

【公開版】

資料 2-3	令和 2 年 1 月 30 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 28 条：重大事故等の拡大の防止等  
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対策

##### 6.1.1 臨界事故の拡大防止対策の具体的内容

##### 6.1.2 臨界事故の拡大防止対策の有効性評価

#### 6.2 臨界事故の拡大防止対策に必要な要員及び資源

## 6. 臨界事故への対処

### (1) 臨界事故の特徴

核燃料物質を内包する設備（以下、6. では「貯槽等」という。）においては、技術的に見て想定されるいかなる場合でも臨界を防止するため、形状、寸法、溶液中の核燃料物質濃度等の適切な核的制限値をもって核的制限値を超えないよう管理することで未臨界を維持するよう設計している。

核的制限値に係る管理が機能せず、核燃料物質が含まれる溶液において臨界事故が発生した場合、臨界に達した直後に短時間の出力上昇を何回か繰り返しながら核分裂反応が継続する。

その過程において、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。臨界事故により生成する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。

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、水蒸気が発生すること、及び臨界に伴う放射線による分解等により水素が発生することで、気泡が液面に到達して飛沫が発生し、エアロゾル状の放射性物質が気相に移行する。

さらに、放射線分解により発生する水素（以下、6. では「放射線分解水素」という。）は、臨界継続中は通常より多量であり、溶液を取り扱う貯槽等内の水素濃度が高くなると水素爆発が発生するおそれがある。水素爆発が発生すると、水素爆発での圧力変動による飛沫の発生により放射性エアロゾルが気相に移行するため、臨界継続中に水素爆発が同時

に発生すると臨界事故が単独で発生したときよりも気相に移行する放射性物質質量が増加する。

仮に臨界事故への対処を行わないとした場合には、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している臨界事故規模を踏まえ  $10^{20}$  fissions とした場合には、貯槽等において溶液が乾燥・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。

臨界事故は、2 建屋 6 機器 2 貯槽において発生を想定する。

【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対策を整備する。

臨界事故が発生した場合には、(1)臨界事故の特徴に記載したとおり、直ちに放射性希ガス及び放射性よう素が気相に移行する。また、溶液の沸騰及び放射線分解による水素の発生により、飛沫が生成することで放射性物質の気相への移行量が増加する。臨界が継続した場合には貯槽等において溶液が乾燥・固化に至る可能性があり、さらに、水素濃度が上昇することによる水素爆発への進展により、放出量が増加する可能性がある。

以上を考慮し、臨界事故の拡大防止対策として、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、臨界事故により発生する放射線分解水素を掃気するための対策及び放射性物質を貯留するための対策を整備する。

臨界事故の発生を想定する貯槽等を第6-1表に、各対策の概要図を第6-1図及び第6-2図に示す。また、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対策

臨界事故が発生した場合には、臨界事故の発生を検知し、臨界事故が発生している貯槽等に、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。臨界事故が発生した貯槽等への更なる核燃料物質の供給を防止するため、固体状又は液体状の核燃料物質の移送を停

止する。

さらに、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。

#### 【補足説明資料 6-2】

臨界事故が発生した貯槽等に一般圧縮空気系から空気を供給し、放射線分解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がドライ換算 8 v o 1 % に至ることを防止する。

また、臨界事故の発生を検知した場合には、直ちに自動的に臨界事故が発生した貯槽等に接続されるせん断処理・溶解廃ガス処理設備又は精製建屋塔槽類廃ガス処理設備塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）（以下、6. では「廃ガス処理設備」という。）の経路を遮断すると共に、臨界事故が発生した貯槽等から、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。

貯留タンクへの放射性物質を含む気体の導出完了後、貯槽等内に残留している放射性物質を、高い除染能力を有する平常運転時の廃ガス処理設備から主排気筒を介して放出する。その場合でも貯留タンク前に設けられた逆止弁により、貯留タンク内の放射性物質が逆流することはない。

その後、貯留タンクの隔離弁を閉止し、空気圧縮機を停止する。

拡大防止対策による事態の収束は、未臨界が維持され、臨界事故による放射性物質の放出が止まり、水素濃度が平常運転時と同様に可燃限界濃度（ドライ換算 4 v o 1 %）未満となることとし、事態の安定化はこれらの事故対策により事態の収束が見込めることとする。

## 6.1 臨界事故の拡大防止対策

### 6.1.1 臨界事故の拡大防止対策の具体的内容

#### 6.1.1.1 可溶性中性子吸収材の自動供給

臨界事故の発生を想定する貯槽等を収納したセル周辺の線量率の上昇を臨界検知用放射線検出器により検知し、論理回路により、臨界事故が発生したと判定する。臨界事故の発生を検知した場合、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系により直ちに自動で臨界事故が発生している貯槽等に、可溶性中性子吸収材を重力流で供給する。可溶性中性子吸収材は、臨界事故の発生を検知した時点を起点として10分以内に、未臨界に移行するために必要な量を供給する。

また、中央制御室における緊急停止操作によって速やかに固体状又は液体状の核燃料物質の移送を停止する。

第6-1表に示す貯槽等への対策の概要を以下に示す。また、対策の系統概要図を第6.1.1-1図及び第6.1.1-2図に、対策の手順の概要を第6.1.1-3図及び第6.1.1-4図に、対策における手順及び設備の関係を第6.1.1-1表及び第6.1.1-2表に、必要な要員及び作業項目を第6.1.1-5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のうち、2台以上の臨界検知用放射線検出器が臨界に伴って放出されるガンマ線の線量率の上昇を同時に検知し、論理回路により、臨界事故の発生を想定する機器において、臨界事故が発生したと判定する。

#### (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り臨界事故の発生検知後，重大事故時可溶性中性子吸収材供給系により直ちに自動で臨界事故が発生した貯槽等に可溶性中性子吸収材を重力流で供給する。

### (3) 緊急停止操作

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又は溶液の移送を停止する。

### (4) 未臨界確保の判断

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供給後，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貯槽等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貯槽等の未臨界確保を判断する。

未臨界確保の判断には，臨界事故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。

#### 6.1.1.2 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により，水素が発生し，機器内において水素濃度がドライ換算8vol%に至ることを防止するため，一般圧縮空気系から可搬型建屋内ホースを用いて臨界事故が発生した貯槽等に空気を供給し，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6.1.1-7図及び第6.1.1-8図に，対策の手順の概要

を第6.1.1-3図及び第6.1.1-4図に、各建屋の対策における手順及び設備の関係を第6.1.1-3表及び第6.1.1-4表に、必要な要員及び作業項目を第6.1.1-9図及び第6.1.1-10図に示す。

(1) 一般圧縮空気系からの空気の供給

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、臨界事故が発生した貯槽等に接続する配管と一般圧縮空気系を、可搬型建屋内ホースを用いて接続し、臨界事故が発生した貯槽等に空気を供給する。

供給においては、可搬型貯槽掃気用圧縮空気流量計の指示値により、臨界事故が発生した機器に所定の流量で空気が供給されていることを確認する。

### 6.1.1.3 貯留設備による放射性物質の貯留

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た場合、貯留タンクに放射性物質を導出するため、貯留設備の隔離弁を自動開放するとともに貯留設備の空気圧縮機を自動で起動し貯留タンクに放射性物質を導く。同時に、廃ガス処理設備の流路を遮断するため、隔離弁を閉止する。精製建屋にあっては隔離弁の閉止に加え、排風機を自動で停止する。

第6-1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6.1.1-11図及び第6.1.1-12図に、対策の手順の概要を第6.1.1-3図及び第6.1.1-4図に、各建屋の対策における手順及び設備の関係を第6.1.1-5表及び第6.1.1-6表に、必要な要員及び作業項目を第6.1.1-13図及び第6.1.1-14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貯槽等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。

#### (2) 貯留タンクへの導出完了判断

貯留タンクへの放射性物質の導出開始後、貯留タンク内の圧力の上昇、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。

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貯槽等が未臨界に移行したことを、臨界事故が発生した貯槽等の周辺の線量当量率の低下を確認したうえで、貯留タンク内の圧力が規定の圧力（0.7MPa）に達した場合に、導出の完了と判断する。

### (3) 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、中央制御室において臨界事故が発生した貯槽等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平常運転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主排気筒を介して放出する。また、貯留タンクの入口には逆止弁が設けられており、廃ガス処理設備の排風機を起動した場合でも貯留タンク内の放射性物質は廃ガス処理設備に逆流しない。

廃ガス処理設備の再起動後、貯留タンクの隔離弁を閉止し、空気圧縮機を停止する。

## 6.1.2 臨界事故の拡大防止対策の有効性評価

### 6.1.2.1 有効性評価

#### (1) 代表事例

臨界事故の発生の想定的前提となる設計上定める条件より厳しい条件は、重大事故の想定箇所の特定で示したとおり「動的機器の多重故障」または「運転員等の多重誤操作」である。

臨界事故の発生を想定する貯槽等においては、複数の起因事象により臨界事故が発生することはなく、また、ひとつの起因事象により複数の貯槽等で同時に臨界事故が発生することもない。

そのため、有効性評価の各項目において最も厳しい結果を与える貯槽等を代表として選定する。

#### (2) 代表事例の選定理由

臨界事故の発生原因をフォールトツリー分析により明らかにする。臨界事故の発生を頂上事象とした場合のフォールトツリーを第6.1.2-1図に示す。

臨界事故の拡大防止対策は、臨界事故の発生を想定する貯槽等によらず、同一である。

また、臨界事故への対処時の環境条件についても、臨界事故の起因が内部事象であり、地震等の発生時に想定されるような、溢水、化学薬品漏えい及び内部火災による影響を受けることはない。

そのため、有効性評価の各項目において最も厳しい結果を与える貯槽等を代表として選定することとし、具体的には以下のとおりとする。

#### a. 可溶性中性子吸収材の自動供給

未臨界に移行するために必要な可溶性中性子吸収材の量を最も多く要

する機器である前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽を代表とする。

b. 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貯槽等内の気相部における水素濃度が最も高くなる機器である前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽を代表とする。

c. 貯留設備による放射性物質の貯留

放射性物質の放出量の確認においては、プルトニウムの濃度が最も高く、気相部の容積が大きいため貯槽に残留する割合が大きくなり、放出量に対する影響が大きくなる貯槽である精製建屋の第7一時貯留処理槽を代表とする。

(3) 臨界事故の起回事象

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。

以下、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。

#### (4) 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。

#### (5) 有効性評価の考え方

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、三次元の体系を取り扱うことができ、評価済みの核データライブラリを用いたモンテカルロ法による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。J A C S コードシステムで用いる核データライブラリは、E N D F / B - I V である。なお、非均質体系の臨界計算においては実効増倍率の計算に先立って体系の均質化を行う。

#### 【補足説明資料 6-10】

実効増倍率の計算においては、臨界事故が発生した貯槽等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。

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貯槽等内の水素濃度を評価する。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。

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、貯留タンクへの放射性物質の導出が完了し、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貯槽等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、「大気中への放射性物質の放出量（セ

シウム-137 換算)」という。) を評価する。貯留設備による放射性物質の貯留の有効性評価においては、解析コードは用いない。

(6) 機器の条件

臨界事故の拡大防止対策に使用する機器を第 6.1.2-2 表に示す。また、主要な機器の機器条件を以下に示す。

a. 臨界事故が発生した貯槽等内に存在する核燃料物質の状態

可溶性中性子吸収材の自動供給に係る有効性評価においては、臨界事故が発生した貯槽等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、代表としたエンドピース酸洗浄槽の場合を示すとともに、その他の貯槽等の主要な評価条件を第 6.1.2-3 表に示す。

(a) エンドピース酸洗浄槽

i. 再処理施設で取り扱う燃料条件を包含する条件として初期濃縮度 5.0 w t % 及び燃焼度  $0 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot U_{\text{Pr}}$  とする。

ii. エンドピース酸洗浄槽へ装荷する燃料せん断片の質量を包含する条件として燃料せん断片装荷量を約  $550 \text{ k g} \cdot U_{\text{O}_2}$  とする。

iii. 溶液中の硝酸による中性子吸収効果が小さくなる条件として洗浄液中の酸濃度を 0 N とする。

iv. 供給する可溶性中性子吸収材は硝酸ガドリニウムとし、1 L あたりガドリニウム 150 g を含む溶液 28 L を供給するものとする。これにより、エンドピース酸洗浄槽内のガドリニウム量は  $4,200 \text{ g} \cdot G_{\text{d}}$  となる。

## b. 重大事故時可溶性中性子吸収材供給系

重大事故時可溶性中性子吸収材供給系は、約  $150 \text{ g} \cdot \text{G d} / \text{L}$  の硝酸ガドリニウム溶液を貯留し、臨界事故が発生した貯槽等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。

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

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。

## c. 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。

## d. 臨界事故が発生した貯槽等の気相部体積等

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においては、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6.1.2-4表から第6.1.2-6表に示す。【補足説明資料6-8】

以下に，代表とした前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽を示す。

- (a) 全核分裂数は，過去に発生した臨界事故の規模を踏まえ，臨界状態を継続させた場合の全核分裂数を  $1 \times 10^{20}$  f i s s i o n s と設定した上で，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  $10^{18}$  f i s s i o n s 及び核分裂が継続的に発生する期間における核分裂率  $1 \times 10^{15}$  f i s s i o n s / s に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  $1.6 \times 10^{18}$  f i s s i o n s とする。
- (b) エンドピース酸洗浄槽の溶液量は，平常運転時の溶液量とし， $2.1 \text{ m}^3$  とする。
- (c) 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として  $600 \text{ W} / \text{m}^3$  を用いる。
- (d) エンドピース酸洗浄槽の気相部体積は，機器内及び接続される機器の体積とし， $3 \text{ m}^3$  とする。
- (e) 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。
- (f) エンドピース酸洗浄槽に保有する溶液の硝酸濃度及び溶液由来の放射線分解水素にかかるG値は，臨界事故が発生している状況下にお

いて想定されるエンドピース酸洗浄槽内の硝酸濃度が  $3 \text{ mol/L}$  であることを踏まえ、G値は $\alpha$ 線にあつては0.11、 $\beta$ 線にあつては0.042とする。

- (g) 水素掃気の流量については、平常運転時にエンドピース酸洗浄槽に供給されている一般圧縮空気系の計測制御用の圧縮空気による水素掃気は事故後も継続されるとして、 $0.2 \text{ m}^3/\text{h}$ とする。

e. 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  $0.69 \text{ MPa}$  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、臨界事故の発生を想定する機器に対して、約  $6 \text{ m}^3/\text{h}$  で空気を供給できるものとする。

f. 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平常運転時の廃ガス処理設備に系統を切り替えられるものとする。

貯留設備の貯留タンクは、臨界事故の検知を起点として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として約  $11 \text{ m}^3$  を有するものとする。

g. 電源設備

電源設備は、1系列あたり精製建屋で最小約  $120 \text{ kVA}$  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

#### (7) 操作条件

可溶性中性子吸収材の自動供給において操作を要するものは、緊急停止系による核燃料物質の移送停止操作と、可溶性中性子吸収材供給後に実施する、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る。

緊急停止系による核燃料物質の移送停止操作は、臨界事故の検知から 1 分で操作を完了できるものとする。

未臨界確保の判断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において操作を要するものは、現場で実施する一般圧縮空気系からの水素掃気用空気の供給である。

本操作は、臨界事故の検知から 20 分後に準備作業を開始し、40 分後には水素掃気用空気の供給を開始できるものとし、貯留タンクへの放射性物質を含む気体の導出完了まで継続できるものとする。

貯留設備による放射性物質の貯留に要する操作は、臨界事故により発生する放射性物質を貯留タンクへ導出した後に、臨界事故が発生した貯槽等からの排気経路を、貯留設備から平常運転時の廃ガス処理設備に切り替える操作である。

本操作は、中央制御室から行う操作で、貯留タンクへの放射性物質を含む気体の導出完了から、廃ガス処理設備の排風機の再起動完了まで8分で完了するものとする。

これらの対策の準備及び実施時に想定される作業環境を考慮した必要な作業と所要時間を、第6.1.1-5図から第6.1.1-6図、第6.1.1-9図から第6.1.1-10図及び第6.1.1-13図から第6.1.1-14図に示す。

【補足説明資料 6-7】

(8) 放出量評価に関連する機器条件及び操作条件の具体的な展開

臨界事故において気相中に移行した放射性物質は、貯槽等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、貯留タンク内の圧力が規定の圧力である0.7MPaに達するまでの期間においては大気中への放射性物質の放出は生じない。

貯留タンクへの放射性物質の導出が完了し、廃ガス処理設備からの排気経路の切替え以降は、貯槽等の気相部に残留している放射性物質が廃ガス処理設備において除去されたうえで外部に放出される。

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貯槽等が保有する放射性物質質量に対して、臨界事故の影響を受ける割合、溶液の沸騰に伴い気相中に移行する放射性物質の割合、大気中への放出経路における低減割合を乗じて算出する。

また、算出した大気中への放射性物質の放出量に、セシウム-137への換算係数を乗じて、大気中へ放出された放射性物質の放出量（セシウム-137換算）を算出する。

セシウム-137への換算係数は、IAEA-TECDOC-1162に示される、地表沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び

再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくに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。

気体状の希ガス及びよう素については、これらの元素による長期的な被ばく影響が十分小さいことから、セシウム-137換算の放出量については、長期的な被ばく影響を評価する観点から算出していることを踏まえ、溶液中に溶解している核燃料物質等の放射性物質を評価対象とする。

#### 【補足説明資料 6-4】

以下に、代表とした精製建屋の第7一時貯留処理槽のパラメータを示す。臨界事故が発生した貯槽等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6.1.2-7表に示す。

##### a. 臨界事故が発生した貯槽等が保有する放射性物質質量

臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）評価における、臨界事故が発生した貯槽等が保有する放射性物質質量は、臨界事故の発生を想定する機器が内包する溶液中の放射性物質質量を設定する。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 $45,000\text{MW d} / \text{t} \cdot U_{\text{PR}}$ 、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。

b. 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の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  $10^{18}$  f i s s i o n s 及び核分裂が継続的に発生する期間における核分裂率  $1 \times 10^{15}$  f i s s i o n s / s に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  $1.6 \times 10^{18}$  f i s s i o n s 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】

c. 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%

d. 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。

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、この水蒸気によって機器外に放射性物質が移動する効果及び水素掃気用空気等の供給により機器外に放射性物質が移動する効果を考慮して求めた割合である25%とする。

【補足説明資料 6-4】

e. 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。

(9) 判断基準

臨界事故の拡大防止対策の有効性評価の判断基準は以下のとおりとする。

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。

b. 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貯槽等内の水素濃度が、水素爆発未然防止濃度（ドライ換算 8 v o 1 %）未満に維持できること。

c. 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平常運転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 100 T B q を下回るものであって、かつ、実行可能な限り低いこと。

## 6.1.2.2 有効性評価の結果

### (1) 有効性評価の結果

#### 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 6.1.2-8 表に示す。また、核分裂出力及び実効増倍率の推移の概念図を第 6.1.2-2 図に示す。

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においては、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、解析条件で設定した 4,200 g・G d のガドリニウムを供給した場合の実効増倍率 ( $k_{eff}+3\sigma$ ) は 0.941 であり、また、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系による中性子吸収材の供給により、臨界事故の検知を起点として 10 分以内に実施できることから、判定基準である実効増倍率 0.95 を下回り、速やかに未臨界に移行できる。また、緊急停止系による核燃料物質の移送の停止により、エンドピース酸洗浄槽を未臨界に維持できる。

【補足説明資料 6-3】

#### b. 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（ドライ換算 8 v o 1 %）未満に維持できる。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（ドライ換算 4 v o 1 %）を下回ることができる。

具体的な評価結果を第 6.1.2-9 表に示す。また、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 6.1.2-3 図から第 6.1.2-7 図に示す。

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ドライ換算約 7% であり、水素爆発未然防止濃度未満である。

また、臨界事故の検知を起点として約 40 分後から、一般圧縮空気供給設備から空気を  $6 \text{ m}^3/\text{h}$  供給することで、臨界事故の検知を起点として 1 時間以内に機器内の水素濃度をドライ換算 4% 未満にできる。

さらに、溶液由来の放射線分解水素の水素濃度平衡値は、想定される最も厳しい条件においてもドライ換算 4% 未満であることから、一般圧縮空気供給設備からの空気の供給により機器内の水素濃度を可燃限界濃度（ドライ換算 4 v o 1%）未満にした後に一般圧縮空気供給設備からの空気の供給を停止した場合においても、機器内の水素濃度が可燃限界濃度（ドライ換算 4 v o 1%）に達することはない。

#### c. 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、廃ガス処理設備の起動によって、貯槽内の気相部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（セシウム-137 換算）は、 $100 \text{ TBq}$  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。また、大気中への放射性物質の放出率の推移の概念図を第 6.1.2-2 図に示す。

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  $8 \times 10^{-7} \text{ TBq}$  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 6.1.2-8 図から第 6.1.2-12 図に示す。

(2) 不確かさの影響評価

a. 解析コードの不確かさの影響

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。このため、体系の実効増倍率を 0.95 以下にするために必要な可溶性中性子吸収材が供給された体系は十分に未臨界な状態であり、解析コードの不確かさが未臨界に移行したことの判断に与える影響はない。

また、実効増倍率を起点としている操作はないことから解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作に直に与える影響はない。

b. 事象、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

(a) 可溶性中性子吸収材の自動供給

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ため、可溶性中性子吸収材の量が不足することはない。また、実際には臨界事故の発生を検知してから約 1 分で緊急停止系を操作することにより当該工程の運転を停止し、当該貯槽等への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。

沸騰が継続することにより水と核燃料物質の減速比が変化した場合においても可溶性中性子吸収材の供給により実効増倍率が0.95を下回ることを解析により確認しているため、未臨界への移行について、判断基準を満足することには変わりはない。

(b) 貯留設備による放射性物質の貯留【補足説明資料 6-6】

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貯槽等が保有する放射性物質質量

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

ii. 臨界事故の影響を受ける割合

臨界事故の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において、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系から、未臨界への移行に必要な量の可溶性中性子吸収材が供給されるまでの時間については一律10分と設定しているが、実際の設備構成を踏まえた場合、その時間は、5分以下と見積もられる。この効果は、臨界事故が発生した貯槽等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、臨界事故の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ころとしているが、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、蒸気雰囲気が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、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、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。

なお、沸騰に伴い気相中へ移行する放射性物質に、気体状の放射性物質が含まれていた場合には、経路上の除染係数が期待できず、大気中への放射性物質の放出量（セシウム 137 換算）は1桁未満の上振れとなる可能性がある。

#### 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. 操作条件の不確かさの影響

一般圧縮空気系の空気取出口と溶解設備の配管又は計測制御設備の配管を、可搬型建屋内ホースにより接続し、一般圧縮空気系から空気を供給する操作においては、供給開始までの時間によらず、一般圧縮空気系の計測制御用の圧縮空気による水素掃気により、臨界事故が発生した貯槽等内の水素濃度はドライ換算8 v o 1 %未満を維持できることから、

判断基準を満足することには変わりはない。

排気経路の廃ガス処理設備への切替えの操作については、切替えの操作が想定よりも時間を要した場合においても、貯留タンクと廃ガス処理設備との間に設置する逆止弁により、貯留タンク内の放射性物質が廃ガス処理設備に移行することはない。また、切替えの操作に想定よりも時間を要した場合には、貯留タンク内の圧力が空気圧縮機の吐出圧に達することで、貯留タンクへの放射性物質の導出が困難となり、廃ガス処理設備の水封部からセルに放射性物質が導出される可能性はあるが、それらの放射性物質は建屋換気設備の高性能粒子フィルタにより除去される。臨界事故により気相中に移行し、貯槽等内に残留している放射性物質の全量がセルに導出され、建屋換気設備のセルからの排気系の高性能粒子フィルタ（1段）で除去された上で、主排気筒を介して大気中へ放出されたとした場合、大気中への放出量への影響は、高性能粒子フィルタの除染係数の低下により、2桁程度の上振れとなるが、判断基準を満足することには変わりはない。

### 6.1.2.3 同時発生及び連鎖

#### (1) 同時発生

臨界事故については、事象選定で示すとおり、動的機器の多重故障又は核燃料物質の誤移送等の誤操作が繰り返され、核燃料物質の異常な集積を検知できない場合に発生するものであり、その具体的な発生条件は貯槽等毎に異なるものの、それぞれの発生条件は同種の重大事故及び異種の重大事故の起因となる安全機能の喪失に当たらないことから、重大事故が同時に発生することは想定されない。

#### (2) 連鎖

臨界事故が発生した場合には、拡大防止対策として、臨界事故が発生した貯槽等に自動的に可溶性中性子吸収材を供給する。

また、臨界事故により発生する放射線分解水素を掃気するため、一般圧縮空気系から、臨界事故が発生した貯槽等に、空気を供給する。

さらに、臨界事故により発生した放射性物質を貯留設備に導くため、気体の流路を自動的に廃ガス処理設備から貯留設備に切り替える。

以上の拡大防止対策を考慮した時の核燃料物質を含む溶液の状態及び核燃料物質を含む溶液の状態によって生じる事故時環境を明らかにし、核燃料物質を含む溶液の状態によって新たに連鎖して発生する重大事故の有無及び事故時環境が安全機能の喪失をもたらすことによって連鎖して発生する重大事故の有無を明らかにする。

#### a. 起因となる臨界事故の事象進展，事故規模の分析

拡大防止対策を考慮した時の核燃料物質を含む溶液の状態及び核燃料物質を含む溶液の状態によって生じる事故時環境は以下のとおりで

ある。

(a) 核燃料物質を含む溶液の状態

臨界事故は、動的機器の多重故障又は運転員等の多重誤操作により、平常運転時は多量の核燃料物質を取り扱わない系統に核燃料物質が集積することによって発生する。その際の核燃料物質の濃度及び質量は、プルトニウムが最も多量に集積する貯槽である精製建屋の第7一時貯留処理槽において、 $24\text{ g} \cdot \text{Pu} / \text{L}$ 及び $72\text{ kg} \cdot \text{Pu}$ である。

そのため、臨界事故が発生した場合においては核燃料物質を含む溶液の状態は平常運転時と異なった状態となっている。

臨界事故の発生後、自動的に可溶性中性子吸収材の供給が開始され、臨界事故の検知後10分で臨界事故が発生した貯槽等は未臨界に移行する。

未臨界に移行するまでの期間において、核分裂によるエネルギーが溶液に付与されることで、前処理建屋のハル洗浄槽及び精製建屋の第5一時貯留処理槽において溶液が沸騰に至る。この際の溶液の温度は約 $110^{\circ}\text{C}$ である。

また、核分裂によるエネルギーが全て溶液の沸騰に使用されたとした場合、溶液の蒸発量は約 $23\text{ L}$ である。

核燃料物質を含む溶液の種類は、臨界事故の発生を想定する貯槽等には平常運転時において有意な量の有機溶媒を貯留することはなく、また、臨界事故の起因との関係で有機溶媒を含む溶液を誤移送することもないことから、水相のみである。

(b) 環境条件

i. 温度

核燃料物質を含む溶液の温度は、核分裂によるエネルギーが溶液に付与されることで上昇し、核燃料物質を含む溶液の種類に応じた沸点に到達する。

この場合の沸点は、プルトニウム溶液 (24 g Pu / L) においては約 105°C であり、溶解液においては約 110°C である。

また、臨界事故の起因との関係において、臨界事故の発生を想定する貯槽等には平常運転時よりも多量の核燃料物質が集積しており、核燃料物質を含む溶液の崩壊熱密度は、精製建屋の第 7 一時貯留処理槽で平常運転時の最大値の約 3 倍となる。

さらに、核分裂の連鎖反応により生成する核分裂生成物により、溶液中に新たに崩壊熱をもたらす物質が生成する。この際の崩壊熱は、未臨界に移行した直後においては臨界事故により発生する全エネルギーのうち約 4% (約 4 kW) であるが、未臨界に移行後、放射性壊変により急速に減衰し、約 1 時間後には約 0.1% (約 0.05 kW) まで低下する。

上記のとおり、平常運転時よりも崩壊熱量が大きい状態を考慮しても、未臨界移行後は、崩壊熱は貯槽等からの放熱により一定量が除去され、貯槽等内の溶液の沸騰は継続しない。

ii. 圧力

核分裂によるエネルギーが溶液に付与され、溶液が沸騰に至ることで蒸気が発生し、また放射線分解による水素が発生した場合、貯槽等内及び系統内が加圧される。この場合であっても、臨界事故の拡大防止対策として実施する貯留設備への放射性物質の導出により、貯槽等内及び系統

内の圧力は3 k P a 程度に制限される。以上のことから、臨界事故が発生した場合でも、貯槽等内及び系統内の圧力は最大でも3 k P a 程度である。

### iii. 湿度

核燃料物質を含む溶液において臨界事故が発生し、溶液が沸騰に至った場合、沸騰蒸気により多湿環境下となる。

### iv. 放射線

臨界事故が発生した場合、核分裂によって発生する放射線によりセル内及びセル近傍の線量率が上昇する。また、貯槽等外に着目した場合には、核燃料物質を含む溶液中の放射性物質が沸騰蒸気、水素掃気用空気等に伴い貯槽等外へ移行するとともに、核分裂により生成する核分裂生成物のうち、気体状の放射性物質である放射性希ガス及び放射性元素が沸騰蒸気、水素掃気用空気等によって貯槽等外に移行するため、貯槽等外の放射線量は上昇する。

### v. 物質（水素、蒸気、煤煙、放射性物質、その他）及びエネルギーの発生

核分裂によるエネルギーが溶液に付与されることで、核分裂の連鎖反応が継続している期間においては、平常運転時よりも多量の放射線分解水素が生成する。また、臨界事故の起因との関係で平常運転時よりも多量の核燃料物質が集積することにより、未臨界に移行した以降においても平常運転時よりも多い量の放射線分解水素が発生する。

核燃料物質を含む溶液において臨界事故が発生し、溶液が沸騰に至っ

た場合、沸騰による蒸気が発生する。

核分裂により溶液中には核分裂生成物が生成する。生成した核分裂生成物は短半減期核種が主であるため、未臨界に移行した以降速やかに減衰する。

臨界事故の発生を想定する貯槽等には平常運転時において有意な量の有機溶媒を貯留することはなく、また、臨界事故の起因との関係で有機溶媒を含む溶液を誤移送することもないことから、有機溶媒火災又はTBP等の錯体の急激な分解反応の発生は想定されないことから、これらの反応により生成する煤煙及びその他の物質が発生することはない。

#### vi. 落下・転倒による荷重

臨界事故が発生した場合の溶液温度の上昇を考慮したとしても、貯槽等の材質の強度が有意に低下することはない。貯槽等が落下・転倒することはない。

#### vii. 腐食環境

核燃料物質を含む溶液において臨界事故が発生し、溶液が沸騰に至った場合、核燃料物質の硝酸濃度は上昇するものの、沸騰量が小さいため、硝酸濃度は、硝酸濃度の上昇の程度が最大となる精製建屋の第5一時貯留処理槽において約1Nである。

### b. 事故進展により自らの貯槽等において連鎖して発生する重大事故の特定

#### (a) 冷却機能の喪失による蒸発乾固

「a. 起因となる臨界事故の事象進展，事故規模の分析」に記載した

とおり、核分裂のエネルギーにより約23 Lの溶液が蒸発するが、臨界事故の発生を想定する貯槽等において保有する溶液量は最小の貯槽等でも約200 Lであり、水分が喪失する状態にはならない。

また、核燃料物質の集積及び核分裂生成物の影響による崩壊熱の上昇を踏まえても、未臨界移行後に沸騰が継続することはない。

以上より、冷却機能の喪失による蒸発乾固が発生することはない。

(b) 水素爆発

「a. 起因となる臨界事故の事象進展，事故規模の分析」に記載したとおり、核分裂によるエネルギー及び平常運転時と溶液性状が変化していることにより、平常運転時よりも放射線分解水素が多く発生するが、この現象は臨界事故の有効性評価において想定したものである。この場合の水素濃度は、最大となる前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽においてもドライ換算7 v o 1 %未満であり、また、事態の収束時点では、水素濃度は平衡状態となり、最大となる前処理建屋の溶解槽においてもドライ換算3.8 v o 1 %であって、可燃限界濃度未満が維持される。

以上より、水素爆発が発生することはない。

(c) 有機溶媒等による火災又は爆発

「a. 起因となる臨界事故の事象進展，事故規模の分析」に記載したとおり、臨界事故の発生を想定する貯槽等には平常運転時において有意な量の有機溶媒を貯留することはない。また、臨界事故の起因との関係で有機溶媒を含む溶液を誤移送することもない。

また、臨界事故の発生を想定する貯槽等に接続する配管等の材質は、ステンレス鋼又はジルコニウムであり、想定される温度、圧力、腐食環境等の環境条件によって、これらのバウンダリの健全性が損なわれることはないことから、有機溶媒があやまって混入することもない。

以上より、有機溶媒火災及びT B P等の急激な分解反応が発生することはない。

(d) その他の放射性物質の漏えい

貯槽等及び貯槽等に接続する配管の材質は、ステンレス鋼又はジルコニウムであり、想定される温度、圧力、腐食環境等の環境条件によってこれらのバウンダリが喪失することはない、放射性物質の漏えいが発生することはない。

c. 重大事故が発生した貯槽等以外への安全機能への影響及び連鎖して発生する重大事故の特定

貯槽等及び貯槽等に接続する配管の材質は、ステンレス鋼又はジルコニウムであり、想定される温度、圧力等の環境条件によってこれらのバウンダリが喪失することはない、温度及び放射線以外の貯槽等内の環境条件が、貯槽等外へ及ぶことはないことから、温度及び放射線以外の環境条件の変化によってその他の重大事故が連鎖して発生することはない。

温度及び放射線の影響は、貯槽等外へ及ぶものの、温度は最大でも110℃程度であり、放射線については躯体による遮蔽によって、これらの影響が十分な厚さを有するセルを超えてセル外へ及ぶことはなく、また、セル内の安全機能を有する機器も、これらの環境条件で健全性を損なうことはないことから、温度及び放射線の環境条件の変化によってその他の重大事故が連鎖して発生することはない。

貯槽等に接続する配管を通じての貯槽等内の環境の伝播による安全機能への影響の詳細は次のとおりである。

(a) 安全圧縮空気系及び一般圧縮空気系

安全圧縮空気系及び一般圧縮空気系からの圧縮空気の供給圧は、貯槽等内の圧力より高いことから、安全圧縮空気系及び一般圧縮空気系の配管を通じて貯槽等内の影響が波及することはないことから、臨界事故により安全圧縮空気系及び一般圧縮空気系が機能喪失することはない。

また、臨界事故が発生した貯槽等と同一のセルに設置される臨界事故の発生を想定しない貯槽等に対し、核分裂に伴う放射線が入射することにより貯槽等内で放射線分解水素が発生することが考えられるが、安全側に推定した場合でも放射線分解水素の発生量は数L程度であり、貯槽等内の水素濃度は、ドライ換算 8 v o 1 %未満に維持され、速やかにドライ換算 4 v o 1 %を下回る。

以上より、水素爆発が発生することはない。

(b) 廃ガス処理設備及び貯留設備

貯槽等に接続する廃ガス処理設備の配管を通じて、貯槽等内の環境が廃ガス処理設備及び貯留設備に波及する。

廃ガス処理設備及び貯留設備の材質はステンレス鋼であり、貯槽等内の環境条件によってバウンダリが喪失することはない。

一方、廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタは、蒸気による機能低下が想定されるものの、本現象は臨界事故における想定条件である。

以上より、臨界事故により廃ガス処理設備及び貯留設備が機能喪失することはない、その他の放射性物質の漏えいが発生することはない。

(c) 可溶性中性子吸収材の供給設備

可溶性中性子吸収材の供給時の供給圧力は、貯槽等内の圧力より高いことから、可溶性中性子吸収材の供給設備の配管を通じて貯槽等内の影響が波及することはないことから、臨界事故により可溶性中性子吸収材の供給設備が機能喪失することはない、臨界事故への対処に影響を及ぼすことはない。

#### d. 分析結果

臨界事故の発生が想定される2建屋6機器2貯槽において、重大事故等が発生することを前提として評価を実施した。

核分裂反応によるエネルギー放出及び平常運転時を上回る核燃料物質の集積により水素発生量が増加し貯槽等内の水素濃度は上昇するが、水素掃気量は水素発生量に対して十分な余力を有しており、水素濃度が最も高くなる前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽においてドライ換算7 v o 1 %未満である。また、事態の収束時点では、水素濃度は平衡状態となり、最大となる前処理建屋の溶解槽においてもドライ換算 3.8 v o 1 %であって、可燃限界濃度未満が維持される。

以上より、臨界事故の発生によって他の重大事故等が連鎖して発生することがないことを確認した。

【補足説明資料6－1】

(3) 判断基準への適合性の検討

臨界事故の拡大防止対策として、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、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及び放射性物質を含む気体を貯留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貯槽等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貯槽等内の水素濃度は、臨界事故による水素の発生を考慮した場合でも、水素爆発未然防止濃度（ドライ換算 8 v o 1 %）未満に維持できる。また、事態の安定化の時点においては、水素濃度は可燃限界濃度（ドライ換算 4 v o 1 %）を下回ることができる。

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  $8 \times 10^{-7}$  T B q 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、100 T B q を下回る。

評価条件の不確かさは、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は無視できるか又は小さいことを確認

した。

以上の有効性評価は、臨界事故の発生が想定される貯槽等である2建屋6機器2貯槽を対象に実施し、上述のとおり重大事故等対策が有効であることを確認した。

また、想定される事故時環境において、臨界事故の発生が想定される機器に接続する安全機能を有する機器が、損傷又は機能劣化することなく、他の重大事故等が連鎖して発生することがないことを確認した。

以上のことから、臨界事故が発生した場合においても、可溶性中性子吸収材の自動供給により未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる。また、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。

以上より、「6.1.2.1(9)判断基準」を満足する。

## 6.2 臨界事故の拡大防止対策に必要な要員及び資源

臨界事故の拡大防止対策に必要な要員及び資源を以下に示す。

### (1) 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。

主排気筒から大気中への放射性物質の放出状況を監視するのに必要な要員は5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14名であり、実施組織要員の17名にて対処が可能である。

### (2) 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運転時と同様に使用可能である。

#### a. 可溶性中性子吸収材

臨界事故への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貯槽等を未臨界に移行し、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及び配管への滞留量を考慮した量

を保有することから、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一般圧縮空気系は、有効性評価の機器条件とした  $6 \text{ m}^3/\text{h}$  を十分上回る能力を有しているため、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、前処理建屋において、460 V 非常用母線の最小余裕約 160 k V A 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 25 k V A である。また、空気圧縮機の起動時を考慮しても約 80 k V A 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。

精製建屋においては、460 V 非常用母線の最小余裕約 120 k V A 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 k V A である。また、空気圧縮機の起動時を考慮しても約 80 k V A 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。

第6-1表 臨界事故の発生を想定する貯槽等

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
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 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"> <li>異なる 3 台の臨界検知用放射線検出器のうち、2 台以上の臨界検知用放射線検出器が臨界に伴って放出されるガンマ線の線量率の上昇を同時に検知し、論理回路により、臨界事故の発生を想定する機器において、臨界事故が発生したと判定する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界検知用放射線検出器</li> </ul>
b.	可溶性中性子吸収材の供給	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界検知用放射線検出器により臨界事故の発生検知後、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系により直ちに自動で臨界事故が発生した貯槽等に可溶性中性子吸収材を重力流で供給する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故時可溶性中性子吸収材供給系主配管</li> <li>重大事故時可溶性中性子吸収材供給系供給貯槽</li> <li>重大事故時可溶性中性子吸収材供給系供給弁</li> </ul>	—	—
		<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作により、緊急停止系を作動させ、使用済燃料のせん断を停止する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急停止系</li> <li>緊急停止操作スイッチ</li> </ul>

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
c.	未臨界確保の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>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供給後，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貯槽等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貯槽等の未臨界確保を判断する。</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガンマ線用サーベイメータ</li> <li>中性子線用サーベイメータ</li> </ul>	—

第 6.1.1-2 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"> <li>異なる 3 台の臨界検知用放射線検出器のうち、2 台以上の臨界検知用放射線検出器が臨界に伴って放出されるガンマ線の線量率の上昇を同時に検知し、論理回路により、臨界事故の発生を想定する機器において、臨界事故が発生したと判定する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界検知用放射線検出器</li> </ul>
b.	可溶性中性子吸収材の供給	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界検知用放射線検出器により臨界事故の発生検知後、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系により直ちに自動で臨界事故が発生した貯槽等に可溶性中性子吸収材を重力流で供給する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故時可溶性中性子吸収材供給系主配管</li> <li>重大事故時可溶性中性子吸収材供給系供給貯槽</li> <li>重大事故時可溶性中性子吸収材供給系供給弁</li> </ul>	—	—
		<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作により、緊急停止系を作動させ、溶液の移送を停止する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急停止系</li> <li>緊急停止操作スイッチ</li> </ul>

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
c.	未臨界確保の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>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供給後，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貯槽等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貯槽等の未臨界確保を判断する。</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガンマ線用サーベイメータ</li> <li>中性子線用サーベイメータ</li> </ul>	—

第6.1.1-3表 前処理建屋における放射線分解水素の掃気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.	一般圧縮空気系からの空気の供給	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界検知用放射線検出器による臨界事故の発生の検知後，臨界事故が発生した貯槽等に接続する配管と一般圧縮空気系を，可搬型建屋内ホースを用いて接続し，臨界事故が発生した貯槽等に空気を供給する。</li> <li>供給においては，可搬型貯槽掃気用圧縮空気流量計の指示値により，臨界事故が発生した機器に所定の流量で空気が供給されていることを確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 掃気用空気系</li> <li>・ 掃気用空気供給配管</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型建屋内ホース</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計</li> </ul>

第 6.1.1-4 表 精製建屋における放射線分解水素の掃気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.	一般圧縮空気系からの空気の供給	<p>・ 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貯槽等に接続する配管と一般圧縮空気系を，可搬型建屋内ホースを用いて接続し，臨界事故が発生した貯槽等に空気を供給する。</p> <p>供給においては，可搬型貯槽掃気用圧縮空気流量計の指示値により，臨界事故が発生した機器に所定の流量で空気が供給されていることを確認する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 掃気用空気系</li> <li>・ 掃気用空気供給配管</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型建屋内ホース</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計</li> </ul>

第 6.1.1-5 表 前処理建屋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	<p>・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貯槽等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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・排風機</li> <li>・隔離弁</li> <li>・廃ガス処理設備 主配管</li> <li>・貯留設備の隔離弁</li> <li>・貯留設備の空気圧縮機</li> <li>・貯留設備の逆止弁</li> <li>・貯留設備の貯留タンク</li> </ul>	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
b.	貯留タンクへの導出完了判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留タンクへの放射性物質の導出開始後、貯留タンク内の圧力の上昇、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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>排気筒モニタ</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留設備の圧力計</li> <li>貯留設備の流量計</li> <li>貯留設備の放射線モニタ</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>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貯槽等が未臨界に移行したことを、臨界事故が発生した貯槽等の周辺の線量当量率の低下を確認したうえで、貯留タンク内の圧力が規定の圧力（0.7MP a）に達した場合に、導出の完了と判断する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留設備の隔離弁</li> <li>貯留設備の空気圧縮機</li> <li>貯留設備の逆止弁</li> <li>貯留設備の貯留タンク</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留設備の圧力計</li> </ul>

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
c.	廃ガス処理設備による換気再開	<ul style="list-style-type: none"> <li>・貯留タンクへの放射性物質の導出完了後，中央制御室において臨界事故が発生した貯槽等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平常運転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主排気筒を介して放出する。また，貯留タンクの入口には逆止弁が設けられており，廃ガス処理設備の排風機を起動した場合でも貯留タンク内の放射性物質は廃ガス処理設備に逆流しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高性能粒子フィルタ</li> <li>・排風機</li> <li>・隔離弁</li> <li>・廃ガス処理設備 主配管</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・監視制御盤</li> <li>・安全系監視制御盤</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・廃ガス処理設備の再起動後，貯留タンクの隔離弁を閉止し，空気圧縮機を停止する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・貯留設備の隔離弁</li> <li>・貯留設備の空気圧縮機</li> </ul>	—	—

第 6.1.1-6 表 精製建屋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"> <li>・ 臨界検知用放射線検出器による臨界事故の発生の検知後，臨界事故が発生した貯槽等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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 排風機</li> <li>・ 隔離弁</li> <li>・ 廃ガス処理設備 主配管</li> <li>・ 貯留設備の隔離弁</li> <li>・ 貯留設備の空気圧縮機</li> <li>・ 貯留設備の逆止弁</li> <li>・ 貯留設備の貯留タンク</li> </ul>	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
b.	貯留タンクへの導出完了判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留タンクへの放射性物質の導出開始後、貯留タンク内の圧力の上昇、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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>排気筒モニタ</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留設備の圧力計</li> <li>貯留設備の流量計</li> <li>貯留設備の放射線モニタ</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>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貯槽等が未臨界に移行したことを、臨界事故が発生した貯槽等の周辺の線量当量率の低下を確認したうえで、貯留タンク内の圧力が規定の圧力 (0.7MP a) に達した場合に、導出の完了と判断する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留設備の隔離弁</li> <li>貯留設備の空気圧縮機</li> <li>貯留設備の逆止弁</li> <li>貯留設備の貯留タンク</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯留設備の圧力計</li> </ul>

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
c.	廃ガス処理設備による換気再開	<ul style="list-style-type: none"> <li>・貯留タンクへの放射性物質の導出完了後、中央制御室において臨界事故が発生した貯槽等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平常運転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主排気筒を介して放出する。また、貯留タンクの入口には逆止弁が設けられており、廃ガス処理設備の排風機を起動した場合でも貯留タンク内の放射性物質は廃ガス処理設備に逆流しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高性能粒子フィルタ</li> <li>・排風機</li> <li>・隔離弁</li> <li>・廃ガス処理設備 主配管</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・監視制御盤</li> <li>・安全系監視制御盤</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・廃ガス処理設備の再起動後、貯留タンクの隔離弁を閉止し、空気圧縮機を停止する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・貯留設備の隔離弁</li> <li>・貯留設備の空気圧縮機</li> </ul>	—	—

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

第 6.1.2-2 表 臨界事故の対処に使用する設備

機器グループ	設備		臨界事故の拡大を防止するための設備		
			可溶性中性子吸収材の自動供給	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
	設備名称	構成する機器	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備
前処理建屋 臨界	代替計測制御系統施設	臨界検知用放射線検出器(溶解槽用)	○	×	×
		緊急停止操作スイッチ(溶解槽用, 電路含む)	○	×	×
		安全系監視制御盤(前処理建屋)	○	×	×
		緊急停止系(前処理建屋)(前処理施設用, 電路含む)	○	×	×
	代替溶解設備	重大事故時可溶性中性子吸収材供給貯槽(溶解槽用)	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁(溶解槽用)	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給系主配管・弁(溶解槽用)[流路]	○	×	×
	電気設備	154kV母線	○	○	○
		ケーブル及び電線路(154kV)	○	○	○
		受変圧器	○	○	○
		非常用電源建屋の6.9kV非常用主母線	○	○	○
		ユーティリティ建屋の6.9kV運転予備用主母線	○	○	○
		前処理建屋の6.9kV非常用母線	○	○	○
		前処理建屋の6.9kV運転予備用母線	○	○	○
		制御建屋の6.9kV非常用母線	○	○	○
		制御建屋の6.9kV運転予備用母線	○	○	○
		ケーブル及び電線路(6.9kV)	○	○	○
		非常用電源建屋の460V非常用母線	○	○	○
		前処理建屋の460V非常用母線	○	○	○
		制御建屋の460V非常用母線	○	○	○
		制御建屋の460V運転予備用母線	○	○	○
		ユーティリティ建屋の460V運転予備用母線	○	○	○
		前処理建屋の460V非常用コントロールセンタ	○	○	○
		前処理建屋の460V運転予備用コントロールセンタ	○	○	○
		制御建屋の460V非常用コントロールセンタ	○	○	○
		制御建屋の460V運転予備用コントロールセンタ	○	○	○
		ユーティリティ建屋の460V運転予備用コントロールセンタ	○	○	○
		ケーブル及び電線路(460V)	○	○	○
		前処理建屋の非常用無停電電源装置	○	○	○
		前処理建屋の無停電電源装置	○	○	○
		制御建屋の非常用無停電電源装置	○	○	○
		制御建屋の無停電電源装置	○	○	○
		ユーティリティ建屋の無停電電源装置	○	○	○
前処理建屋の非常用直流電源設備		○	○	○	
前処理建屋の直流電源設備		○	○	○	
制御建屋の非常用直流電源設備		○	○	○	
制御建屋の直流電源設備	○	○	○		
ユーティリティ建屋の直流電源設備	○	○	○		

(つづき)

機器グループ	設備		臨界事故の拡大を防止するための設備		
	設備名称	構成する機器	可溶性中性子吸収材の自動供給	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
			重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備
前処理建屋 臨界	代替安全圧縮空気系	安全圧縮空気系主配管・弁[流路]	○	×	×
	計測制御系統施設	監視制御盤(前処理建屋)(電路含む)	○	×	○
		安全系監視制御盤(前処理建屋)	×	×	○
	(計測制御系統施設)	臨界検知用放射線検出器(ハル洗浄槽用)	○	×	×
		臨界検知用放射線検出器(エンドピース酸洗浄槽用)	○	×	×
		緊急停止操作スイッチ(溶解施設用, 電路含む)	○	×	×
		緊急停止系(前処理施設用, 電路含む)	○	×	×
		可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計(溶解槽, ハル洗浄槽, エンドピース酸洗浄槽用)	×	○	×
		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	×	×	○
	溶解設備	溶解槽	○	○	×
		ハル洗浄槽	○	○	×
		エンドピース酸洗浄槽	○	○	×
		可溶性中性子吸収材緊急供給系	×	×	×
	(溶解設備)	重大事故時可溶性中性子吸収材供給貯槽(ハル洗浄槽用)	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁(ハル洗浄槽用)	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給系主配管・弁(ハル洗浄槽用)[流路]	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給貯槽(エンドピース酸洗浄槽用)	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁(エンドピース酸洗浄槽用)	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給系主配管・弁(エンドピース酸洗浄槽用)[流路]	○	×	×
		可搬型可溶性中性子吸収材供給器	×	×	×
	(せん断処理・溶解廃ガス処理設備)	貯留設備の隔離弁	×	×	○
		貯留設備の空気圧縮機	×	×	○
		貯留設備の逆止弁	×	×	○
		貯留設備の貯留タンク	×	×	○
		貯留設備主配管・弁[流路]	×	×	○
	せん断処理・溶解廃ガス処理設備	凝縮器	×	×	○
		第1高性能粒子フィルタ	×	×	○
		第2高性能粒子フィルタ	×	×	○
		排風機	×	×	○
		隔離弁	×	×	○
		圧力計	×	×	○
		せん断処理・溶解廃ガス処理設備主配管・弁[流路]	×	×	○
	前処理建屋換気設備	ダクト・ダンパ[流路]	×	×	○
	主排気筒	主排気筒	×	×	○
	一般冷却水系	一般冷却水系	×	×	○
	一般圧縮空気系	一般圧縮空気系	○	○	○

(つづき)

機器グループ	設備		臨界事故の拡大を防止するための設備			
	設備名称	構成する機器	可溶性中性子吸収材の自動供給	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	
			重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	
前処理建屋 臨界	(一般圧縮空気系)	可搬型建屋内ホース(溶解槽, ハル洗浄槽, エンドピース酸洗浄槽用)[流路]	×	○	×	
		掃気用空気供給配管・弁(溶解設備)(溶解槽用)[流路]	×	○	×	
		掃気用空気供給配管・弁(計測制御系)(溶解槽用)[流路]	×	○	×	
		掃気用空気供給配管・弁(溶解設備)(エンドピース酸洗浄槽用)[流路]	×	○	×	
		掃気用空気供給配管・弁(計測制御系)(エンドピース酸洗浄槽用)[流路]	×	○	×	
		掃気用空気供給配管・弁(溶解設備)(ハル洗浄槽用)[流路]	×	○	×	
	安全圧縮空気系	安全空気圧縮機	×	○	×	
		計測制御用空気貯槽	×	×	○	
		計測制御用安全圧縮空気系主配管・弁[流路]	×	×	○	
		水素掃気用空気貯槽	×	○	×	
		水素掃気用安全圧縮空気系主配管・弁[流路]	×	○	×	
	低レベル廃液処理設備	第1低レベル廃液処理系	×	×	○	
	放射線監視設備	排気筒モニタ	×	×	○	
	代替排気モニタリング設備	主排気筒の排気モニタリング設備	×	×	○	
	代替環境モニタリング設備	環境モニタリング設備	×	×	○	
	代替試料分析関係設備	放出管理分析設備	×	×	○	
		環境試料測定設備	×	×	○	
	代替放射能観測設備	放射能観測車	×	×	○	
	代替気象観測設備	気象観測設備	×	×	○	
	(放射線監視設備)	ガンマ線用サーベイメータ	○	×	×	
		中性子線用サーベイメータ	○	×	×	
	精製建屋 臨界	計測制御系統施設	緊急停止操作スイッチ(精製施設用, 電路含む)	○	×	×
			監視制御盤(精製施設用)(電路含む)	○	×	○
			安全系監視制御盤(精製建屋)	×	×	○
			緊急停止系(精製建屋)(精製施設用, 電路含む)	○	×	×
		(計測制御系統施設)	臨界検知用放射線検出器(第5一時貯留処理槽)	○	×	×
			臨界検知用放射線検出器(第7一時貯留処理槽用)	○	×	×
可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計(第5一時貯留処理槽, 第7一時貯留処理槽用)			×	○	×	
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			×	×	○	
精製建屋一時貯留処理設備		第5一時貯留処理処理槽	○	○	×	
		第7一時貯留処理処理槽	○	○	×	
(精製建屋一時貯留処理設備)		重大事故時可溶性中性子吸収材供給貯槽(第5一時貯留処理槽用)	○	×	×	
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁(第5一時貯留処理槽用)	○	×	×	
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給系主配管・弁(第5一時貯留処理槽用)[流路]	○	×	×	

(つづき)

