガス処理設備による換気再開	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯留タンクへの放射性物質の導出完了後、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し、管理された状態において放出する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ せん断処理・溶解廃ガス処理設備 ・ 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隔離弁 ・ せん断処理・溶解廃ガス処理設備の排風機 ・ 中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤 ・ 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 	—	—

(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>・ 貯留設備による放射性物質の貯留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、貯留タンクへの導出と並行して、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。</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	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 圧縮空気設備の一般圧縮空気系 溶解設備 計測制御設備 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型建屋内ホース 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計

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貯留設備による放射性物質の貯留の手順
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.	貯留タンクへの導出	<ul style="list-style-type: none"> 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貯留タンクに導く。 	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気供給設備の一般蒸気系の隔離弁 精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトリウム系） 精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトリウム系）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（プルトリウム系）の隔離弁 精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトリウム系）の排風機 貯留設備 貯留設備の隔離弁 	—	—

(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.	貯留タンクへの導出	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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貯留タンクに導く。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯留設備の空気圧縮機 ・ 貯留設備の貯留タンク 	—	—
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 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機器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、eの臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気に兼ねる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 圧縮空気設備の一般圧縮空気系 ・ 精製建屋一時貯留処理設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型建屋内ホース 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計
b.	貯留タンクへの導出完了判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯留タンクへの導出開始後、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導出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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 排気筒モニタ ・ 中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯留設備の圧力計 ・ 貯留設備の流量計 ・ 貯留設備の放射線モニタ

(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.	貯留タンクへの導出完了判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給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、導出の完了と判断する。導出完了の判断後、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に放射性物質を貯留する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯留設備 ・ 貯留設備の隔離弁 ・ 貯留設備の空気圧縮機 ・ 貯留設備の貯留タンク ・ 中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯留設備の圧力計 ・ 貯留設備の放射線モニタ
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 万一、貯留タンクへの放射性物質を含む気体を貯留する対策に失敗した場合に備え、貯留タンクへの導出と並行してc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。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯留設備の圧力計
c.	貯留タンクへの導出完了後の廃ガス処理設備による換気再開	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯留タンクへの放射性物質の導出完了後、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し、管理された状態において放出する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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) 	—	—

(つづき)

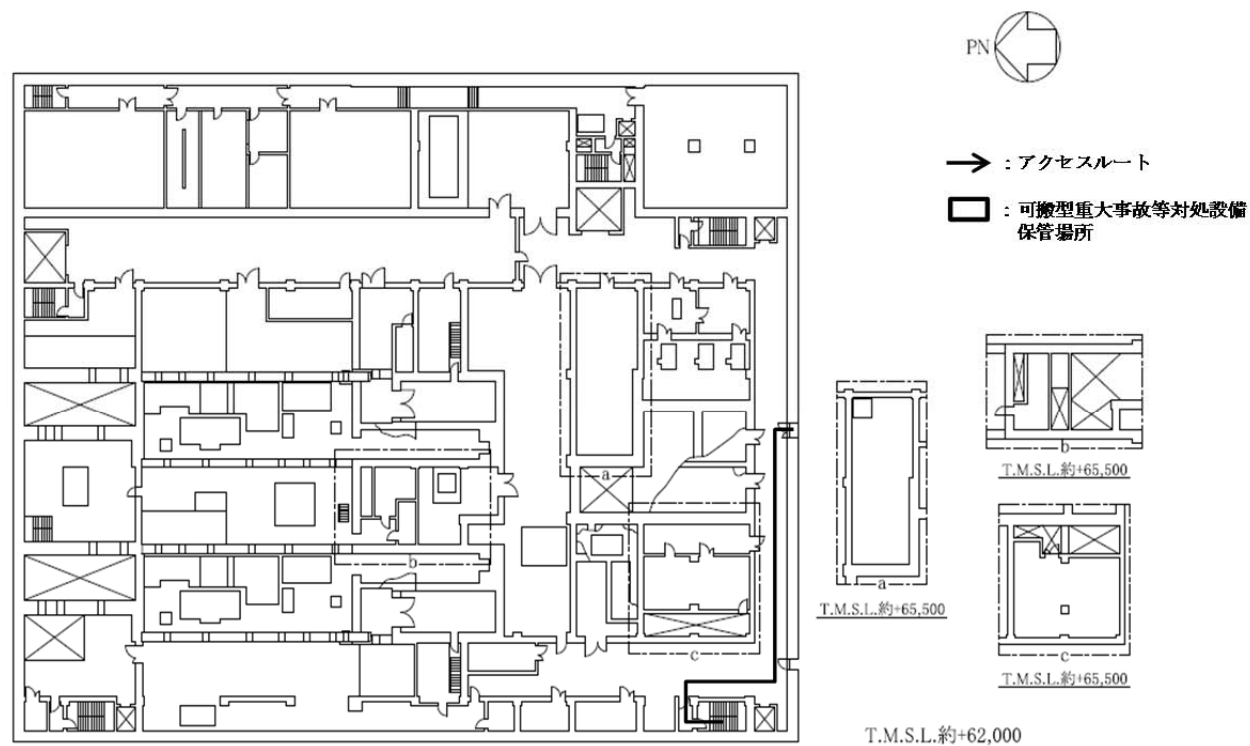
	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
c.	貯留タンクへの導出完了後の廃ガス処理設備による換気再開	<ul style="list-style-type: none"> 貯留タンクへの放射性物質の導出完了後、臨界事故が発生した機器が接続される廃ガス処理設備の弁の開操作を行い、排風機を再起動して、高い除染能力が期待できる通常時の放出経路に復旧し、管理された状態において放出する。 	<ul style="list-style-type: none"> 精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の高性能粒子フィルタ 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）の隔離弁 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 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 中央制御室の計測制御装置の中央制御室の監視制御盤 	—	—

(つづき)

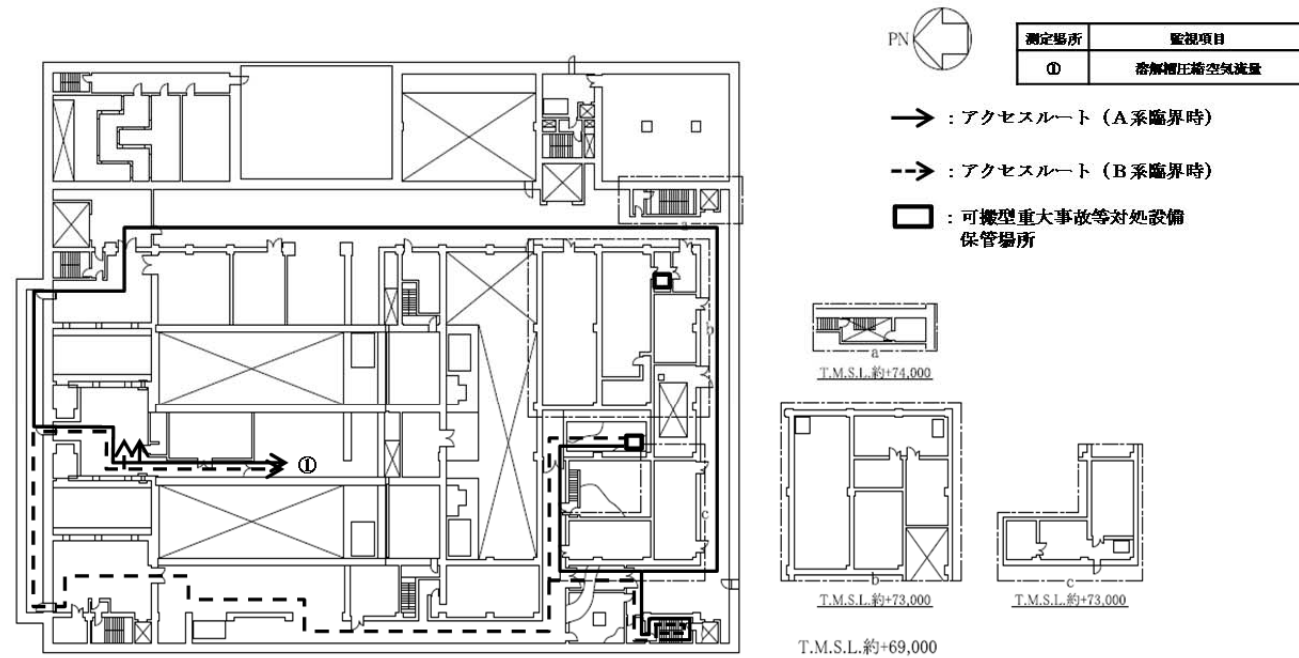
	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
d.	セルへの放射性物質の導出	<ul style="list-style-type: none"> 貯留設備による放射性物質の貯留に用いる設備の信頼性は十分に高いものとするが、自主対策として、セルへの臨界事故で発生した放射性物質を含む気体の導出に備え、貯留タンクへの導出と並行して、各建屋のセルからの排気系の排風機を手動で停止するとともに、セルからの排気系のダンパを閉止することで、貯留タンクへの貯留失敗時のセルへの導出時において放射性物質を含む気体をセル及びセルからの排気系に滞留できるよう措置する。 	—	—	—

(つづき)

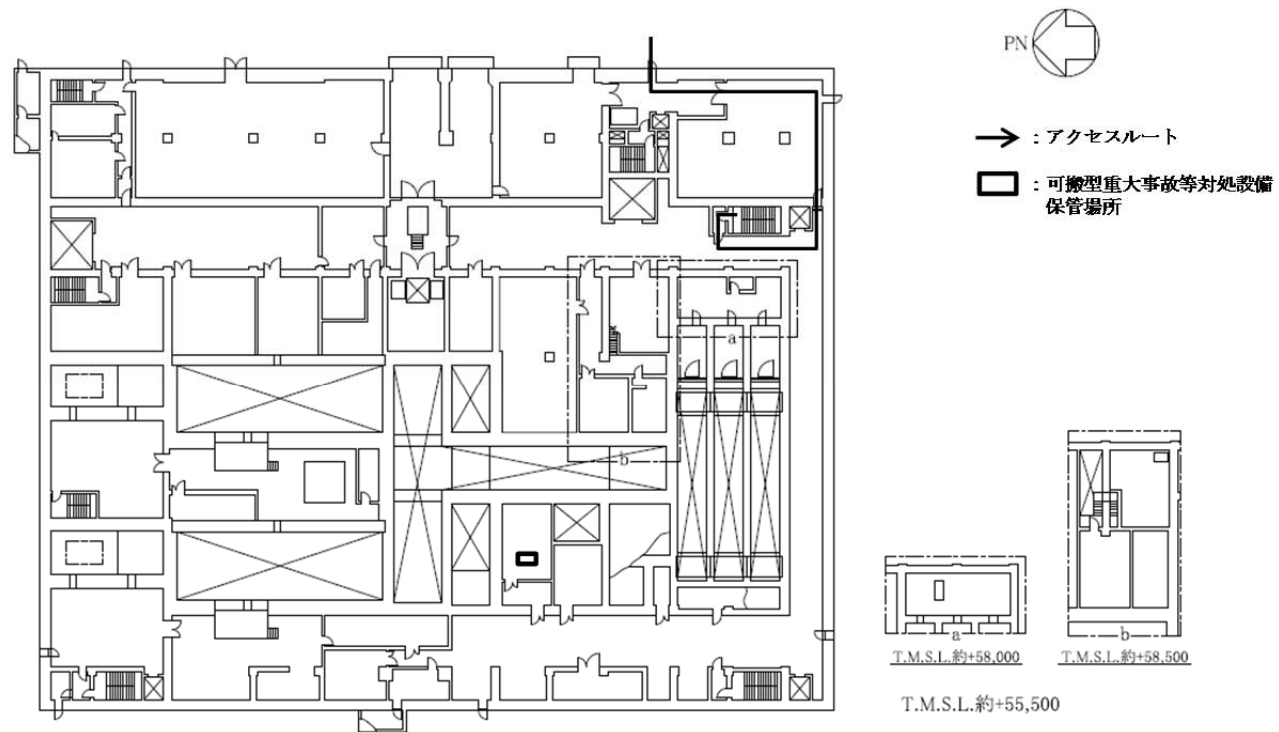
	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
e.	臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気対策	<ul style="list-style-type: none"> 核分裂に起因する水の放射線分解等により、水素が発生し、機器内において可燃限界濃度（4 v o 1 %）を超える可能性があることから、一般圧縮空気系から可搬型建屋内ホースを用いて臨界が発生した機器に空気を供給し、臨界事故に伴う放射線分解により発生した水素を掃気する。 	<ul style="list-style-type: none"> 圧縮空気設備の一般圧縮空気系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



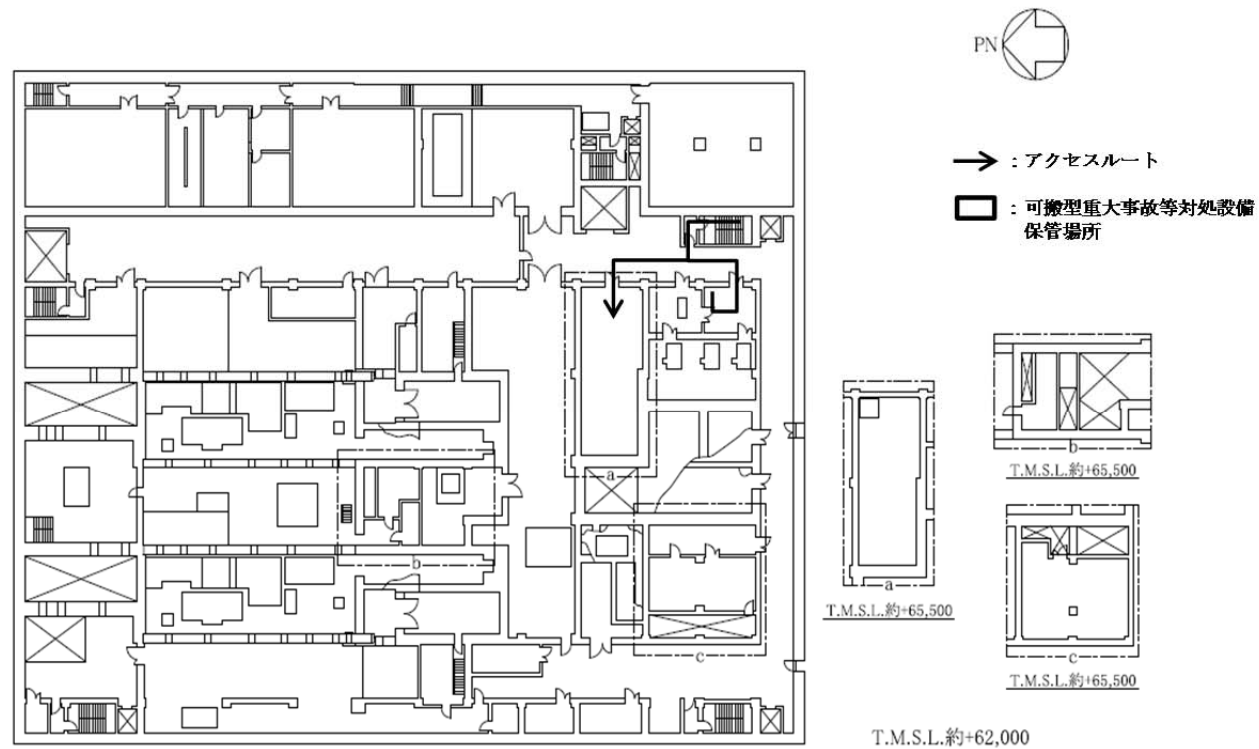
第 6.2.4-1 図 溶解槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留（圧縮空気の供給）
のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地上 2 階）



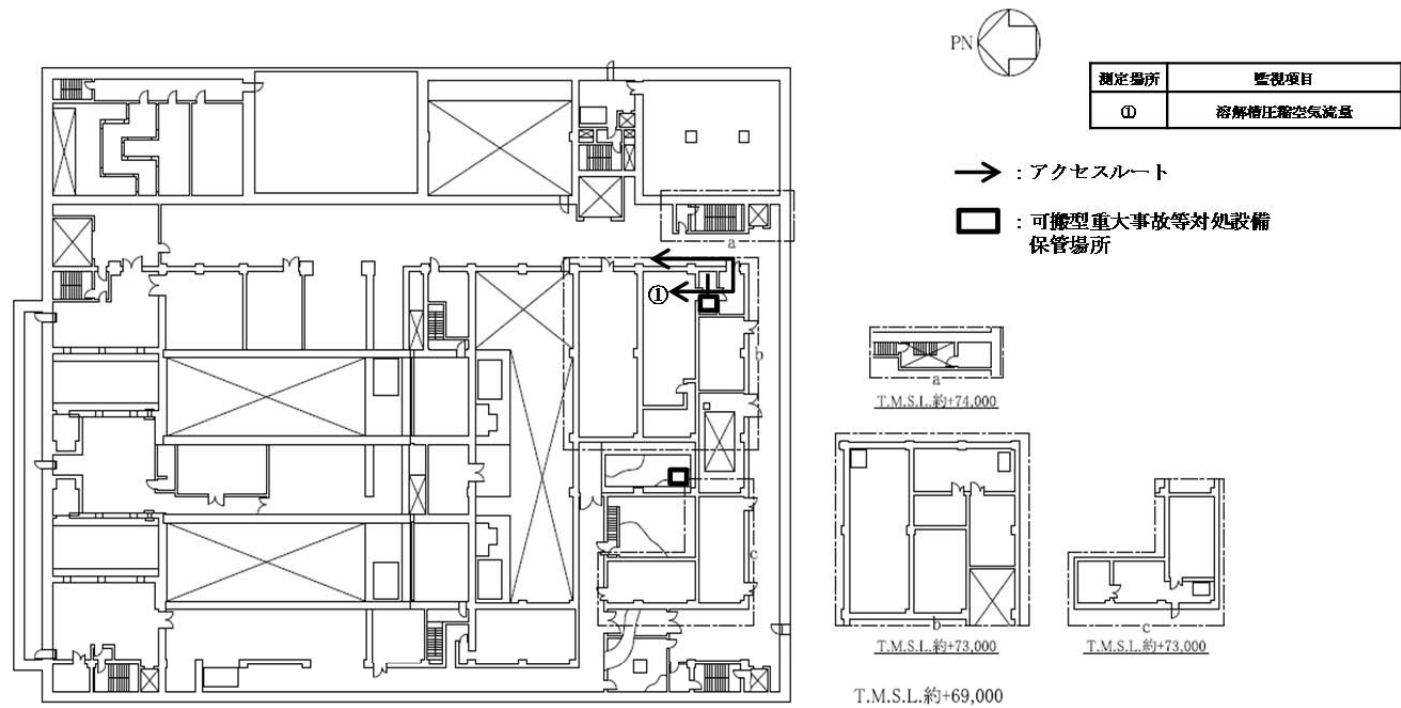
第 6.2.4-2 図 溶解槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留（圧縮空気の供給）
 のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地上 3 階）



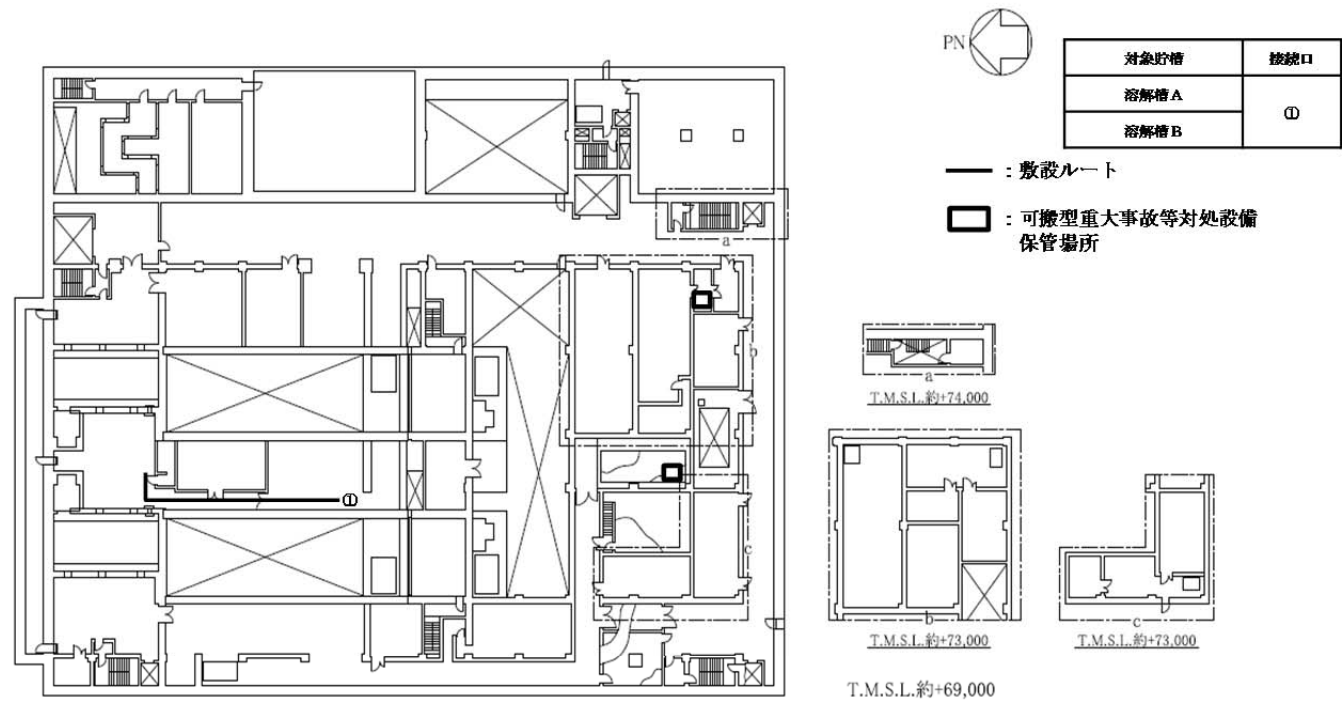
第 6.2.4-3 図 溶解槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留（圧縮空気の供給）
のアクセスルート（東ルート） 前処理建屋（地上 1 階）



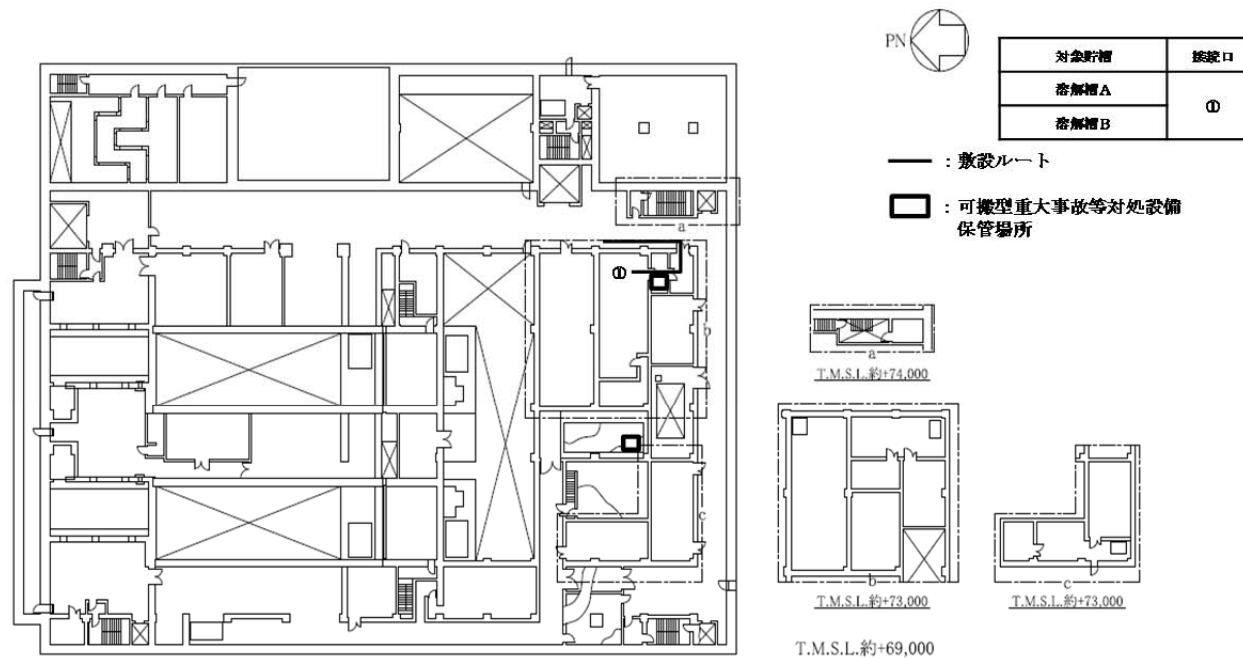
第 6.2.4-4 図 溶解槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留（圧縮空気の供給）
のアクセスルート（東ルート） 前処理建屋（地上 2 階）



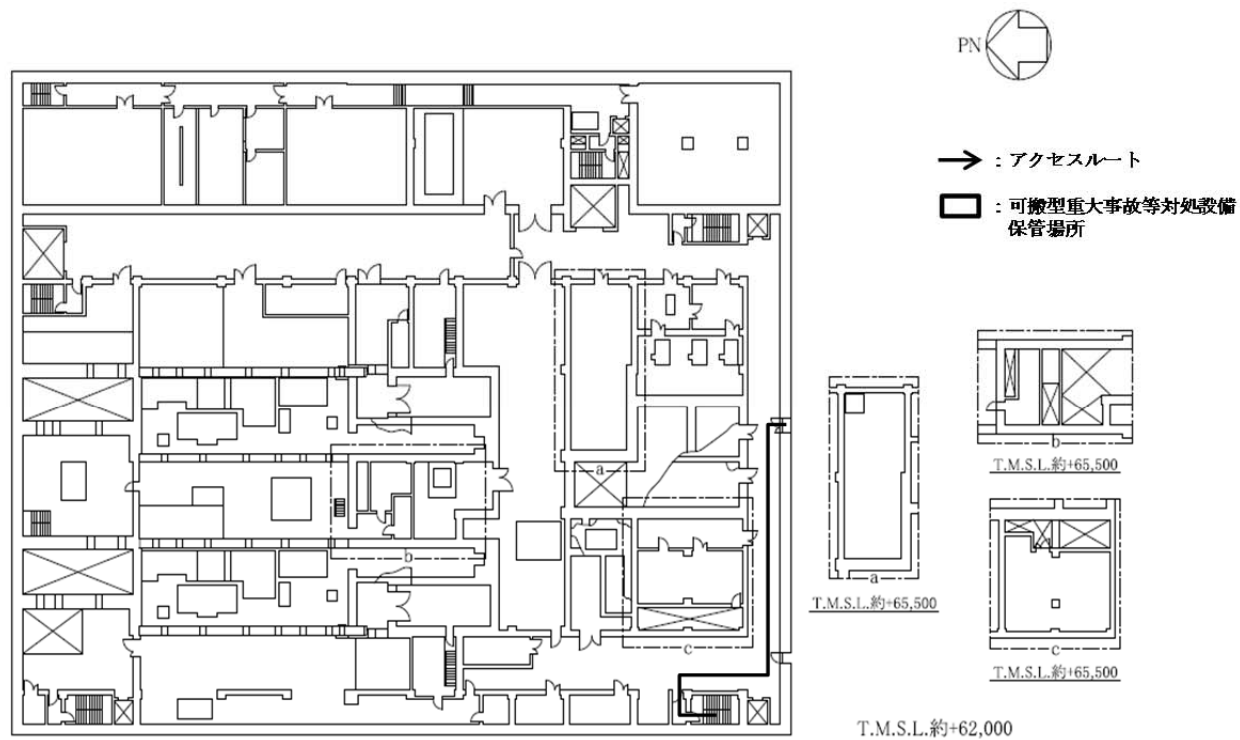
第 6.2.4-5 図 溶解槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留（圧縮空気の供給）
のアクセスルート（東ルート） 前処理建屋（地上 3 階）



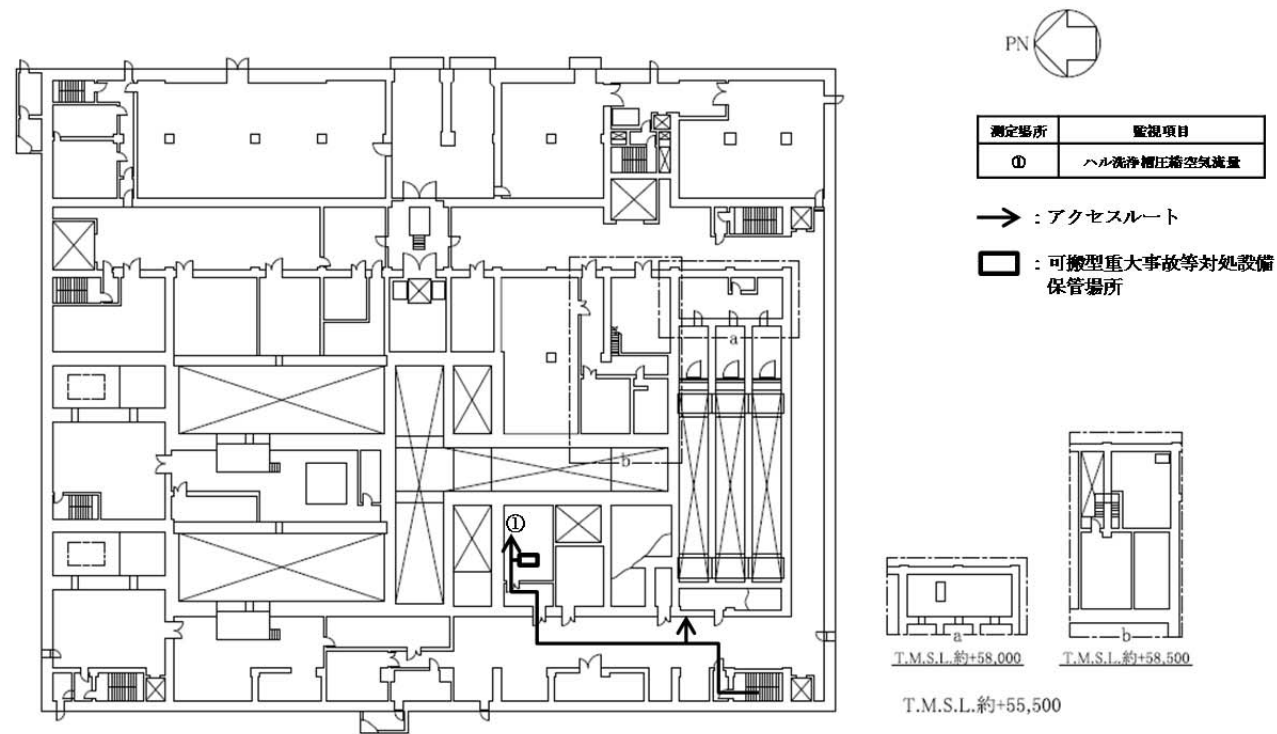
第 6.2.4-6 図 溶解槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留（圧縮空気の供給）
の建屋内ホース敷設ルート（南ルート） 前処理建屋（地上 3 階）



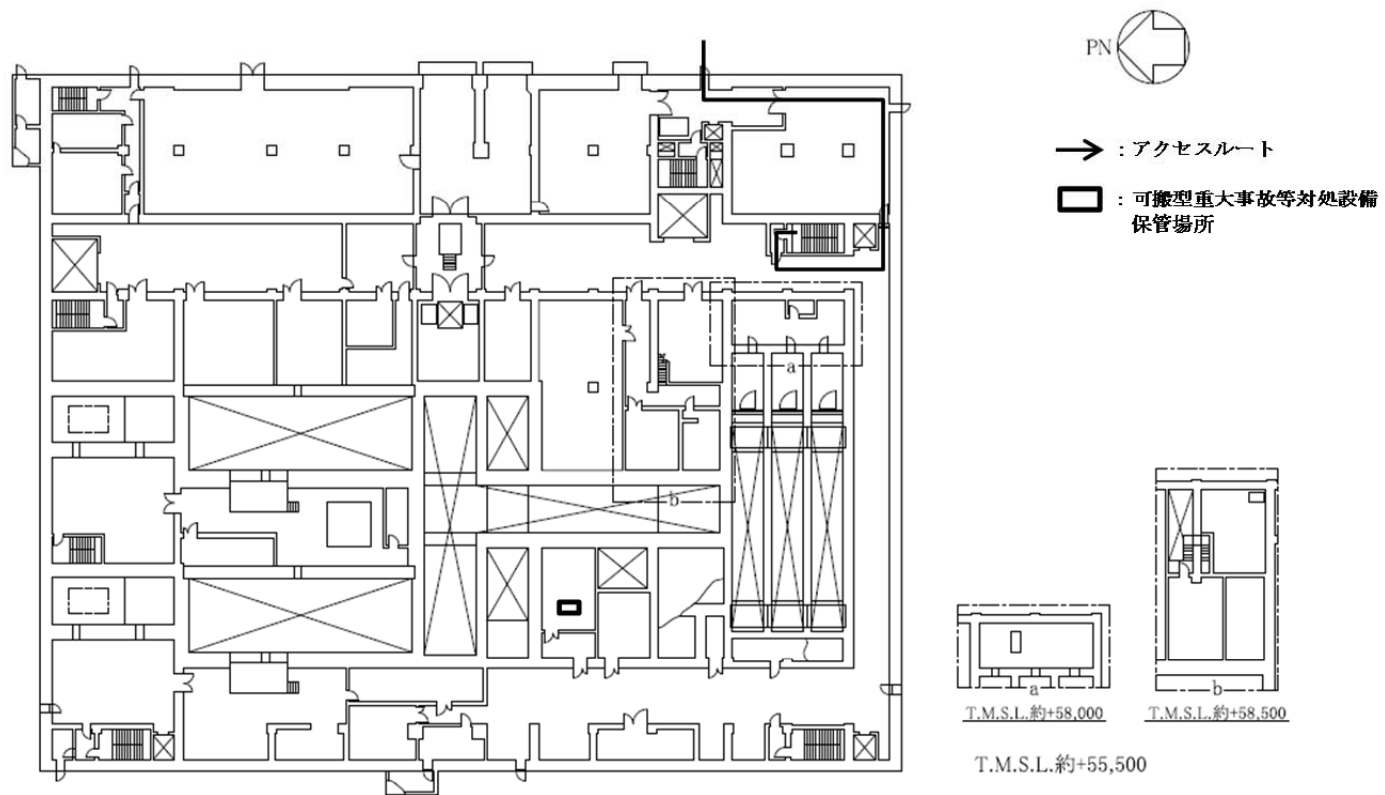
第 6.2.4-7 図 溶解槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留（圧縮空気の供給）
 の建屋内ホース敷設ルート（東ルート） 前処理建屋（地上 3 階）



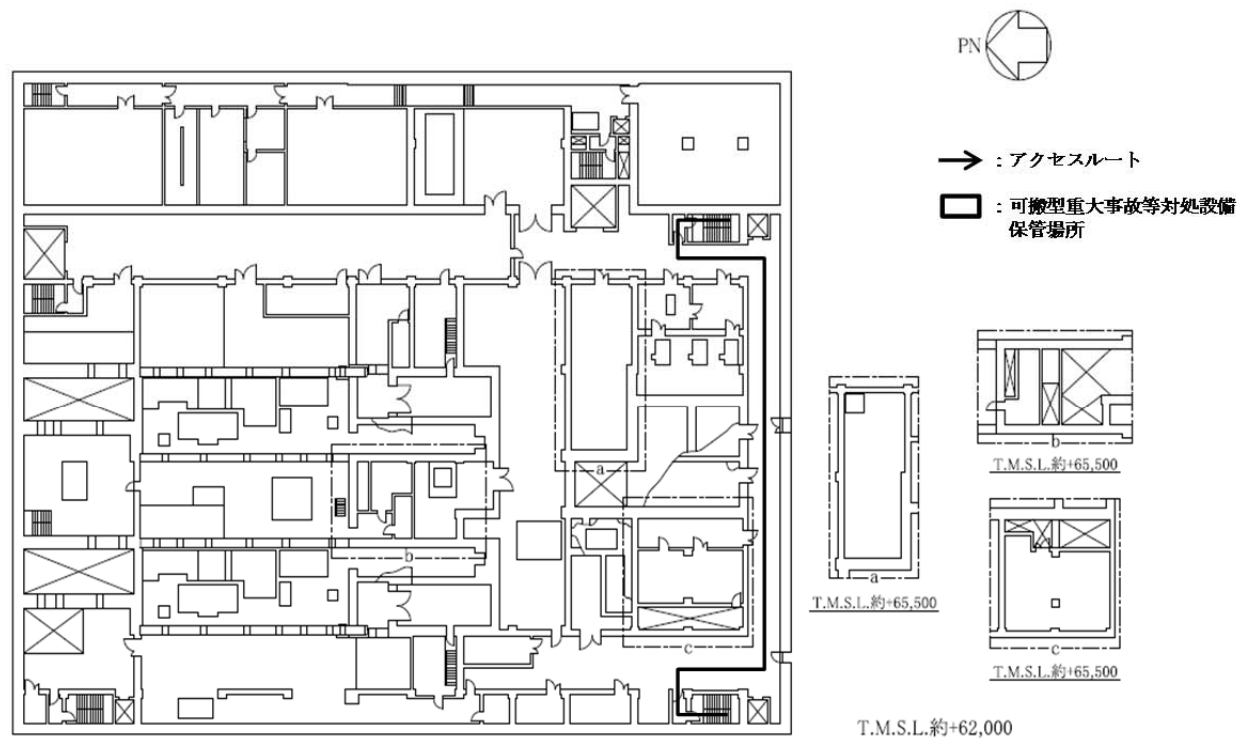
第 6.2.4-8 図 ハル洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留（圧縮空気の供給）
のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地上 2 階）



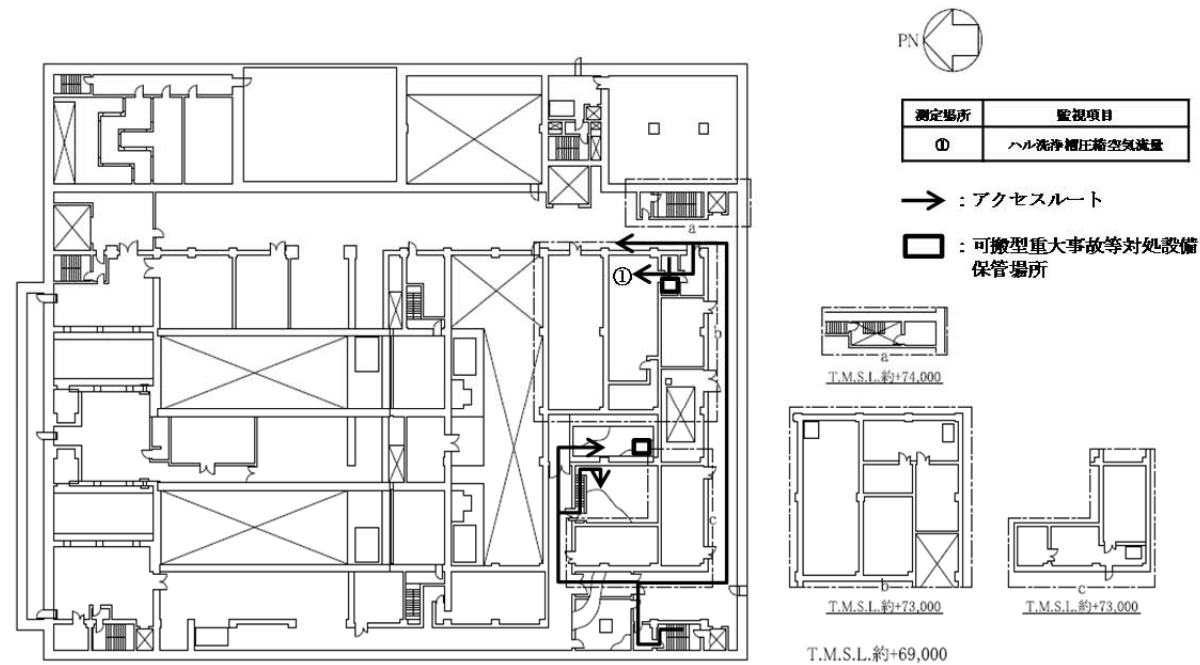
第 6.2.4-9 図 ハル洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留（圧縮空気の供給）のアクセスルート（南ルート） 前処理建屋（地上 1 階）



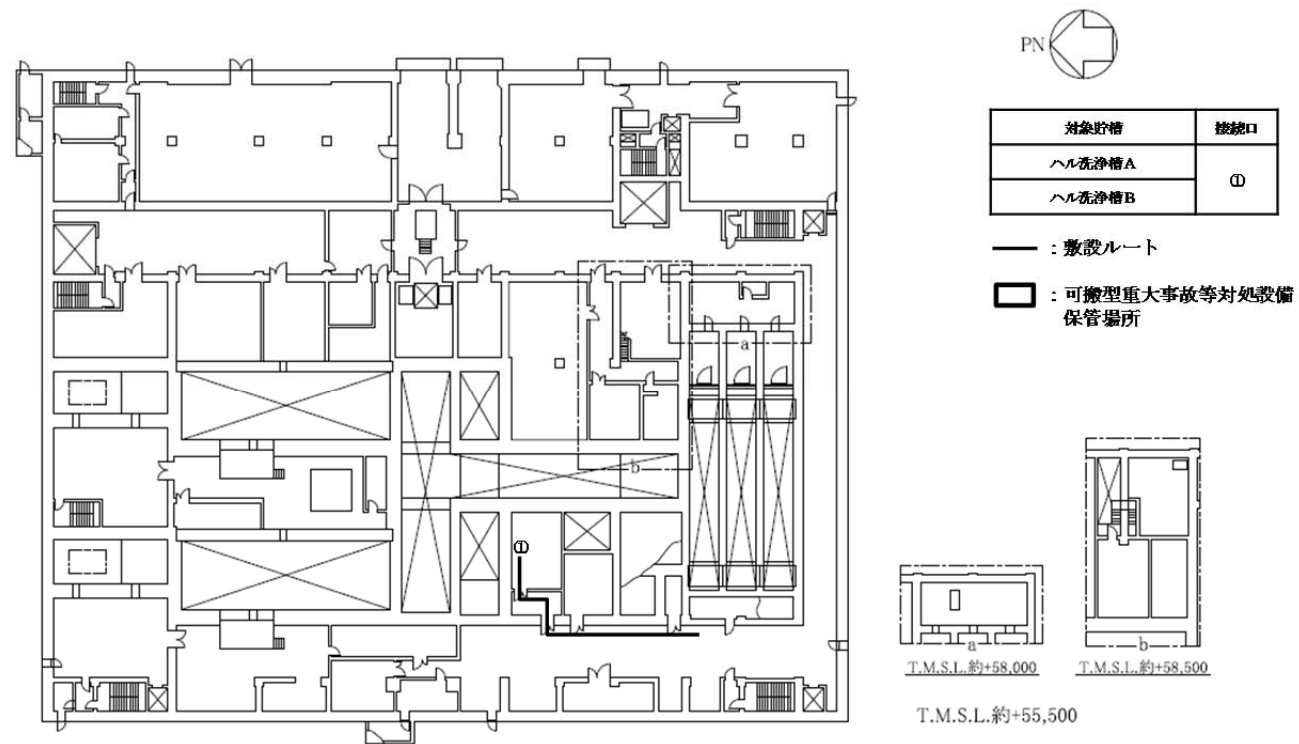
第 6.2.4-10 図 ハル洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留(圧縮空気の供給)
のアクセスルー (東ルート) 前処理建屋 (地上 1 階)



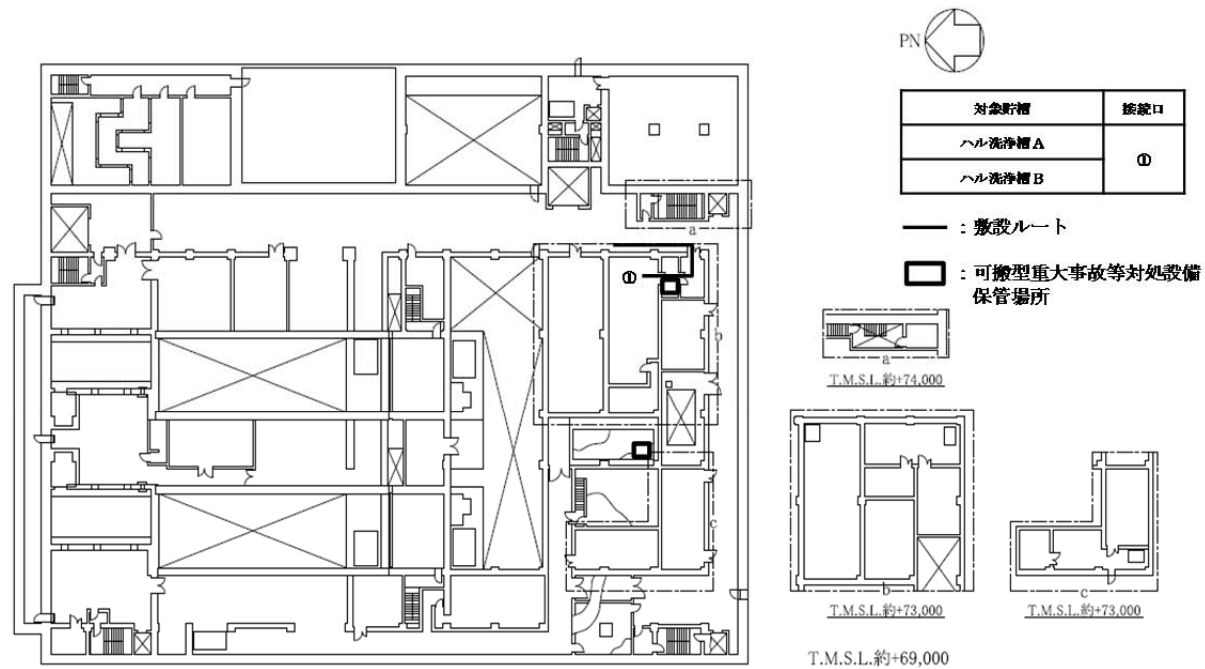
第 6.2.4-11 図 ハル洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留(圧縮空気の供給)
のアクセスルート(東ルート) 前処理建屋(地上2階)



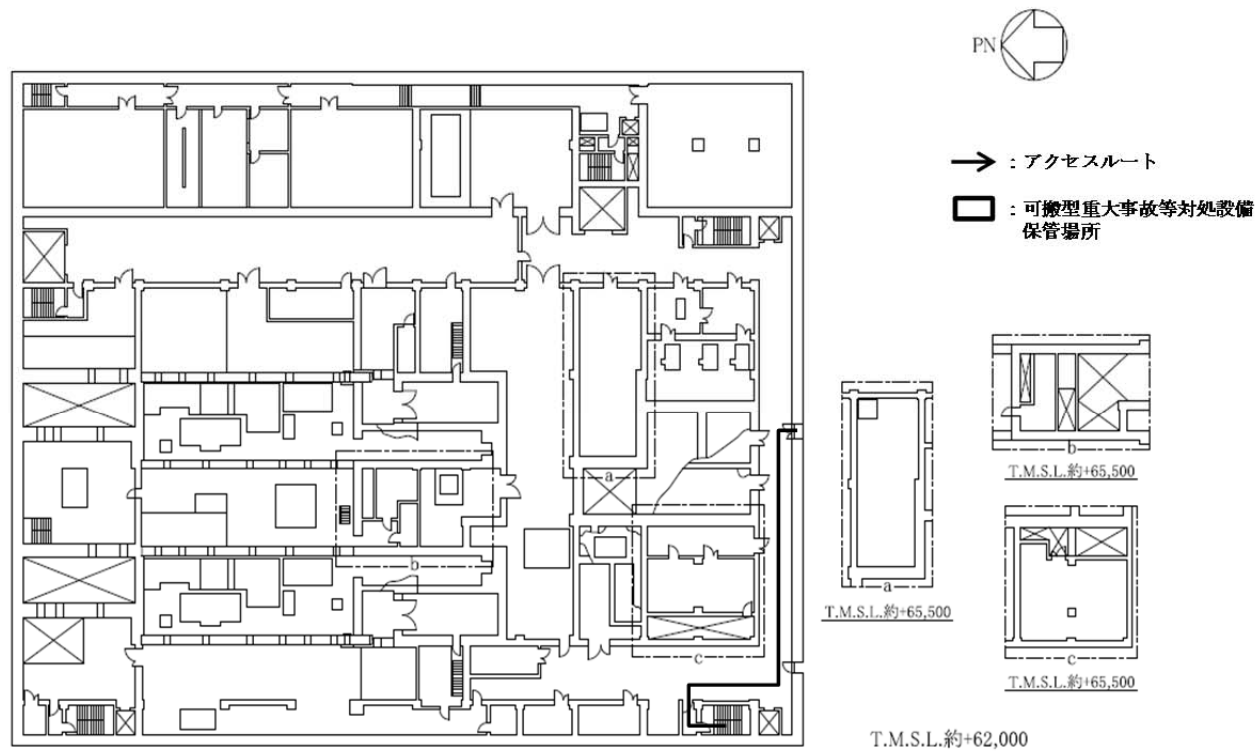
第 6.2.4-12 図 ハル洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留(圧縮空気の供給)のアクセスルート(東ルート) 前処理建屋(地上3階)