機器グループ	設備		臨界事故の拡大を防止するための設備		
	設備名称	構成する機器	可溶性中性子吸収材の自動供給	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
			重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備
精製建屋 臨界	(精製建屋一時貯留処理設備)	重大事故時可溶性中性子吸収材供給貯槽(第7一時貯留処理槽用)	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁(第7一時貯留処理槽用)	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給系主配管・弁(第7一時貯留処理槽用)[流路]	○	×	×
		可搬型可溶性中性子吸収材供給器	×	×	×
	電気設備	154kV母線	○	○	○
		ケーブル及び電線路(154kV)	○	○	○
		受電変圧器	○	○	○
		非常用電源建屋の6.9kV非常用主母線	×	○	○
		ユーティリティ建屋の6.9kV運転予備用主母線	○	○	○
		精製建屋の6.9kV運転予備用母線	×	×	○
		制御建屋の6.9kV非常用母線	○	○	○
		前処理建屋の6.9kV非常用母線	×	○	○
		制御建屋の6.9kV運転予備用母線	○	○	○
		ケーブル及び電線路(6.9kV)	○	○	○
		非常用電源建屋の460V非常用母線	×	○	○
		精製建屋の460V非常用母線	×	×	○
		前処理建屋の460V非常用母線	×	○	○
		精製建屋の460V運転予備用母線	○	○	○
		制御建屋の460V非常用母線	○	○	○
		制御建屋の460V運転予備用母線	○	○	○
		ユーティリティ建屋の460V運転予備用母線	○	○	○
		精製建屋の460V非常用コントロールセンタ	×	×	○
		精製建屋の460V運転予備用コントロールセンタ	○	○	○
		制御建屋の460V非常用コントロールセンタ	○	○	○
		制御建屋の460V運転予備用コントロールセンタ	○	○	○
		ユーティリティ建屋の460V運転予備用コントロールセンタ	○	○	○
		ケーブル及び電線路(460V)	○	○	○
		精製建屋の非常用無停電電源装置	×	×	○
		精製建屋の無停電電源装置	○	○	○
		制御建屋の非常用無停電電源装置	○	○	○
		制御建屋の無停電電源装置	○	○	○
		ユーティリティ建屋の無停電電源装置	○	○	○
		精製建屋の非常用直流電源設備	×	×	○
		制御建屋の非常用直流電源設備	○	○	○
制御建屋の直流電源設備	×	×	○		
ユーティリティ建屋の直流電源設備	○	○	○		

(つづき)

機器グループ	設備		臨界事故の拡大を防止するための設備		
			可溶性中性子吸収材の自動供給	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
	設備名称	構成する機器	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備
精製建屋 臨界	(精製建屋 塔槽類廃ガス処理設備)	貯留設備の隔離弁	×	×	○
		貯留設備の空気圧縮機	×	×	○
		貯留設備の逆止弁	×	×	○
		貯留設備の貯留タンク	×	×	○
		貯留設備主配管・弁〔流路〕	×	×	○
	精製建屋 塔槽類廃ガス処理設備	凝縮器	×	×	○
		高性能粒子フィルタ	×	×	○
		排風機	×	×	○
		隔離弁	×	×	○
		圧力計	×	×	○
		精製建屋塔槽類廃ガス処理設備(プルトニウム系)主配管・弁〔流路〕	×	×	○
	精製建屋換気設備	ダクト・ダンパ〔流路〕	×	×	○
	ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋換気設備	ダクト・ダンパ〔流路〕	×	×	○
	主排気筒	主排気筒	×	×	○
	一般冷却水系	一般冷却水系	×	×	○
	一般圧縮空気系	一般圧縮空気系	○	○	○
	(一般圧縮空気系)	可搬型建屋内ホース(第5一時貯留処理槽, 第7一時貯留処理槽用)〔流路〕	×	○	×
		掃気用空気供給配管・弁(精製建屋一時貯留処理設備)(第5一時貯留処理槽用)〔流路〕	×	○	×
		掃気用空気供給配管・弁(計測制御系)(第5一時貯留処理槽用)〔流路〕	×	○	×
		掃気用空気供給配管・弁(精製建屋一時貯留処理設備)(第7一時貯留処理槽用)〔流路〕	×	○	×
		掃気用空気供給配管・弁(計測制御系)(第7一時貯留処理槽用)〔流路〕	×	○	×
	安全圧縮空気系	安全空気圧縮機	×	○	×
		水素掃気用空気貯槽	×	○	×
		水素掃気用安全圧縮空気系主配管・弁〔流路〕	×	○	×
	低レベル廃液処理設備	第1低レベル廃液処理系	×	×	○
	放射線監視設備	排気筒モニタ	×	×	○
	代替排気モニタリング設備	主排気筒の排気モニタリング設備	×	×	○
	代替環境モニタリング設備	環境モニタリング設備	×	×	○
	代替試料分析関係設備	放出管理分析設備	×	×	○
		環境試料測定設備	×	×	○
代替放射能観測設備	放射能観測車	×	×	○	
代替気象観測設備	気象観測設備	×	×	○	
(放射線監視設備)	ガンマ線用サーベイメータ	○	×	×	
	中性子線用サーベイメータ	○	×	×	

第 6.1.2-3 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6.1.2-4表 臨界継続時の評価条件（共通条件）

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

第6.1.2-5表 臨界継続時の評価条件（個別条件）

建屋名	機器名	気相部容積 [m <sup>3</sup> ]	平常運転時掃気 流量 [m <sup>3</sup> /h]	沸騰までの時間 [min]
前処理建屋	溶解槽 A	6.97	0.279	(沸騰しない)
	溶解槽 B	6.97	0.279	(沸騰しない)
	エンドピース酸洗浄槽 A	3	0.2	(沸騰しない)
	エンドピース酸洗浄槽 B	3	0.2	(沸騰しない)
	ハル洗浄槽 A	7.008 <sup>※1</sup>	0.139	5
	ハル洗浄槽 B	7.008 <sup>※1</sup>	0.139	5
精製建屋	第5一時貯留処理槽	3.6	0.042	2.9
	第7一時貯留処理槽	3.8	0.381	(沸騰しない)

※1 接続する溶解槽の気相部容積も考慮している。

第6.1.2-6表 未臨界移行後の評価条件（個別条件）

建屋名	機器名	液量 [m <sup>3</sup> ]	硝酸濃度 [mol/L]	G 値		崩壊熱密度		水素発生量 [m <sup>3</sup> /h]
				G <sub>α</sub> [molecules /100eV]	G <sub>β γ</sub> [molecules /100eV]	α [W/m <sup>3</sup> ]	β [W/m <sup>3</sup> ]	
前処理建屋	溶解槽 A	3	0	1.4E+00	4.5E-01	1.7E+02	4.4E+02	1.1E-02
	溶解槽 B	3	0	1.4E+00	4.5E-01	1.7E+02	4.4E+02	1.1E-02
	エンドピース酸洗浄槽 A	2.1	3	1.1E-01	4.2E-02	1.7E+02	4.4E+02	6.6E-04
	エンドピース酸洗浄槽 B	2.1	3	1.1E-01	4.2E-02	1.7E+02	4.4E+02	6.6E-04
	ハル洗浄槽 A	0.2	0	1.4E+00	4.5E-01	1.7E+02	4.4E+02	7.3E-04
	ハル洗浄槽 B	0.2	0	1.4E+00	4.5E-01	1.7E+02	4.4E+02	7.3E-04
精製建屋	第5一時貯留処理槽	0.2	0.91	4.7E-01	9.8E-02	9.3E+02	0.0E+00	7.3E-04
	第7一時貯留処理槽	3	0.5	6.4E-01	1.6E-01	9.3E+02	0.0E+00	1.5E-02

第6.1.2-7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	臨界事故が貯蔵する放射性物質の質量	臨界事故の影響を受ける割合	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 テニウム： 1E-3	1.5E-6	1
	エンドピース酸洗浄槽	溶解液の放射能濃度			5E-7	
	ハル洗浄槽	溶解液の放射能濃度			1.5E-6	
精製施設	第5一時貯留処理槽	硝酸プルトリウム溶液 (24gPu/L)			1E-6	
	第7一時貯留処理槽	硝酸プルトリウム溶液 (24gPu/L)			2.5E-6	

第 6.1.2-8 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6.1.2-9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  
可燃限界濃度未満に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]	最大水素濃度 (vol%)	溶液由来の放射線分解水素の水素濃度平衡値 (vol%)
前処理建屋	溶解槽 A	(達しない)	3	3.8
	溶解槽 B	(達しない)	3	3.8
	エンドピース酸洗浄槽 A	(達しない)	7	0.4
	エンドピース酸洗浄槽 B	(達しない)	7	0.4
	ハル洗浄槽 A	(達しない)	3	0.6
	ハル洗浄槽 B	(達しない)	3	0.6
精製建屋	第5一時貯留処理槽	(達しない)	6	1.7
	第7一時貯留処理槽	(達しない)	6	3.8

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	$1.3 \times 10^4$
Cs-137	$1.7 \times 10^4$
Eu-154	$8.1 \times 10^2$
Pu-238	$1.2 \times 10^3$
Pu-239	$1.2 \times 10^2$
Pu-240	$1.8 \times 10^2$
Pu-241	$2.5 \times 10^4$
Am-241	$1.3 \times 10^3$
Cm-244	$8.5 \times 10^2$

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 (Bq)
S r - 90	$4.1 \times 10^3$
C s - 137	$5.7 \times 10^3$
E u - 154	$2.7 \times 10^2$
P u - 238	$3.9 \times 10^2$
P u - 239	$3.7 \times 10^1$
P u - 240	$6.0 \times 10^1$
P u - 241	$8.2 \times 10^3$
A m - 241	$4.1 \times 10^2$
C m - 244	$2.9 \times 10^2$

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	$1.3 \times 10^4$
C s - 137	$1.7 \times 10^4$
E u - 154	$8.1 \times 10^2$
P u - 238	$1.2 \times 10^3$
P u - 239	$1.2 \times 10^2$
P u - 240	$1.8 \times 10^2$
P u - 241	$2.5 \times 10^4$
A m - 241	$1.3 \times 10^3$
C m - 244	$8.5 \times 10^2$

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 ( B q )
P u - 238	$7.8 \times 10^3$
P u - 239	$7.4 \times 10^2$
P u - 240	$1.2 \times 10^3$
P u - 241	$1.7 \times 10^5$

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	$2.0 \times 10^4$
P u - 239	$1.9 \times 10^3$
P u - 240	$3.0 \times 10^3$
P u - 241	$4.1 \times 10^5$

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	$1.1 \times 10^{-7}$

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	$3.5 \times 10^{-8}$

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)

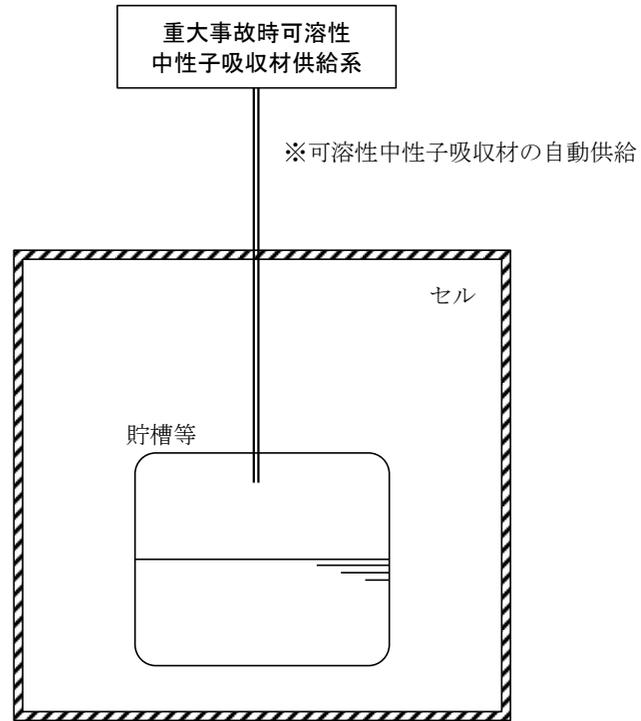
評価対象	放出量(T B q)
Cs-137換算値	$1.1 \times 10^{-7}$

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）

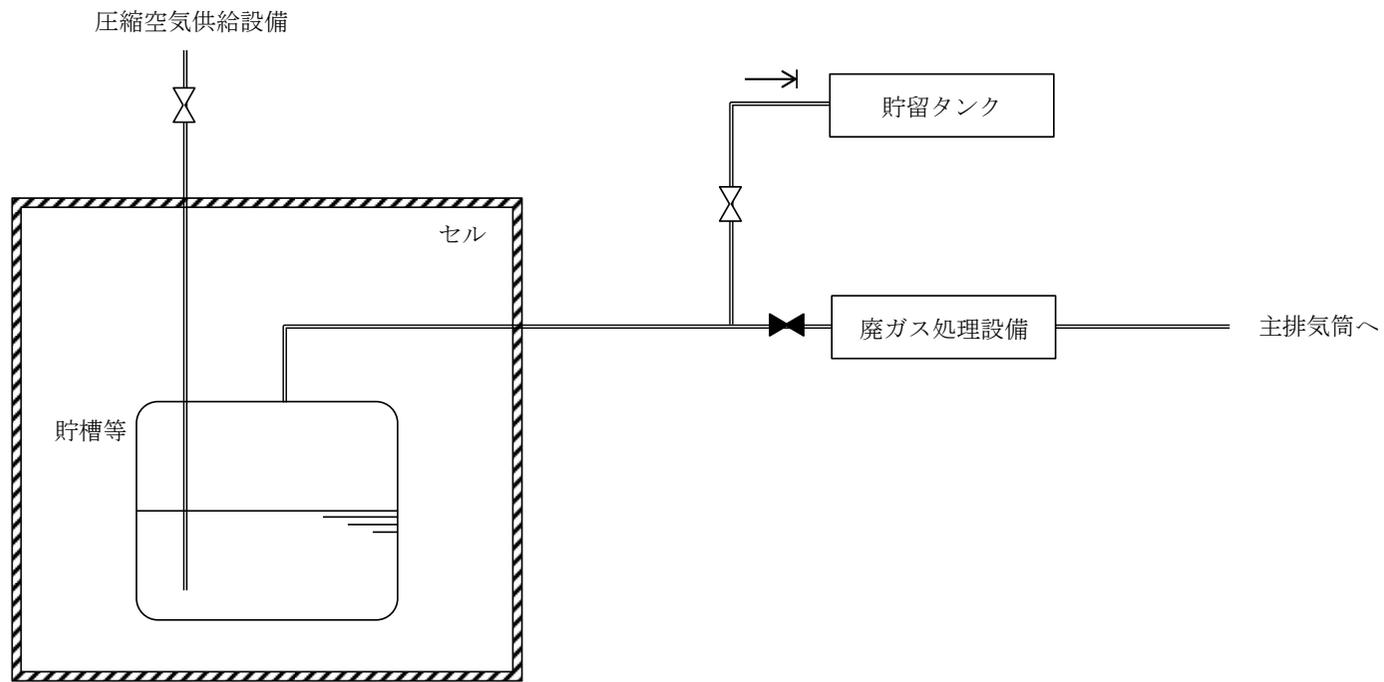
評価対象	放出量(T B q)
C s - 137換算値	$3.1 \times 10^{-7}$

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)

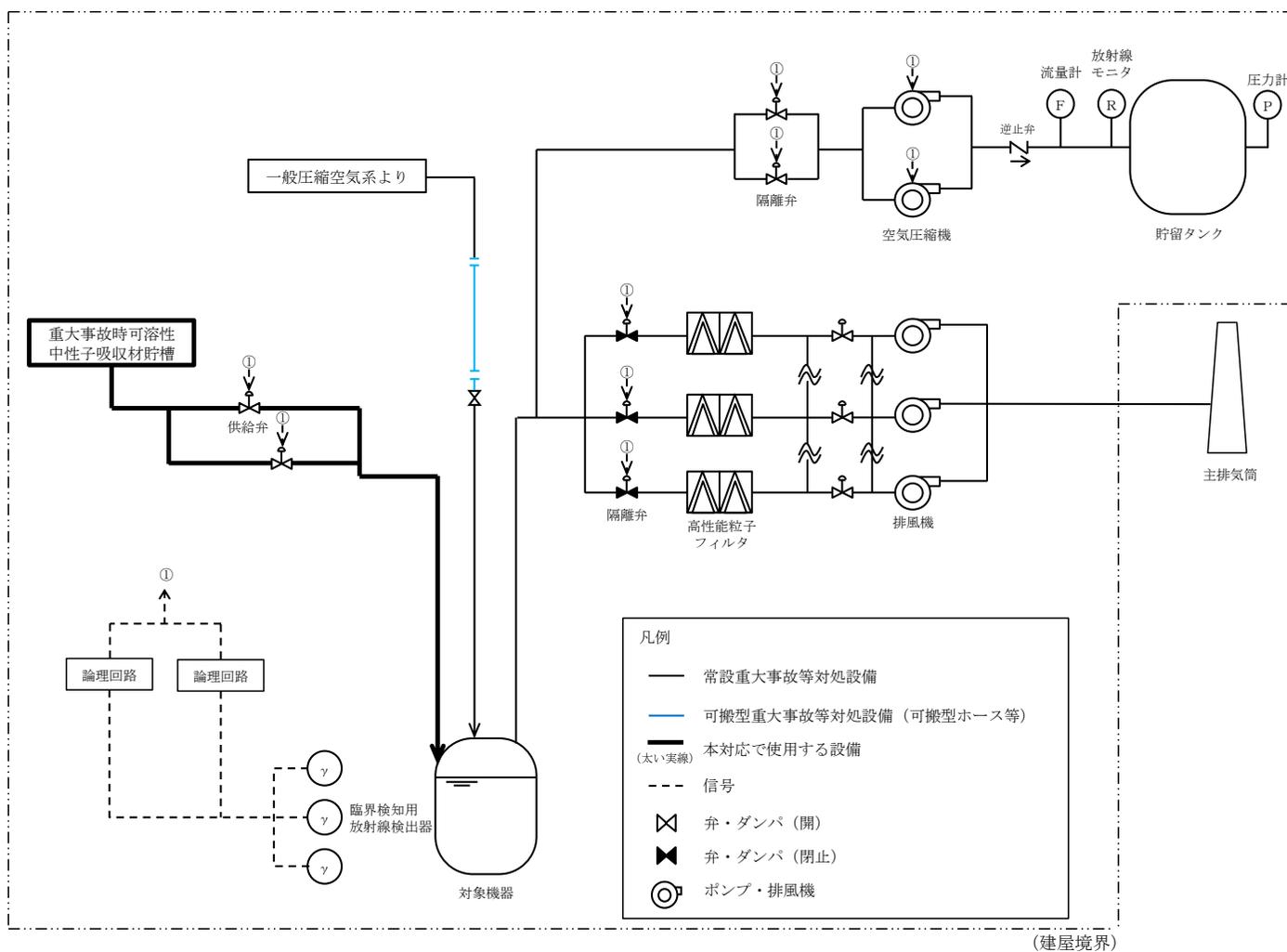
評価対象	放出量 (T B q)
C s - 137換算値	$7.6 \times 10^{-7}$



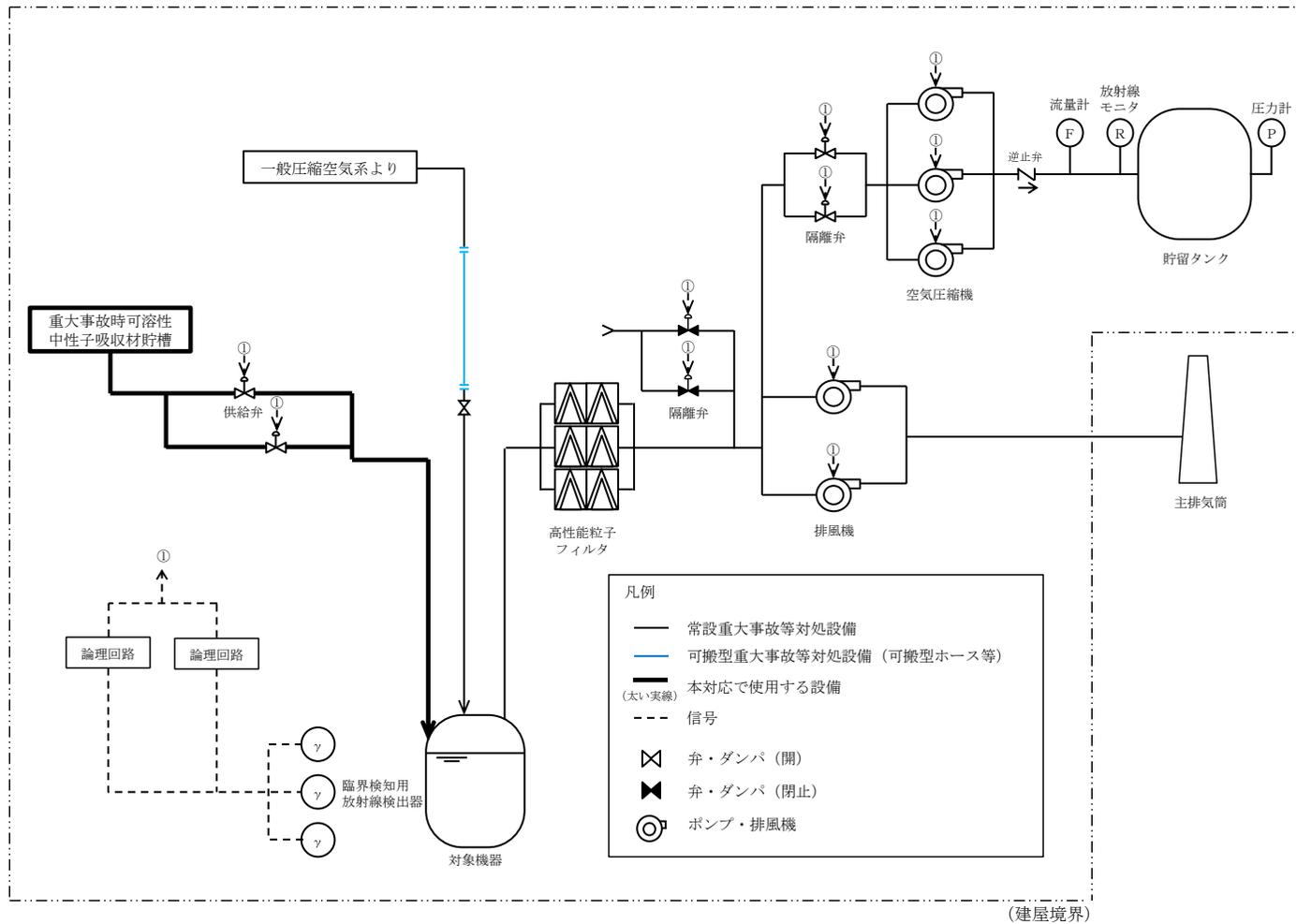
第 6 - 1 図 可溶性中性子吸収材の自動供給の概要図



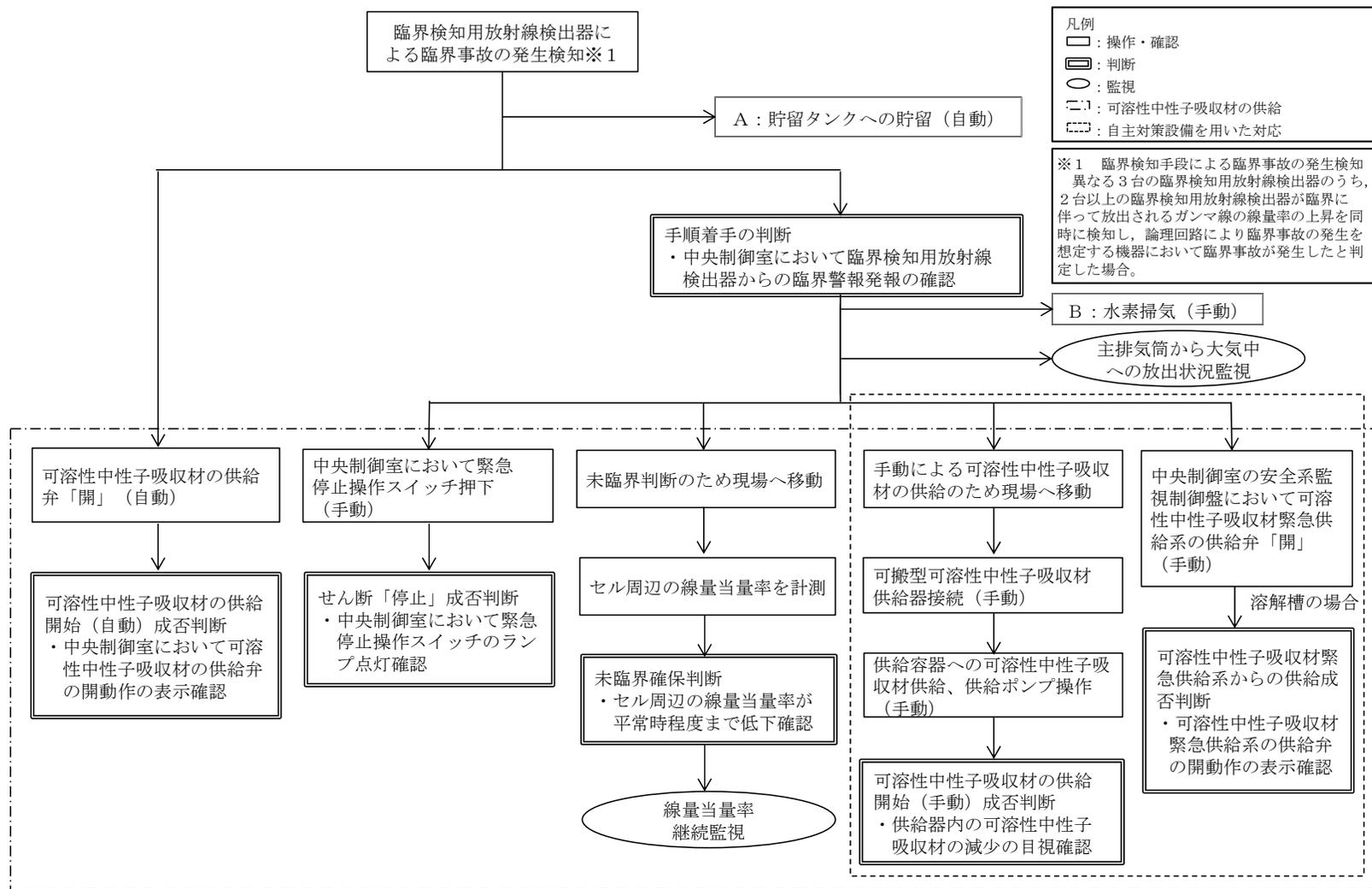
第 6 - 2 図 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気及び  
貯留設備による放射性物質の貯留及びの概要図



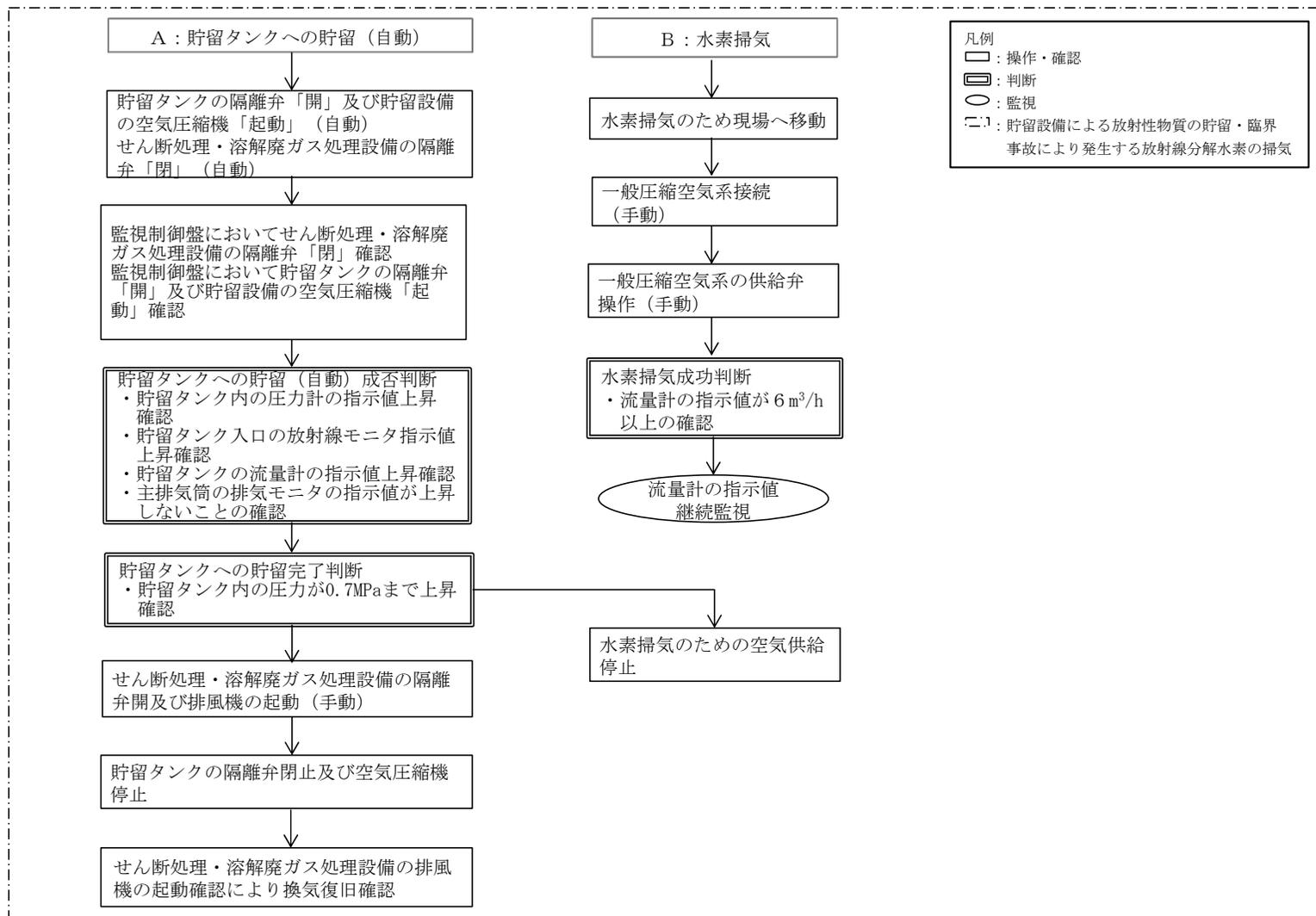
第 6.1.1-1 図 前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置の系統概要図  
(可溶性中性子吸収材の自動供給)



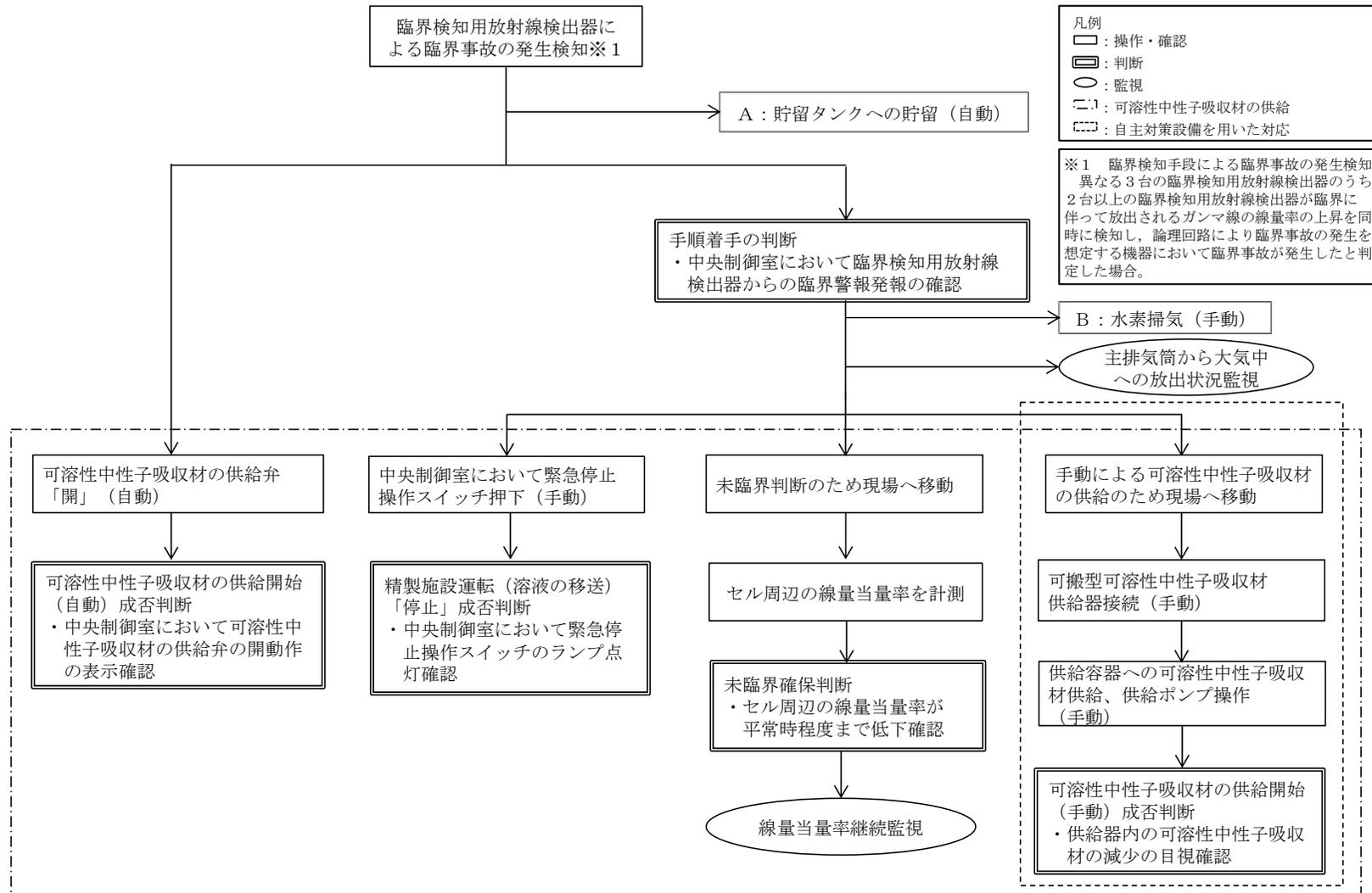
第 6.1.1-2 図 精製建屋 臨界事故の拡大防止のための措置の系統概要図  
(可溶性中性子吸収材の自動供給)



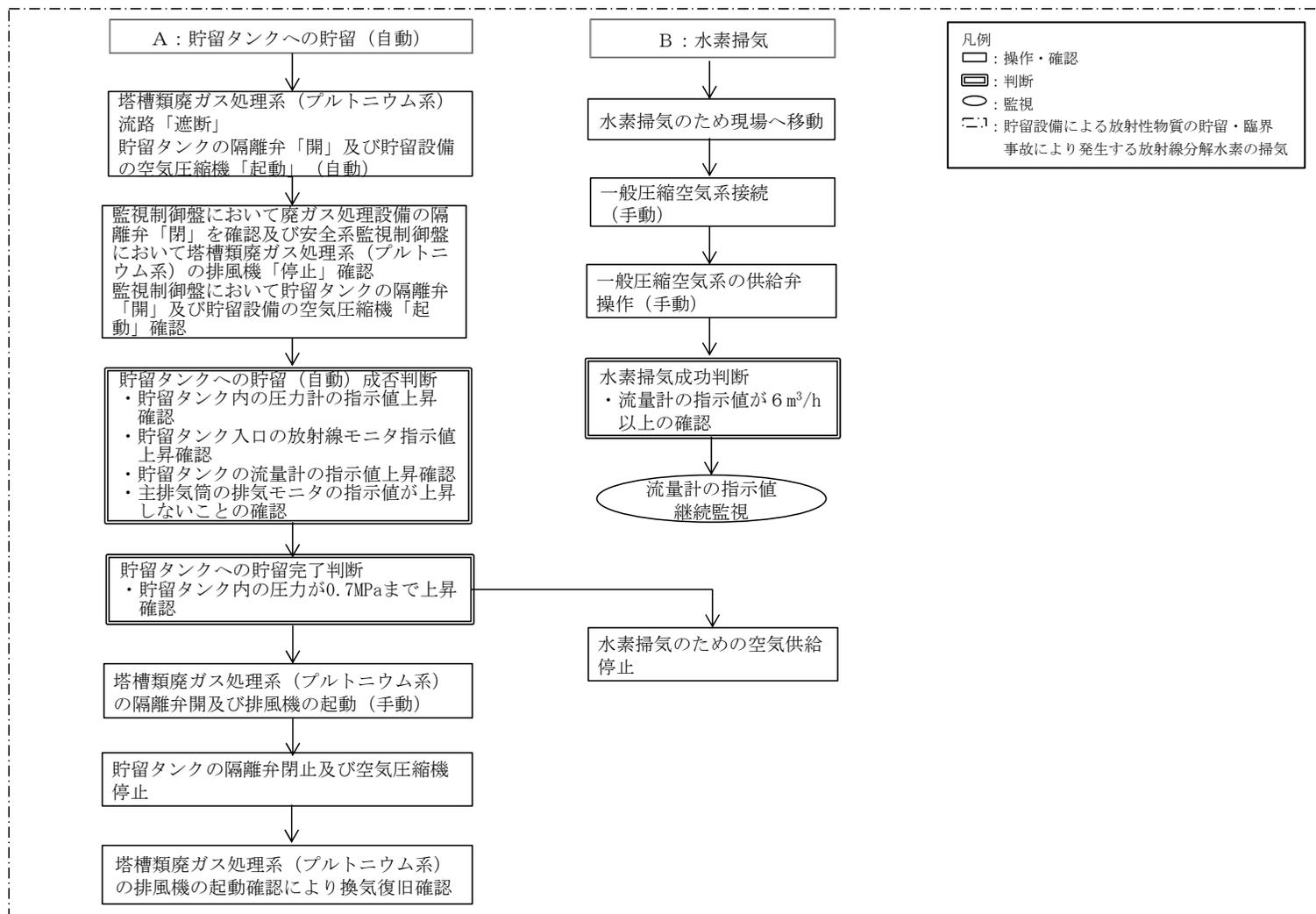
第 6.1.1-3 図 「前処理建屋における臨界事故」の手順の概要 (1 / 2)



第 6.1.1-3 図 「前処理建屋における臨界事故」の手順の概要 (2 / 2)



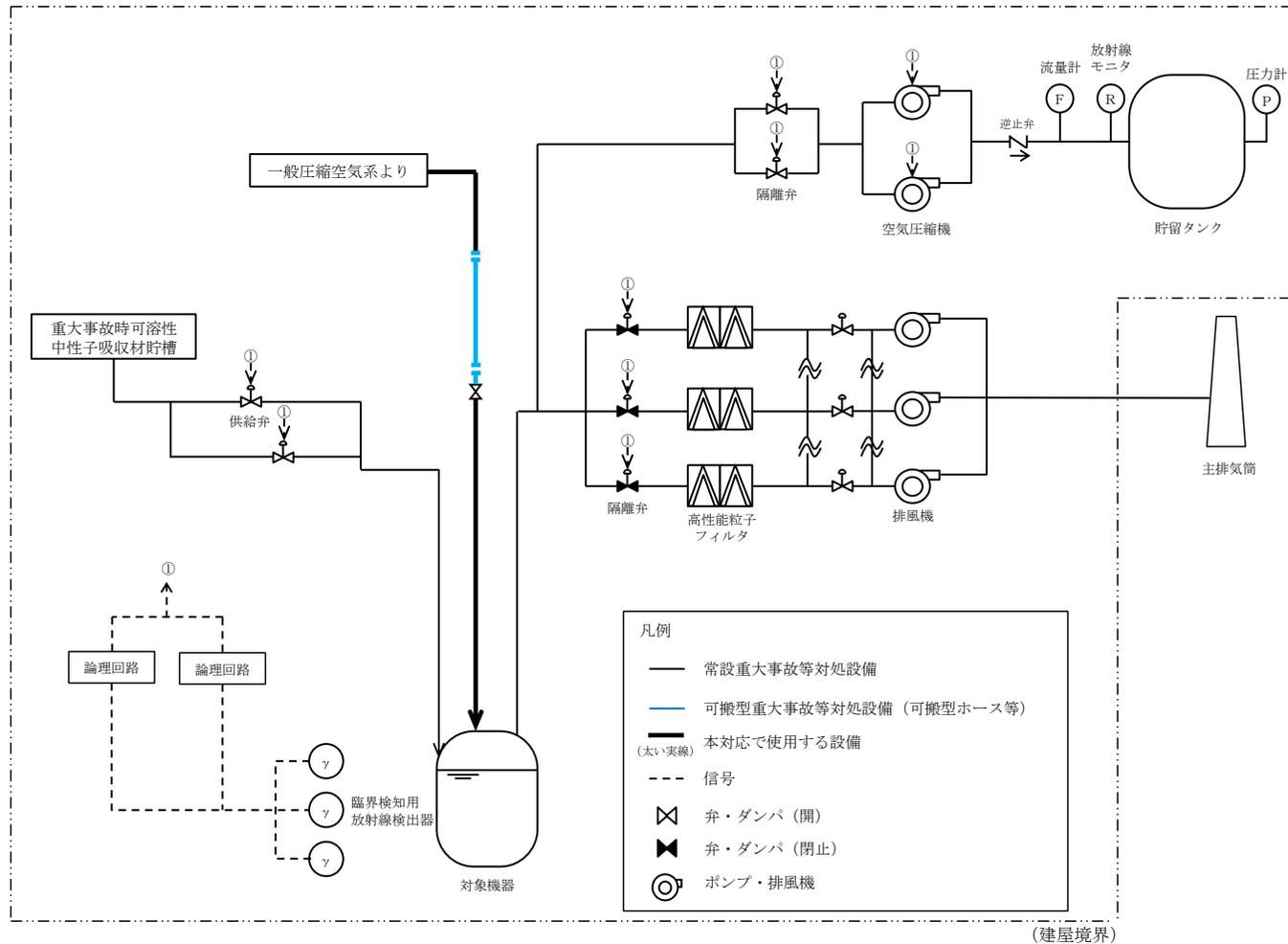
第 6.1.1-4 図 「精製建屋における臨界事故」の手順の概要 (1 / 2)



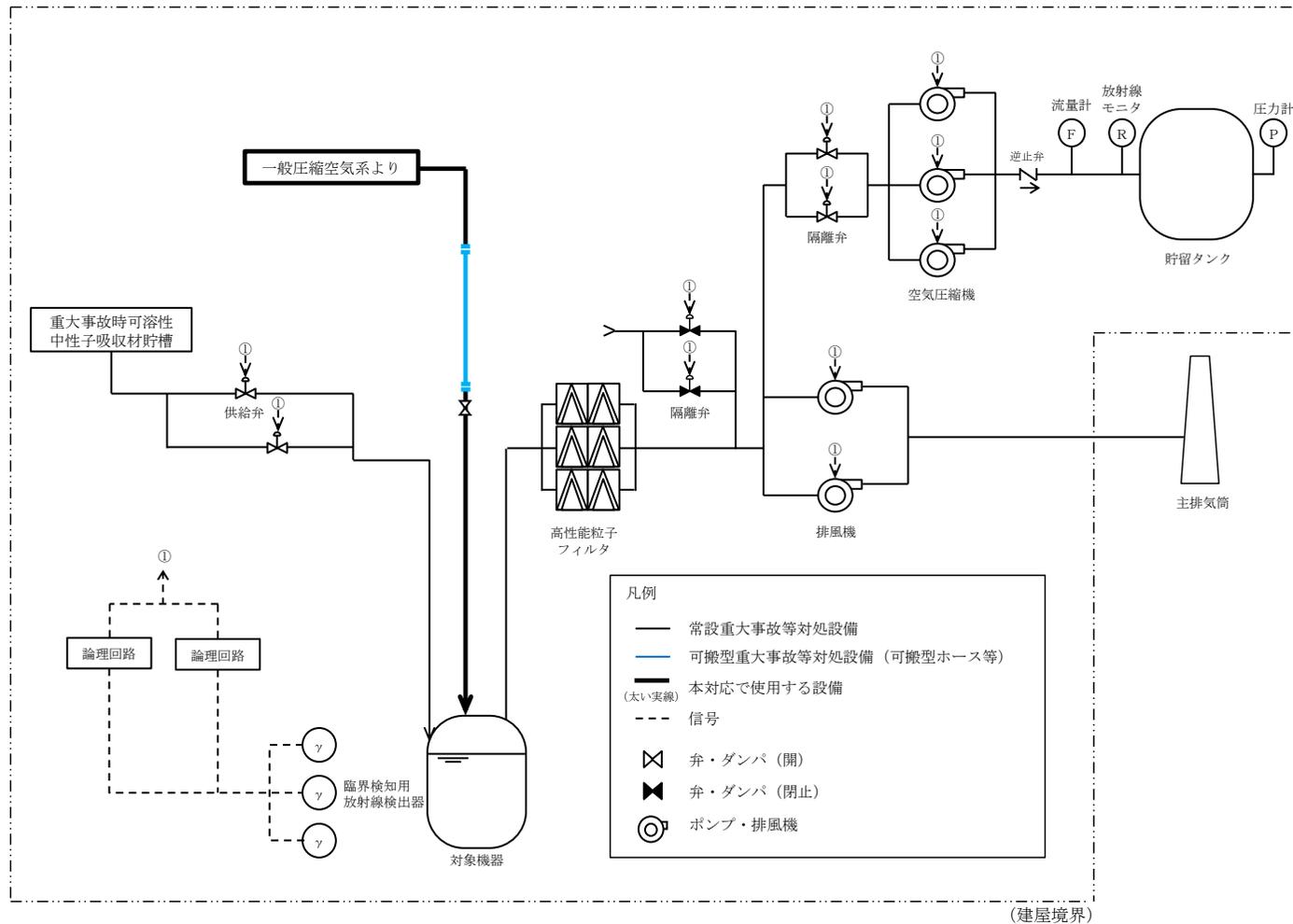
第 6.1.1-4 図 「精製建屋における臨界事故」の手順の概要 (2 / 2)







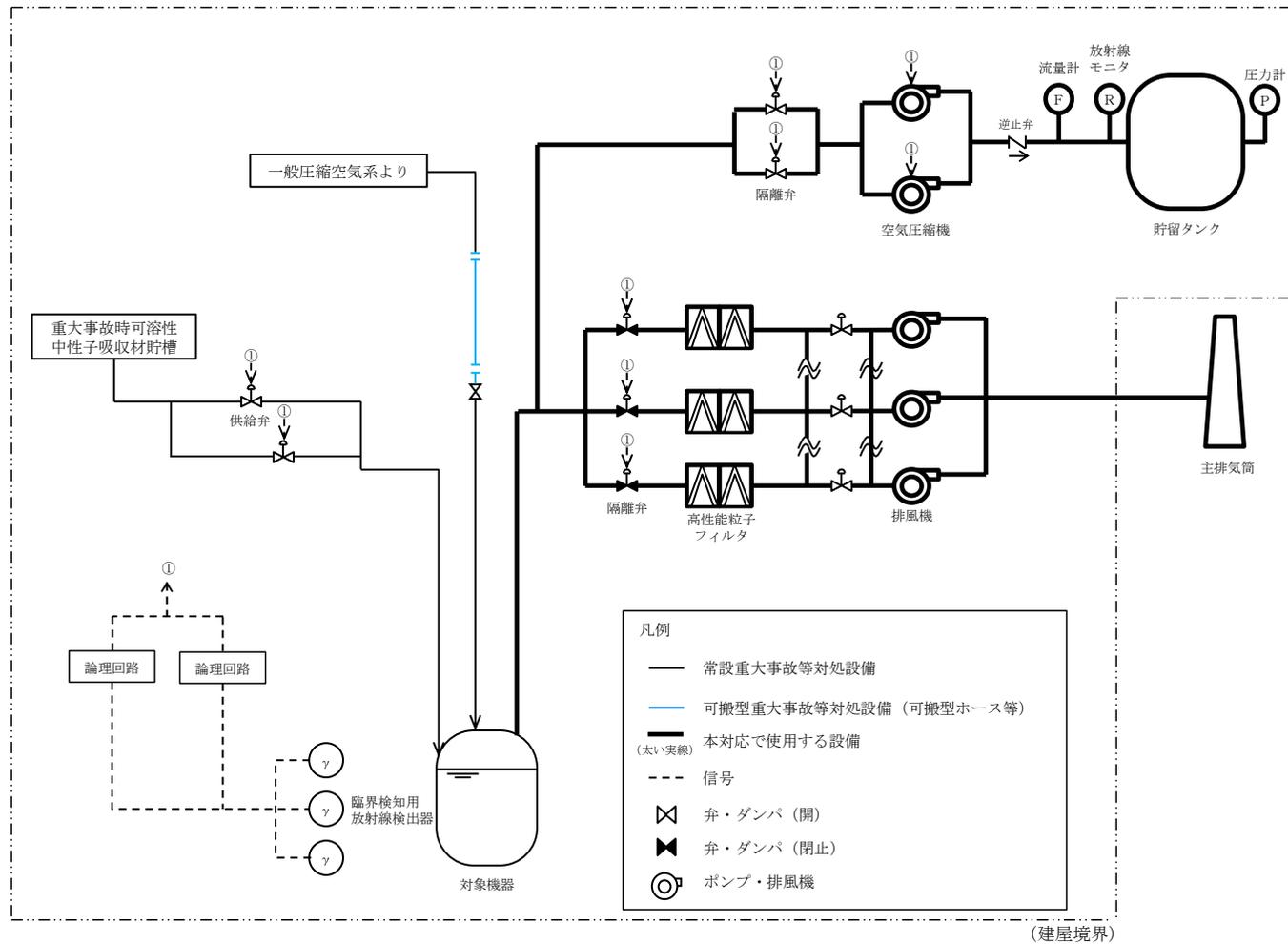
第 6.1.1-7 図 前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置の系統概要図  
(放射線分解水素の掃気)



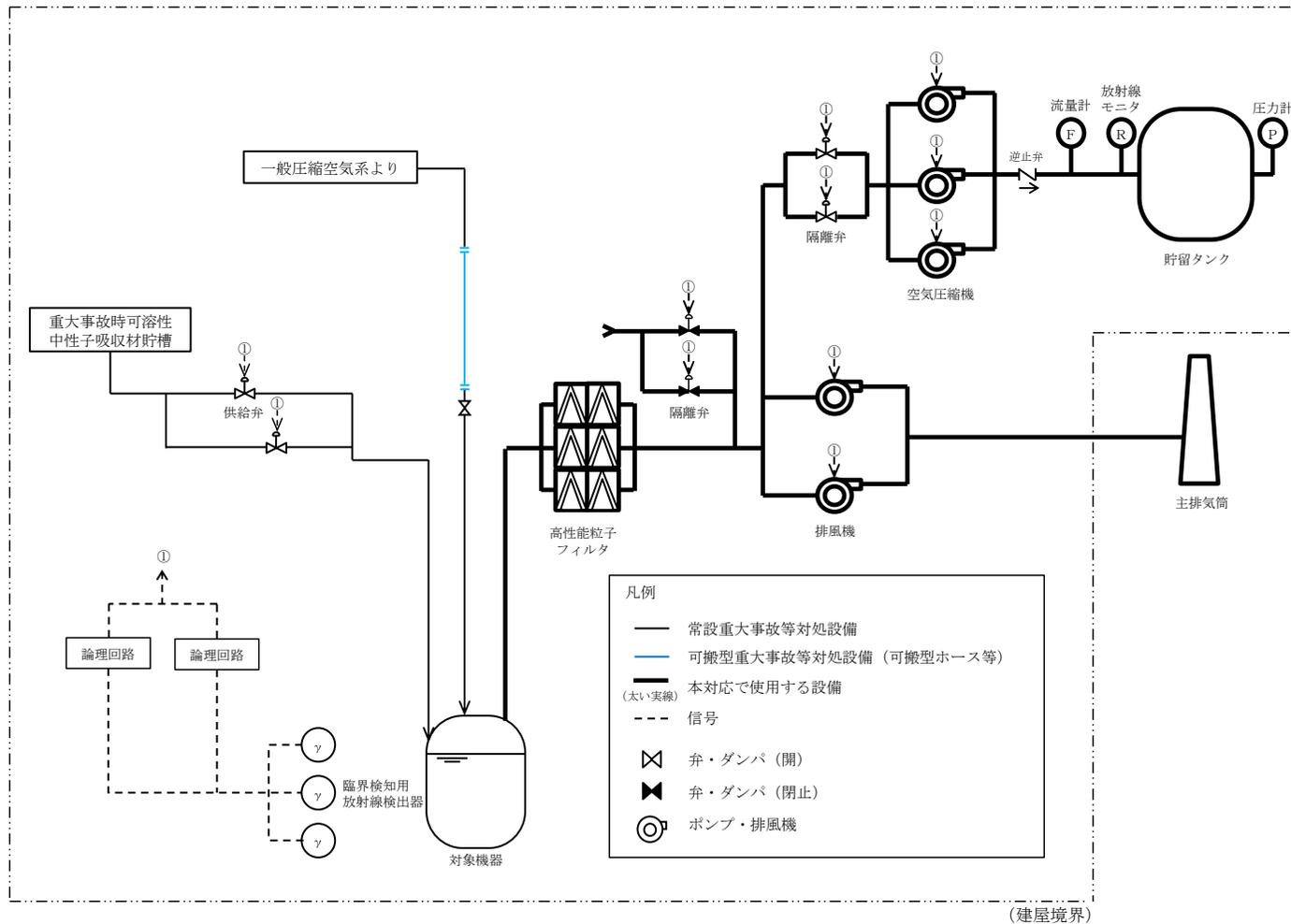
第 6.1.1-8 図 精製建屋 臨界事故の拡大防止のための措置の系統概要図  
(放射線分解水素の掃気)







第 6.1.1-11 図 前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置の系統概要図  
(貯留設備による放射性物質の貯留)



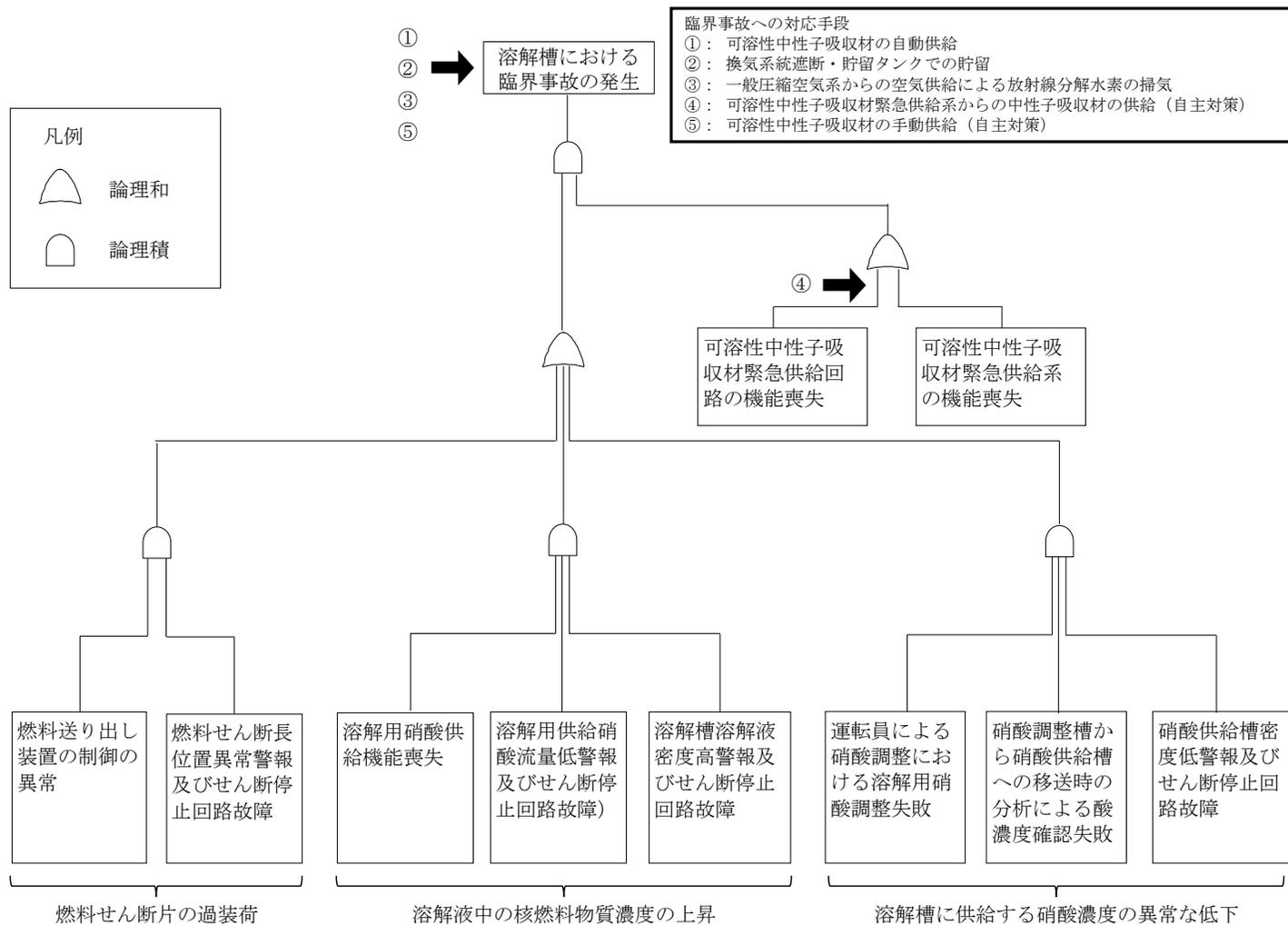
第 6.1.1-12 図 精製建屋 臨界事故の拡大防止のための措置の系統概要図  
(貯留設備による放射性物質の貯留)

対策	作業	要員数	経過時間 (分)												備考		
			0:10	0:20	0:30	0:40	0:50										
貯留設備による放射性物質の貯留	貯留状況確認	・主排気筒の排気筒モニタ監視	E, F	2	▽事象発生												
		・貯留タンク内圧力監視及び貯留タンク入口の放射線モニタ監視	E, F	2	▽貯留タンクへの貯留完了												
	放出経路構築	・せん断処理・溶解廃ガス処理設備の隔離弁の操作及び排風機の起動	G, H	2	0:03												
		・貯留タンクの隔離弁の操作及び空気圧縮機の停止	G, H	2	0:05												

第 6.1.1-13 図 前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置の作業と所要時間  
(貯留設備による放射性物質の貯留)

対策	作業	要員数	経過時間 (分)												備考		
			0:10	0:20	0:30	0:40	0:50										
貯留設備による放射性物質の貯留	貯留状況確認	・主排気筒の排気筒モニタ監視	E, F	2	▽事象発生												
		・貯留タンク内圧力監視及び貯留タンク入口の放射線モニタ監視	E, F	2	▽貯留タンクへの貯留完了												
	放出経路構築	・塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の隔離弁の操作及び排風機の起動	G, H	2	0:03												
		・貯留タンクの隔離弁の操作及び空気圧縮機の停止	G, H	2	0:05												

第 6.1.1-14 図 精製建屋 臨界事故の拡大防止のための措置の作業と所要時間  
(貯留設備による放射性物質の貯留)



第 6.1.2-1 図 フォールトツリー (臨界) (その 1)



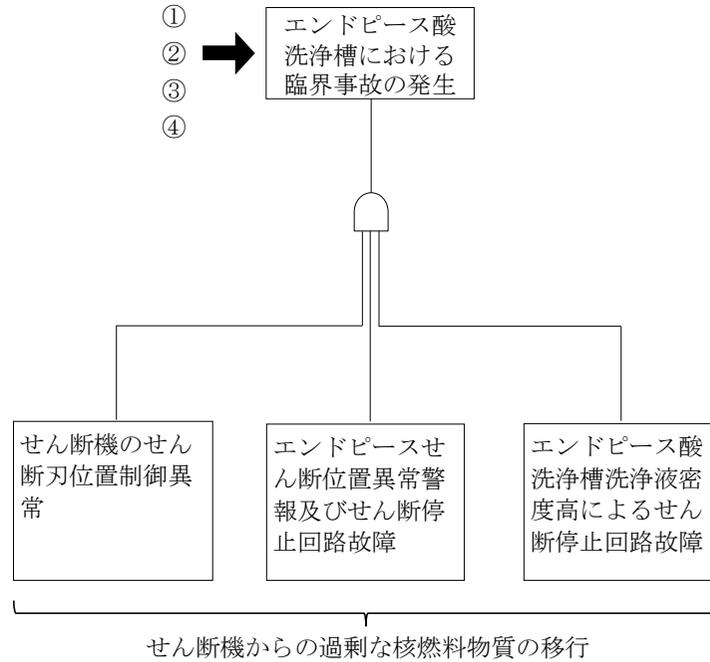
臨界事故への対応手段

①：可溶性中性子吸収材の自動供給

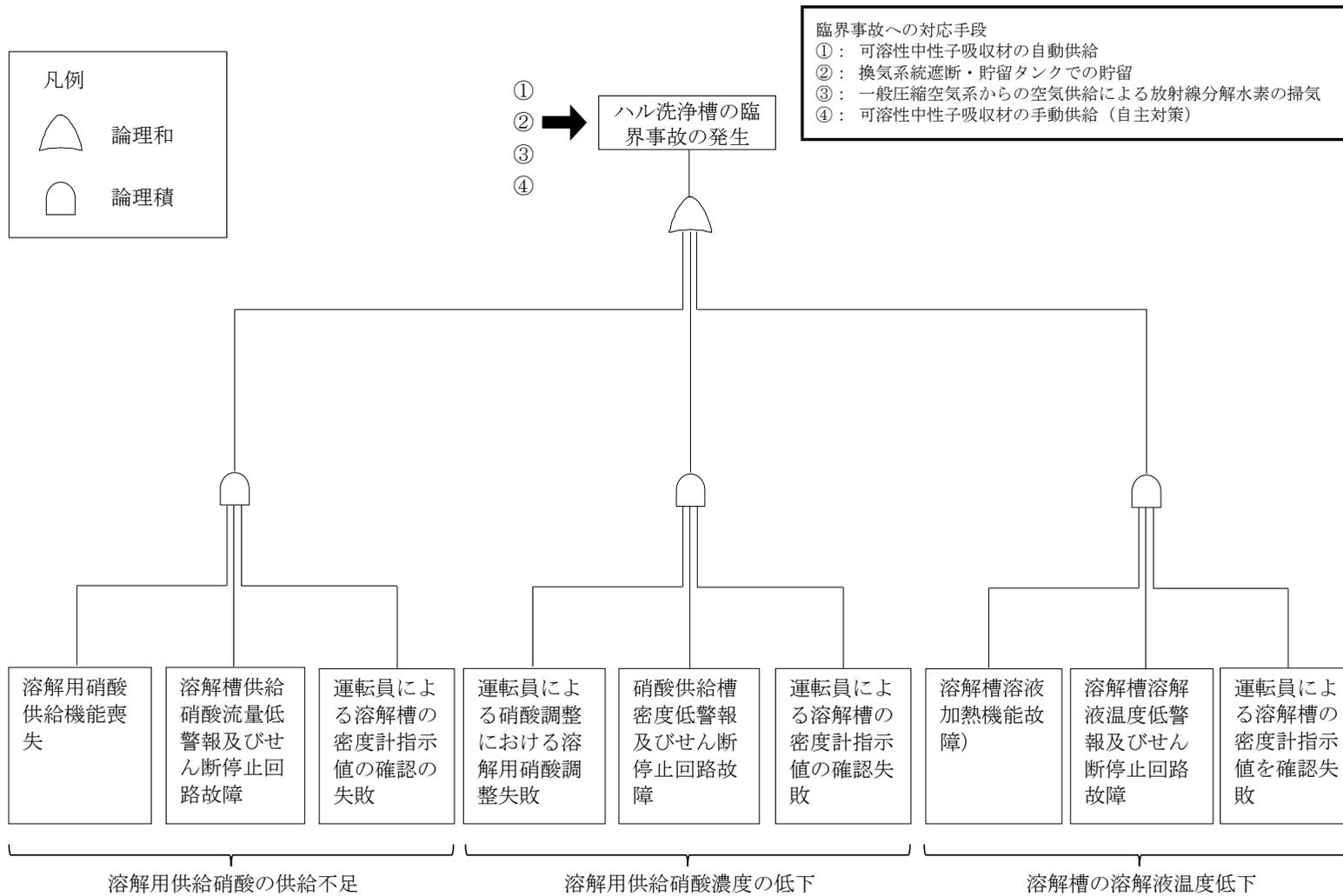
②：換気系統遮断・貯留タンクでの貯留

③：一般圧縮空気系からの空気供給による放射線分解水素の掃気

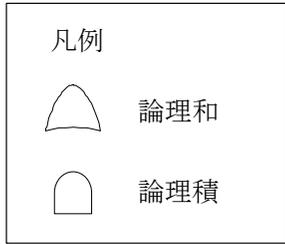
④：可溶性中性子吸収材の手動供給（自主対策）



第 6.1.2-1 図 フォールトツリー（臨界）（その 2）



第 6.1.2-1 図 フォールトツリー (臨界) (その 3)



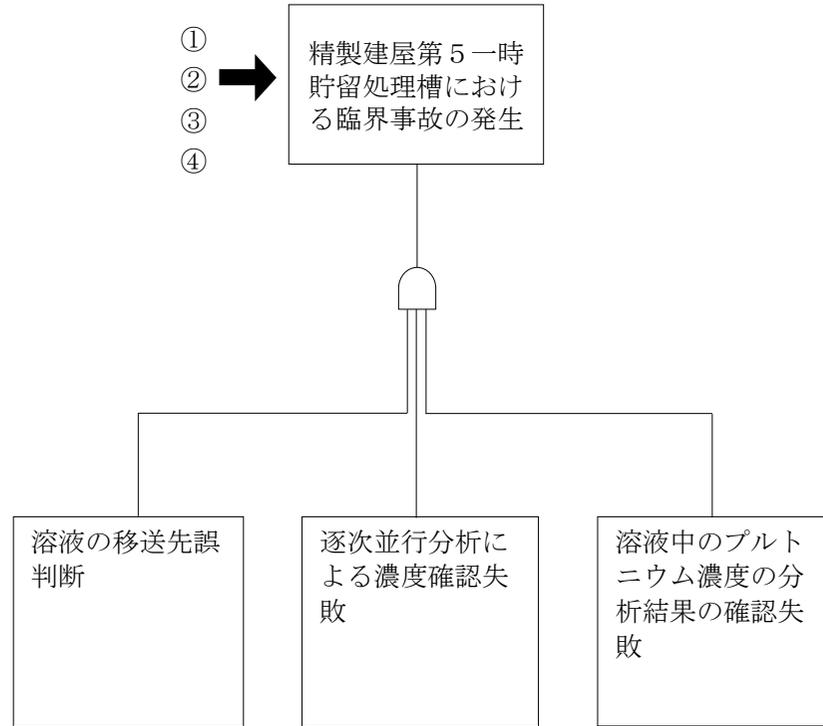
臨界事故への対応手段

①：可溶性中性子吸収材の自動供給

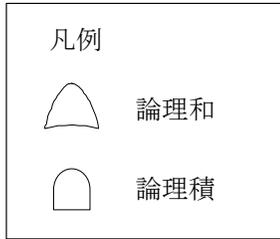
②：換気系統遮断・貯留タンクでの貯留

③：一般圧縮空気系からの空気供給による放射線分解水素の掃気

④：可溶性中性子吸収材の手動供給（自主対策）



第 6.1.2-1 図 フォールトツリー（臨界）（その 4）



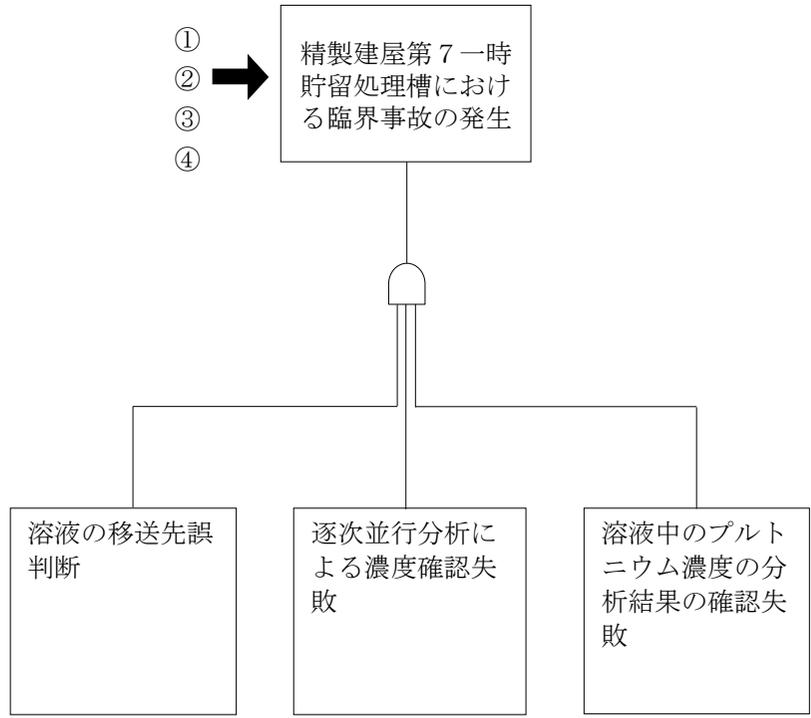
臨界事故への対応手段

①：可溶性中性子吸収材の自動供給

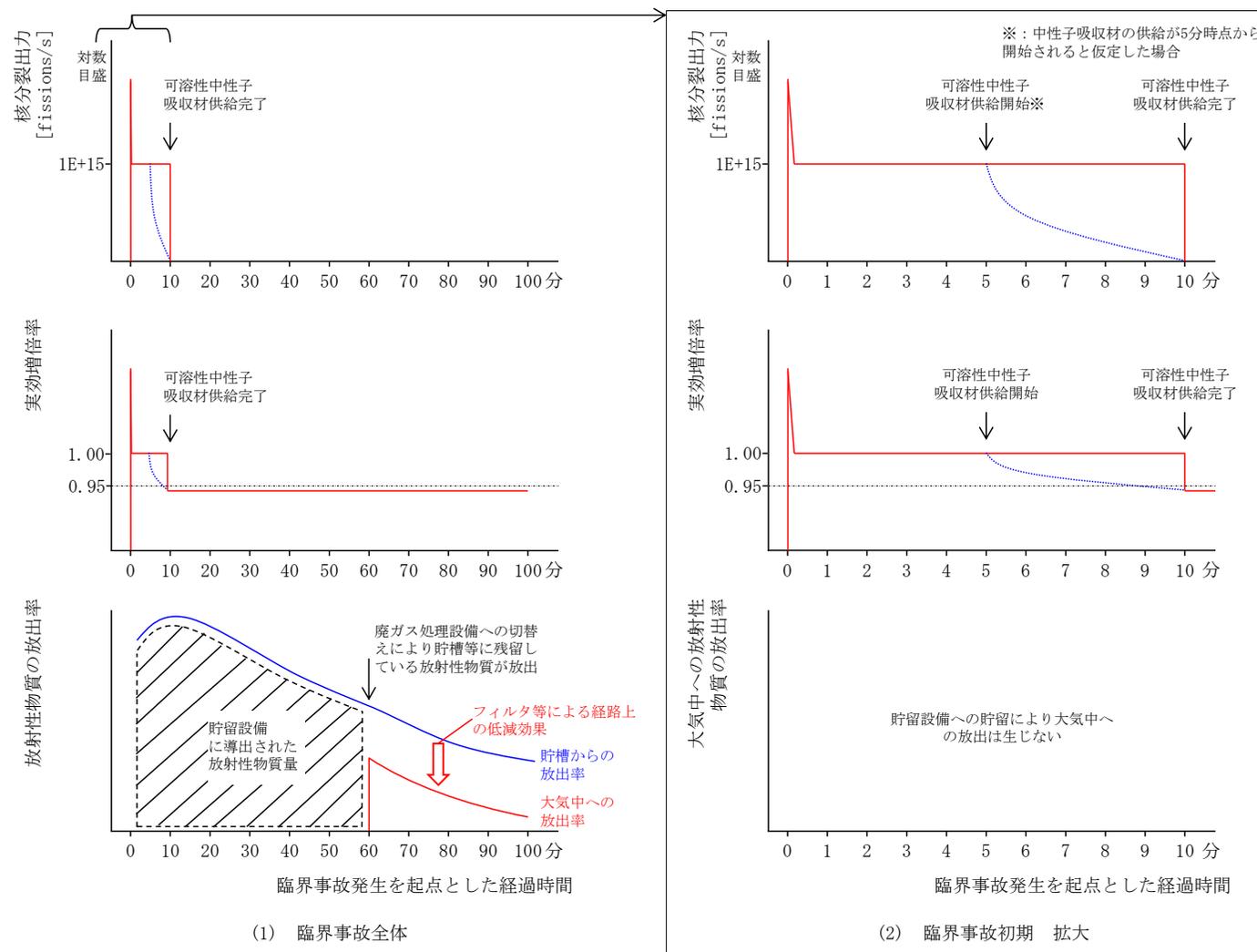
②：換気系統遮断・貯留タンクでの貯留

③：一般圧縮空気系からの空気供給による放射線分解水素の掃気

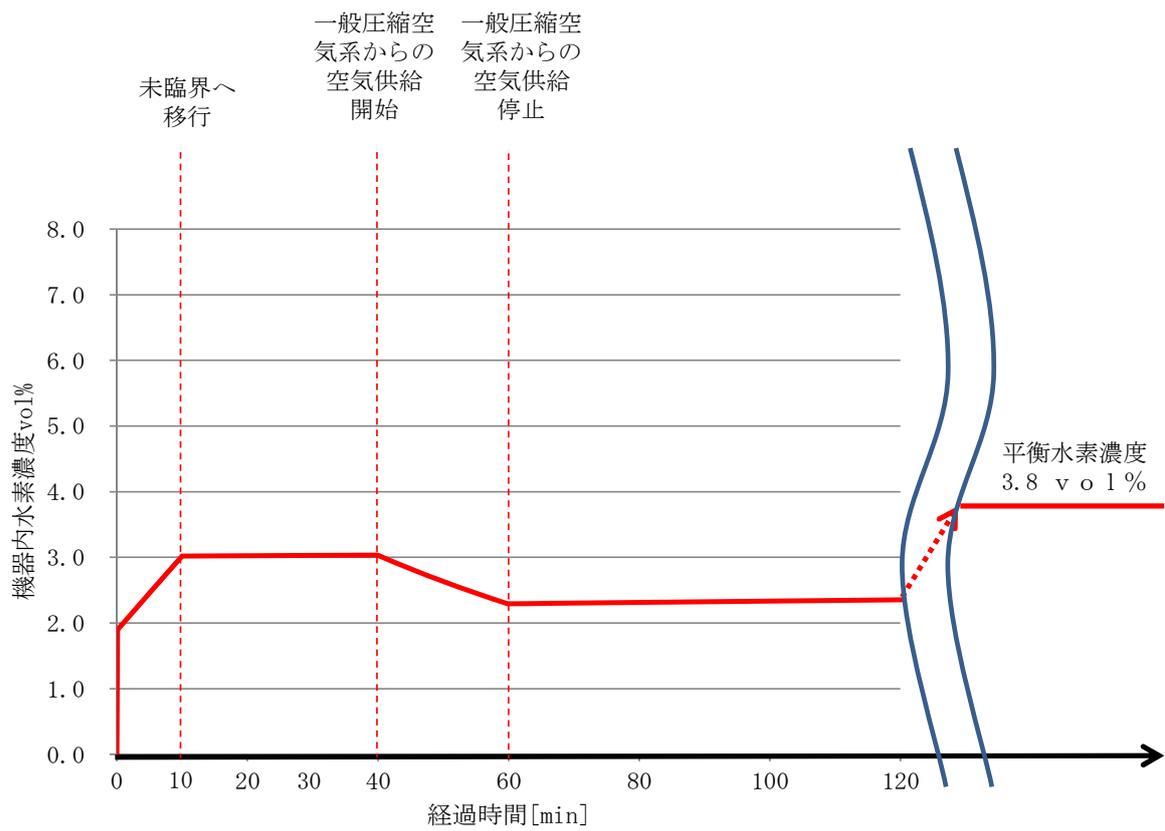
④：可溶性中性子吸収材の手動供給（自主対策）



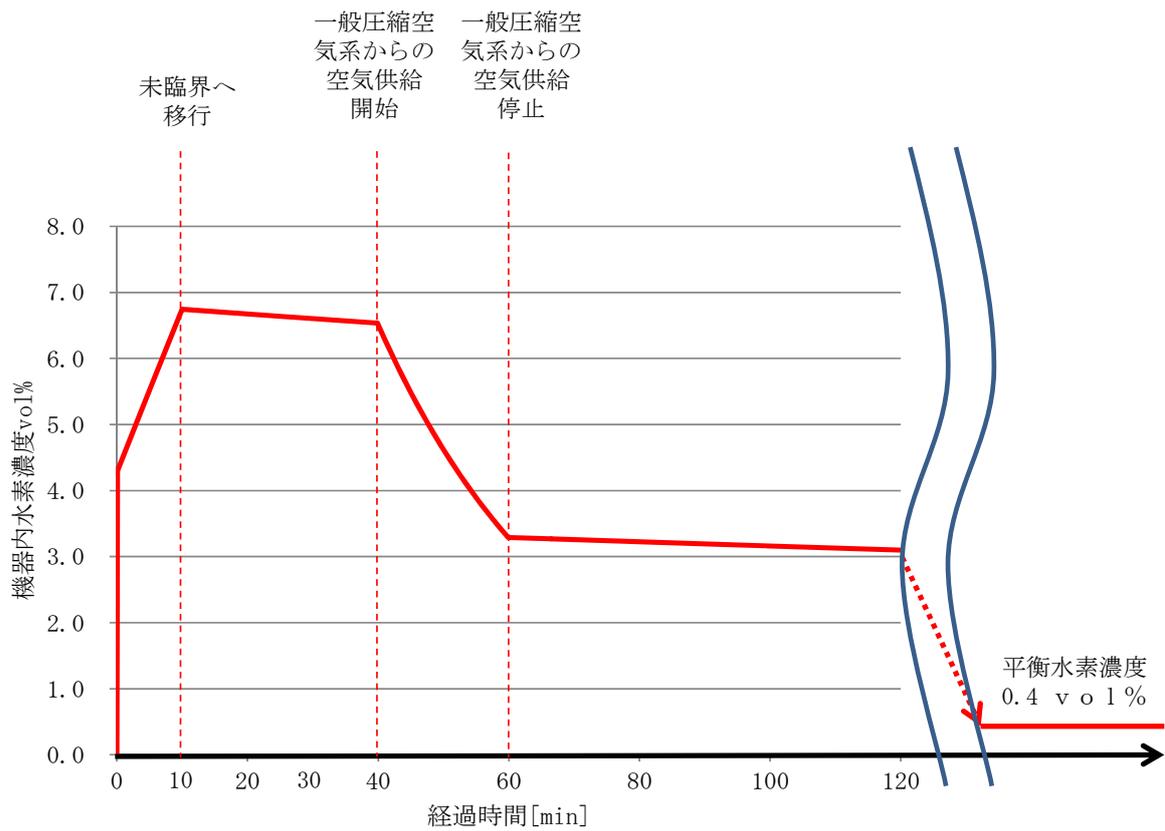
第 6.1.2-1 図 フォールトツリー（臨界）（その5）



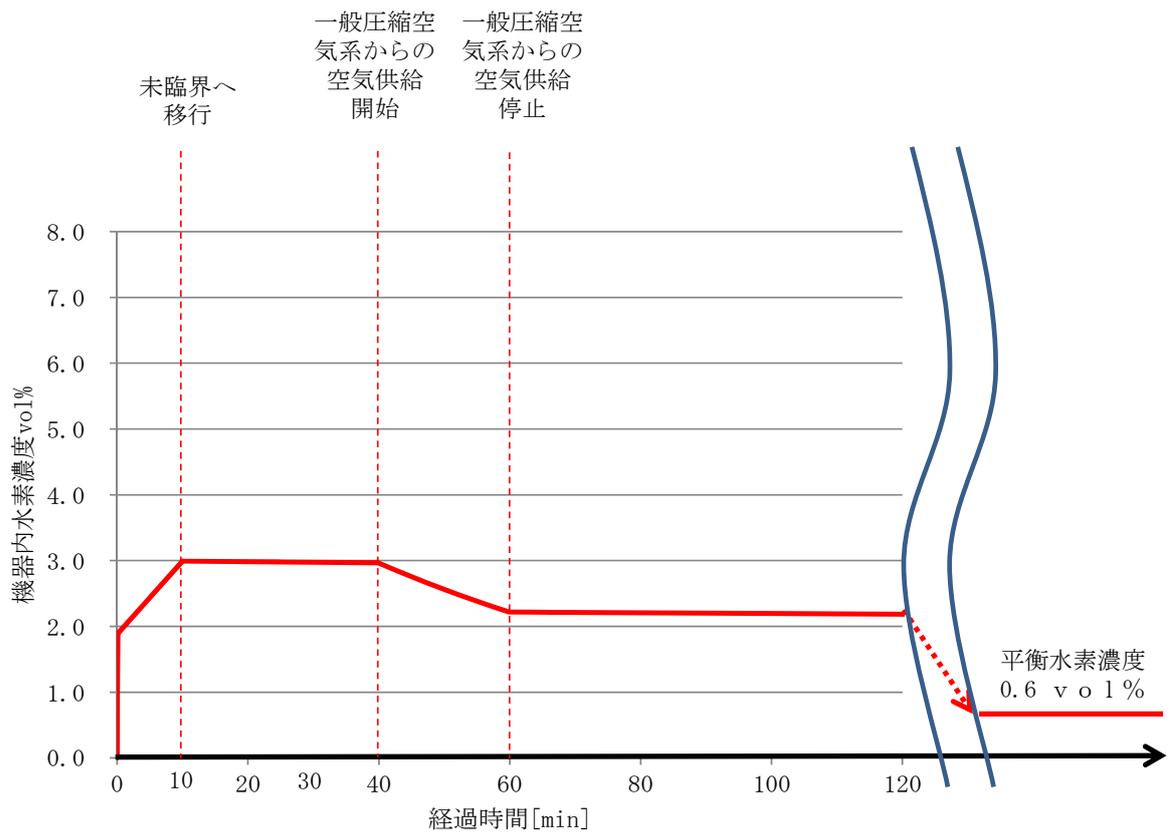
第 6.1.2-2 図 核分裂出力，実効増倍率及び大気中への放射性物質の放出率の推移 概念図



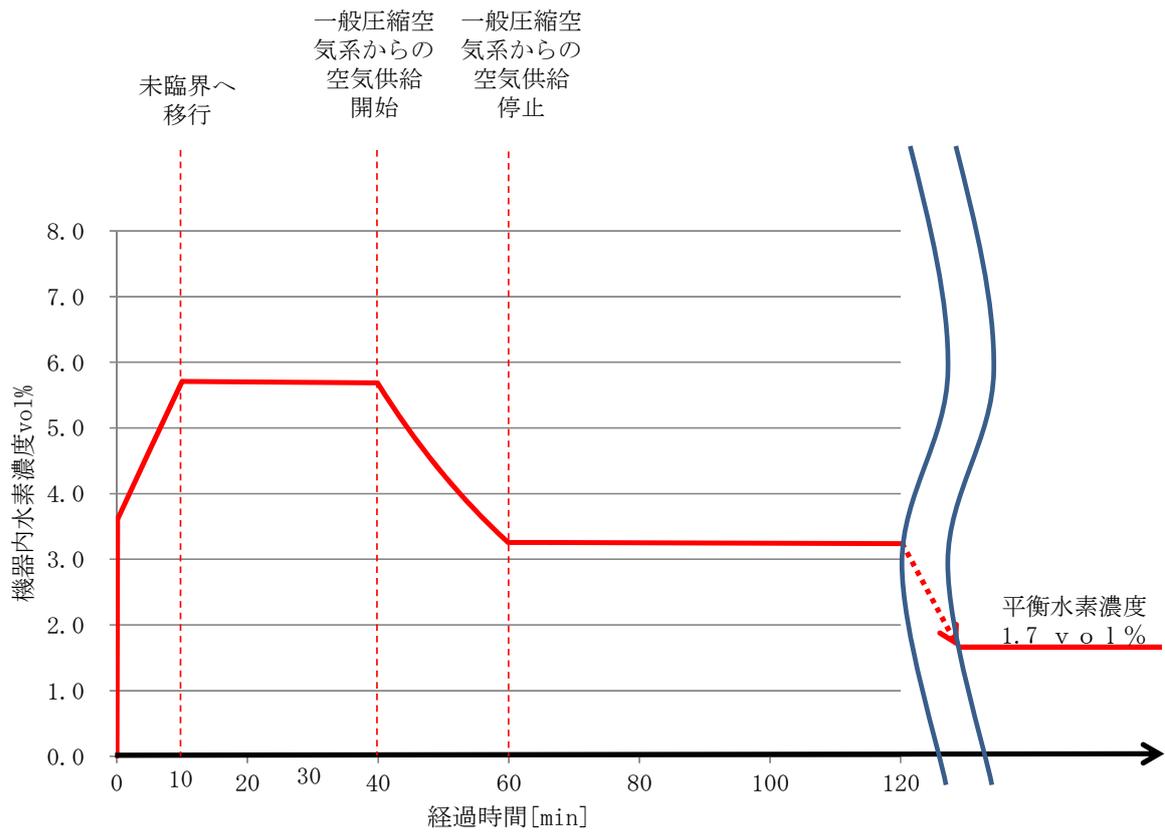
第 6.1.2-3 図 溶解槽の機器内水素濃度のトレンド



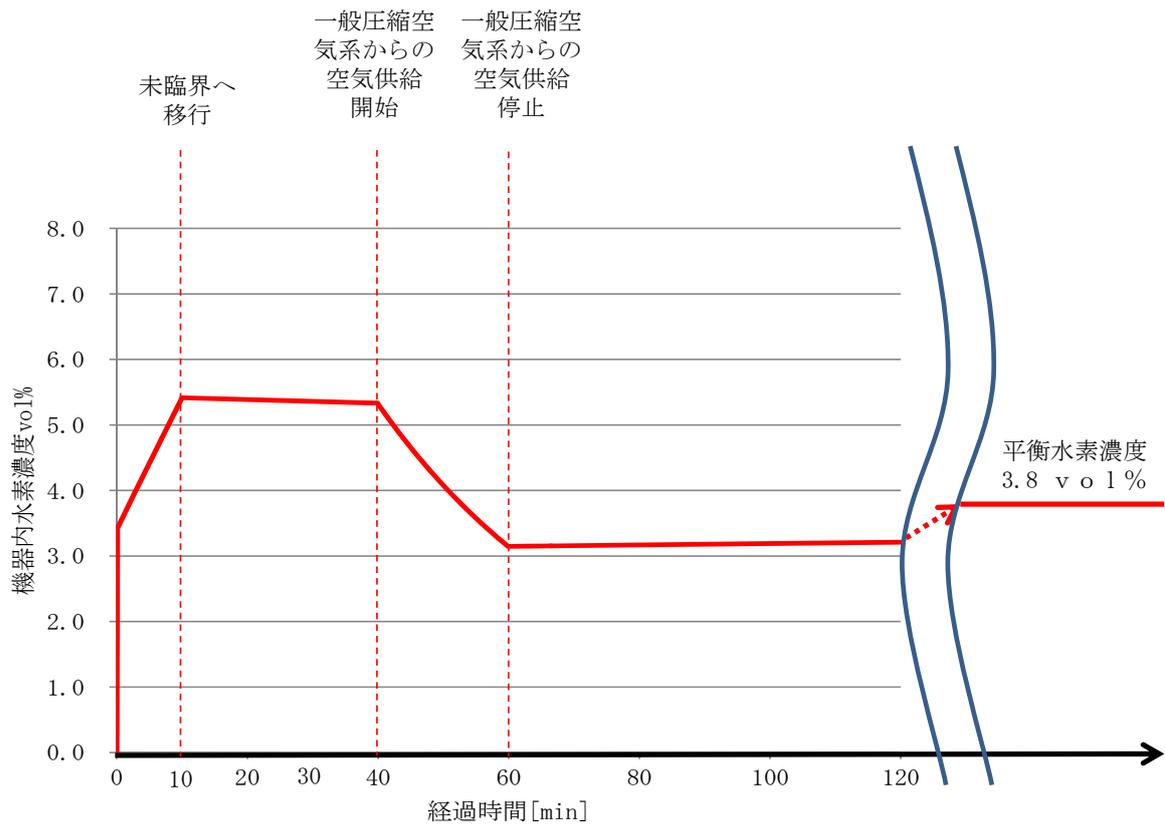
第 6.1.2-4 図 エンドピース酸洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド



第 6.1.2-5 図 ハル洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド



第 6.1.2-6 図 第 5 一時貯留処理槽の機器内水素濃度の  
トレンド



第 6.1.2-7 図 第 7 一時貯留処理槽の機器内水素濃度の  
トレンド

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



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



せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数： $10^4$   
貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合：15%  
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	:	$1.3 \times 10^4 \text{ B q}$
C s - 137	:	$1.7 \times 10^4 \text{ B q}$
E u - 154	:	$8.1 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 238	:	$1.2 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 239	:	$1.2 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 240	:	$1.8 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 241	:	$2.5 \times 10^4 \text{ B q}$
A m - 241	:	$1.3 \times 10^3 \text{ B q}$
C m - 244	:	$8.5 \times 10^2 \text{ B q}$



主排気筒放出

第6.1.2-8図 溶解槽における放射性物質の  
大気放出過程

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



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



せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数： $10^4$   
貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合：5%  
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	:	$4.1 \times 10^3$ B q
C s - 137	:	$5.7 \times 10^3$ B q
E u - 154	:	$2.7 \times 10^2$ B q
P u - 238	:	$3.9 \times 10^2$ B q
P u - 239	:	$3.7 \times 10^1$ B q
P u - 240	:	$6.0 \times 10^1$ B q
P u - 241	:	$8.2 \times 10^3$ B q
A m - 241	:	$4.1 \times 10^2$ B q
C m - 244	:	$2.9 \times 10^2$ B q



主排気筒放出

第6.1.2-9 図 エンドピース酸洗浄槽における  
放射性物質の大気放出過程

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



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



せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数： $10^4$   
貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合：15%  
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	:	$1.3 \times 10^4 \text{ B q}$
C s - 137	:	$1.7 \times 10^4 \text{ B q}$
E u - 154	:	$8.1 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 238	:	$1.2 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 239	:	$1.2 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 240	:	$1.8 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 241	:	$2.5 \times 10^4 \text{ B q}$
A m - 241	:	$1.3 \times 10^3 \text{ B q}$
C m - 244	:	$8.5 \times 10^2 \text{ B q}$



主排気筒放出

第6.1.2-10図 ハル洗浄槽における放射性物質の  
大気放出過程

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



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



塔槽類廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数 :  $10^4$   
貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合 : 10%  
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	: $7.8 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 239	: $7.4 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 240	: $1.2 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 241	: $1.7 \times 10^5 \text{ B q}$



主排気筒放出

第6.1.2-11図 第5一時貯留処理槽における放射性物質の大気放出過程

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



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



塔槽類廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数 : 10  
貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合 : 25%  
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	: $2.0 \times 10^4 \text{ B q}$
P u - 239	: $1.9 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 240	: $3.0 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 241	: $4.1 \times 10^5 \text{ B q}$



主排気筒放出

第6.1.2-12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

## 2 章 補足説明資料

## 再処理施設 補足説明資料リスト

## 第28条: 重大事故等の拡大防止(6. 臨界事故への対処)

資料No.	再処理施設 補足説明資料 名称	備考
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6-10	JACSコードシステムの妥当性	
補足説明資料6-11	アクセスルートとホース敷設ルート	

## 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放射性イオン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導出する。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。

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的设计

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、可溶性中性子吸収材の自動供給に使用する設備の材質はステンレス鋼であるため、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（約 3 k P a）に制限されるため、設備の機能を損なうことはない。

c. 湿度

核燃料物質を含む溶液において臨界事故が発生し、溶液が沸騰に至った場合、沸騰蒸気により多湿環境下となるが、可溶性中性子吸収材の自動供給に使用する設備の材質はステンレス鋼であるため、その機能を損なうことはない。

d. 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。

e. 物質（水素，蒸気，煤煙，放射性物質，その他）及びエネルギーの発生

核分裂によるエネルギーが溶液に付与されることで、核分裂の連鎖反応が継続している期間においては、通常よりも多量の放射線分解水素が生

成する。また、臨界事故の起因との関係で通常よりも多量の核燃料物質が集積することにより、未臨界に移行した以降においても通常よりも多い量の放射線分解水素が発生するが、水素濃度はドライ換算 8 v o 1 % を超えないため、水素爆発が発生することは無く設備の健全性は維持される。

臨界事故の発生を想定する貯槽等には平常運転時において有意な量の有機溶媒を貯留することはなく、また、臨界事故の起因との関係で有機溶媒を含む溶液を誤移送することもないことから、有機溶媒火災又は T B P 等の錯体の急激な分解反応の発生は想定されないことから、これらの反応により生成する煤煙及びその他の物質が発生することはない。

#### f. 落下・転倒による荷重

臨界事故が発生した場合の溶液温度の上昇を考慮したとしても、可溶性中性子吸収材の自動供給に使用する設備の材質の強度が有意に低下することはない、落下・転倒することはない。

#### g. 腐食環境

核燃料物質を含む溶液において臨界事故が発生し、溶液が沸騰に至った場合、核燃料物質の硝酸濃度は上昇するものの、沸騰量が小さいため、硝酸濃度は、硝酸濃度の上昇の程度が最大となる精製建屋の第 5 一時貯留処理槽において約 1 N である。可溶性中性子吸収材の自動供給に使用する設備の材質はステンレス鋼であるため、そ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。

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ついては，臨界事故が想定される施設の運転状態により変動しうるが，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しているため，第 1.3-1 表に示す可溶性中性子吸収材量を供給することで確実に未臨界に移行できる。

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。

また、臨界事故が発生した貯槽等に対して一般圧縮空気系から空気を供給し、臨界事故により発生した放射線分解水素を掃気する。

同対策に使用する設備は、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。
- ✓ 一般圧縮空気系から空気を供給するための設備は、複数のアクセスルートを設けることにより、建屋内の放射線環境が悪化した場合でも対処を継続できる。

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、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（約3 kPa）に制限されるため、設備の機能を損なうことはない。

c. 湿度

核燃料物質を含む溶液において臨界事故が発生し、溶液が沸騰に至った場合、沸騰蒸気により多湿環境下となるが、貯留設備及び放射線分解水素の掃気設備の材質はステンレス鋼であるため、そ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。

d. 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。

e. 物質（水素，蒸気，煤煙，放射性物質，その他）及びエネルギーの発生

核分裂によるエネルギーが溶液に付与されることで、核分裂の連鎖反応が継続している期間においては、通常よりも多量の放射線分解水素が生成する。また、臨界事故の起因との関係で通常よりも多量の核燃料物質が集積することにより、未臨界に移行した以降においても通常よりも多い量の放射線分解水素が発生するが、水素濃度はドライ換算 8 v o 1 % を超えないため、水素爆発が発生することは無く設備の健全性は維持される。

臨界事故の発生を想定する貯槽等には平常運転時において有意な量の有機溶媒を貯留することはない。また、臨界事故の起因との関係で有機溶媒を含む溶液を誤移送することもないことから、有機溶媒火災又は T B P 等の錯体の急激な分解反応の発生は想定されないことから、これらの反応により生成する煤煙及びその他の物質が発生することはない。

f. 落下・転倒による荷重

臨界事故が発生した場合の溶液温度の上昇を考慮したとしても、貯留設備及び放射線分解水素の掃気設備の材質の強度が有意に低下することはない。落下・転倒することはない。

g. 腐食環境

核燃料物質を含む溶液において臨界事故が発生し、溶液が沸騰に至った場合、核燃料物質の硝酸濃度は上昇するものの、沸騰量が小さいため、硝酸濃度は、硝酸濃度の上昇の程度が最大となる精製建屋の第 5 一時貯留処理槽において約 1 N である。貯留設備及び放射線分解水素の掃気設備の材質はステンレス鋼であるため、その機能を損なうことはない。

### 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  $35\text{m}^3$  以上、精製建屋で約  $82\text{m}^3$  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

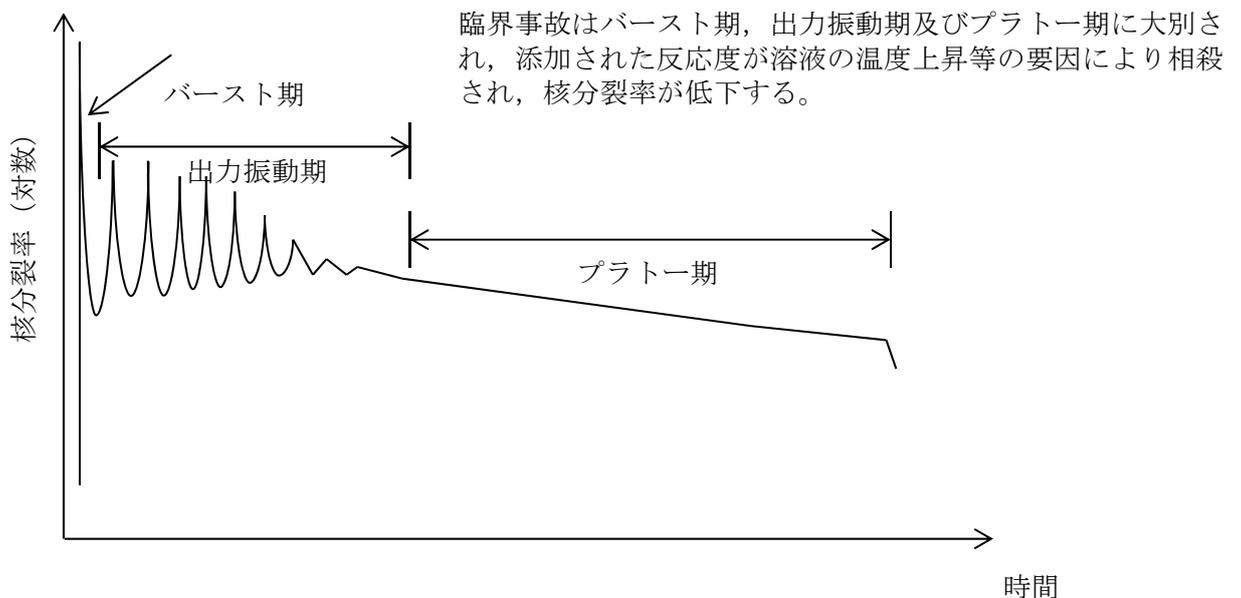
### 2.1 臨界事故の拡大防止対策が成功した場合

#### 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  $1 \times 10^{15}$  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  $1.6 \times 10^{18}$  f i s s i o n s とする。

(2) 水素発生量の計算条件

水素発生量G値、気相部容積等については、臨界事故の有効性評価で用いた条件と同一とする。

## 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。

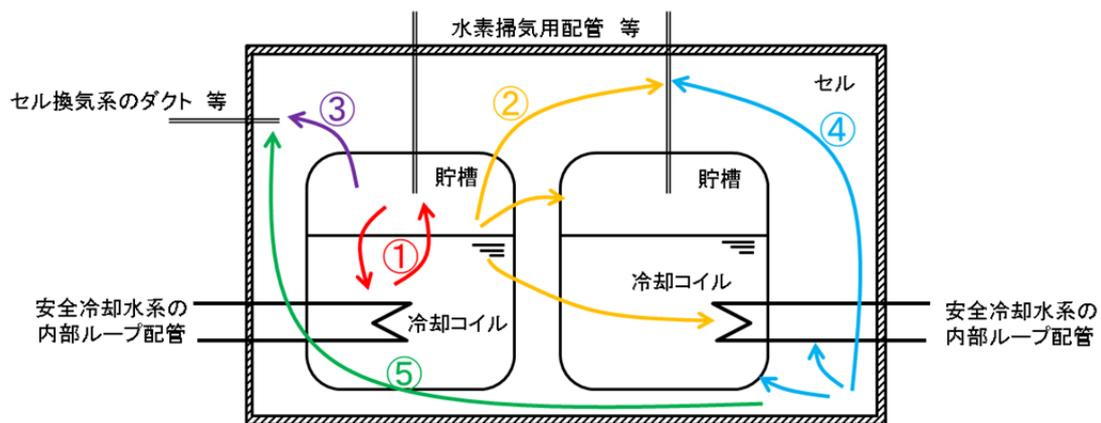
親事象の発生によって生じる事故影響が子事象の安全機能へ与える影響の関係を第 2.1-2 図に示す。

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	○	—	○	—	—	—	—

※AC: 精製建屋



- 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」、「放射線」、「物質及びエネルギーの生成」、「落下・転倒による加重」及び「腐食環境」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

※AC: 精製建屋

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]
精製建屋 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晒される温度は沸点未満である。

また， 臨界事故の起因との関係において， 臨界事故の発生を想定する貯槽等には平常運転時よりも多量の核燃料物質が集積しており， 核燃料物質を含む溶液の崩壊熱密度は， 平常運転時よりも上昇している可能性がある。

さらに， 核分裂の連鎖反応により生成する核分裂生成物により， 溶液中に新たに崩壊熱をもたらす物質が生成する。この際の崩壊熱は， 未臨界に移行した直後においては臨界

事故により発生する全エネルギーのうち約4%（約4kW）であるが、未臨界に移行後、放射性壊変により急速に減衰し、約1時間後には約0.1%（約0.05kW）まで低下する（詳細は別紙－1参照）。

上記のとおり、平常運転時よりも崩壊熱量が大きい状態を考慮しても、未臨界移行後は、崩壊熱は貯槽等からの放熱により一定量が除去され、貯槽等内の溶液の沸騰は継続しない（詳細は別紙－2参照）。

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運転時程度であり、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運転時程度であり、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等からの放射線に晒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、放射線に晒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、放射線に晒されても損傷することはない。

### (e) 物質（水素，蒸気，煤煙，放射性物質，その他）及びエネルギーの発生

臨界事故時においても貯槽等内の水素濃度はドライ換算 8 v o 1 % を超えず、水素爆発が発生することはない。また、火災又は T B P 等の錯体の急激な分解反応の発生は想定されないことから、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。

### (f) 落下・転倒による荷重

臨界事故が発生した場合の溶液温度の上昇を考慮したとしても、水素爆発の設計基準の発生防止対策を構成する機器の材質の強度が有意に低下することはなく、落下・転倒

することはない。

(g) 腐食環境

臨界事故による蒸発による硝酸濃度の上昇を考慮しても、水素爆発の設計基準の発生防止対策を構成する機器が腐食により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
精製建屋 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（詳細は別紙－3参照）。

また，臨界事故の起因との関係において，臨界事故の発生を想定する貯槽等には平常運転時よりも多量の核燃料物質が集積しており，核燃料物質を含む溶液の崩壊熱密度は，平常運転時よりも上昇している可能性がある。

さらに，核分裂の連鎖反応により生成する核分裂生成物により，溶液中に新たに崩壊熱をもたらす物質が生成する。この際の崩壊熱は，未臨界に移行した直後においては臨界事故により発生する全エネルギーのうち約4%（約4 kW）であるが，未臨界に移行後，放射性壊変により急速に減衰し，約1時間後には約0.1%（約0.05 kW）まで低下する（詳細は別紙－1参照）。

上記のとおり，平常運転時よりも崩壊熱量が大きい状態を考慮しても，未臨界移行後は，崩壊熱は貯槽等からの放熱により一定量が除去され，貯槽等内の溶液の沸騰は継続しない（詳細は別紙－2参照）。

連鎖して発生する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、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等からの放射線に晒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、放射線に晒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、放射線に晒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，放射線に晒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，放射線に晒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，放射線に晒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，放射線に晒されても損傷することはない。

#### (e) 物質（水素，蒸気，煤煙，放射性物質，その他）及びエネルギーの発生

臨界事故時においても貯槽等内の水素濃度はドライ換算 8 v o 1 % を超えず，水素爆発が発生することはない。また，火災又は T B P 等の錯体の急激な分解反応の発生は想定されない。

また，臨界事故が発生した貯槽等と同一のセルに設置される臨界事故の発生を想定しない貯槽等に対し，核分裂に伴う放射線が入射することにより貯槽等内で放射線

分解水素が発生することが考えられるが、安全側に推定した場合でも放射線分解水素の発生量は数L程度であり、貯槽等内の水素濃度は、可燃限界濃度未満に維持される（詳細は別紙－4参照）。

(f) 落下・転倒による荷重

臨界事故が発生した場合の溶液温度の上昇を考慮したとしても、機器の材質の強度が有意に低下することはない、落下・転倒することはない。

(g) 腐食環境

臨界事故による蒸発による硝酸濃度の上昇を考慮しても、機器が腐食により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」，「放射線」，「物質及びエネルギーの生成」，「落下・転倒による加重」及び「腐食環境」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

	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晒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 k P a 程度の圧力において損傷することはない、機器  
自体の健全性が維持されることから、圧力の影響が貯槽  
外へ及ぶことはないため、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  
ス等からの放射線に晒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、放射線に晒された場合でも機器は損傷しない。

v. 物質（水素，蒸気，煤煙，放射性物質，その他）及びエネルギーの発生

臨界事故時においても貯槽等内の水素濃度はドライ換算 8 v o 1 % を超えず，水素爆発が発生することはない。また，火災又は T B P 等の錯体の急激な分解反応の発生は想定されない。

vi. 落下・転倒による荷重

臨界事故が発生した場合の溶液温度の上昇を考慮したとしても，機器の材質の強度が有意に低下することはない。落下・転倒することはない。

vii. 腐食環境

臨界事故による蒸発による硝酸濃度の上昇を考慮しても，機器が腐食により損傷することはない。

(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のある子事象

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	○	—
精製建屋 第 5 一時貯留処理槽	1.6E+18	沸点到達	～3	○	—
精製建屋 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2点である。

- ✓ 約 100℃ 沸騰開始温度
- ✓ ～約 1500℃ 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。

臨界事故の起因との関係において、臨界事故の発生を想定する貯槽等には平常運転時よりも多量の核燃料物質が集積しており、核燃料物質を含む溶液の崩壊熱密度は、平常運転時よりも上昇している可能性がある。

さらに、核分裂の連鎖反応により生成する核分裂生成物により、溶液中に新たに崩壊熱をもたらす物質が生成する。この際の崩壊熱は、未臨界に移行した直後においては臨界事故により発生する全エネルギーのうち約 4% (約 4 kW) であるが、未臨界に移行後、放射性壊変により急速に減衰し、約 1 時間後には約 0.1% (約 0.05 kW) まで低下する（詳細は別紙 - 1 参照）。

上記のとおり、平常運転時よりも崩壊熱量が大きい状態

を考慮しても、未臨界移行後は、崩壊熱は貯槽等からの放熱により一定量が除去され、貯槽等内の溶液の沸騰は継続しない（詳細は別紙－2参照）。

このため、約 1500℃（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

臨界事故の有効性評価で示したとおり、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ドライ換算 8 v o l % を超えて上昇することはない。

評価結果を第 2.1-12 表に示す。

第2.1-12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

### (3) 有機溶媒等による火災又は爆発

臨界事故の発生を想定する貯槽等には平常運転時において有意な量の有機溶媒を貯留することはない。また、臨界事故の起因との関係で有機溶媒を含む溶液を誤移送することもない。

また、臨界事故の発生を想定する貯槽等に接続する配管等の材質は、ステンレス鋼又はジルコニウムであり、想定される温度、圧力、腐食環境等の環境条件によって、これらのバウンダリの健全性が損なわれることはないことから、有機溶媒が誤って混入することもない。

以上より、有機溶媒火災及びTBP等の急激な分解反応が発生することはない。

### (4) その他の放射性物質の漏えい

貯槽等及び貯槽等に接続する配管の材質は、ステンレス鋼又はジルコニウムであり、想定される温度、圧力、腐食環境等の環境条件によってこれらのバウンダリが喪失することはない。放射性物質の漏えいが発生することはない。

2.1.3 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

2.1.2.1 に臨界事故に連鎖して発生する子事象の観点での整理，2.1.2.2 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。