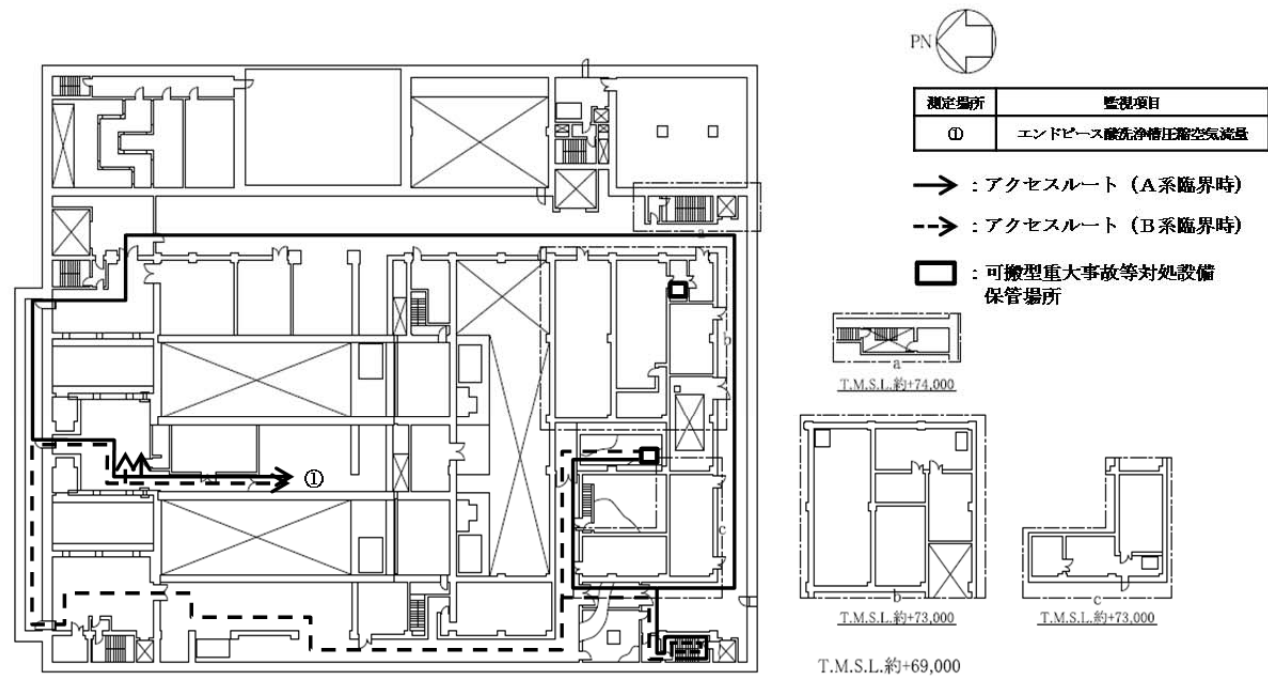
第 6.2.4-13 図 ハル洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留(圧縮空気の供給)の建屋内ホース敷設ルート(南ルート) 前処理建屋(地上1階)



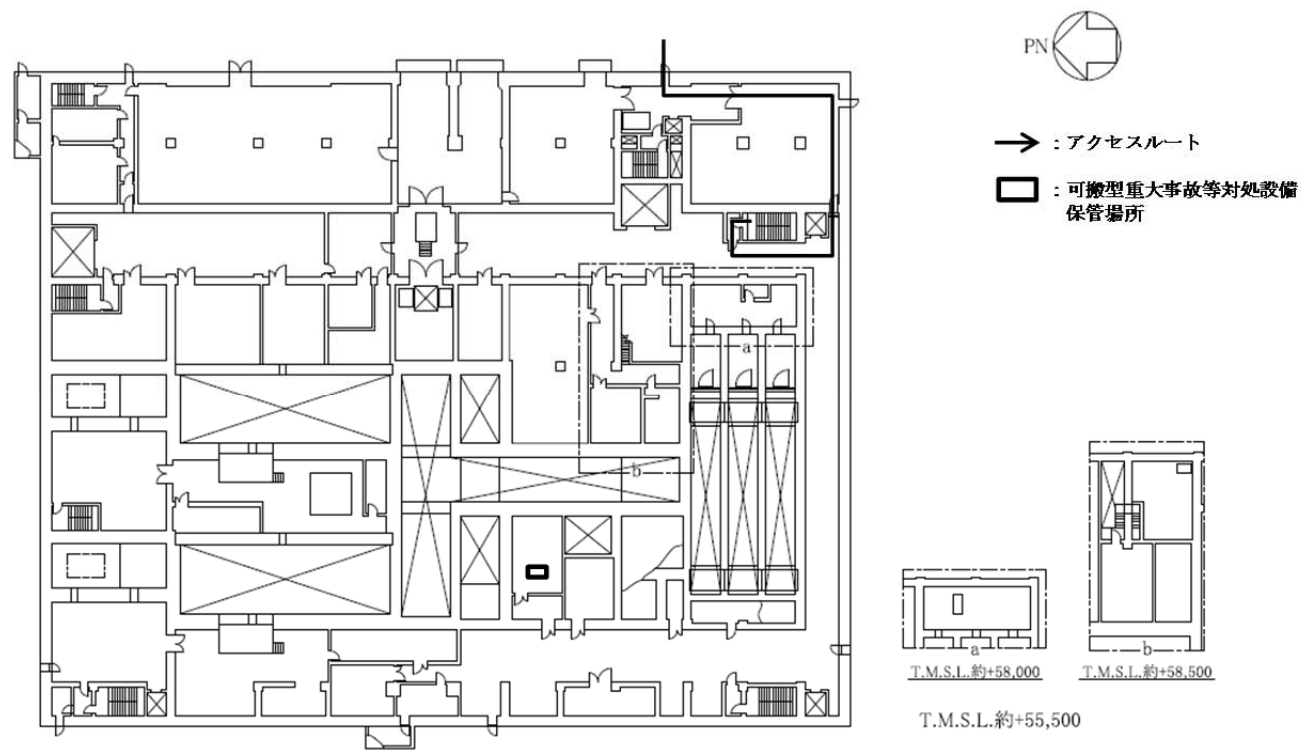
第 6.2.4-14 図 ハル洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留(圧縮空気の供給)の建屋内ホース敷設ルート(東ルート) 前処理建屋(地上3階)



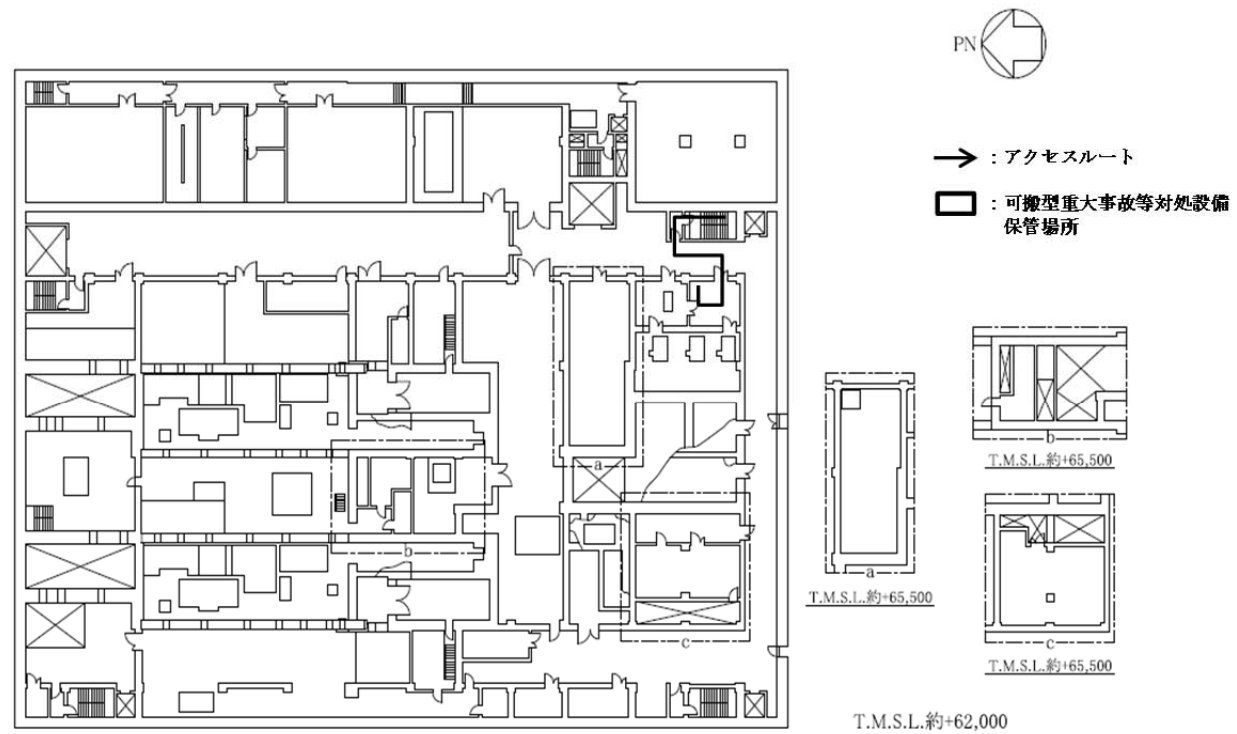
第 6.2.4-15 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給)のアクセスルート(南ルート) 前処理建屋(地上2階)



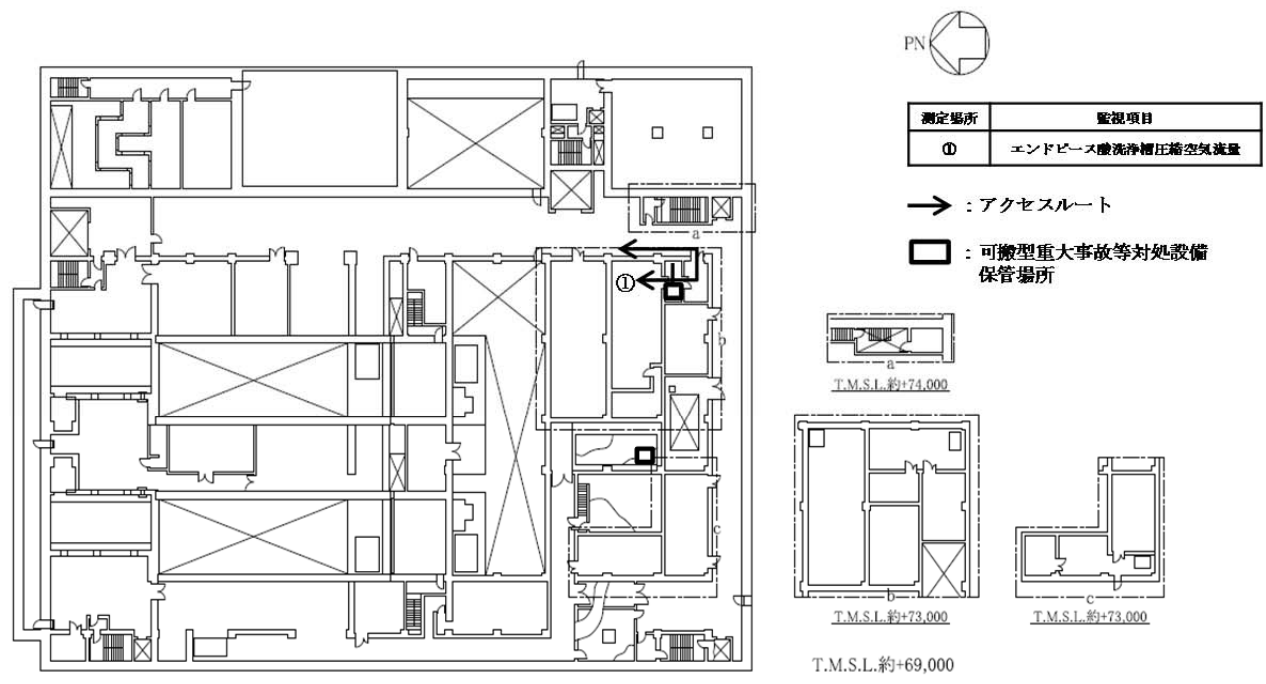
第 6.2.4-16 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (南ルート) 前処理建屋 (地上 3 階)



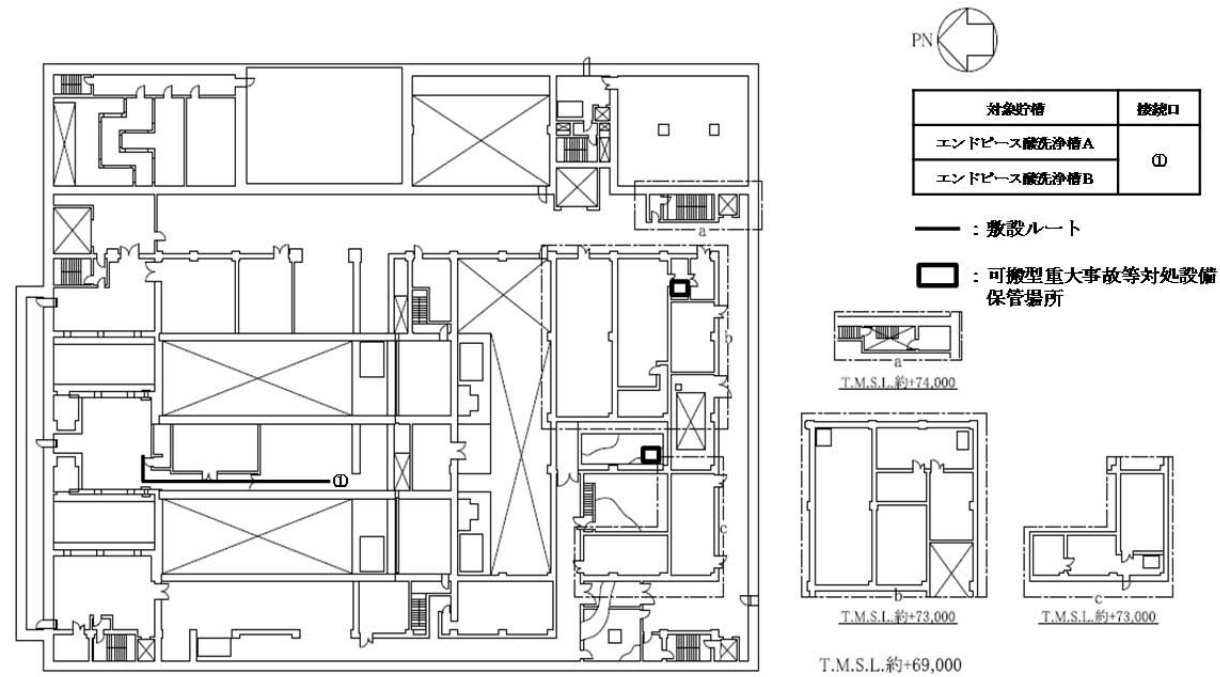
第 6.2.4-17 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
(圧縮空気の供給)のアクセスルート(東ルート) 前処理建屋(地上1階)



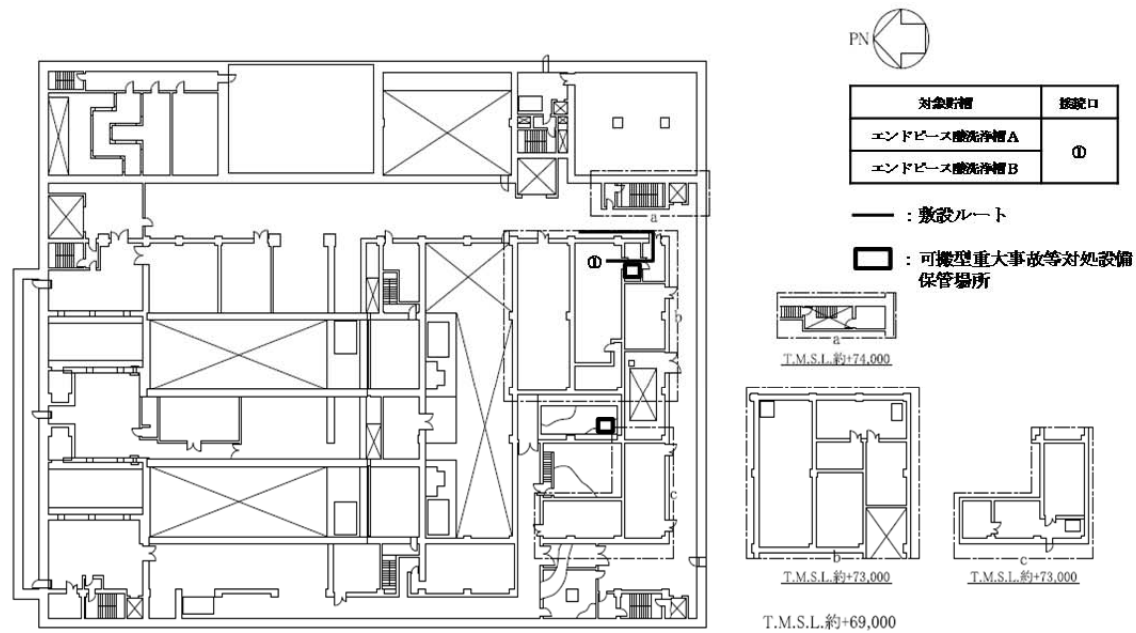
第 6.2.4-18 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給)のアクセスルート(東ルート) 前処理建屋(地上2階)



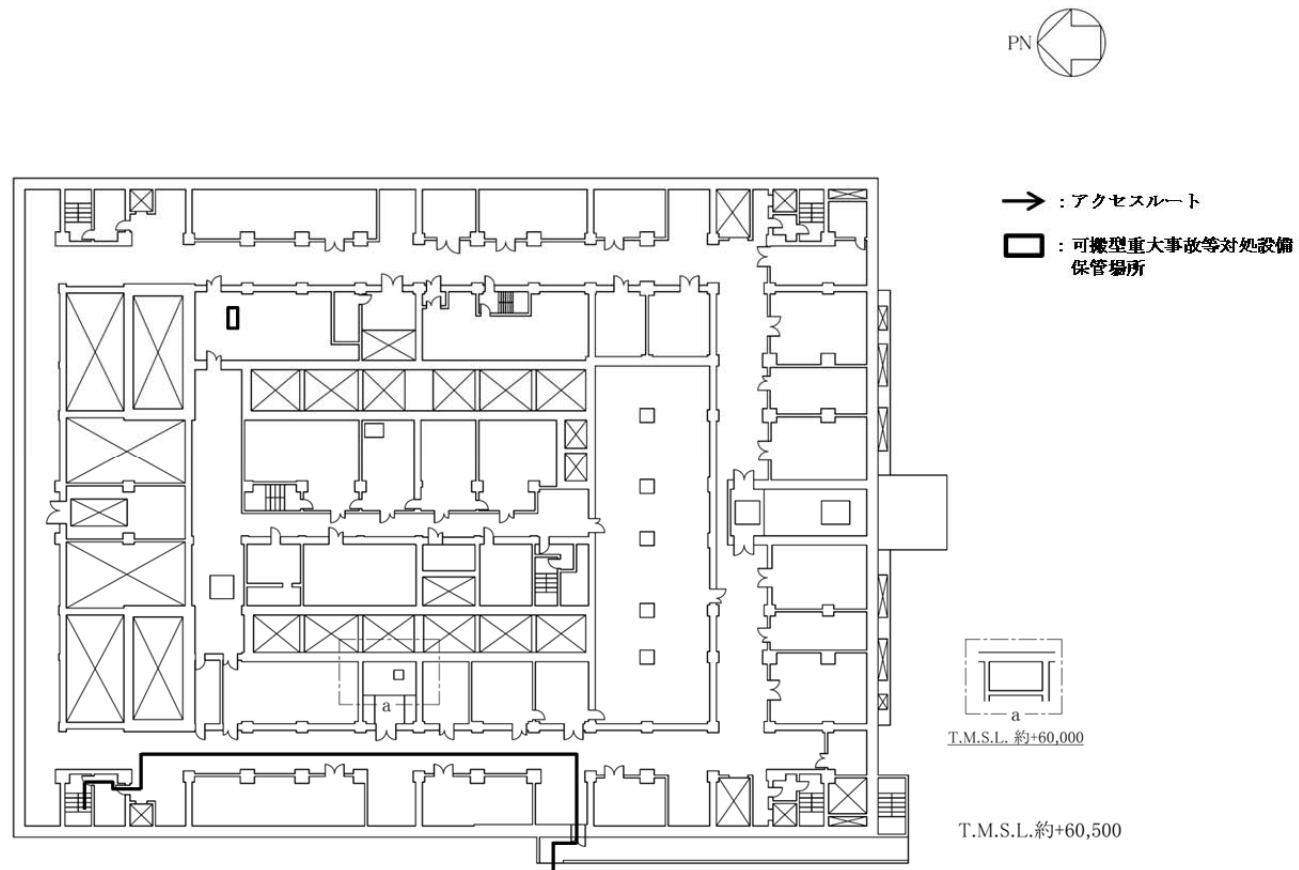
第 6.2.4-19 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
(圧縮空気の供給)のアクセスルート(東ルート) 前処理建屋(地上3階)



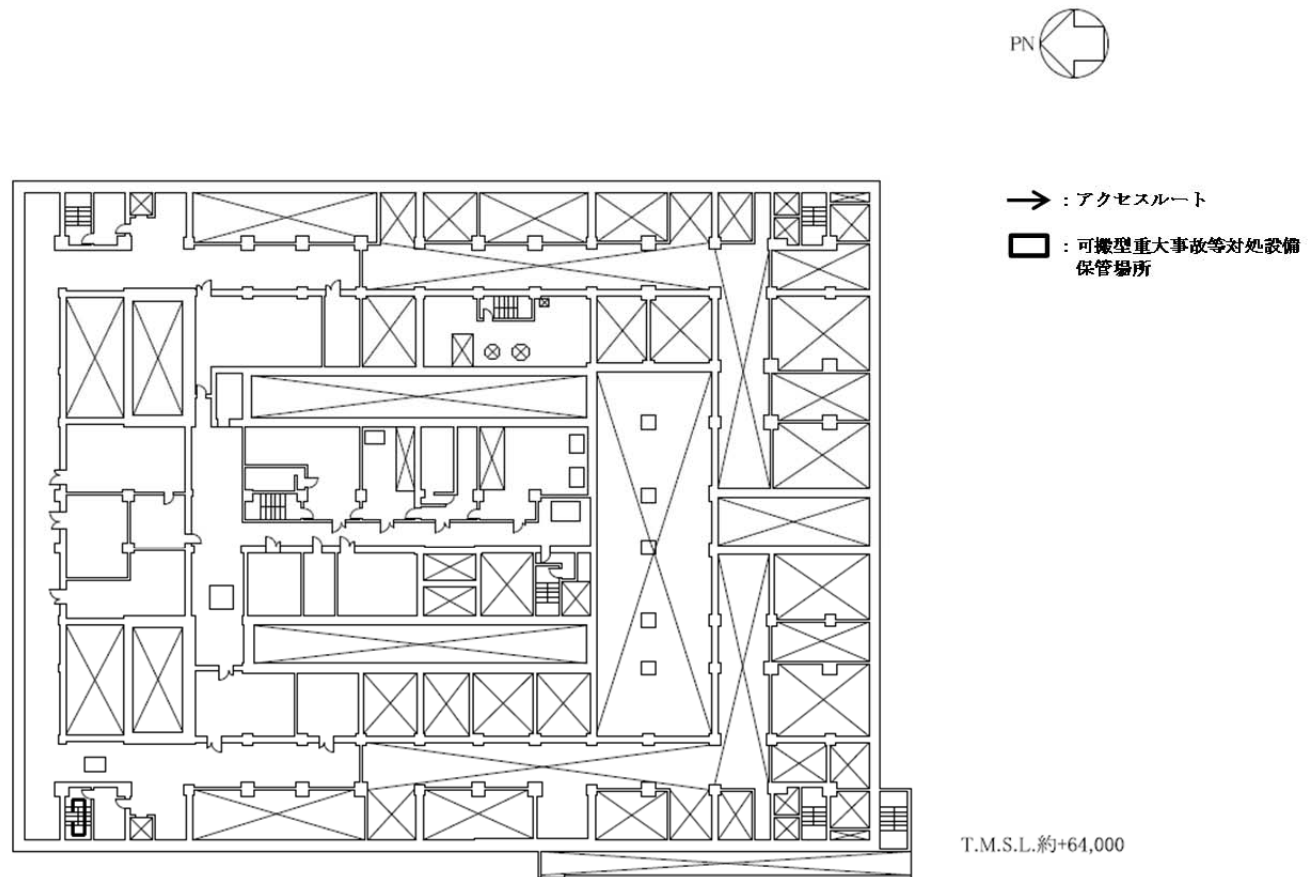
第 6.2.4-20 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) の建屋内ホース敷設ルート (南ルート) 前処理建屋 (地上 3 階)



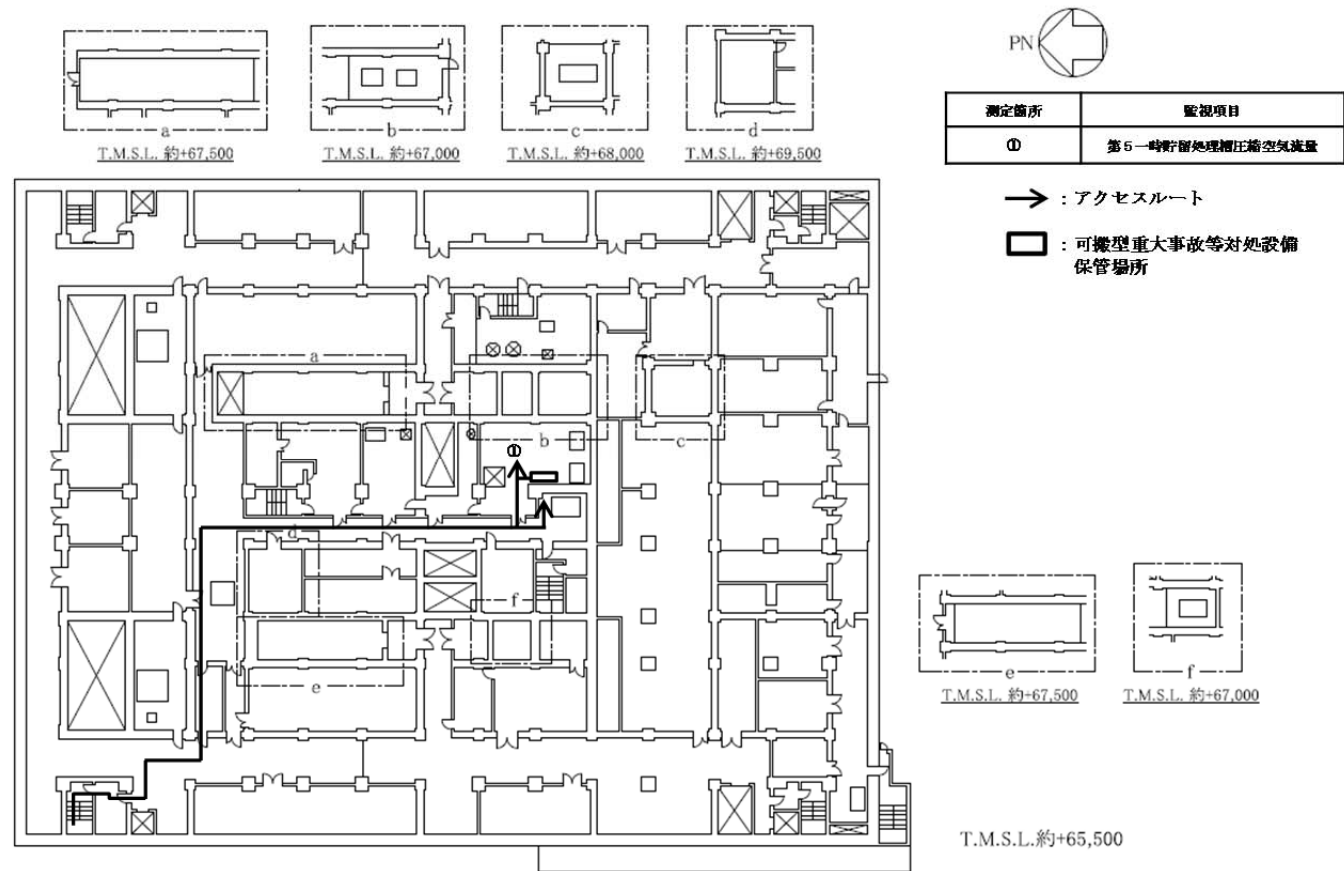
第 6.2.4-21 図 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
(圧縮空気の供給) の建屋内ホース敷設ルート(東ルート) 前処理建屋(地上3階)



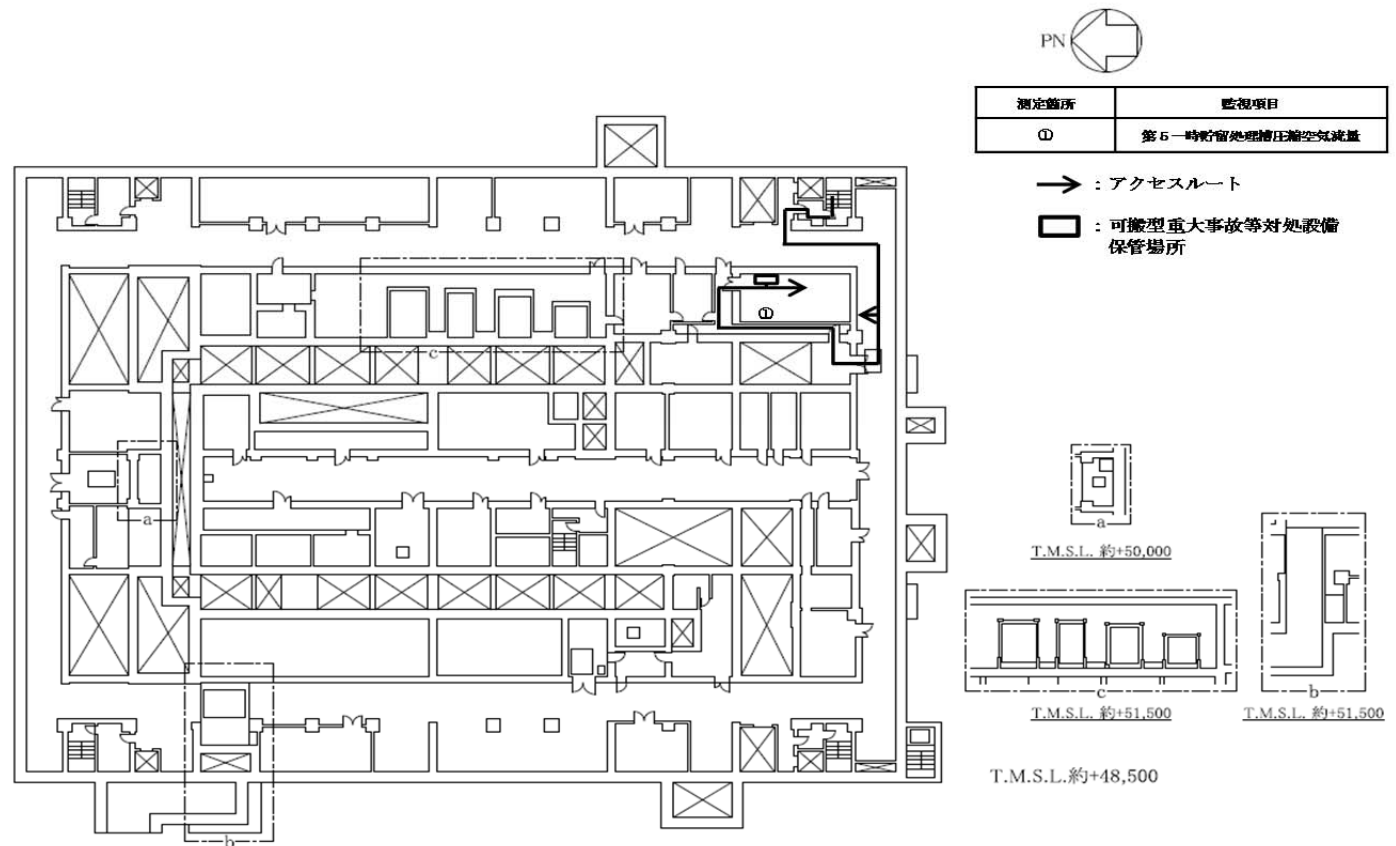
第 6.2.4-22 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (西ルート) 精製建屋 (地上 2 階)



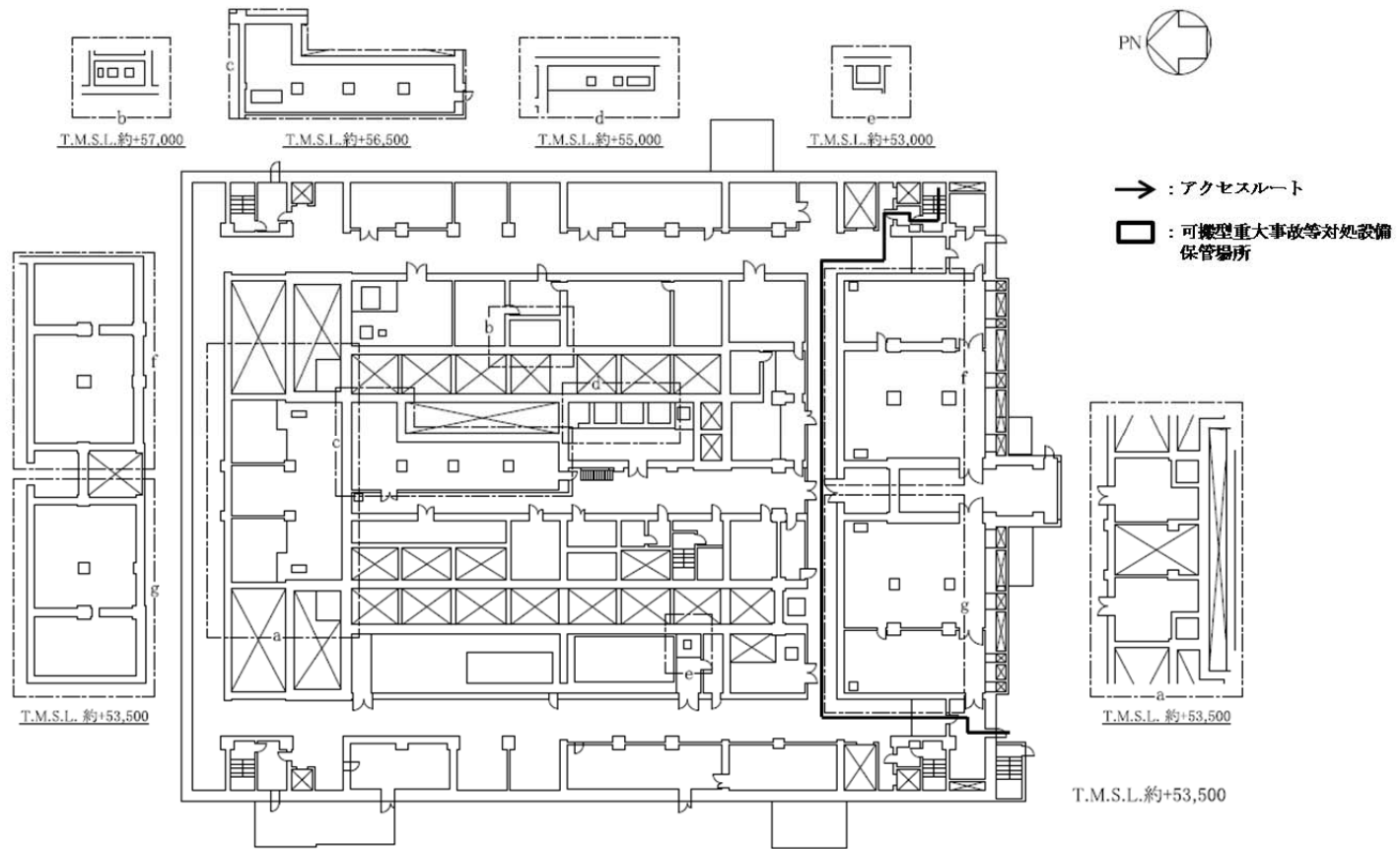
第 6.2.4-23 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (西ルート) 精製建屋 (地上 3 階)



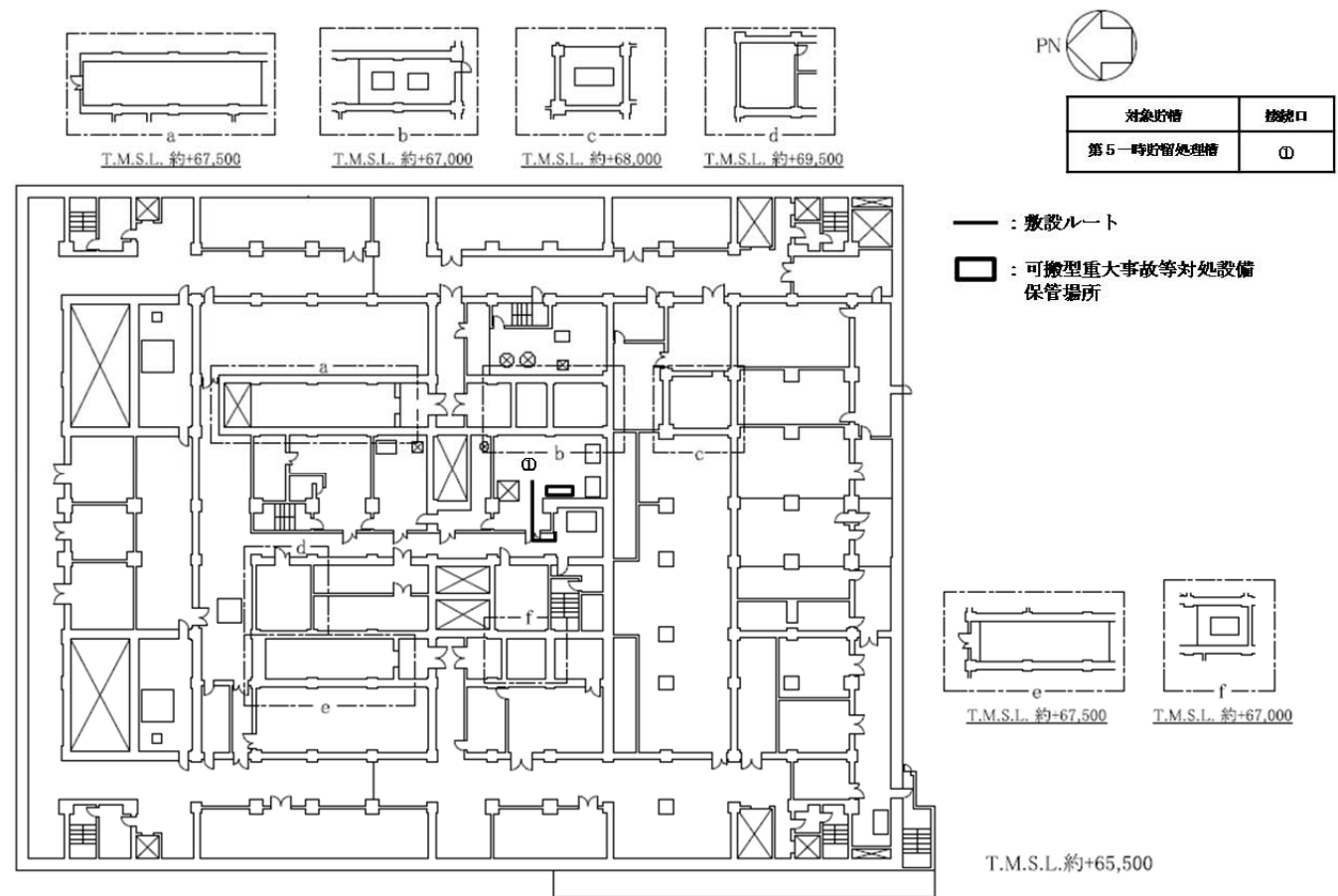
第 6.2.4-24 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (西ルート) 精製建屋 (地上 4 階)



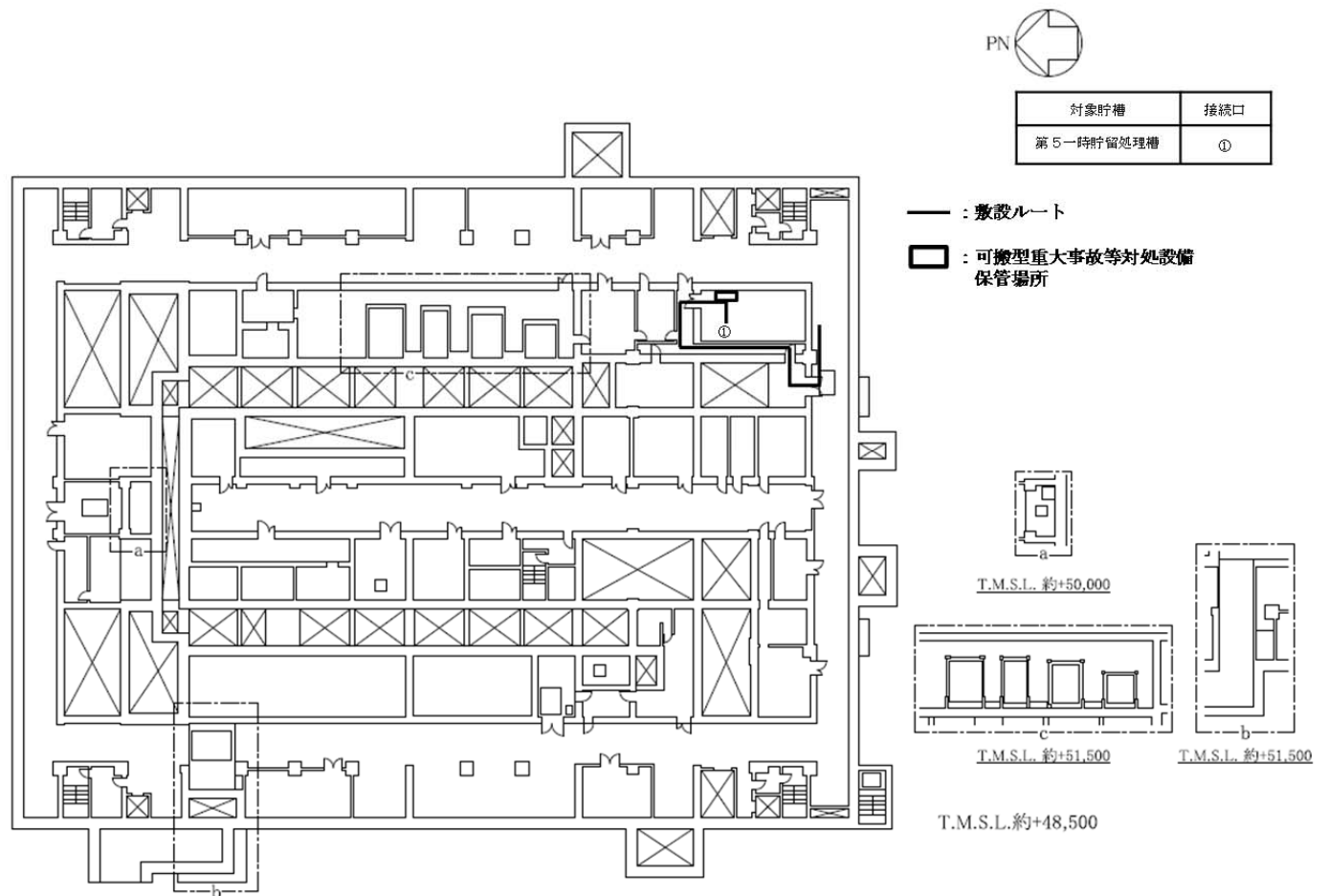
第 6.2.4-25 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (南ルート) 精製建屋 (地下 1 階)



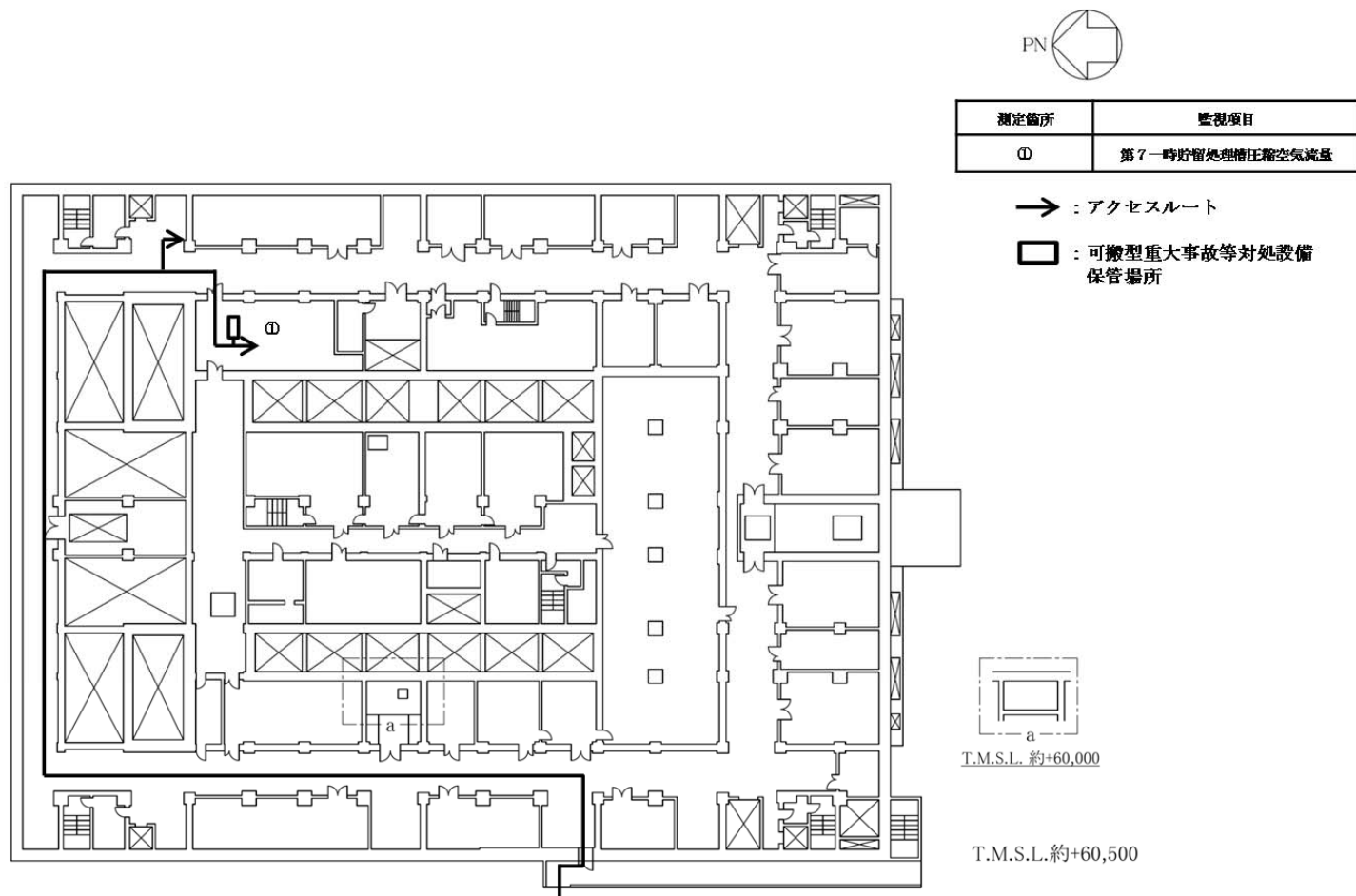
第 6.2.4-26 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (南ルート) 精製建屋 (地上 1 階)