臨界事故による核分裂生成物の生成による  
崩壊熱の上昇について

核分裂の連鎖反応により生成する核分裂生成物により、溶液中に新たに崩壊熱をもたらす物質が生成する。

核分裂生成物の生成量及び核分裂生成物による崩壊熱については、以下の計算条件において、ORIGEN2コードにより算出する。

1. 計算条件

ORIGEN2コードへの計算の入力のうち、核分裂出力の設定においては、以下の考え方に基づき86kWとする。具体的には次表のとおりとする。

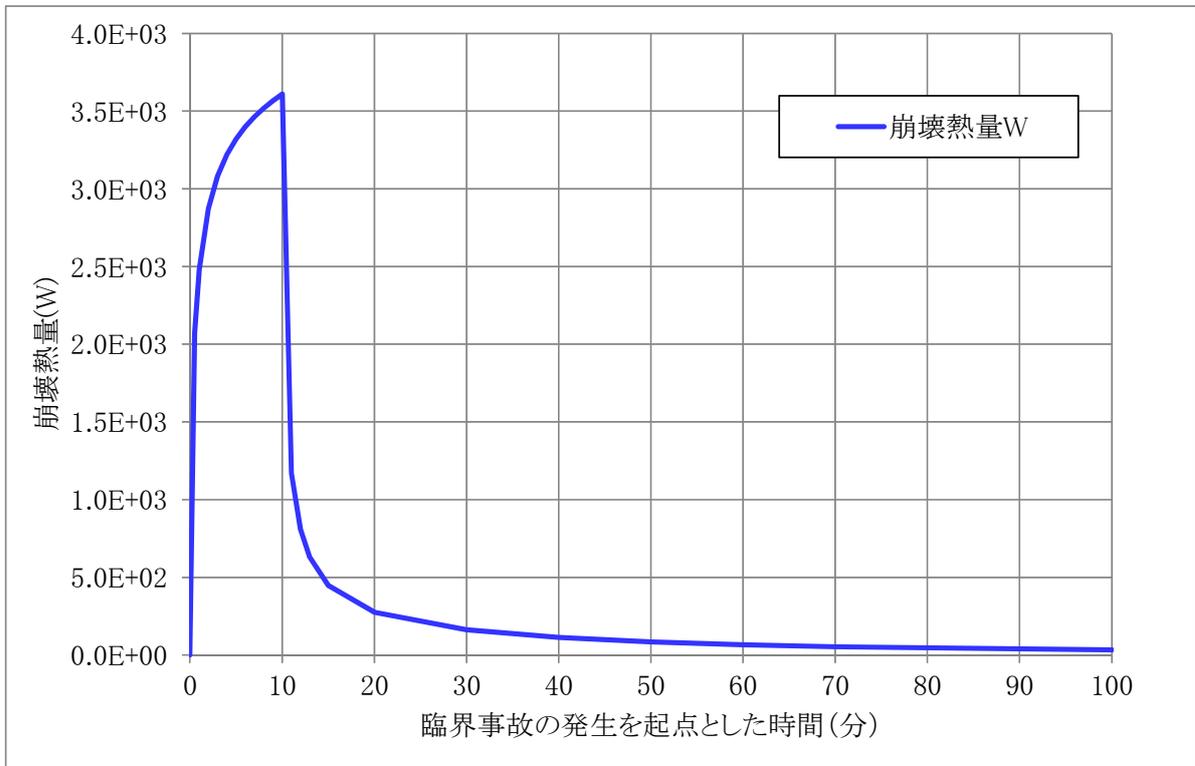
その他の条件については、有効性評価の大気中への放射性物質の放出量の算定において用いている条件と同一とする。

表：核分裂出力の設定根拠

項目	設定	根拠
バースト期の核分裂数	1E+18 f i s s i o n s	臨界事故の有効性評価において設定した条件
プラト一期の核分裂率	1E+15 f i s s i o n s / s	臨界事故の有効性評価において設定した条件
臨界事故の継続時間	10 分	臨界事故の有効性評価において設定した可溶性中性子吸収材の供給完了時間
1 f i s s i o n 当たりの エネルギー	200M e V / f i s s i o n	臨界事故の有効性評価において設定した条件
核分裂出力	86 k W	平均的な核分裂出力として、以下の式により算出する。  (バースト期核分裂数+プラト一期核分裂率×臨界事故の継続時間) / 臨界事故の継続時間×1 f i s s i o n s 当たりのエネルギー

## 2. 計算結果

1. の計算条件において計算した結果を図示する。



図：臨界事故により生成する核分裂生成物からの崩壊熱量及び核分裂生成物の放射能の推移

図より、未臨界に移行した直後においては臨界事故により発生する全エネルギー（約 86 k W）のうち約 4 %（約 4 k W）であるが、未臨界に移行後、放射性壊変により急速に減衰し、約 1 時間後には約 0.1 %（約 0.05 k W）まで低下する。

## 貯槽等からの放熱による崩壊熱の除去について

臨界事故が発生した貯槽等には、平常運転時とは異なる性状の溶液が内包されており、拡大防止対策による未臨界への移行後も、当該溶液の崩壊熱による貯槽等内の温度上昇が考えられる。

また、臨界事故時の核分裂の連鎖反応により新たに生成する核分裂生成物の崩壊熱によっても貯槽等内の温度上昇が考えられる。

本評価では、上記の崩壊熱を考慮した上で貯槽等の液温を算出し、沸騰が継続する可能性について検討する。

## 1. 評価条件

## 1.1 未臨界移行後の貯槽等内の溶液の発熱量の設定

## ① 臨界事故時に貯槽等に存在する溶液の崩壊熱

貯槽等に存在する溶液の崩壊熱は臨界事故の発生の起因、及び臨界事故時に想定される貯槽等内の溶液の性状を踏まえて設定する。

ただし、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。）の臨界事故時に貯槽等に存在する溶液の崩壊熱は、臨界事故発生前から貯槽等に存在する溶液の崩壊熱と臨界事故時に誤移送元から誤移送された溶液の崩壊熱の和とする。

## ② 臨界事故により発生する核分裂生成物による崩壊熱

臨界事故時の核分裂の連鎖反応により新たに生成する核分裂生成物及びその崩壊生成物により発生する崩壊熱は、未臨界への移行から約1時間

後には約0.1% (0.05 kW) まで低下することを踏まえ、本評価では溶液中に100Wの崩壊熱が加算されるものとする。

本設定値の設定根拠の詳細は別紙－1を参照。

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。）の崩壊熱及びその設定根拠を第1表に示す。また、第5一時貯留処理槽等の崩壊熱の設定値を第2表に示す。

第1表 溶解槽等における臨界事故時の崩壊熱の設定値

臨界事故の発生を想定する貯槽等	①臨界事故時に貯槽等に存在する溶液			②核分裂生成物	①+②合計
	崩壊熱密度	溶液量	崩壊熱	崩壊熱	崩壊熱
	[W/m <sup>3</sup> ]	[m <sup>3</sup> ]	[W]	[W]	[W]
溶解槽	600	3	1800	100	1900
エンドピース酸洗浄槽	600	2.1	1260	100	1360
ハル洗浄槽	600	0.2	120	100	220

第2表 第5一時貯留処理槽等における臨界事故時の崩壊熱の設定値

臨界事故の発生 を想定する貯槽 等	①臨界事故時に貯槽等に存在する溶液						②核分裂 生成物	①+② 合計
	①-1 臨界事故発生前から貯槽等 に存在する溶液			①-2 臨界事故時に誤移送元から 誤移送された溶液				
	崩壊熱密度	溶液量	崩壊熱	崩壊熱密度	溶液量	崩壊熱	崩壊熱	崩壊熱
	[W/m <sup>3</sup> ]	[m <sup>3</sup> ]	[W]	[W/m <sup>3</sup> ]	[m <sup>3</sup> ]	[W]	[W]	[W]
精製建屋 第5一時貯留処 理槽	0	0	0	930	0.2	186	100	286
精製建屋 第7一時貯留処 理槽	■	■	■	930	3	2790	100	■

■については商業機密の観点から公開できません。

## 1.2 貯槽等からの放熱及び貯槽等液温の算出方法

本評価では貯槽等からセル雰囲気への放熱を考慮した。(評価方法の詳細は補足説明資料7-5を参照。)

セル雰囲気の温度を40℃とし、貯槽等からセル雰囲気への放熱量が、貯槽等内の溶液の発熱量と等しくなるような液温を算出した。

各貯槽等の貯槽高さ及び機器表面積を、第3表に示す。

また、40℃におけるセル内空気の密度、比熱、粘度、熱伝導率及び体膨張係数を第4表に示す。

第 3 表 貯槽高さ及び機器表面積

臨界事故の発生を想定する 貯槽等	貯槽高さ [ m ]	表面積 [ m <sup>2</sup> ]
溶解槽	約 ■	■
エンド ピース酸洗浄槽	約 ■	■
ハル洗浄槽	約 ■	■
精製建屋 第 5 一時貯留処理槽	約 ■	■
精製建屋 第 7 一時貯留処理槽	約 ■	■

第 4 表 空気の密度，比熱，粘度，熱伝導率及び体膨張係数

空気の温 度 [ K ]	空気の 密度 [ k g / m <sup>3</sup> ]	空気の 比熱 [ J / k g K ]	空気の 粘度 [ k g / m s ]	空気の 熱伝導率 [ W / m K ]	空気の 体膨張係 数 [ 1 / K ]
313	1.112	1007	1.92E-05	0.0272	$3.1 \times 10^{-3}$

■については商業機密の観点から公開できません。

## 2. 評価結果

貯槽等内の溶液の発熱量及び貯槽からセル雰囲気への放熱を考慮した場合の液温の評価結果を第5表に示す。貯槽等内の液温は、最高となる精製建屋の第7一時貯留処理槽で約85℃である。

上記のとおり、平常運転時よりも崩壊熱量が大きい状態を考慮しても、未臨界移行後は、崩壊熱は貯槽等からの放熱により一定量が除去され、貯槽等内の溶液が継続して沸騰状態に至ることはない。

第5表 未臨界移行後の貯槽等内の液温

機器名	熱平衡時の液温 [℃]
溶解槽	約 65
エンドピース酸洗浄槽	約 80
ハル洗浄槽	約 55
精製建屋 第5一時貯留処理槽	約 55
精製建屋 第7一時貯留処理槽	約 85

## 臨界事故の発生を想定する貯槽等の溶液の沸点について

本評価では、臨界事故の発生を想定する貯槽等の溶液の沸点について、沸騰による溶液の濃縮に伴う沸点上昇を考察する。

## 1. 評価方法

## 1.1 溶解槽，エンドピース酸洗浄槽及びハル洗浄槽における評価方法

臨界事故時の溶解槽，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。）内の核燃料物質濃度は、より厳しい評価結果を与えるよう、溶解液の核燃料物質濃度と同じとする。また、硝酸濃度については、臨界事故の発生条件を踏まえ設定する。

なお、溶解液は溶質の殆どが硝酸ウラニルであることから、硝酸ウラニル溶液と見なす。

臨界事故発生時及び未臨界への移行時点の溶解槽等の液量，硝酸濃度，ウラン濃度を第1表に示す。

第1表 溶解槽等の液量，硝酸濃度及びウラン濃度

臨界事故発生時					
	液量	硝酸濃度		ウラン濃度	左記ウラン濃度に対応する硝酸ウラニル濃度
	[m <sup>3</sup> ]	[N]	[wt%]	[gU/L]	[wt%]
溶解槽	3	2.77	約 13	250	約 29
エンドピース酸洗浄槽	2.1	3	約 14	250	約 29
ハル洗浄槽	0.2	0	0	250	約 31

未臨界への移行時点					
	液量	硝酸濃度		ウラン濃度	左記ウラン濃度に対応する硝酸ウラニル濃度
	[m <sup>3</sup> ]	[N]	[wt%]	[gU/L]	[wt%]
溶解槽	3	2.79	約 13	■	約 ■
エンドピース酸洗浄槽	2.1	3.03	約 14	■	約 ■
ハル洗浄槽	■	0	0	■	約 ■

■については商業機密の観点から公開できません。

硝酸ウラニル溶液の沸点は、第1図（再処理プロセス・化学ハンドブック検討委員会，再処理プロセス・化学ハンドブック第3版，JAEA-Review 2015-002，2015）から読み取る。

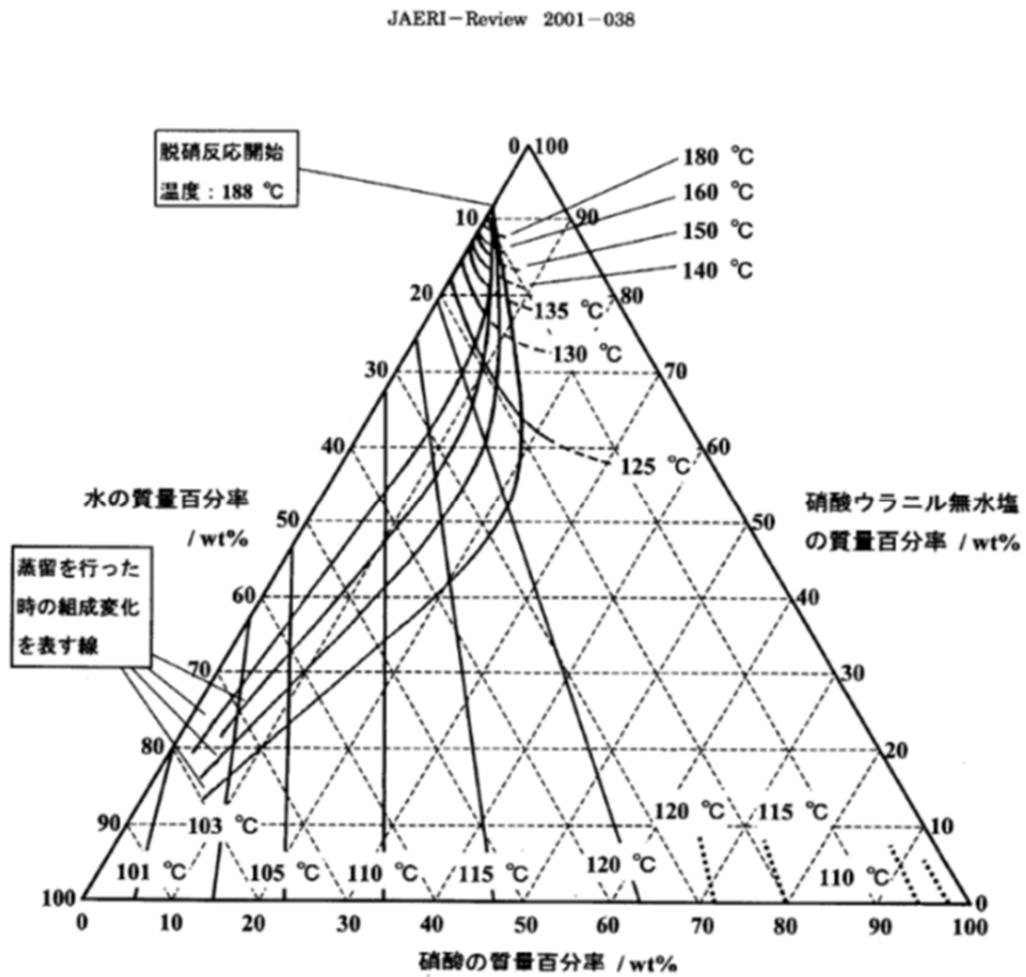


図1. 5-2 硝酸ウラニル-硝酸-水3成分系の沸点。<sup>4)</sup>

第1図 硝酸ウラニル溶液の沸点

1.2 精製建屋 第5一時貯留処理槽及び精製建屋 第7一時貯留処理槽における評価方法

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。）には硝酸プルトニウム溶液が内包されている。

臨界事故発生時及び未臨界への移行時点の第5一時貯留処理槽等の液量，プルトニウム濃度及び硝酸濃度を第2表に示す。

第2表 第5一時貯留処理槽等の液量，硝酸濃度及びプルトニウム濃度

	臨界事故発生時		
	液量	硝酸濃度	プルトニウム濃度
	[m <sup>3</sup> ]	[N]	[gPu/L]
精製建屋 第5一時貯留処理槽	0.2	0.91	24
精製建屋 第7一時貯留処理槽	3	0.5	24

	未臨界への移行時点		
	液量	硝酸濃度	プルトニウム濃度
	[m <sup>3</sup> ]	[N]	[gPu/L]
精製建屋 第5一時貯留処理槽	■	1.1	■
精製建屋 第7一時貯留処理槽	3	0.5	24

■については商業機密の観点から公開できません。

硝酸プルトニウム溶液の沸点は，第2図（S.M. Stoller, R. B. Richard.” Reactor Handbook, Volume II, Fuel Reprocessing”, Interscience Publishers Inc. (1961)）から読み取る。

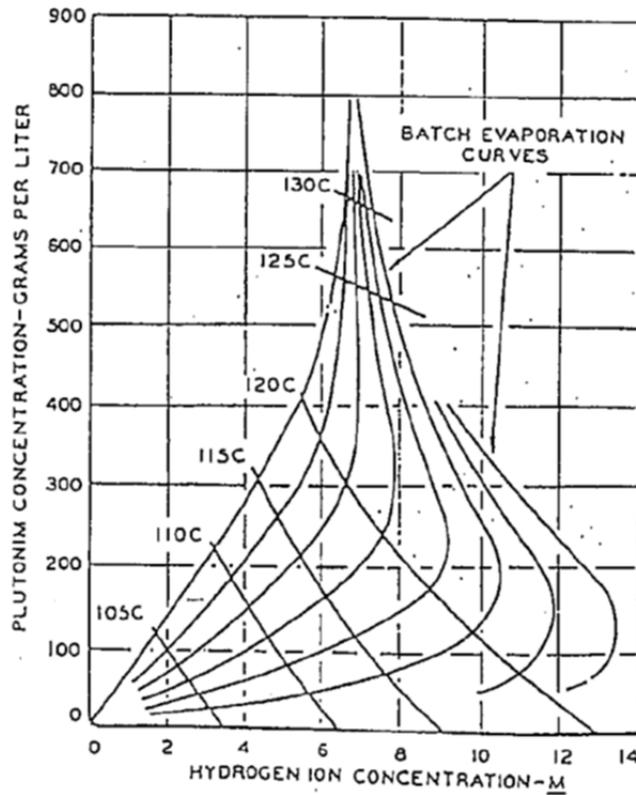


Fig. 11.2. Boiling temperatures for plutonium nitrate-nitric acid mixtures. Lines for composition change upon single batch evaporation.

第2図 硝酸プルトニウム溶液の沸点

## 2. 評価結果

沸騰により貯槽内の溶液が減少し、溶解槽等では、ウラン濃度は最大 250 g U/L ~ ■■■ g U/L, 硝酸濃度は 0 N ~ 3.03 N となり、この領域での沸点は、101°C ~ 110°C の間と推定される。以上のことから溶解槽等の沸点を約 110°C とする。

第 5 一時貯留処理槽等では、プルトニウム濃度は 24 g Pu/L ~ ■■■ g Pu/L, 硝酸濃度は 0.5 N ~ 1.1 N となり、この領域での沸点は、100°C ~ 105°C の間と推定される。以上のことから第 5 一時貯留処理槽等の沸点を約 105°C とする。

■■■ については商業機密の観点から公開できません。

同一セルに存在する貯槽等における  
臨界事故時の放射線による水素濃度の上昇影響

## 1. 目的

同一セルに複数の貯槽等が設置されている場合、臨界事故が発生した貯槽等から多量に放射線が放出され、同一セルに設置されている他の貯槽等に放射線が入射することで放射線分解ガスが生成することが考えられるため、生成量について検討する。

## 2. 評価条件及び評価方法

他の貯槽等での水素の発生量は(1式)より計算する。

$$\begin{aligned}
 v_{H_2}[m^3] &= \frac{f[\text{fissions}] \times 200 \left[ \frac{\text{MeV}}{\text{fissions}} \right] \times 10^6 \times G \text{値} \left[ \frac{\text{molecules}}{100\text{eV}} \right] \times 22.4 \left[ \frac{L}{\text{mol}} \right]}{100 \times 6.02 \times 10^{23} \left[ \frac{\text{molecules}}{\text{mol}} \right] \times 1000} \\
 &\quad \times \varepsilon \times \Omega
 \end{aligned}$$

…(1式)

ここで、

$v_{H_2}$  : 他の貯槽等での水素の発生量

$\Omega$  : 臨界事故発生貯槽等から他貯槽等へ放射線が入射する割合

$\varepsilon$  : 核分裂で発生する全エネルギーに対する着目する線種のエネルギーの割合

$f$  : 全核分裂数

である。

評価に使用する条件及びその根拠を第1表に示す。また、核分裂エネルギーの内訳を第1図に示す。

第1表 評価に使用する設定値及びその根拠

項目	記号	設定値	設定根拠
臨界事故の規模	$f$	1.6E+18 fissions	臨界事故の有効性評価において設定した条件 (バースト期: 1E+18 fissions, プラト一期: 1E+15 fissions/s, 臨界継続時間: 10分) を考慮して設定
発生エネルギー	—	200 MeV / fissions	臨界事故の有効性評価において設定した条件
全発生エネルギー中のガンマ線の比 (ガンマ線)	$\epsilon(\gamma)$	$(7+7+12)/207 * 100 = 13\%$	臨界事故での核分裂の即発 $\gamma$ 線, 臨界事故の核分裂により発生した核分裂生成物の壊変による $\gamma$ 線及び中性子捕獲による $\gamma$ 線のエネルギーを考慮する。
全発生エネルギー中の中性子線の比	$\epsilon(n)$	$5/207 * 100 = 3\%$	中性子線の運動エネルギーを考慮する。ただし, 貯槽外側に中性子減速材及び中性子吸収材が設置されている場合には, 貯槽外部から溶液に中性子線が入射しないことを考慮する。

項目	記号	設定値	設定根拠
水素発生 G 値 (水相)	—	0.45 ( $\beta \cdot \gamma$ ) 1.4 (中性子線)	硝酸濃度 0 N における溶液中の水素発生 G 値を使用する。
水素発生 G 値 (有機相)	—	3.0	有機相に対する水素発生 G 値を使用する。
臨界事故発生貯槽等から他貯槽等へ放射線が入射する割合	$\Omega$	1/6	臨界事故発生貯槽等からは $4\pi$ 方向に放射線が照射される。一方、臨界事故が発生した貯槽等と他の貯槽等は、より厳しい評価結果を与えるよう、臨界発生貯槽等の真横に存在すると仮定した場合でも、立方体の 1 面程度からの入射にとどまる。このため、立方体 6 面のうち 1 面から放出される放射線他の貯槽等に入射するものとする。

U<sup>235</sup>の核分裂で放出されるエネルギーと、回収可能なエネルギー

形態	放出されるエネルギー (MeV)	回収可能なエネルギー (MeV)
核分裂破片	168	168
核分裂生成物の崩壊		
β線	8	8
γ線	7	7
ニュートリノ	12	—
即発γ線	7	7
核分裂中性子 (運動エネルギー)	5	5
捕獲γ線	—	3-12
合計	207	198-207

第1図 核分裂エネルギーの内訳<sup>1)</sup>

### 3. 計算結果

上記式より、γ線照射において発生する放射線分解水素は水相の場合約1.2L、有機相の場合約7.8Lとなる。中性子線照射において発生する水素ガスは、水相において約1.8Lである。

これより、同一セルに設置されている他の貯槽等内での水素発生量は水相の場合約3L、有機相の場合8Lとなる。

すなわち、評価において十分安全側となるよう条件を設定した場合でも、他の貯槽等で発生する水素量は々数L程度であり、貯槽等の空間容積を考慮すると、水素爆発未然防止濃度を超えない。また、貯槽等に供給される水素掃気用空気等により、貯槽等内の水素濃度は速やかに可燃限界濃度を下回る。

以上の理由により、同一セルに設置される他の貯槽等において水素爆発が発生することはない。

#### 4. 参考文献

- 1) ラマーシュ, “原子炉の初等理論 (上)”, 吉岡書店. (1974)

## 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： $\blacksquare$ 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： $\blacksquare$ g・Pu/L 液量：3000 L	$^{239}Pu : ^{240}Pu : ^{241}Pu = 71 : 17 : 12$	2400g・Gd	別紙－5

$\blacksquare$  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。

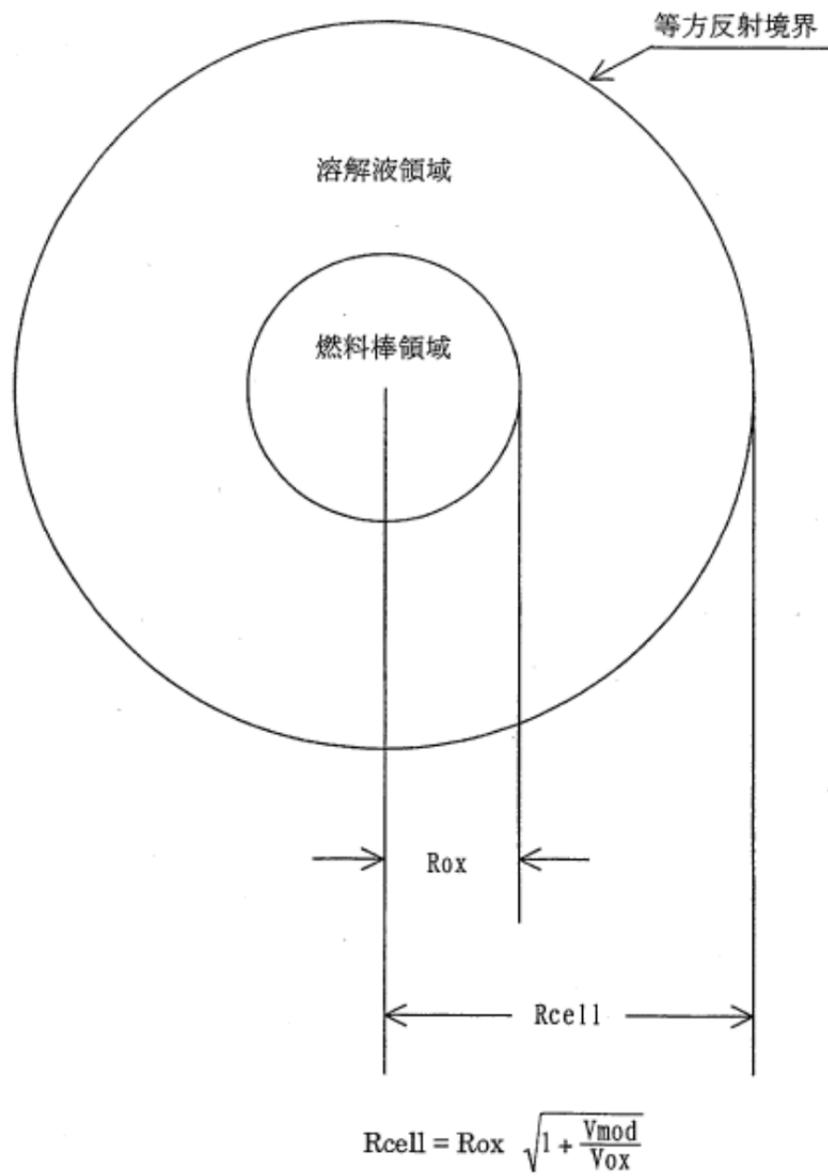


図1 燃料棒格子均質化用1次元輸送計算モデル

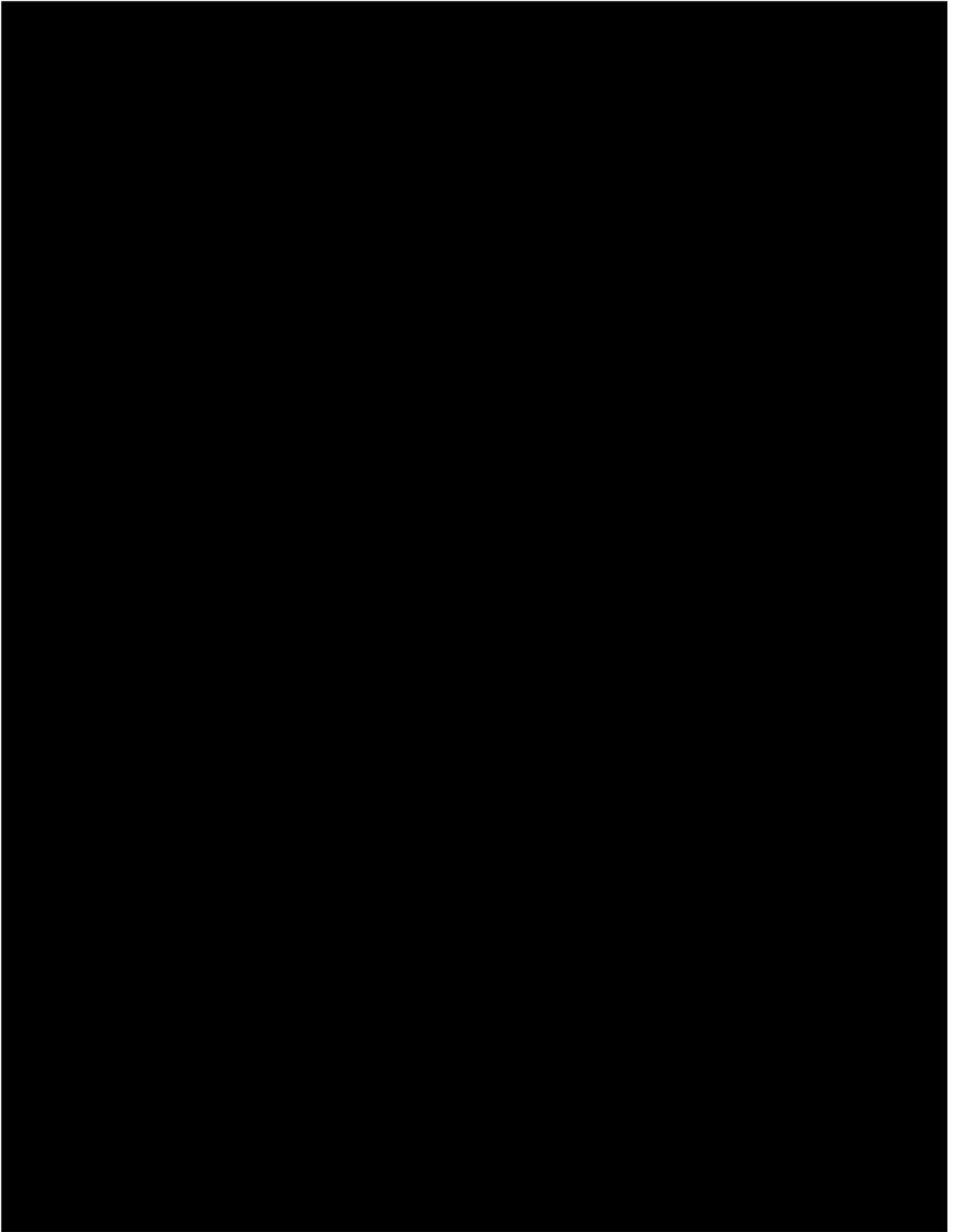
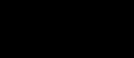


図2 溶解槽の計算モデル



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。

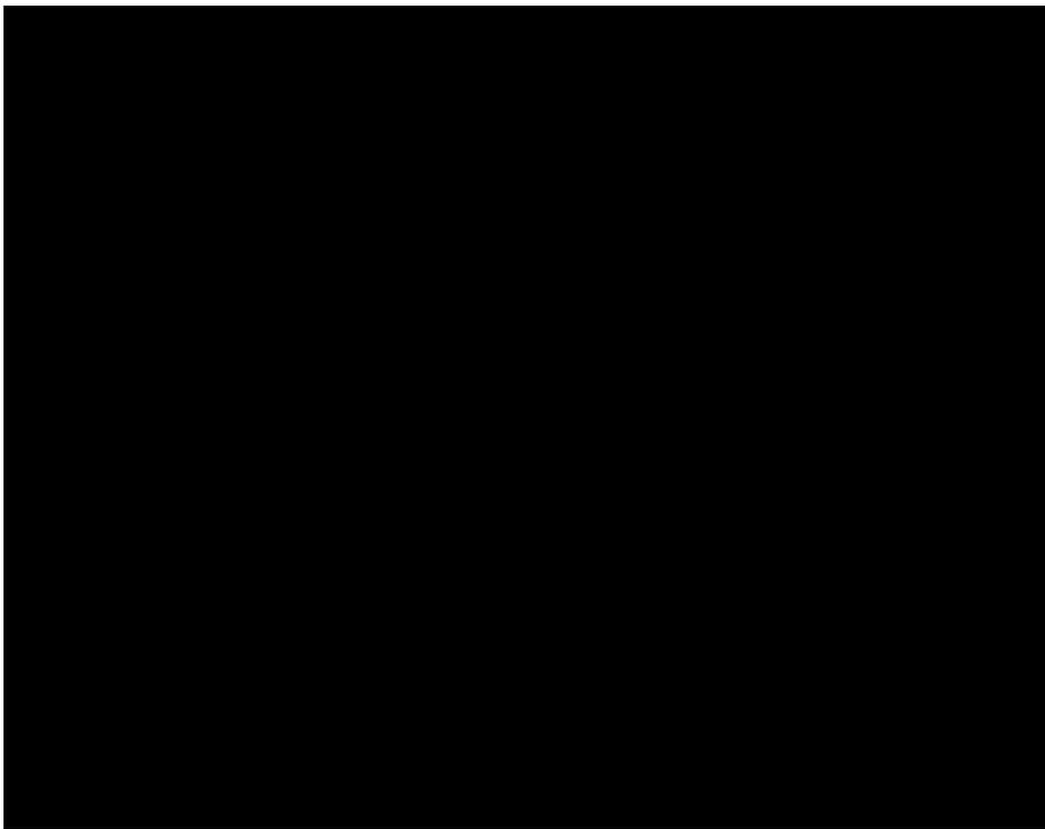


図3 溶解槽の評価結果 (0.7gGd/L のガドリニウム使用の場合)

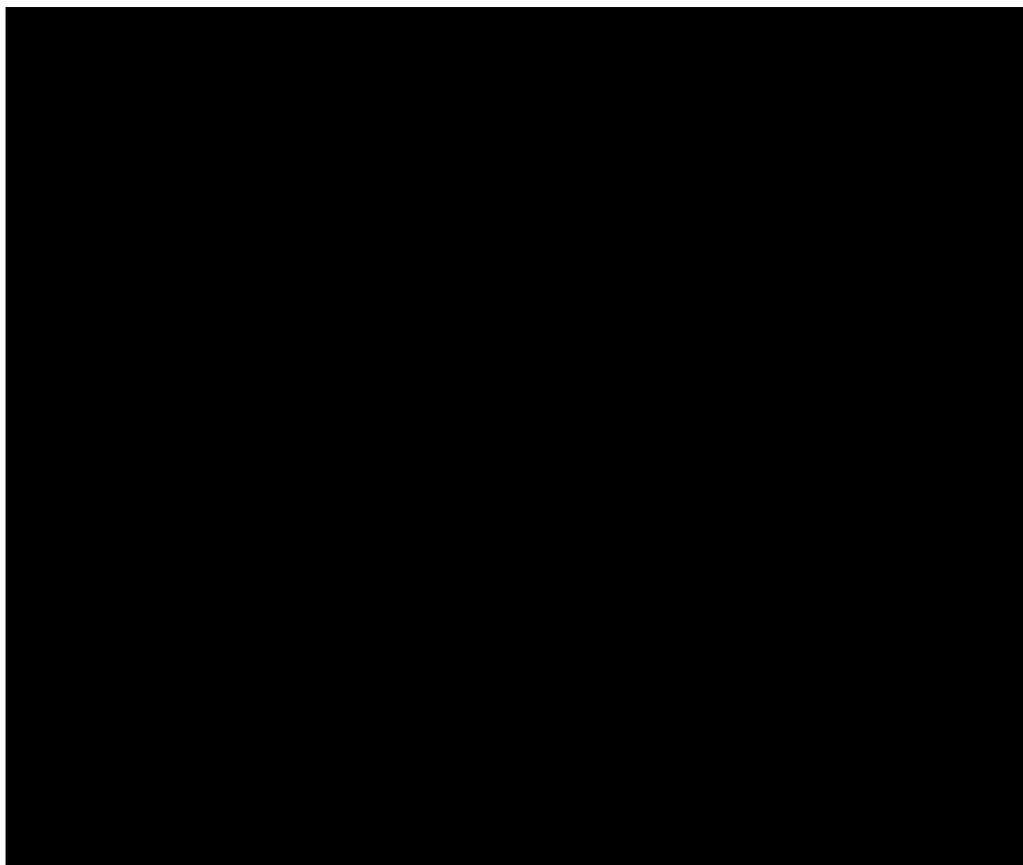


図4 溶解槽の評価結果 (0.7gGd/L のガドリニウム使用の場合)

## 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。

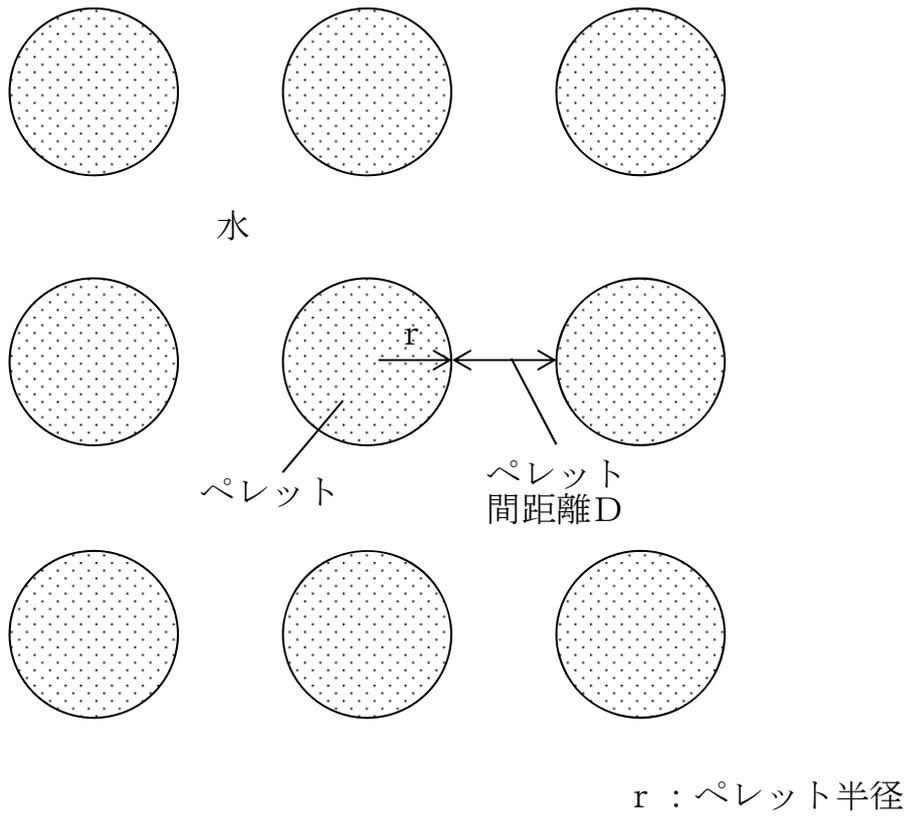


図1 均質化領域作成モデル

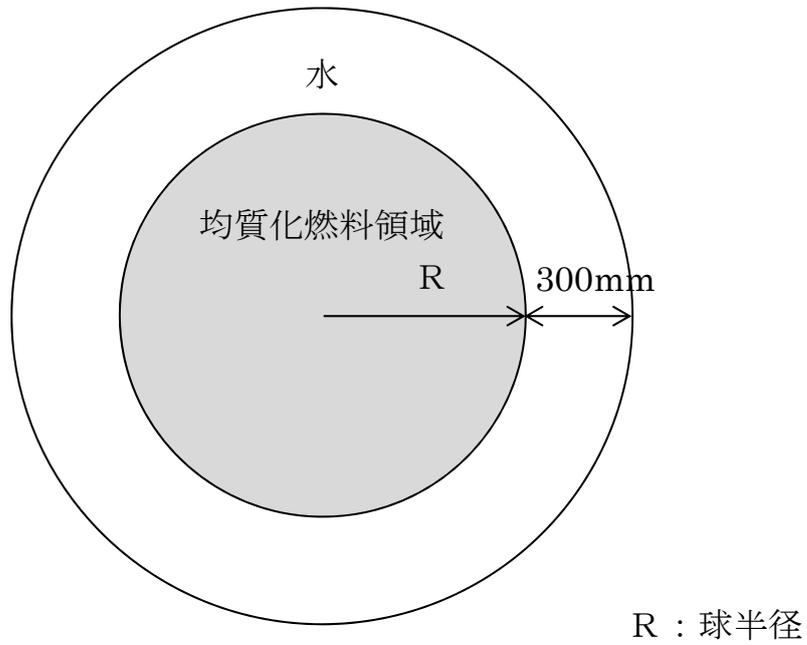


図2 エンドピース酸洗浄槽計算モデル

## 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。

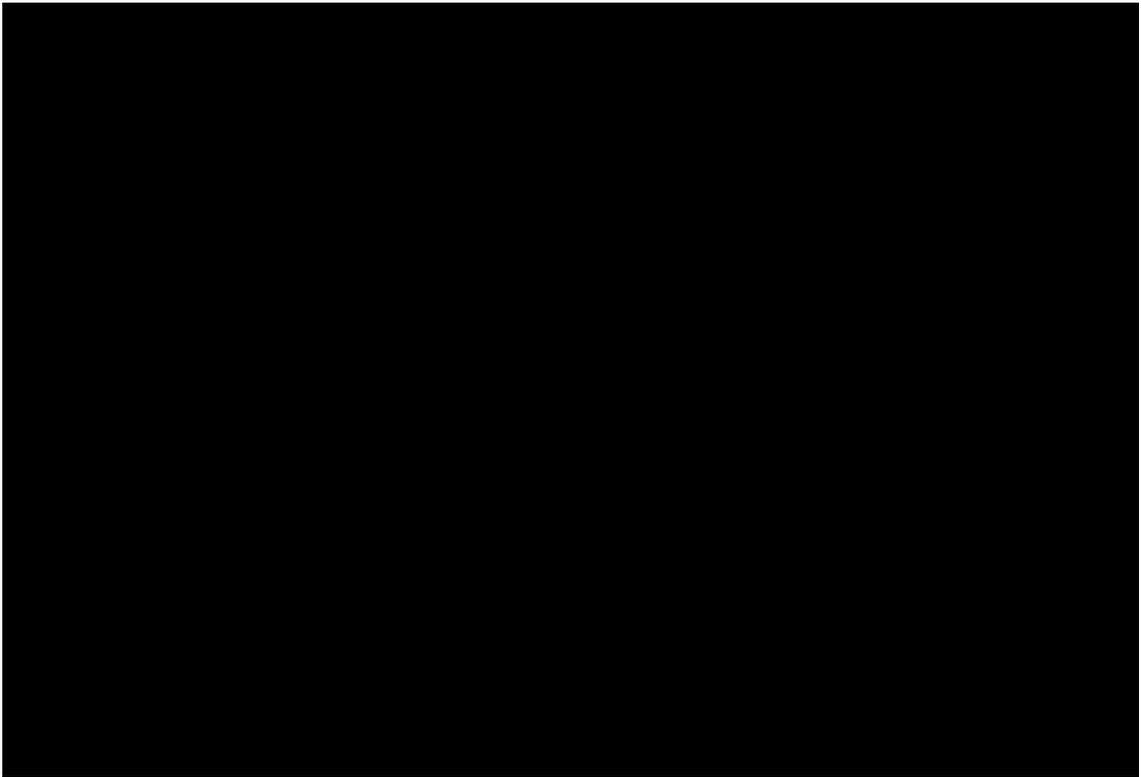


図3 エンドピース酸洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 0.0gGd/L）

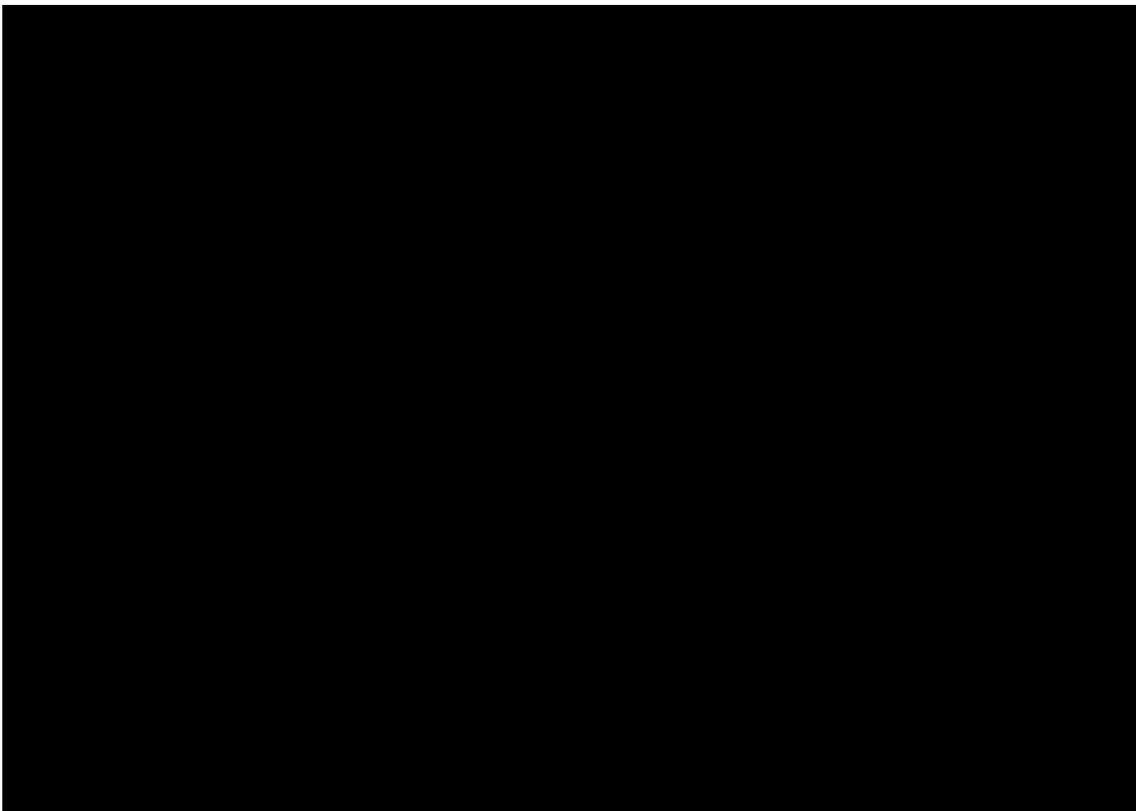


図4 エンドピース酸洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 1.0gGd/L）

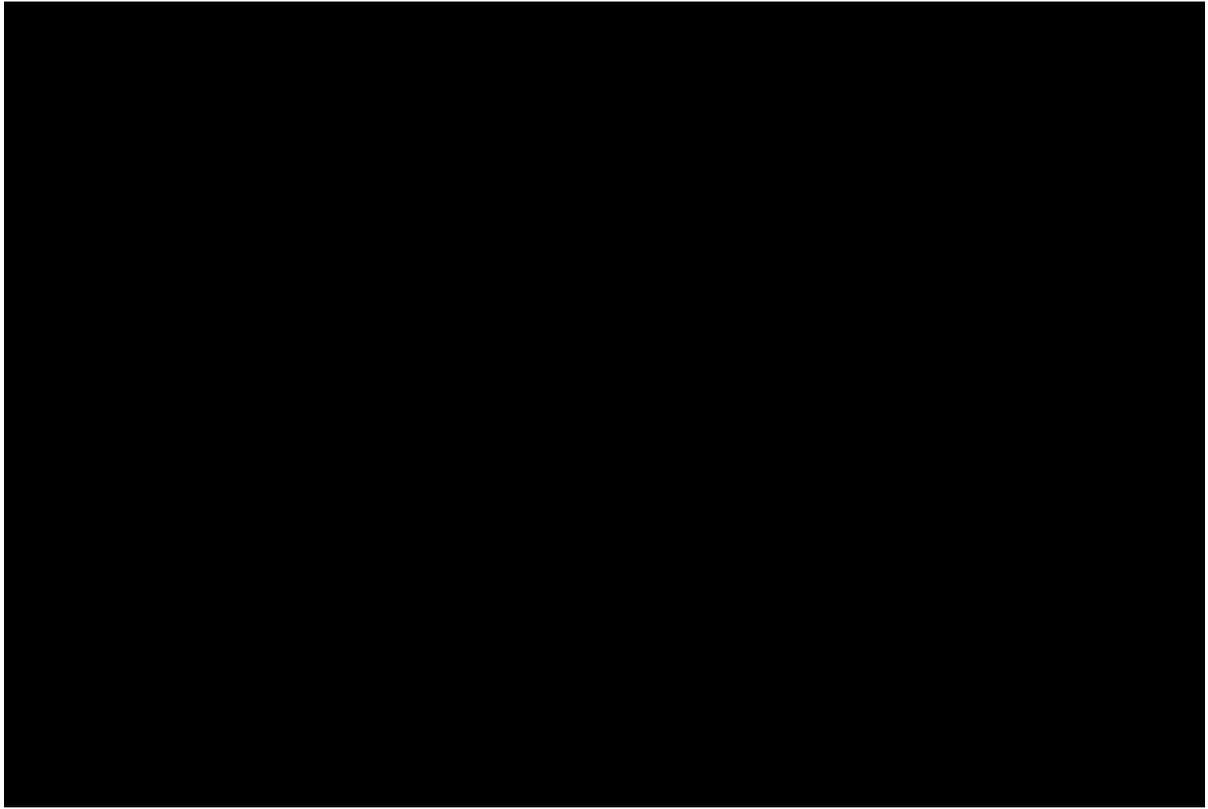


図5 エンドピース酸洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 2.0gGd/L）

■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。

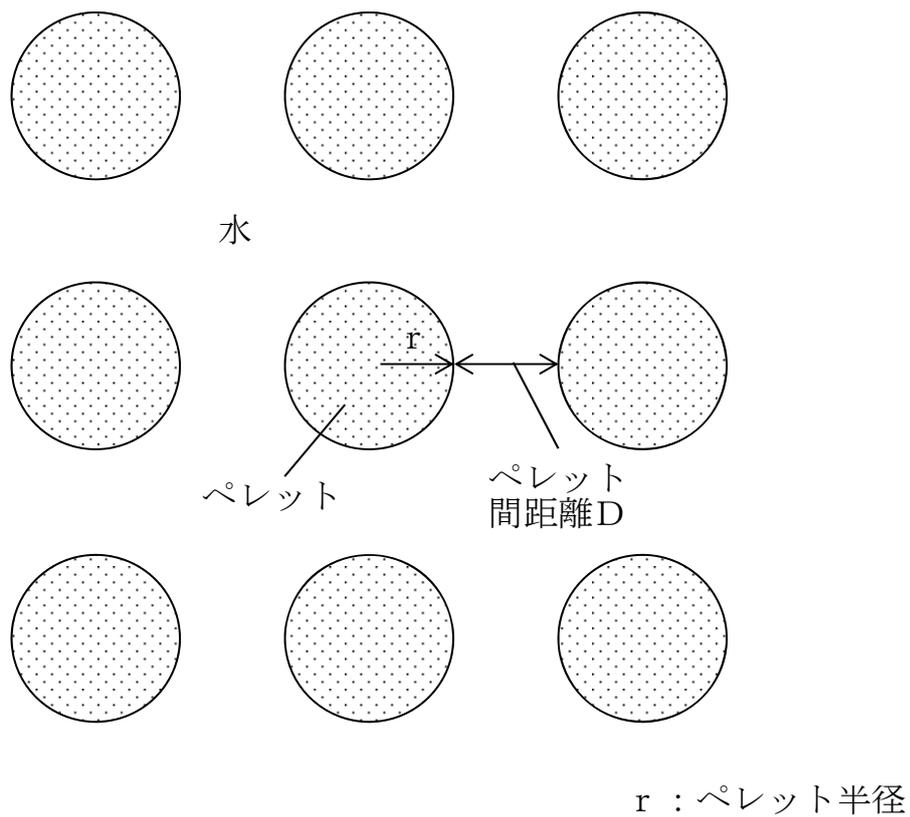
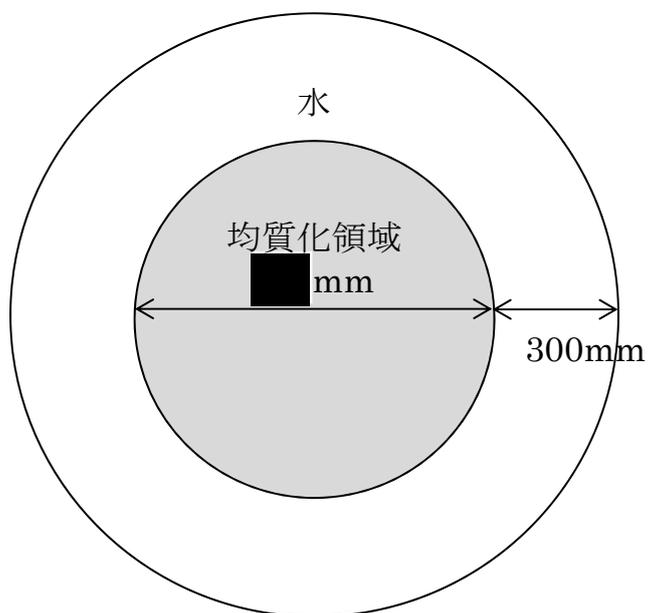


図1 均質化領域作成モデル

【平面図】



【立面図】

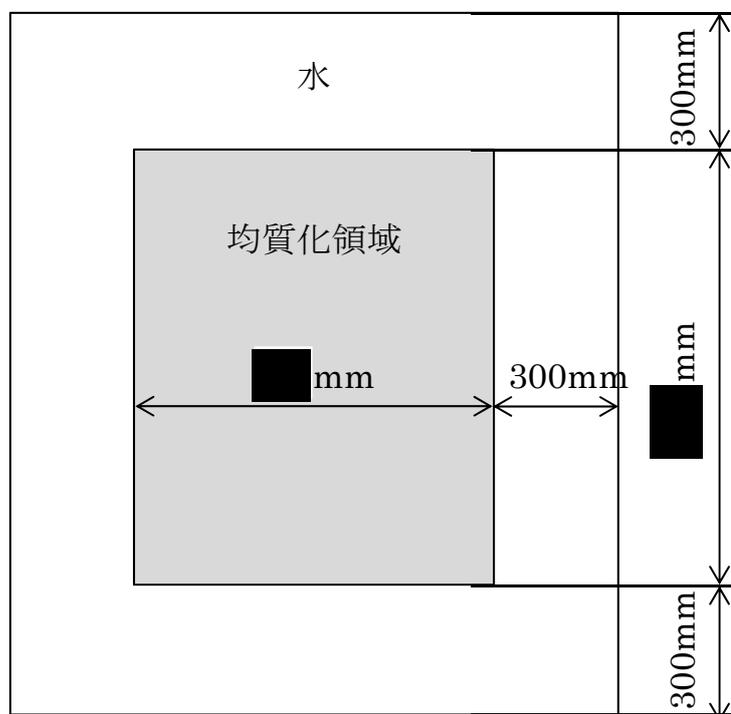


図2 ハル洗浄槽計算モデル

■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。

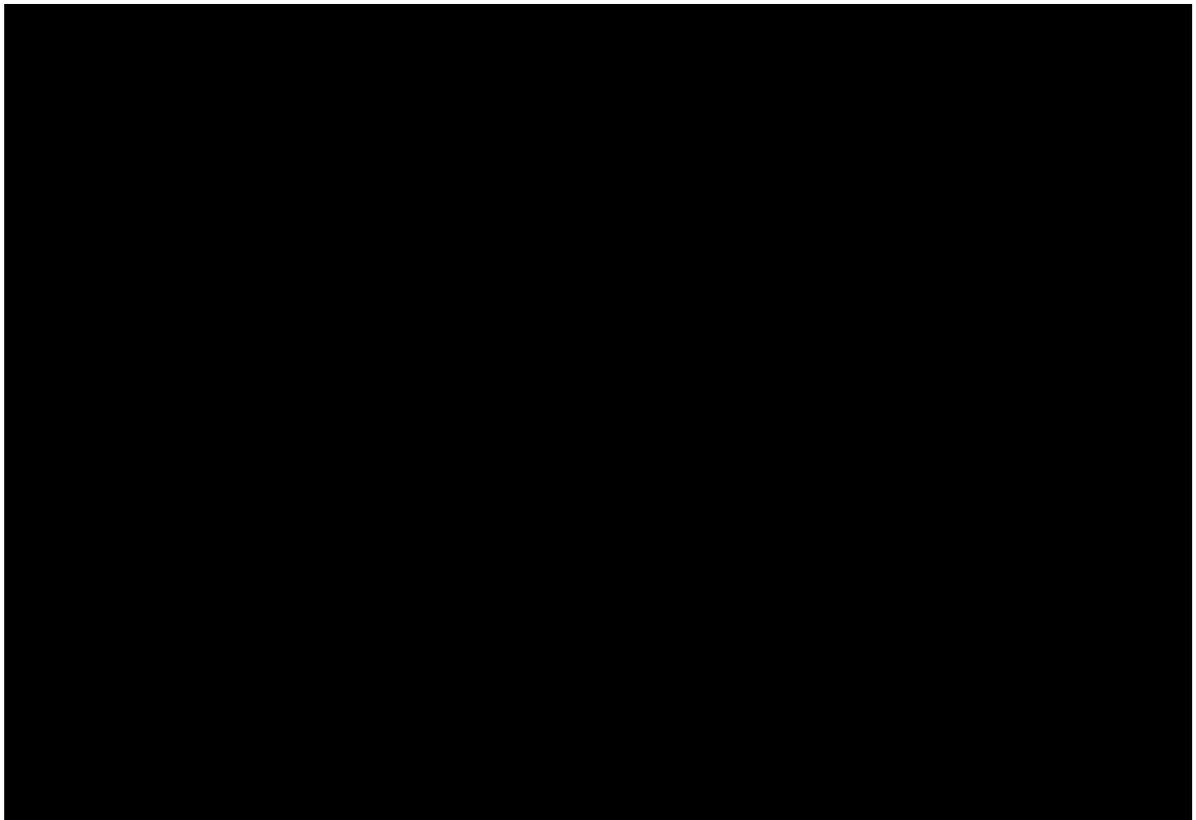


図3 ハル洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 15gGd/L）

■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。

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

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

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

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

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

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

$\blacksquare$ 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。

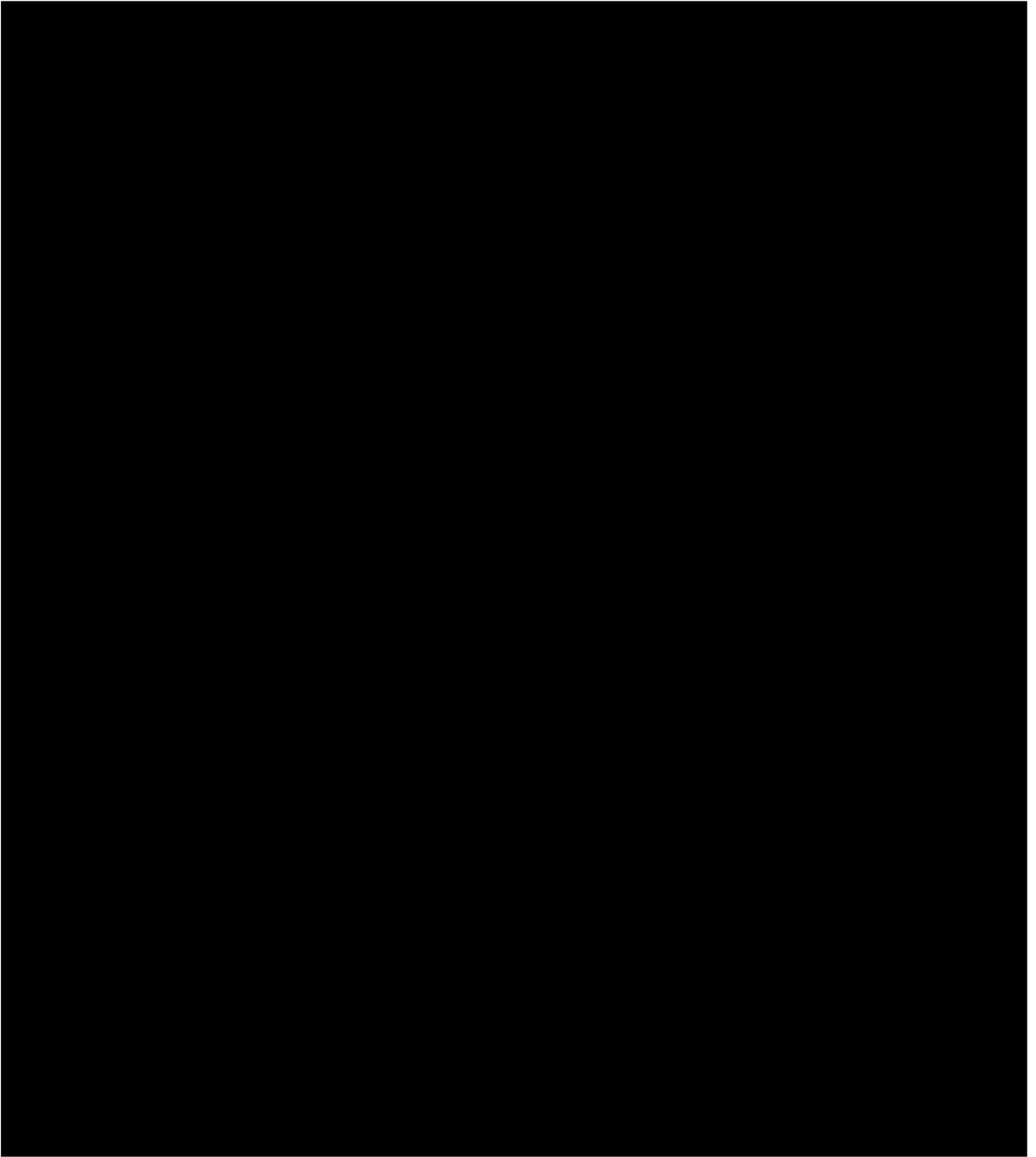


図1 第5一時貯留処理槽の計算モデル

■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。

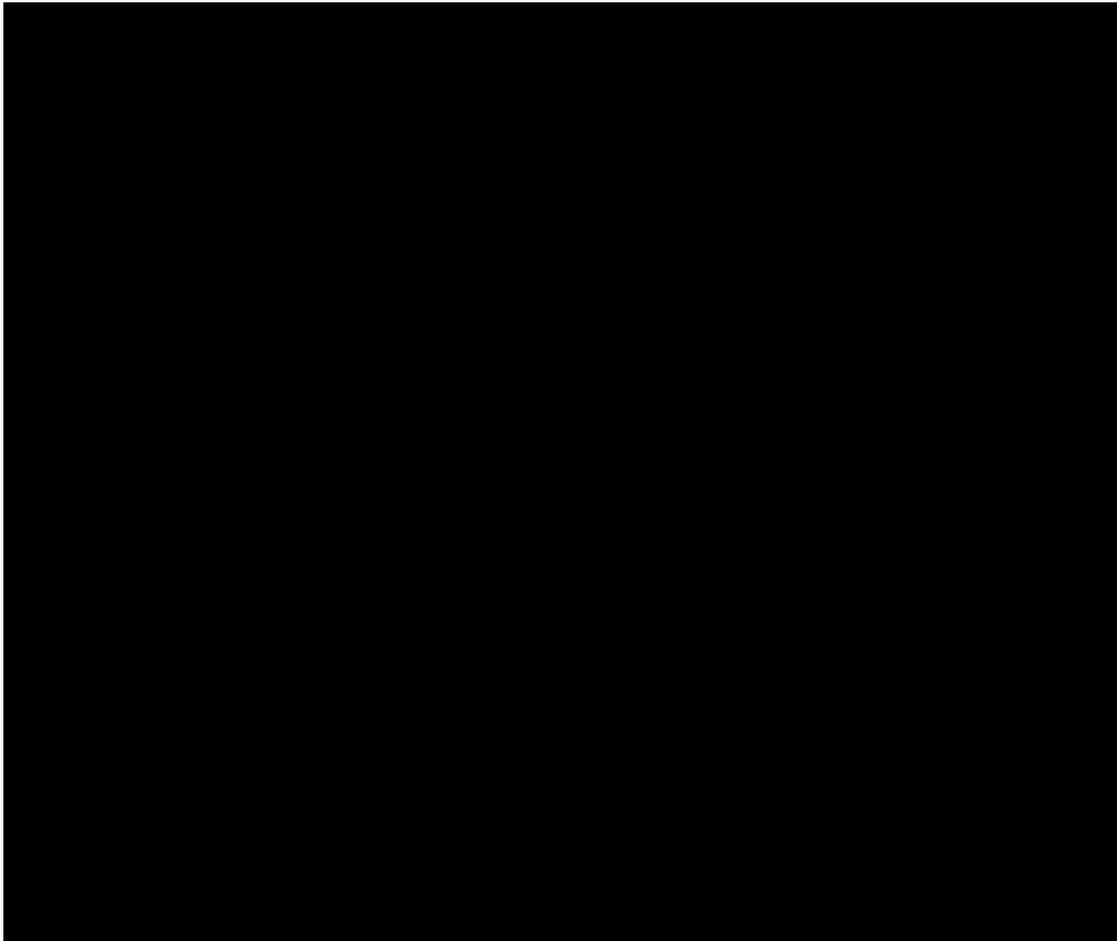


図2 第5一時貯留処理槽の評価結果

■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。

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

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

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

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

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

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

■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。

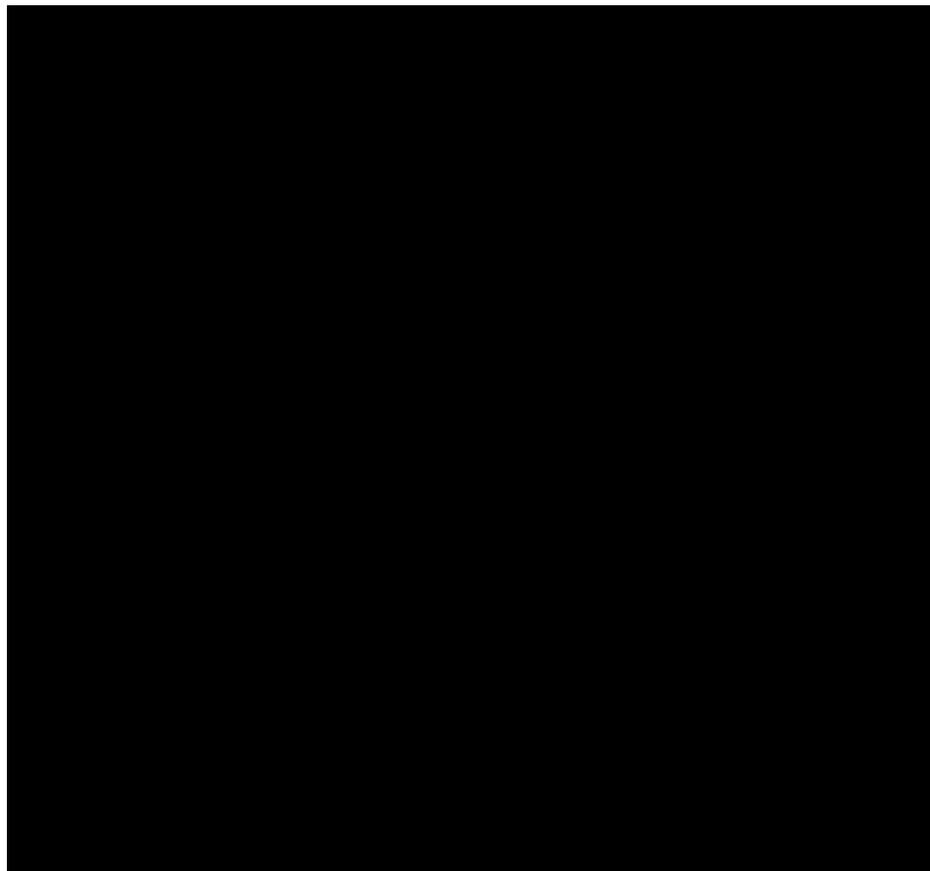


図2 第7一時貯留処理槽の評価結果

■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根拠等

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、溶液の蒸発に伴う放射性物質（エアロゾル）を対象とし、地表沈着の考えられない放射性希ガス及び放出量の大部分が半減期の短い放射性よう素については、評価の対象としない。

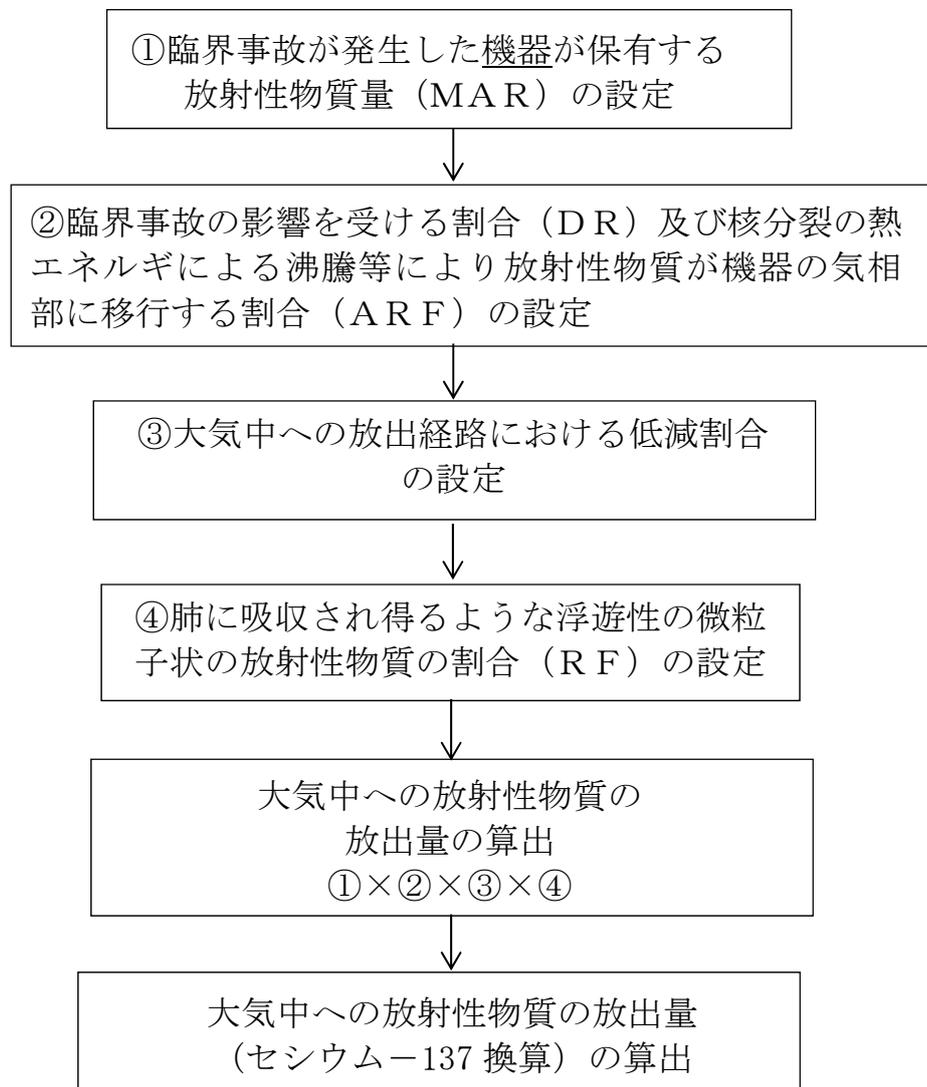
### 1.2 セシウム-137 換算放出量の評価条件

臨界事故の有効性評価における大気中への放射性物質の放出量は、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。）に対して、臨界事故の影響を受ける割合（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。）を乗じて算出する。

評価した大気中への放射性物質の放出量にセシウム-137 への換算係数を乗じて、大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）を算出する（1式）。

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

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

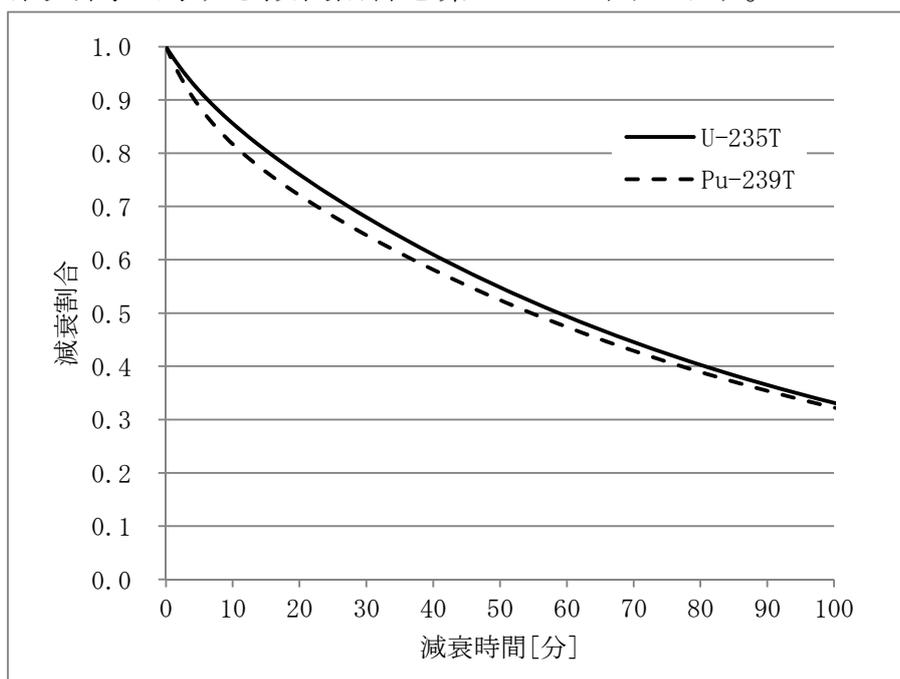
建屋	機器	使用するインベントリ	臨界の想定	根拠
前処理 建屋	溶解槽 A/B	溶解液 (溶解槽内)	動的機器の多重故障を想定	燃料せん断片の溶解不良による臨界事故を想定するため、溶液の放射性物質濃度は平常運転時よりも低下していることが予想されるが、安全側の評価として溶解槽の平常運転時に想定されるインベントリを用いる。
	エンドピース酸洗浄槽 A/B	溶解液 (溶解槽内)	動的機器の多重故障を想定	せん断機又は溶解槽から未溶解のせん断片が移行することによる臨界事故を想定するため、溶液の放射性物質濃度は当該機器の平常運転時の濃度よりも上昇している可能性があることから、溶解液のインベントリを使用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、廃ガス処理システムに残留した放射性よう素については、廃ガス処理システムに設置されているよう素フィルタにより除去できる可能性があるが、よう素フィルタは銀吸着型であり、吸着可能な容量を上回った場合には除去できない可能性がある。

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

第 1.3-3 表 廃ガス処理系統に設置されているよう素フィルタの仕様

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

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

(2) DR

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

ルテニウム 溶液中の保有量及び臨界に伴う生成量の0.1%

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

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

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

具体的な蒸発量の計算例は以下のとおりである。

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

これより、

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

臨界事故時の全核分裂数は  $1.6 \times 10^{18}$  [fissions] となることから、臨界事故による溶液の蒸発量は  $0.023$  [m<sup>3</sup>] 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  $[\text{Bq/m}^3] \times (\text{蒸発量} [\text{m}^3] \text{ 又は 機器内溶液量} [\text{m}^3])$  により  $\text{MAR} \times \text{DR}$  を計算した。

### (3) ARF

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

本設定の根拠については1.6に示す。

### (4) 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。

$$LPF = \frac{1}{DF_{\text{HEPA}}} \times \frac{1}{DF_{\text{経路}}} \times \eta_{\text{tank}}$$

$DF_{\text{HEPA}}$  : 高性能粒子フィルタの除染係数

$DF_{\text{経路}}$  : 放出経路構造物による除染係数

$\eta_{\text{tank}}$  : 貯留タンクによる低減割合

(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<sup>※1</sup>

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

※1：放射平衡核種の子孫核種の寄与は、親核種に含む。

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

第 1.4-2 表 吸入核種の化学形態に係る補正係数

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

※1：化学形態としてキレートを想定。

## 1.5 評価結果

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

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

さらに大気中への放射性物質の放出の推移の（概念図）を第1.5-1図に示す。

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

・その他核種

溶解槽							
核種グループ	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
	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	1.50E-06	6.64E-01	2.41E-02	1.60E-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	1.50E-06	3.35E+04	5.13E-01	1.72E+04
Ce/Pr	4.32E+10	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	7.46E-01	5.35E-03	3.99E-03
Sr/Y	1.41E+15	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	2.43E+04	8.08E-02	1.97E+03
その他FP	9.73E+13	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	1.68E+03	4.87E-01	8.17E+02
Pu(α)	1.50E+15	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	2.59E+04	1.76E+00	4.56E+04
Am/Cm(α)	1.22E+14	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	2.10E+03	1.78E+01	3.73E+04
U(α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	0.00E+00	7.35E+00	0.00E+00
Np(α)	2.42E+11	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	4.17E+00	3.41E-01	1.42E+00

・Ru/Rh グループ

溶解槽								
核種	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[Bq]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
	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
Rh-102	8.07E+08	/	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
Ru-103	/	7.88E-26	/	1.00E-03	1.50E-06	1.18E-34	1.15E-02	1.36E-36
Rh-103m	0.00E+00	/	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ru-106	/	9.90E+11	/	1.00E-03	1.50E-06	1.49E+03	3.69E-02	5.49E+01
Rh-106	3.30E+11	/	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	5.69E+00	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

エンドピース酸洗浄槽

核種グループ	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
	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	5.00E-07	2.21E-01	2.41E-02	5.34E-03
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	5.00E-07	1.12E+04	5.13E-01	5.73E+03
Ce/Pr	4.32E+10	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	2.49E-01	5.35E-03	1.33E-03
Sr/Y	1.41E+15	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	8.12E+03	8.08E-02	6.55E+02
その他FP	9.73E+13	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	5.59E+02	4.87E-01	2.72E+02
Pu(α)	1.50E+15	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	8.63E+03	1.76E+00	1.52E+04
Am/Cm(α)	1.22E+14	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	6.99E+02	1.78E+01	1.24E+04
U(α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	0.00E+00	7.35E+00	0.00E+00
Np(α)	2.42E+11	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	1.39E+00	3.41E-01	4.74E-01

・Ru/Rh グループ

エンドピース酸洗浄槽

核種	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[Bq]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
	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
Rh-102	8.07E+08	/	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	4.64E-03	0.00E+00	0.00E+00
Ru-103	/	5.52E-26	/	1.00E-03	5.00E-07	2.76E-35	1.15E-02	3.18E-37
Rh-103m	0.00E+00	/	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ru-106	/	6.93E+11	/	1.00E-03	5.00E-07	3.47E+02	3.69E-02	1.28E+01
Rh-106	3.30E+11	/	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	1.90E+00	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

ハル洗浄槽							
核種グループ	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
	放射能濃度	蒸発量	A R F	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	1.50E-06	6.64E-01	2.41E-02	1.60E-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	1.50E-06	3.35E+04	5.13E-01	1.72E+04
Ce/Pr	4.32E+10	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	7.46E-01	5.35E-03	3.99E-03
Sr/Y	1.41E+15	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	2.43E+04	8.08E-02	1.97E+03
その他FP	9.73E+13	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	1.68E+03	4.87E-01	8.17E+02
Pu(α)	1.50E+15	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	2.59E+04	1.76E+00	4.56E+04
Am/Cm(α)	1.22E+14	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	2.10E+03	1.78E+01	3.73E+04
U(α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	0.00E+00	7.35E+00	0.00E+00
Np(α)	2.42E+11	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	4.17E+00	3.41E-01	1.42E+00

・Ru/Rh グループ

ハル洗浄槽								
核種	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[Bq]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
	放射能濃度	MAR	蒸発量	A R F	LPF	放出量	Cs換算係数	Cs137換算放出量
Rh-102	8.07E+08	/	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
Ru-103	/	5.25E-27	/	1.00E-03	1.50E-06	7.88E-36	1.15E-02	9.09E-38
Rh-103m	0.00E+00	/	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ru-106	/	6.60E+10	/	1.00E-03	1.50E-06	9.90E+01	3.69E-02	3.66E+00
Rh-106	3.30E+11	/	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	5.69E+00	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

第 5 一時貯留処理槽

核種グループ	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
	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	1.00E-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	1.00E-06	0.00E+00	5.13E-01	0.00E+00
Ce/Pr	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	1.00E-06	0.00E+00	5.35E-03	0.00E+00
Sr/Y	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	1.00E-06	0.00E+00	8.08E-02	0.00E+00
その他FP	6.49E+07	2.30E-02	5.00E-04	1.00E-06	7.46E-04	4.87E-01	3.63E-04
Pu(α)	1.49E+16	2.30E-02	5.00E-04	1.00E-06	1.72E+05	1.76E+00	3.02E+05
Am/Cm(α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	1.00E-06	0.00E+00	1.78E+01	0.00E+00
U(α)	8.36E+06	2.30E-02	5.00E-04	1.00E-06	9.61E-05	7.35E+00	7.07E-04
Np(α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	1.00E-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

核種	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[Bq]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
	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
Rh-102	4.24E+03		2.30E-02	5.00E-04	1.00E-06	4.88E-08	0.00E+00	0.00E+00
Ru-103		4.28E-31		1.00E-03	1.00E-06	4.28E-40	1.15E-02	4.94E-42
Rh-103m	0.00E+00		2.30E-02	5.00E-04	1.00E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ru-106		5.38E+06		1.00E-03	1.00E-06	5.38E-03	3.69E-02	1.99E-04
Rh-106	1.73E+06		2.30E-02	5.00E-04	1.00E-06	2.00E-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

第 7 一時貯留処理槽

核種グループ	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
	放射能濃度	蒸発量	A R F	LPF	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
Zr/Nb	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	2.50E-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	2.50E-06	0.00E+00	5.13E-01	0.00E+00
Ce/Pr	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	2.50E-06	0.00E+00	5.35E-03	0.00E+00
Sr/Y	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	2.50E-06	0.00E+00	8.08E-02	0.00E+00
その他FP	6.49E+07	2.30E-02	5.00E-04	2.50E-06	1.87E-03	4.87E-01	9.08E-04
Pu(α)	1.49E+16	2.30E-02	5.00E-04	2.50E-06	4.30E+05	1.76E+00	7.56E+05
Am/Cm(α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	2.50E-06	0.00E+00	1.78E+01	0.00E+00
U(α)	8.36E+06	2.30E-02	5.00E-04	2.50E-06	2.40E-04	7.35E+00	1.77E-03
Np(α)	0.00E+00	2.30E-02	5.00E-04	2.50E-06	0.00E+00	3.41E-01	0.00E+00

・Ru/Rh グループ

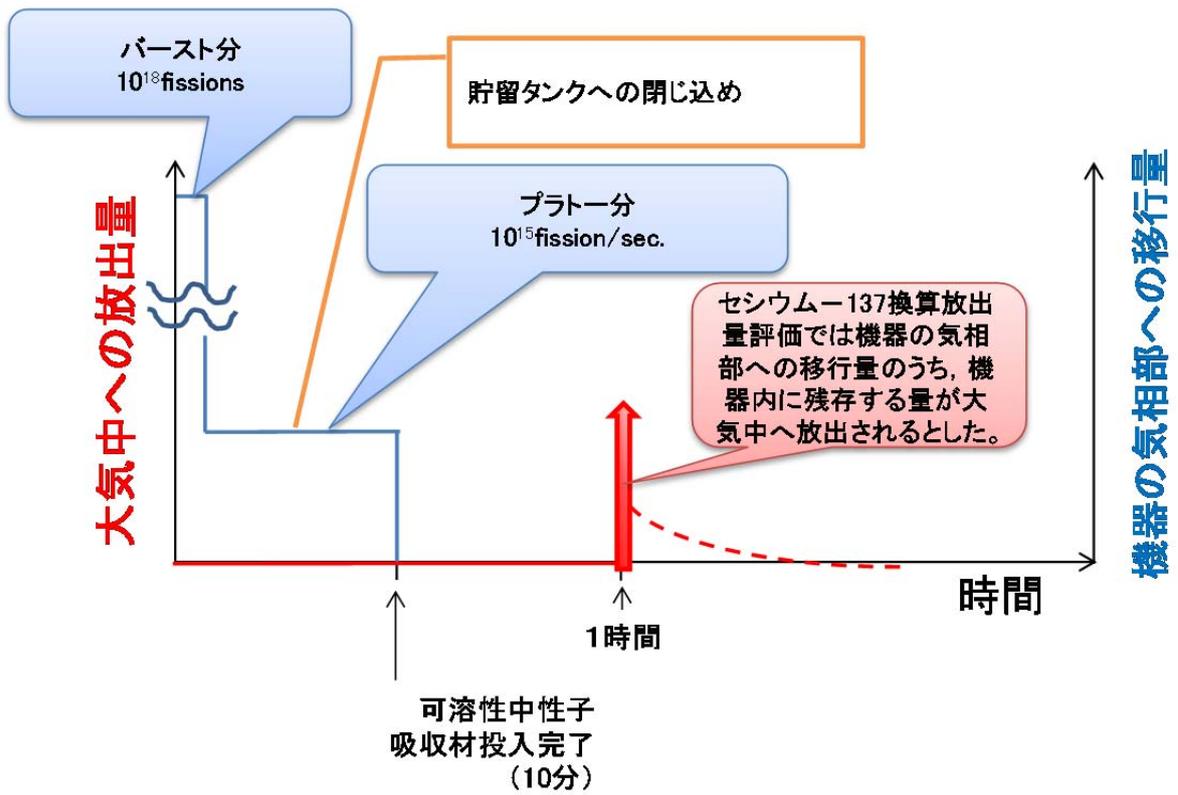
第 7 一時貯留処理槽

核種	[Bq/m <sup>3</sup> ]	[Bq]	[m <sup>3</sup> ]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
	放射能濃度	MAR	蒸発量	A R F	LPF	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
Rh-102	4.24E+03		2.30E-02	5.00E-04	2.50E-06	1.22E-07	0.00E+00	0.00E+00
Ru-103		1.79E-30		1.00E-03	2.50E-06	4.49E-39	1.15E-02	5.18E-41
Rh-103m	0.00E+00		2.30E-02	5.00E-04	2.50E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ru-106		2.26E+07		1.00E-03	2.50E-06	5.64E-02	3.69E-02	2.08E-03
Rh-106	1.73E+06		2.30E-02	5.00E-04	2.50E-06	4.99E-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)

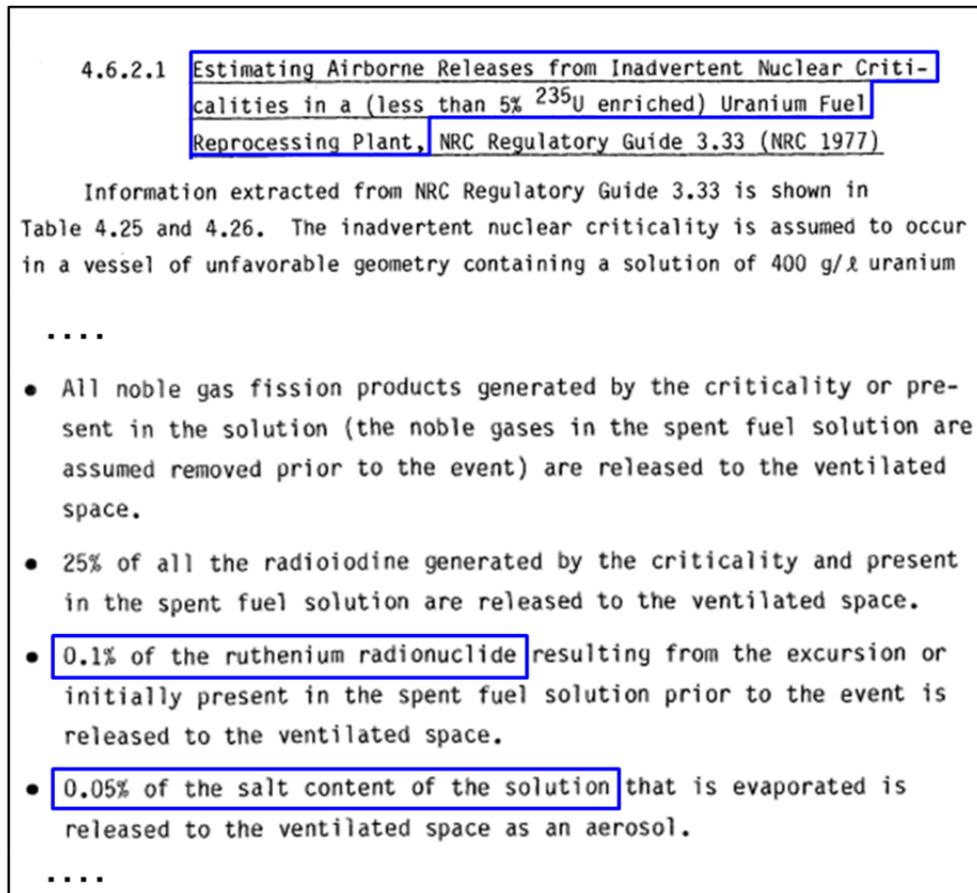
臨界事故の発生を想定する機器	評価対象	放出量(T B q)
溶解槽	C s -137換算値	$1.1 \times 10^{-7}$
エンドピース酸洗浄槽		$3.5 \times 10^{-8}$
ハル洗浄槽		$1.1 \times 10^{-7}$
精製建屋 第5一時貯留処理槽		$3.1 \times 10^{-7}$
精製建屋 第7一時貯留処理槽		$7.6 \times 10^{-7}$



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

## 1.6 DR 及び ARF の設定に係る文献の適用性について

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



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

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

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

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

#### 参考文献

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

## 1.7 ミスト発生によるフィルタの劣化の根拠について

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

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

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

Waterspray時は通過率が10倍（除染係数が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-6410<sup>1)</sup> 抜  
 粋)

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

## 1.8 臨界事故において発生するミストの濃度について

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

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

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

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

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

※2 臨界により蒸発する溶液は水とする。

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

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

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

従って、臨界事故によって発生する放射性エアロゾルのミスト濃度は  $100 \text{ mg} / \text{m}^3$  以上であるから、配管曲部における除染係数として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 $\Delta t$  [h]の間に溶液中から気相部に移行する放射エネルギー（機器の気相部に導入される放射エネルギー） $\Delta A_{in}$  [Bq]は、以下の式で表せる。

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

$\varepsilon$  : 気相への移行割合 [1]

$C_l$  : 液相中の放射能濃度 [Bq/m<sup>3</sup>]

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

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

### 1.9.2 機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー

臨界事故が発生した機器の気相部に移行した放射性物質は、機器に供給される気体及び溶液の蒸発により発生する水蒸気（以下、「機器に供給される気体等」という。）により、機器外に移行する。

機器に供給される気体等と機器の気相部内の気体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性物質が機器の気相部で混合し、均一になると仮定する。この場合、 $\Delta t$  [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する放射性物質は、機器の気相部内の放射性物質及び $\Delta t$  [h]の間に溶液中から気相部に移行する放射能物質が、機器の気相部内の気体及び $\Delta t$  [h]の間に機器に流入する気体等より混合し、均一になり、 $\Delta t$  [h]の間に機器に流入する気体等の体積分の放射性物質が機器の気相部から機器外へ移行すると考えられる。

従って、機器の気相部から機器外へ移行する気体等の放射能濃度 $C'_g$  [Bq/m<sup>3</sup>]は以下の通りとなる。

$$C'_g[n] = \frac{(A_{in}[n-1] - A_{ex}[n-1]) + \Delta A_{in}[n]}{V_g + (R[n] + q_{vap}[n]) \times \Delta t}$$

- $A_{in}$  : 溶液中から気相部に移行する放射エネルギー[Bq]  
 $A_{ex}$  : 機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー[Bq]  
 $V_g$  : 機器の気相部体積[m<sup>3</sup>]  
 $R$  : 機器に供給される気体の流量 [m<sup>3</sup>/h]  
 $q_{vap}$  : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m<sup>3</sup>/h]

ここで,

$$R = R_0 + R'$$

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

$R'$  : 機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するために  
供給する空気の流量[m<sup>3</sup>/h]

である。

これより、時間 $\Delta t$  [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー $\Delta A_{ex}$  [Bq]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{ex} = C'_g \times (R + q_{vap}) \times \Delta t$$

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

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

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

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

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

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

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

### 1.9.3 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。機器内残存率は第 7 一時貯留処理槽で最大 25%となる。

第 1.9-1 表 機器残存率の計算に使用する設定値

	溶解槽	エンド ピース 酸洗浄 槽	ハル洗 浄槽	第 5 一 時貯留 処理槽	第 7 一 時貯留 処理槽	補足
$\varepsilon$ [1]	5.0E-4	同左	同左	同左	同左	
$v_{vap}$ [m <sup>3</sup> /h]	5.11E-2	同左	同左	同左	同左	
$V_{vap, burst}$ [m <sup>3</sup> ]	1.42 E-2	同左	同左	同左	同左	
$R_0$ [m <sup>3</sup> /h]	0.279	0.2	0.139	0.042	0.381	
$R'$ [m <sup>3</sup> /h]	6	同左	同左	同左	同左	
$q_{vap}$ [m <sup>3</sup> /h]	86.9	同左	同左	同左	同左	※ 1
$Q_{vap, burst}$ [m <sup>3</sup> ]	24.1	同左	同左	同左	同左	※ 1
$V_g$ [m <sup>3</sup> ]	6.97	3	7.008	4.2	13	

※ 1 蒸気量の計算方法は以下のとおり。

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

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

バースト期の蒸発量は、上記の式で

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

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

と置き換えて計算する。

第 1.9-2 表 機器内残存率の計算に使用する値の設定およびその根拠

項目	設定	根拠
溶液の沸騰による水蒸気の発生	考慮する	臨界によって発生するエアロゾルは主に溶液の沸騰により生じるため、水蒸気の発生を考慮する。
沸騰開始時間	臨界発生と同時	放出量評価の観点からは、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。
機器の気相部に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気（追加空気）の流量	6 [m <sup>3</sup> /h] <sup>※1</sup>	機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気（追加空気）の流量として 6 [m <sup>3</sup> /h] <sup>※1</sup> を考慮する。
追加空気の供給開始時間	臨界事故の検知 <sup>※2</sup> 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
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

※1 本設定の根拠は 3. に示す。

※2 臨界事故の発生と検知の時刻は同時とする。

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[%] (有効性評価使用値)
溶解槽	13	15
エンドピース酸洗浄槽	4	5
ハル洗浄槽	13	15
第 5 一時貯留処理槽	7	10
第 7 一時貯留処理槽	25	25

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

## 2.2 機器の気相部に導入される放射エネルギー

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

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

$f$  : 単位時間当たりの核分裂数 [fissions/s]

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

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

$Y_i$  : 核種  $i$  の核分裂収率 [1/fission]

$\lambda_i$  : 核種  $i$  の崩壊定数 [1/s]

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

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

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

上式より

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

[Bq / fission]となる。

### 2.3 機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー

臨界事故が発生した機器の気相部に移行した放射性物質は、機器に供給される気体及び溶液の蒸発により発生する水蒸気（以下、「機器に供給される気体等」という。）により、機器外に移行する。

機器に供給される気体等と機器の気相部内の気体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性物質が機器の気相部で混合し、均一になると仮定する。この場合、 $\Delta t$  [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する放射性物質は、機器の気相部内の放射性物質及び $\Delta t$  [h]の間に溶液中から気相部に移行する放射能物質が、機器の気相部内の気体及び $\Delta t$  [h]の間に機器に流入する気体等より混合し、均一になり、 $\Delta t$  [h]の間に機器に流入する気体等の体積分の放射性物質が機器の気相部から機器外へ移行すると考えられる。

従って、機器の気相部から機器外へ移行する気体等の放射能濃度 $C'_g$  [Bq/m<sup>3</sup>]は以下の通りとなる。

$$C'_g[n] = \frac{(A_{in}[n-1] - A_{ex}[n-1]) + \Delta A_{in}[n]}{V_g + (R[n] + q_{vap}[n]) \times \Delta t}$$

- $A_{in}$  : 溶液中から気相部に移行する放射エネルギー[Bq]
- $A_{ex}$  : 機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー[Bq]
- $V_g$  : 機器の気相部体積[m<sup>3</sup>]
- $R$  : 機器に供給される気体の流量 [m<sup>3</sup>/h]
- $q_{vap}$  : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m<sup>3</sup>/h]

ここで、

$$R = R_0 + R'$$

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

$R'$  : 機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気の流量[m<sup>3</sup>/h]

である。

これより、時間 $\Delta t$  [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー $\Delta A_{ex}$  [Bq]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{ex} = C'_g \times (R + q_{vap}) \times \Delta t$$

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

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

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。

## 2.4 放射性希ガス及び放射性よう素の時間減衰

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

$F_{burst}$  : バースト期の核分裂数 [fissions]

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

本評価に用いた設定値を機器毎に第 2.4-1 表に、その設定根拠を第 2.4-2 表に示す。

- ・機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気の流量について

手動による水素掃気用の空気の供給は、臨界事故の検知を起点として 40 分から開始する。また、貯留タンクによる放射性物質を含む気体の貯留完了確認後に廃ガス処理設備の再起動を行うが、これは臨界事故の検知※を起点として 60 分以降となる。

これを踏まえ、機器の気相部に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気（以下、「追加空気」という。）の流量を以下のとおり設定し、放射性希ガス等の放出量の低減効果を評価する。

- ①臨界事故の検知を起点として 40 分から 60 分までの、追加空気の流量を 6 [ $m^3/h$ ] とする。
- ②放射性希ガス等に対しては放射能の減衰が見込めるため、貯留タンクへの貯留完了に伴い追加空気の供給を停止することは、放射性希ガス等の放出割合の低減に資する。本評価では臨界事故の検知を起点として 60 分以降の追加空気の流量を 0 [ $m^3/h$ ] とした場合の評価を行う。

※ 臨界事故の発生と検知の時刻は同時とする。

第 2.4-1 表 放出割合の計算に使用する設定値

	溶解槽	エンド ピース 酸洗浄 槽	ハル洗 浄槽	第 5 一 時貯留 処理槽	第 7 一 時貯留 処理槽	補足
$f$ [fissions / s]	1E+15	同左	同左	同左	同左	
$F_{burst}$ [fissions]	1E+18	同左	同左	同左	同左	
$R_0$ [m <sup>3</sup> /h]	0.279	0.2	0.139	0.042	0.381	
$R'$ [m <sup>3</sup> /h]	6	同左	同左	同左	同左	臨界事故 の検知を 起点とし て40分か ら開始 し, 60分 まで継続
	0	同左	同左	同左	同左	臨界事故 の検知を 起点とし て60分以 降
$q_{vap}$ [m <sup>3</sup> /h]	0	同左	同左	同左	同左	考慮しな い。
$Q_{vap, burst}$ [m <sup>3</sup> ]	0	同左	同左	同左	同左	同上
$V_g$ [m <sup>3</sup> ]	6.97	3	7.008	4.2	13	

第 2.4-2 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	臨界事故の検知 <sup>※1</sup> 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	臨界事故の検知 <sup>※1</sup> 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 <sup>※2</sup>	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
機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気（追加空気）の流量	臨界事故の検知 <sup>※1</sup> を起点として40分から開始し、60分まで： 6 m <sup>3</sup> /h	水素を含む気体を掃気するために供給する空気流量。
	臨界事故の検知 <sup>※1</sup> を起点として60分以降： 0 m <sup>3</sup> /h	貯留タンクへの貯留完了に伴い追加空気の供給を停止することが、放射性希ガス等の放出割合の低減に資するため、本評価では臨界事故の検知を起点として60分以降の追加空気の流量を0 [m <sup>3</sup> /h]とした場合の評価を行う。
希ガス減衰時間	臨界事故の検知 <sup>※1</sup> から10分～機器の気相部外へ排出されるまで	可溶性中性子吸収材の供給完了（臨界事故の検知 <sup>※1</sup> から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。

※1 臨界事故の発生と検知の時刻は同時とする。

※2 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。

## 2.5 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2.5-1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は1%程度に低減される。

第 2.5-1 表 臨界事故発生から 6 時間経過時点の放出割合の計算結果  
(水素掃気対策のため追加供給する空気流量 6 m<sup>3</sup>/h とした場合)

		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) ( $A'_{ex}/A_{in}$ )	0.31	0.33	0.16	0.068	0.26	%
②	希ガス等の機器 内残存率(減衰 なし) ( $1 - A_{ex}/A_{in}$ )	60	35	67	59	72	%
③	6 時間経過時点 の減衰率(D)	$5.3 \times 10^{-3}$	$5.3 \times 10^{-3}$	$5.3 \times 10^{-3}$	$8.3 \times 10^{-3}$	$8.3 \times 10^{-3}$	-
④	放射性希ガス等 の機器内残存率 (減衰考慮) (=②×③) $D \times (1 - A_{ex}/A_{in})$	0.31	0.19	0.35	0.48	0.60	%
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)							
		0.62	0.51	0.51	0.55	0.85	%

## 2.6 核分裂収率の妥当性について

### 2.6.1 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。(第 2.6-1 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。

第 2.6-1 表 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

### 2.6.2 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第 2.6-2 表に示す。

第 2.6-2 表 放出放射性物質において支配的  
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)

### 2.6.3 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、第 2.6-3 表に示す。

第 2.6-3 表 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			

#### 2.6.4 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。

#### 2.6.5 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、同評価の内容について取りまとめる。

### 3.1 機器の気相部に導入される水素発生量

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

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

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

ここで、 $v_{H_2,crit}$ は1核分裂当たりの発生エネルギーを200[MeV/fissions], 単位時間当たりの核分裂数を $f$  [fissions/s], 水素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 $G$ 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等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。

また、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と、時間 $\Delta t$  [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する気体等の水素濃度 $C'_g$ は以下の通りとなる。

$$C'_g[n] = \frac{C_g[n-1] \times V_g + \Delta A_{in}[n]}{V_g + (R[n] + q_{vap}[n]) \times \Delta t}$$

- $C_g$  : 機器内水素濃度 [1]  
 $V_g$  : 機器の気相部体積[m<sup>3</sup>]  
 $R$  : 機器に供給される気体の流量 [m<sup>3</sup>/h]  
 $q_{vap}$  : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m<sup>3</sup>/h]

ここで、

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

$R_0$  : 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 [m<sup>3</sup>/h]

$R'$  : 機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するために  
 供給する空気の流量[m<sup>3</sup>/h]

である。本評価では、機器に供給される気体の流量として水素発生量 $(v_{H_2,crit} + v_{H_2,sol}) \times 3600$  [m<sup>3</sup>/h]を見込む。

これより、時間 $\Delta t$  [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する水素量 $\Delta A_{ex}$  [m<sup>3</sup>]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{ex} = C'_g \times (R + q_{vap}) \times \Delta t$$

### 3.3 機器内水素濃度

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

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

$$\Delta C_g = \frac{\Delta A_{in} - \Delta A_{ex}}{V_g}$$

以上より、機器内水素濃度 $C_g$  は以下の式より求められる。

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

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

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

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

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

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

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

$F_{burst}$  : バースト期の核分裂数 [fissions]

上記より、廃ガス処理設備の再起動を行う時間の目安である臨界事故発生から1時間時点までに各機器に6 [m<sup>3</sup>/h]を供給した場合の機器内水素濃度 $C_g$ の変化を考察することによって、放射線分解水素の掃気対策で供給する空気流量を評価した。

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 <sup>3</sup> /h]	2.65E-2	1.60E-3	1.77E-3	7.60E-4	1.60E-2	
$R_0$ [m <sup>3</sup> /h]	0.279	0.2	0.139	0.042	0.381	
$R'$ [m <sup>3</sup> /h]	6	同左	同左	同左	同左	臨界事故 の検知か ら 40 分 以降から 考慮す る。
$q_{vap}$ [m <sup>3</sup> /h]	0	同左	同左	同左	同左	
$Q_{vap, burst}$ [m <sup>3</sup> ]	0	同左	同左	同左	同左	
$V_g$ [m <sup>3</sup> ]	6.97	3	7.008	3.6	3.8	

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

項目	設定値	設定根拠
プラト一期の核分裂率	1E+15 fissions/s	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。※1
水素の発生時間	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水素の発生が終了する。
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
機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気の流量	臨界事故の検知※2を起点として 40 分から開始し, 6 m <sup>3</sup> /h	各機器に 6 [m <sup>3</sup> /h] を供給した場合の機器内の水素濃度の変化を考察する。
空気供給開始時間	臨界事故の検知※2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	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。

※1 本設定の根拠は 3.5 に示す。

※2 臨界事故の発生と検知の時刻は同時とする。

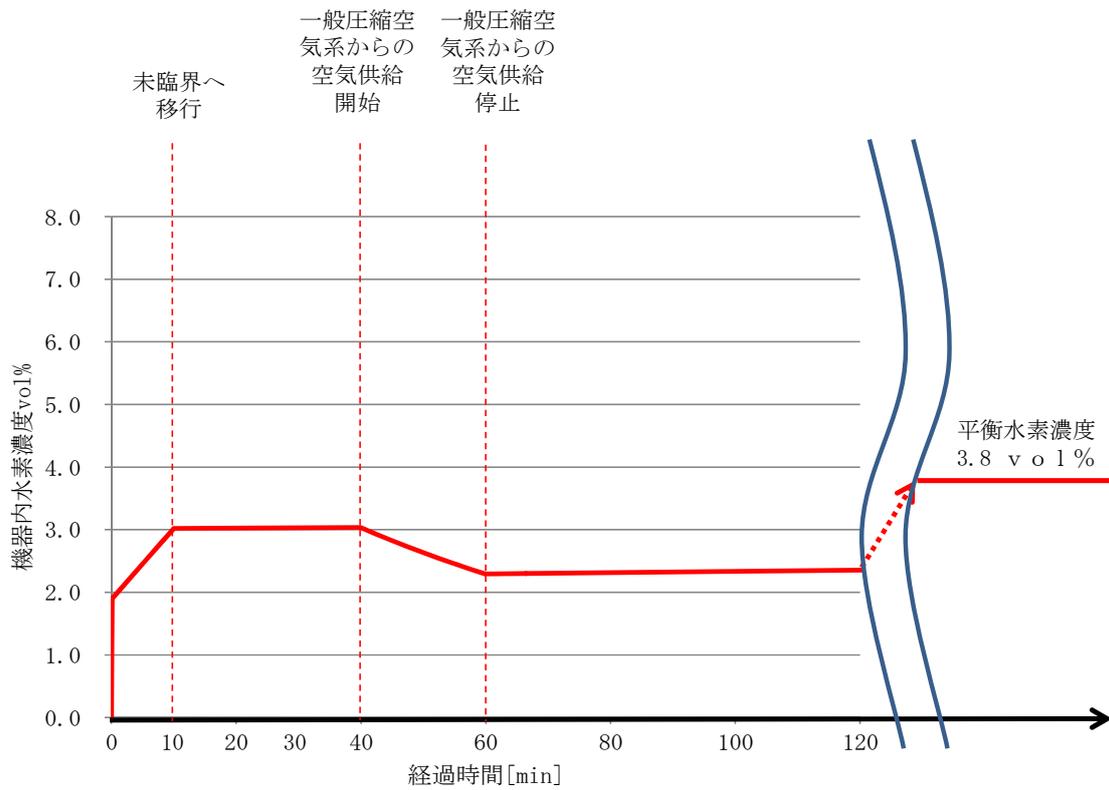
### 3.4 計算結果

追加空気として各機器に 6 [m<sup>3</sup>/h] 供給した場合の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。臨界事故により発生する放射線分解水素の水素濃度は、臨界事故中でもドライ換算 8 v o 1 % に達しない。また、各機器に 6 [m<sup>3</sup>/h] を供給することで、また、臨界事故発生から 1 時間以内にドライ換算 4 v o 1 % 未満に低減できる。

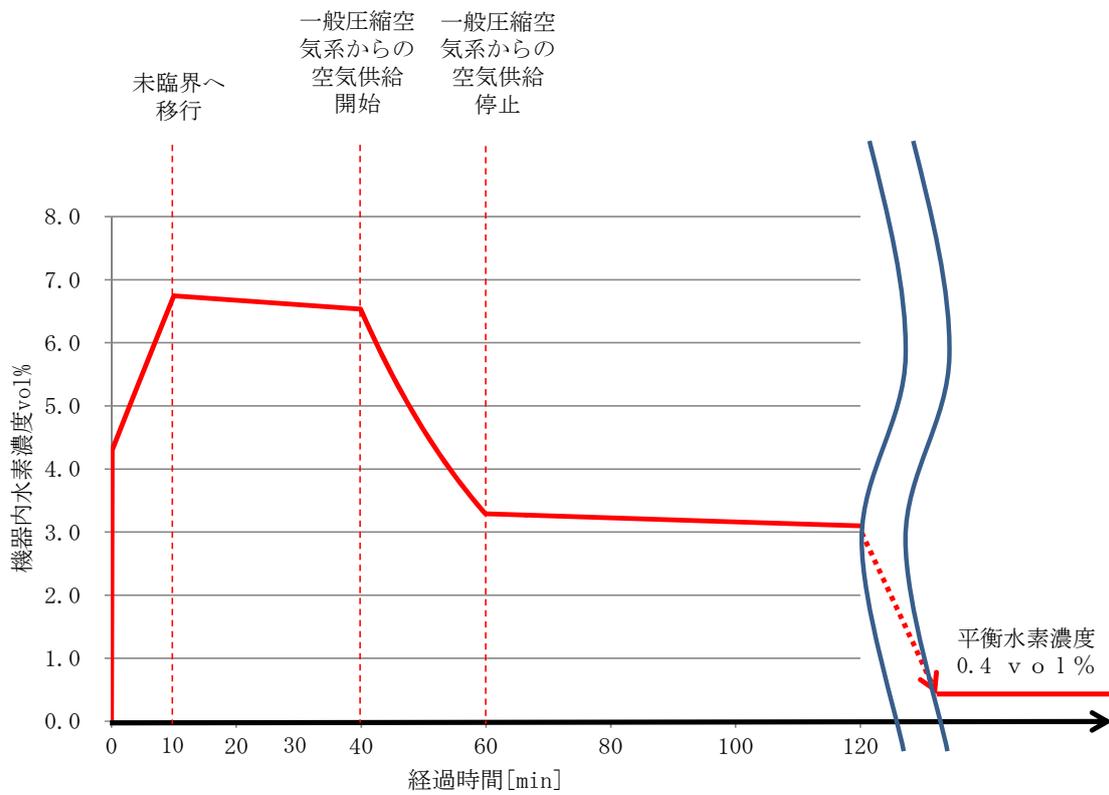
また、第 3.4-1 表に示されるとおり、全ての機器で、溶液由来の放射線分解水素の水素濃度平衡値がドライ換算 4 v o 1 % を下回ることから、一般圧縮空気供給設備からの空気の供給により機器内の水素濃度を可燃限界濃度未満にした後に、一般圧縮空気供給設備からの空気の供給を停止した場合においても、機器内の水素濃度が可燃限界濃度に達することはない。