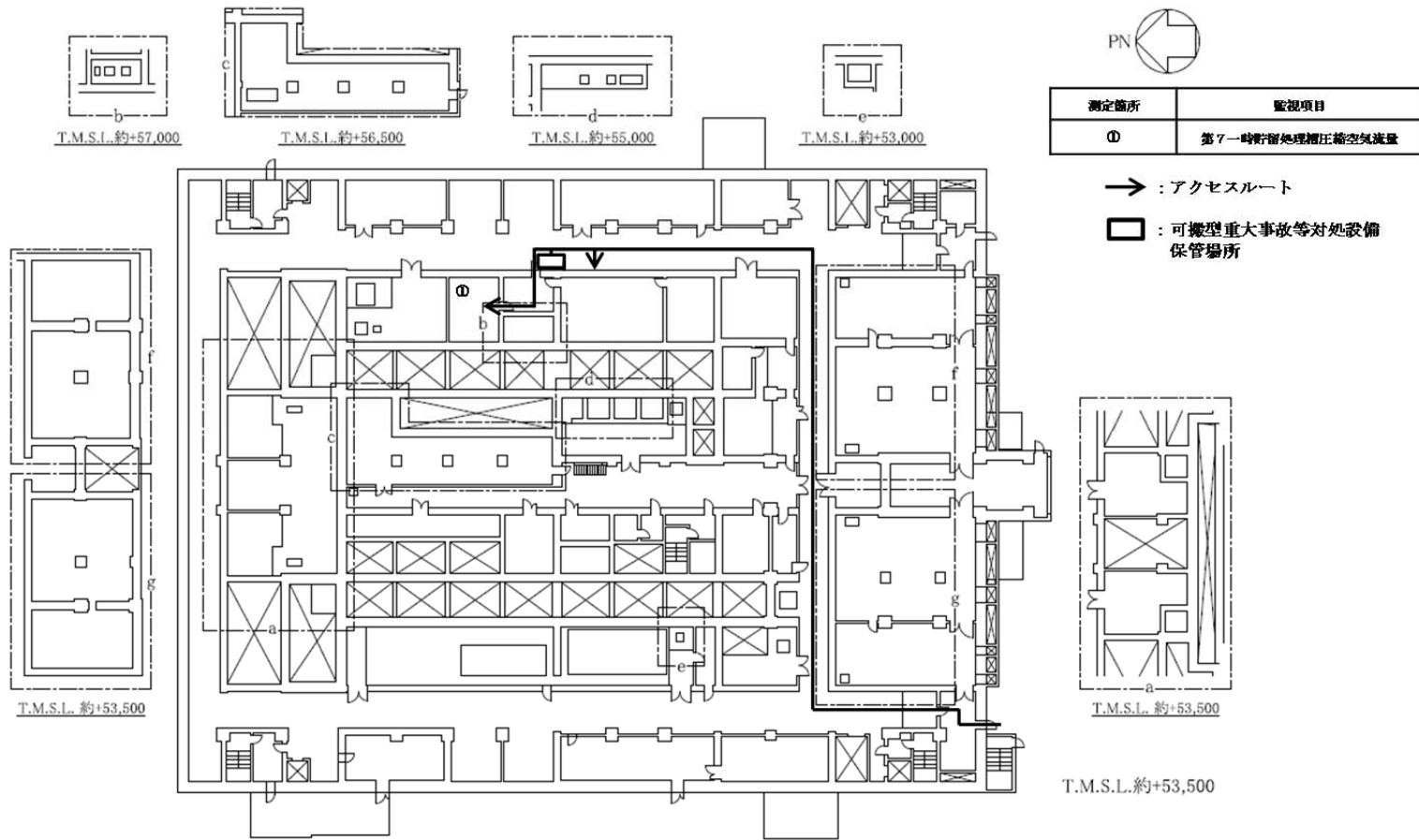
第 6.2.4-27 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) の建屋内ホース敷設ルート (西ルート) 精製建屋 (地上 4 階)



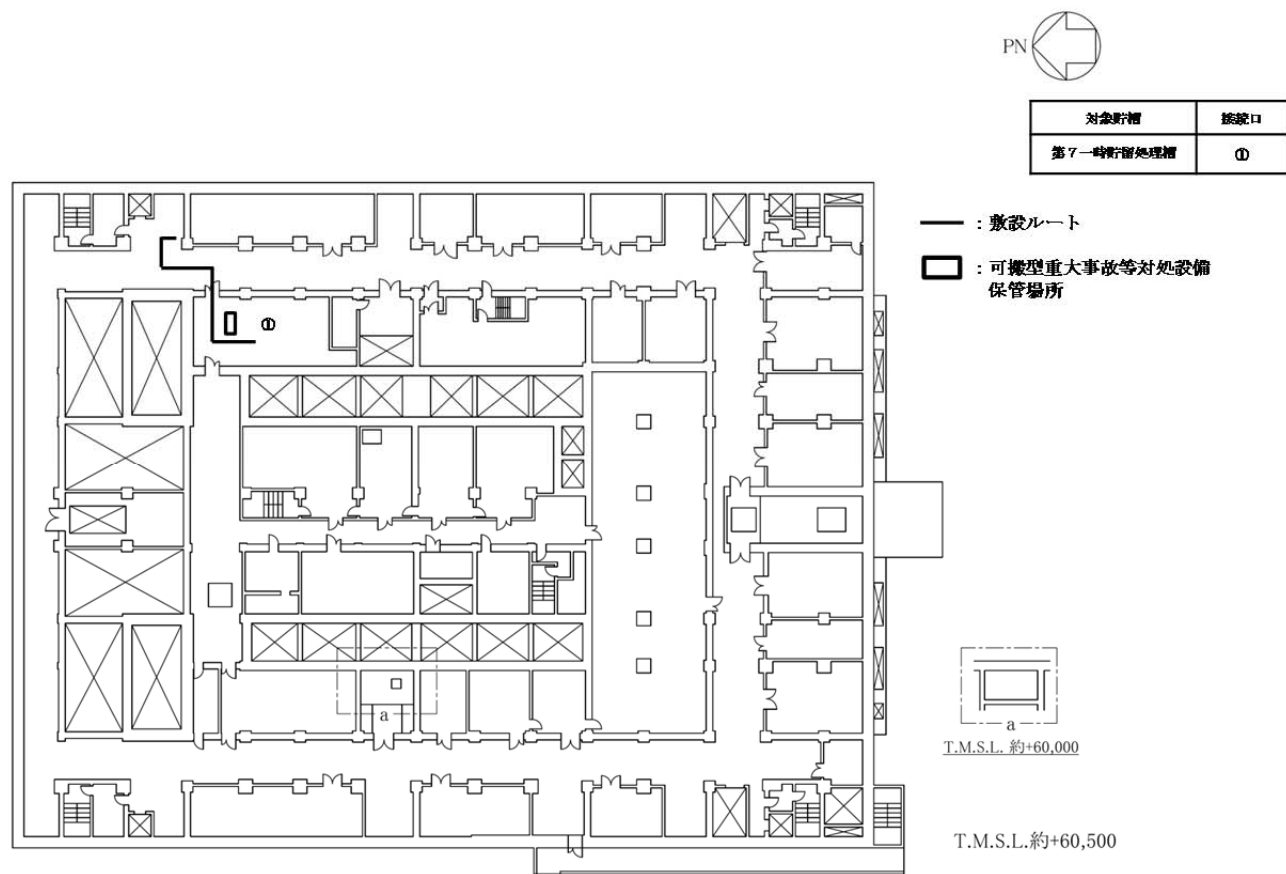
第 6.2.4-28 図 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) の建屋内ホース敷設ルート (南ルート) 精製建屋 (地下 1 階)



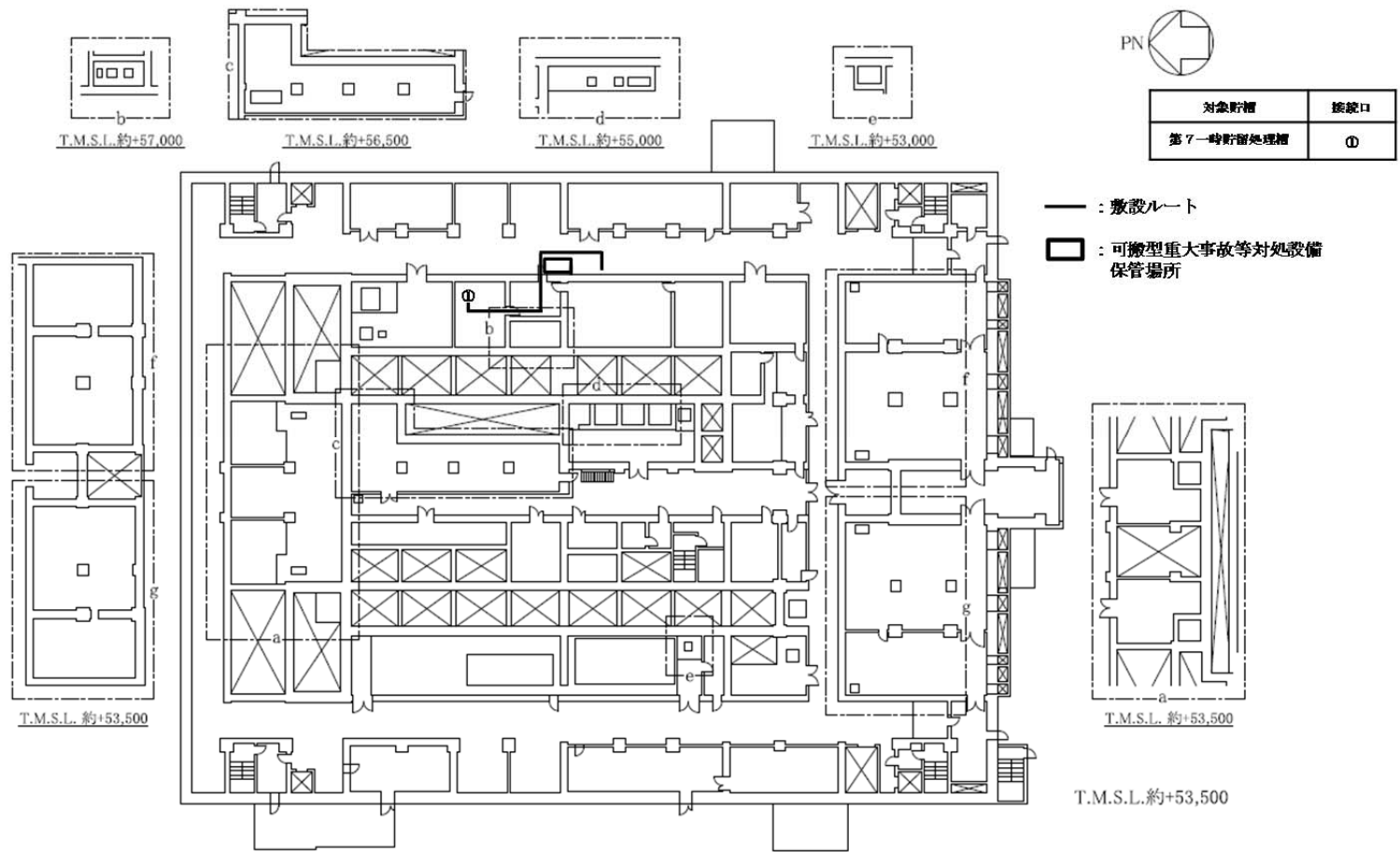
第 6.2.4-29 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (西ルート) 精製建屋 (地上 2 階)



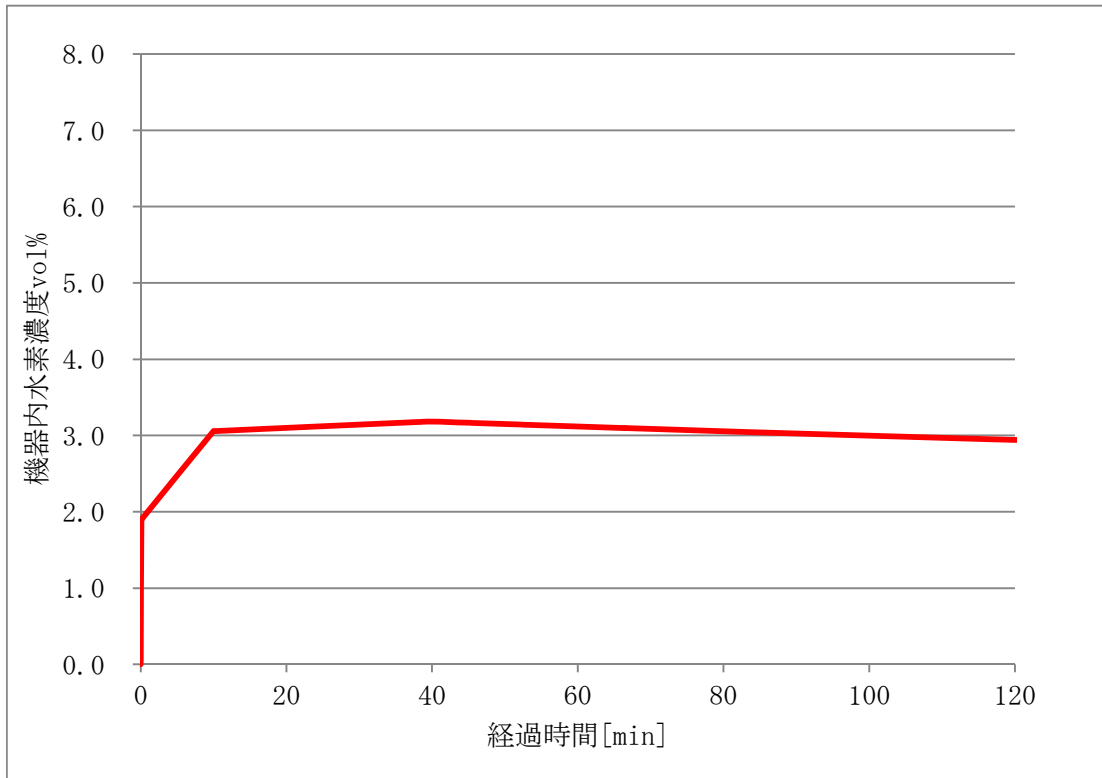
第 6.2.4-30 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) のアクセスルート (南ルート) 精製建屋 (地上 1 階)



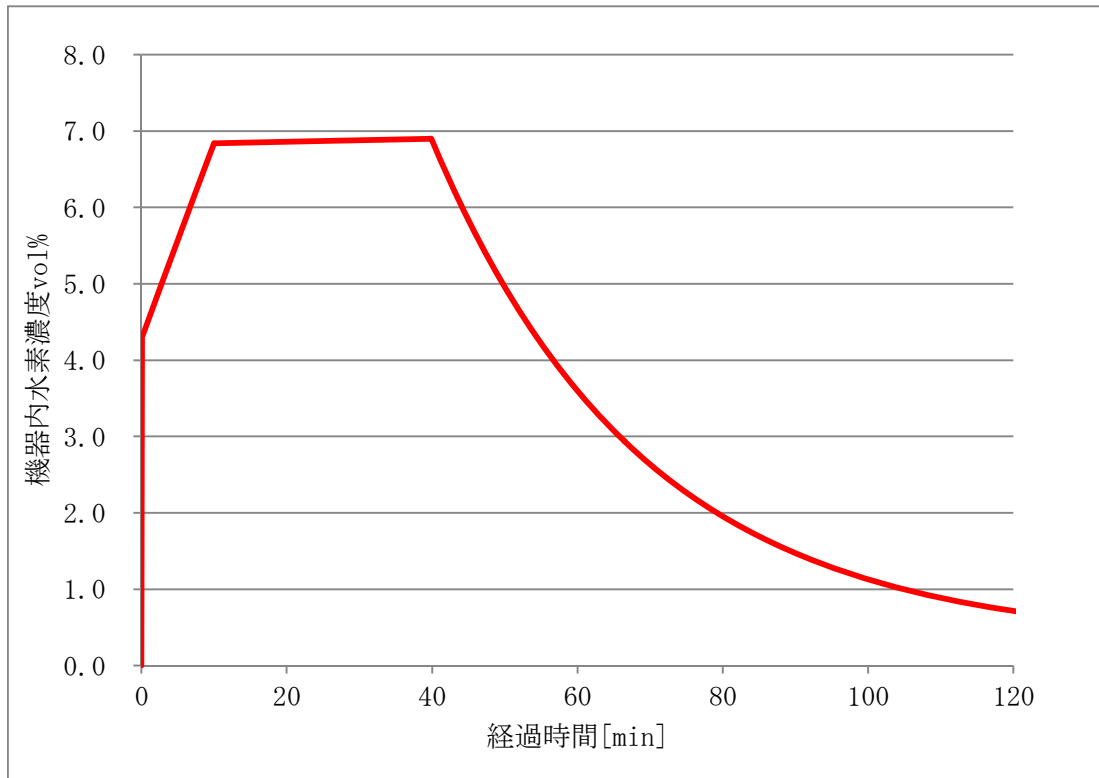
第 6.2.4-31 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) の建屋内ホース敷設ルート (西ルート) 精製建屋 (地上 2 階)



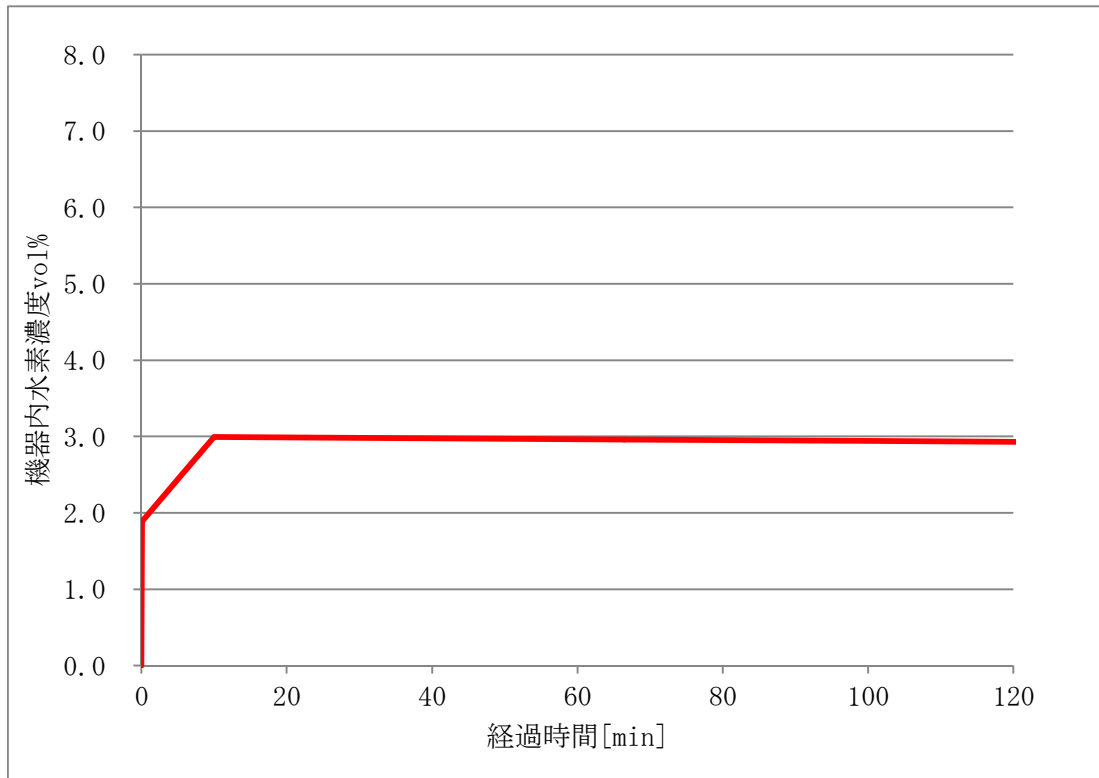
第 6.2.4-32 図 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留
 (圧縮空気の供給) の建屋内ホース敷設ルート (南ルート) 精製建屋 (地上 1 階)



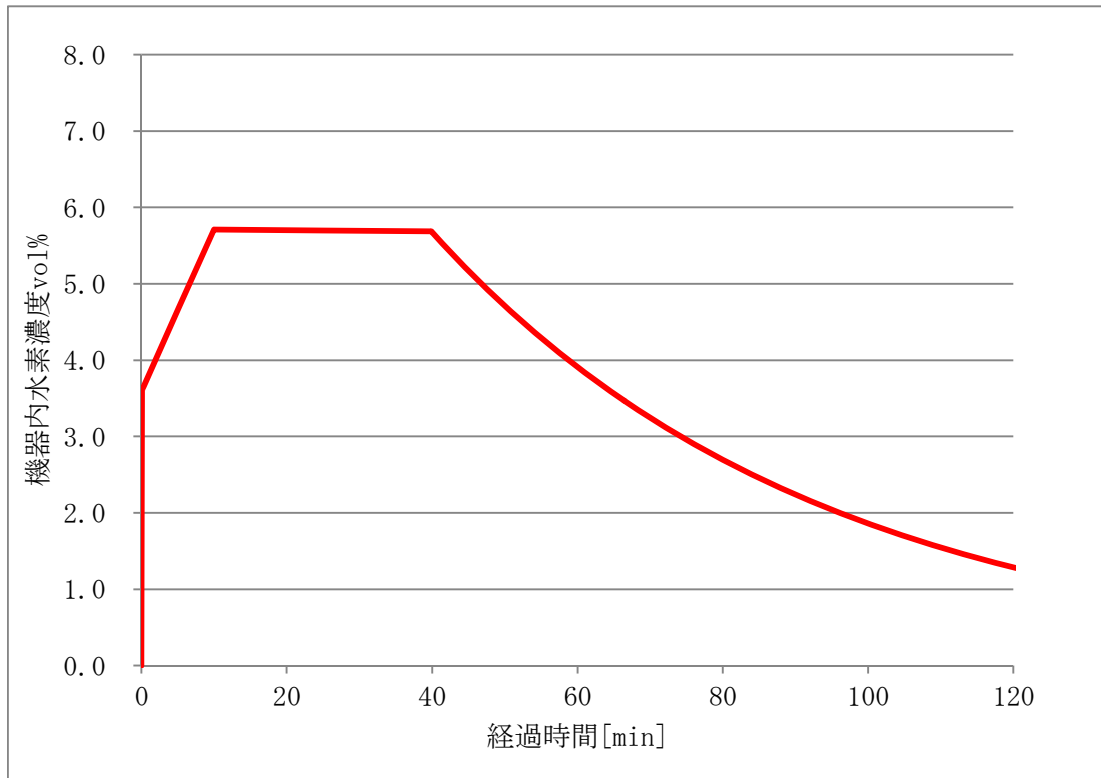
第 6.2.4-33 図 溶解槽の機器内水素濃度のトレンド



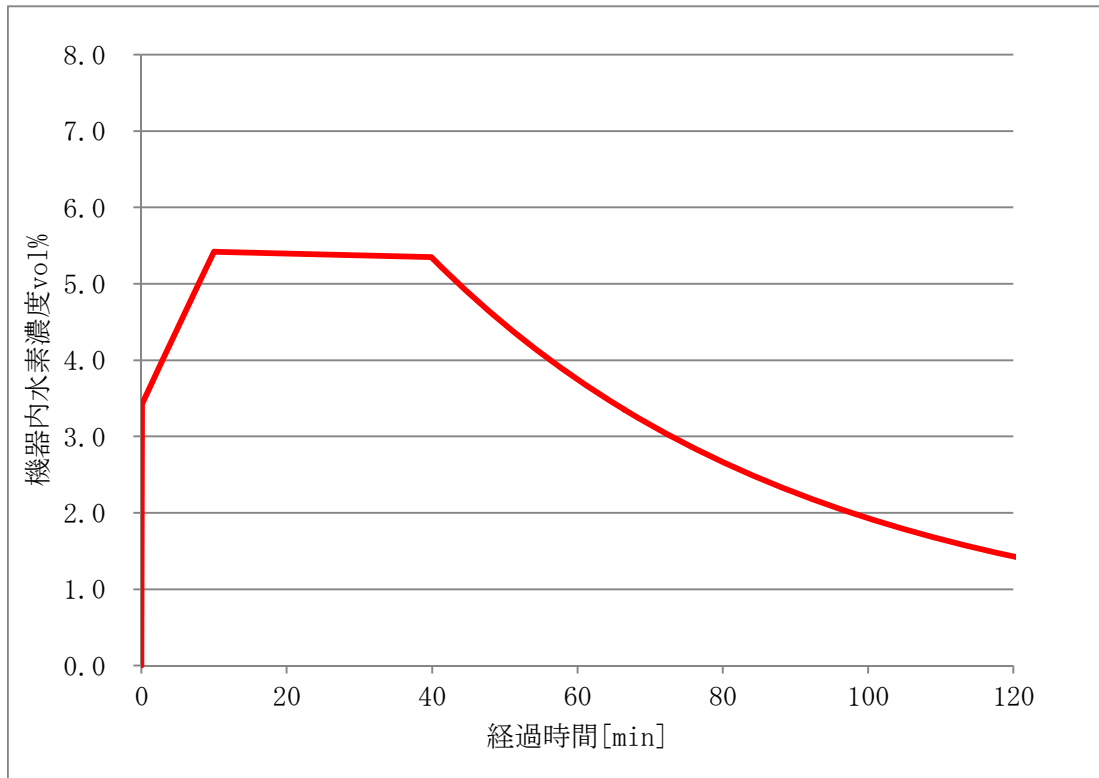
第 6.2.4-34 図 エンドピース酸洗浄槽の機器内水素濃度の
トレンド



第 6.2.4-35 図 ハル洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド



第 6.2.4-36 図 第 5 一時貯留処理槽の機器内水素濃度のトレンド



第 6.2.4-37 図 第 7 一時貯留処理槽の機器内水素濃度のトレンド

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
資料No.	名称	
補足説明資料6-1	臨界事故の概要	
補足説明資料6-2	臨界事故の拡大防止対策の検討	
補足説明資料6-3	臨界計算根拠	
補足説明資料6-4	解析に用いるパラメータの根拠等	
補足説明資料6-5	核分裂数の設定妥当性	
補足説明資料6-6	不確かさの設定	
補足説明資料6-7	作業時間の想定根拠	
補足説明資料6-8	臨界事故時の水素発生G値	
補足説明資料6-9	臨界事故時の建屋内の線量上昇	
補足説明資料6-10	JACSコードシステムの妥当性	

補足説明資料 6-1 (28 条)

6. 臨界事故への対処

臨界事故の概要

1. 臨界事故の概要

1.1 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ヨウ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。

1.2 臨界事故の拡大防止対策の概要

1.2.1 可溶性中性子吸収材の自動供給

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。

また、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。

1.2.2 貯留設備による放射性物質の貯留と、臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気

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機器に空気を供給し、放射線分解等により発生する水素を掃気する。

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貯留す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。

貯留設備による放射性物質の貯留と、臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気に係る重大事故等対処施設は、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。

1.3 臨界事故の拡大防止対策の信頼性

1.3.1 可溶性中性子吸収材の自動供給に用いる重大事故等対処施設の設計

臨界事故への対処においては、早期に未臨界に移行することで、総核分裂数を低減し、気相に移行する放射性物質質量及び新たに生成される放射性物質質量を低減することが重要な対策となり、その対策に使用する重大事故時可溶性中性子吸収材供給系は、臨界事故時に確実に作動するよう、以下のような設計としている。

- ✓ 重大事故時可溶性中性子吸収材供給系の弁を作動させる信号を発する、臨界検知用放射線検出器は、3台の検出器で構成し、2台以上の検出器から警報が発せられたことをもって作動信号を発する。これにより、万一、3台の検出器のうち1台が動作不能であった場合でも、確実に作動信号を発することができる。
- ✓ 重大事故時可溶性中性子吸収材供給系の弁は多重化し、どちらか一方の弁が作動した場合に中性子吸収材を供給できる。
- ✓ 重大事故時可溶性中性子吸収材供給系から臨界事故が発生した機器への供給は重力流とし、外部からの移送源を要せずに中性子吸収材の供給が可能である。

1.3.2 可溶性中性子吸収材の自動供給に使用する重大事故等対処施設の有効性について

臨界事故への対処は、臨界事故が発生した後に実施するため、臨界事故

への対処に使用する重大事故等対処施設には、臨界に伴って生じる環境条件等の変化を想定した場合でも、必要な機能を発揮することが求められる。

以下に、重大事故等対処施設が機能を発揮できることを説明する。

(1) 可溶性中性子吸収材の自動供給に使用する設備について

a. 温度

臨界により生じる熱エネルギーにより、臨界事故の発生を想定する機器が内包する溶液の温度が上昇するが、その場合の溶液の温度は沸点程度であり、溶液に直接接する設備においても、その機能を損なうことはない。

b. 圧力

臨界により生じる熱エネルギーにより、臨界事故の発生を想定する機器が内包する溶液の温度が上昇し沸点に至った場合、蒸気が発生し、系統内の圧力が上昇するが、臨界事故の貯留設備による放射性物質の貯留操作により、系統内の圧力は最大でも、溶解槽の水封部又は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）の廃ガスポットの水頭圧相当に制限されるため、設備の機能を損なうことはない。

c. 放射線

臨界により生じる放射線及び臨界により発生する放射性希ガス等からの放射線に晒されるが、材質及び設備の設置場所を適切に考慮することから、設備の機能を損なうことはない。

1.3.3 可溶性中性子吸収材の供給

臨界事故の発生を想定する機器において、未臨界に移行し、及び未臨界を維持するために必要な可溶性中性子吸収材の量は第 1.3-1 表に示すとおりである。

これに対し、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系の貯槽に貯留する可溶性中性子吸収材量は約 50 L であり、十分な量の可溶性中性子吸収材を供給できる。

第 1.3-1 表 可溶性中性子吸収材必要量

建屋名	機器名	可溶性中性子吸収材必要量 (配管滞留量等を除く最小必要量) [L]
前処理建屋	溶解槽 A	14
	溶解槽 B	14
	エンドピース酸洗浄槽 A	28
	エンドピース酸洗浄槽 B	28
	ハル洗浄槽 A	20
	ハル洗浄槽 B	20
精製建屋	第 5 一時貯留処理槽	1
	第 7 一時貯留処理槽	16

1.3.4 貯留設備による放射性物質の貯留と、臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気に用いる重大事故等対処施設の設計

臨界事故への対処においては、核分裂生成物として、フィルタによる除去に期待できない放射性希ガス及び放射性よう素が生成し、臨界事故の発生と同時に気相に移行し、外部に放出されることから、臨界事故の発生を検知し、直ちに廃ガス処理設備の経路を遮断し、放射性希ガス及び放射性よう素を外部に放出させないことが重要な対策となる。

同対策に使用する貯留設備は、臨界事故時に確実に作動するよう、以下のような設計としている。

- ✓ 貯留設備を作動させる信号を発する、臨界検知用放射線検出器は、3台の検出器で構成し、2台以上の検出器から警報が発せられたことをもって作動信号を発する。これにより、万一、3台の検出器のうち1台が動作不能であった場合でも、確実に作動信号を発することができる。
- ✓ 貯留設備の弁は多重化し、どちらか一方の弁が作動した場合に貯留設備への経路を確立できる。
- ✓ 貯留設備の貯留タンクは、臨界事故が発生した場合に、廃ガス処理設備の気体を1時間にわたって貯留できる容量に余裕をみて設計する。

1.3.5 貯留設備による放射性物質の貯留と、臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気に用いる重大事故等対処施設の有効性について

a. 温度

臨界により生じる熱エネルギーにより、臨界事故の発生を想定する機器が内包する溶液の温度が上昇し沸点に至った場合、蒸気が発生し、系統内の気体の温度が上昇するが、その場合の気体の温度は溶液の沸点程度

であり、設備の機能を損なうことはない。

b. 圧力

臨界により生じる熱エネルギーにより、臨界事故の発生を想定する機器が内包する溶液の温度が上昇し沸点に至った場合、蒸気が発生し、系統内の圧力が上昇するが、系統内の圧力上昇は、貯留設備への導出により、系統内の圧力は最大でも、溶解槽の水封部又は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）の廃ガスポットの水頭圧相当に制限されるため、設備の機能を損なうことはない。

c. 放射線

臨界により生じる放射線及び臨界により発生する放射性希ガス等からの放射線に晒されるが、材質及び設備の設置場所を適切に考慮することから、設備の機能を損なうことはない。

d. 湿度

臨界により生じる熱エネルギーにより、臨界事故の発生を想定する機器が内包する溶液の温度が上昇し沸点に至った場合、蒸気が発生するが、材質及び設備の設置場所を適切に考慮することから、設備の機能を損なうことはない。また、放射性物質の除去機能を期待する高性能粒子フィルタの除去効率については、蒸気による除去効率の低下を適切に考慮する。

1.3.6 貯留タンクの容量

臨界事故の発生を想定する機器において、廃ガス処理系統内に流入する流量は前処理建屋で約 $30\text{m}^3/\text{h}$ 、精製建屋で約 $70\text{m}^3/\text{h}$ であり、1時間にわたって気体を貯留するとした場合の貯留タンクの容量（空気圧縮機による圧縮を考慮しない容量）は前処理建屋で約 35m^3 以上、精製建屋で

約 82m³以上としているため、臨界事故時において確実に貯留タンクに貯留できる。

2. 臨界事故により発生する可能性のある事象の検討

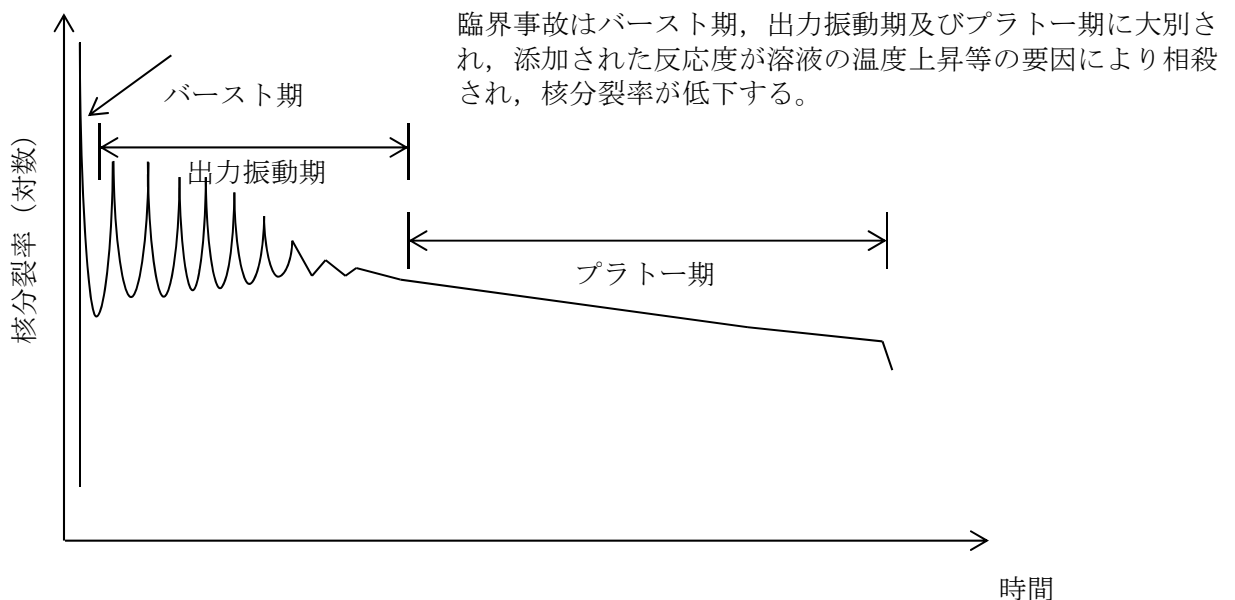
2.1 臨界事故の拡大防止対策が成功した場合

2.1.1 事故規模の想定

臨界事故による他事象への進展に係る想定内容及び設定した評価条件を以下に示す。

(1) 全核分裂数

全核分裂数の設定においては、図 2.1-1 図のとおり、溶液体系の臨界事故に見られるバースト期とプラトー期を有する臨界事故推移を想定する。



第2.1-1 図 臨界事故の核分裂率推移の概念図

a. バースト期の核分裂数

臨界事故のバースト期の核分裂数は、過去に発生した臨界事故におけるバースト期の核分裂数が $10^{14} \sim 10^{17}$ f i s s i o n s の幅を取ることを踏まえ、 10^{18} f i s s i o n s を想定する。

b. プラト一期の核分裂率

過去の事故においては、臨界事故における核分裂率は概ね $10^{12} \sim 10^{16}$ f i s s i o n s / s の幅をもつ。

この過去の結果を踏まえ、評価で使用する核分裂率として 1×10^{15} f i s s i o n s / s を想定する。

c. 全核分裂数について

臨界事故の評価で使用する全核分裂数は、上記 a. 及び b. で想定したバースト期の核分裂数及びプラト一期における核分裂率に拡大防止対策の完了時間（中性子吸収材供給完了時間10分）を乗じて求めた核分裂数の合計とし、臨界事故の発生を想定する機器について一律 1.6×10^{18} f i s s i o n s とする。

(2) 水素発生量の計算条件

a. 水素発生量G値

核分裂が発生した場合、核分裂に伴って放出される放射線により溶液が放射線分解し、水素が発生する。

核分裂による水素発生量のG値については、水相にあつては $1.8 \text{ m o l e c u l e s} / 100 \text{ e V}$ と推測される。

なお、同値の出典については第 2.1-1 表のとおり。

第 2.1-1 表 水素発生量G値の出典

液性	文献	G値[molecules/100eV]
水相	1) 阿部仁ほか. 溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び希ガス等の放出挙動の検討, 日本原子力研究所, 1999, JAERI-Tech 99-067.	0.77以上
	2) Harry MacDonald Forehand, Jr. “Effect of Radiolytic gas on nuclear excursions in aqueous solutions”. 1981.	約0.6 (ウラン濃度約420g/l) ~1.7(ウラン濃度約5g/l)
		<u>1.8(fission fragments)</u>
	3) 吉田涼一郎ほか. “硝酸ウラニル水溶液の過渡臨界における水素ガス発生量の推定”. 日本原子力学会予稿集. 福岡, 2016/9/7~9/9, 日本原子力研究開発機構, 日本原子力学会, 2016.	1.2 (1E+18fissionsあたり4molの水素との記載より換算)

b. 臨界の全核分裂数と水素発生量の関係

バースト期を 1×10^{18} f i s s i o n s , プラト一期を 1×10^{15} f i s s i o n / s e c とする。プラト一期の核分裂率に臨界継続時間を乗じ、バースト期の核分裂数を加算して全核分裂数とする。

2.1.2 連鎖又は従属事象として発生する子事象の特定

2.1.2.1 連鎖して発生する可能性のある子事象の整理

臨界事故を親事象とした場合に、連鎖して発生する可能性のある子事象を第 2.1-2 表に示す。

第 2.1-2 表には、臨界事故の発生が想定される機器が有する臨界事故以外の事象の発生の防止に関連する安全機能の関係も合わせて整理した。

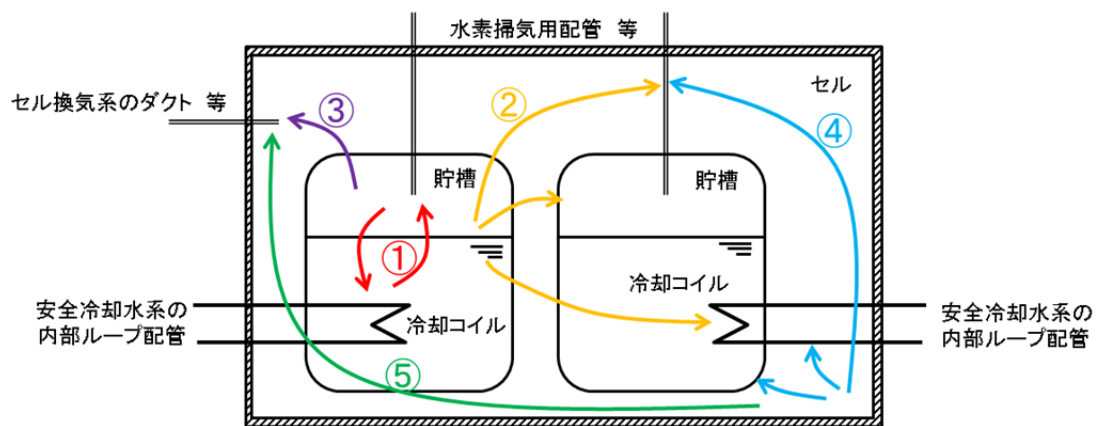
2.1.2.1 では、親事象の発生によって生じる事故影響によって、親事象が発生した機器が有するその他の安全機能を喪失させるか否か、及び、親事象が発生した機器と同一セルに設置されているその他の機器が有する安全機能を喪失させるか否かについて分析する。

親事象の発生によって生じる事故影響が子事象の安全機能へ与える影響の関係を第 2.1-2 図に示す。

第 2.1-2 表に示したとおり、親事象の発生が想定される機器が有する機能は、水素掃気機能を有することから臨界事故を親事象とした場合に、親事象の事故影響によって子事象の発生防止対策の機能が喪失する可能性のある子事象は、「第 36 条 水素爆発」である。

第 2.1-2 表 臨界事故を親事象とした場合に発生の可能性のある子事象

建屋	臨界事故の発生を想定する機器	セル	親事象	連鎖して発生する可能性のある子事象					
			第34条	第35条	第36条	第37条	第37条	第38条	第39条
			臨界事故	蒸発乾固	水素爆発	溶媒火災	TBP	燃料損傷	漏えい
				安全冷却水系	水素掃気用安全圧縮空気系	熱的制限値	熱的制限値	—	—
前処理建屋	溶解槽A	溶解槽 Aセル	○	—	—	—	—	—	—
	溶解槽B	溶解槽 Bセル	○	—	—	—	—	—	—
	エンドピース酸洗浄槽A	溶解槽 Aセル	○	—	—	—	—	—	—
	エンドピース酸洗浄槽B	溶解槽 Bセル	○	—	—	—	—	—	—
	ハル洗浄槽A	溶解槽 Aセル	○	—	○	—	—	—	—
	ハル洗浄槽B	溶解槽 Bセル	○	—	○	—	—	—	—
精製建屋	AC第 5 一時貯留処理槽	精製建屋一時貯留処理槽第 1 セル	○	—	—	—	—	—	—
	AC第 7 一時貯留処理槽	精製建屋一時貯留処理槽第 2 セル	○	—	○	—	—	—	—



- ①機器内で発生する事故影響による当該機器における他の事故の発生防止対策への悪影響（例：水素爆発によるエネルギーによって、貯槽内の冷却コイルを破損させる等）
- ②機器内で発生する事故影響による他の機器の事故の発生防止対策への悪影響
- ③機器内で発生する事故影響によるセルに対して講じられる事故の発生防止対策への悪影響
- ④セル内で発生する事故影響による同一セル内の機器の事故の発生防止対策への悪影響
- ⑤セル内で発生する事故影響による同一セル内で発生する他の事故の発生防止対策への悪影響

第 2.1-2 図 親事象の事故影響が子事象の安全機能へ与える影響の関係

2.1.2.1.1 親事象の事故影響による設計基準上の発生防止対策の機能喪失の観点

本節では、親事象の事故影響によって設計基準上の発生防止対策を構成する機器が損傷するか否かを「温度」、「圧力」、「湿度」及び「放射線」の観点で分析する。

また、親事象の事故影響によって設計基準上の発生防止対策が容量不足に至るか否かを分析する。

(1) 発生防止対策を構成する機器が損傷するか否かの観点

第 2.1-2 表を，同一セルに設置される他の機器を抽出し，他の機器を含め設置数が単一か複数かに着目するとともに，機器が有する安全機能の種類のパターンに着目して整理した結果を第 2.1-4 表から第 2.1-5 表に示す。

臨界事故を親事象とした場合，2 グループに集約される。

グループ毎に，親事象の事故影響によって設計基準上の発生防止対策を構成する機器が損傷するか否かを分析する。

グルーピングの説明を第 2.1-3 表に示す。

第 2.1-3 表 グルーピングの説明（拡大防止成功）

グループ	グルーピングの説明
グループ 1	1 セルに 1 機器のみ設置され，安全機能として臨界及び水素爆発への対処設備が要求されるもの
グループ 2	1 セルに複数機器が設置され，安全機能として臨界，蒸発乾固及び水素爆発への対処設備が全て又はいずれか要求されるもの

第 2.1-4 表 グルーピング結果（前処理建屋）

建屋	臨界事故の発生を想定する機器または 臨界事故の発生を想定する機器と 同一セルに設置されている機器	セル	親事象	連鎖して発生する可能性のある子事象									グルー ピング
			第34条	第34条			第35条	第36条	第37条	第37条	第38条	第39条	
			臨界事故	臨界事故			蒸発乾固	水素爆発	溶媒火災	TBP	燃料損傷	漏えい	
	形状	濃度	質量	安全冷却 水系	水素掃気 用安全圧 縮空気系	熱的制限 値	熱的制限 値	—	—				
前処理建屋	溶解槽A	溶解槽Aセル	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	G2
	エンドピース酸洗浄槽A	//	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	G2
	エンドピース水洗浄槽A	//	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	G2
	ハル洗浄槽A	//	○	—	—	—	—	○	—	—	—	—	G2
	第1よう素追出し槽A	//	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	G2
	第2よう素追出し槽A	//	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	G2
	中間ポットA	//	—	—	○	—	○	○	—	—	—	—	G2
	溶解槽B	溶解槽Bセル	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	G2
	エンドピース酸洗浄槽B	//	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	G2
	エンドピース水洗浄槽B	//	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	G2
	ハル洗浄槽B	//	○	—	—	—	—	○	—	—	—	—	G2
	第1よう素追出し槽B	//	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	G2
	第2よう素追出し槽B	//	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	G2
	中間ポットB	//	—	—	○	—	○	○	—	—	—	—	G2

第 2.1-5 表 グルーピング結果（精製建屋）

建屋	臨界事故の発生を想定する機器または 臨界事故の発生を想定する機器と 同一セルに設置されている機器	セル	親事象	連鎖して発生する可能性のある子事象									グルーピング
			第34条	第34条			第35条	第36条	第37条	第37条	第38条	第39条	
			臨界事故	形状	濃度	質量	蒸発乾固	水素爆発	溶媒火災	TBP	燃料損傷	漏えい	
				安全冷却水系	水素掃気用安全圧縮空気系	熱的制限値	熱的制限値	-	-				
精製建屋	AC第1一時貯留処理槽	精製建屋一時貯留処理槽第1セル	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	G2
	AC第2一時貯留処理槽	〃	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	G2
	AC第3一時貯留処理槽	〃	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	G2
	AC第4一時貯留処理槽	〃	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	G2
	AC第5一時貯留処理槽	〃	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	G2
	逆抽出液受槽	〃	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	G2
	AC第7一時貯留処理槽	精製建屋一時貯留処理槽第2セル	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	G1

a. グループ 1

グループ 1 に属する機器は、1セルに1機器が設置されており、機器が有する安全機能等は、臨界防止に係る濃度管理及び水素掃気機能である。

グループ 1 に属する機器において想定される状態は第 2.1-6 表に示すとおりである。

第 2.1-6 表 グループ 1 の機器において想定される状態

臨界事故の発生を 想定する機器	想定される主要な状態		
	全核分裂数 [fissions]	到達温度 [°C]	圧力 [kPa]
AC 第 7 一時貯留処理槽	1.6E+18	44	~3

(a) 温度の観点

第 2.1-6 表に示すとおり、グループ 1 に属する機器は沸騰には至らない。そのため、乾燥・固化に至ることはなく、発生防止対策を構成する機器がさらされる温度は沸点未満である。

連鎖して発生の可能性のある子事象の設計基準としての発生防止対策は第 2.1-7 表に示すとおりである。

第 2.1-7 表 設計基準としての発生防止対策（グループ 1）

	設計基準としての発生防止対策
第 34 条 臨界事故	濃度管理（ソフト対策）
第 36 条 水素爆発	水素掃気用安全圧縮空気系

i. 第 34 条 臨界事故

設計基準の発生防止対策として濃度管理（ソフト対策）を実施しているが、本機器は臨界事故の発生を想定しており、濃度上昇はその起因事象である。

ii. 第 36 条 水素爆発

設計基準の発生防止対策として水素掃気用安全圧縮空気系を使用するが、これらの系統を構成する機器は、ステンレス等の鋼製であり、沸点程度の温度において損傷することはない。温度の影響がセル外へ及ぶことはないことから、セル外の水素掃気用安全圧縮空気系の機器及び親事象の発生箇所と異なるセルの水素掃気用安全圧縮空気系の機器が損傷することはない。

(b) 圧力の観点

本グループの機器においては沸騰に至ることはないことから、系統内の圧力は平常時程度であり、水素爆発の設計基準の発生防止対策を構成する機器に影響を及ぼさない。

(c) 湿度の観点

本グループの機器においては沸騰に至ることはないことから、系統内の湿度は平常時程度であり、水素爆発の設計基準の発生防止対策を構成する機器に影響を及ぼさない。

(d) 放射線の観点

機器は臨界事故により発生する放射線及び放射性希ガスからの放射線

にさらされることを想定する。

i. 第 34 条 臨界事故

設計基準の発生防止対策として濃度管理（ソフト対策）を実施しているが，本機器は臨界事故の発生を想定しており，濃度上昇はその起因事象である。

ii. 第 36 条 水素爆発

設計基準の発生防止対策として水素掃気用安全圧縮空気系を使用するが，これらの系統を構成する機器は，ステンレス等の鋼製であり，放射線にさらされても損傷することはない。放射線の影響はセル外にも及ぶ可能性はあるが，セル外の水素掃気用安全圧縮空気系の機器及び親事象の発生箇所と異なるセルの水素掃気用安全圧縮空気系の機器も，ステンレス等の鋼製であり，放射線にさらされても損傷することはない。

b. グループ 2

グループ 2 に属する機器は、1 セルに複数機器が設置されており、機器が有する安全機能等は、臨界防止に係る形状寸法管理、濃度管理及び質量管理並びに冷却機能及び水素掃気機能であり、全部又はいずれかの安全機能を有する。

グループ 2 に属する機器において想定される状態は第 2.1-8 表に示すとおりである。

第 2.1-8 表 グループ 2 の機器において想定される状態

臨界事故の発生を 想定する機器	想定される主要な状態		
	全核分裂数 [fissions]	到達温度 [°C]	圧力 [kPa]
溶解槽 A	1.6E+18	94	～3
溶解槽 B	1.6E+18	94	～3
エンドピース酸洗浄槽 A	1.6E+18	88	～3
エンドピース酸洗浄槽 B	1.6E+18	88	～3
ハル洗浄槽 A	1.6E+18	沸点到達	～3
ハル洗浄槽 B	1.6E+18	沸点到達	～3
AC 第 5 一時貯留処理槽	1.6E+18	沸点到達	～3

(a) 温度の観点

第 2.1-8 表に示すとおり、グループ 2 に属する一部の機器において沸騰するとともに溶液の一部が蒸発することが想定される。

その場合の蒸発量は、核分裂で発生する熱エネルギーが全て溶液の沸騰に使用されたとした場合でも、最大でも約 23 L であり、溶液は乾燥・固化に至らない。また、その場合の溶液温度は沸点程度である。

連鎖して発生の可能性のある子事象の設計基準としての発生防止対策は第 2.1-9 表に示すとおりである。

第 2.1-9 表 設計基準としての発生防止対策（グループ 2）

	設計基準としての発生防止対策
第 34 条 臨界事故	形状寸法管理及び濃度管理並びに質量管理（ソフト対策）
第 35 条 蒸発乾固	安全冷却水系
第 36 条 水素爆発	水素掃気用安全圧縮空気系

i. 第 34 条 臨界事故

設計基準の発生防止対策として形状寸法管理又は濃度・質量管理（ソフト対策）を実施している。形状寸法の維持については、形状寸法管理機器はステンレス等の鋼製であり、沸点程度の温度において損傷することはなく、また、中性子吸収材であるホウ素入りコンクリート又はカドミウム及び中性子減速材であるポリエチレンも、沸点程度の温度において損傷することはない。

また、臨界事故が発生した機器と同一セルにあって、濃度管理を行う機器においては、機器内の溶液が沸騰し、濃縮するような温度上昇は考えられないことから、設計基準の発生防止対策に影響を及ぼさない。

また、温度の影響がセル外へ及ぶことはないことから、異なるセルの臨界事故の防止に係る発生防止対策が無効になることはない。

ii. 第 35 条 蒸発乾固

設計基準の発生防止対策として安全冷却水系を使用するが、これらシステムを構成する機器は、ステンレス等の鋼製であり、沸点程度の温度

において損傷することはない。温度の影響がセル外へ及ぶことではないことから、セル外の安全冷却水系の機器及び親事象の発生箇所と異なるセルの安全冷却水系の機器が損傷することはない。

iii. 第 36 条 水素爆発

設計基準の発生防止対策として水素掃気用安全圧縮空気系を使用するが、これらの系統を構成する機器は、ステンレス等の鋼製であり、沸点程度の温度において損傷することはない。温度の影響がセル外へ及ぶことではないことから、セル外の水素掃気用安全圧縮空気系の機器及び親事象の発生箇所と異なるセルの水素掃気用安全圧縮空気系の機器が損傷することはない。

(b) 圧力の観点

沸騰に至る一部の機器において機器内圧力が上昇する可能性があるものの、その上昇幅は最大でも水封安全器の水頭圧相当の 3 k P a 程度であり、これは平常運転時の圧力変動幅の範囲と同程度である。

そのため、圧力の上昇を想定しても設計基準としての発生防止対策に影響を及ぼすことはない。

(c) 湿度の観点

沸騰に至る一部の機器において機器内の湿度が上昇するものの、湿度の上昇によって第 2.1-9 表に示す機器が損傷することはない。

また、湿度の影響が貯槽外へ及ぶことではないことから、セル外の機器及び親事象の発生箇所と異なるセルの機器が損傷することはない。

(d) 放射線の観点

機器は臨界事故により発生する放射線及び放射性希ガスからの放射線にさらされることを想定する。

i. 第 34 条 臨界事故

設計基準の発生防止対策として形状寸法管理又は濃度・質量管理(ソフト対策)を実施している。形状寸法の維持については、形状寸法管理機器はステンレス等の鋼製であり、放射線にさらされた場合でも損傷することはない。また、中性子吸収材であるホウ素入りコンクリート又はカドミウム及び中性子減速材であるポリエチレンも、損傷することはない。

放射線の影響はセル外にも及ぶ可能性はあるが、親事象の発生箇所と異なるセルの形状寸法管理の機器も、ステンレス等の鋼製であり、放射線にさらされても損傷することはない。

ii. 第 35 条 蒸発乾固

設計基準の発生防止対策として安全冷却水系を使用するが、これらシステムを構成する機器は、ステンレス等の鋼製であり、放射線にさらされた場合でも損傷することはない。放射線の影響はセル外にも及ぶ可能性はあるが、セル外の安全冷却水系の機器及び親事象の発生箇所と異なるセルの安全冷却水系の機器もステンレス等の鋼製であり、放射線にさらされても損傷することはない。

iii. 第 36 条 水素爆発

設計基準の発生防止対策として水素掃気用安全圧縮空気系を使用するが、これらのシステムを構成する機器は、ステンレス等の鋼製であり、

放射線にさらされた場合でも損傷することはない。放射線の影響はセル外にも及ぶ可能性はあるが、セル外の水素掃気用安全圧縮空気系の機器及び親事象の発生箇所と異なるセルの水素掃気用安全圧縮空気系の機器もステンレス等の鋼製であり、放射線にさらされても損傷することはない。

2.1.2.1.2 親事象の事故影響による重大事故等の重大事故等対策の機能喪失の観点

本節では、親事象の事故影響によって重大事故等対策が機能喪失に至るか否かを「温度」、「圧力」、「湿度」及び「放射線」の観点で分析する。

分析の観点は以下のとおりとする。

- ✓ 親事象自身の重大事故等対策の発生防止対策及び拡大防止対策を構成する機器が損傷するか否か
- ✓ 親事象とは異なる重大事故等の重大事故等対策の発生防止対策及び拡大防止対策を構成する機器が損傷するか否か

また、親事象の事故影響によって重大事故等対策の発生防止対策及び拡大防止対策が容量不足に至るか否かを分析する。

(1) 重大事故等対策を構成する機器が損傷するか否かの観点

共通要因により臨界事故と同時に発生する重大事故はないが、臨界事故により生じる変化により重大事故等対策を構成する機器が損傷するか否かを整理する。

整理に当たっては、同一セル内に設置される臨界事故の発生を想定しない機器の臨界事故以外の重大事故対処への影響を確認する。

a. 重大事故等対策の概要

(a) 第34条 臨界事故

i. 拡大防止対策

- ✓ 臨界が発生している機器等に可溶性中性子吸収材を供給する。
- ✓ 可溶性中性子吸収材の供給には、重大事故時可溶性中性子吸収材緊急供給系を用いる。
- ✓ セル内に設置されている可溶性中性子吸収材の供給に使用する機器は、常設重大事故等対処設備の可溶性中性子吸収材を供給する配管である。

(b) 第35条 蒸発乾固

i. 発生防止対策

- ✓ 冷却機能が喪失している機器の内部ループ配管，冷却コイル／冷却ジャケットに冷却水を通水する。
- ✓ 冷却水の通水には，常設重大事故等対処設備の内部ループ配管及び冷却コイル／冷却ジャケット，可搬型重大事故等対処設備の可搬型ホース等を使用する。
- ✓ セル内に設置されている冷却水の通水に使用する機器は，常設重

大事故等対処設備の冷却コイル／冷却ジャケットである。

ii. 拡大防止対策

- ✓ 冷却機能が喪失している機器に注水する。
- ✓ 注水には、常設重大事故等対処設備の機器注水配管，可搬型重大事故等対処設備の可搬型ホース等を使用する。
- ✓ セル内に設置されている注水に使用する機器は、常設重大事故等対処設備の機器注水配管である。

(c) 第 36 条 水素爆発

i. 発生防止対策

- ✓ 水素掃気機能が喪失している機器が接続している水素掃気用安全圧縮空気系，発生防止用圧縮空気供給系及びかくはん用安全圧縮空気系に圧縮空気を供給する。
- ✓ 圧縮空気の供給には、常設重大事故等対処設備の水素掃気用安全圧縮空気系，発生防止用圧縮空気供給系及びかくはん用安全圧縮空気系，可搬型重大事故等対処設備の可搬型空気圧縮機，可搬型ホース等を使用する。
- ✓ セル内に設置されている圧縮空気の供給に使用する機器は、常設重大事故等対処設備の水素掃気用安全圧縮空気系，発生防止用圧縮空気供給系及びかくはん用安全圧縮空気系である。

ii. 拡大防止対策

- ✓ 水素掃気機能が喪失している機器が接続している拡大防止用圧縮空気供給系に圧縮空気を供給する。

- ✓ 圧縮空気の供給には、常設重大事故等対処設備の圧縮空気供給系及び拡大防止用圧縮空気供給系、可搬型重大事故等対処設備の可搬型空気圧縮機、可搬型ホース等を使用する。
- ✓ セル内に設置されている圧縮空気の供給に使用する機器は、常設重大事故等対処設備の拡大防止用圧縮空気供給系である。

b. 親事象の発生によって各重大事故等対策が受ける影響

(a) 各重大事故等対策に使用する設備のまとめ

各重大事故等対策に使用する設備を第 2.1-10 表に示す。

第 2.1-10 表 各重大事故等対策に使用する設備
(拡大防止成功)

	発生防止対策	拡大防止対策	材質
第 34 条 臨界事故	—	重大事故時可溶性中性子吸収材供給系	鋼製 (ステンレス鋼等)
第 35 条 蒸発乾固	冷却コイル/冷却ジャケット	機器注水配管	鋼製 (ステンレス鋼等)
第 36 条 水素爆発	水素掃気用安全圧縮空気系 かくはん用安全圧縮空気系 発生防止用圧縮空気供給系	拡大防止用圧縮空気供給系	鋼製 (ステンレス鋼等)

(b) 親事象の発生による各重大事故等対策への事故影響

臨界事故の発生時に想定される状態は 2.1.2.1.1 に示したとおりである。

i. 温度の観点

2.1.2.1.1 に示すとおり、臨界事故の発生を想定する一部の機器において沸騰に至るものの、蒸発量は少なく、溶液が乾燥・固化に至ることはない。そのため、発生防止対策を構成する機器がさらされる温度は沸点程度である。

「第 34 条 臨界事故」の拡大防止対策、「第 35 条 蒸発乾固」の発生防止対策及び拡大防止対策及び「第 36 条 水素爆発」の発生防止対策及び拡大防止対策において使用するセル内機器は、ステンレス等の鋼製であり、沸点程度の温度において損傷することはない。

温度の影響がセル外へ及ぶことはないことから、セル外の重大事故

等への対処に使用する機器及び親事象の発生箇所と異なるセルにおける重大事故等への対処に使用する機器が損傷することはない。

ii. 圧力の観点

2.1.2.1.1 に示すとおり，沸騰に至る機器において機器内圧力が上昇する可能性があるものの，その上昇幅は最大でも水封安全器の水頭圧相当の3 kPa程度であり，これは平常運転時の圧力変動幅の範囲と同程度である。

「第34条 臨界事故」の拡大防止対策，「第35条 蒸発乾固」の発生防止対策及び拡大防止対策及び「第36条 水素爆発」の発生防止対策及び拡大防止対策において使用するセル内機器は，ステンレス等の鋼製であり，3 kPa程度の圧力において損傷することはないため，同一セル内の重大事故等への対処に使用する機器，セル外の重大事故等への対処に使用する機器及び親事象の発生箇所と異なるセルの重大事故等への対処に使用する機器が損傷することはない。

iii. 湿度の観点

2.1.2.1.1 に示すとおり，沸騰に至る機器において機器内の湿度が上昇する。

湿度の変動によって第2.1-10表に示す重大事故等への対処に使用する機器が損傷することはない。

また，湿度の影響が貯槽外へ及ぶことはないことから，同一セル内の重大事故等への対処に使用する機器，セル外の重大事故等への対処に使用する機器及び親事象の発生箇所と異なるセルの重大事故等への対処に使用する機器が損傷することはない。

iv. 放射線の観点

機器は臨界事故により発生する放射線及び放射性希ガスからの放射線にさらされることを想定する。

「第 34 条 臨界事故」の拡大防止対策、「第 35 条 蒸発乾固」の発生防止対策及び拡大防止対策及び「第 36 条 水素爆発」の発生防止対策及び拡大防止対策において使用するセル内機器は、ステンレス等の鋼製であり、放射線にさらされた場合でも機器は損傷しない。

(2) 重大事故等対策の容量不足の観点

a. 第34条 臨界事故

「第34条 臨界事故」の事故想定そのものであり、本観点の考察は不要である。

b. 第35条 蒸発乾固

核分裂による熱量の増加は臨界事故の進展の一環であり、従属事象として2.1.2.2にて整理する。

c. 第36条 水素爆発

核分裂による水素発生は臨界事故の進展の一環であり、従属事象として2.1.2.2にて整理する。

2.1.2.2 従属事象として発生する可能性のある子事象の整理(事象進展により顕在化するパラメータ変動の観点)

臨界事故を親事象とした場合に、従属事象として発生する可能性のある子事象を第2.1-11表に示す。

臨界事故を親事象とした場合に、親事象の事故影響によって従属的に発生する可能性のある子事象は、「溶液の沸騰・蒸発」及び「水素の燃焼」である。

第2.1-11表 臨界事故を親事象とした場合に従属事象として発生する可能性がある子事象

臨界事故の発生を想定する機器	想定される主要な状態			従属して発生する可能性のある子事象	
	全核分裂数 [fissions]	到達温度 [°C]	圧力 [kPa]	溶液の沸騰・蒸発	水素の燃焼
溶解槽 A	1.6E+18	94	~3	—	—
溶解槽 B	1.6E+18	94	~3	—	—
エンドピース酸洗淨槽 A	1.6E+18	88	~3	—	—
エンドピース酸洗淨槽 B	1.6E+18	88	~3	—	—
ハル洗淨槽 A	1.6E+18	沸点到達	~3	○	—
ハル洗淨槽 B	1.6E+18	沸点到達	~3	○	—
AC 第5一時貯留処理槽	1.6E+18	沸点到達	~3	○	—
AC 第7一時貯留処理槽	1.6E+18	44	~3	—	—

(1) 温度の観点

温度の観点でポイントとなる温度は次の5点である。

- ✓ 約 100°C 沸騰開始温度
- ✓ ～約 1500°C 放射性物質の揮発 (C s , R u),
貯槽損傷

第 2.1-11 表に示すとおり、一部の機器において沸点に到達する。

ただし、臨界事故により生じる溶液の沸騰量は最大でも約 23 L であり、臨界事故の発生が想定される機器の溶液量(最小 200 L)を考慮すると、溶液が喪失する前に臨界事故が収束する。また、可溶性中性子吸収材が供給されることで、水分の喪失が防止される。このため、約 1500°C (放射性物質の揮発 (C s , R u), 貯槽損傷) の状態へ進展することはない。

(2) 水素の発生の観点

臨界事故の発生を想定した場合でも、機器内の気相部中の水素濃度が水素爆発未然防止濃度である 8 v o 1 % を超えて上昇することはない。

a. 臨界発生時の水素濃度推移評価条件

臨界発生時の水素濃度推移を評価するために必要な条件を整理する。条件の一覧を第 2.1-12 表に示す。

(a) 溶液性状の変化に応じた G 値

2.1.1 の設定と同じとする。

(b) 臨界の全核分裂数と水素発生量の関係

2.1.1 の設定と同じとする。

(c) 供給空気量

対象機器に通常運転時に供給される、計装圧縮空気、水素掃気用圧縮空気及びプロセス上必要な圧縮空気を考慮する。

b. 臨界後の水素発生量評価条件

拡大防止対策が成功するものとして、臨界は収束する。評価対象機器のうち、プロセス異常及び誤移送を起因とした臨界事故が発生している場合は、これを考慮した溶液の性状を設定する。評価条件の一覧を第 2.1-13 表に示す。

(a) 溶液性状の変化に応じた G 値

臨界発生後に想定される硝酸濃度に応じた水素発生G値を設定する。

(b) 崩壊熱密度

臨界発生後に想定される溶液種類に応じた崩壊熱密度を設定する。

(c) 供給空気量

対象機器に供給される計装圧縮空気，水素掃気用圧縮空気，プロセス上必要な圧縮空気を考慮する。

c. 水素濃度の評価結果

評価結果を第 2.1-14 表に示す。

機器内の水素濃度の評価においては，臨界事故発生を起点として，拡大防止対策が成功し，通常時の廃ガス処理設備による換気復旧までの 1 時間の中で推移する，機器内の最大水素濃度を求めた。

第 2.1-14 表に示すとおり、いずれの機器でも気相部の水素濃度は 8 v o 1 % を超えない。

第2.1-12表(1) 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 ³]	0.134
プラトー期の水素発生量 [m ³ /h]	0.482

第2.1-12表(2) 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 ³]	平常時掃気流量 [m ³ /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 ^{※1}	0.139	5
	ハル洗浄槽 B	7.008 ^{※1}	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2.1-13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 ³]	硝酸濃度 [mol/L]	G 値		崩壊熱密度		水素発生量 [m ³ /h]
				G α [molecules /100eV]	G $\beta\gamma$ [molecules /100eV]	α [W/m ³]	β [W/m ³]	
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2.1-14表 評価結果一覧

機器名	最大水素濃度 (vol%)
溶解槽 A	3
溶解槽 B	3
エンドピース酸洗浄槽 A	7
エンドピース酸洗浄槽 B	7
ハル洗浄槽 A	3
ハル洗浄槽 B	3
第5一時貯留処理槽	6
第7一時貯留処理槽	6

2.1.4 臨界事故の拡大防止対策が成功した場合に連鎖又は従属事象として発生する子事象のまとめ

2.1.3.1 に臨界事故に連鎖して発生する子事象の観点での整理，2.1.3.2 に臨界事故の従属事象として発生する可能性のある子事象の観点での整理を示した。

その結果，臨界事故の従属事象として新たに生じる事象は特定されなかった。

補足説明資料 6-2 (28条)

6. 臨界事故への対処

臨界事故の拡大防止対策の検討

中性子吸収材の供給優位性

1. 概要

臨界事故の未臨界を確保するための対策は、确实性及び信頼性が高く、波及的影響を伴わない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（以下、「中性子吸収材の供給」という。）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こととしている。

ここでは、対策の信頼性を確保する観点から、中性子吸収材の供給以外の対策についても考慮した上で、中性子吸収材を供給する対策を選択していることを説明する。

2. 中性子吸収材の供給優位性

可溶性中性子吸収材を貯槽内に供給した場合、貯槽内溶液の状態（温度、液位、密度等）が変化した場合でも、貯槽内の中性子吸収材の量は変わらないため、確実に未臨界を維持できる。また、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ため、以下に示す対策と比較して信頼性が高いと評価した。

3. 中性子吸収材の供給以外の対策の検討

(1) 検討内容

中性子吸収材の供給以外の対策について、施設の特徴、対策の実施による波及的影響を考慮し、対策の実施可否を検討した。

検討内容について以下に示す。

a. 核燃料物質の排出・移送

溶液を全濃度安全形状寸法管理機器又は中性子吸収材をあらかじめ供給した貯槽へ移送することにより未臨界に移行する。ただし、溶液の液温度及び移送方式によっては、対策が実施できない場合がある。

b. 核燃料物質の希釈

溶液に多量の硝酸等を供給することにより希釈し、未臨界濃度以下にすることにより未臨界に移行する。ただし、通常の移送経路を用いるため、上流の貯槽内に核燃料物質を含む溶液が貯留されている場合は排出作業が必要となり、未臨界に移行できるまでの時間が長くなる。

c. 移送機器を用いた中性子吸収材又は硝酸の機器への移送

中性子吸収効果を持つ溶液を臨界事故が発生した機器に移送することにより未臨界に移行する。ただし、中性子吸収材を貯留する機器は限られるため、適用できない機器もある。溶解槽での酸濃度の低下が原因の場合に限っては、硝酸の供給が有効な場合がある。

また、溶解槽にあっては設備の構成上の特長により、追加的に以下の対策によっても未臨界に移行できる可能性がある。

d. 可溶性中性子吸収材緊急供給系の回復

検出器の故障による不動作の場合は、可溶性中性子吸収材緊急供給系の弁を手動で開とすることで、可溶性中性子吸収材を供給する。なお、供給弁の故障による不動作の場合は、現場にて当該弁の開操作を行うことも考えられるが、供給弁が溶解槽セルに隣接する室に設置されており、臨界事故時には空間線量率が高くなり近接が困難のため、有効性は低い。

e. 硝酸供給槽からの中性子吸収材又は硝酸の供給

上流の硝酸ガドリニウム調整槽から硝酸調整槽及び硝酸供給槽を経由して溶解槽へ中性子吸収材を供給する。ただし、途中の硝酸調整槽等に硝酸が貯留されている場合は、内包する溶液を排出する必要があるため、時間を要する。なお、臨界事故の原因が、溶解槽内の酸濃度の異常な低下による場合は、硝酸供給槽から硝酸を供給することで、燃料せん断片の溶解を促し、未臨界へ移行できる可能性があるため、限定的に有効である。

f. 溶解槽ホイールの回転

主に核分裂に寄与するのが燃料せん断片中の核燃料物質であるため、溶解槽ホイールを回転させ、燃料せん断片を溶液から出し、中性子の減速効果を低下させることで未臨界へ移行させる。ただし、溶解槽ホイールを回転させて燃料せん断片の入ったバケットを気中へ移行できるのは1バケット分のみであり、複数のバケットに燃料せん断片を投入している場合は、未臨界に移行できない可能性があるため、限定的に有効である。

(2) 検討結果

前記のとおり、中性子吸収材の供給以外の対策によっても、未臨界に移行できる可能性があるが、迅速かつ確実に未臨界に移行できる対策としては、可溶性中性子吸収材の供給が最も優れていると判断した。

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：200 L	$^{239}Pu : ^{240}Pu : ^{241}Pu = 71 : 17 : 12$	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：3000 L	$^{239}Pu : ^{240}Pu : ^{241}Pu = 71 : 17 : 12$	2400g・Gd	別紙－5

■については商業機密の観点から公開できません。

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) 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。

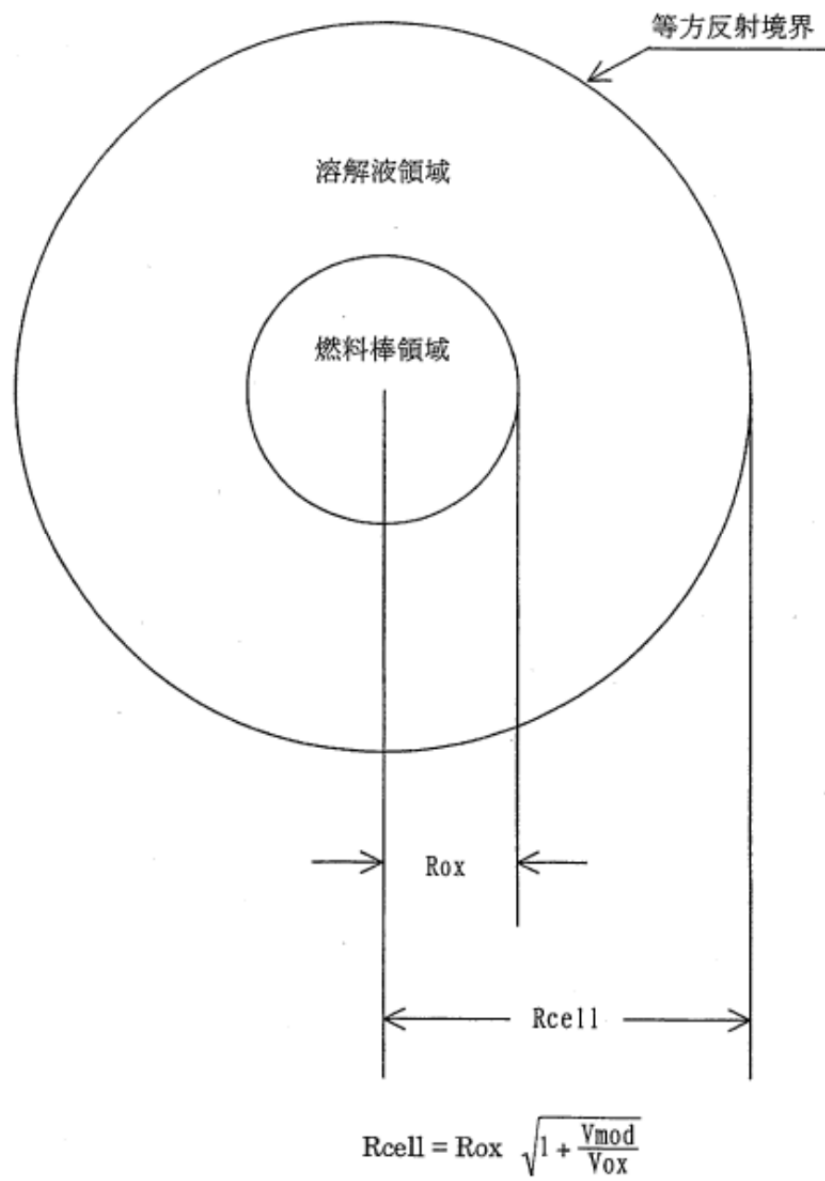


図1 燃料棒格子均質化用1次元輸送計算モデル

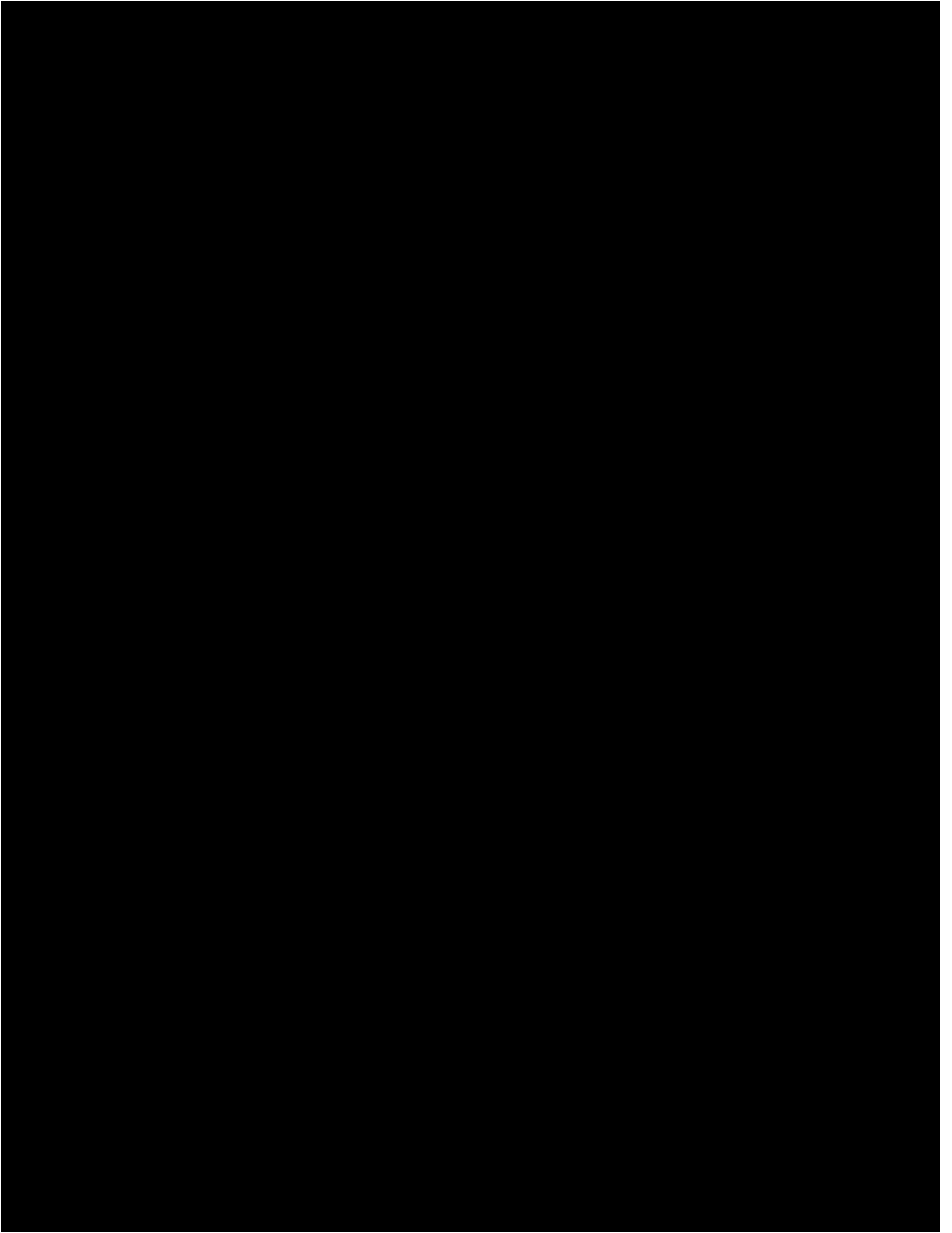
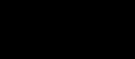


図2 溶解槽の計算モデル



については商業機密の観点から公開できません。

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。

■については商業機密の観点から公開できません。

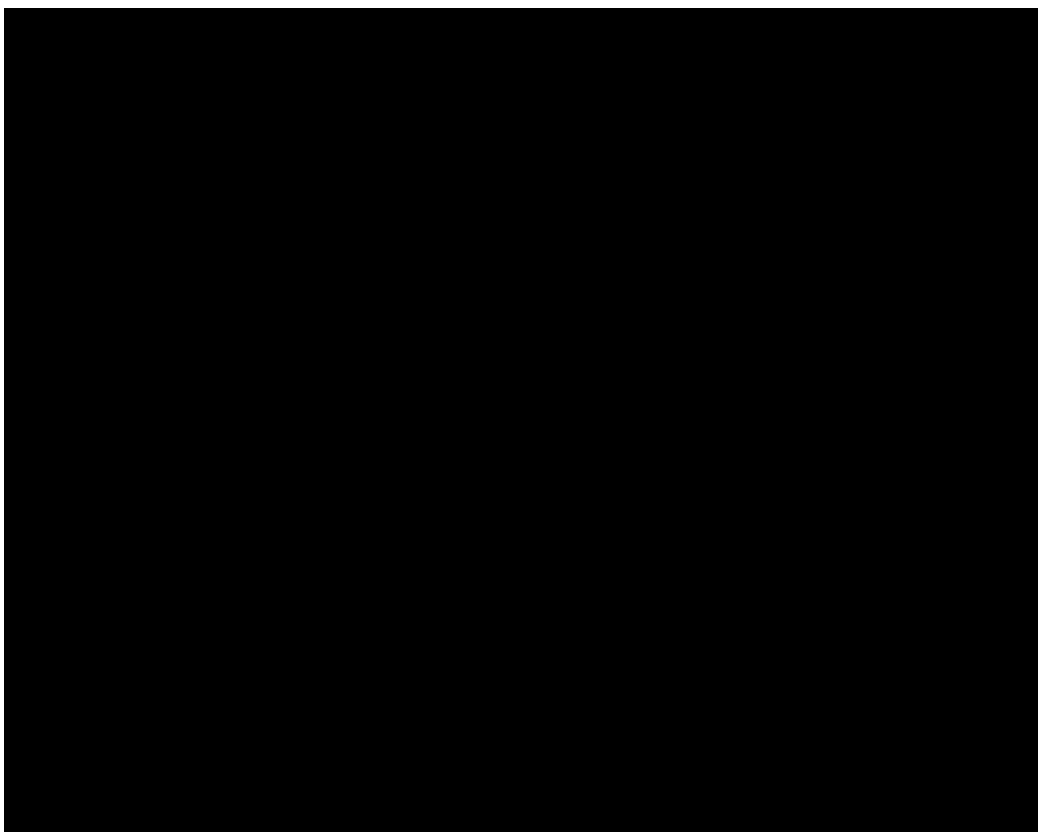


図3 溶解槽の評価結果 (0.7gGd/L のガドリニウム使用の場合)

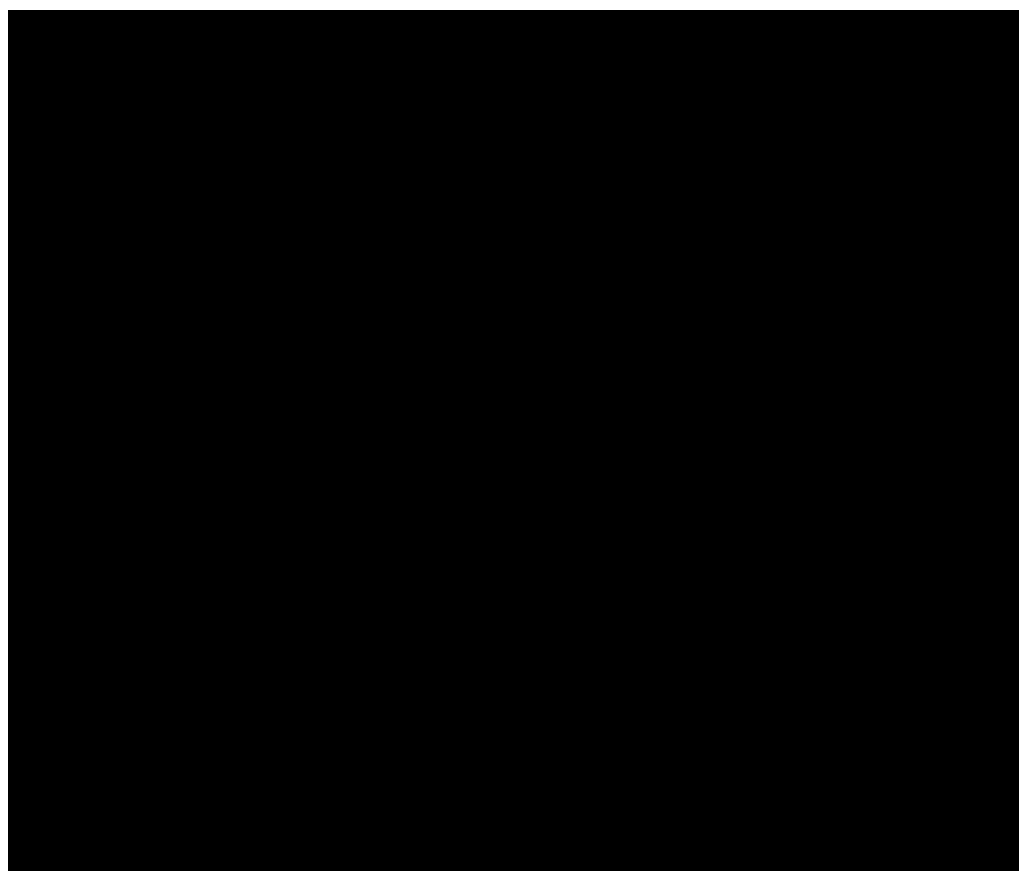


図4 溶解槽の評価結果 (0.7gGd/L のガドリニウム使用の場合)

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，J A C Sコードシステムを用いて行う。具体的には，M G C Lライブラリを用いてM A I Lにより巨視的断面積を作成し，A N I S N－J R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K E N O－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。