第3.4-1表 溶液由来の放射線分解水素の水素濃度平衡値

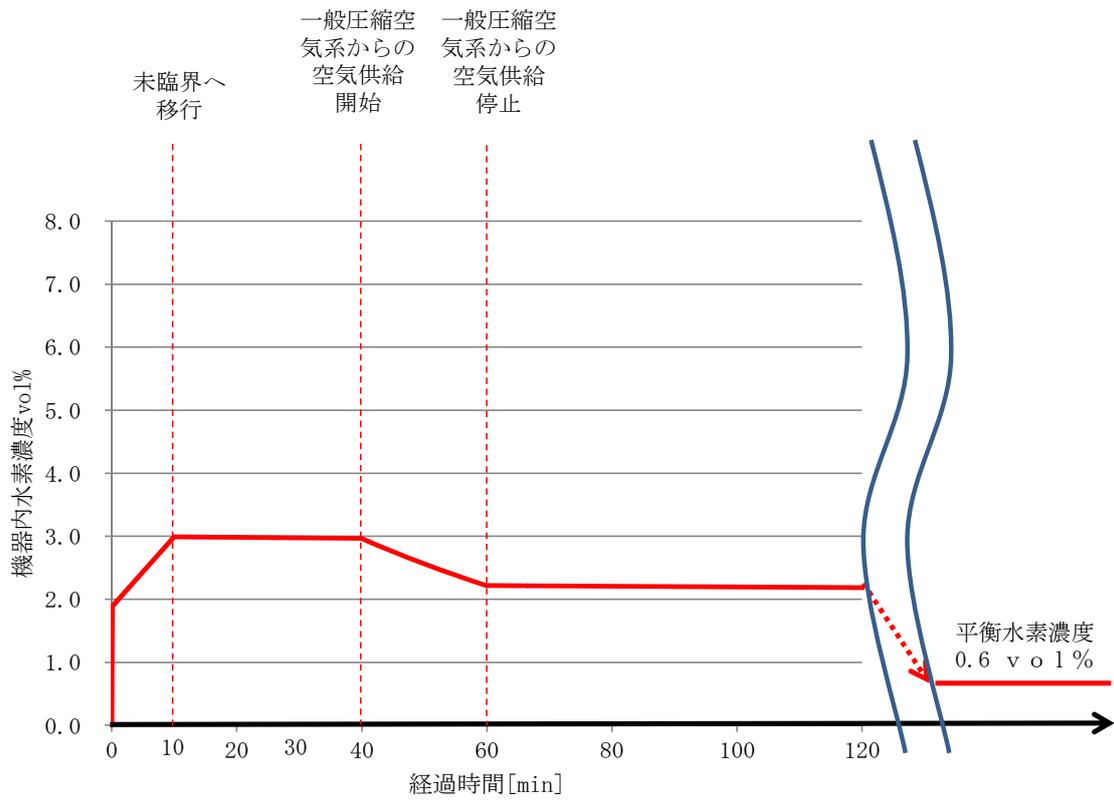
項目	機器に供給される空気量 [m <sup>3</sup> /h] $R_0$	水素発生量 (溶液由来) [m <sup>3</sup> /h] ( $v_{H_2,sol} \times 3600$ )	溶液由来の放射線分解水素の水素濃度平衡値 [vol%] $\frac{v_{H_2,sol} \times 3600}{v_{H_2,sol} \times 3600 + R_0}$
溶解槽	0.279	1.1E-2	3.8
エンドピース酸洗浄槽	0.2	6.6E-4	0.4
ハル洗浄槽	0.139	7.3E-4	0.6
第5一時貯留処理槽	0.042	7.3E-4	1.7
第7一時貯留処理槽	0.381	1.5E-2	3.8



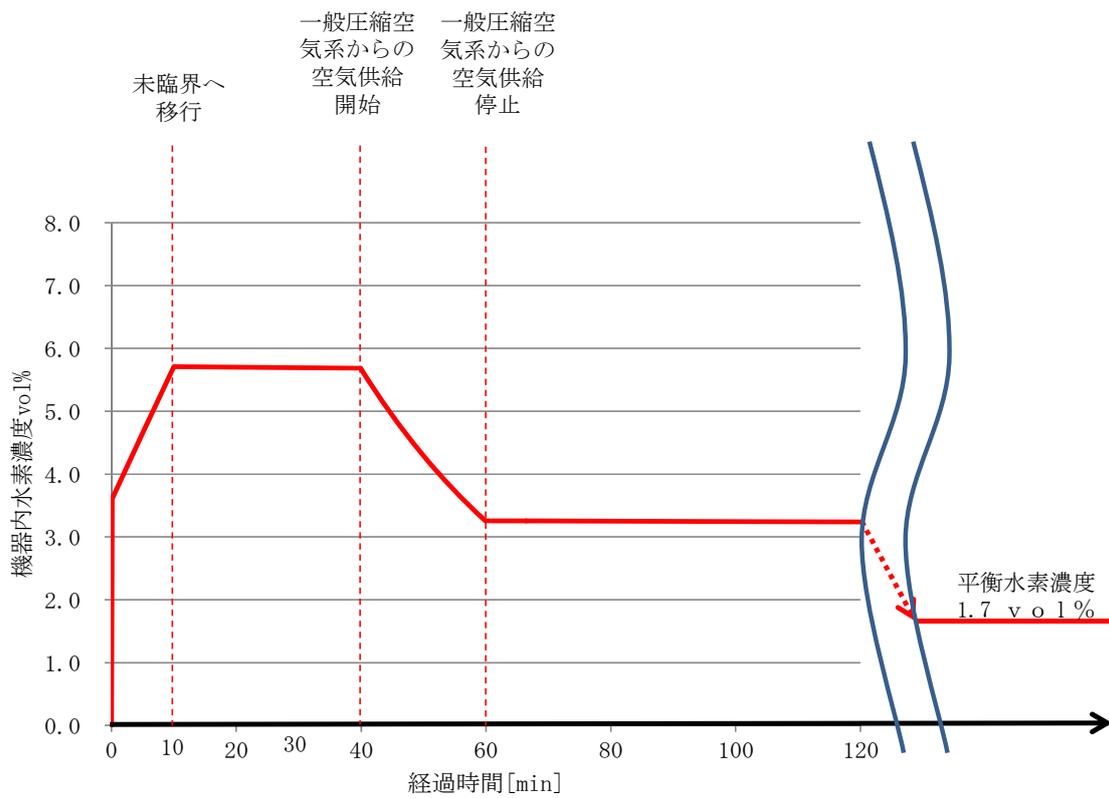
第 3.4-1 図 溶解槽の機器内水素濃度のトレンド  
(水素掃気用の追加供給空気 6 m<sup>3</sup>/h)



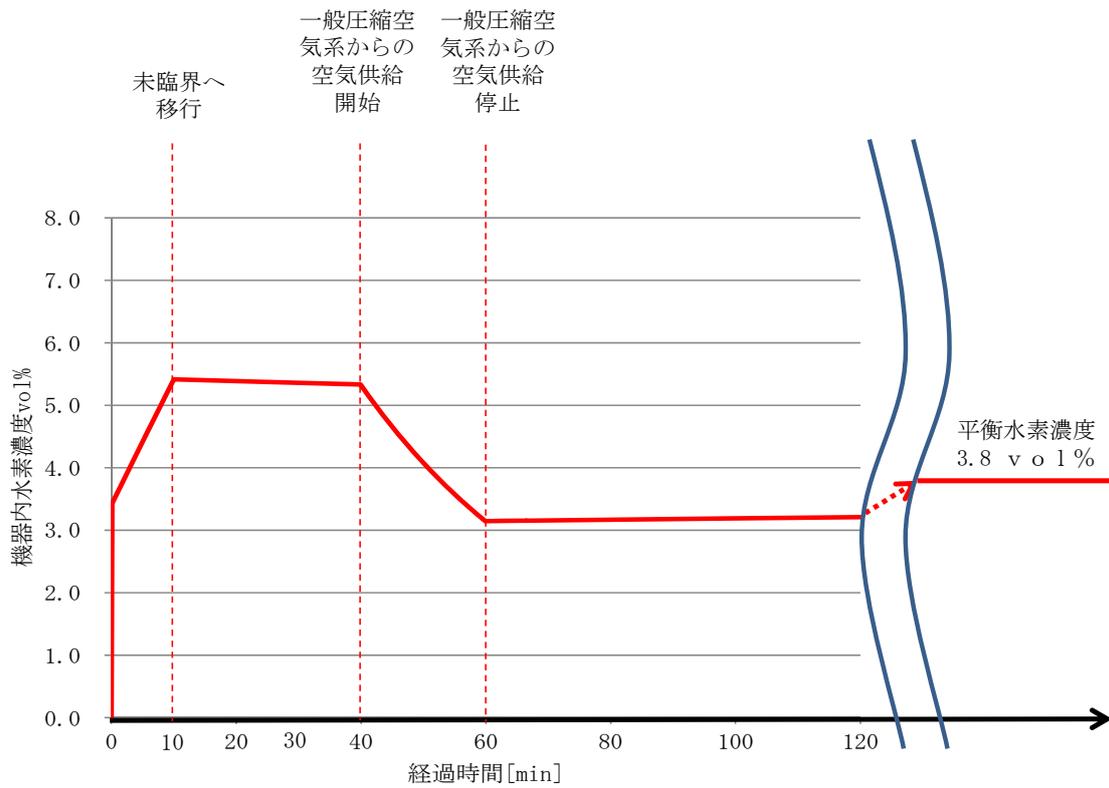
第 3.4-2 図 エンドピース酸洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド  
(水素掃気用の追加供給空気 6 m<sup>3</sup>/h)



第 3.4-3 図 ハル洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド  
(水素掃気用の追加供給空気 6 m<sup>3</sup>/h)



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  
(水素掃気用の追加供給空気 6 m<sup>3</sup>/h)



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  
(水素掃気用の追加供給空気 6 m<sup>3</sup>/h)

### 3.5 機器内溶液から発生する水素発生量

第 3.5-1 表に機器内の溶液による水素発生量の設定に使用した値,  
第 3.5-2 表にその設定根拠を示す。

第3.5-1表 機器内の溶液による水素発生量の設定値

建屋名	機器名	液量 [m <sup>3</sup> ]	硝酸濃度 [mol/L]	G 値		崩壊熱密度		水素発生量 [m <sup>3</sup> /h]
				G $\alpha$ [molecules/100eV]	G $\beta\gamma$ [molecules/100eV]	$\alpha$ [W/m <sup>3</sup> ]	$\beta$ [W/m <sup>3</sup> ]	
前処理建屋	溶解槽 A	3	0	1.4E+00	4.5E-01	1.7E+02	4.4E+02	1.1E-02
	溶解槽 B	3	0	1.4E+00	4.5E-01	1.7E+02	4.4E+02	1.1E-02
	エンドピース酸洗浄槽 A	2.1	3	1.1E-01	4.2E-02	1.7E+02	4.4E+02	6.6E-04
	エンドピース酸洗浄槽 B	2.1	3	1.1E-01	4.2E-02	1.7E+02	4.4E+02	6.6E-04
	ハル洗浄槽 A	0.2	0	1.4E+00	4.5E-01	1.7E+02	4.4E+02	7.3E-04
	ハル洗浄槽 B	0.2	0	1.4E+00	4.5E-01	1.7E+02	4.4E+02	7.3E-04
精製建屋	第5一時貯留処理槽	0.2	0.91	4.7E-01	9.8E-02	9.3E+02	0.0E+00	7.3E-04
	第7一時貯留処理槽	3	0.5	6.4E-01	1.6E-01	9.3E+02	0.0E+00	1.5E-02

第3.5-2表 機器内の溶液による水素発生量の設定根拠

機器名	液量	硝酸濃度, G 値 <sup>*1</sup>	崩壊熱密度 [W/m <sup>3</sup> ]
溶解槽		溶解槽の臨界事故では硝酸濃度の低下による溶解不良を起因として想定しているため,安全側の評価として遊離硝酸濃度を0 [mol/L]とする。	溶解液の崩壊熱密度。
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液量とする。	平常運転時の硝酸濃度6 [mol/L]にせん断片装荷量550 kg・UO <sub>2</sub> (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)が全量溶解した場合の硝酸濃度を設定 <sup>*2</sup> 。	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,より厳しい結果となるよう溶解槽の崩壊熱密度を使用する。
ハル洗浄槽		平常運転時のハル洗浄槽内の溶液は水であるため,より厳しい結果となるよう遊離硝酸濃度を0 [mol/L]とする。	
第5一時貯留処理槽	誤移送時に想定される最大移送量を設定。	移送元機器に流入する溶液のうち,酸濃度が最小となるプルトニウム溶液の酸濃度。	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)の崩壊熱密度を設定する。
第7一時貯留処理槽		移送元機器に流入する溶液のうち,酸濃度が最小となるプルトニウム溶液の酸濃度。	

※1 設定した硝酸濃度に対応するG値を使用する。

※2 エンドピース酸洗浄槽の硝酸濃度の計算は以下の通り。

Henrichらは、温度条件を指定せず2~7 mol/Lの硝酸による溶解でNOとNO<sub>2</sub>の発生割合がほぼ等しいとして、以下の(1式)を提案している。(参考文献(1)参照)



左辺に着目すると、UO<sub>2</sub>の溶解により消費される遊離硝酸の量[mol]は

$$\frac{m_{UO_2}[g]}{M_{UO_2}[\frac{g}{mol}]} \times 3 = 6.12 \times 10^3 [mol]$$

となる。

ここで

$m_{UO_2}$ : 溶解する $UO_2$ 質量  $550 \times 10^3 [g]$

$M_{UO_2}$ :  $UO_2$ のmol質量  $270 [\frac{g}{mol}]$

である。

従って、臨界事故時のエンドピース酸洗浄槽内の溶液の遊離硝酸濃度は

$$\frac{2.1[m^3] \times 10^3 \left[ \frac{L}{m^3} \right] \times 6 \left[ \frac{mol}{l} \right] - 6.12 \times 10^3 [mol]}{2.1[m^3] \times 10^3 \left[ \frac{L}{m^3} \right]} = 3.0 [N]$$

となる。

#### 参考文献

- (1) 再処理プロセス・化学ハンドブック検討委員会, 再処理プロセス・化学ハンドブック第3版, JAEA-Review 2015-002, 2015,

#### 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）を設定しているが、本評価では保守性を見込み、全機器一律100%と設定（貯留タンクへの貯留を考慮せず、全量放出を想定）する。

上記以外の放出量算出に係る評価条件は、「1.」と同様とする。

###### (2) 放射性希ガス等

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

上記以外の放出量算出に係る評価条件は、「2.」と同様とする。

##### 4.2 評価方法

###### (1) 放射性エアロゾル

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

周辺監視区域外の空気中の濃度 $[Bq/cm^3]$ （3ヶ月平均濃度）は（1）式のとおり、放出率 $[Bq/s]$ に相対濃度（以下、「 $\chi/Q$ 」

という。) を乗じて算出する。なお、 $\chi/Q$ については、放出源を主排気筒、気象条件を2013年4月から2014年3月、実効放出継続時間を1時間として算出した $1.2 \times 10^{-6} [s/m^3]$ の値を使用している。

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

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

(2) 放射性希ガス等

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

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

#### 4.2 評価結果

(1) 放射性エアロゾル

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

(2) 放射性希ガス等

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

(3) 結論

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

なお、基準規模を超える臨界事故(バースト期の核分裂数: $1.1 \times 10^{17}$  fissions, プラト一期の核分裂数 $1.0 \times 10^{16}$  fissions / s 及び臨界継続時間5分) では、 $1.6 \times 10^{18}$  fissions から

$3.1 \times 10^{18}$  f i s s i o n s となり約2倍となるため、上記で算出した割合の和(放射性エアロゾル及び放射性希ガス等)も約2倍となるが、その場合にも濃度限度との比は1未満となる。また、寄与が大きい放射性希ガス等については実際には時間減衰を見込めるため、本評価結果よりも十分小さくなると考えられる。

## 5. 貯留タンク内の放射性物質濃度の推移について

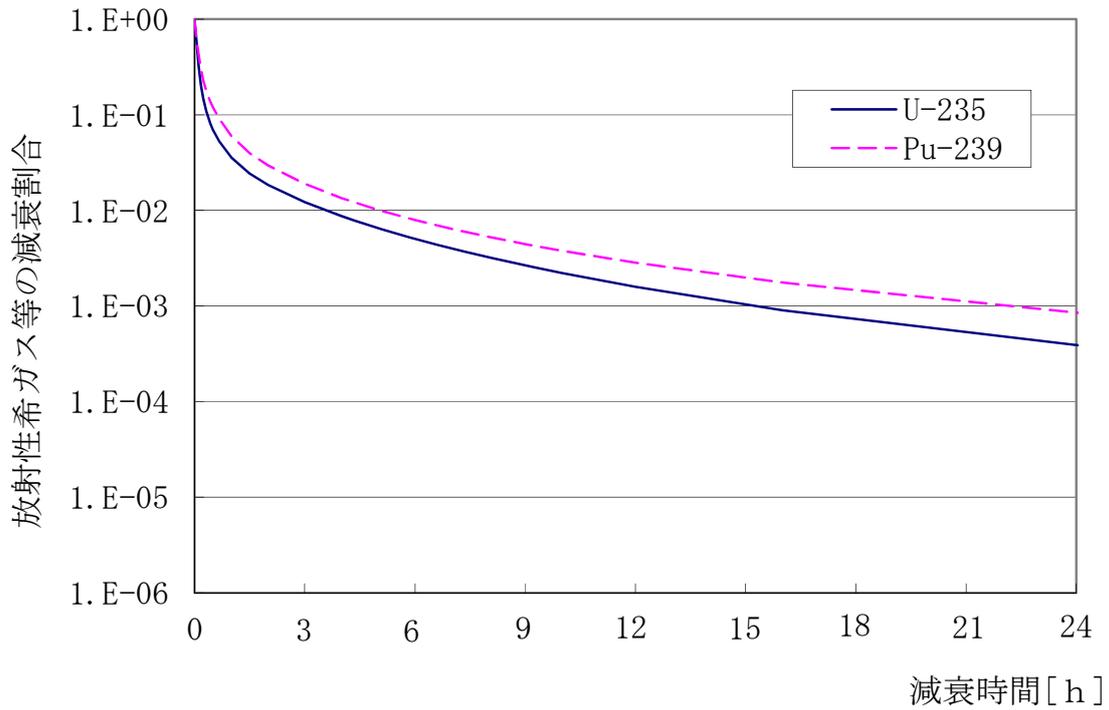
臨界事故が発生した場合には、直ちに自動的に臨界事故が発生した機器に接続される廃ガス処理設備を停止すると共に、臨界が発生した機器から貯留タンクへの経路を確立し、空気圧縮機を用いて貯留タンクに放射性物質を含む気体を貯留する。また、臨界事故が発生した機器に空気を供給し、機器の気相部内に存在する放射性物質を含む気体を掃気し、貯留タンクに導く。

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。

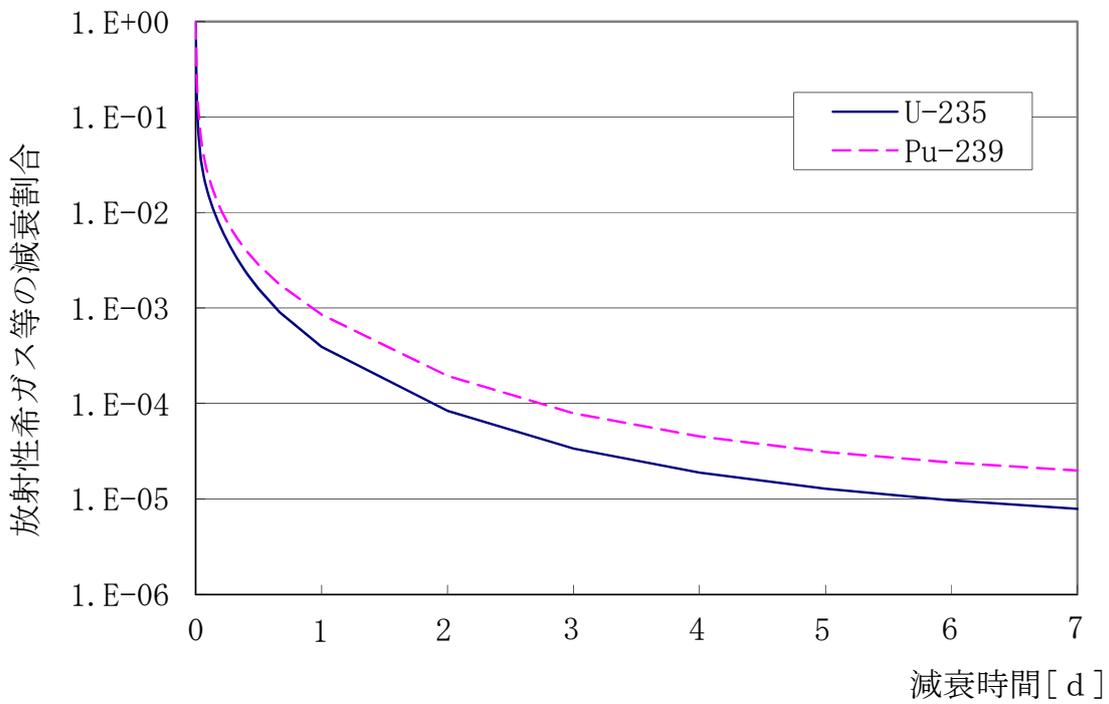
### 5.1 放射性希ガス等

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

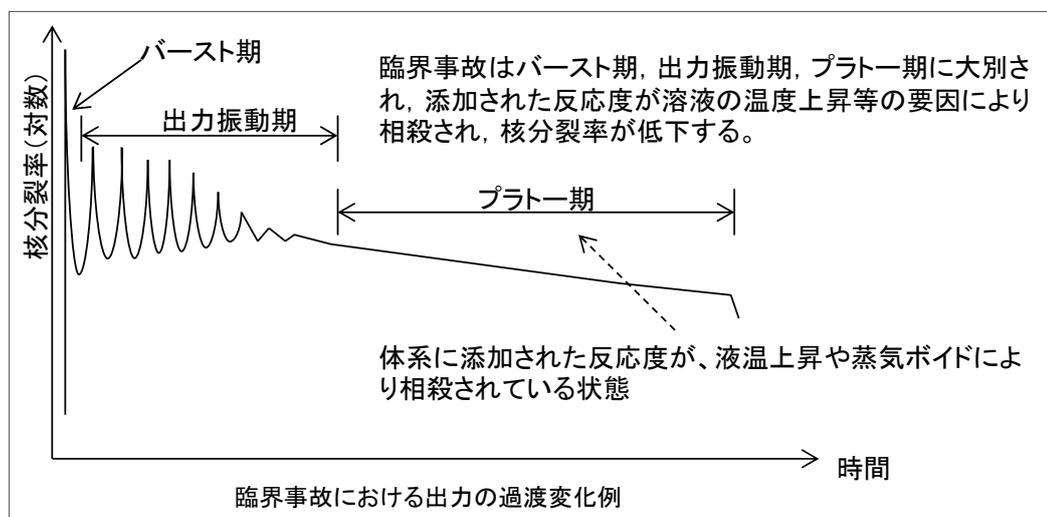
## 1. はじめに

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。<sup>(1)</sup>



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<sup>(2)</sup>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<sup>(13)</sup>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と溶解酸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には溶解酸タンク内の硝酸の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、溶解酸の供給停止)し、警報後7分以内に未臨界とする。</p> <p>(3)全核分裂数は<math>2 \times 10^{19}</math>とする。</p> <p>初期バースト  <math>1 \times 10^{18}</math>fissions                      平均出力  <math>0.4 \times 10^{17}</math>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<math>2 \times 10^{19}</math>、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：  <math>5 \times 10^{17} \times 3</math>(回)                      30分～8時間：  <math>2 \times 10^{17} \times 45</math>(回)                      8時間～24時間  <math>1 \times 10^{17} \times 95</math>(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<math>1 \times 10^{19}</math>とする。</p> <p>・初期バースト  <math>3 \times 10^{18}</math>(0.1秒間)                      ・その後のバーストによるもの  <math>7 \times 10^{18}</math>                      (バースト出力  <math>10^{17}</math>f/s/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<math>3 \times 10^{19}</math>とする。</p> <p>・初期バースト  <math>1 \times 10^{18}</math>fissions                      (0.1秒間)                      ・その後のバーストによるもの  <math>29 \times 10^{19}</math></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<math>10^{19}</math>、全核分裂数を<math>10^{20}</math>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<math>2.3 \times 10^{17}</math>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<math>10^{19}</math>、SEAとしては<math>10^{20}</math>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) <sup>(3)</sup>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  $4 \times 10^{19}$ fissions である。

## 5. 核分裂数の設定

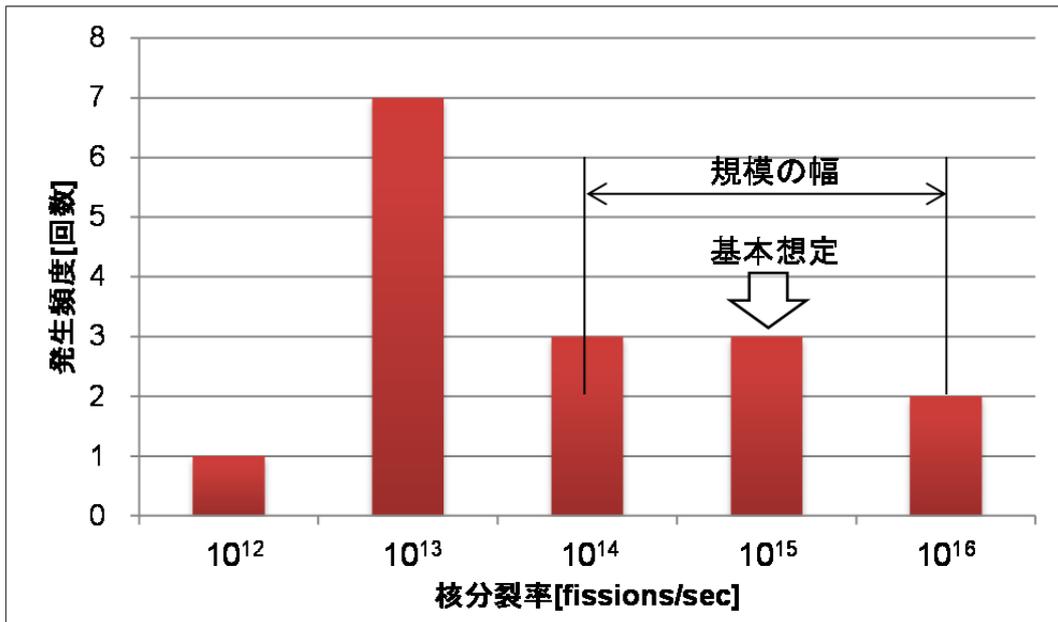
### (1) バースト期の核分裂数

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  $1 \times 10^{15}$  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  $1 \times 10^{15}$  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 $1 \times 10^{15}$  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 $1.6 \times 10^{18}$ 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 $1.6 \times 10^{18}$ 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

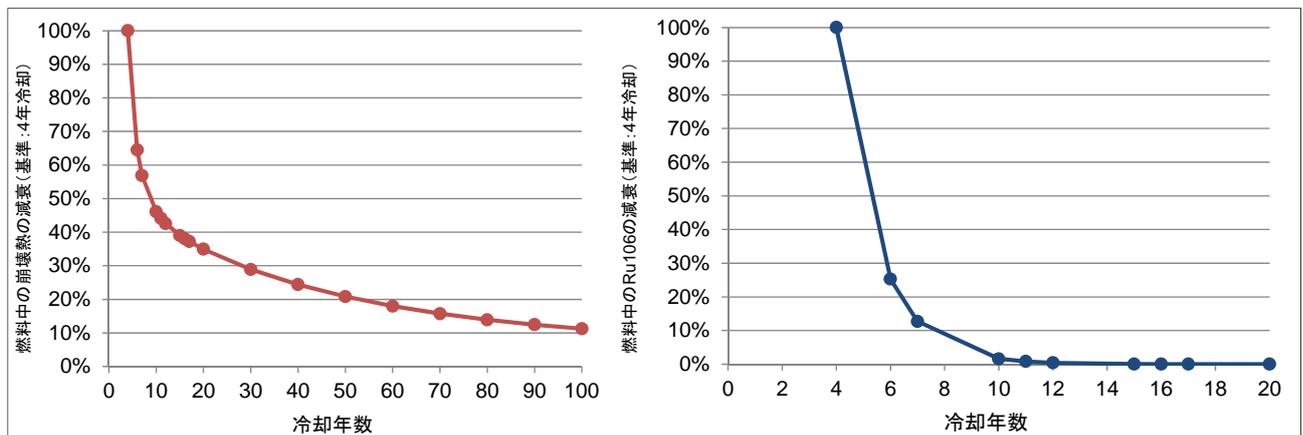
燃料型式	PWR
初期濃縮度	4.5wt%
燃焼度	45,000MWd/t $\cdot$ U <sub>Pr</sub>
比出力	38MW/t $\cdot$ U <sub>Pr</sub>
冷却年数	15年

第2表 燃料使用の変動に係る補正係数

元素グループ		燃料仕様の変動に係る補正係数
Ru/Rh		1.7
その他FP* <sup>1</sup>		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) 臨界事故の影響を受ける割合 (DR)

a. 上振れ効果

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

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

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

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

上記を踏まえ、上振れを考慮する場合においては、バースト期の核分

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

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

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

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

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

\* System description was not adequate to estimate parameter.

第4表 過去の臨界事故での核分裂数及び核分裂率の推定値

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

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

b. 下振れ効果

今回設定した全核分裂数  $1.6 \times 10^{18}$  f i s s i o n s 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  $10^{17}$  f i s s i o n s 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 (A R F)

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

臨界事故への対策として実施する貯留タンクへの放射性物質の貯留については、確実性が高い対策ではあるが、万一、廃ガス処理設備の水封部からセルに放射性物質が移行した場合、放射性物質は建屋換気設備のセルからの排気系の高性能粒子フィルタ（1段）で除去された上で主排気筒から大気中へ放出されるため、廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタ（2段）に比べ除染係数が2桁低下する。

さらに、前処理建屋のせん断処理・溶解廃ガス処理設備に接続され

ている溶解槽，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。）における臨界事故の場合は，セルへの導出経路に配管曲がり部を見込むことができない機器構成になっていることから，廃ガス処理設備の配管の曲がり部による除去効率を見込めず、これにより除染係数がさらに1桁低下する。

一方で，健全な金属容器及び水中に貯蔵している場合の除染係数として100が文献値として報告されていることを踏まえ<sup>(3)</sup>，廃ガス処理設備を経由し水封部を介してセルに放出される部分について，除染係数10を考慮できる。

上記を総合的に考慮すると，溶解槽等における臨界事故では高性能粒子フィルタの除染係数の低下，放出経路構造物への沈着による除染係数の低下，水封部を介したセルへの放射性物質の放出，及び貯留設備での貯留による放出低減効果の変化により3桁程度の上振れとなる。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高性能粒子フィルタの除染係数の低下，水封部を介したセルへの放射性物質の放出及び貯留設備での貯留による放出低減効果の変化によりLPF（＝（1／除染係数）×放出割合）は2桁程度の上振れとなる。

#### 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，除染係数は1桁程度の上振れ，すなわちLPFとしては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，洗浄塔による放射性物質の除去に期待できる可能性があり，この効果として除染係数は1桁程度の上振れ，すなわちLPFとしては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<sup>(4)</sup>

<b>Table F-6. Range of Experimental Values for Structurally Damaged Standard HEPA Filters (Bergman, et al. 1995a)</b>	
<u>Parameter</u>	<u>Effect on Filter Penetration</u>
Baseline	0.1 percent
HF Corrosion 1,500 ppm-hr.	0.1 percent increase
Temperature	
Increase from 25-200 °C	Decreases penetration from 0.01 to 0.001 percent
200 °C	0.03-0.01 percent
240 °C for 6 hours	0.01 percent
300 °C	0.12-0.01 percent
350 °C	0.4-0.03 percent
500 °C	0.9-0.2 percent
500 °C for 10-45 min.	0.9-0.1 percent
538 °C	1.2-0.5 percent
<b>Moisture</b>	
Up to 100 percent RH	Negligible effect
Water spray loaded to 8 in.	Increase by 10 times
Filter Clogging	
Solid particle loading NaCl deposits to 1.9 in.	Decreases penetration Decreases penetration from 0.003 to 0.000001 percent
Liquid DOP loaded to 4 in. Oil aerosols	Penetration increases by factor of 10 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、溶解槽等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<sub>x</sub>の存在下において行なわれるものであることを考慮し、第5一時貯留処理槽等における臨界事故ではこの効果を見込まない。

臨界事故により気相中へ移行したルテニウムを全て揮発性とした場合の、大気中への機器内の溶液由来のルテニウムの放出量（セシウム-137換算）を第6表、臨界事故時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（セシウム-137換算）を第7表に示す。また、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8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約6倍となる。

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]
核種	MAR	A R F	LPF	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
Ru-103	7.88E-26	1.00E-03	1.50E-02	1.18E-30	1.15E-02	1.36E-32
Ru-106	9.90E+11	1.00E-03	1.50E-02	1.49E+07	3.69E-02	5.49E+05

エンドピース酸洗浄槽

	[Bq]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
核種	MAR	A R F	LPF	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
Ru-103	5.52E-26	1.00E-03	5.00E-03	2.76E-31	1.15E-02	3.18E-33
Ru-106	6.93E+11	1.00E-03	5.00E-03	3.47E+06	3.69E-02	1.28E+05

ハル洗浄槽

	[Bq]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
核種	MAR	A R F	LPF	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
Ru-103	5.25E-27	1.00E-03	1.50E-02	7.88E-32	1.15E-02	9.09E-34
Ru-106	6.60E+10	1.00E-03	1.50E-02	9.90E+05	3.69E-02	3.66E+04

第5一時貯留処理槽

	[Bq]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
核種	MAR	A R F	LPF	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
Ru-103	4.28E-31	1.00E-03	1.00E-01	4.28E-35	1.15E-02	4.94E-37
Ru-106	5.38E+06	1.00E-03	1.00E-01	5.38E+02	3.69E-02	1.99E+01

第7一時貯留処理槽

	[Bq]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
核種	MAR	A R F	LPF	放出量	C s 換算係数	Cs137換算放出量
Ru-103	1.79E-30	1.00E-03	2.50E-01	4.49E-34	1.15E-02	5.18E-36
Ru-106	2.26E+07	1.00E-03	2.50E-01	5.64E+03	3.69E-02	2.08E+02

$$\text{※LPF} = (1 / \text{除染係数}) \times \text{放出割合}$$

第7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	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
	セシウム-137換算放出量 (TBq) ※1				
Ru-103	3.96E-09	1.32E-09	3.96E-09	2.64E-08	6.59E-08
Ru-105	6.08E-09	2.03E-09	6.08E-09	4.05E-08	1.01E-07
Ru-106	8.14E-10	2.71E-10	8.14E-10	5.43E-09	1.36E-08
合計	1.08E-08	3.62E-09	1.08E-08	7.23E-08	1.81E-07

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

第8表 臨界事故における大気中への放射性物質の放出量

(Cs-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)	
		ルテニウムをエアロゾルとして合算した場合	ルテニウムを揮発性として合算した場合
溶解槽	Cs-137換算値	$1.1 \times 10^{-7}$	$6.7 \times 10^{-7}$
エンドピース酸洗浄槽		$3.5 \times 10^{-8}$	$1.7 \times 10^{-7}$
ハル洗浄槽		$1.1 \times 10^{-7}$	$1.5 \times 10^{-7}$
精製建屋 第5 一時貯留処理槽		$3.1 \times 10^{-7}$	$3.8 \times 10^{-7}$
精製建屋 第7 一時貯留処理槽		$7.6 \times 10^{-7}$	$9.4 \times 10^{-7}$

### 3. 揮発性ルテニウムの除染係数

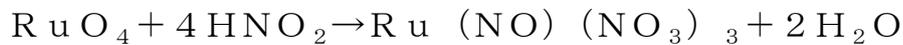
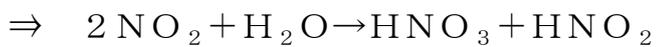
以下、(1)及び(2)に放出経路における揮発性ルテニウムの挙動イメージを示す。

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。

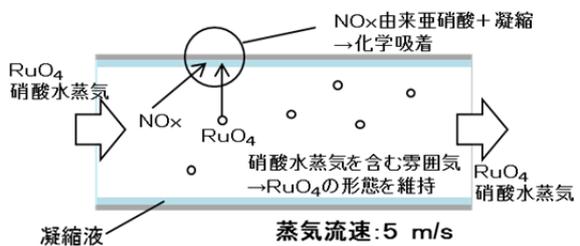
(1) 貯槽から廃ガス処理設備に設置している洗浄塔までのライン

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。(5)

- ▶ 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  $\text{RuO}_4$  は蒸気の凝縮に伴い凝縮液中へ移行する。
- ▶  $\text{NO}_x$  由来の亜硝酸 ( $\text{HNO}_2$ ) と  $\text{RuO}_4$  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  $\text{RuO}_4$  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。



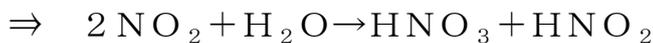
- $\text{Ru}:\text{HNO}_3:\text{H}_2\text{O}$ (モル比) = 1:170:870
- 蒸気発生量 1830kg/h
- 蒸気温度 100°C
- 湿度 100%
- 凝縮速度 約0.06~0.01m<sup>3</sup>/h

第2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

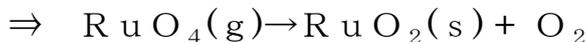
(2) 廃ガス処理設備に設置している洗浄塔

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。

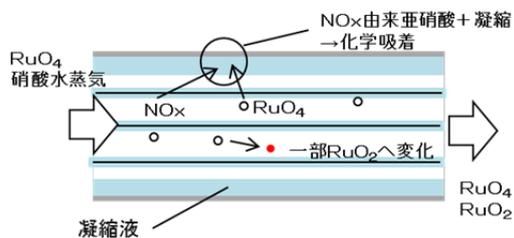
- 文献では<sup>(6)</sup>NO<sub>x</sub> を付加せずガスモル比に近い条件で除染係数 1.2 (LPF=0.82)
- また，NO<sub>x</sub> を付加した条件では除染係数 25 (LPF=0.04)
- 気相中のRuO<sub>4</sub>は蒸気の凝縮に伴い凝縮液中へ移行する。
- NO<sub>x</sub> 由来の亜硝酸 (HNO<sub>2</sub>) とRuO<sub>4</sub>が反応し，ニトロシルルテニウム化合物を形成する。



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



- 実際の高レベル濃縮廃液において，気体状のRuの放出に対して模擬廃液の加熱試験と同様の比でNO<sub>x</sub>が放出される場合，LPFのさらなる低下が予想され，この場合，最大で除染係数 25 となる。



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

第3図 廃ガス処理設備に設置している洗浄塔における揮発性Ruの挙動イメージ

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

#### 4. 参考文献

- (1) “A Review of Criticality Accidents 2000Revision”, LA-13638
- (2) “Sitting of fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities”, ORNL-4451, 1970
- (3) Elizabeth M. Flew, B.A.J. Lister, “Assessment of the potential release of radioactivity from installations at AERE,” *HARWELL. Implications for Emergency Planning*, IAEA-SM-119/7, p653, 1969.
- (4) “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook” ,NUREG/CR-6410
- (5) 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
- (6) 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

※対策作業に必要な時間であり、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

※対策作業に必要な時間であり、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，汚染防護衣，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) 自主対策設備を用いた可溶性中性子吸収材の供給

### 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
可搬型可溶性中性子吸収材供給器による可溶性中性子吸収材の供給	15分	約9分	訓練実績(現場)

※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
可搬型可溶性中性子吸収材供給器による可溶性中性子吸収材の供給	15分	約10分	訓練実績(現場)

※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，汚染防護衣，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：可溶性中性子吸収材の供給は可搬型可溶性中性子吸収材供給器の操作であり，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。

## 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，汚染防護衣，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：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及び排風機の起動	3分	約1分	訓練実績(中央制御室)
貯留タンクの隔離弁の操作及び空気圧縮機の停止	5分	約5分	類似の訓練実績を参考に約5分と想定

※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
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)の隔離弁の操作及び排風機の起動	3分	約1分	訓練実績(中央制御室)
貯留タンクの隔離弁の操作及び空気圧縮機の停止	5分	約5分	類似の訓練実績を参考に約5分と想定

※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，汚染防護衣，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 : 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（ドライ換算8vol%）未満を維持するとともに、可燃限界濃度（ドライ換算4vol%）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)	硝酸濃度：記載なし
	～1.7(ウラン濃度約5g/l)	ウラン濃度：約5～約420[g/l]
	1.8(fission fragments)	硝酸濃度、ウラン濃度：記載なし
(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)	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 6-10 (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<sup>1)</sup>

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の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  $\sigma_0$  をパラメータに持つ。

0, 0.1, 1.0, 10, 30, 100, 300,  $10^3$ ,  $3 \times 10^3$ ,  $10^4$ ,  $10^5$ ,  $10^8$  [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<sup>1), 2)</sup>

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
	94	1.6374	0.125
13	95	1.4450	0.125
	96	1.2752	0.125
	97	1.1254	0.125
14	98	0.99312	0.125
	99	0.87642	0.125
	100	0.77344	0.125
15	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
5	45	67.379	0.125
	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 <sup>*2</sup>	45	0.008	0
-MIX <sup>*3</sup>	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 <sup>*2</sup>	85	0.014	0
-Pu	1.004	0.973	86	0.013	0
-MOX	1.018	0.980 <sup>*3</sup>	94	0.009	0
-MIX <sup>*7</sup>	0.991	0.950	37	0.016	0
非均質-U 低濃縮	0.996	0.978 <sup>*4</sup>	120	0.007	0
-Pu	1.004	0.964 <sup>*5</sup>	11	0.010	0
-MOX	0.998	0.980 <sup>*6</sup>	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。

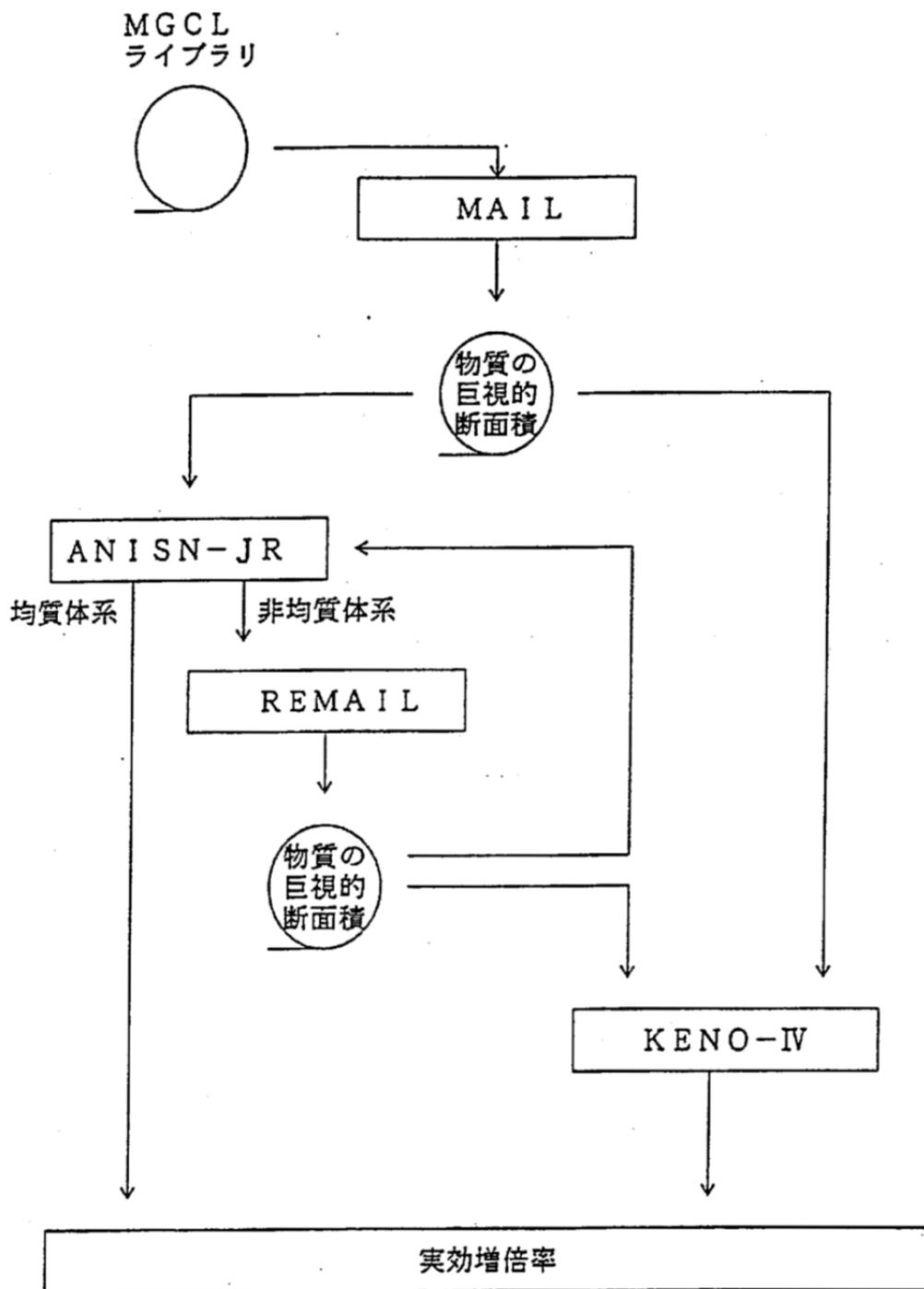


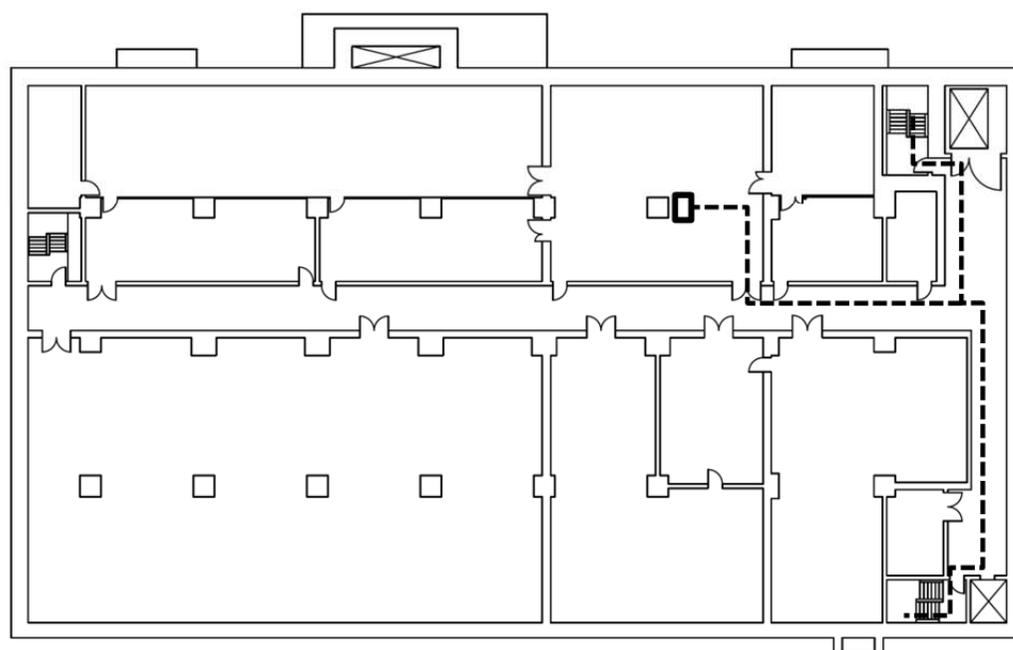
図 2-1 JACS コードシステムの標準的な解析フロー

補足説明資料 6-11 (28条)

6. 臨界事故への対処

アクセスルートとホース敷設ルート

- : アクセスルート 第1
- -> : アクセスルート 第2
- : 可搬型重大事故等対処設備  
保管場所

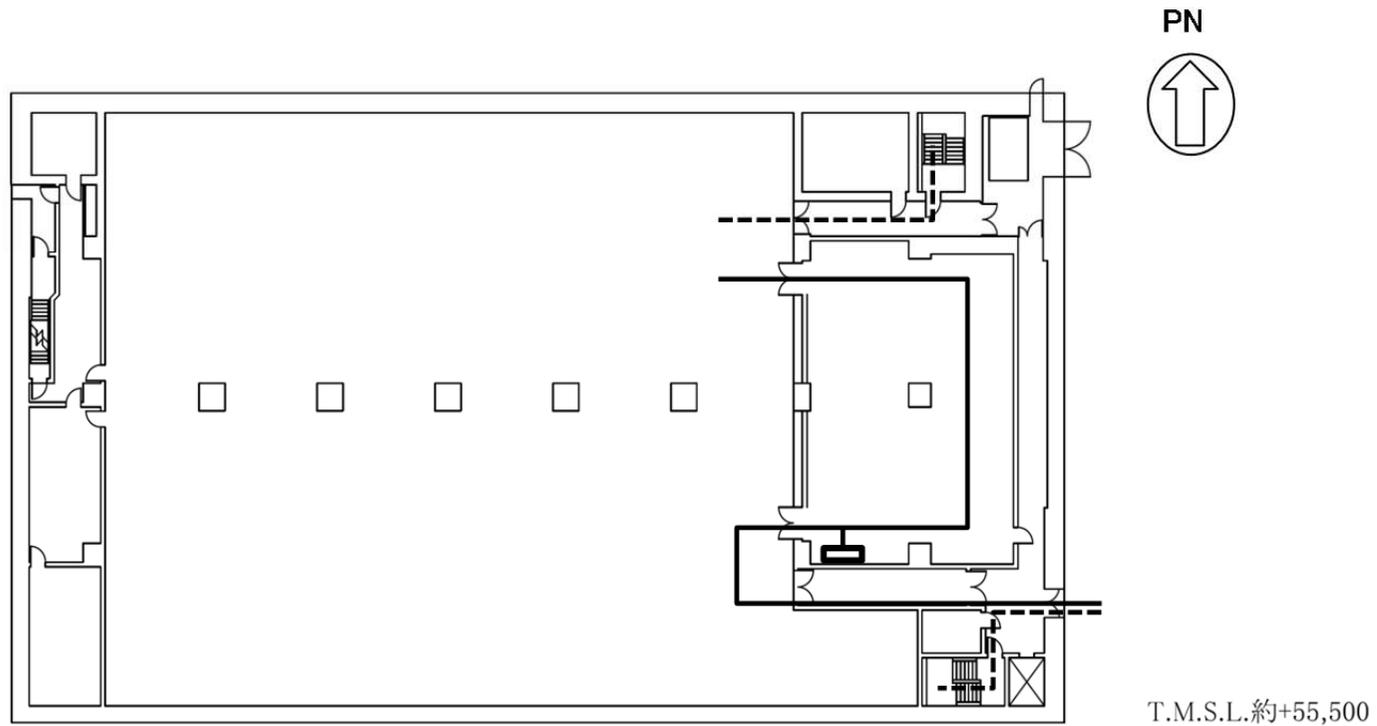


T.M.S.L.約+47,500

前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート  
 (制御建屋 地下1階) (可溶性中性子吸収材の自動供給)