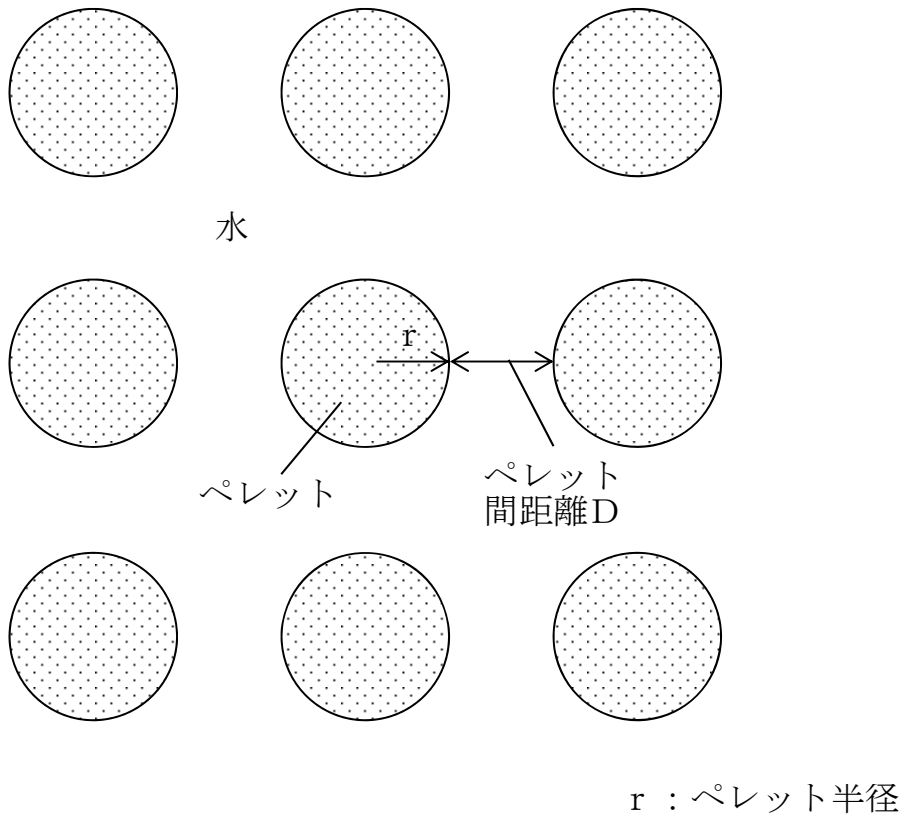


図1 均質化領域作成モデル

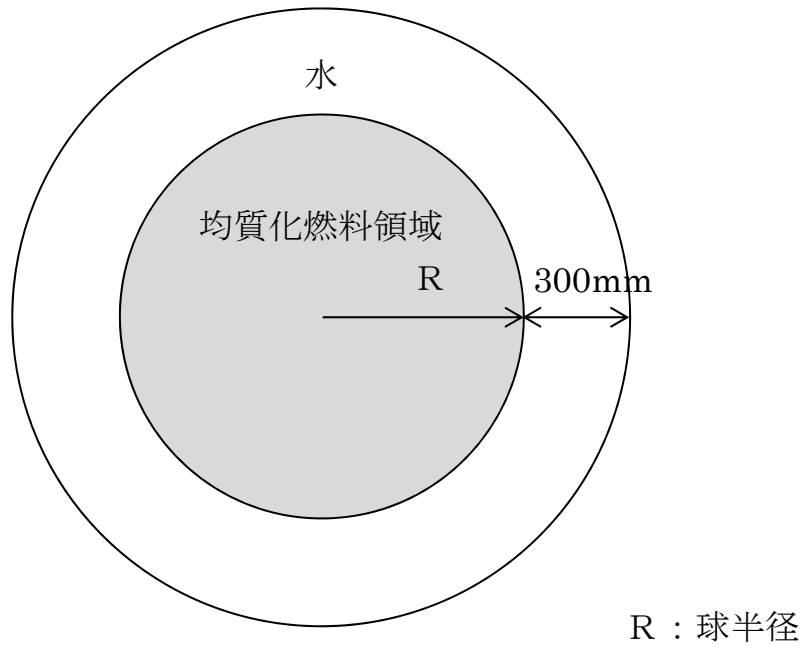


図2 エンドピース酸洗浄槽計算モデル

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。

■については商業機密の観点から公開できません。

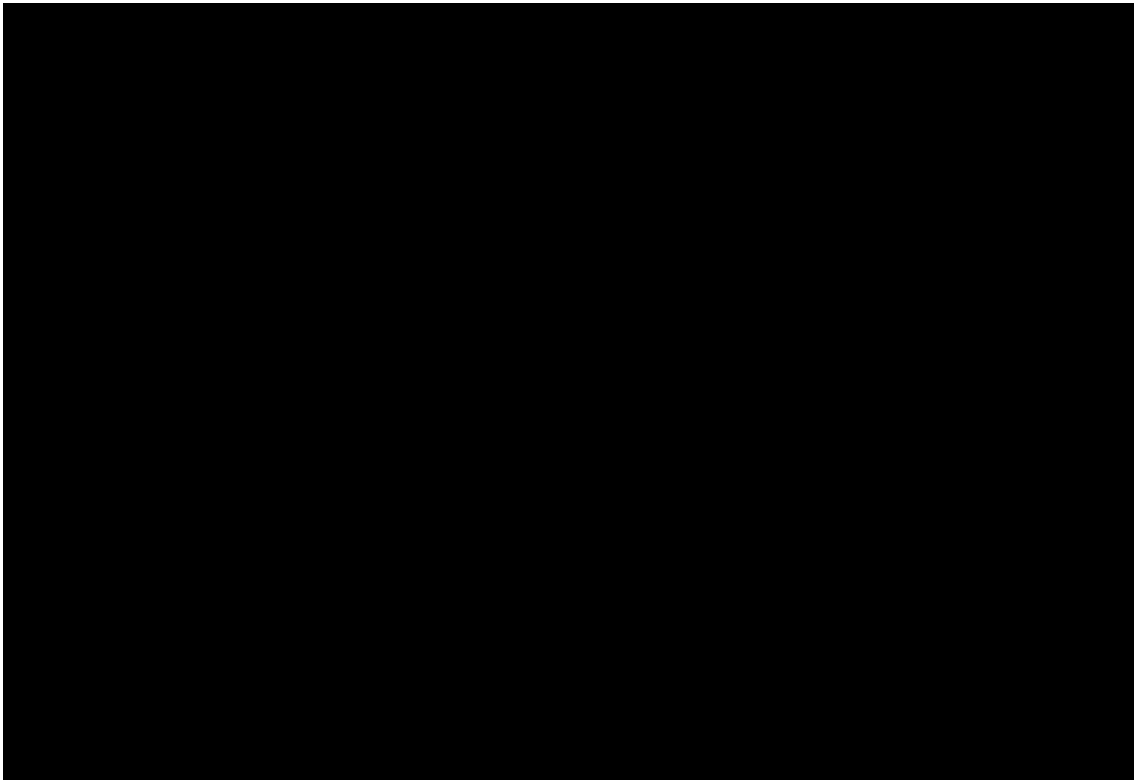


図3 エンドピース酸洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 0.0gGd/L）

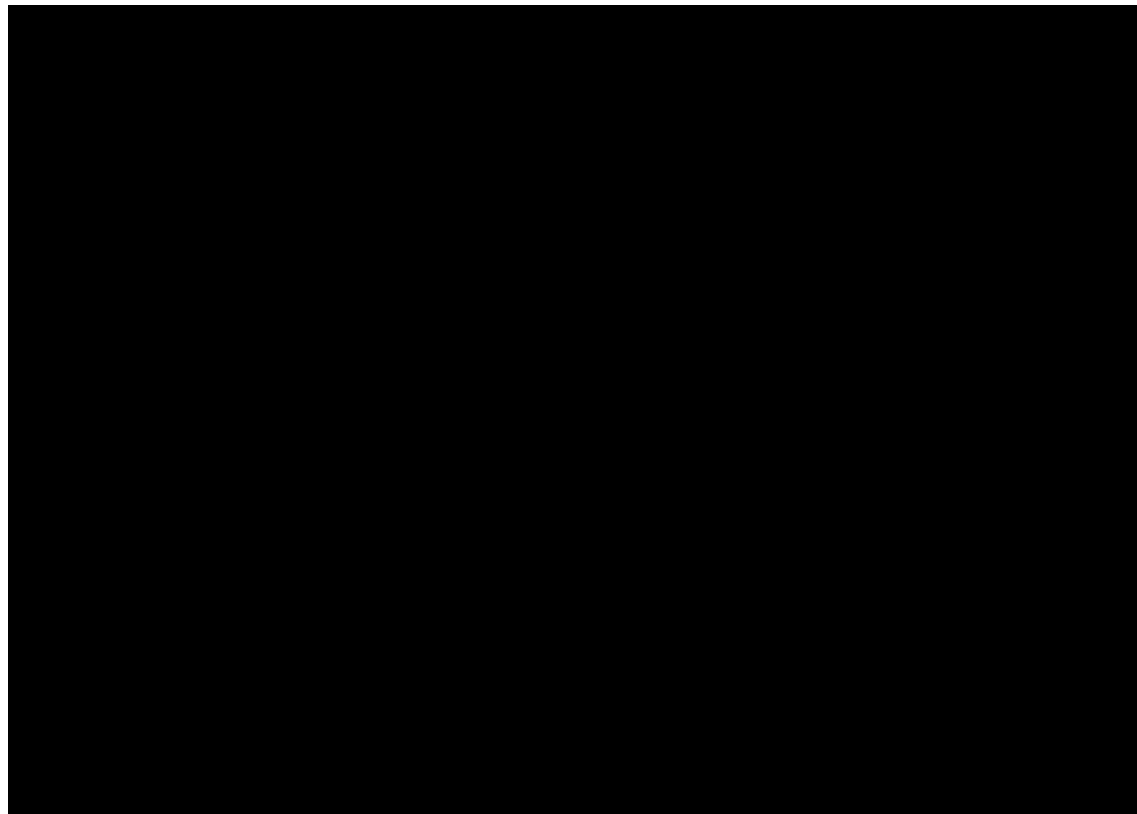


図4 エンドピース酸洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 1.0gGd/L）

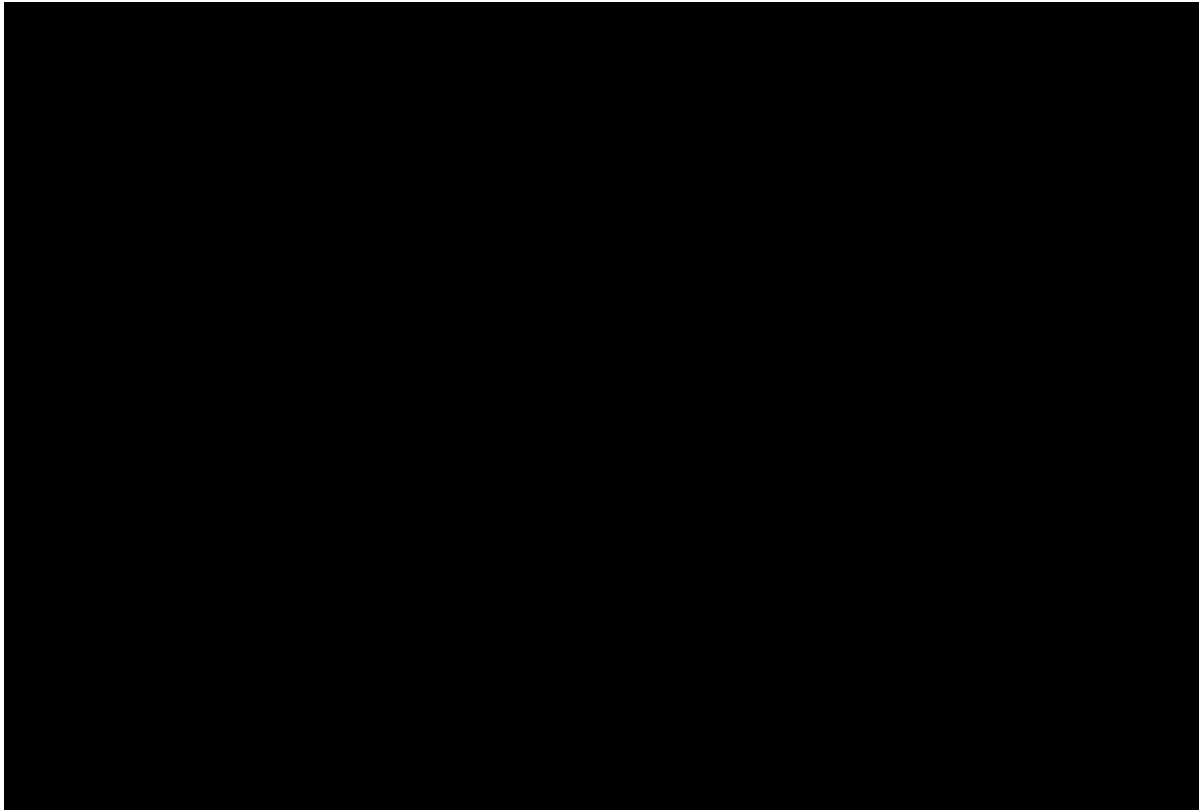


図5 エンドピース酸洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 2.0gGd/L）

■については商業機密の観点から公開できません。

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。

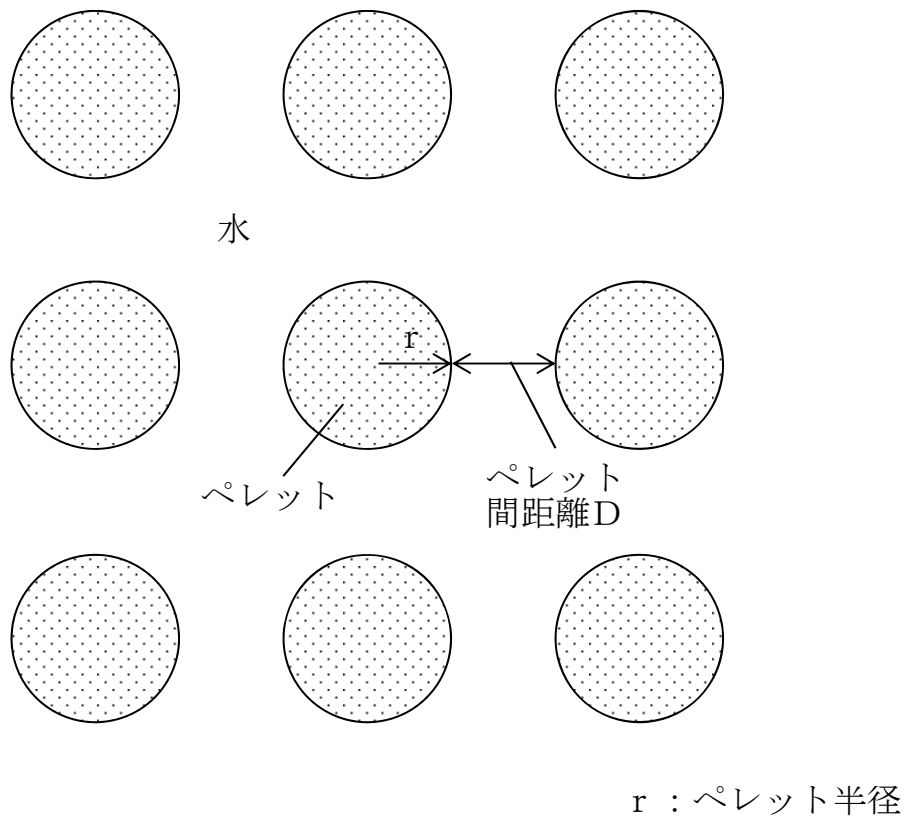
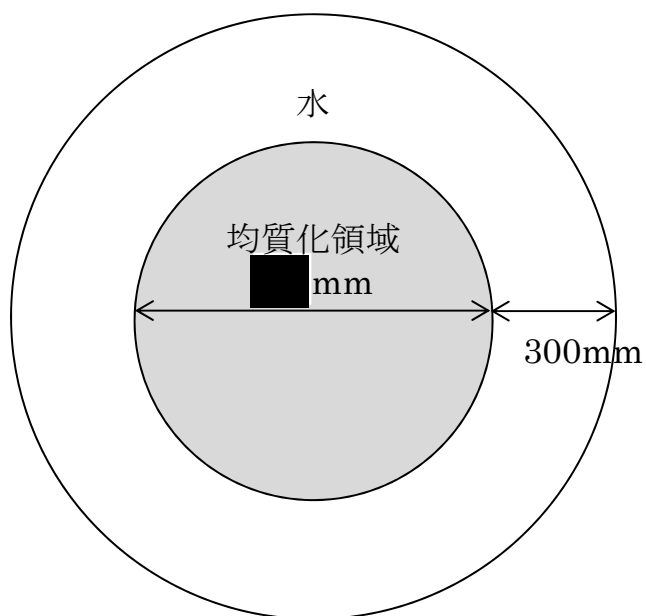


図1 均質化領域作成モデル

【平面図】



【立面図】

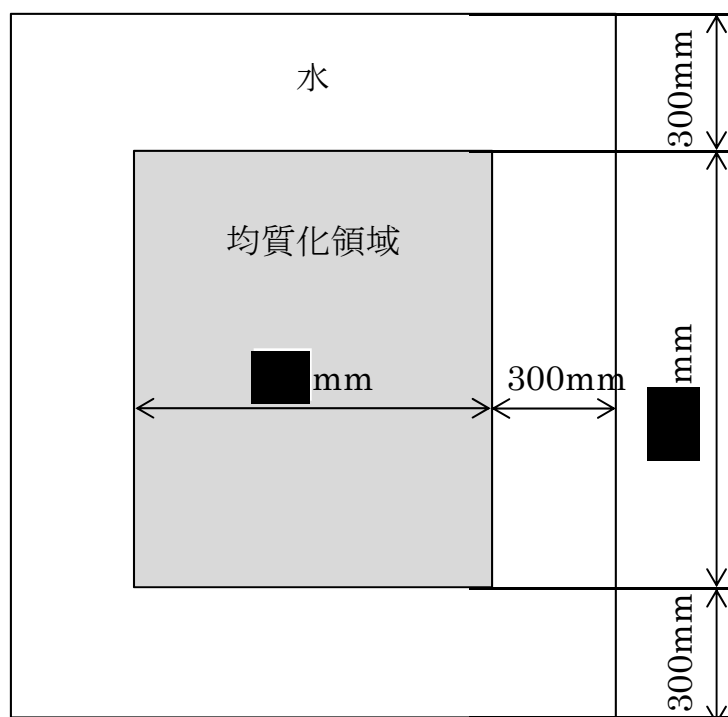


図2 ハル洗浄槽計算モデル

■については商業機密の観点から公開できません。

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。

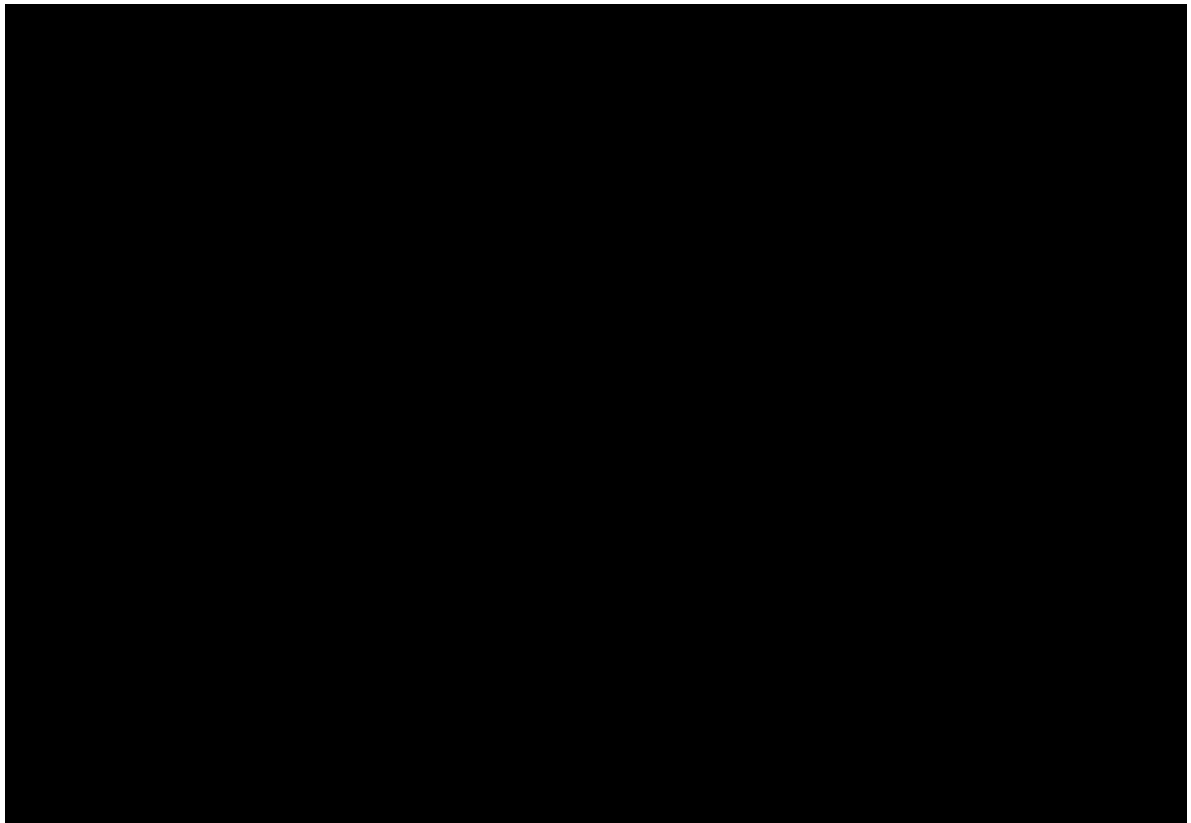


図3 ハル洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 15gGd/L）

■については商業機密の観点から公開できません。

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}Pu : 71wt%

^{240}Pu : 17wt%

^{241}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

\blacksquare については商業機密の観点から公開できません。

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 については商業機密の観点から公開できません。

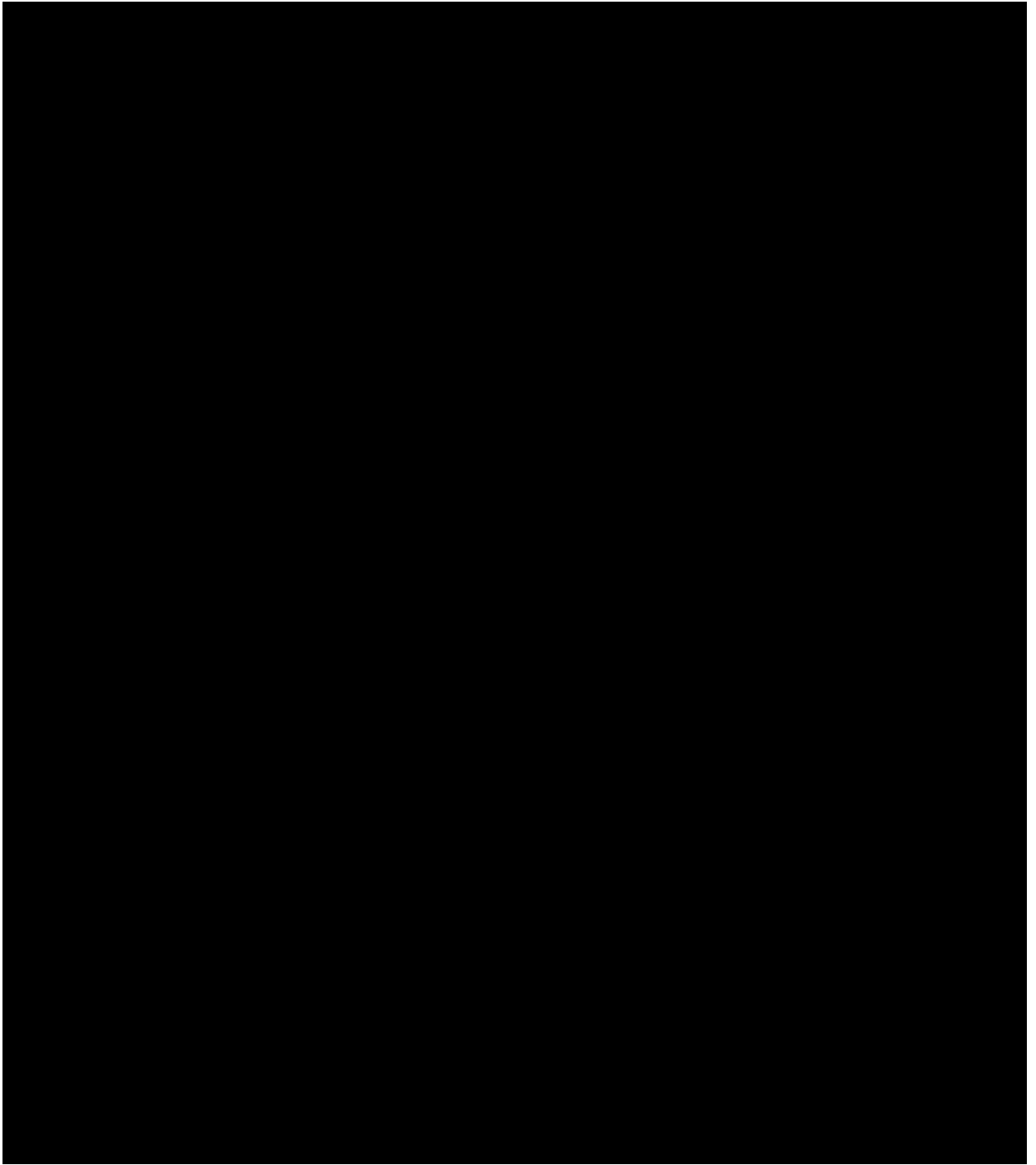


図1 第5一時貯留処理槽の計算モデル

■については商業機密の観点から公開できません。

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。

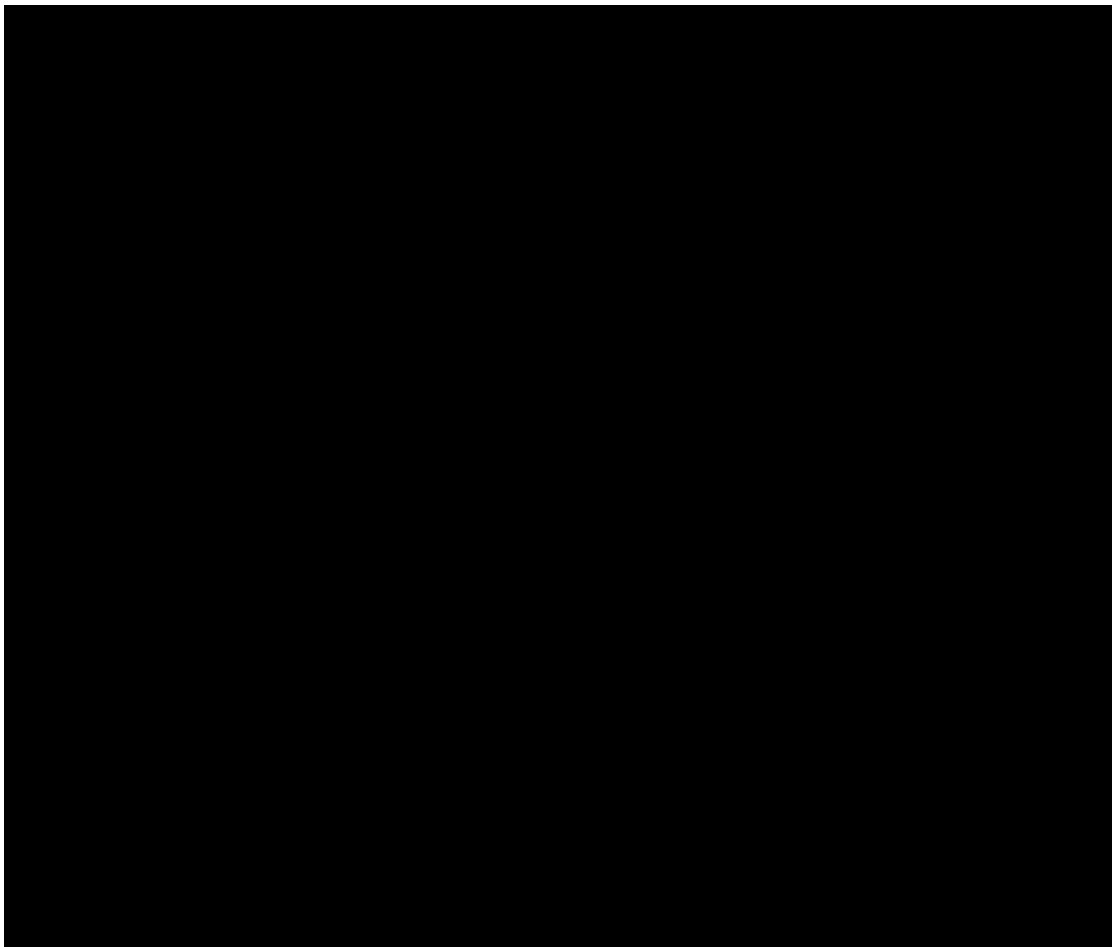


図2 第5一時貯留処理槽の評価結果

■については商業機密の観点から公開できません。

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}Pu : 71wt%

^{240}Pu : 17wt%

^{241}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。

\blacksquare については商業機密の観点から公開できません。

- (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 については商業機密の観点から公開できません。

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。

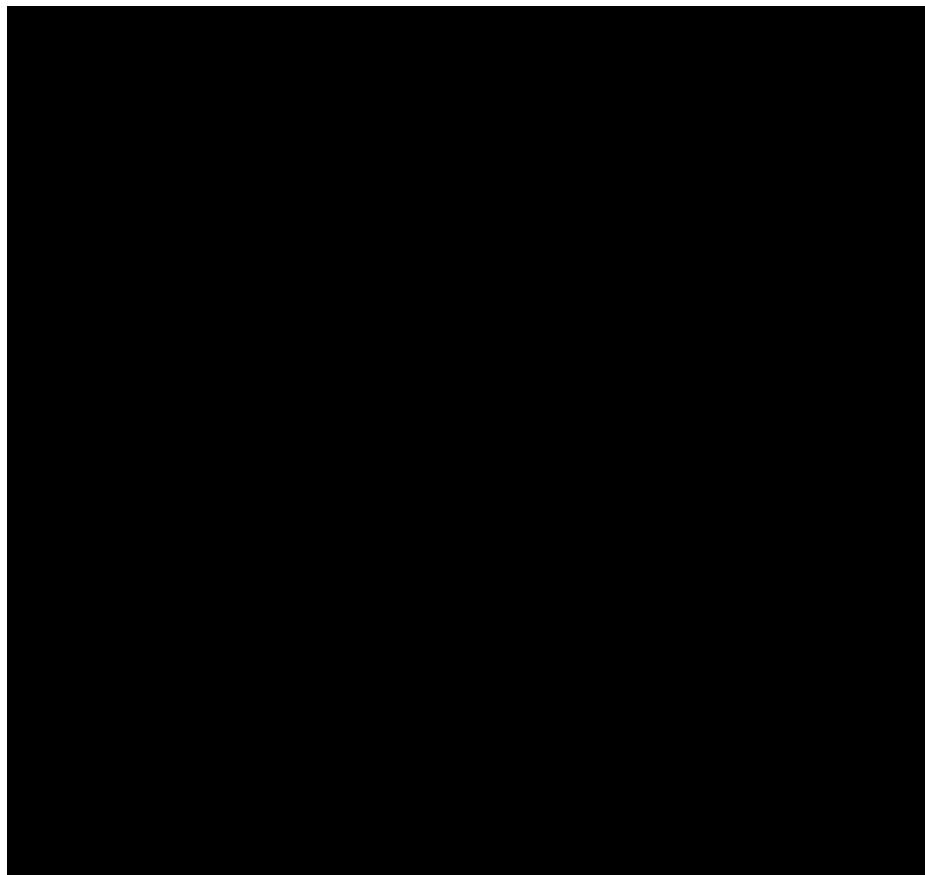


図2 第7一時貯留処理槽の評価結果

■については商業機密の観点から公開できません。

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
5. 貯留タンク内の放射性物質濃度の推移について

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、可溶性中性子吸収材の自動供給による未臨界への移行、及び貯留設備による放射性物質の貯留により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、溶液の蒸発に同伴する放射性物質（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。

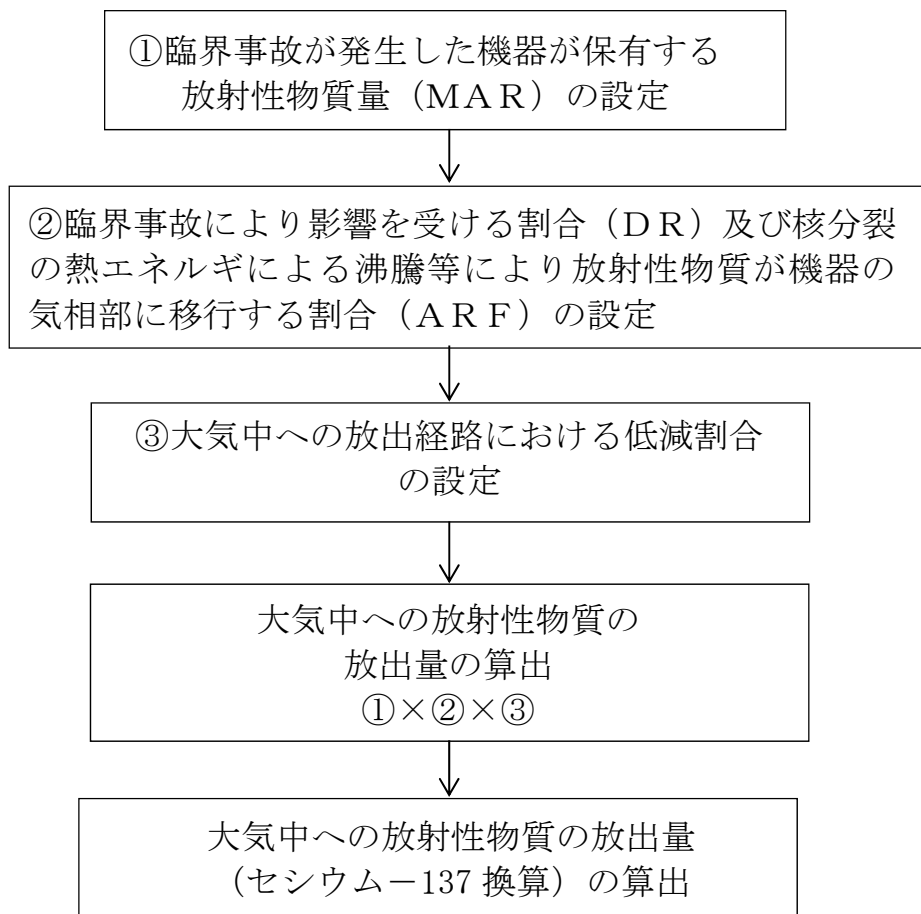
1.2 セシウム-137 換算放出量の評価条件

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、臨界事故が発生した機器が保有する放射性物質質量（以下、本資料において「MAR」という。）、臨界事故により影響を受ける割合（以下、本資料において「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に移行する割合（以下、本資料において「ARF」という。）、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（以下、本資料において「RF」という。）を用いて算出する。

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。（1式）。

$$\begin{aligned} & \text{大気中への放射性物質の放出量 (Cs-137 換算)} \\ & = \text{大気中への放射性物質の放出量 [Bq]} \\ & \quad \times \text{Cs-137 換算係数} \end{aligned} \tag{1式}$$

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 評価に用いる各種パラメータの設定

(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ヨウ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

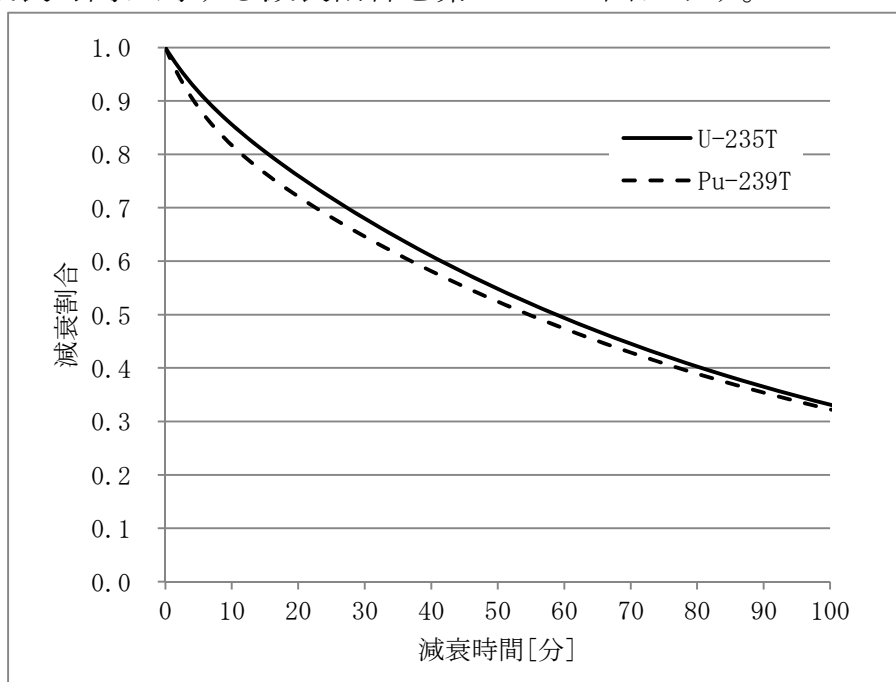
建屋	機器	使用するインベントリ	臨界の想定	根拠
前処理 建屋	溶解槽 A/B	溶解液 (溶解槽内)	動的機器の多重故障を想定	燃料せん断片の溶解不良による臨界事故を想定するため、溶液の放射性物質濃度は平常時よりも低下していることが予想されるが、安全側の評価として溶解槽の通常運転時に想定されるインベントリを用いる。
	エンドピース酸洗浄槽 A/B	溶解液 (溶解槽内)	動的機器の多重故障を想定	せん断機又は溶解槽から未溶解のせん断片が移行することによる臨界事故を想定するため、溶液の濃度は当該機器の平常運転時の濃度よりも上昇している可能性があることから、溶解液のインベントリを使用して放出量を計算する。
	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 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、貯留することで、十分な減衰時間を確保する。

また、廃ガス処理系統に残留した放射性よう素については、廃ガス処理系統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。

廃ガス処理系統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%

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： 200×10^6 [e V]
- ・ e VからJへの換算係数： 1.60218×10^{-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、

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

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

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

・その他の放射性物質

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

従って、放射性物質濃度 [Bq/m³] × (蒸発量 [m³] 又は機器内溶液量 [m³]) によりMAR×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 1.0×10^{-3} 、その他に対しては 5.0×10^{-4} と設定する。

本設定の根拠については1.6に示す。

(4) 大気中への放出経路における低減割合

a. 高性能粒子フィルタの除染係数の設定

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、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染係数は 10^3 以上であるが、蒸気雰囲気が除染係数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染係数は、蒸気による劣化を考慮した高性能粒子フィルタの除染係数(1段あたり 10^2)とし、2段として 10^4 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染係数の設定

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染係数として(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、貯留タンクで貯留されるため、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、大気中への放出経路における低減割合として、以下の値(LP F)を設定する。

$$LPF = \left(\frac{1}{10^4}\right) \times \left(\frac{1}{10}\right) \times 0.3 = 3 \times 10^{-6}$$

(5) R F

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。

上記のMAR, DR, ARF, LPF, 及びRFより, 大気中への放射性物質の放出量は以下の(2式)で計算できる。

$$\begin{aligned} & \text{大気中への放射性物質の放出量 [Bq]} \\ & = \text{MAR} \times \text{DR} \times \text{ARF} \times \text{LPF} \times \text{RF} \quad (2\text{式}) \end{aligned}$$

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, IAEA-TECDOC-1162 に示される, 地表沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくにかかる実効線量への換算係数についてセシウム-137 と着目核種との比を用いる。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, IAEA-TECDOC-1162 に記載の吸入摂取換算係数を ICRP Pub. 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。

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

核種*i*のセシウム-137換算係数は以下の方法で算定する。

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

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^{※1}

主要核種	TECDOC の CF ₄ 換算係数【A】	TECDOC のCF ₄ 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 ^{※2} 【D】 = 【A】 / 【B】 × 【C】
	mSv / kBq / m ²	mSv / kBq / m ²	—	—
Sr-90	2.1 × 10 ⁻²	1.3 × 10 ⁻¹	1.0	0.16
Ru-106	4.8 × 10 ⁻³	1.3 × 10 ⁻¹		0.037
Cs-134	5.1 × 10 ⁻²	1.3 × 10 ⁻¹		0.39
Cs-137	1.3 × 10 ⁻¹	1.3 × 10 ⁻¹		1.0
Ce-144	1.4 × 10 ⁻³	1.3 × 10 ⁻¹		0.011
Eu-154	1.3 × 10 ⁻¹	1.3 × 10 ⁻¹		1.0
Pu-238	6.6	1.3 × 10 ⁻¹	0.41	21
Pu-239	8.5	1.3 × 10 ⁻¹	0.42	27
Pu-240	8.4	1.3 × 10 ⁻¹	0.42	27
Pu-241	1.9 × 10 ⁻¹	1.3 × 10 ⁻¹	0.39	0.56
Am-241	6.7	1.3 × 10 ⁻¹	0.45	23
Cm-242	5.9 × 10 ⁻²	1.3 × 10 ⁻¹	0.88	0.40
Cm-244	2.8	1.3 × 10 ⁻¹	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	$1.13 \times 10^{-4} \text{※1}$	4.6×10^{-5}	0.41
Pu-239	$1.20 \times 10^{-4} \text{※1}$	5.0×10^{-5}	0.42
Pu-240	$1.20 \times 10^{-4} \text{※1}$	5.0×10^{-5}	0.42
Pu-241	$2.33 \times 10^{-6} \text{※1}$	9.0×10^{-7}	0.39
Am-241	9.33×10^{-5}	4.2×10^{-5}	0.45
Cm-242	5.93×10^{-6}	5.2×10^{-6}	0.88
Cm-244	5.73×10^{-5}	2.7×10^{-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 ³]	[m ³]	[-]	[-]	[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 ³]	[Bq]	[m ³]	[-]	[-]	[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 ³]	[m ³]	[-]	[-]	[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 ³]	[Bq]	[m ³]	[-]	[-]	[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 ³]	[m ³]	[-]	[-]	[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 ³]	[Bq]	[m ³]	[-]	[-]	[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

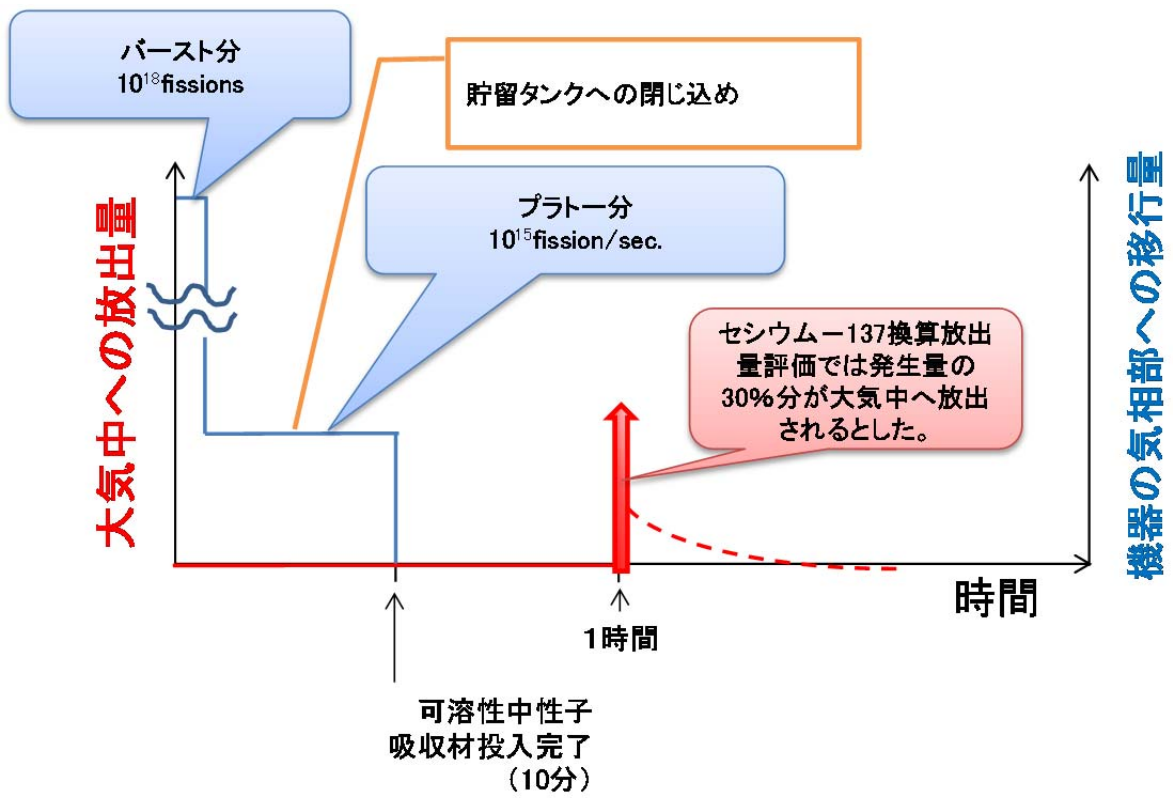
第 7 一時貯留処理槽

	[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)

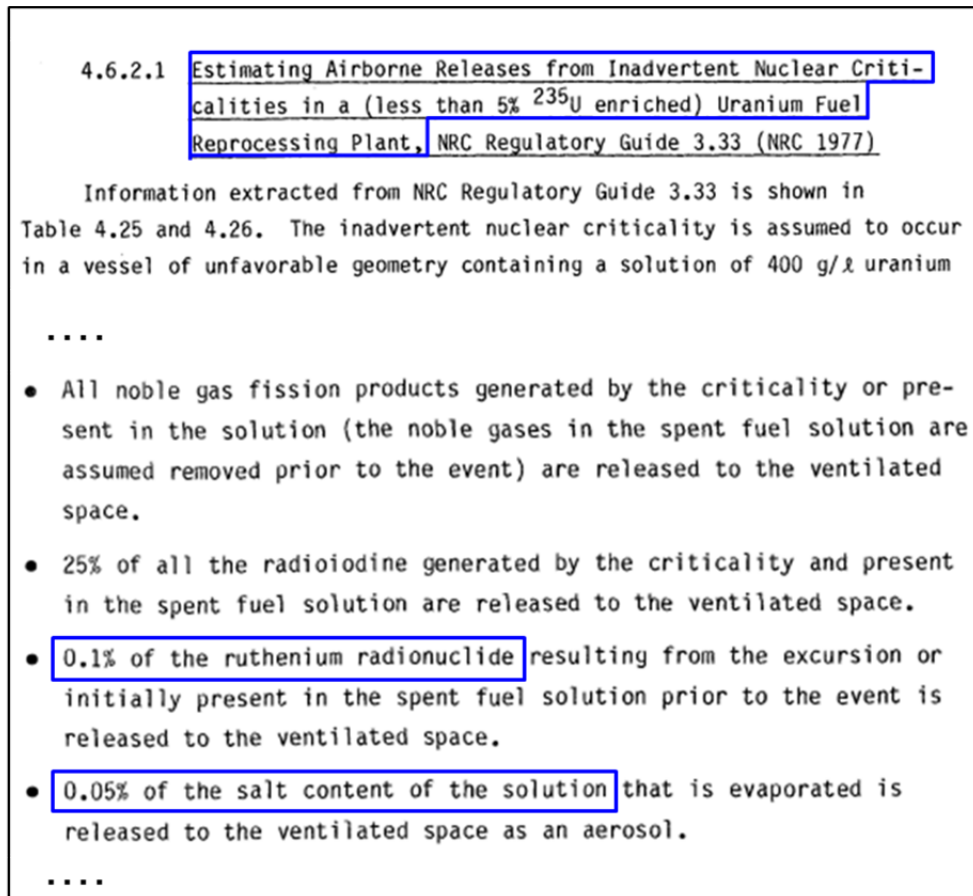
臨界事故の発生を想定する機器	評価対象	放出量(T B q)
溶解槽	C s -137換算値	2.1×10^{-7}
エンドピース酸洗浄槽		2.1×10^{-7}
ハル洗浄槽		2.1×10^{-7}
精製建屋 第5一時貯留処理槽		9.1×10^{-7}
精製建屋 第7一時貯留処理槽		9.1×10^{-7}



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)¹⁾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/-1320¹⁾ 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-6410¹⁾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（除染係数が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染係数を1段あたり 10^2 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の通過率の変動 (NUREG/CR-6410¹⁾ 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¹⁾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 mg/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 mg/m^3 以上であれば、1回の曲部における除染係数は10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。

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

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

※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 5×10^{-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 ξ (kg/h)、溶液の単位質量あたりの体積を V_{w1} (m^3/kg)、蒸発による水の体積膨張率を α_{aq} とすると、

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

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 mg/m^3 以上であるから、配管曲部における除染係数として10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 Δt [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） ΔA_{in} [Bq]は、以下の式で表せる。

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

ε : 気相への移行割合 [1]
 C_l : 液相中の放射能濃度 [Bq/m³]
 v_{vap} : 単位時間当たりの溶液の蒸発量 [m³/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 Δt [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 ΔA_{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/m³]
 R : 機器に供給される気体の流量 [m³/h]
 q_{vap} : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m³/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 [m³/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 [m³/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 [m³]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 Δt [h]の間の機器の気相部の放射能濃度の変化量 ΔC_g [Bq/m³]は、上記の ΔA_{in} 及び ΔA_{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[m³]

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、 Δt 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 [m³]

$Q_{vap, burst}$: バースト期における溶液の蒸発蒸気量 [m³]

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
ε [1]	5.0E-4	同左	同左	同左	同左	
v_{vap} [m ³ /h]	5.11E-2	同左	同左	同左	同左	
$V_{vap, burst}$ [m ³]	1.42 E-2	同左	同左	同左	同左	
R_0 [m ³ /h]	0.254	0.2	0.139	0.042	0.381	
R' [m ³ /h]	0	同左	同左	同左	同左	
q_{vap} [m ³ /h]	86.9	同左	同左	同左	同左	※ 1
$Q_{vap, burst}$ [m ³]	24.1	同左	同左	同左	同左	※ 1
V_g [m ³]	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： 200×10^6 [e V]
- e Vから J への換算係数： 1.60218×10^{-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 [m³/h] = 核分裂率 [fissions / s] ×
 3600 [s / h] × 200×10^6 [e V] × 1.60218×10^{-19} [J / e V] / (2257
 [k J / k g] × 1000 [k J / J] × 1000 [k g / m³])

バースト期の蒸発量は、上記の式で

蒸発蒸気量 [m³/h] → 蒸発蒸気量 [m³]

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

臨界事故時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。）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、「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 + γ) 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 Δt [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） ΔA_{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]

χ : 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]

λ_i : 核種 i の崩壊定数 [1/s]

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

ε_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 Δt [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 ΔA_{ex} [Bq]は、以下の式で表せる。

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

C_g : 機器の気相部の放射能濃度 [Bq/m³]

R : 機器に供給される気体の流量 [m³/h]

q_{vap} : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m³/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 [m³/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 [m³/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 [m³]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 Δt [h]の間の機器の気相部の放射能濃度の変化量 ΔC_g [Bq/m³]は、上記の ΔA_{in} 及び ΔA_{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[m³]

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、 Δt 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 ³ /h]	0.254	0.2	0.139	0.042	0.381	
R' [m ³ /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 ³ /h]	0	同左	同左	同左	同左	考慮しな い。
$Q_{vap, burst}$ [m ³]	0	同左	同左	同左	同左	同上
V_g [m ³]	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	評価上は左記時点より， 主排気筒から大気中への 放出が開始すると設定。
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。
水素発生量	考慮しない	より厳しい評価結果を 与えるよう，水素発生 量を考慮しない。
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	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 ³ /h 及び 20 m ³ /h	水素掃気用の追加空気流量を考慮する。 水素掃気の必要最小空気流量 6 m ³ /h 及び余裕を考慮した実際の空気流量 20 m ³ /h の場合を評価する。
	臨界事故発生の発生を起点として 60 分以降 1 m ³ /h	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 ³ /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 ³ /h を供給し続けたとする。
希ガス減衰時間	臨界発生から 10 分～機器の気相部外へ排出されるまで	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。

※ 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,貯留設備による放射性物質の貯留により,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 m³/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)	5.3×10^{-3}	5.3×10^{-3}	5.3×10^{-3}	8.3×10^{-3}	8.3×10^{-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 20m³/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)	5.3×10^{-3}	5.3×10^{-3}	5.3×10^{-3}	8.3×10^{-3}	8.3×10^{-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、独立収率と積算収率があり、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積算収率は、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積算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 Δt [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） ΔA_{in} [m³]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[m³/s]

$v_{H_2,sol}$: 単位時間あたりの溶液由来の水素発生量[m³/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1mol 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 Δt [h]の間に機器の気相から機器外へ移行する水素量 ΔA_{ex} [m³]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 [m³/h]

q_{vap} : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m³/h]

ここで,

$$R = R_0 + R' + (v_{H_2',crit} + v_{H_2',sol}) \times 3600$$

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 [m³/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 [m³/h]

である。本評価では、貯槽への押し出し効果として水素発生量 $(v_{H_2',crit} + v_{H_2',sol}) \times 3600$ [m³/h] を見込む。

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 [m³] 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 Δt [h] の間の機器内水素濃度の変化量 ΔC_g は、上記の ΔA_{in} 及び ΔA_{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 [m³]

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、 Δt 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 [m³]

$Q_{vap, burst}$: バースト期における溶液の蒸発蒸気量 [m³]

$V_{H_2, burst}$ 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 vol %）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	同左	同左	同左	同左	
F_{burst} [fissions]	1E+18	同左	同左	同左	同左	
$v_{H_2, sol} \times 3600$ [m ³ /h]	2.65E-2	1.86E-2	1.77E-3	7.60E-4	1.60E-2	
R_0 [m ³ /h]	0.254	0.2	0.139	0.042	0.381	
R' [m ³ /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 ³ /h]	0	同左	同左	同左	同左	
$Q_{vap, burst}$ [m ³]	0	同左	同左	同左	同左	
V_g [m ³]	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