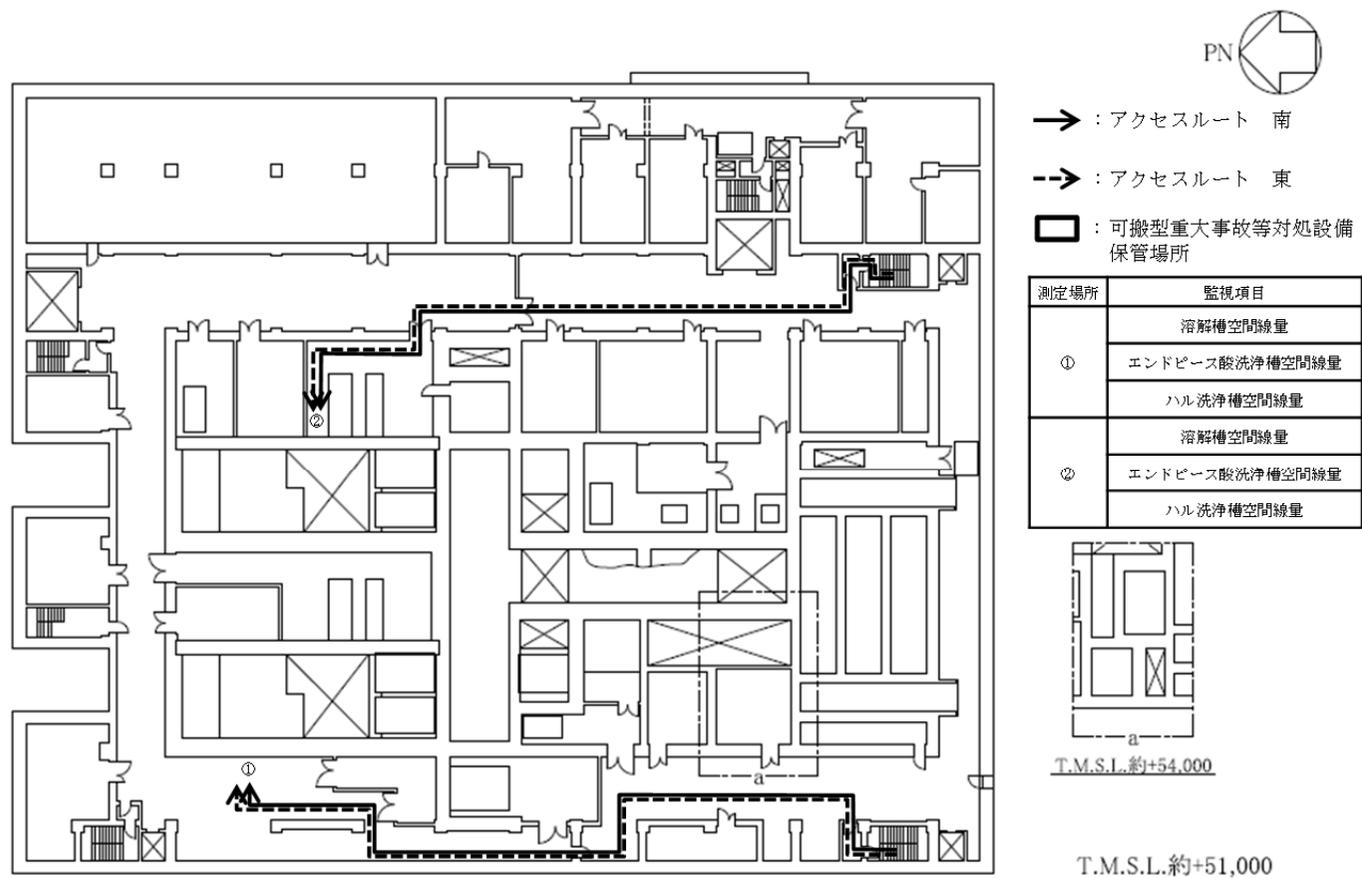
補-6-11-1

- : アクセスルート 第1
- -> : アクセスルート 第2
- : 可搬型重大事故等対処設備  
保管場所

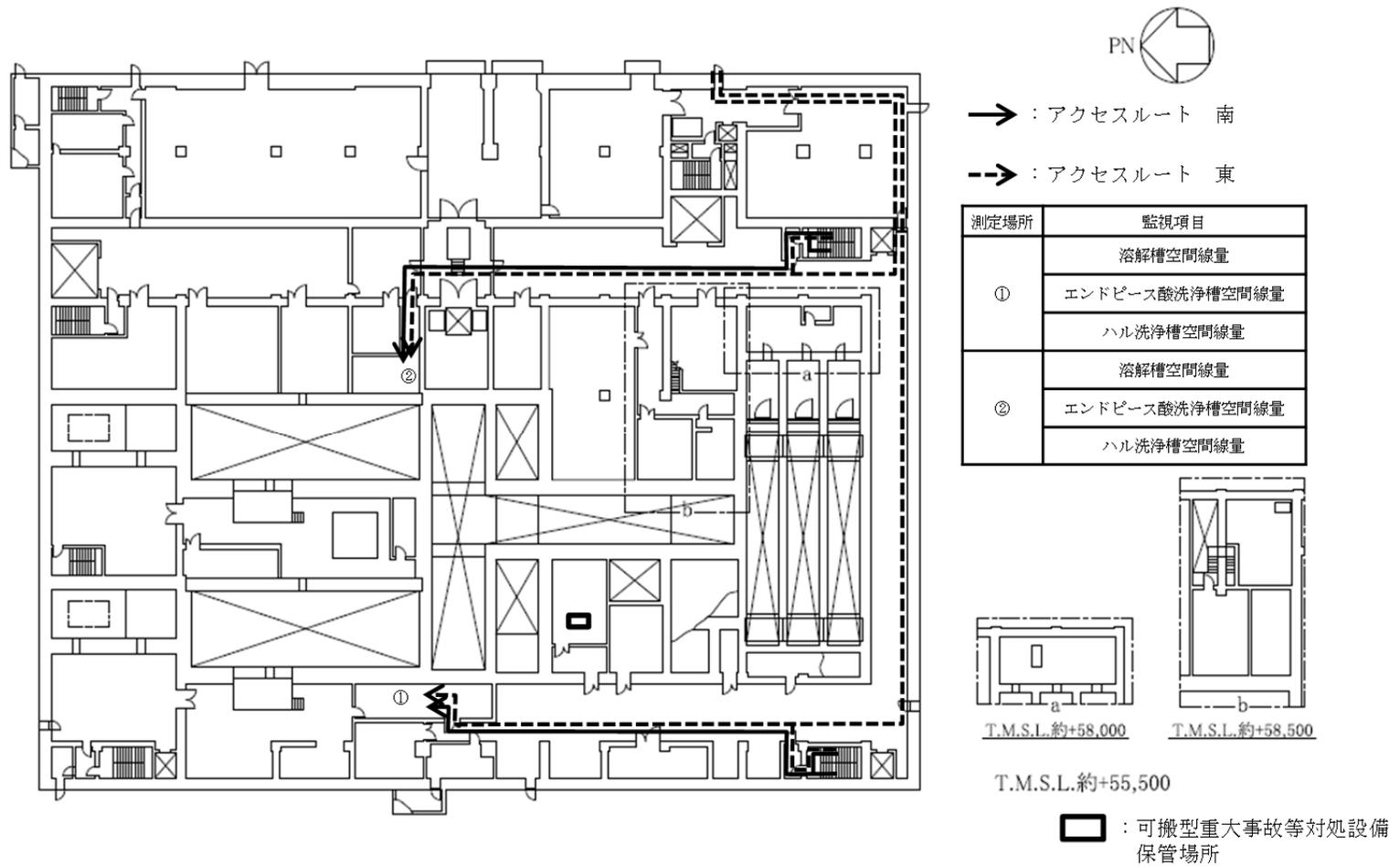


前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート  
 (制御建屋 地下1階) (可溶性中性子吸収材の自動供給)

補-6-11-2



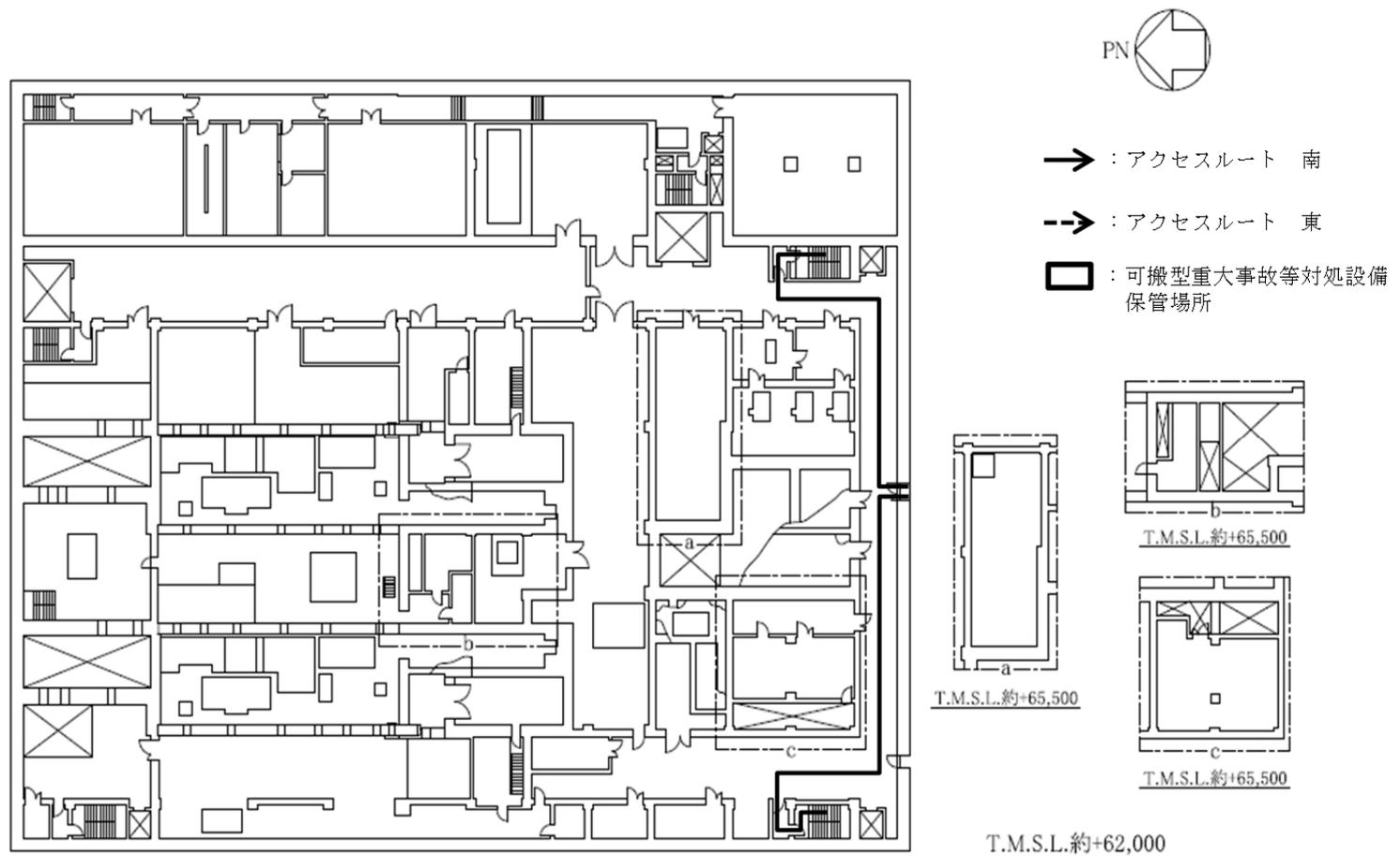
前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート（地下1階）  
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）



前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート (地上1階)

(可溶性中性子吸収材の自動供給)

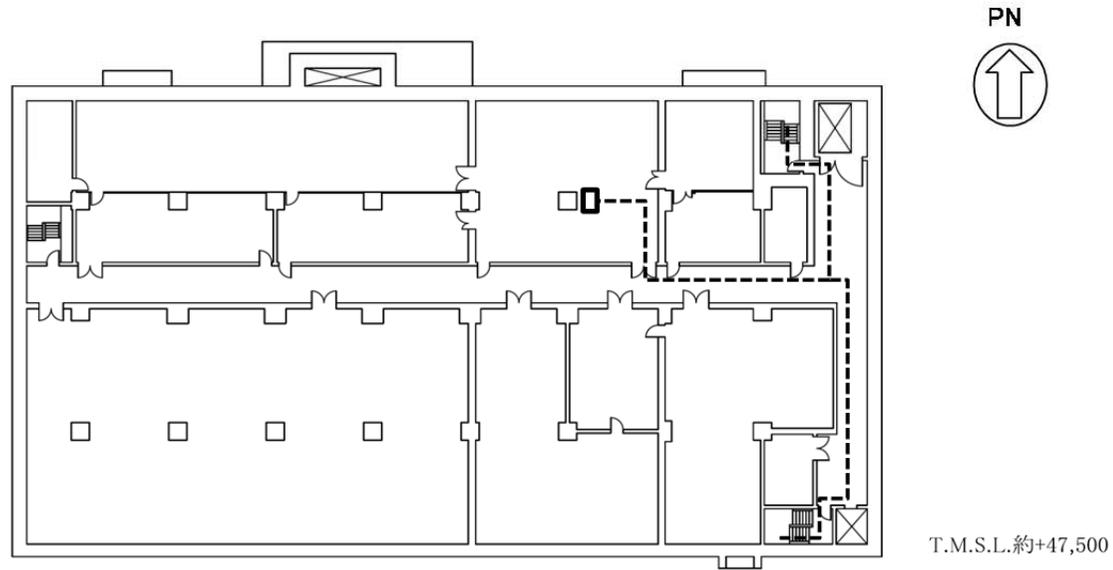
補-6-11-4



前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート（地上2階）  
（可溶性中性子吸収材の自動供給）

補-6-11-5

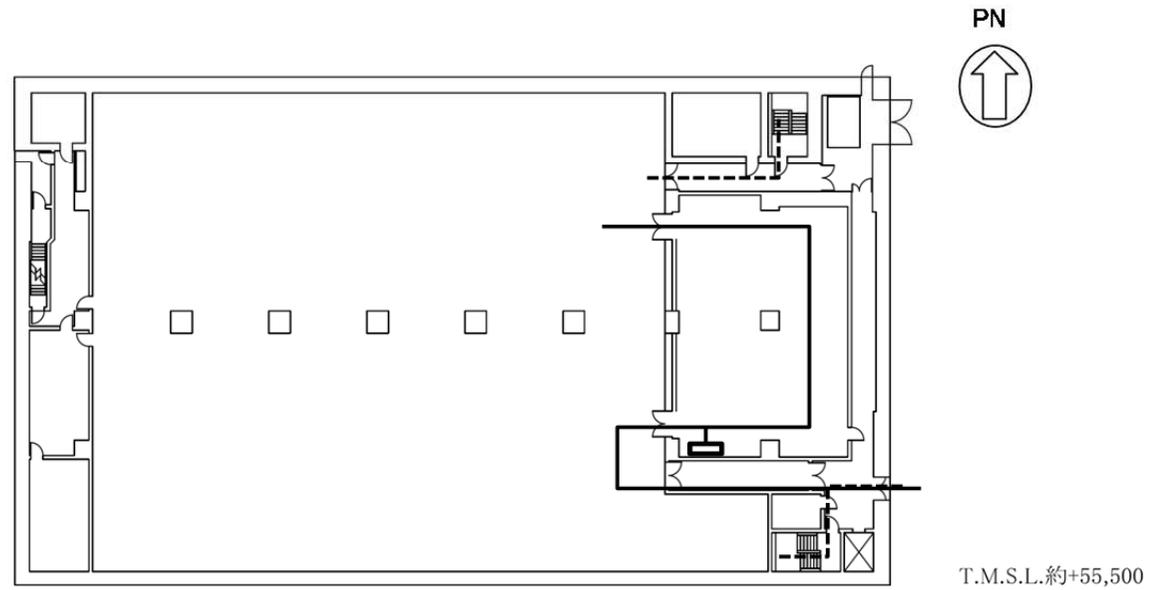
- : アクセスルート 第1
- -> : アクセスルート 第2
- : 可搬型重大事故等対処設備  
保管場所



精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート  
 (制御建屋 地下1階) (可溶性中性子吸収材の自動供給)

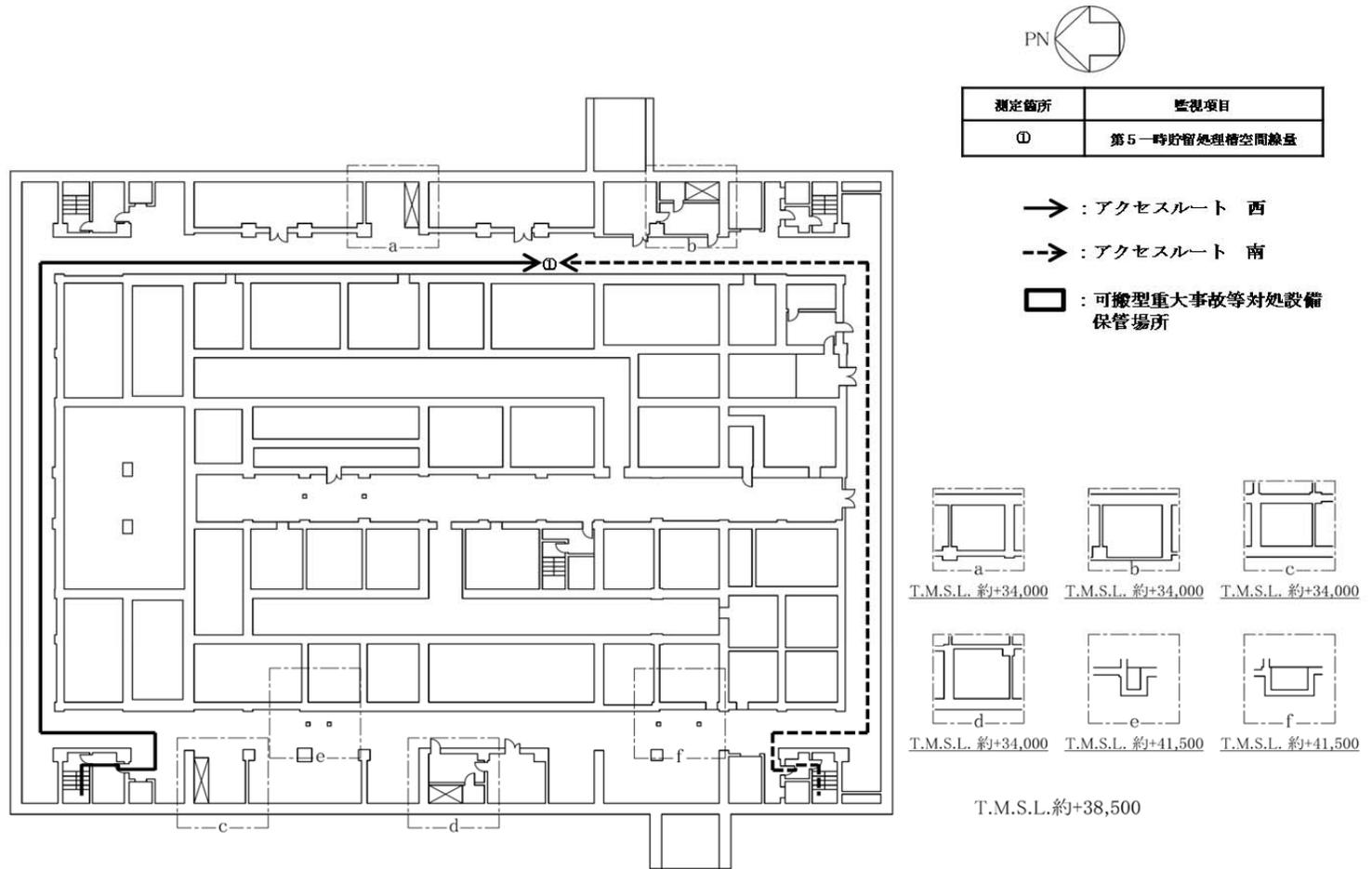
補-6-11-6

- : アクセスルート 第1
- > : アクセスルート 第2
- : 可搬型重大事故等対処設備  
保管場所

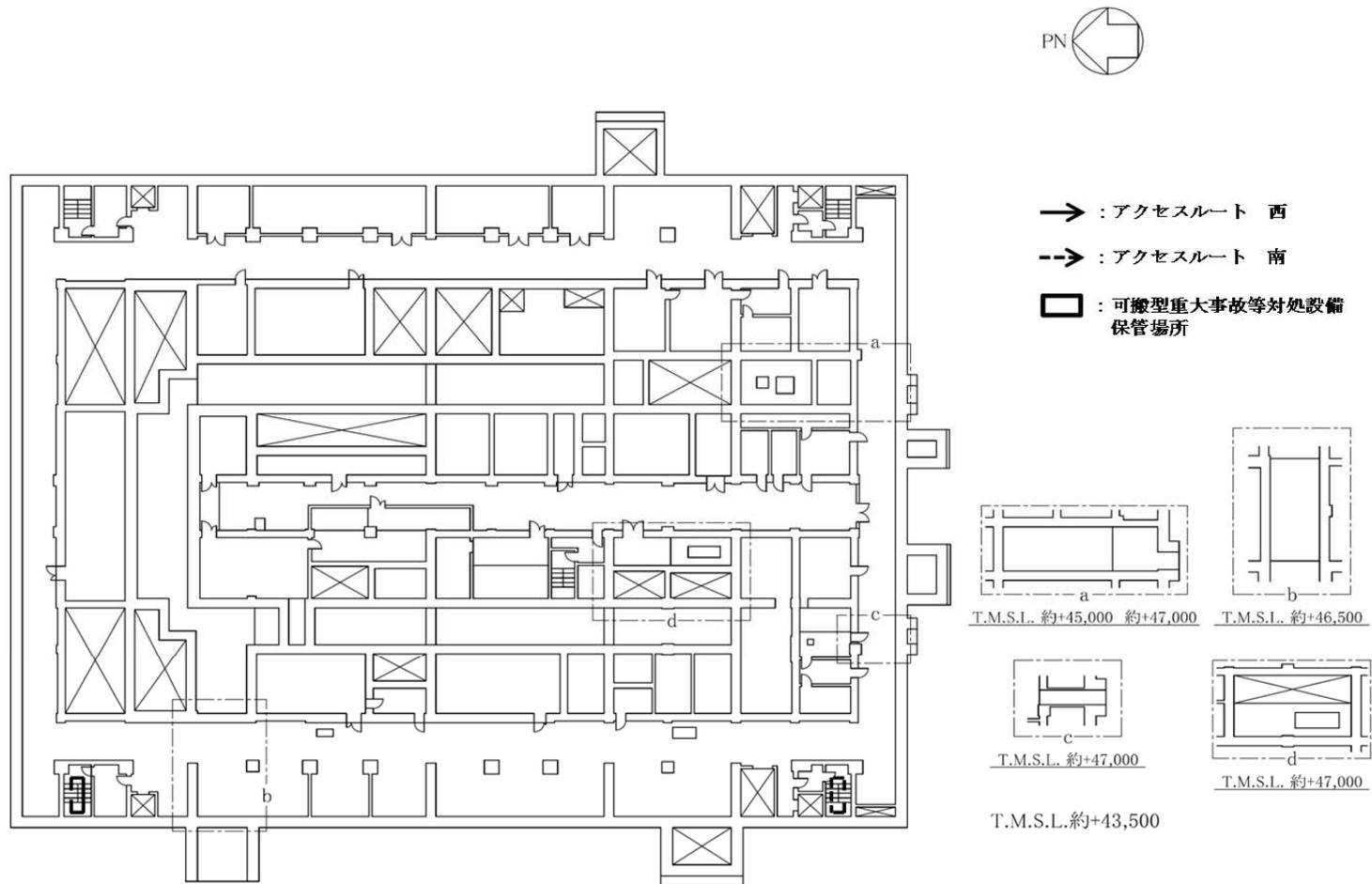


精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート  
 (制御建屋 地上1階) (可溶性中性子吸収材の自動供給)

補-6-11-7

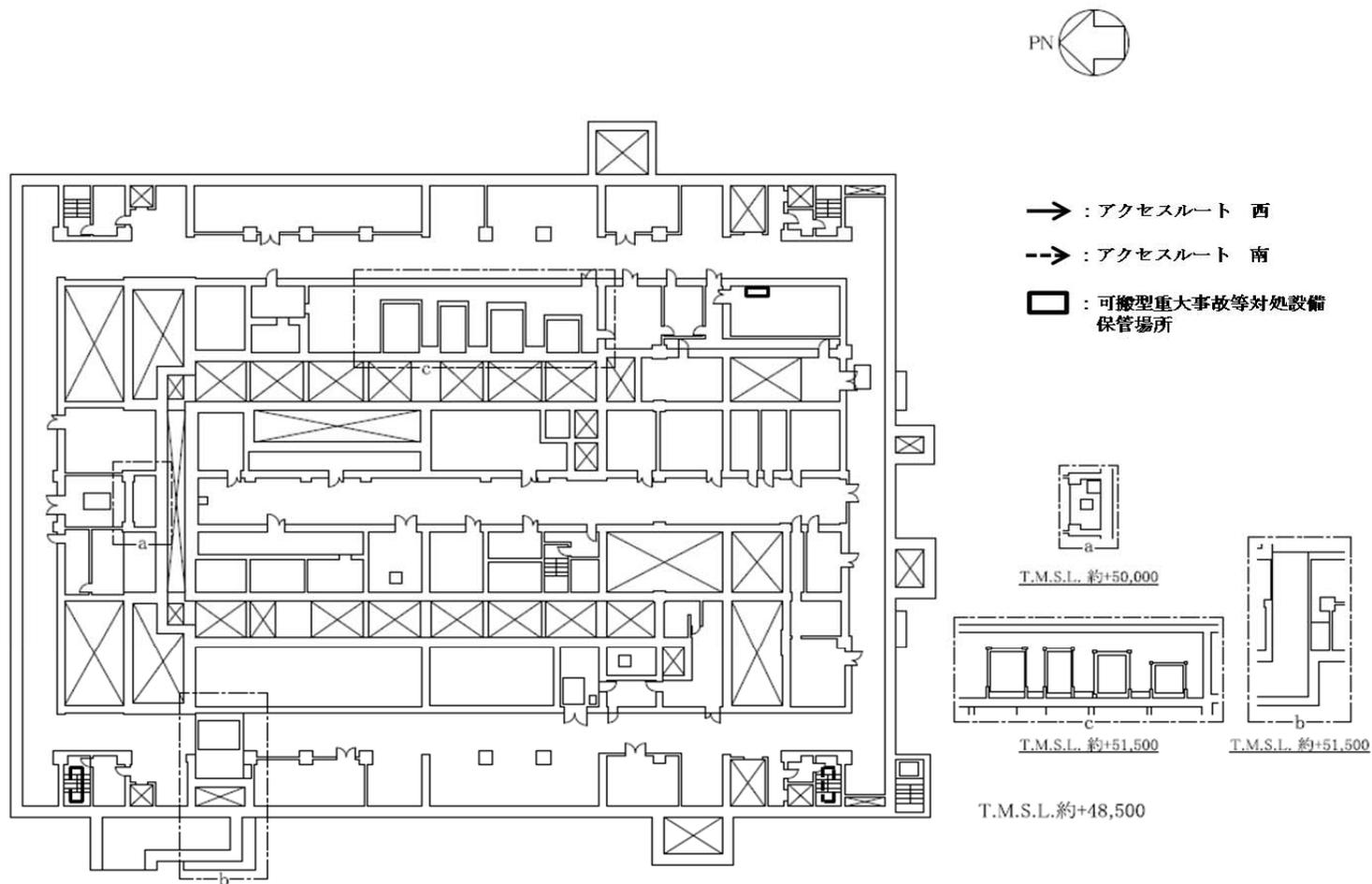


精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地下3階）  
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第5一時貯留処理槽）



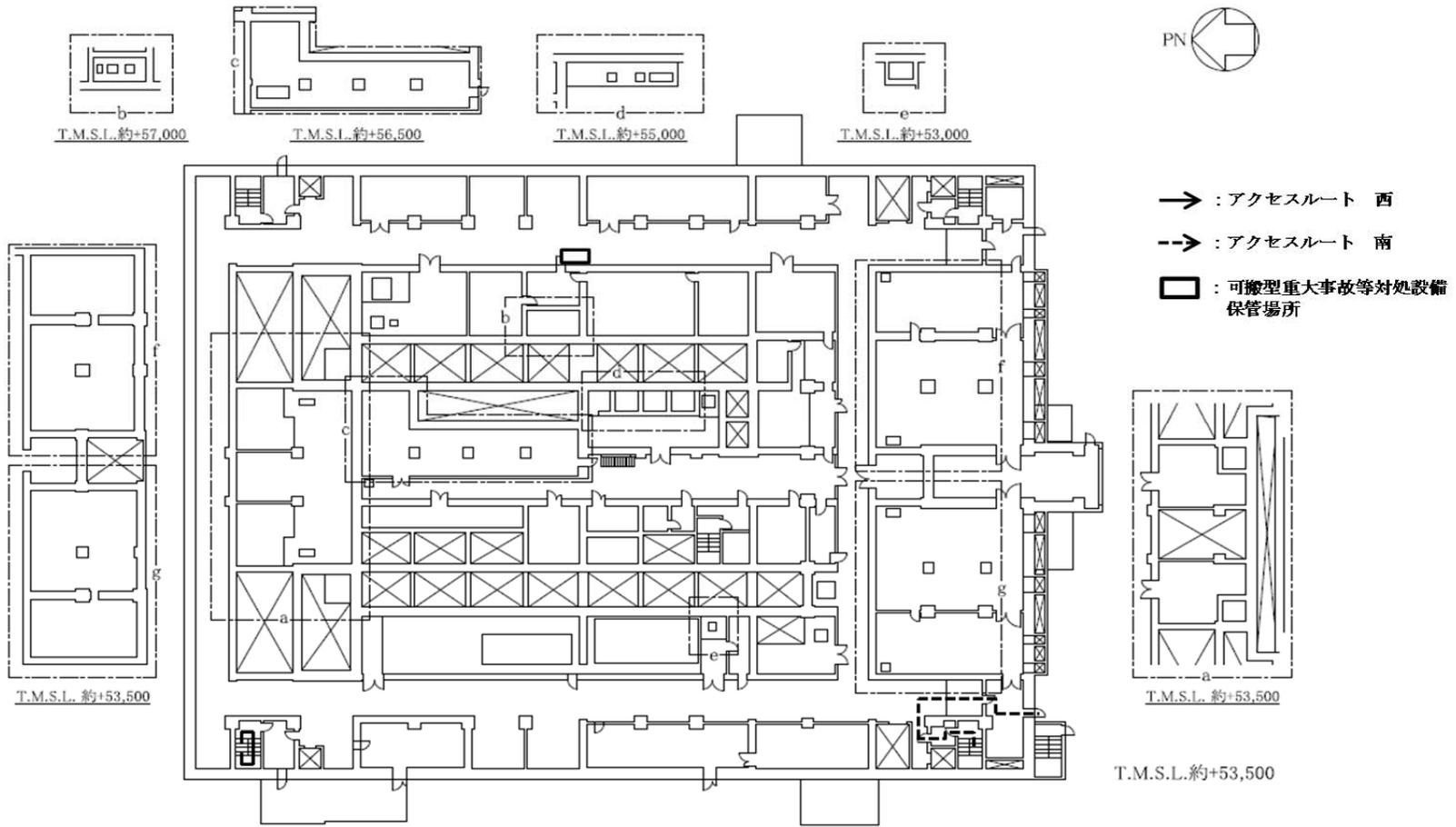
精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地下2階）  
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第5一時貯留処理槽）

補-6-11-9

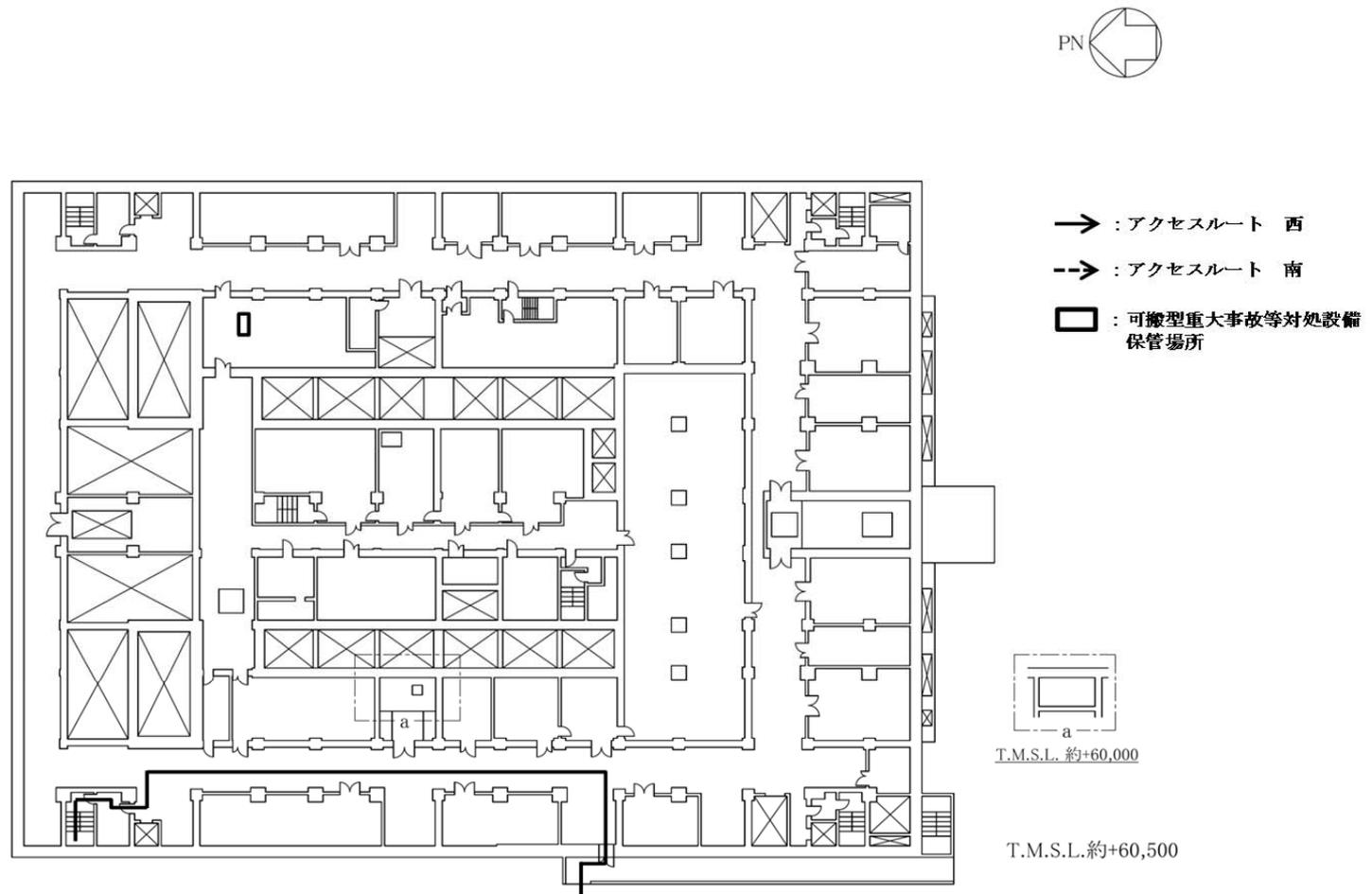


精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地下1階）  
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第5一時貯留処理槽）

補-6-11-10

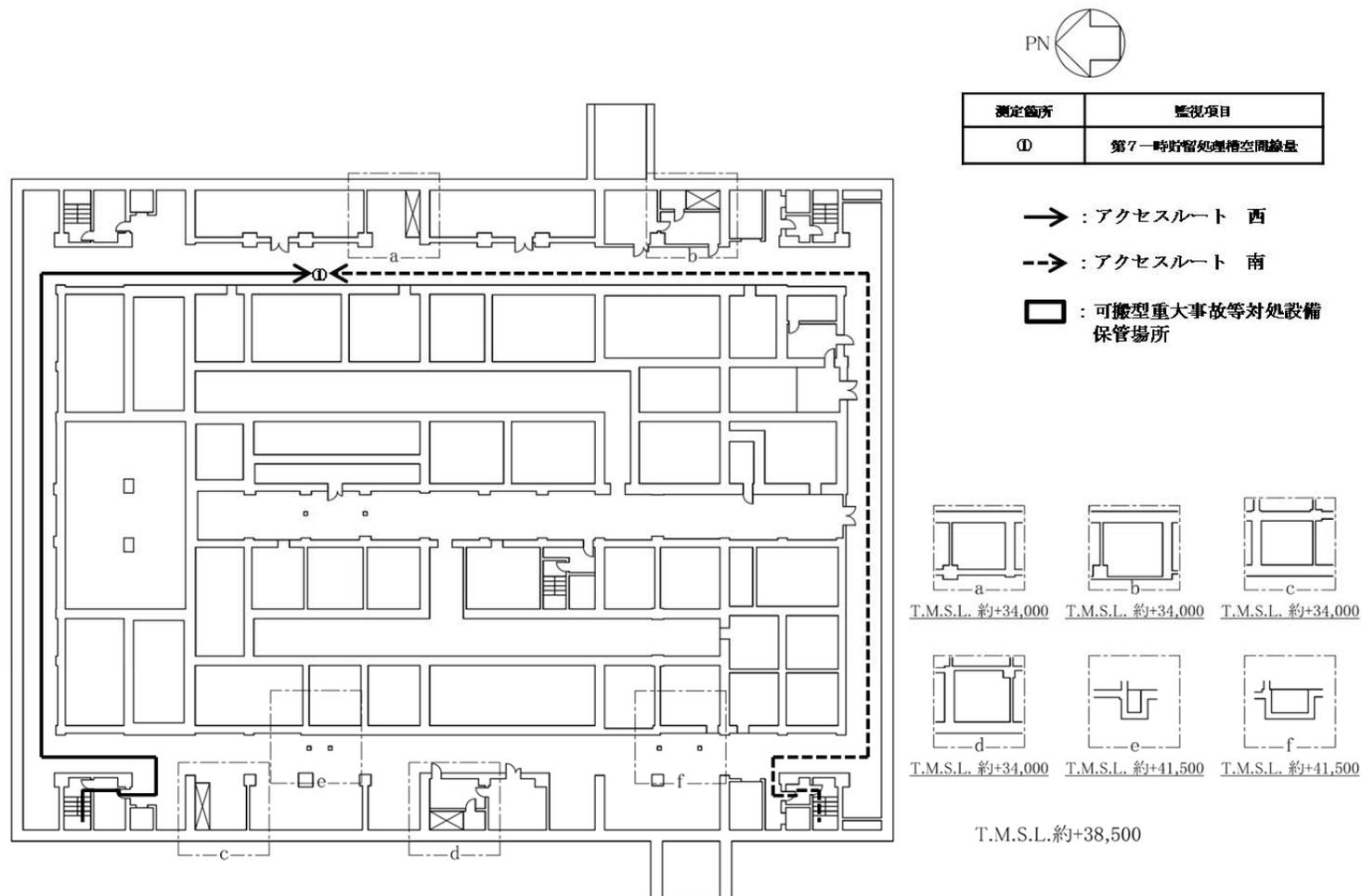


精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地上1階）  
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第5一時貯留処理槽）



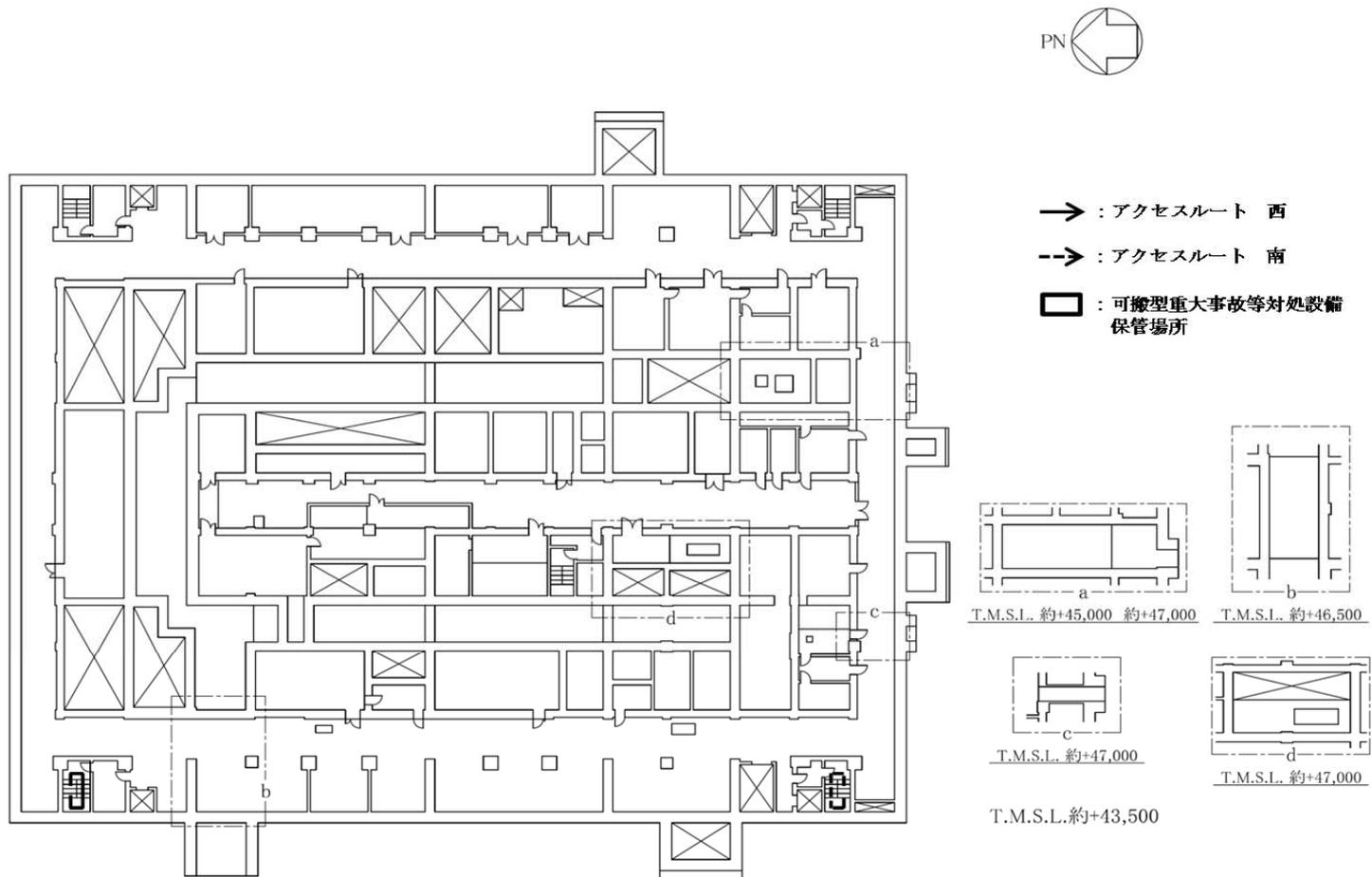
精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地上2階）  
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第5一時貯留処理槽）

補-6-11-12



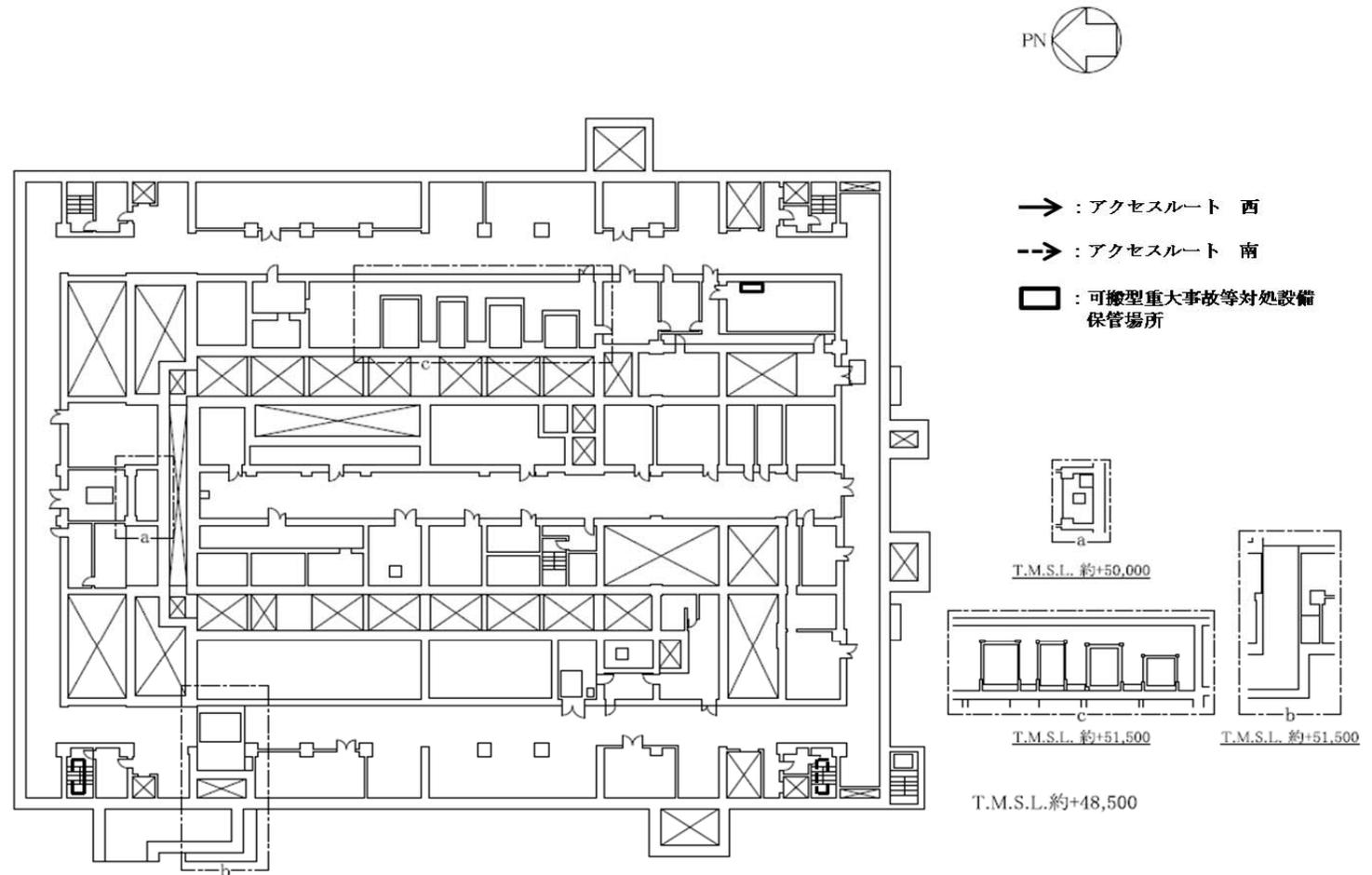
精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地下3階）  
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第7一時貯留処理槽）

補-6-11-13



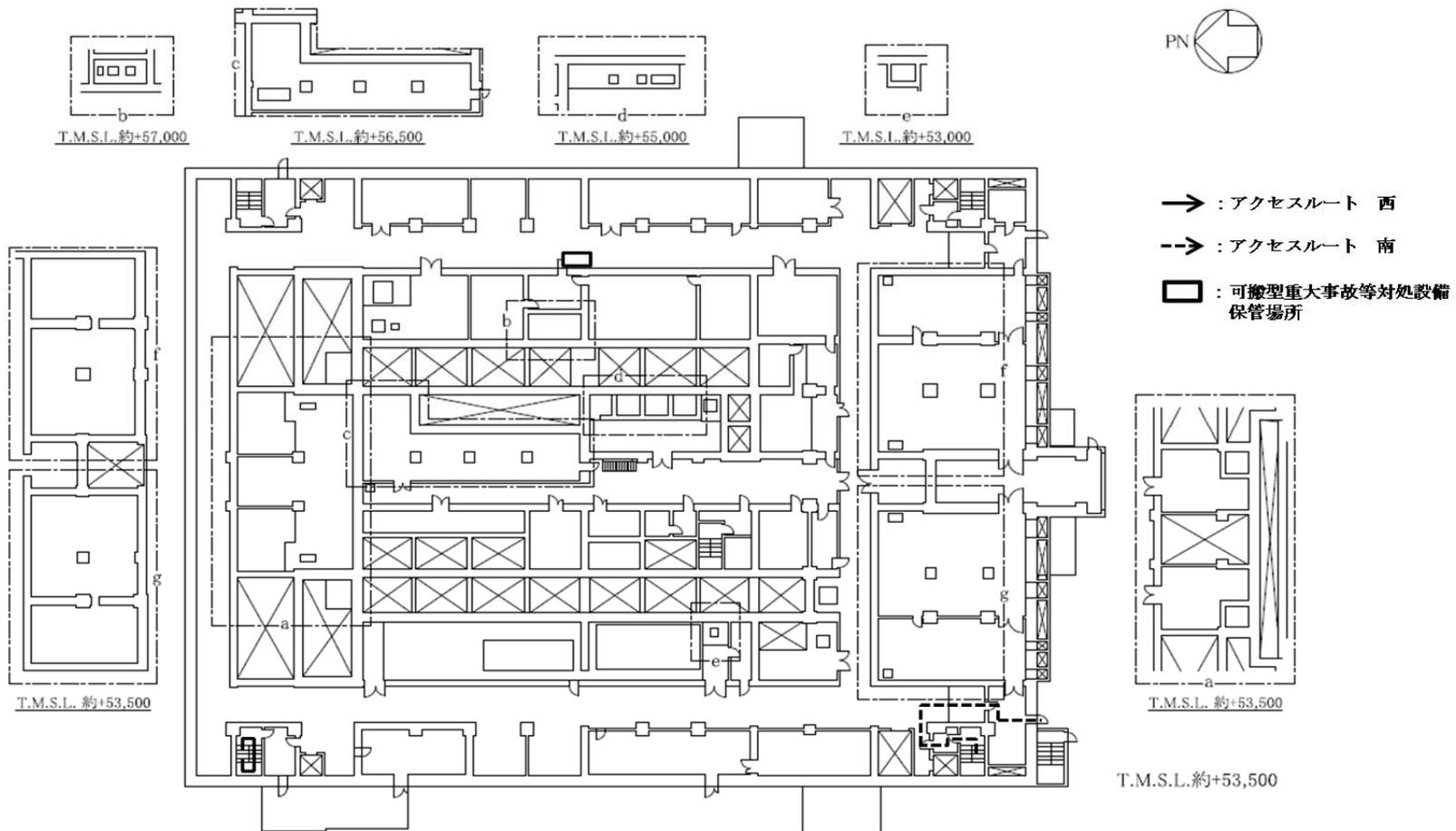
精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地下2階）  
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第7一時貯留処理槽）

補-6-11-14

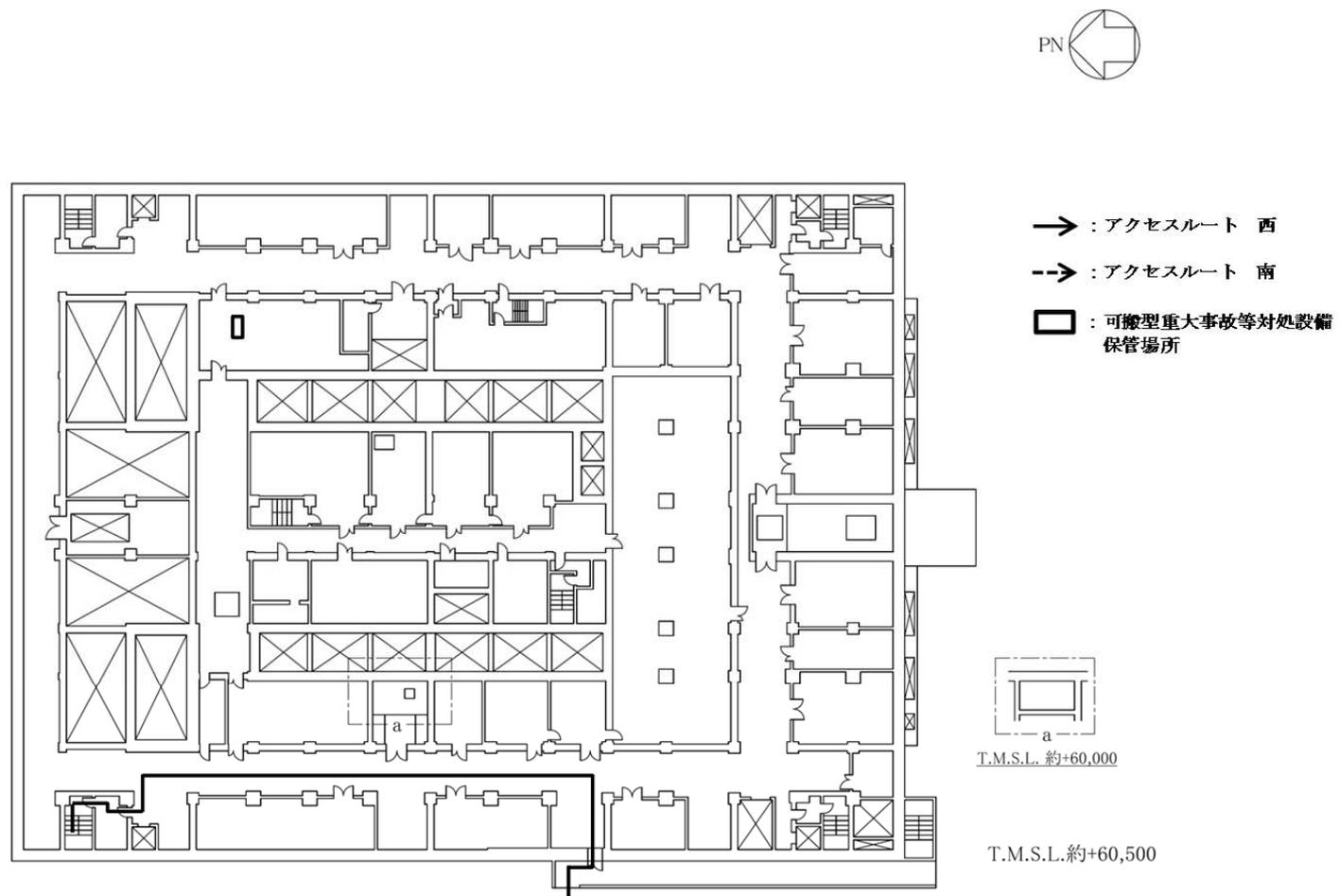


精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地下1階）  
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第7一時貯留処理槽）

補-6-11-15

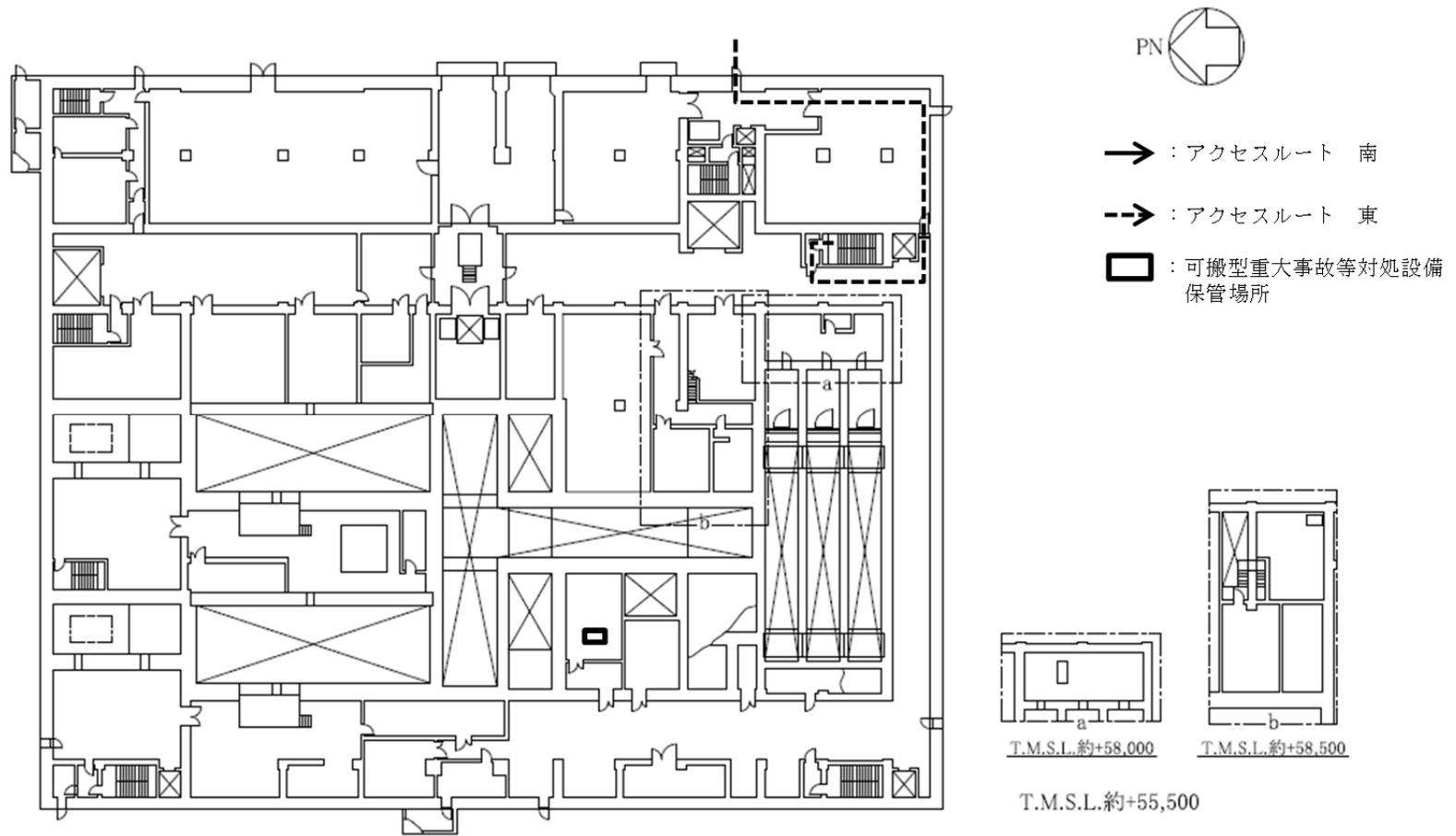


精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地上1階）  
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第7一時貯留処理槽）