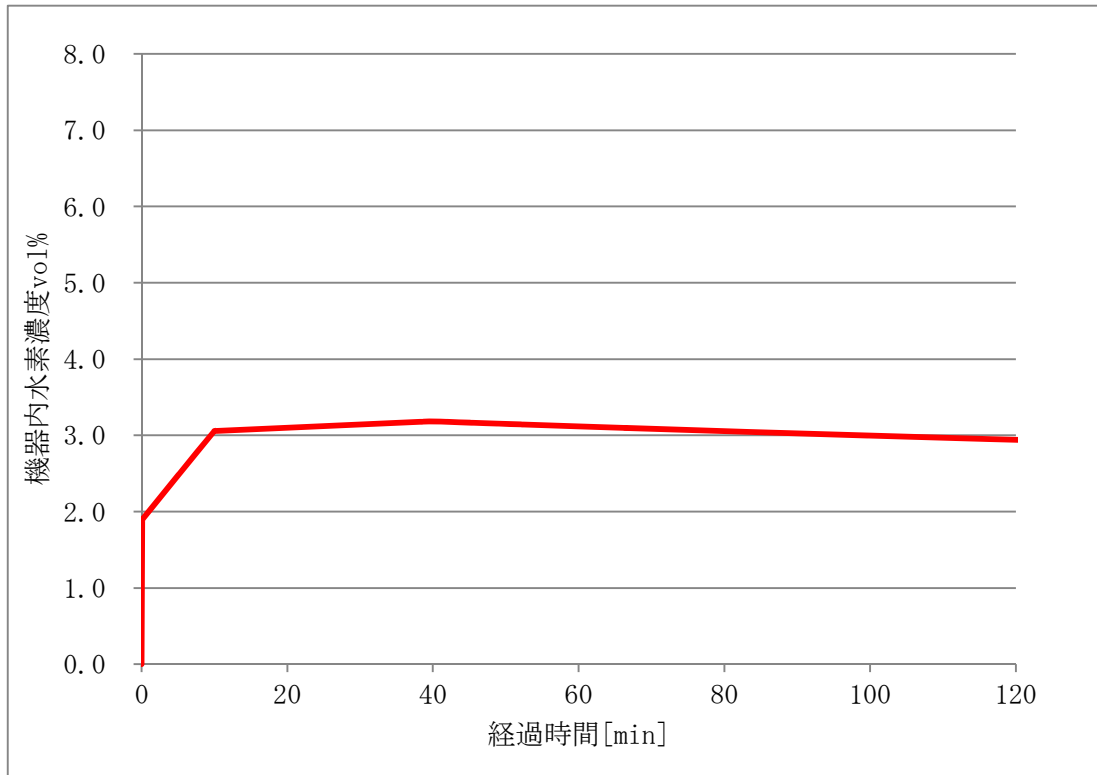
項目	設定値	設定根拠
プラト一期の核分裂率	1E+15 fissions/s	過去の事故より設定
バースト期の核分裂数	1E+18 fissions	同上
水素発生量（溶液由来）	機器毎に設定	臨界事故発生時の溶液の性状を考慮して設定。
水素の発生時間	臨界事故発生～未臨界移行時間の 10 分間 ただし、不確実性考慮時には臨界事故発生～5分間	未臨界への移行により水素の発生が終了する。不確実性考慮時には、現実的な未臨界移行時間を考慮して設定。
機器に供給される空気量	機器毎に設定	臨界発生時点から吹き込まれている計装用圧縮空気及び水素掃気用空気等
空気供給開始時間	臨界事故の発生を起点として 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。

3.4 計算結果

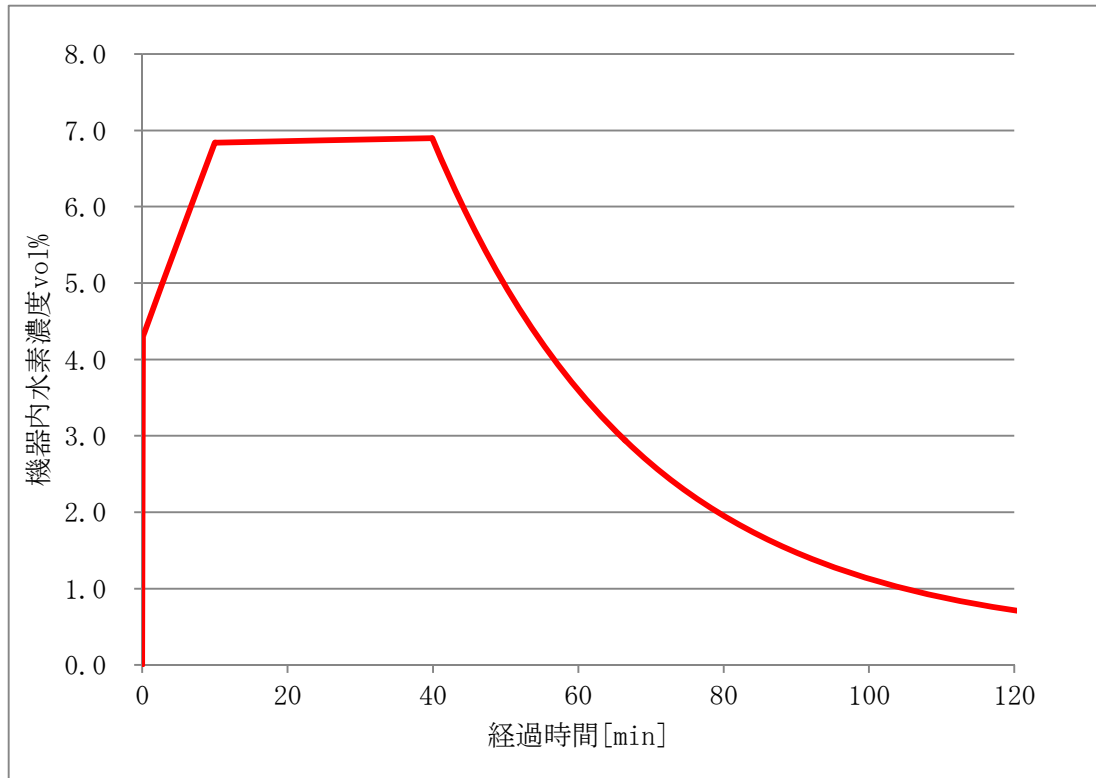
追加空気必要量の計算結果を第 3.4-1 表に示す。また、機器内水素濃度のトレンドを第 3.4-1 図から第 3.4-10 図に示す。追加空気必要量は機器により幅を有するが、最大 6 [m³/h] を供給することで、臨界事故により発生する放射線分解水素の水素濃度が、臨界事故中でも 8 v o 1 % を超えず、また、臨界事故発生から 1 時間以内に 4 v o 1 % 未満に低減できる。

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

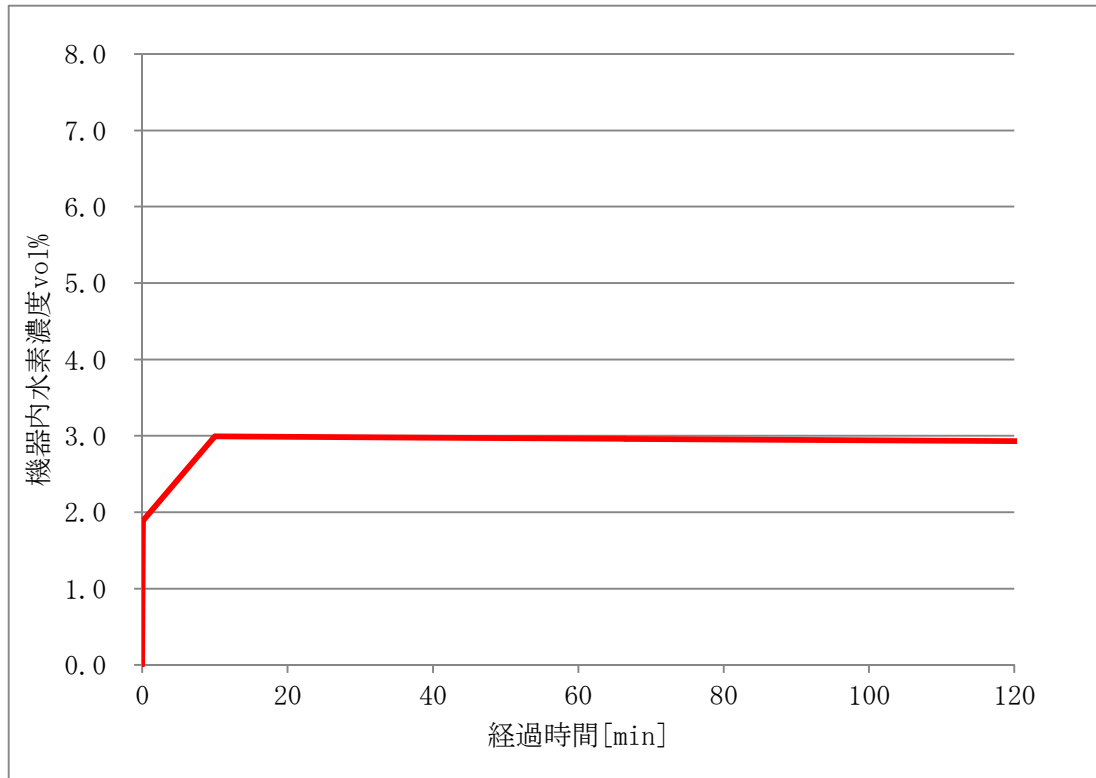
項目	追加供給空気必要量[m ³ /h]
溶解槽	1
エンドピース酸洗浄槽	6
ハル洗浄槽	0
第 5 一時貯留処理槽	4
第 7 一時貯留処理槽	4



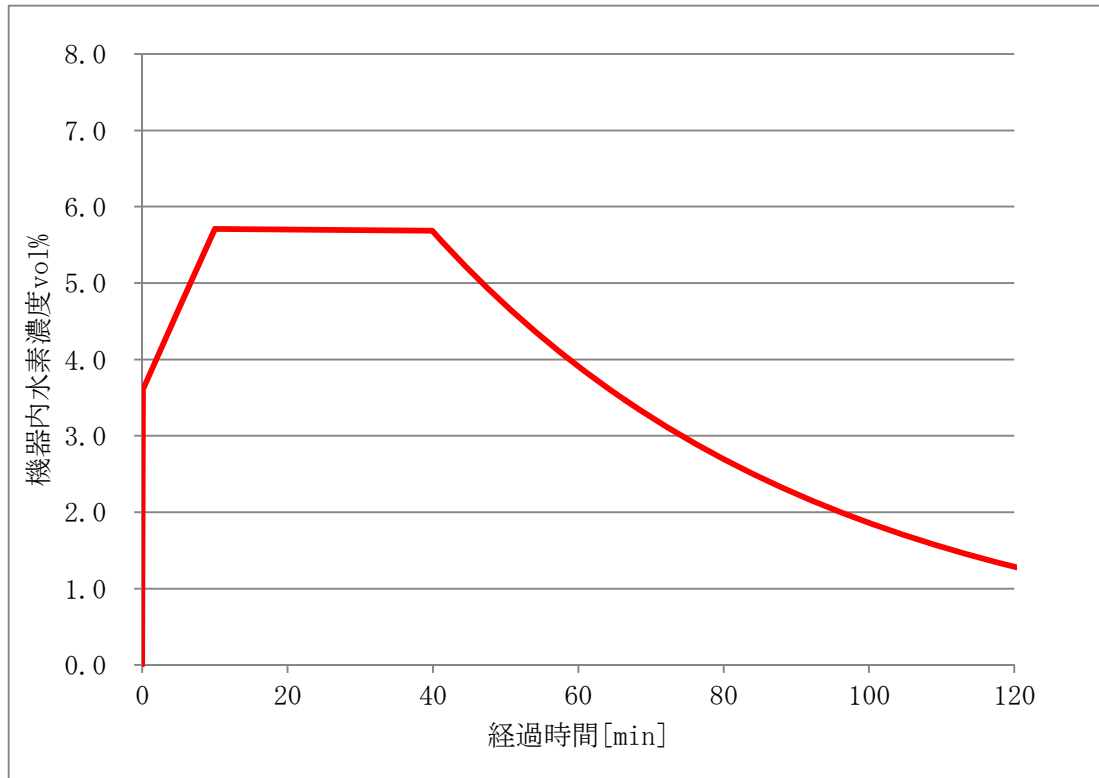
第 3.4-1 図 溶解槽の機器内水素濃度のトレンド
 (プラト一期の核分裂率 $1E+15$ fissions/s)



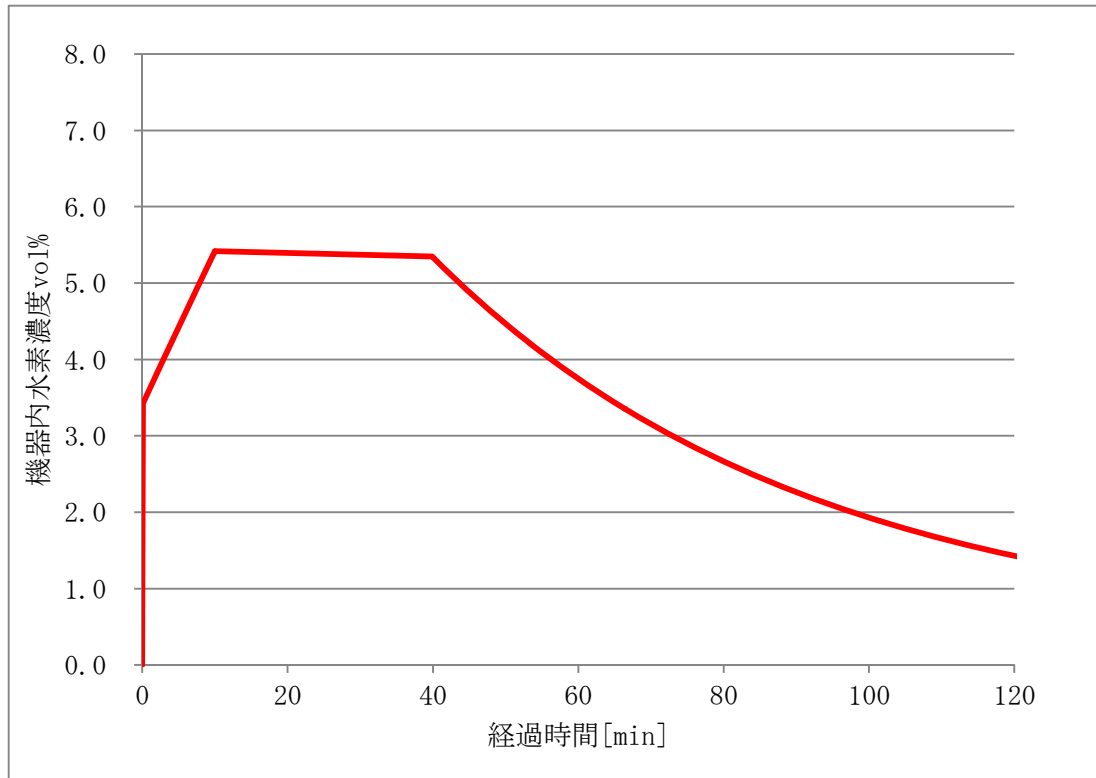
第 3.4-2 図 エンドピース酸洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド
 (プラト一期の核分裂率 $1E+15$ fissions/s)



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)

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/cm³]（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，「 χ/Q 」という。）を乗じて算出する。なお， χ/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 1.2×10^{-6} [s/m³]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 α 核種及び $\beta \gamma$ 核種をそれぞれ合計し， α 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 2×10^{-10} [Bq/cm³]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 8×10^{-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/cm³]（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 1.3×10^{-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 1.9×10^{-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 1.9×10^{-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: 1.1×10^{17} f i s s i o n s, プラト一期の核分裂数 1.0×10^{16} f i s s i o n s / s 及び臨界継続時間5分)では, 1.6×10^{18} f i s s i o n s から 3.1×10^{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。

5. 貯留タンク内の放射性物質濃度の推移について

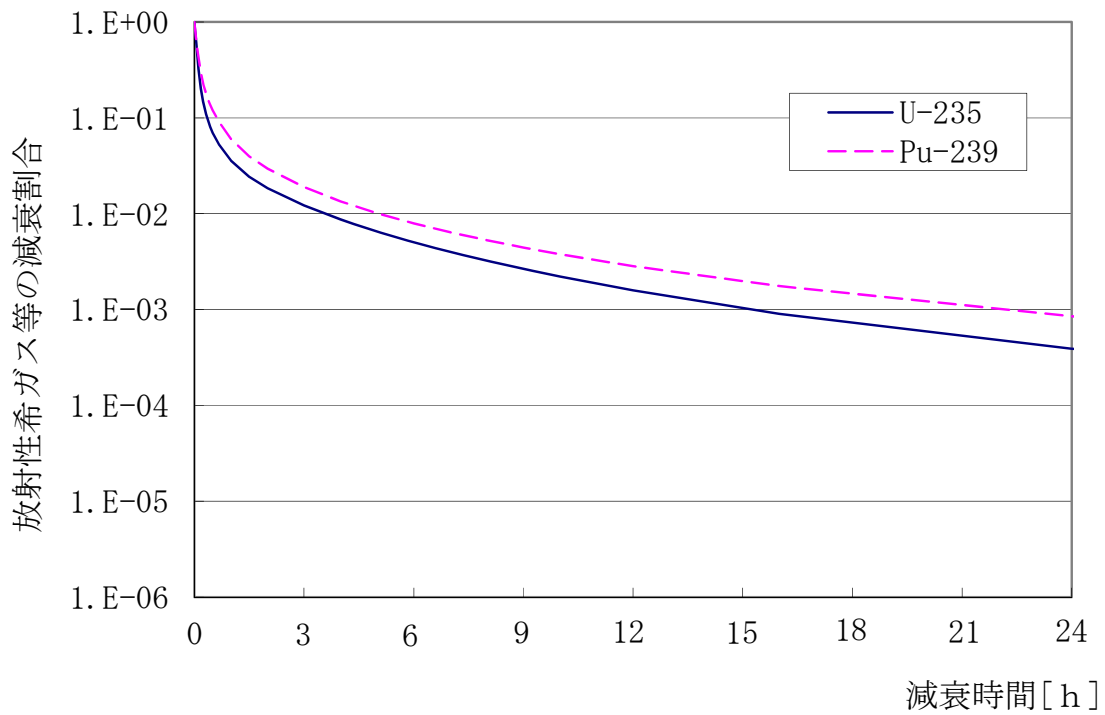
臨界事故が発生した場合には、直ちに自動的に臨界事故が発生した機器に接続される廃ガス処理設備を停止すると共に、臨界が発生した機器から貯留タンクへの経路を確立し、空気圧縮機を用いて貯留タンクに放射性物質を含む気体を貯留する。また、臨界事故が発生した機器に空気を供給し、機器の気相部内に存在する放射性物質を含む気体を掃気し、貯留タンクに導く。

ここでは、貯留タンクによる放射性物質を含む気体の貯留完了後、貯留タンク内の放射性物質（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。）濃度が時間の経過に従ってどの程度減衰するかについて説明する。なお、臨界事故により生成する放射性エアロゾルは半減期が長く時間減衰が期待できないため、対象外とする。

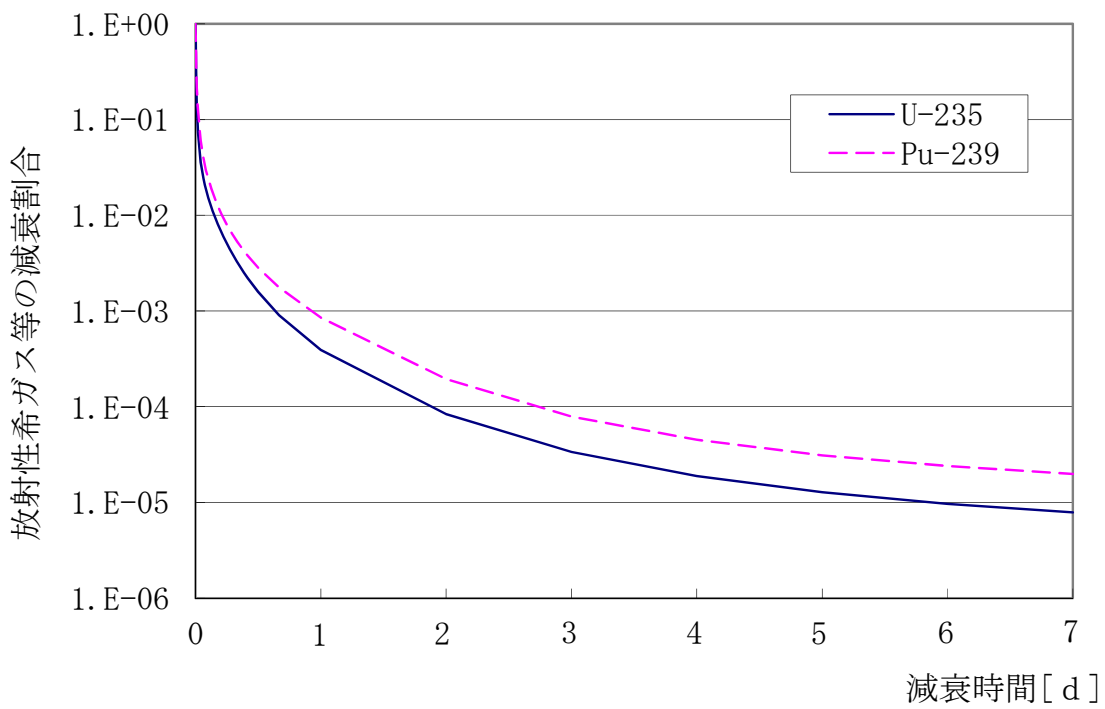
5.1 放射性希ガス等

第5.1-1図及び第5.1-2図にU-235及びPu-239の核分裂収率における放射性希ガス等の時間による減衰（放射性希ガス等をガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算とした場合の放射能に対する減衰）を示す。

第5.1-1図及び第5.1-2図のとおり、放射性希ガス等は貯留後1日時点で千分の一程度まで減衰し、貯留後7日時点で十万分の一程度まで減衰する。



第 5.1-1 図 放射性希ガス等の減衰割合（1 時間後まで）



第 5.1-2 図 放射性希ガス等の減衰割合（7 日後まで）

補足説明資料 6-5 (28条)

6. 臨界事故への対処

核分裂数の設定妥当性

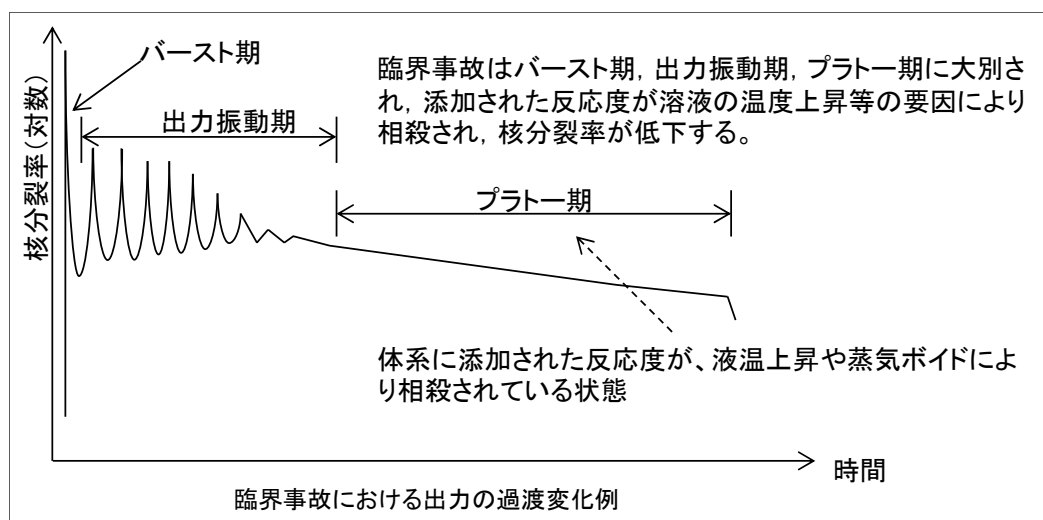
1. はじめに

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、重大事故等が発生する機器に保有される放射性物質のうち事故の影響を受ける割合（DR）を設定する際に想定した核分裂数について説明するものである。

2. 溶液体系における臨界事故の特徴

溶液体系における臨界事故の特徴として、最初に臨界に達した直後のエネルギー放出は瞬時のうちに終わり、その後、何回かの出力の急激な上昇（バースト）を繰り返し、続いて体系に添加された反応度が溶液の温度上昇等によってもたらされる負の反応度により相殺された状態を維持する。第1図に出力変化の概念図を示す。

バーストの大きさや持続時間を決定する因子としては、核燃料物質の組成・形態、容器の形状や、エネルギー放出に伴う系の温度変化、沸騰あるいは気体状核分裂生成物の生成による気泡発生などがあり、その挙動は不確定性を有する。⁽¹⁾



第1図 溶液体系の臨界事故における出力変化

3. 核分裂数の設定方法

上述のとおり臨界事故時のふるまいは種々の要因が複雑に関連して変化していくことから、核分裂数及び核分裂率を、確度を持って数値解析的に求めることは容易ではない。一方、臨界安全ハンドブック第2版⁽²⁾によれば、第1表に示すとおり、臨界事故評価において事故シナリオを仮想する場合は、臨界事故事例、臨界事故模擬実験の結果並びに基準を参考にする方法が提案されており、他の再処理施設の臨界事故の評価においても事故事例に基づき核分裂数が設定されている例がある。よって再処理施設の臨界事故においても、過去の臨界事故事例を参考に核分裂数を設定することとする。

第1表 臨界安全ハンドブック第2版における該当箇所

6.2 臨界事故評価の方法

臨界事故時の公衆への影響は、前述のように希ガス及びヨウ素が被曝の主因となるため、臨界の事故規模、すなわち想定する全核分裂数の大小でほぼ決まる。そこで、臨界の事故規模を設定するに当たって対象設備の内容に即した事故シナリオを想定する場合は、期待する設備の信頼性について十分留意する必要がある。一方、施設を包絡する事故シナリオを仮想する場合は、前節で紹介した過去の臨界事故例や臨界事故模擬実験の結果、並びにこれらを検討して策定された基準等⁽¹³⁾を参考に、対象施設への適用性を検討した上、保守的に事故規模が設定される。

第2表 臨界安全ハンドブック第2版における該当箇所(つづき)

表6.3 再処理施設における臨界事故評価事例

施設名	Barnwell	Exxon	West Valley		動燃東海工場	日本原燃六ヶ所工場
評価目的	Design Basis Accident	Major Accident	Design Basis Accident	Design Basis Accident	災害評価	設計基準事象、立地評価事故
想定場所	溶解槽	プロセスセル内の溶液を内包する容器のうち1つ	燃料受け入れ貯蔵施設燃料貯蔵プール	プロセスセル内の溶液を内包する容器のうち1つ	濃縮ウラン溶解槽	溶解槽
シナリオ	<p>(1)下記の防止対策にもかかわらず臨界事故を想定する。</p> <p>① 供給槽に3g/Lの可溶性中性子吸収材(Cd)を追加する。</p> <p>② Hull Rins and Seal Solution Make-up Tankと溶解槽タンクそれぞれには2つの独立したCd濃度モニタを設置する。</p> <p>③ Cd濃度低下で硝酸供給停止インタロック(独立2系統)が作動する。</p> <p>④ Hull Rins and Seal Solution Make-up Tankには溶解槽タンク内の硝酸のCd濃度の3倍のCd濃度の検報があり、これを注入して臨界を停止させる。</p> <p>(2)セル放射能異常高の警報で運転員が高濃度Cd硝酸を注入(燃料のせん断停止、溶解槽の供給停止)し、警報後7分以内に未臨界とする。</p> <p>(3)全核分裂数は2×10^{19}とする。</p> <p>初期バースト 1×10^{18}fissions 平均出力 0.4×10^{17}f/s</p>	<p>(1)形状管理あるいは固定中性子吸収材を使用している場合は、機械的破損が外力によってこれらの静的安全防护機能が損なわれたとする。</p> <p>*例として、水素爆発によるスラブタンクのそりが記されている。</p> <p>(2)或いは、濃度管理、可溶性中性子吸収材の使用、質量管理における制御系の故障か、運転員の誤操作が生じたとする。これについては、2つ以上の独立した生じにくい条件の変化が重なったと想定する。</p> <p>(3)過去の事故例等を参考にし全核分裂数2×10^{19}、継続時間24時間とする。時間幅0.5秒の出力バーストが10分間隔で発生するものとする。</p> <p>事故発生～30秒： $5 \times 10^{17} \times 3$(回) 30分～8時間： $2 \times 10^{17} \times 45$(回) 8時間～24時間 $1 \times 10^{17} \times 95$(回)</p>	<p>(1)Design Basis級の竜巻が生じた場合、建屋上部の構造の一部が貯蔵燃料場に落下したり、風により発生したミサイルが貯蔵ラックの一部を壊すかもしれない。このような原因により臨界事故が発生することはほとんどありえないが、完全にその可能性を排除しきれないので、環境への被曝の観点から同事故を想定する。</p> <p>(2)水-金属燃料非均質体系での過去の事故例等を参考として、全核分裂数を1×10^{19}とする。</p> <p>・初期バースト 3×10^{18}(0.1秒間) ・その後のバーストによるもの 7×10^{18} (バースト出力 10^{17}f/s)</p>	<p>(1)溶液燃料体系での過去の事故例を参考にし、全核分裂数を3×10^{19}とする。</p> <p>・初期バースト 1×10^{18}fissions (0.1秒間) ・その後のバーストによるもの 29×10^{18}</p>	<p>(1)過去の事故例、事故解析例を参考にし、スパイク部核分裂数を10^{19}、全核分裂数を10^{20}とする。</p>	<p>(1)剪断溶解施設の溶解槽で、酸濃度低下により臨界事故を想定する。臨界は安全保護系の可溶性中性子吸収緊急供給回路で検知され、硝酸ガドリニウム注入により未臨界になる。</p> <p>(2)臨界終息までの全核分裂数は2.3×10^{17}と評価されるが、過去の事故例等を参考に、被曝評価上はDBEとして10^{19}、SEAとしては10^{20}を想定する。</p>
影響評価	<p>(1)希ガス全量とよ素50%が排気筒から放出されるとする。</p> <p>(2)敷地境界での被曝線量 全身 3.5mrem 甲状腺 130mrem</p>	<p>(1)希ガス全量とよ素25%が排気筒から放出されるとする。</p> <p>(2)敷地境界外での被曝線量 全身(外部) 25mrem 全身(内部) 0.2mrem 甲状腺 130mrem</p>	<p>(1)地上放散とする</p> <p>(2)敷地境界外での被曝線量 全身(外部) 1mrem 甲状腺 5mrem</p>	<p>(1)希ガス全量とよ素50%が排気筒から放出されるとする。</p> <p>(2)敷地境界外での被曝線量 全身(外部) 1.3rem 甲状腺 31rem</p>	<p>(1)希ガス全量とよ素10%が排気筒から放出されるとする。</p> <p>(2)敷地境界外での被曝線量 全身 0.1rem 甲状腺小児 2.1rem 成人 約0.47rem</p> <p>(3)国民遺伝線量 48万人rem</p>	<p>(1)希ガスは全量、よ素はDBEが25%、SEAは100%外界へ放出されるとしている。</p> <p>(2)敷地境界外での被曝線量 DBE 0.57mSv SEA 6.1mSv</p> <p>(3)人口積算値 0.36万人・Sv</p>

4. 過去の臨界事故事例

ロスアラモス国立研究所発行の A Review of criticality Accidents (2000 Revision) ⁽³⁾によると、過去に核燃料物質の処理施設で発生した臨界事故は22件あり、そのうち21件が溶液若しくはスラリー状、1件が金属インゴットの核燃料物質によるものである（1978年12月13日に発生した Siberian Chemical Combine における臨界事故は金属体系、それ以外は溶液体系）。過去に核燃料処理施設で発生した臨界事故の規模を第2表に示す。

第2表 臨界事故時の核分裂数

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]
Mayak Production Association, 1953.3.15	2.00E+17	3.33E+15	—
Mayak Production Association, 1957.4.21	1.00E+17	1.67E+14	—
Mayak Production Association, 1958.1.2	2.00E+17	(バースト期のみ)	2.00E+17
Oak Ridge Y-12Plant, 1958.6.16	1.30E+18	6.90E+15	6.00E+16
Los Alamos Scientific Laboratory, 1958.12.30	1.50E+17	(バースト期のみ)	1.50E+17
Idaho Chemical Processing Plant, 1959.10.16	4.00E+19	4.44E+16	1.00E+17
Mayak Production Association, 1960.12.5	2.50E+17	3.47E+13	—
Idaho Chemical Processing Plant, 1961.1.25	6.00E+17	1.00E+16	6.00E+16
Siberian Chemical Combine, 1961.7.14	1.20E+15	2.00E+13	2.00E+14
Hanford Works, 1962.4.7	8.00E+17	1.33E+14	1.00E+16
Mayak Production Association, 1962.9.7	2.00E+17	2.78E+13	—
Siberian Chemical Combine, 1963.1.30	7.90E+17	2.12E+13	—
Siberian Chemical Combine, 1963.12.2	1.60E+16	(不明)	—
United Nuclear Fuels Recovery Plant, 1964.7.24	1.30E+17	2.41E+13	1.10E+17
Electrostal Machine-Building Plant, 1965.11.3	1.00E+16	3.33E+12	—
Mayak Production Association, 1965.12.16	5.50E+17	2.18E+13	—
Mayak Production Association, 1968.12.10	1.00E+17	(不明)	1.00E+17
Windscale Works, 1970.8.24	1.00E+15	1.00E+14	—
Idaho Chemical Processing Plant, 1978.10.17	2.70E+18	5.00E+15	—
Siberian Chemical Combine, 1978.12.13	3.00E+15	(バースト期のみ)	3.00E+15
Novosibirsk Chemical Concentration Plant, 1997.5.15	5.50E+15	(バースト期のみ)	4.30E+15
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。

第2表より、過去に発生した臨界事故のうち、核分裂数が最大となった事例は1959年に Idaho Chemical Processing Plant にて発生した臨界事故の 4×10^{19} fissions である。

5. 核分裂数の設定

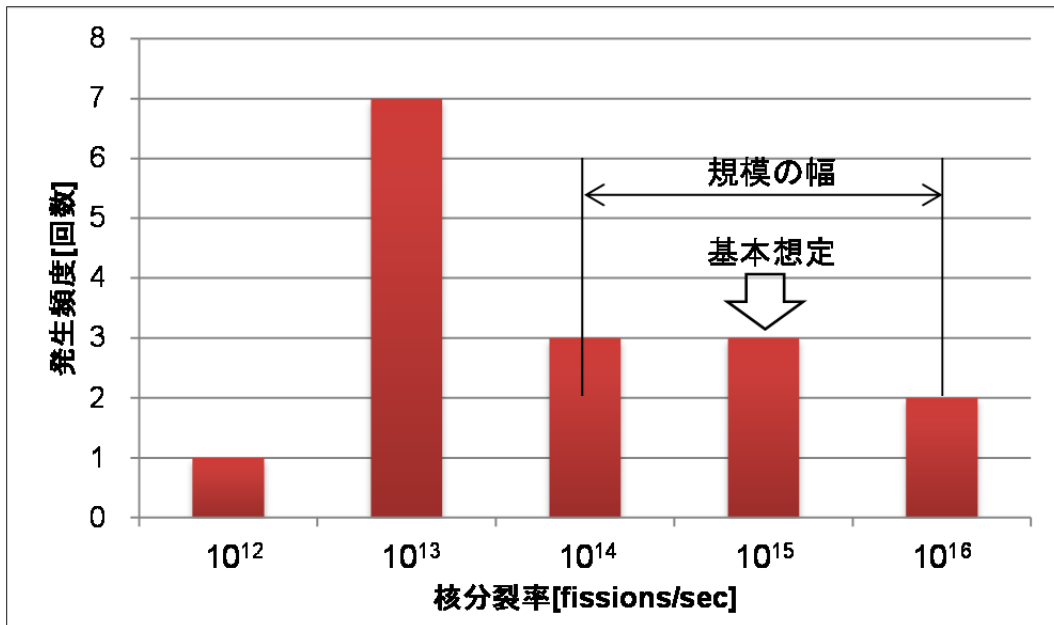
(1) バースト期の核分裂数

臨界事故のバースト期の核分裂数は、過去に核燃料物質の処理施設で発生した臨界事故におけるバースト期の核分裂が $10^{14} \sim 10^{17}$ fissions の幅を取ることを踏まえ、基本想定としては 10^{18} fissions を想定する。

なお、バースト期に続いて生じる可能性のある出力振動期における核分裂についても、バースト期に含まれるとする。

(2) 核分裂率

臨界事故の核分裂率についても過去に発生した臨界事故等を踏まえ適切に設定する。過去の事故においては、臨界事故における核分裂率はおおむね $10^{12} \sim 10^{16}$ fissions/sec の幅を取る。この過去の結果を踏まえ、核分裂率として 1×10^{15} fissions/sec を設定する。ただし、臨界事故の核分裂率は一意に定まるものではないことから、上記核分裂率に幅を持つことが想定される。したがって、重大事故の検討では、基本となる核分裂率を 1×10^{15} fissions/sec とし、範囲としては $10^{14} \sim 10^{16}$ fissions/sec の幅を持つことを考慮する。



第2図 核分裂率の想定範囲

(3) 全核分裂数

臨界事故発生初期に生じるバースト期の核分裂数 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 1×10^{15} fissions/sに、臨界が発生している機器に可溶性中性子吸収材を自動供給して未臨界に移行させる時間（10分）を考慮して計算した核分裂数の合計である 1.6×10^{18} を全核分裂数として設定する。

(4) 臨界事故への対処を行わないとした場合の核分裂数

臨界事故の有効性評価においては拡大防止対策の効果を期待した場合の総核分裂数である 1.6×10^{18} を全核分裂数として設定した。

一方で、拡大防止対策が機能しないことを考えた場合には、全核分裂数はさらに大きくなる可能性がある。

沸騰が生じた場合、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（プラト一期が1日以上継続した場合に相当）には、外部への放出量の増大及び溶液の沸騰・蒸発による乾燥固化等が顕在化する可能性がある。

したがって、臨界事故への対処のうち拡大防止対策に用いる設備は、臨界事故が発生した場合に確実かつ迅速に可溶性中性子吸収材を供給できるように設計において考慮する。

6. 参考文献

- (1) 原子力安全研究協会．核燃料の臨界安全（実務テキストシリーズ No. 2）昭和59年12月．
- (2) 日本原子力研究所．臨界安全ハンドブック第2版．1999-03，JAERI 1340．
- (3) Los Alamos NATIONAL LABORATORY. A Review of Criticality Accidents 2000 Revision. LA-13638

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、臨界事故における大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）の算定にあたって使用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機器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、一桁未満の下振れとなる。

第1表 使用済燃料の条件

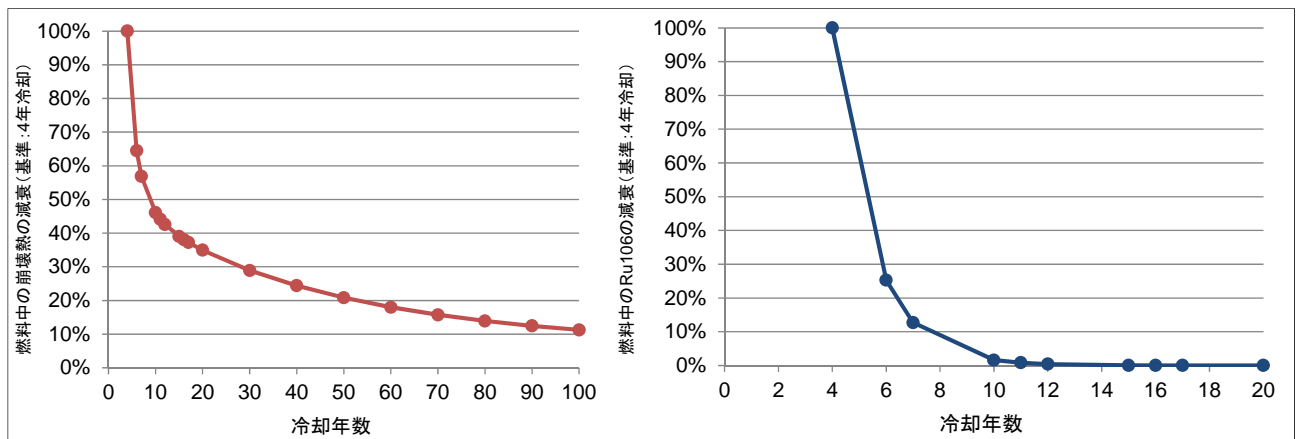
燃料型式	PWR
初期濃縮度	4.5wt%
燃焼度	45,000MWd/t \cdot U _{Pr}
比出力	38MW/t \cdot U _{Pr}
冷却年数	15年

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FP* ¹		1.1
Pu	α	2.0
	β	
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図に示すとおり放射能の減衰による放射性物質量のさらなる低減効果を見込める。



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 1.1×10^{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 4.5×10^{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。⁽¹⁾

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 1×10^{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 1.1×10^{17} f i s s i o n s , プラト一期の核分裂数を 1×10^{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 3.1×10^{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⁽¹⁾

Table 10. Accident Fission Energy Releases					
No.	Site and Date	First Spike Yield (10^{17} fission)	Fissile Volume (ℓ)	Specific Spike Yield (10^{15} fission/ ℓ)	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 1.6×10^{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、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機器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)

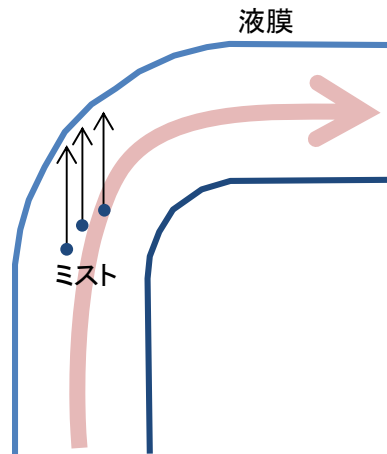
不確かさの幅の設定は行わない。

④ 大気中への放出経路における低減割合

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⁽²⁾。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、大気中への放射性物質の放出量は1桁程度上振れする可能性がある。



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染係数は、第5表に基づき蒸気がフィルタの除染係数を低下させる傾向をもつことを考慮して1段当りの除染係数を100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、蒸気による除染係数の低下が生じないことが考えられ、この場合、大気中への放射性物質の放出量は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、この効果として大気中への放射性物質の放出量は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の通過率の変動⁽³⁾

Table F-6. Range of Experimental Values for Structurally Damaged Standard HEPA Filters (Bergman, et al. 1995a)	
<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による除去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 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染係数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

※LPF = (1 / 除染係数)

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

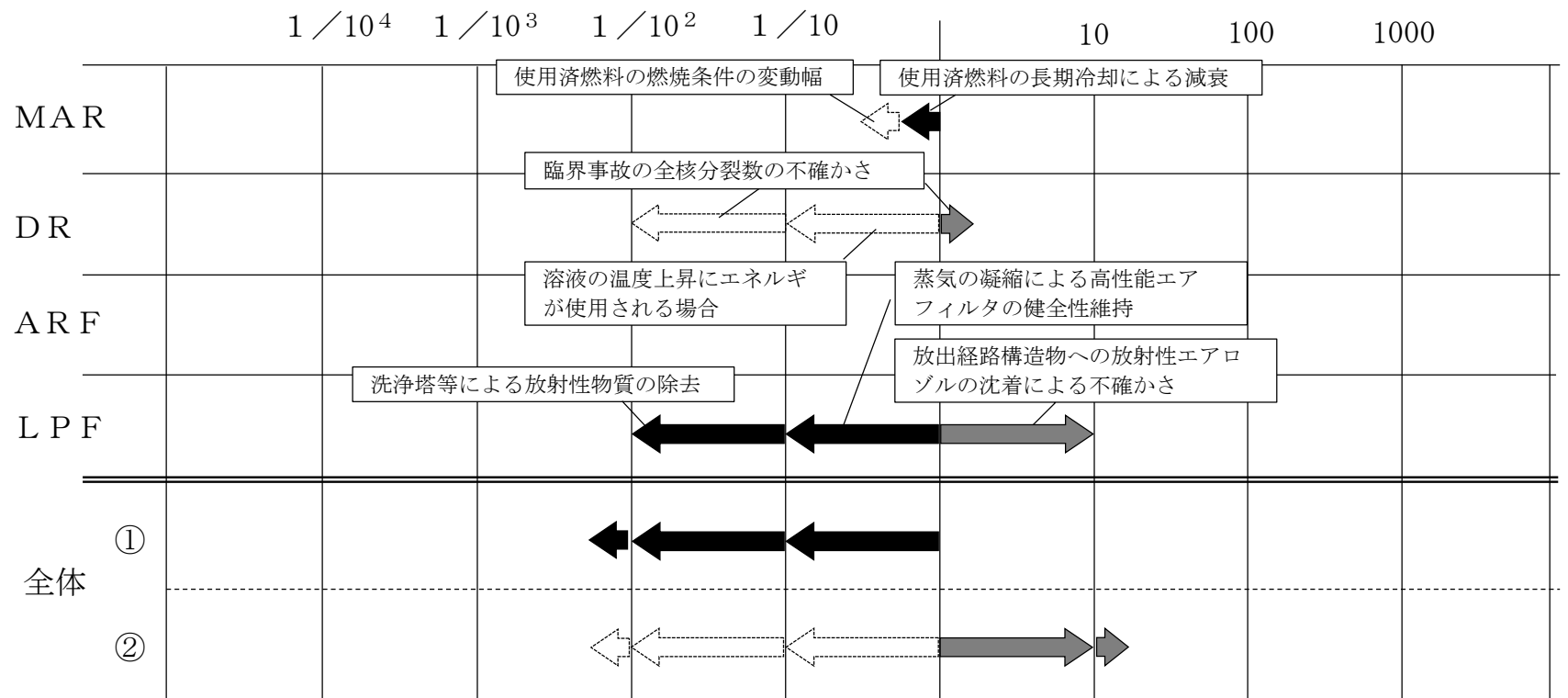
(C s -137換算) (ルテニウムを揮発性とした場合)

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	1.3×10^{-6}
エンドピース酸洗浄槽		9.8×10^{-7}
ハル洗浄槽		2.8×10^{-7}
精製建屋 第5一時貯留処理槽		9.1×10^{-7}
精製建屋 第7一時貯留処理槽		9.1×10^{-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	8.0×10^{-9}	8.0×10^{-8}
Ru-105	1.3×10^{-8}	1.3×10^{-7}
Ru-106	1.7×10^{-9}	1.7×10^{-8}
合計	2.2×10^{-8}	2.2×10^{-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



① : 条件に係らず見込める効果
 ② : 条件によって見込める／可能性がある効果

← (Solid) : 条件に係らず下振れが見込める
 ← (Dashed) : 条件によって下振れが見込める
 → (Solid) : 条件によって上振れの可能性がある

※ $LPF = (1 / \text{除染係数})$

第3図 臨界事故の放出量評価における不確かさ

3. 揮発性ルテニウムの除染係数

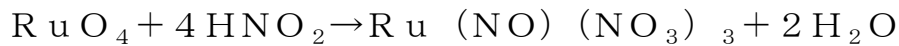
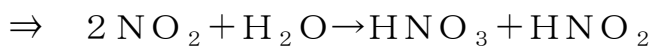
以下、(1)及び(2)に放出経路における揮発性ルテニウムの挙動イメージを示す。

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、放出経路全体で除染係数 10 程度は期待できると考えられる。

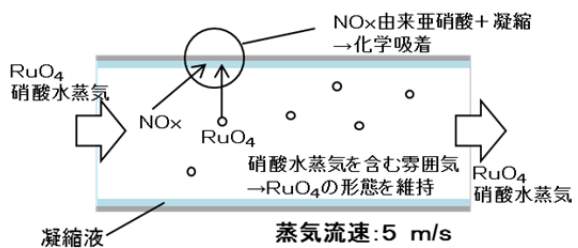
(1) 貯槽から廃ガス処理設備に設置している洗浄塔までのライン

本経路では、以下の特徴から除染係数 1～1.3 程度期待できる可能性がある。(4)

- 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。



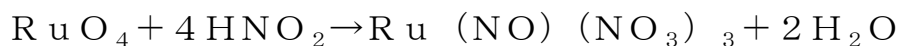
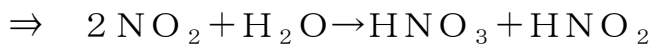
- $\text{Ru}:\text{HNO}_3:\text{H}_2\text{O}$ (モル比) = 1:170:870
- 蒸気発生量 1830kg/h
- 蒸気温度 100°C
- 湿度 100%
- 凝縮速度 約0.06~0.01m³/h

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

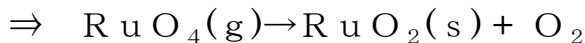
(2) 廃ガス処理設備に設置している洗浄塔

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

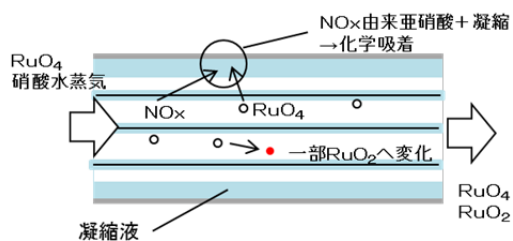
- 文献ではNO_x⁽⁵⁾を付加せずガスモル比に近い条件で除染係数 1.2 (LPF=0.82)
- また，NO_xを付加した条件では除染係数 25 (LPF=0.04)
- 気相中のRuO₄は蒸気の凝縮に伴い凝縮液中へ移行する。
- NO_x由来の亜硝酸 (HNO₂) とRuO₄が反応し，ニトロシルルテニウム化合物を形成する。



- 蒸気の凝縮に伴い，雰囲気中の硝酸水蒸気が減少し，RuO₄の一部が固体状RuO₂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_x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，最大で除染係数 25 となる。



- Ru:HNO₃:H₂O(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_x 吸収塔）には溶解設備で供給されたNO_x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 6-7 (28条)

6. 臨界事故への対処

作業時間の想定根拠

作業時間の想定根拠

1. 未臨界に移行し、及び未臨界を維持するための対応手順

(1) 未臨界への移行判断

a. 所要時間

(a) 前処理建屋

作業内容	想定作業時間※	実績等※	備考
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	10分	約1分	警報の発報を認識し、臨界事故の発生を認識するまでの時間として1分を想定
使用済燃料のせん断・溶解運転停止	1分	約1分	訓練実績（中央制御室）
セル周辺の線量当量率の計測による未臨界確保の判断	25分	約25分	建屋内の移動及び線量当量率の測定時間として25分を想定

※対策作業に必要となる時間であり、作業場所への移動時間及び要員の装備の装着時間を含まない。

(b) 精製建屋

作業内容	想定作業時間※	実績等※	備考
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	10分	約1分	警報の発報を認識し、臨界事故の発生を認識するまでの時間として1分を想定
主要工程停止	1分	約1分	訓練実績（中央制御室）
セル周辺の線量当量率の計測による未臨界確保の判断	25分	約25分	建屋内の移動及び線量当量率の測定時間として25分を想定

※対策作業に必要となる時間であり、作業場所への移動時間及び要員の装備の装着時間を含まない。

b. 操作の成立性

作業環境：建屋内照明は点灯した状態、且つ適切な防護具（酸素呼吸器、タイベックスーツ、個人線量計等）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：中央制御室及び建屋内の照明は点灯した状態、且つ線量上昇の有無等の対処の阻害要因を把握し、その状況に応じて、適切なアクセスルートを選定を行うため、アクセスルートに支障はない。

操作性：緊急停止系を用いた停止操作は緊急停止操作スイッチの操作であり、容易に操作可能である。また、セル周辺の線量当量率の計測はサーベイメータの操作であり、容易に操作可能である。

連絡手段：所内携帯電話により連絡が可能である。

2. 貯留タンクへの導出

(1) 空気の供給

a. 所要時間

(a) 前処理建屋

作業内容	想定作業時間※	実績等※	備考
圧縮空気設備の一般圧縮空気系からの空気供給	20分	約20分	類似の訓練実績を参考に約20分と想定
計器監視(水素掃気系統圧縮空気流量)	事象発生40分後から継続して実施	—	
主排気筒の排気筒モニタ監視	事象発生から継続して実施	—	
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	事象発生から継続して実施	—	

※対策作業に必要となる時間であり、作業場所への移動時間及び要員の装備の装着時間を含まない。

(b) 精製建屋

作業内容	想定作業時間※	実績等※	備考
圧縮空気設備の一般圧縮空気系からの空気供給	20分	約20分	類似の訓練実績を参考に約20分と想定
計器監視(水素掃気系統圧縮空気流量)	事象発生40分後から継続して実施	—	
主排気筒の排気筒モニタ監視	事象発生から継続して実施	—	
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	事象発生から継続して実施	—	

※対策作業に必要となる時間であり、作業場所への移動時間及び要員の装備の装着時間を含まない。

b. 操作の成立性

作業環境：建屋内照明は点灯した状態，且つ適切な防護具（酸素呼吸器，タイベックスーツ，個人線量計等）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：中央制御室及び建屋内の照明は点灯した状態，且つ線量上昇の有無等の対処の阻害要因を把握し，その状況に応じて，適切なアクセスルートの選定を行うため，アクセスルートに支障はない。

操作性：圧縮空気設備の一般圧縮空気系からの空気供給は通常の弁操作であり，容易に操作可能である。また，可搬型建屋内ホースの接続は，カップラ接続であり容

易に操作可能である。
 連絡手段：所内携帯電話により連絡が可能である。

3. 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気及び貯留タンクへの導出完了後の廃ガス処理設備による換気再開

(1) 空気の供給及び換気再開のための対応

a. 所要時間

(a) 前処理建屋

作業内容	想定作業時間※	実績等※	備考
圧縮空気設備の一般圧縮空気系からの空気供給	20分	約20分	類似の訓練実績を参考に約20分と想定
計器監視(水素掃気系統圧縮空気流量)	事象発生40分後から継続して実施	—	
せん断処理・溶解廃ガス処理設備の隔離弁の操作	5分	約1分	訓練実績(中央制御室)
せん断処理・溶解廃ガス処理設備の排風機の起動	5分	約1分	訓練実績(中央制御室)

※対策作業に必要となる時間であり、作業場所への移動時間及び要員の装備の装着時間を含まない。

(b) 精製建屋

作業内容	想定作業時間※	実績等※	備考
圧縮空気設備の一般圧縮空気系からの空気供給	20分	約20分	類似の訓練実績を参考に約20分と想定
計器監視(水素掃気系統圧縮空気流量)	事象発生40分後から継続して実施	—	
塔槽類廃ガス処理系(プルトニウム系)の隔離弁の操作	5分	約1分	訓練実績(中央制御室)
塔槽類廃ガス処理系(プルトニウム系)の排風機の起動	5分	約1分	訓練実績(中央制御室)

※対策作業に必要となる時間であり、作業場所への移動時間及び要員の装備の装着時間を含まない。

b. 操作の成立性

作業環境：建屋内照明は点灯した状態，且つ適切な防護具（酸素呼吸器，タイベックスーツ，個人線量計等）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：中央制御室及び建屋内の照明は点灯した状態，且つ線量上昇の有無等の対処の障害要因を把握し，その状況に応じて，適切なアクセスルートを選定を行うため，アクセスルートに支障はない。

操作性 : 圧縮空気設備の一般圧縮空気系からの空気供給は通常の弁操作であり、容易に操作可能である。また、可搬型建屋内ホースの接続は、カップラ接続であり容易に操作可能である。

連絡手段 : 所内携帯電話により連絡が可能である。

以上

補足説明資料 6-8 (28条)

6. 臨界事故への対処

臨界事故時の水素発生G値

核分裂により発生する水素に係るG値の妥当性

1. 概要

臨界事故が発生した場合において、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している。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している。

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 %）未満とすることとしている。

水素発生量の算出条件の一つに核分裂により発生する水素に係るG値があり、水溶液に対するG値として $G=1.8$ を設定しているため、ここでは設定したG値の妥当性について説明する。

2. 核分裂により発生する水素に係るG値の妥当性

2.1 $G=1.8$ を使用する根拠

臨界事故による水素発生量のG値については第1表に示す参考文献(1)～(3)により報告されており、いずれも水溶液における臨界実験結果を基に求められた値であると推測される。また、溶液の種別及び放射線の種別については、重大事故における臨界事故の場合と同様である。

$G=1.8$ は、報告されているG値のうち、最も厳しい結果を与える参考文献(2)の数値から設定している。

なお、参考文献(2)よりウラン濃度とG値は負の相関関係があるが、

G値の設定においてウラン濃度が低い場合を考慮している。

なお、G値に影響を及ぼす因子であるウラン濃度及び酸濃度に着目すると、参考文献(1)及び(3)における条件は、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽の液性(溶解液)と近く、参考文献(1)及び(3)に示されるG値を適用できると考えられるが、水素の発生量を大きめに見積もるために、他の機器と同様にG値を1.8とした。

第1表 水溶液における臨界実験による水素発生G値

参考文献	G値[molecules/100eV]	溶液の硝酸及びウラン濃度
(1) 阿部仁ほか、溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び希ガス等の放出挙動の検討、日本原子力研究所、1999、JAERI-Tech 99-067.	0.77以上	硝酸濃度：0.66～0.78[N]
		ウラン濃度：390～406[g/l]
(2) Harry MacDonald Forehand, Jr. “Effect of Radiolytic gas on nuclear excursions in aqueous solutions”. 1981.	約0.6 (ウラン濃度約420g/l) ～1.7(ウラン濃度約5g/l)	硝酸濃度：記載なし
		ウラン濃度：約5～約420[g/l]
(3) 吉田涼一朗ほか、 “硝酸ウラニル水溶液の過渡臨界における水素ガス発生量の推定”. 日本原子力学会予稿集. 福岡, 2016/9/7～9/9, 日本原子力研究開発機構, 日本原子力学会, 2016.	1.8(fission fragments)	硝酸濃度, ウラン濃度：記載なし
		硝酸濃度：文献1と同様と推定 ウラン濃度：文献1と同様と推定

3. 参考文献

- (1) 阿部仁ほか. 溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び希ガス等の放出挙動の検討, 日本原子力研究所, 1999, JAERI-Tech 99-067.
- (2) Harry MacDonald Forehand, Jr. “Effect of Radiolytic gas on nuclear excursions in aqueous solutions”. 1981.
- (3) 吉田涼一郎ほか. “硝酸ウラニル水溶液の過渡臨界における水素ガス発生量の推定”. 日本原子力学会予稿集. 福岡, 2016/9/7~9/9, 日本原子力研究開発機構, 日本原子力学会, 2016.

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/cm³] × ターゲット体積[cm³]

σ : 核反応断面積[b]

f : 中性子フルエンス率[n/(cm²・sec)]

λ : 崩壊定数[sec⁻¹]

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: 1cm³) 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	9.3×10^3	77
V-51(n, g)V-52	2.2×10^2	12
Cr-52(n, p)V-52	2.2×10^2	5
Fe-56(n, p)Mn-56	9.3×10^3	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	1.3×10^2	70
Si-28(n, p)Al-28	1.3×10^2	21
Ca-48(n, g)Ca-49	5.2×10^2	2
V-51(n, g)V-52	2.2×10^2	2
Mn-55(n, g)Mn-56	9.3×10^3	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 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
可溶性中性子吸収材の自動供給	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)
貯留設備による放射性物質の貯留	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
臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気	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

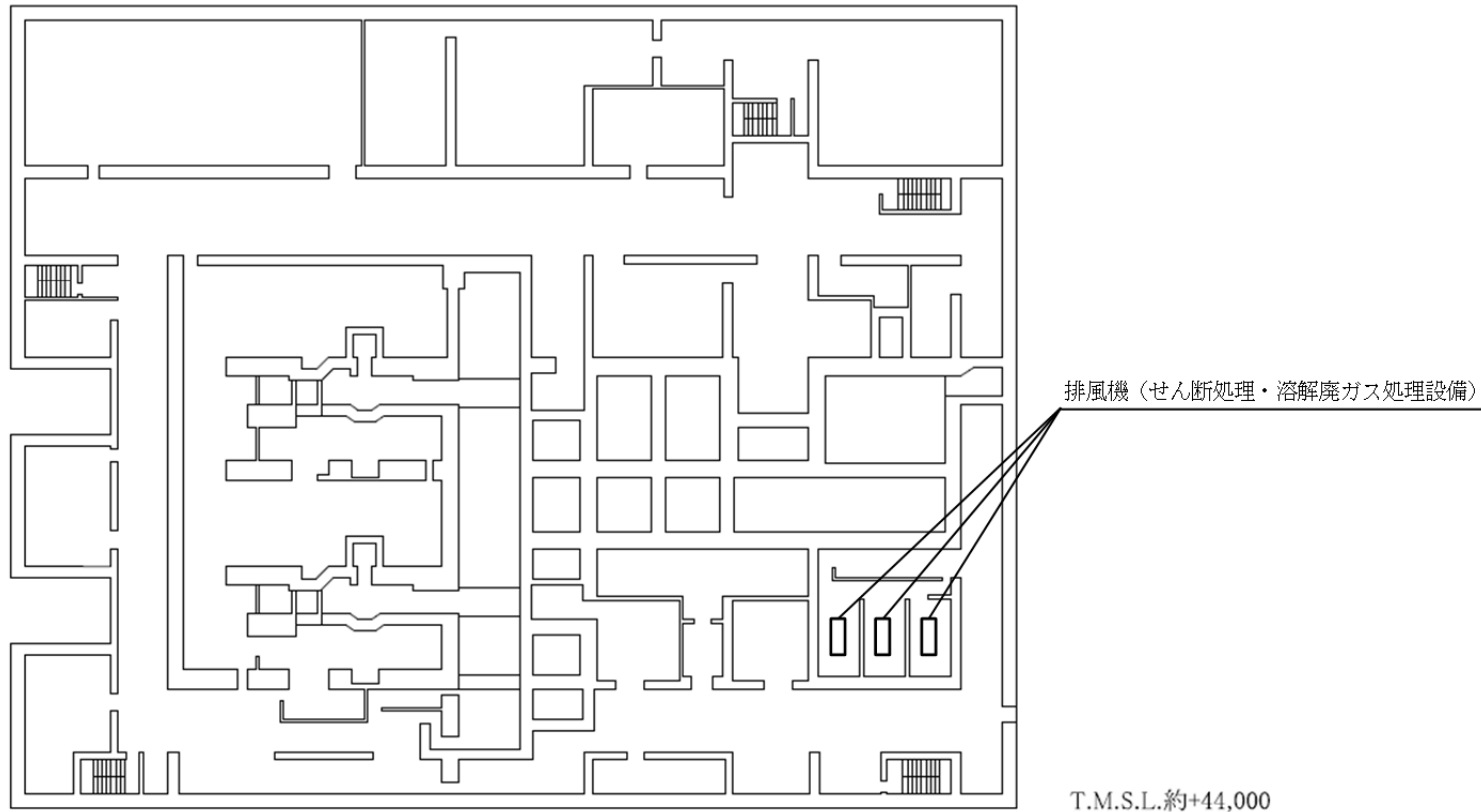
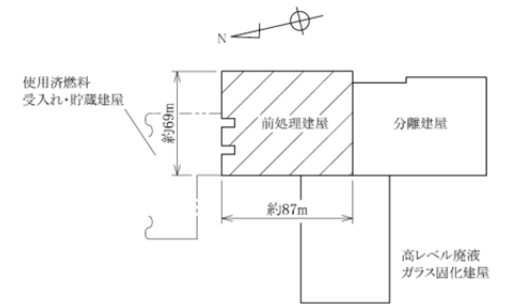
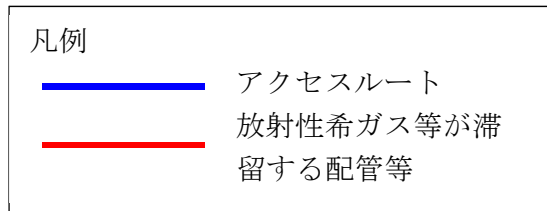
作業項目	考慮すべき被ばく		
	臨界事故による直接線による被ばく	放射化生成物からの被ばく	放射性希ガス等からの被ばく
可溶性中性子吸収材の自動供給	×	×	×
	未臨界確保判断は重大事故時可溶性中性子吸収材供給系から可溶性中性子吸収材が供給された以降に実施し、また、サーベイメータにより移動経路において線量率の上昇を確認しながら作業を行なうため、万一、未臨界が確保されていない場合でも作業員が有意に被ばくをするより前に作業を中断できる。	放射化生成物による線量率の上昇はセル近傍に限定され、また、影響があると推測されるコンクリートによる放射化生成物は短半減期（数百秒程度）であり、未臨界確保時点ではその影響は無視できる。根拠を5.1に示す。	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。
貯留設備による放射性物質の貯留 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気	×	×	△
	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。	同上	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。

第4表 放射化生成物の計算に用いた条件

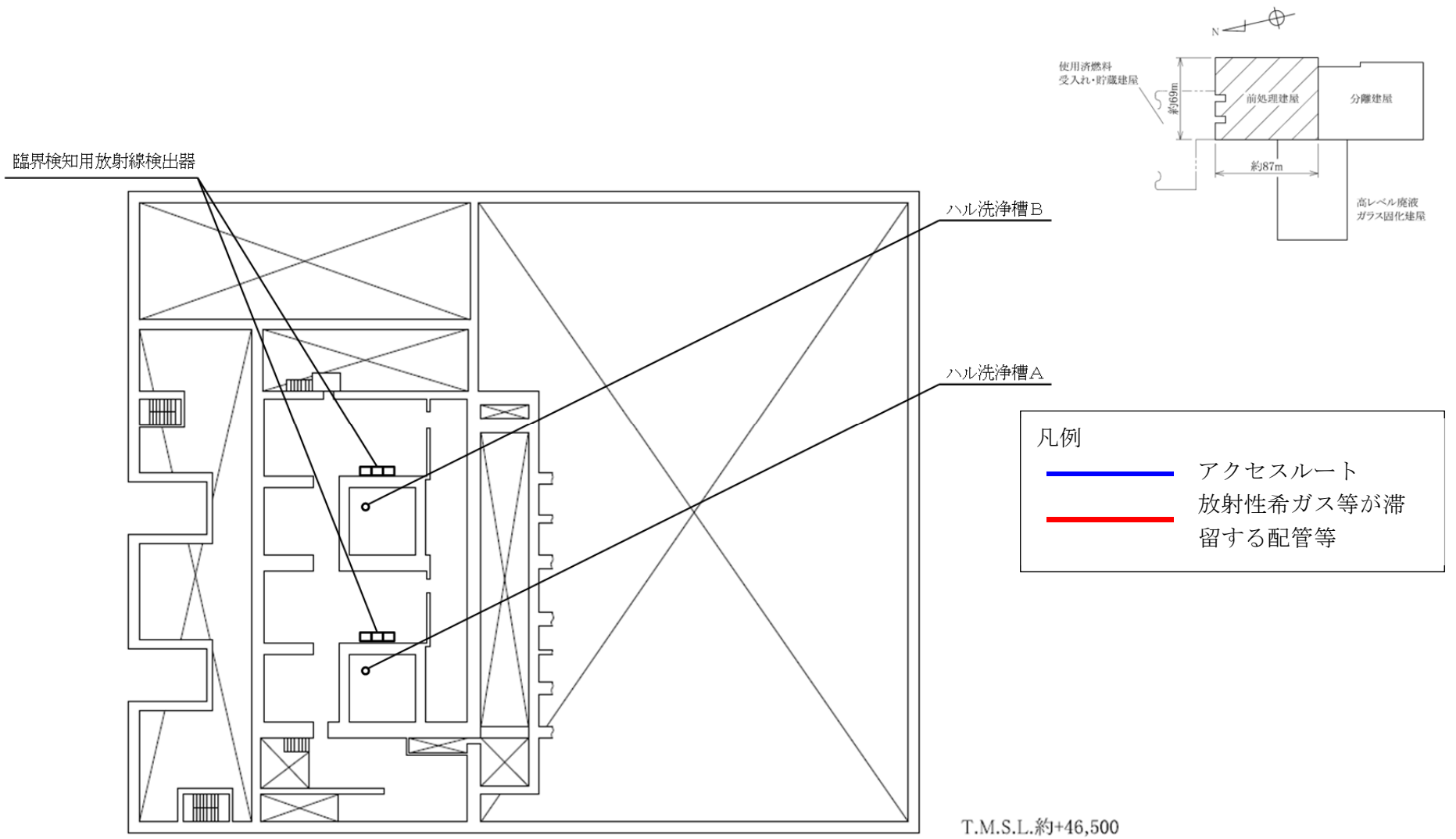
項目	内容	出展
放射化反応	中性子線の入射により発生する放射化反応として、 (n, γ) , $(n, 2n)$, (n, α) , (n, p) 反応を考慮	ORIGEN2 Ver2.1 ライブラリ
核反応断面積	ORIGEN2 Ver2.1 に収載されている核反応断面積を使用	ORIGEN2 Ver2.1 ライブラリ
放射化される材料	ステンレス材料, コンクリート材料の放射化を考慮 組成には代表的な組成として NUREG/CR-3474 を使用	NUREG/CR-3474 Long-Lived Activation Products in Reactor Materials
放射化によ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	1.6×10^{18} 個 バースト期の核分裂数 (1×10^{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 (1×10^{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

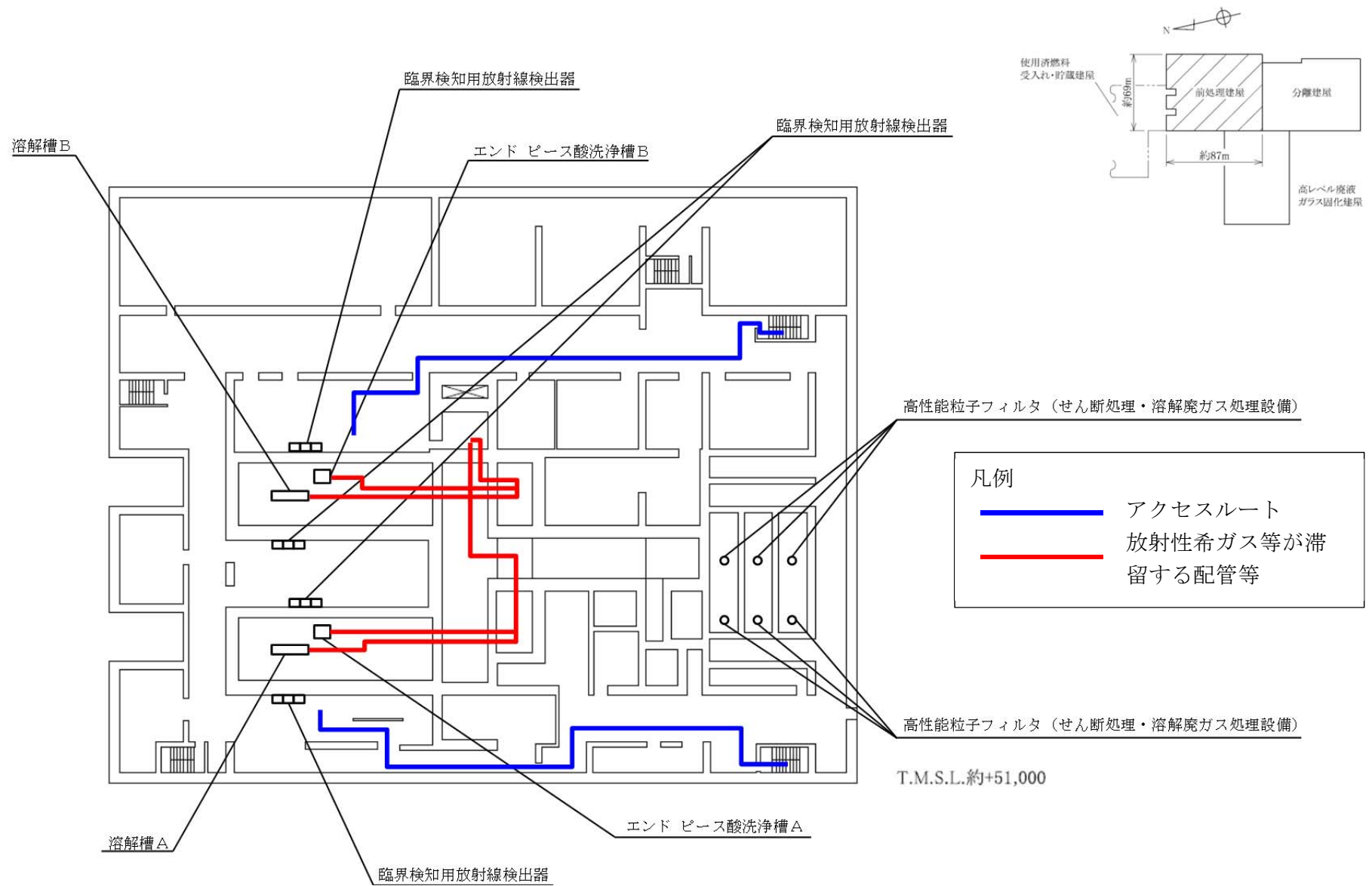
項目	内容
線源形状	直径 1.8m 無限円柱 貯留タンクの形状として設定 鉛直方向については安全側の結果を与えるように無限円柱とする。
放射能濃度	3E+14Bq/m ³ 前処理建屋の臨界事故を想定し、U-235 熱核分裂における核分裂収率と、臨界事故の総核分裂数（1.6E+18=1E+18+1E+15*10*60）により放射エネルギーを計算し、貯留タンクの容量（安全側に 5m ³ とする）より設定
時間減衰の考慮	10 分 臨界事故を起点として、10 分で未臨界に移行し、当該部屋での作業が開始される 20 分までの間の時間減衰として設定
評価モデル	第 16 図に示すとおり
線量率換算定数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



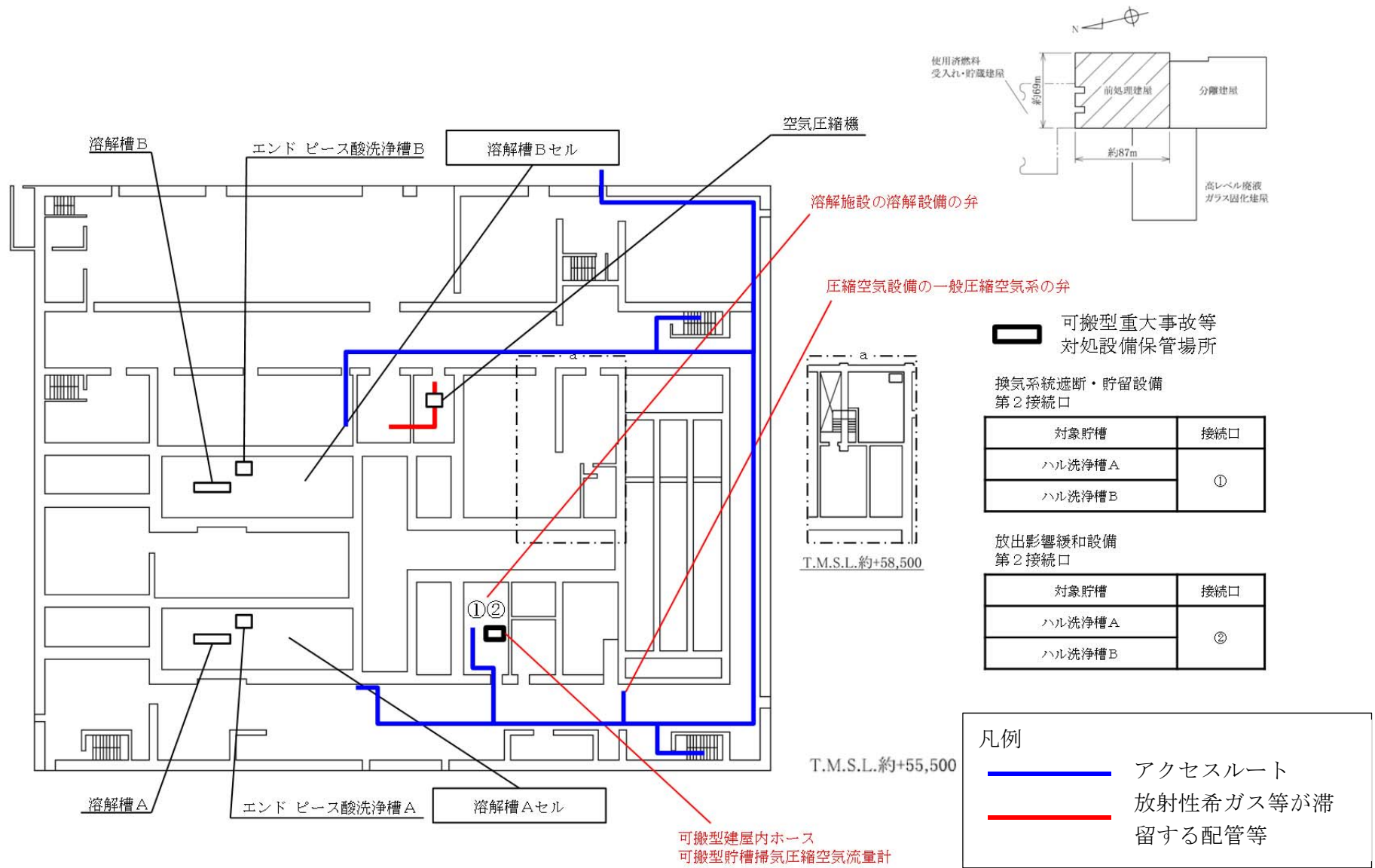
第1図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（前処理建屋 地下3階）



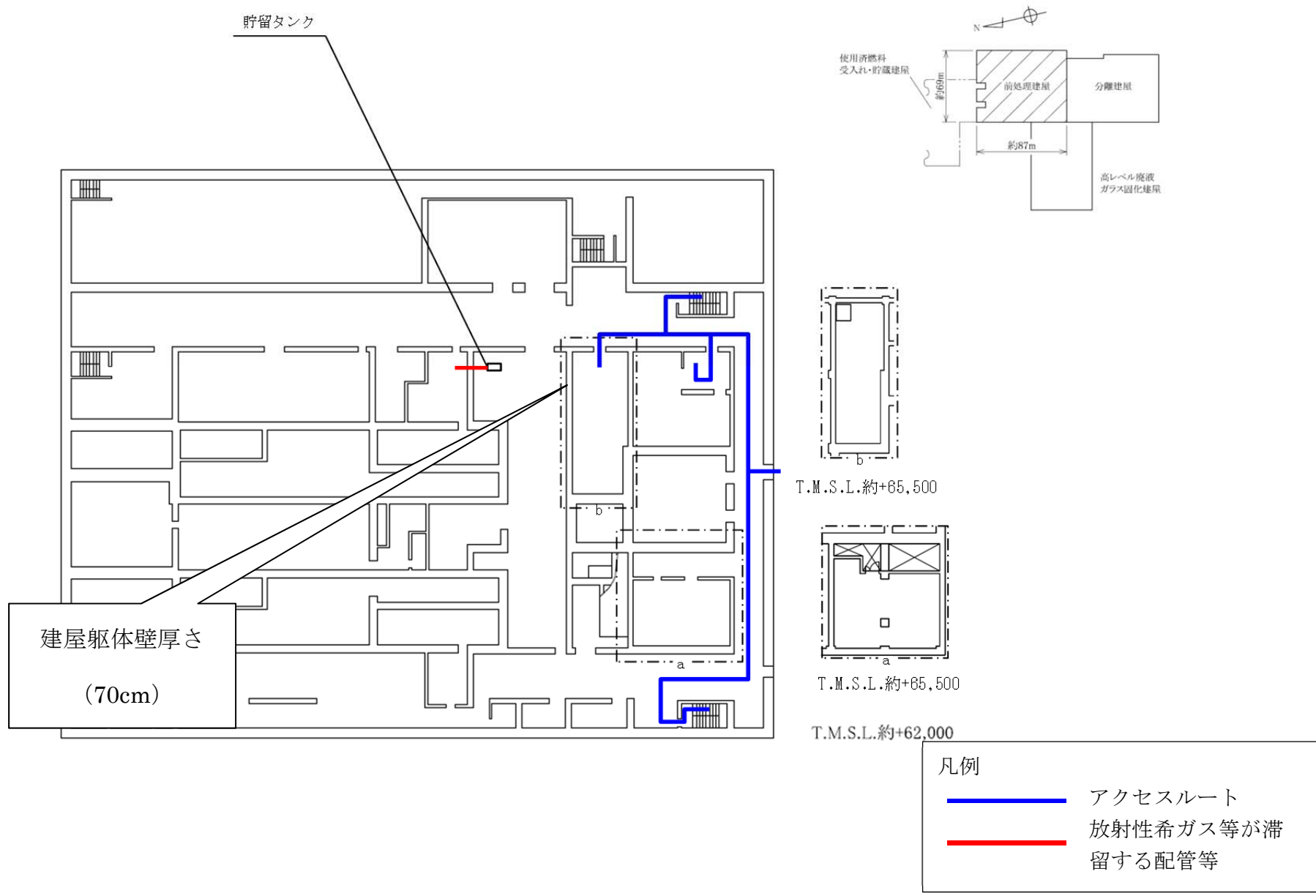
第2図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（前処理建屋 地下2階）



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）

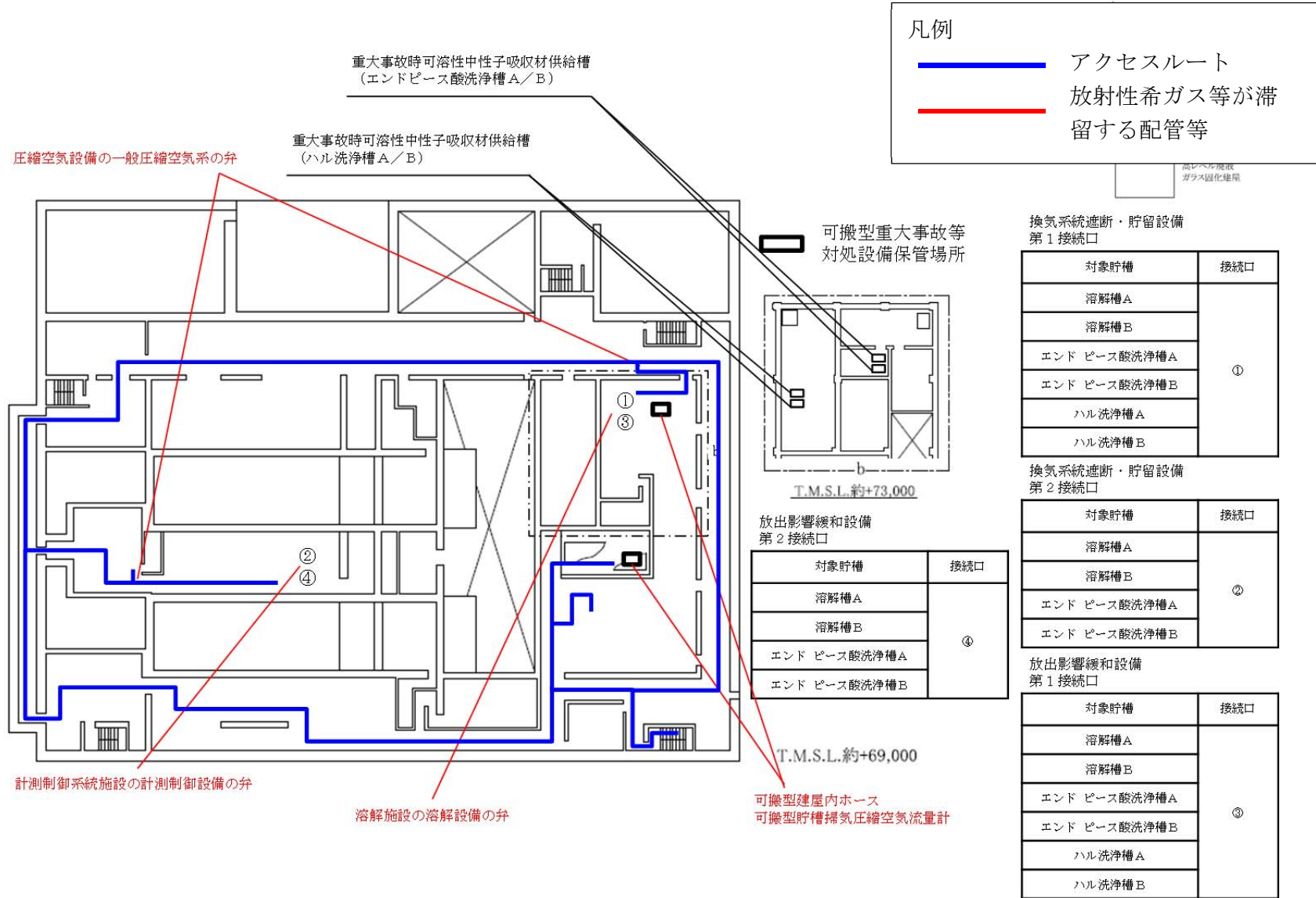


第4図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（前処理建屋 地上1階）

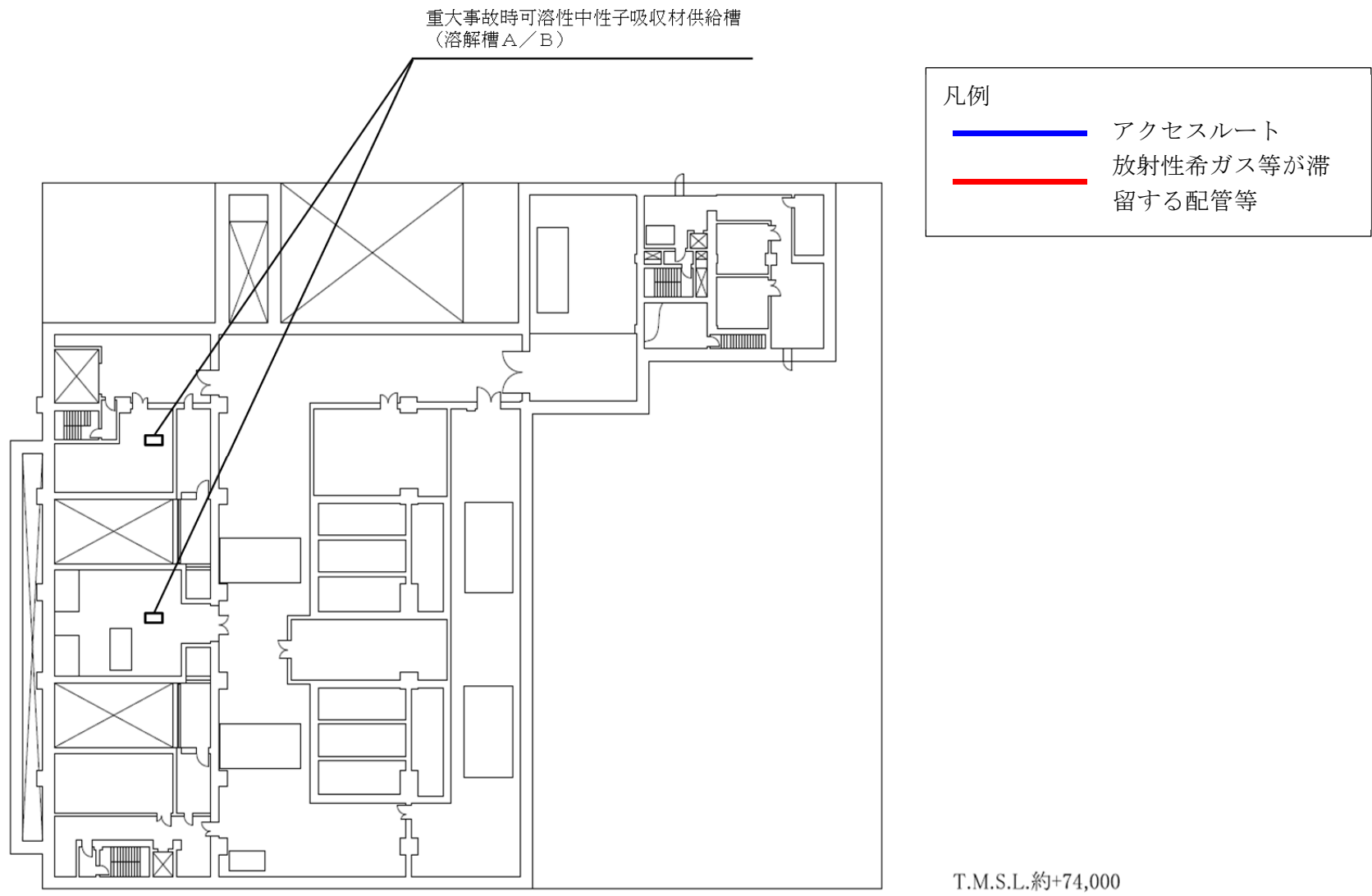


第5図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図 (前処理建屋 地上2階)

補 6-9-16

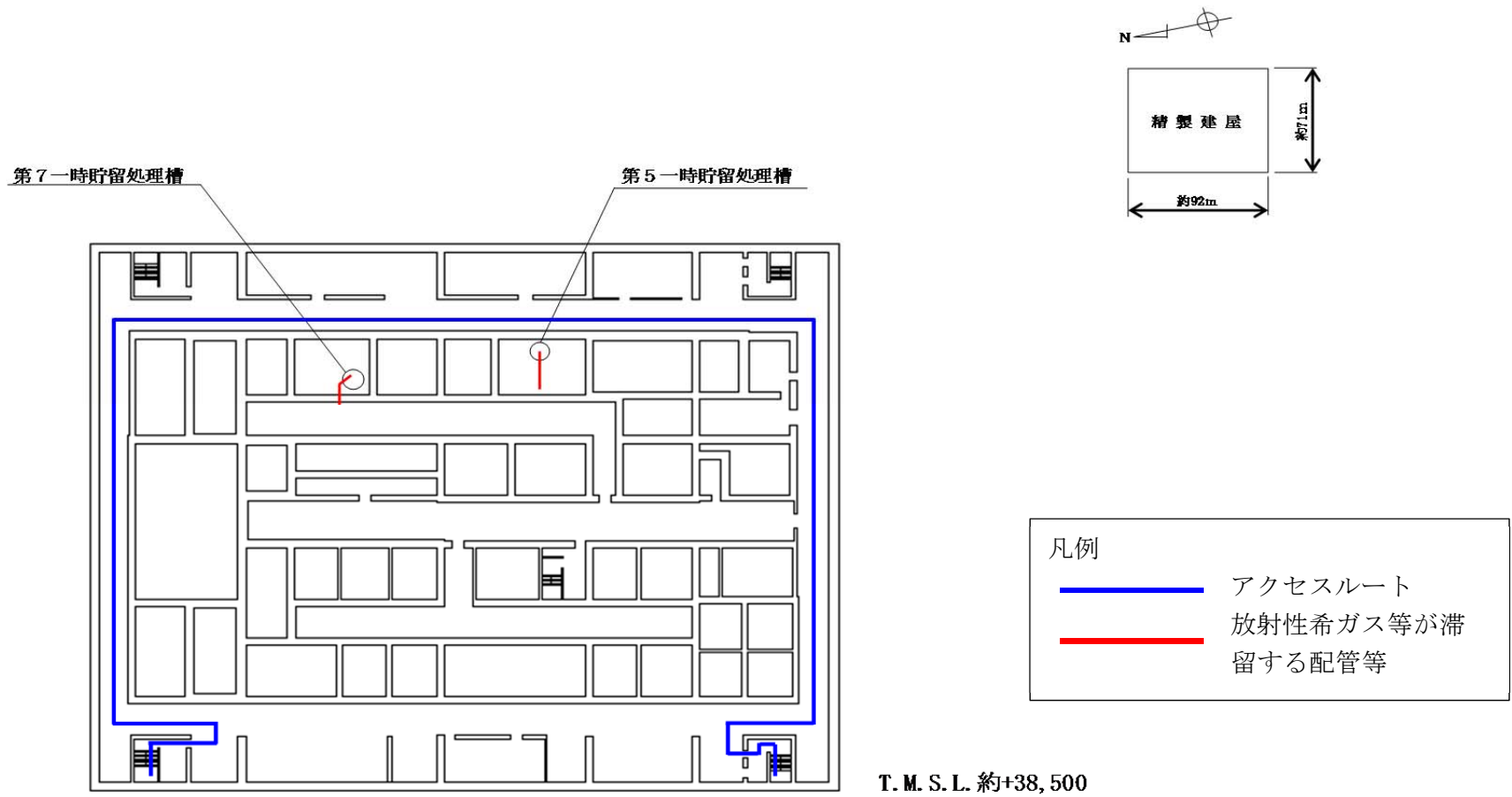


第6図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（前処理建屋 地上3階）

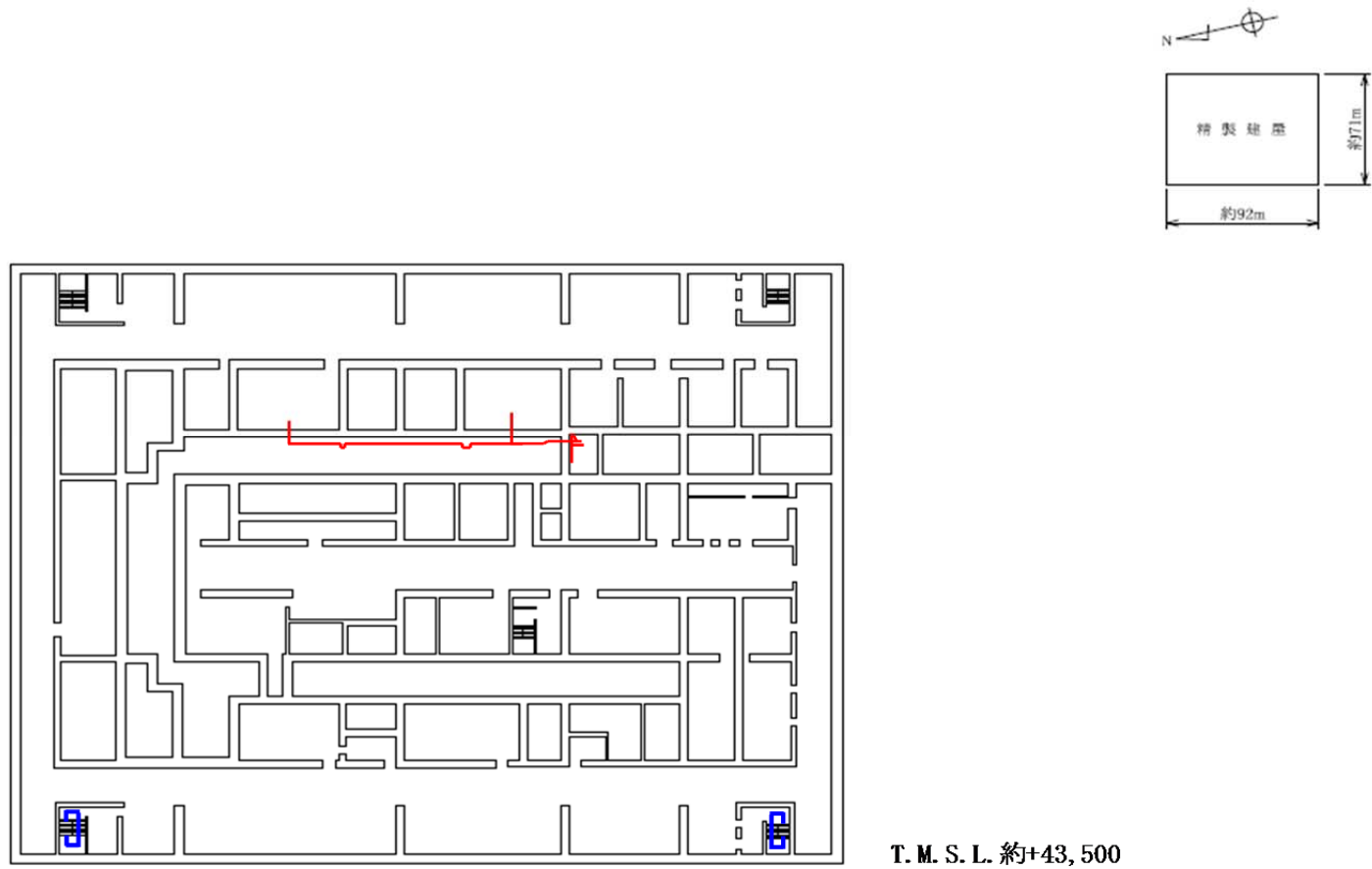


第7図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図 (前処理建屋 地上4階)

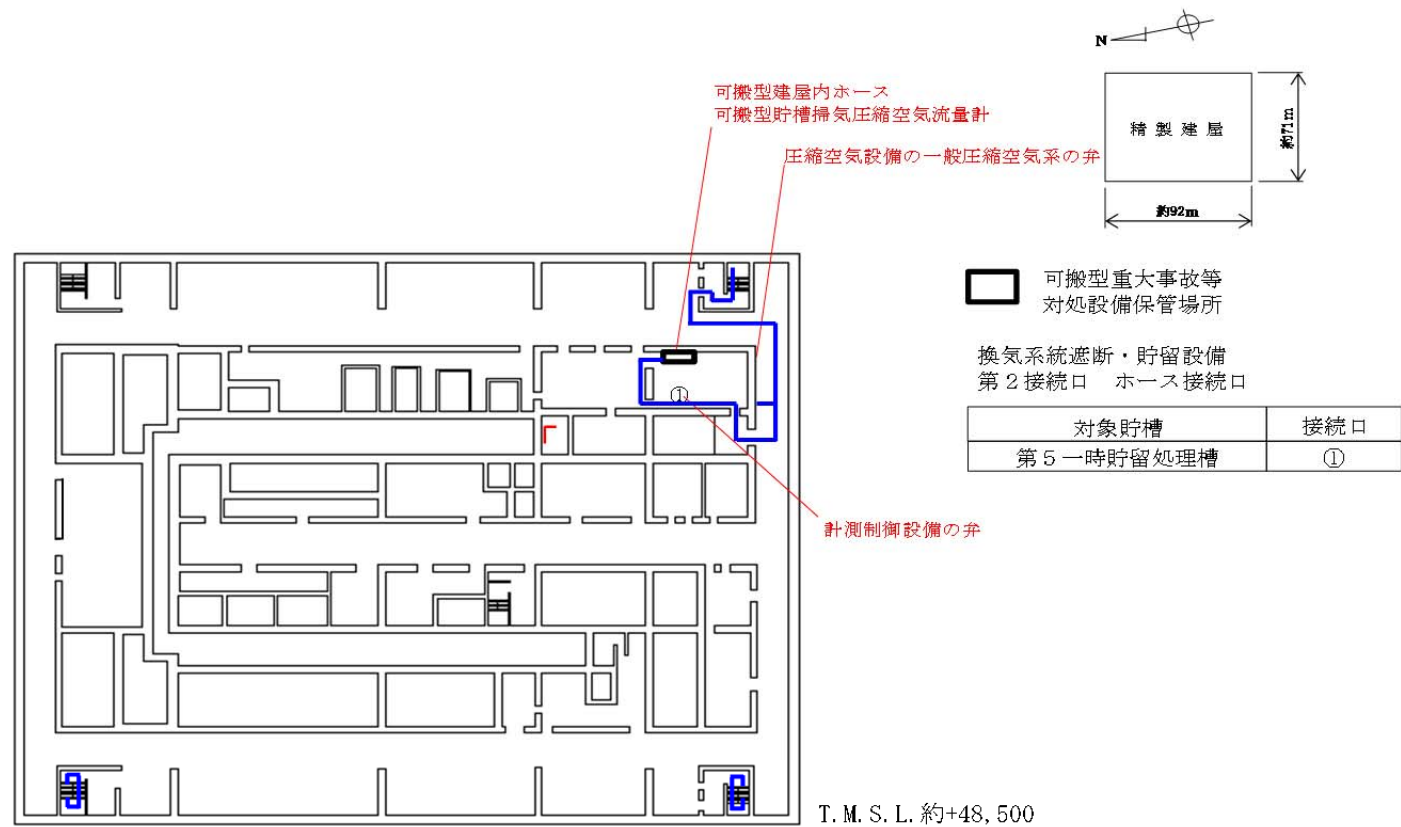
補 6-9-18



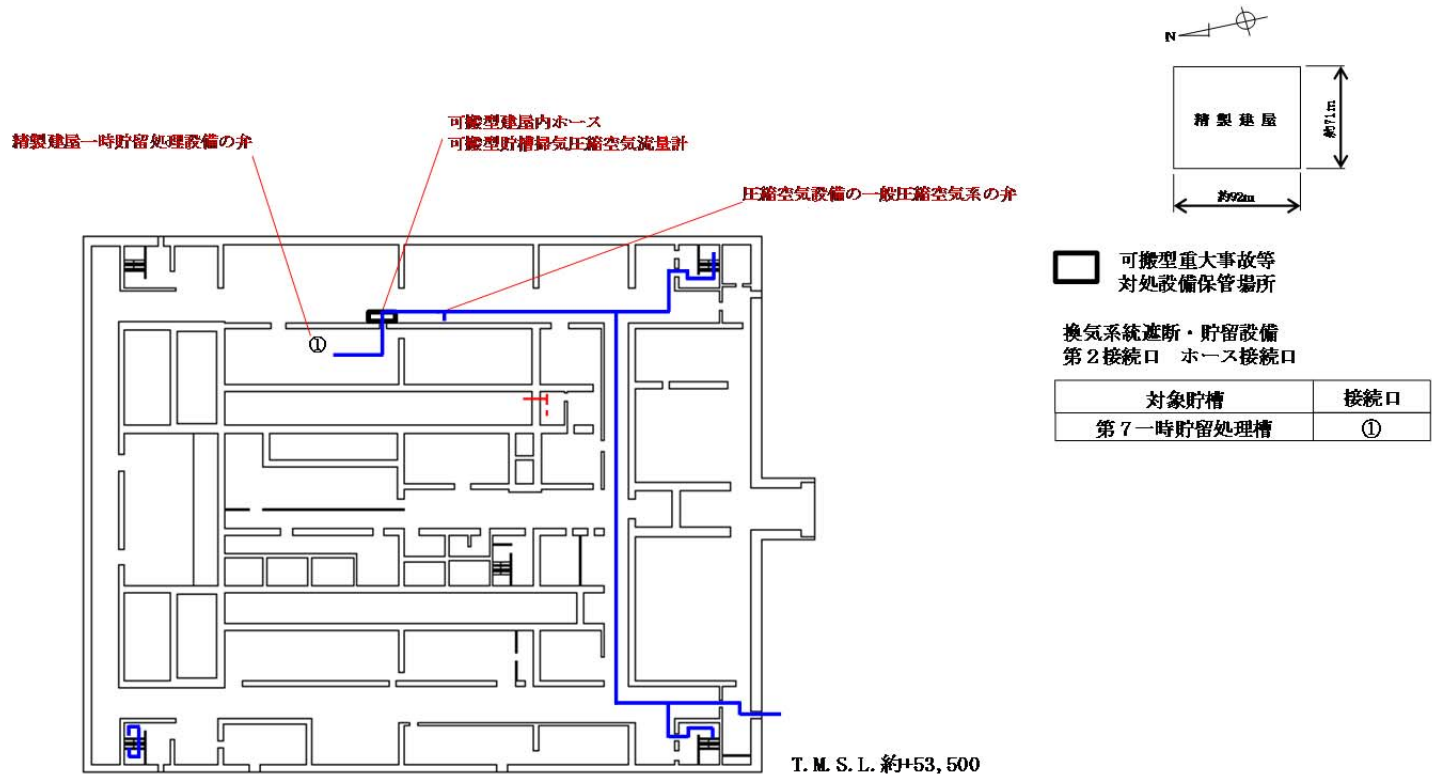
第8図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（精製建屋 地下3階）



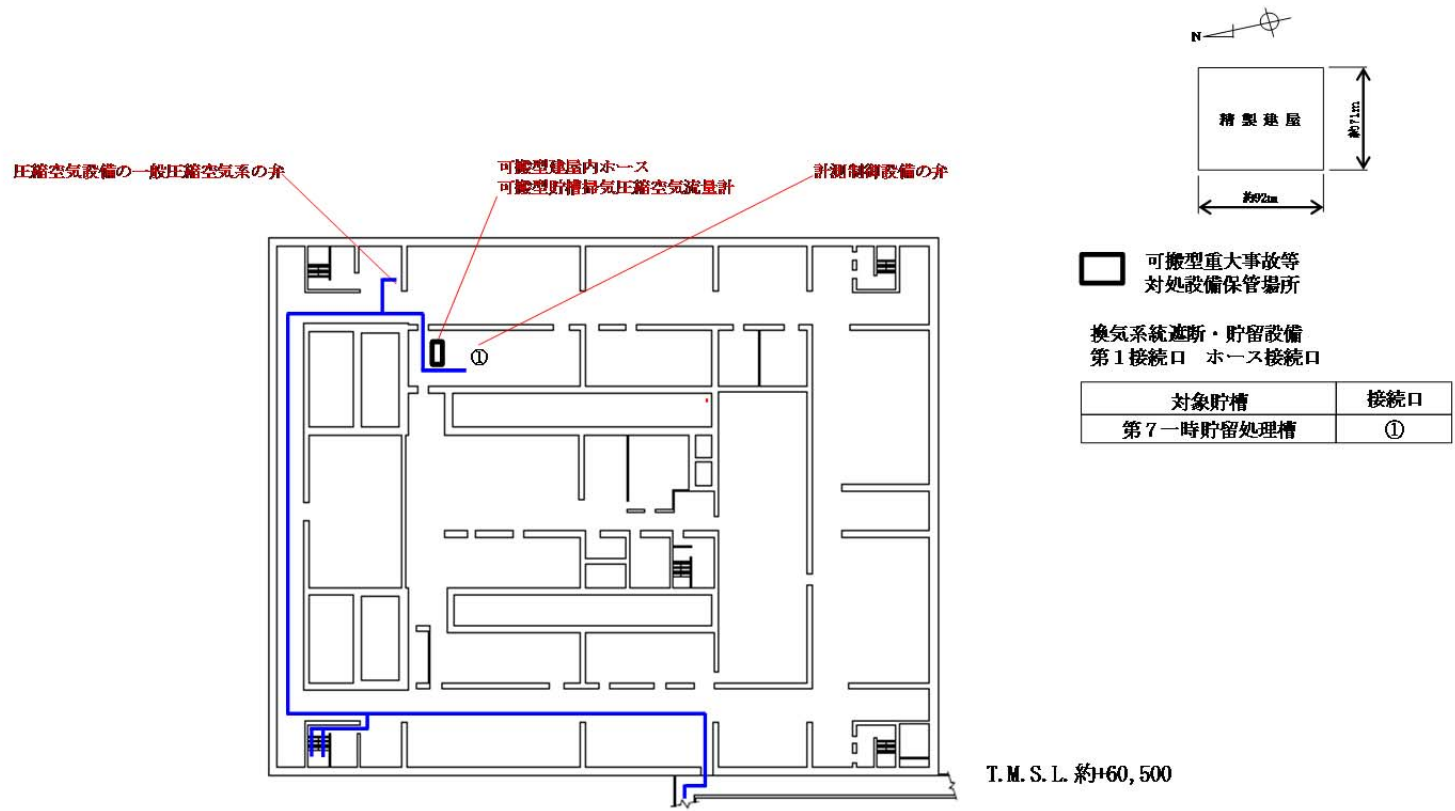
第9図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（精製建屋 地下2階）



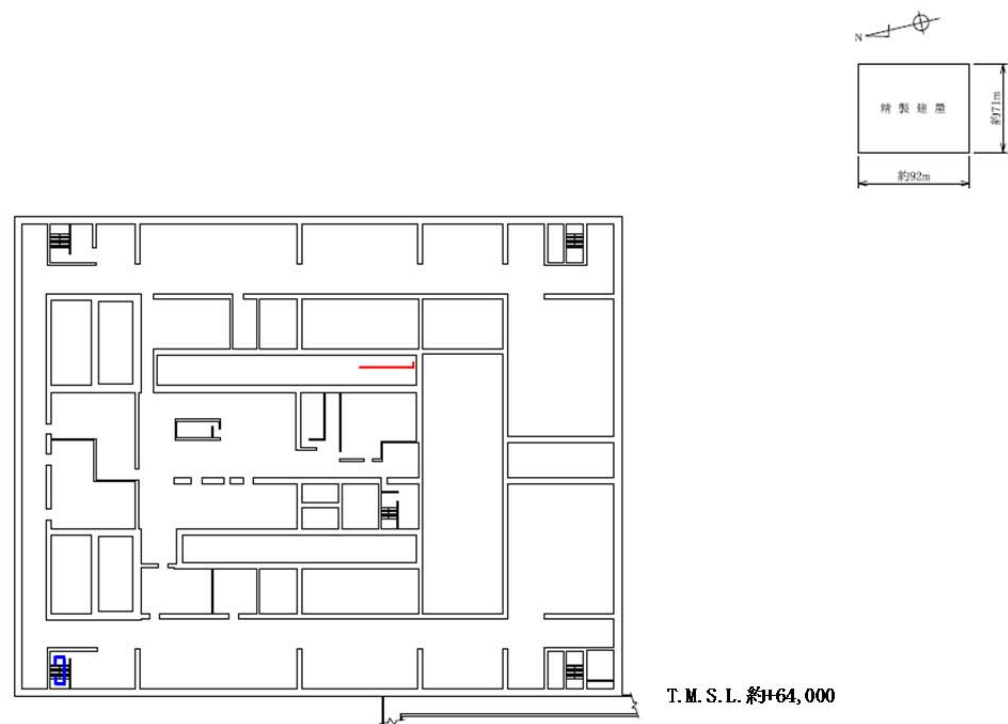
第10図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（精製建屋 地下1階）



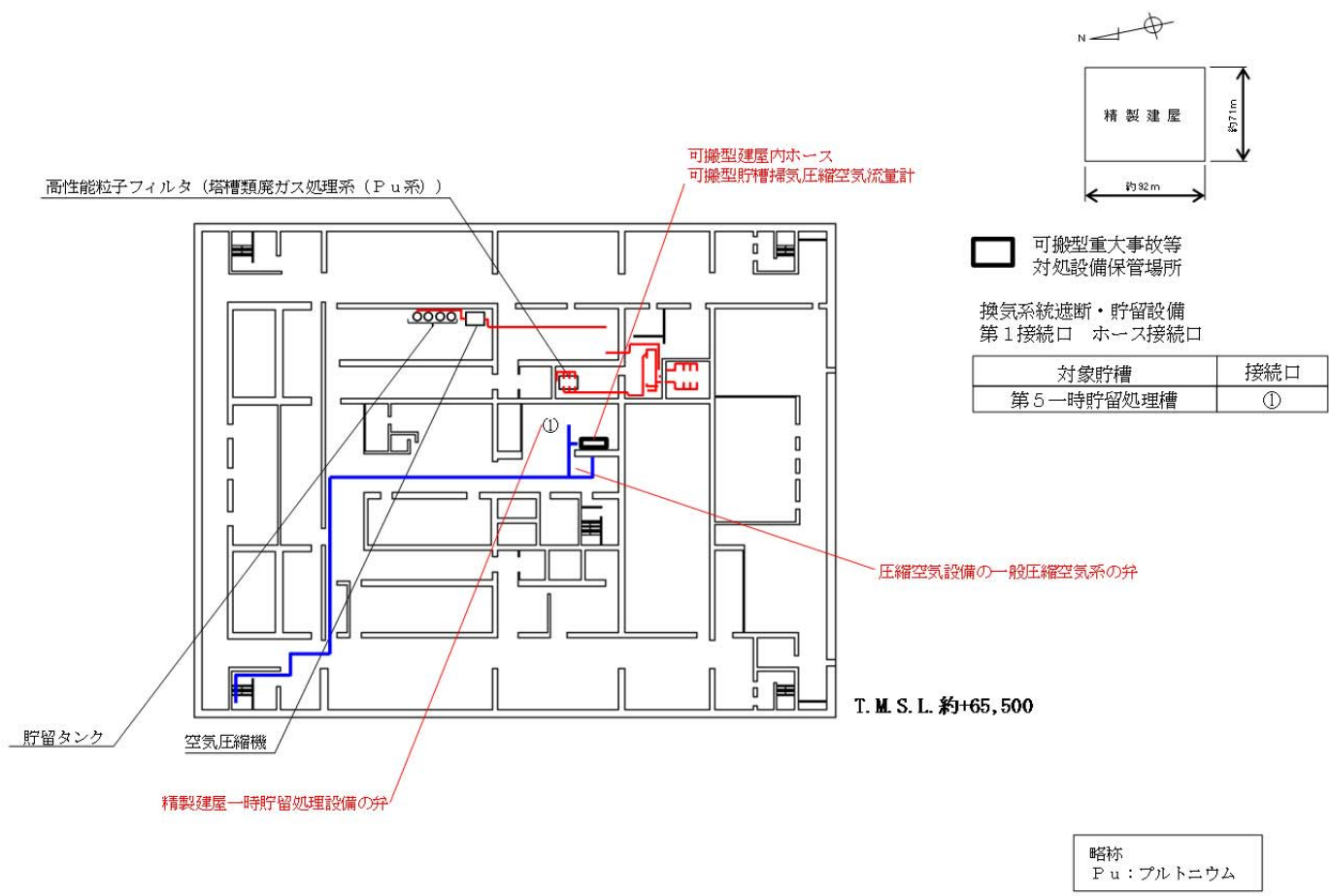
第 11 図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（精製建屋 地上1階）



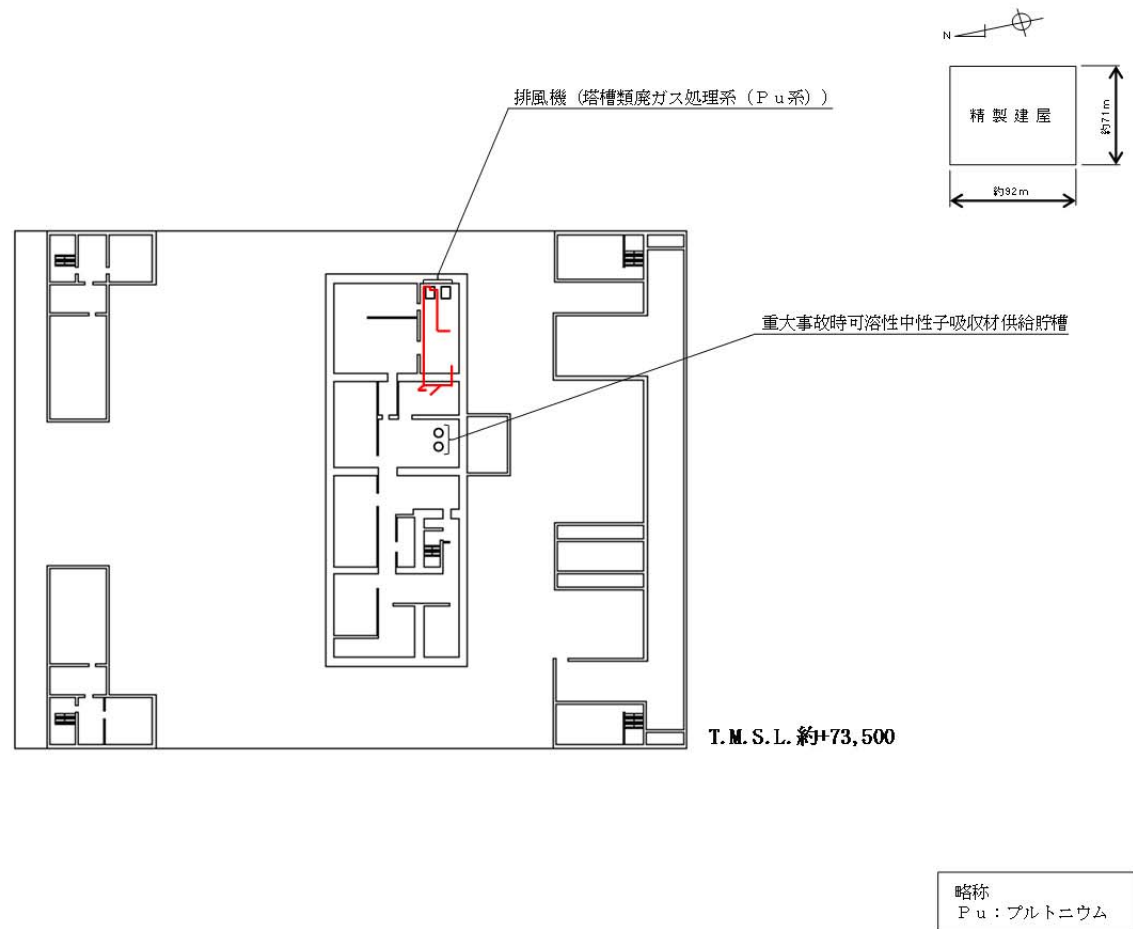
第12図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（精製建屋 地上2階）



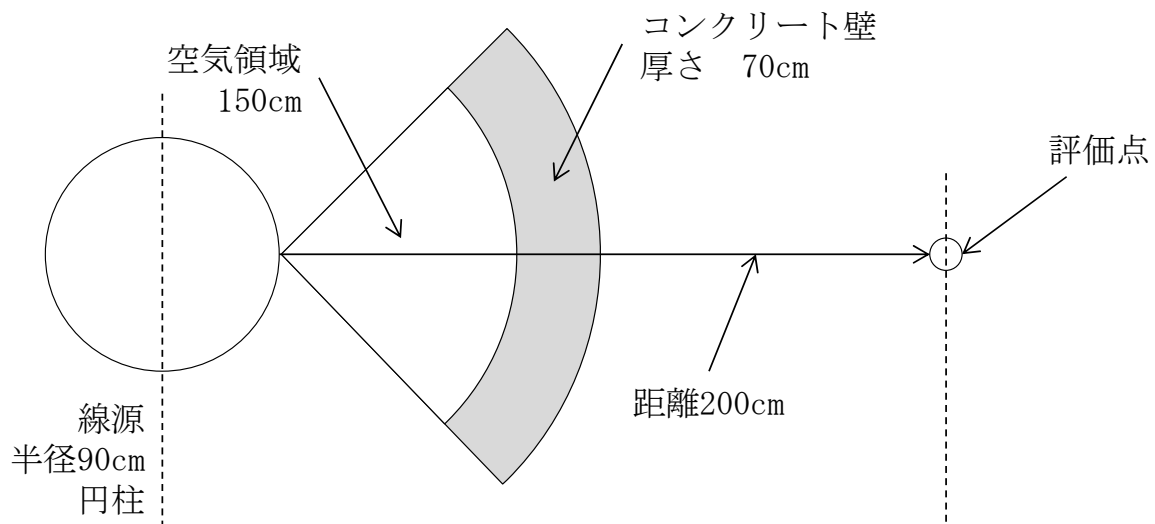
第 13 図 放射性希ガス等の滞留範囲とアクセスルートの関係図（精製建屋 地上 3 階）



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

補足説明資料 6-10 (28 条)

6. 臨界事故への対処

JACS コードシステムの妥当性

1. はじめに

本資料は、臨界事故の有効性評価として実施する、拡大防止対策により可溶性中性子吸収材を供給した場合に未臨界に移行し、及び未臨界を維持できることを確認するために用いる J A C S コードシステムについてまとめたものである。

2. J A C S コードシステムの概要¹⁾

J A C S は臨界安全解析をするために日本原子力研究所で開発された計算コードシステムである。JACS における計算の流れを図 2-1 に沿って概説する。

核データは、主として、ENDF/B-IV を用いている。核データを MGCL-ACE を用いて処理し多群定数ライブラリー MGCL を作成する。MGCL は Bondarenko タイプの自己遮蔽因子、無限希釈面積及び散乱マトリックスからなる。

系の核種組成と幾何形状を MAIL コードに入力し、多群の巨視的実効断面積を計算する。非均質体系の場合は、さらに Sn 中性子輸送計算コード ANISN-JR でセル計算を実施してセル平均の多群巨視的実効断面積を算出し、REMAIL コードにより全体系各領域の実効断面積を作成する。

これらの巨視的実効断面積を用いて Sn 中性子輸送計算コード ANISN-JR 又はモンテカルロ・コード KENO-IV, MULTI-KENO により中性子増倍率を計算する。

以上の計算コードを用いて種々の体系について計算した場合の中性子増倍率の計算精度が多くベンチマーク臨界計算の結果から評価されている。この結果から、各燃料体の種類毎に未臨界と判定する k_{eff} が定められ、誤差評価表としてまとめられている。したがって、JACS コードシステムにより求められた体系の中性子増倍率 k_{eff} は、誤差評価表と比較され、系が未臨

界かどうか判断される。

2.1 MGCL

MGCL は評価済データファイル ENDF/B-IV を MGCL-ACE で処理・作成した Bondareko 型の多群定数である。MGCL マスターライブラリのエネルギー群数は 137 群である。このライブラリをエネルギー縮約した 26 群 MGCL もある。この 2 つの MGCL の群構造を表 2-1 に示す。MGCL は 1 次元データと 2 次元データに分かれる。1 次元データは主に、中性子と原子核の各種反応(弾性散乱, 非弾性散乱, (n, 2n), 吸収, 捕獲及び核分裂)の自己遮蔽因子(f テーブル)及び無限希釈断面積から構成され, エネルギー群及び核種をパラメータに持つ。

但し, f テーブルはこの他に, 次に示す 12 点のバックグラウンド断面積 σ_0 をパラメータに持つ。

0, 0.1, 1.0, 10, 30, 100, 300, 10^3 , 3×10^3 , 10^4 , 10^5 , 10^8 [barn]

なお 1 次元データの中には複数の共鳴核種の存在によって生じる共鳴断面積への干渉効果(相互遮蔽効果)に関する情報を貯える部分が確保されているが, 現在この部分は空欄になっている。2 次元データは, 弾性散乱, 非弾性散乱及び(n, 2n) 反応の散乱マトリクスデータである。弾性散乱の角度依存性は, 散乱断面積を Legendre 展開した時の 1 次の項まで考慮している。

1 次元データ及び 2 次元データのいずれもドップラー効果により中性子温度に依存するが, MGCL には中性子温度パラメータを取入れていない。MGCL ではこの代替として次に示す温度別のライブラリを用意している。

300, 560, 900, 1200, 2100K

137 群, 300K の MGCL に含まれている核種及びその識別子を表 2-2 に示す。

A.2 MAIL, REMAIL

MAIL は、MGCL を用いて実効巨視的断面積を計算するとともにこれらを KENO または ANISN 形式のライブラリに編集するコードである。入力データとして、体系を構成する各領域に含まれる核種の個数密度を必要とする。なお、棒状燃料や平板燃料が均一に配列された体系の場合にはダンコフ係数計算のための情報(棒直径、平板厚さ、配列ピッチ等)も必要になる。

MAIL のプロセスは次の 3 つに分かれる。

1. 領域に含まれる各核種の実効微視的断面積の計算
2. 領域の実効巨視的断面積の計算
3. KENO または ANISN 形式ライブラリの編集

REMAIL は、MAIL によって作成済みの複数の KENO または ANISN 形式のライブラリから必要な材質のデータだけを抽出して、再び KENO または ANISN 形式のライブラリに再編集するプログラムである。

もし作成済みのライブラリの中に参照したいデータが存在すれば、REMAIL を用いることにより、MAIL で新たにライブラリを作成するよりも少ない I/O 回数で必要な材質のライブラリが作成できる。また、ライブラリの形式変換(KENO 形式 ↔ ANISN 形式)も容易にできる。

A.3 KENO-IV, MULTI-KENO

KENO-IV はアメリカのオークリッジ国立研究所で開発された多群モンテカルロ臨界計算コードである。主な出力として体系の中性子実効増倍係数 k_{eff} が得られる。また、これとは逆に、入力で指定した k_{eff} に対応する体系の大きさを求めること(寸法サーチ計算、配列サーチ計算)もできる。このコードは体系を 3 次元的に取扱うことが可能で、その入力形式も簡単である

ため、核燃料取扱施設の複雑で、多種多様な体系の臨界計算及び配列体系の臨界計算に適している。

入力では、CYLINDER, SPHERE, CUBE, CUBOID 等の「特殊形状」と呼ばれる形状オプションを組合わせてボックス内の各領域を「入れ子」形式で定義する。ボックス内の領域が複雑で「特殊形状」による定義が困難な場合には「一般形状(General Geometry)」が用いられる。これは領域の境界面を2次関数で表現する方法で、入力や計算時間の点では不利になるが、交差した配管やユニットの不規則配列体系に対して有力である。

中性子輸送問題を解くためのモンテカルロ法とは、少数(数百, 数千)の発生すべき中性子を抽出し、これらの中性子が確率表(中性子断面積データ)に従って衝突を繰返して体系内で吸収されて消滅するかあるいは体系外へ漏洩するまでそのパスを追跡することである。初めに核分裂エネルギースペクトルと中性子空間分布に従って、発生中性子のエネルギー群と空間位置を任意に決定する。この後に各中性子パスの追跡が始まるが、KENO-IV をはじめとする大部分のモンテカルロコードでは計算効率を上げるために中性子パスの直接シミュレーションすなわちアナログモンテカルロ計算を避け、一般に「統計ウェイト」の考え(非アナログモンテカルロ計算)を導入し、 k_{eff} を求める。

前述のように、KENO-IV では複雑な体系に対しては「一般形状」を適用して形状の定義を行う。

「一般形状」を用いなければならない複雑な体系として次の三例が挙げられる。

- ① ユニットの形状が複雑な体系
- ② ユニットの配列が不規則な体系
- ③ ユニットの一部分とユニット配列外周の反射材領域が交互する体系(インターセクト体系)

これらのうち体系②及び③の形状の定義を容易に行うことを主たる目的として MULTI-KENO が開発された。MULTI-KENO では、KENO-IV の「ボックス」より等級の一つ高い「スーパー・ボックス」という新しい概念を導入して、不規則配列体系の容易な形状表現を可能としている。なお、MULTI-KENO における k_{eff} の算法は KENO-IV と全く同一である。

A.4 ANISN -JR

ANISN-JR コードは、米国オークリッジで開発された一次元輸送計算コード ANISN を基とし、その機能を拡張するよう原研で改良したコードである。基となった ANISN コードは、離散化表示法 (S_n 法) で中性子輸送方程式を解き、中性子束、実効増倍係数 k_{eff} 等を計算する。取扱える幾何形状は、平板、円柱、球に限られる。離散化表示法では、中性子の運動方向を扱うのに、角度変数を有限個の領域に分割し、離散化して直接扱うことに特徴がある。このため、複雑な角度依存性を持った問題でも比較的精度良く計算出来る。

ANISN-JR は、出力形式、反応率計算、縮約計算等の改良がなされ、機能が追加されているが、基本的な計算機能は ANISN と同様で、取扱える幾何形状も平板、円柱、球に限られる。

JACS コードシステムでは、ANISN-JR を使用する際には、多群定数ライブラリ MGCL から MAIL コードにより ANISN 用のライブラリを計算領域ごとに作成して用いる。また、非均質体系を取扱う際に、非均質の燃料領域を均質化して扱うことがあるが、このための均質化断面積を求めるのにも ANISN-JR は用いられる。

3. 臨界事故の有効性評価への適用

拡大防止対策により可溶性中性子吸収材を供給した場合に未臨界に移行し、及び未臨界を維持できることを確認するためには、JACSコードシステムのMAILとKENO-IVを組み合わせて計算を行い、非均質体系の計算においてはANISN-JR及びREMAILも用いる。

有効性評価内容と計算に用いる計算コードを表3-1に示す。

4. J A C S の計算誤差評価

4.1 J A C S の計算誤差評価^{1), 2)}

J A C S コードシステムの計算誤差は臨界実験解析（以下、「ベンチマーク計算」という）により評価されている。

単一ユニット(十分な水反射体付き)の臨界データを算出するには、JACS に収納されている 137 群核定数ライブラリーMGCL とモンテカルロ法中性子輸送計算コード KENO-IV の組み合わせにより生じる計算誤差の傾向を評価している。この評価の結果、MGCL と KENO-IV の組み合わせにより得られた実効増倍率がどの値になれば対象系が臨界であると判断され(推定臨界増倍率)、また、どの値以下になれば未臨界と判断されるか(推定臨界下限増倍率)が分かる。

計算誤差の傾向は、燃料の形態及び種類に大きく依存すると考えられることから、燃料部分が、均質か非均質か、また、ウラン燃料かプルトニウム燃料か混合燃料か、などによって体系を区分する。

J A C S コードシステムを用いて得られた、反射体付き単純形状体系（外周に十分な厚さの反射体を有し、中性子吸収材を含まない単純体系）の推定臨界下限増倍率を表 4-1 に示す。これは、J A C S コードシステムを用いて行われた、反射体付きの単純な形状を対象とした約 400 ケースのベンチマーク計算結果に基づいて作成された。どのグループの推定臨界下限増倍率も、すべてのベンチマーク計算結果がそれを下回ることがないように適切な裕度を見込んで設定されている。推定臨界下限値はグループごとの推定臨界下限増倍率に対応する値として求めることができる。

反射体付き一般形状体系（反射体付き単純形状体系を含むすべての反射体付き体系）の推定臨界下限増倍率を表 4-2 に示す。これは、反射体付き一般形

状体系を対象とした約 600 ケースのベンチマーク計算結果に基づいて、表 2.3 と閉じ方法で作成された。

表 4-2 より、溶解槽、エンドピース酸洗浄槽及びハル洗浄槽の臨界計算に用いている体系である反射体つき一般形状体系かつ非均質-U低濃縮系においては、推定臨界下限増倍率は 0.978 であり、第 5 一時貯留処理槽及び第 7 一時貯留処理槽の臨界計算に用いている体系である反射体つき一般形状体系かつ均質-Pu 系においては、推定臨界下限増倍率は 0.973 である。

これらの結果を踏まえ、臨界事故の有効性評価においては、計算により得られた中性子実効増倍率に対する未臨界判定値を 0.95 としており、ベンチマーク計算により確認された推定臨界下限増倍率よりも小さいことから、計算誤差が考慮された評価となっている。

5. 参考文献

- 1) 臨界安全ハンドブック，科学技術庁原子力安全局核燃料規制課編，にかん書房（1988）
- 2) 臨界安全ハンドブック第 2 版，日本原子力研究所，JAERI-1340（1999）

表 2-1 MGCL137 群及び MGCL26 群のエネルギー構造

Group No		Upper Energy	Lethergy
26 Gr	137 Gr	Boundary	width
8	73	275.36 ev	0.25
	74	214.45	0.25
	75	167.02	0.25
9	76	130.07	0.25
	77	101.30	0.25
	78	78.893	0.25
	79	61.442	0.25
	80	47.851	0.25
10	81	37.267	0.25
	82	29.023	0.25
	83	22.603	0.25
	84	17.603	0.25
	85	13.710	0.25
11	86	10.677	0.25
	87	8.3153	0.25
	88	6.4760	0.25
	89	5.0435	0.25
	90	3.9279	0.25
12	91	3.0590	0.25
	92	2.3824	0.25
	93	1.8554	0.125
13	94	1.6374	0.125
	95	1.4450	0.125
14	96	1.2752	0.125
	97	1.1254	0.125
	98	0.99312	0.125
15	99	0.87642	0.125
	100	0.77344	0.125
16	101	0.68256	0.125
	102	0.60236	0.125
	103	0.53158	0.125
	104	0.46912	0.125
16	105	0.41399	270 m/sec
	106	0.38925	270
	107	0.36528	270

Group No		Upper Energy	Lethergy
26 Gr	137 Gr	Boundary	width
17	108	0.34206 ev	270 m/sec
	109	0.31961	270
	110	0.29792	270
18	111	0.27699	270
	112	0.25683	270
	113	0.23742	270
19	114	0.21871	270
	115	0.20090	270
	116	0.18378	270
20	117	0.16743	270
	118	0.15183	270
	119	0.13700	270
21	120	0.12293	270
	121	0.10962	270
	122	0.09708	270
22	123	0.085295	270
	124	0.074274	270
	125	0.064015	270
23	126	0.054518	270
	127	0.045783	270
	128	0.037811	270
24	129	0.030600	270
	130	0.024152	270
	131	0.018465	270
25	132	0.013541	270
	133	0.009379	270
	134	0.005979	270
26	135	0.003341	270
	136	0.001466	270
	137	0.000352	270
	138	0.000033	270

Group No		Upper Energy	Lethergy
26 Gr	137 Gr	Boundary	width
1	1	16.487 Mev	0.125
	2	14.550	0.125
	3	12.840	0.125
	4	11.331	0.125
	5	10.000	0.125
	6	8.825	0.125
	7	7.788	0.125
	8	6.8729	0.125
	9	6.0653	0.125
	10	5.3526	0.125
2	11	4.7239	0.125
	12	4.1686	0.125
	13	3.6788	0.125
	14	3.2465	0.125
	15	2.8650	0.125
	16	2.5284	0.125
	17	2.2313	0.125
	18	1.9691	0.125
	19	1.7377	0.125
	20	1.5335	0.125
	21	1.3533	0.125
	22	1.1943	0.125
3	23	1.0540	0.125
	24	930.14 Kev	0.125
	25	820.85	0.125
	26	724.40	0.125
	27	639.28	0.125
	28	564.16	0.125
	29	497.87	0.125
	30	439.37	0.125
	31	387.74	0.125
	32	342.18	0.125
	33	301.97	0.125
	34	266.49	0.125
	35	235.18	0.125
	36	207.54	0.125

Group No		Upper Energy	Lethergy
26 Gr	137 Gr	Boundary	width
4	37	183.16 Kev	0.125
	38	161.63	0.125
	39	142.64	0.125
	40	125.88	0.125
	41	111.09	0.125
	42	98.037	0.125
	43	86.517	0.125
	44	76.351	0.125
	45	67.379	0.125
5	46	59.462	0.125
	47	52.475	0.125
	48	46.309	0.125
	49	40.868	0.125
	50	36.066	0.125
	51	31.828	0.125
	52	28.088	0.125
	53	24.788	0.125
	54	21.875	0.125
	55	19.305	0.125
	56	17.036	0.125
6	57	15.034	0.25
	58	11.709	0.25
	59	9.1188	0.25
7	60	7.1017	0.25
	61	5.5308	0.25
	62	4.3075	0.25
	63	3.3546	0.25
	64	2.6126	0.25
	65	2.0347	0.25
	66	1.5846	0.25
	67	1.2341	0.25
	68	961.12 ev	0.25
	69	748.52	0.25
8	70	582.95	0.25
	71	454.00	0.25
	72	353.58	0.25

表 2-2 MGCL に含まれている核種及びその識別子

/1150310	P- 31/	<2721740	HF-174>	<2721760	HF-176>	<2721770	HF-177>
<2721780	HF-178>	<2721790	HF-179>	<2721800	HF-180>	4003020	ZR-NAT
4010010	H- 1	4010020	D- 2	4020030	HE- 3	4020040	HE- 4
4040090	BE- 9	4050100	B- 10	4050110	B- 11	4060120	C- 12
4070140	N- 14	4080160	O- 16	4090000	F-NAT	4110230	NA- 23
4120000	MG-NAT	4130270	AL- 27	4140000	SI-NAT	/4160000/	S-NAT
4170000	CL-NAT	4190000	K-NAT	4200000	CA-NAT	4220000	TI-NAT
4240000	CR-NAT	4250550	MN- 55	4260000	FE-NAT	4270590	CO- 59
4280000	NI-NAT	4290000	CU-NAT	4360800	KR- 80	4370870	RB- 87
4380880	SR- 88	4380900	SR- 90	4390890	Y- 89	4400900	ZR- 90
4420000	MO-NAT	4430990	TC- 99	4441020	RU-102	4451030	RH-103
4451050	RH-105	4461040	PD-104	4461050	PD-105	4461060	PD-106
4461070	PD-107	4461080	PD-108	4471070	AG-107	4471090	AG-109
4480000	CD-NAT	4481130	CD-113	4491130	IN-113	4491150	IN-155
4521300	TE-130	4531350	I-135	4541310	XE-131	4541350	XE-135
4551330	CS-133	4551340	CS-134	4561380	BA-138	4571390	LA-139
4581440	CE-144	4591410	PR-141	4601430	ND-143	4601440	ND-144
4601450	ND-145	4601460	ND-146	4611470	PM-147	4611480	PM-148
4611481	PM-148M	4611490	PM-149	4621480	SM-148	4621490	SM-149
4621500	SM-150	4621510	SM-151	4621520	SM-152	4621530	SM-153
4631530	EU-153	4631540	EU-154	4631550	EU-155	4640000	GD-NAT
4641550	GD-155	4641560	GD-156	4641570	GD-157	4641580	GD-158
4661610	DY-161	4661620	DY-162	4661630	DY-163	4661640	DY-164
4791970	AU-197	4820000	PB-NAT	4902320	TH-232	4912330	PA-233
4922330	U-233	4922340	U-234	4922350	U-235	4922360	U-236
4922380	U-238	4932370	NP-237	4942380	PU-238	4942390	PU-239
4942400	PU-240	4942410	PU-241	4942420	PU-242	4952410	AM-241
4952430	AM-243	4962440	CM-244	(5922350	U-235)		

/ / : FROM ENDL , P-31:ENDL84 , S-NAT:ENDL76
 < > : FROM JENDL-2
 () : FROM ENDF/B-5

MGCL IS IN THE TAPE OF (VOL=MGCL10 , POS=5 , SL , 6250BPI).

表 3-1 有効性評価内容と計算に用いる計算コード

臨界事故の発生を想定する機器	臨界計算体系	核燃料物質の種類	計算に用いる断面積ライブラリ	計算に用いる計算コード
溶解槽	非均質系	ウラン	MGCL-137 群	ANISN-JR (均質化定数作成) MAIL (巨視的断面積作成) KENO-IV (実効増倍率計算)
エンドピース酸洗浄槽	非均質系	同上	同上	
ハル洗浄槽	非均質系	同上	同上	
第 5 一時貯留処理槽	均質系	プルトニウム	同上	MAIL (巨視的断面積作成) KENO-IV (実効増倍率計算)
第 7 一時貯留処理槽	均質系	同上	同上	

表 4-1 反射体付き単純形状体系の計算誤差評価*1（昭和 62 年度改訂版）

グループ名	実効増倍率		ベンチマーク計算結果（参考）		
	推定臨界値 に対応	推定臨界下 限値に対応	標本数	標準偏差	推定臨界下限値を 下回る標本数
均質-U 低濃縮	0.991	0.973	18	0.006	0
-U 高濃縮	0.985	0.954	68	0.013	0
-Pu	1.008	0.980	71	0.011	0
-MOX	1.013	0.980 ^{*2}	45	0.008	0
-MIX ^{*3}	1.010	0.980	10	0.008	0
非均質-U 低濃縮	0.995	0.978	88	0.007	0
-Pu	1.004	0.964	9	0.010	0
-MOX	0.997	0.980	58	0.007	0

*1 JACS コードシステムによる計算値。

*2 統計計算によると 0.992。

*3 MIX とは、 $UO_2(NO_3)_2 - Pu(NO_3)_4$ 系をいう。

表 4-2 反射体付き一般形状体系の計算誤差評価*1（昭和 62 年度改訂版）

表2.4 反射体付き一般形状体系の計算誤差評価*1（昭和62年度改訂版）

グループ名	実効増倍率		ベンチマーク計算結果（参考）		
	推定臨界値 に対応	推定臨界下 限値に対応	標本数	標準偏差	推定臨界下限値 を下回る標本数
均質-U 低濃縮	0.989	0.958	92	0.013	0
-U 高濃縮	0.989	0.954 ^{*2}	85	0.014	0
-Pu	1.004	0.973	86	0.013	0
-MOX	1.018	0.980 ^{*3}	94	0.009	0
-MIX ^{*7}	0.991	0.950	37	0.016	0
非均質-U 低濃縮	0.996	0.978 ^{*4}	120	0.007	0
-Pu	1.004	0.964 ^{*5}	11	0.010	0
-MOX	0.998	0.980 ^{*6}	64	0.007	0

*1 JACS コードシステムによる計算値。

*2 統計計算によると 0.956。

*3 統計計算によると 0.997。

*4 統計計算によると 0.980。

*5 統計計算によると 0.968。

*6 統計計算によると 0.981。

*7 MIX とは、 $UO_2(NO_3)_2 - Pu(NO_3)_4$ 系をいう。

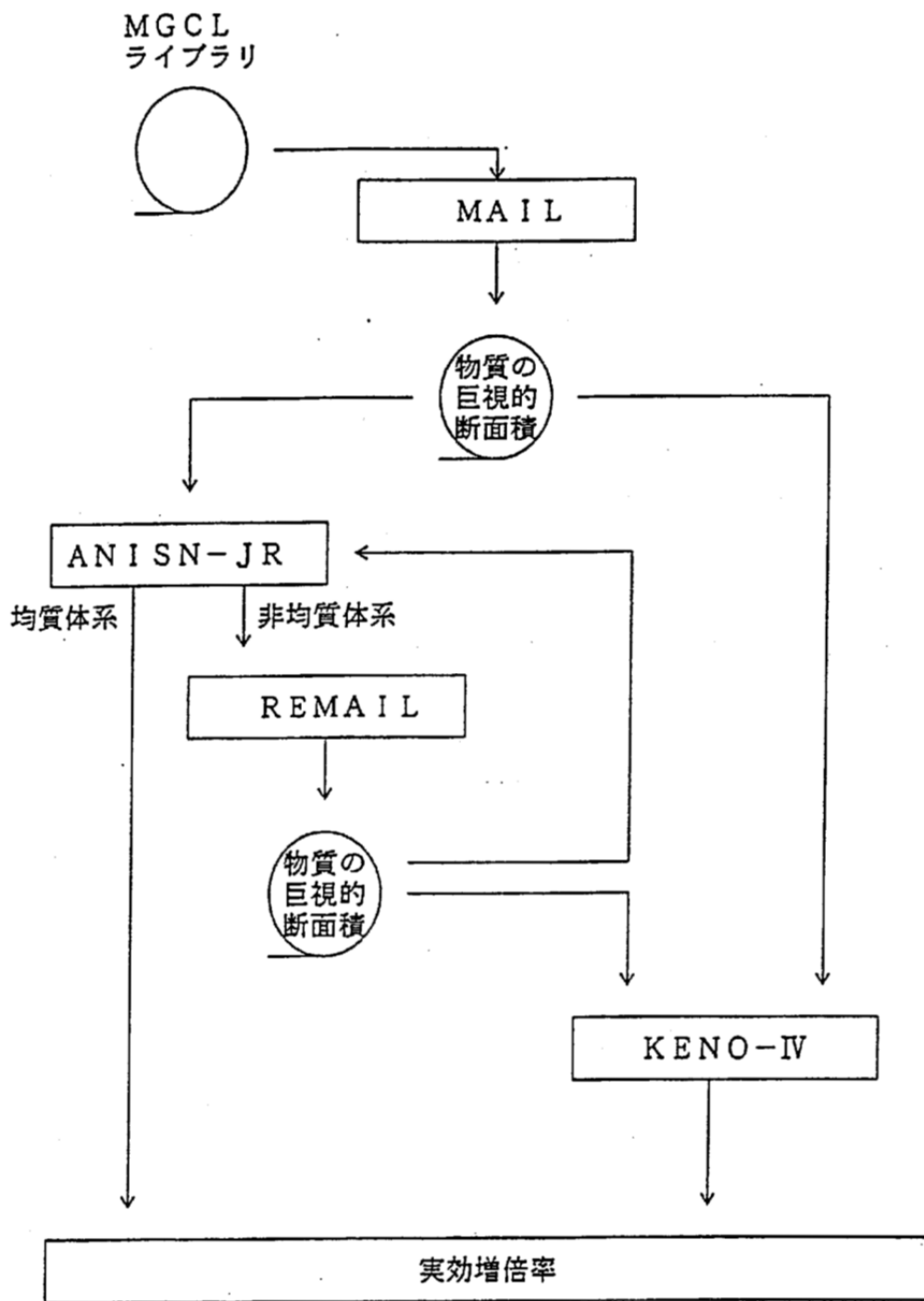


図 2-1 JACS コードシステムの標準的な解析フロー