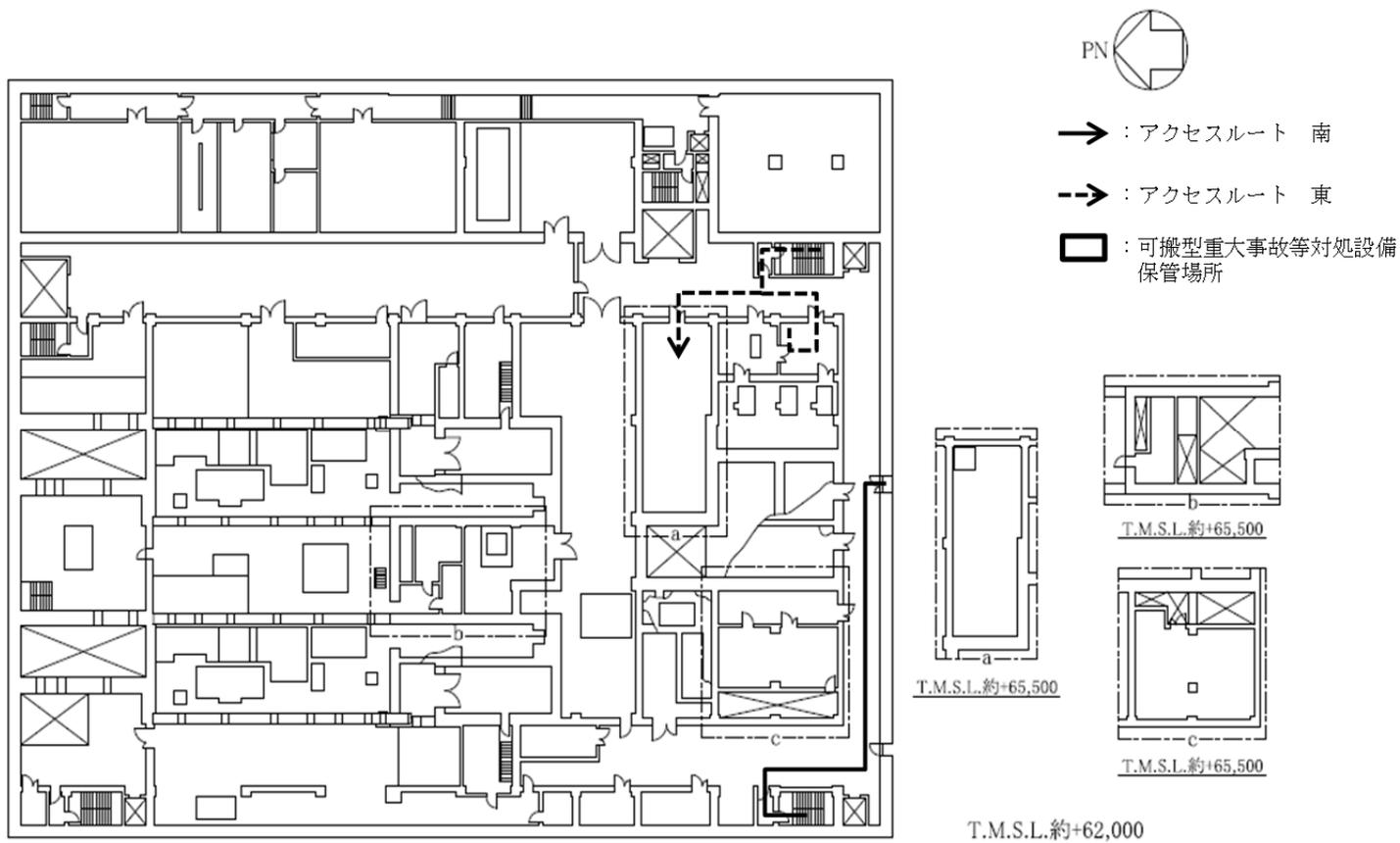
精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地上2階）  
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第7一時貯留処理槽）

補-6-11-17



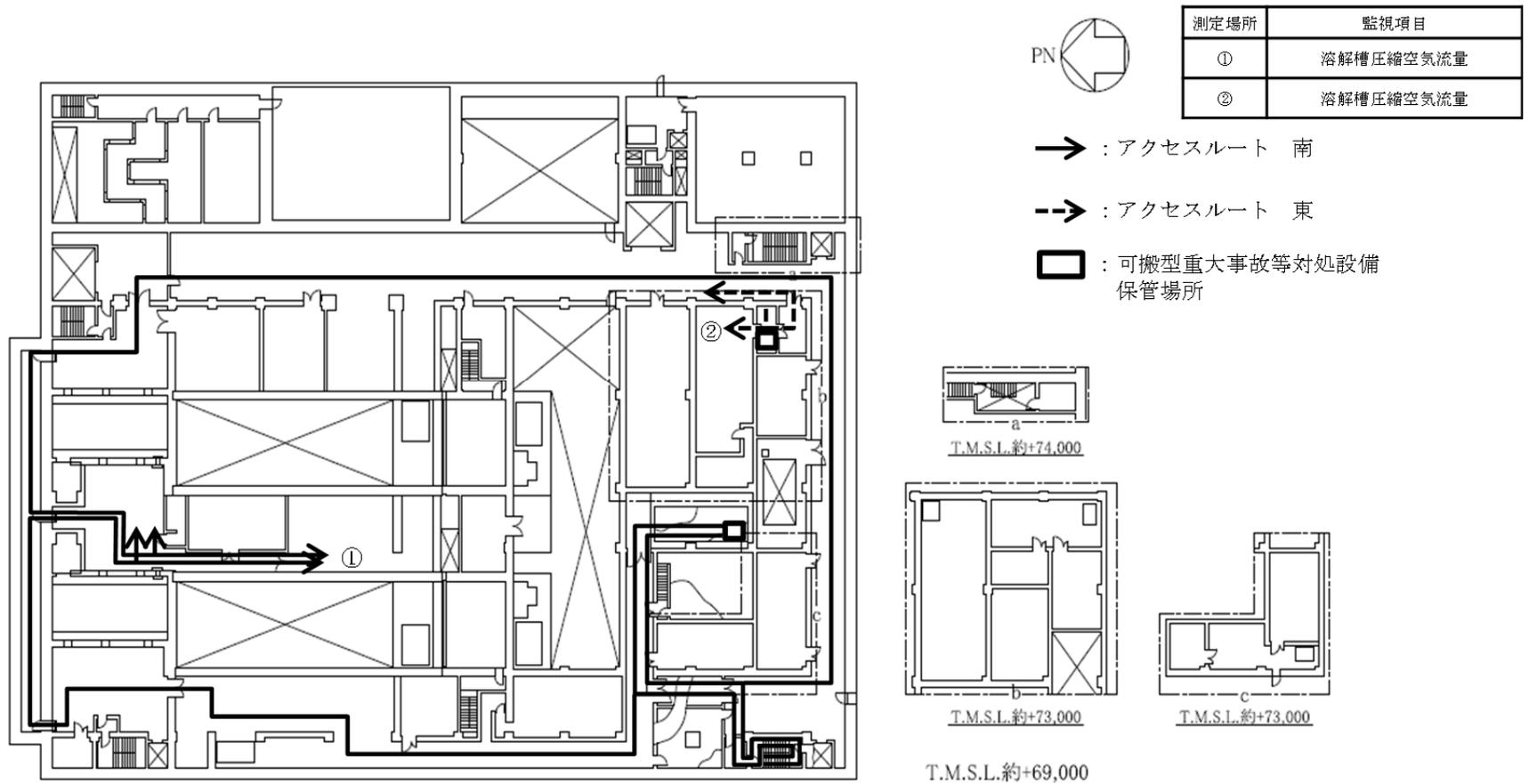
前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート（地上1階）  
 （放射線分解水素の掃気）（溶解槽）

補-6-11-18



前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート（地上2階）  
（放射線分解水素の掃気）（溶解槽）

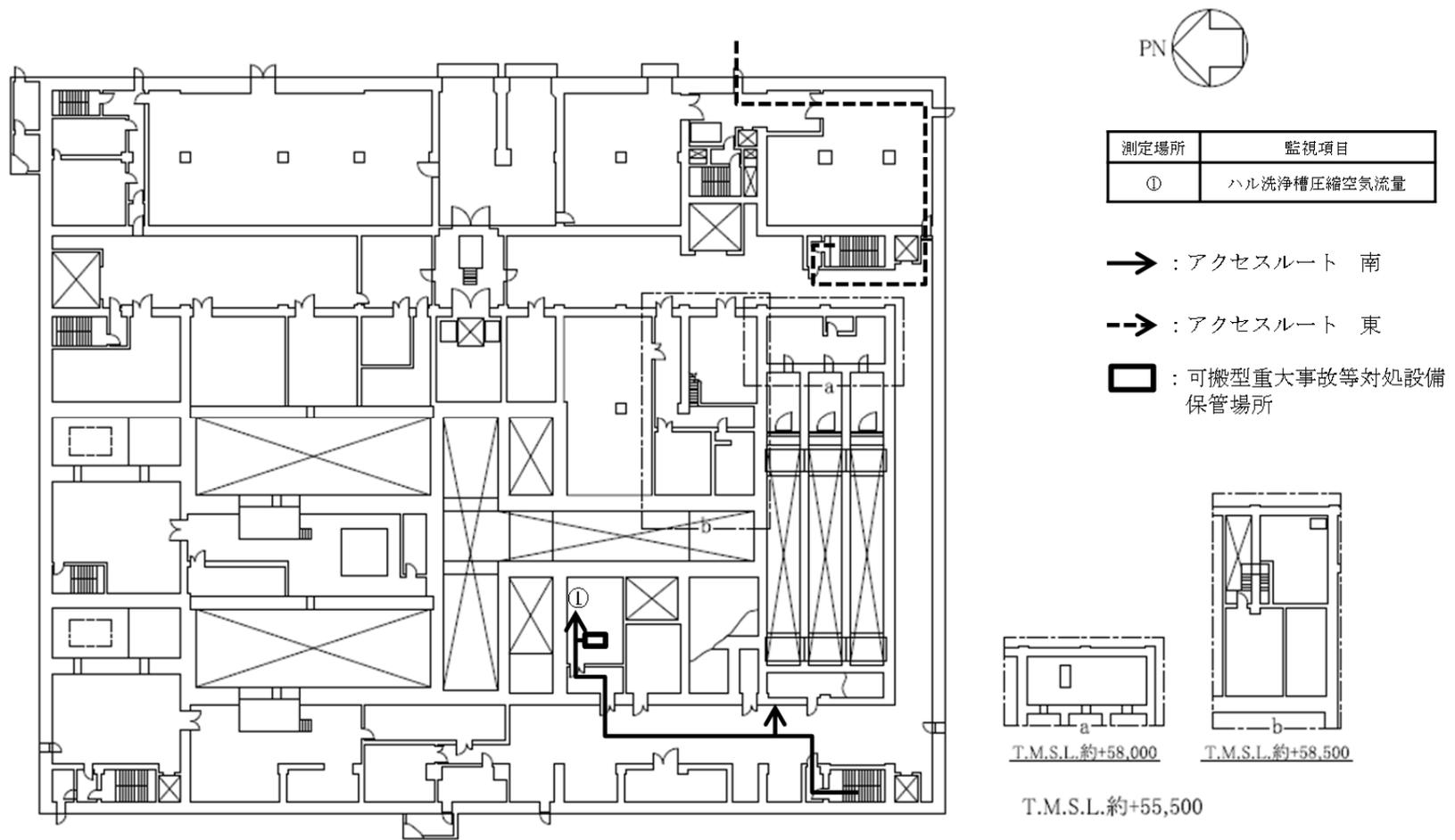
補-6-11-19



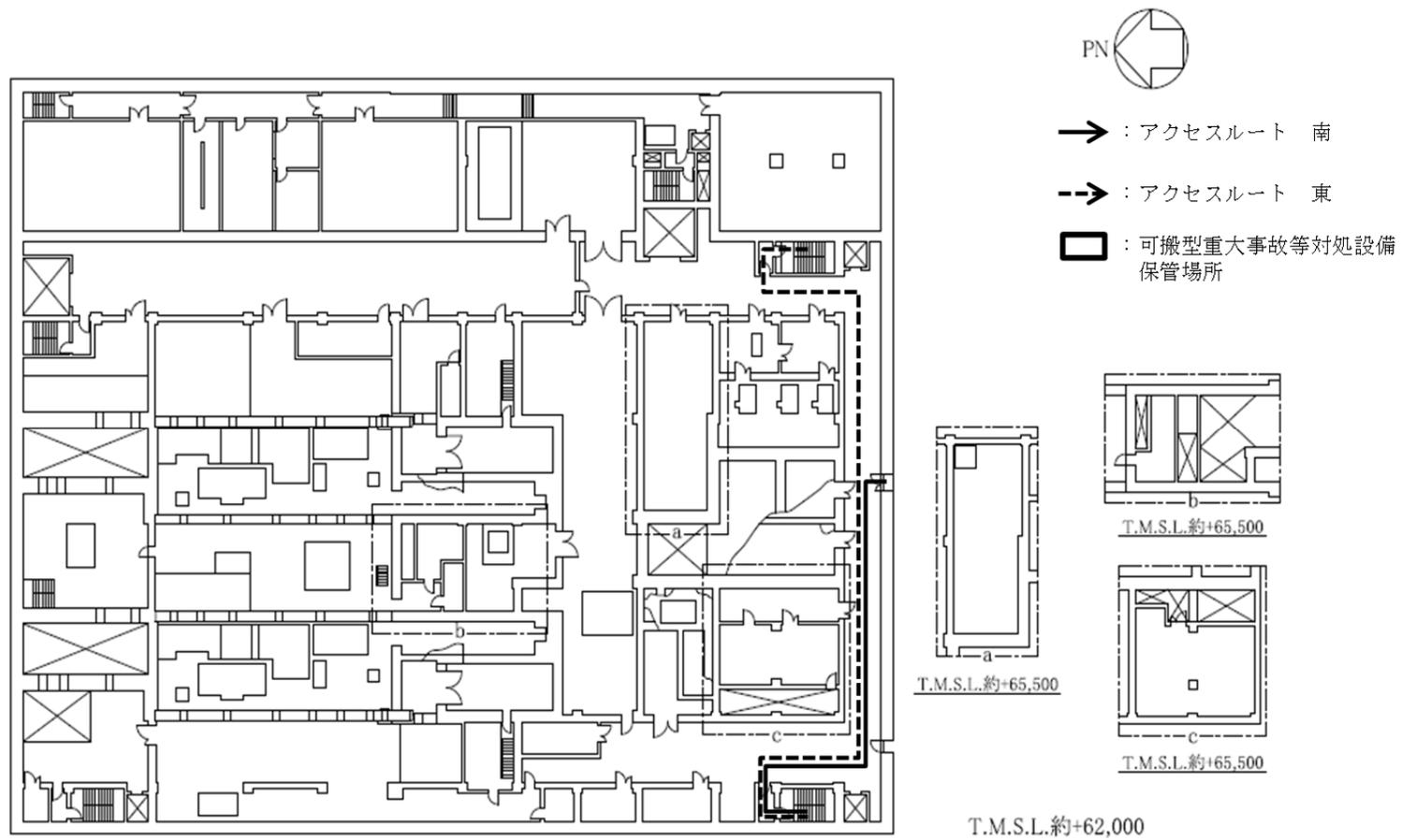
前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート（地上3階）

（放射線分解水素の掃気）（溶解槽）

補-6-11-20

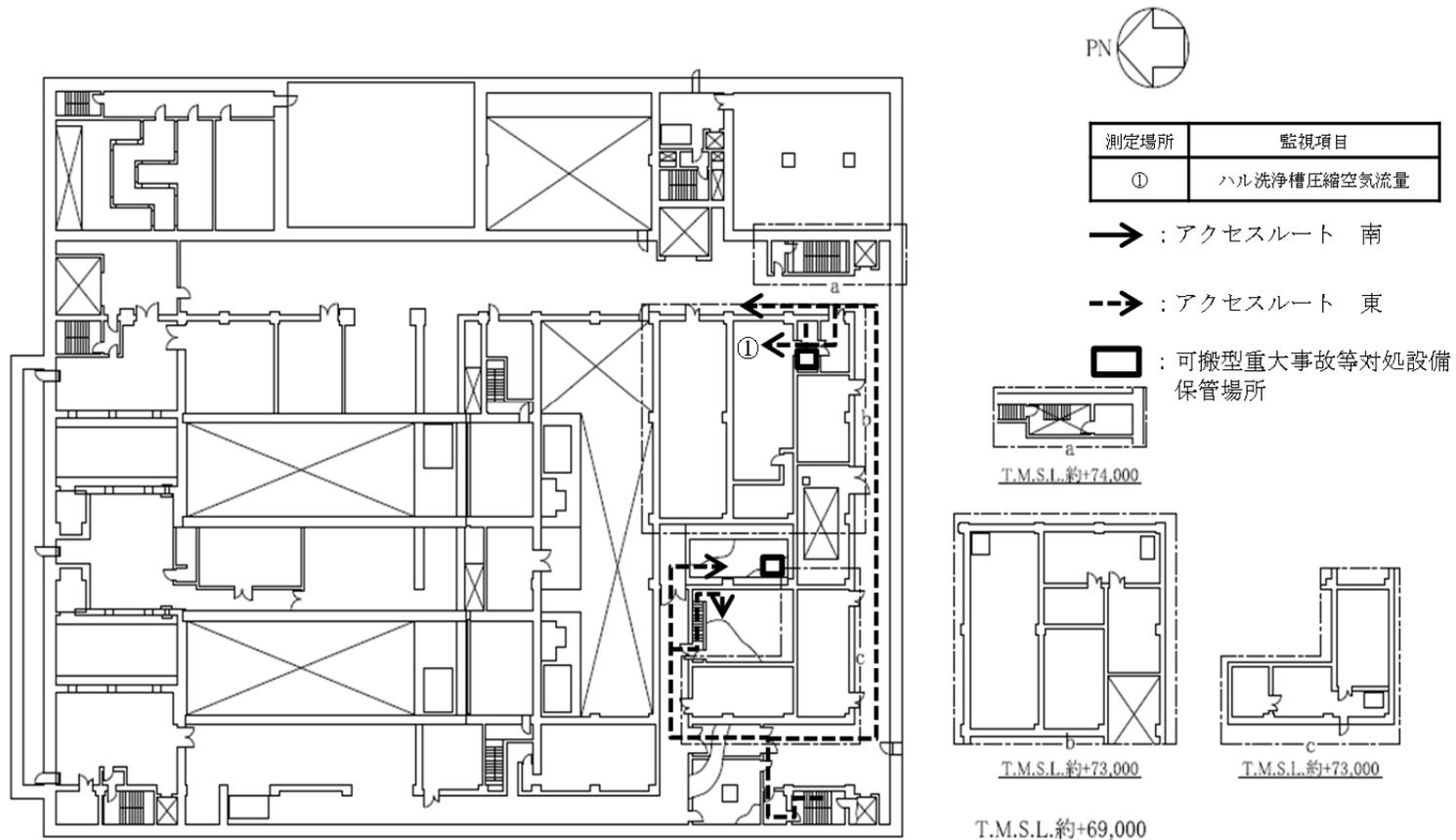


前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート（地上1階）  
 （貯放射線分解水素の掃気）（ハル洗浄槽）



前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート（地上2階）  
（放射線分解水素の掃気）（ハル洗浄槽）

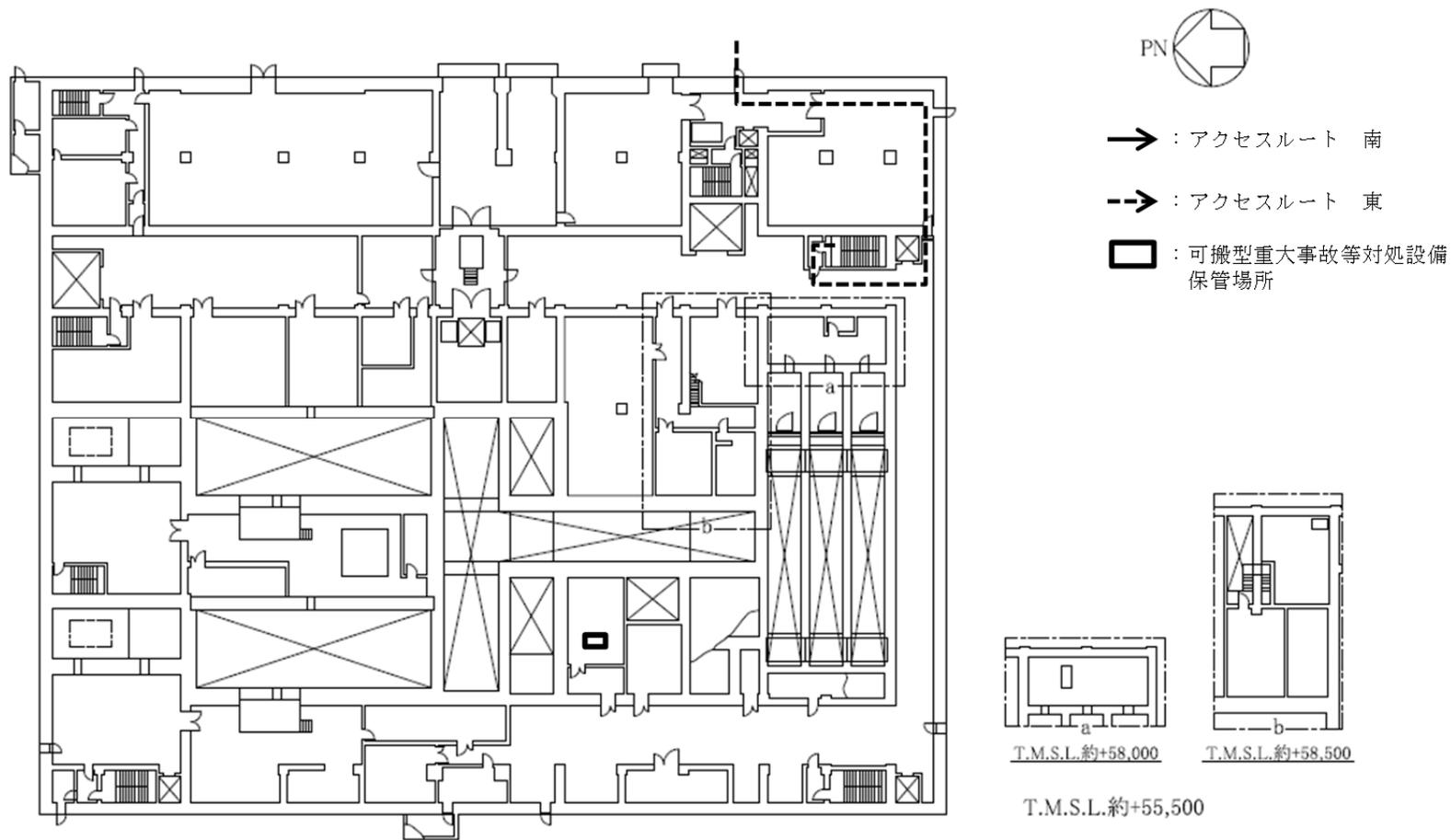
補-6-11-22



前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート（地上3階）

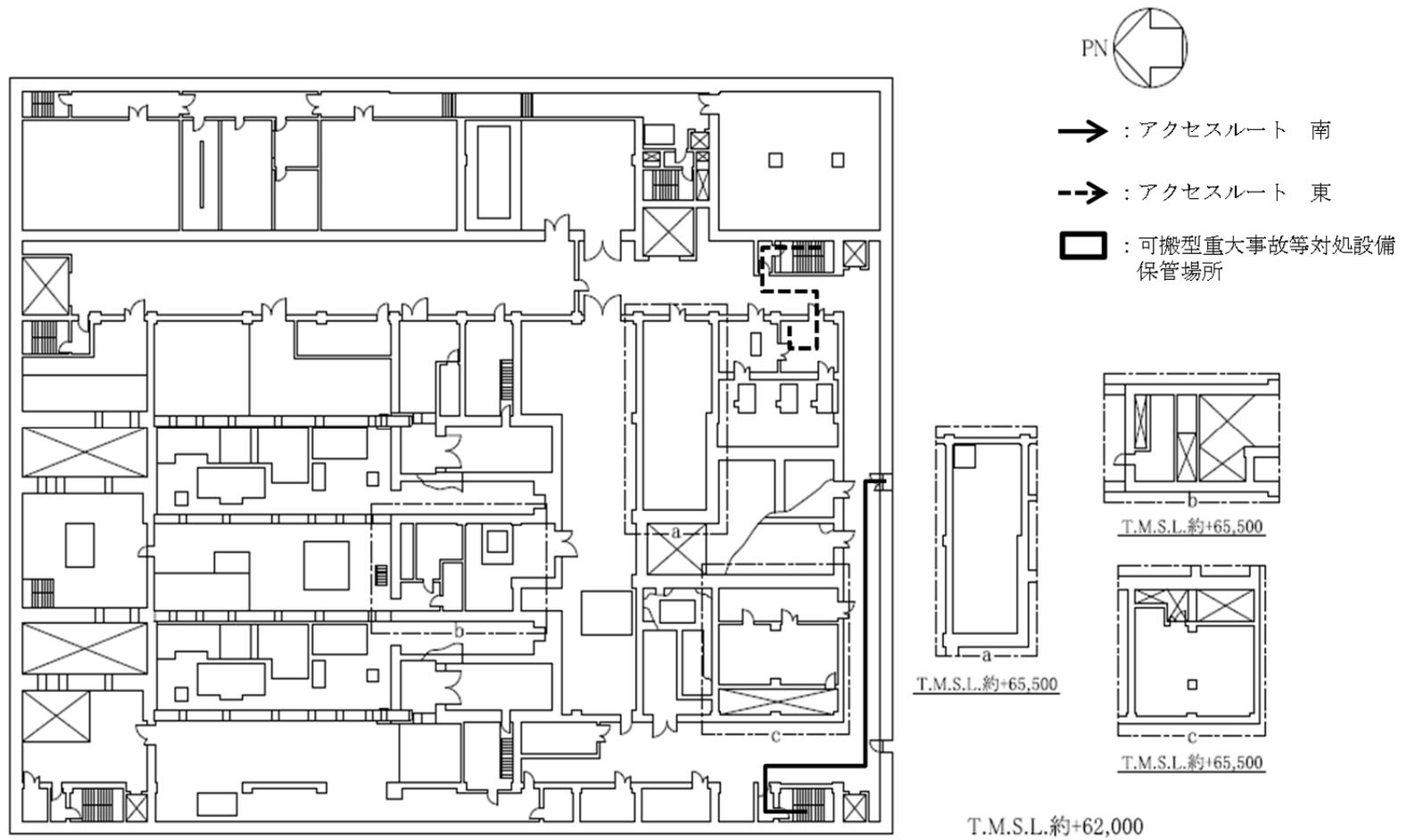
（放射線分解水素の掃気）（ハル洗浄槽）

補-6-11-23



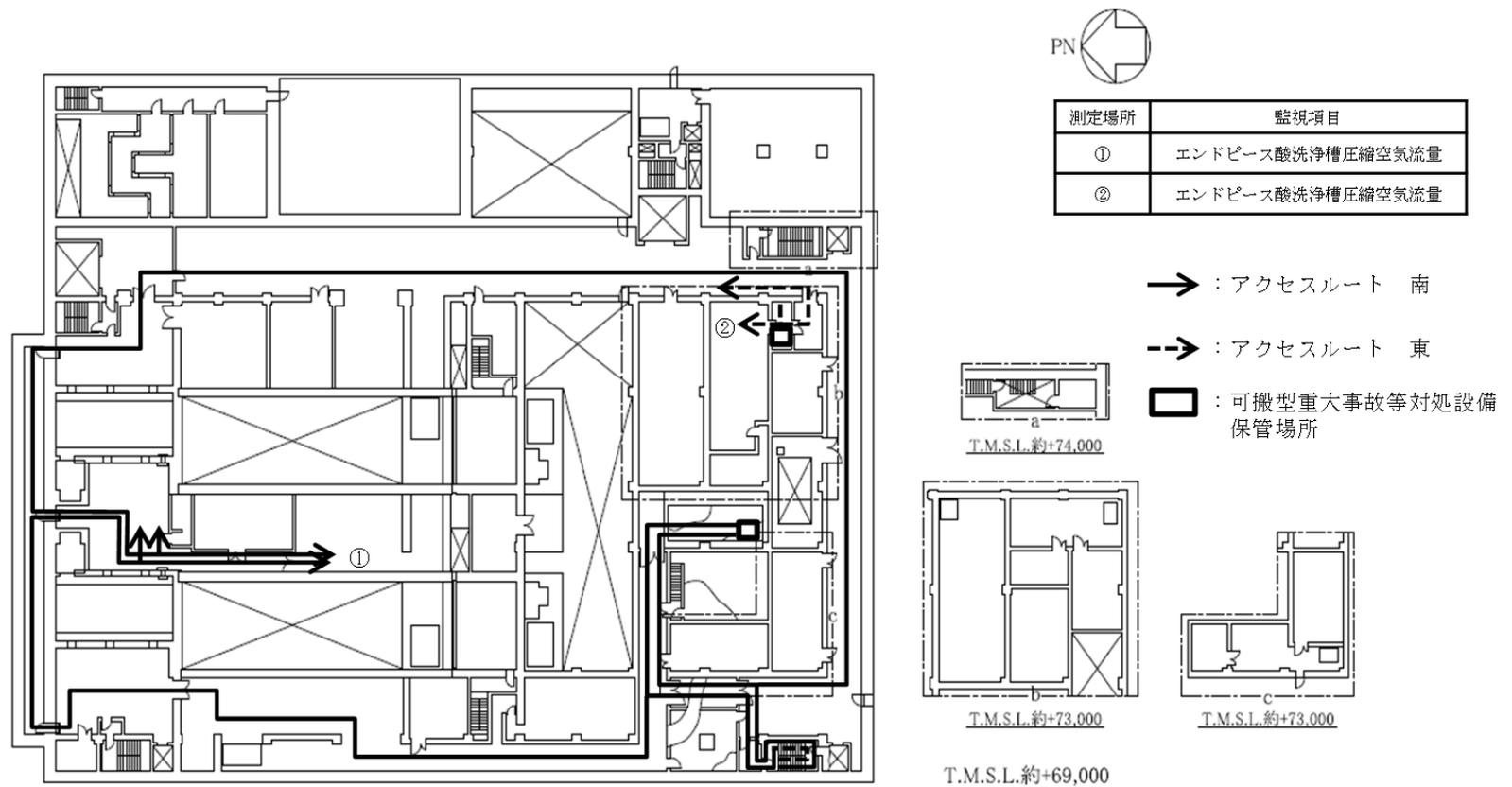
前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート（地上1階）  
（放射線分解水素の掃気）（エンドピース酸洗浄槽）

補-6-11-24

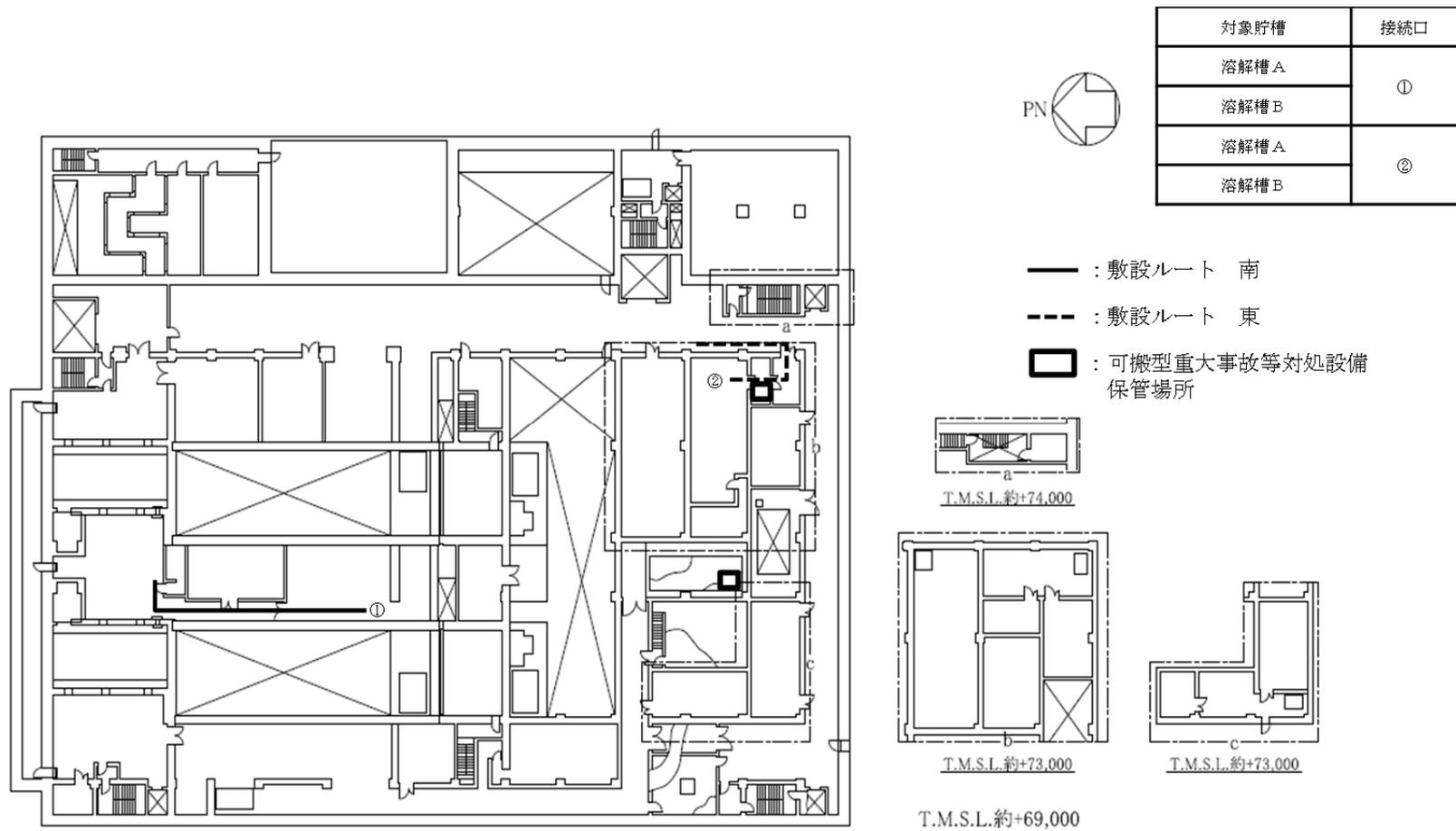


前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート（地上2階）  
（放射線分解水素の掃気）（エンドピース酸洗浄槽）

補-6-11-25

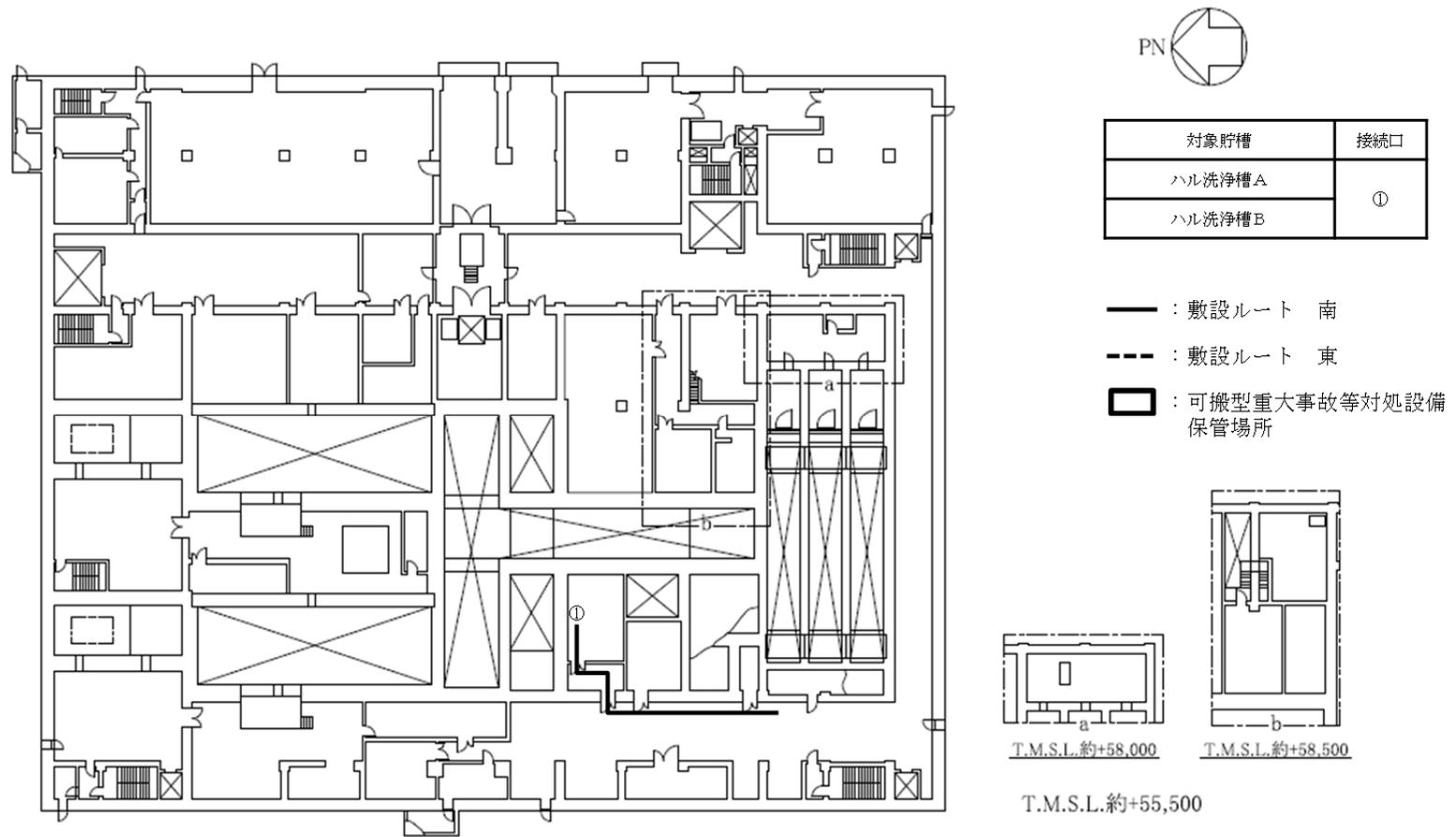


前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置のアクセスルート（地上3階）  
 （放射線分解水素の掃気）（エンドピース酸洗浄槽）



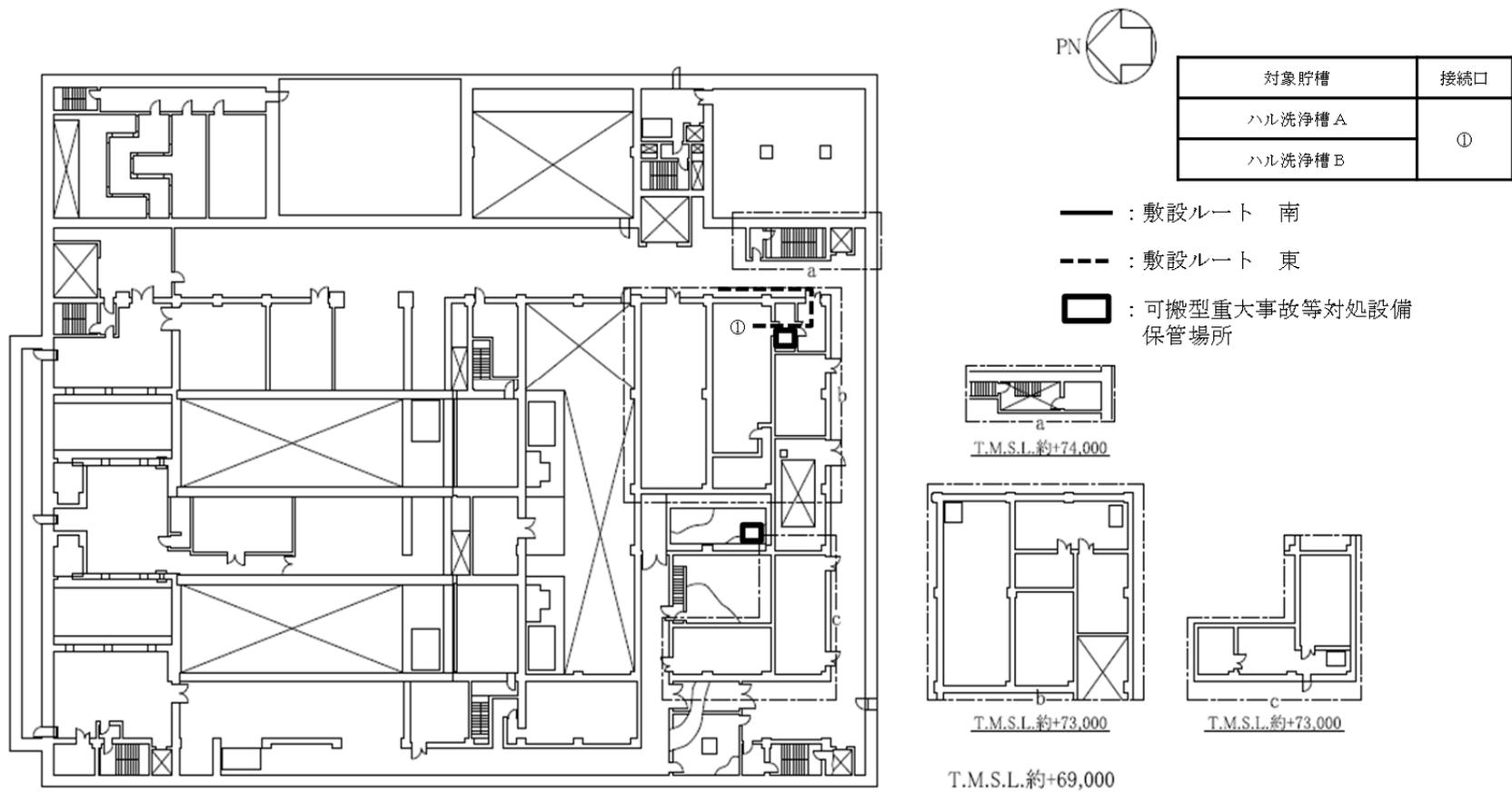
前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置の敷設ルート（地上3階）  
（放射線分解水素の掃気）（溶解槽）

補-6-11-27



前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置の敷設ルート (地上1階)  
 (放射線分解水素の掃気) (ハル洗浄槽)

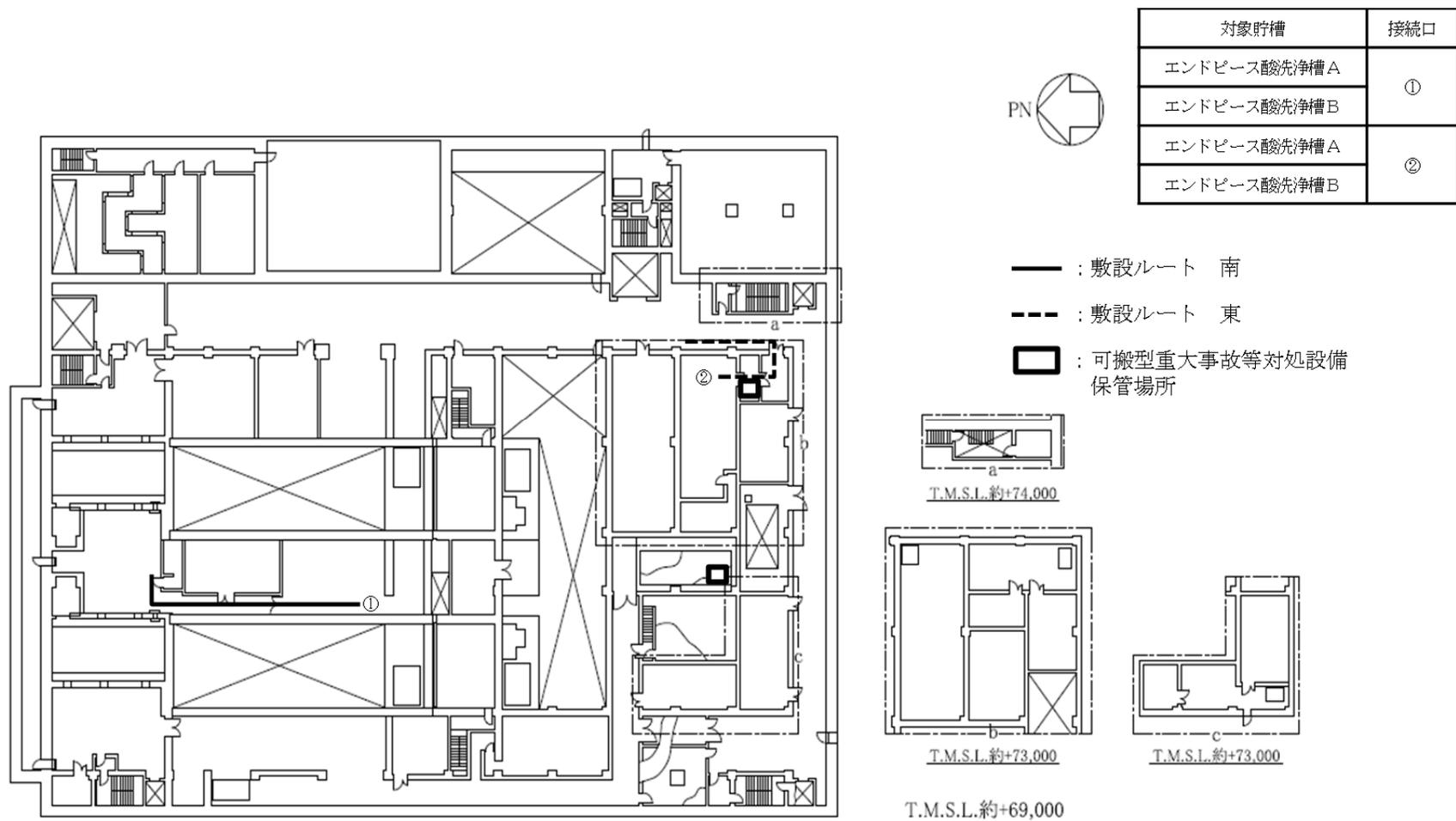
補-6-11-28



前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置の敷設ルート (地上3階)

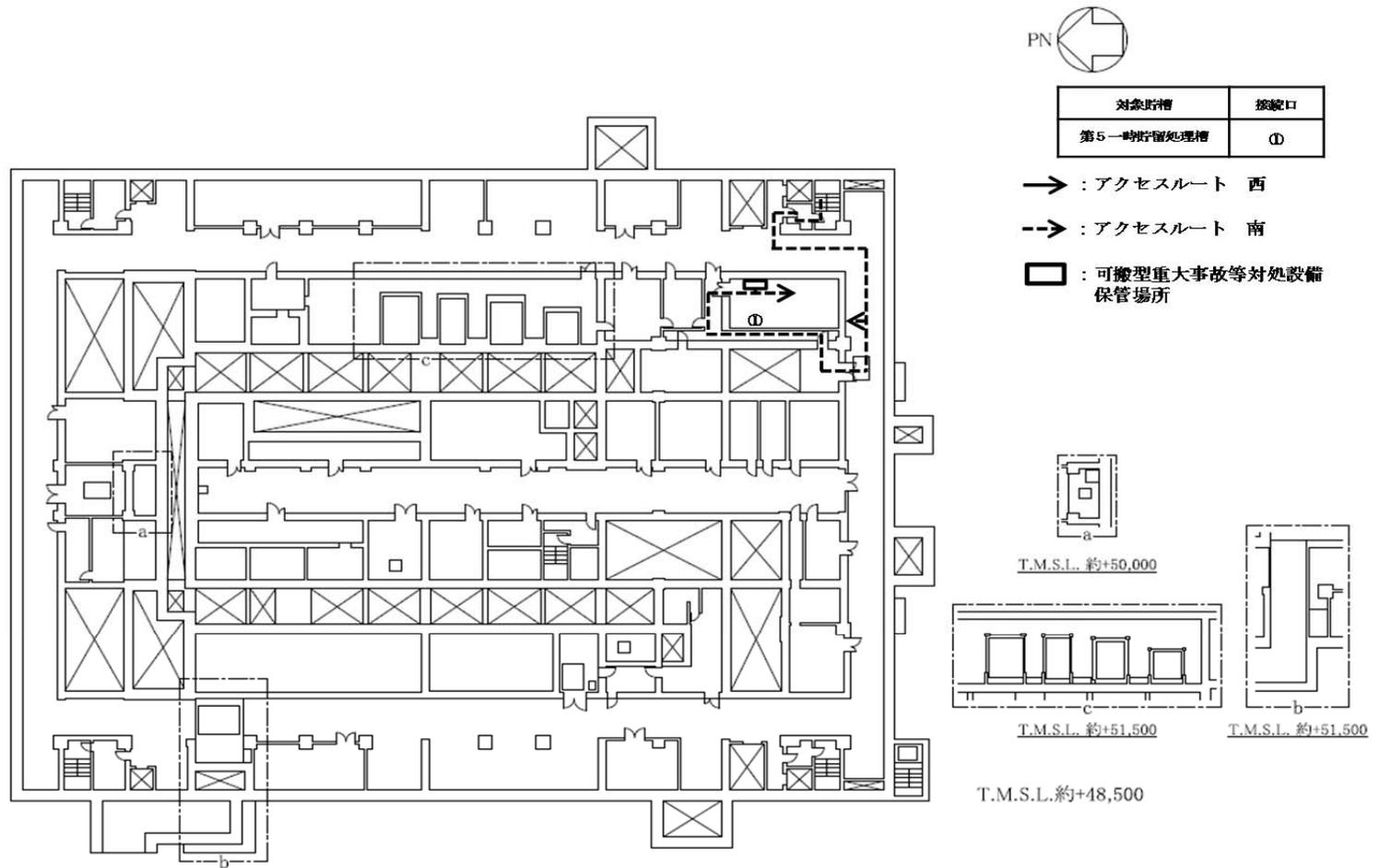
(放射線分解水素の掃気) (ハル洗浄槽)

補-6-11-29

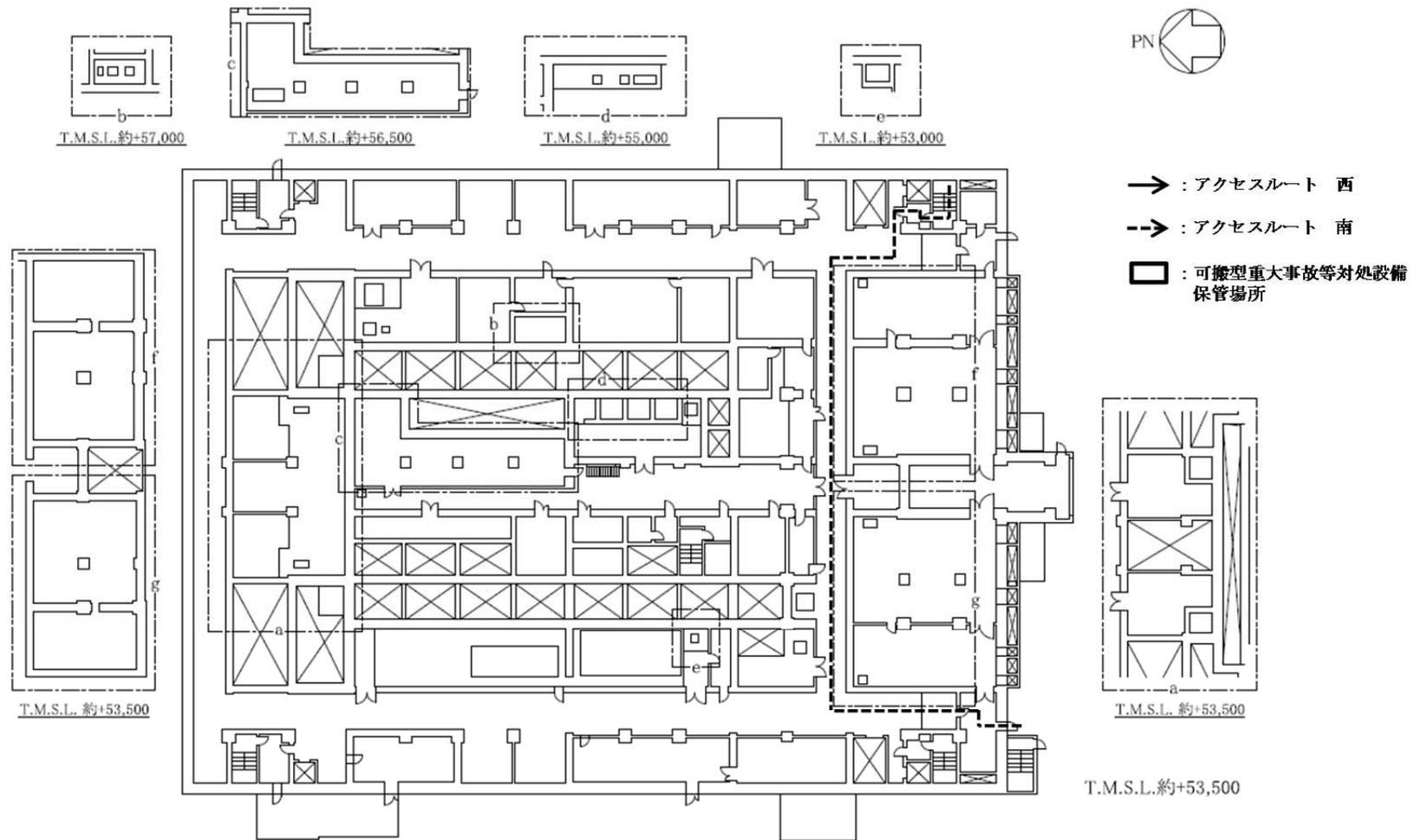


前処理建屋 臨界事故の拡大防止のための措置の敷設ルート (地上3階)

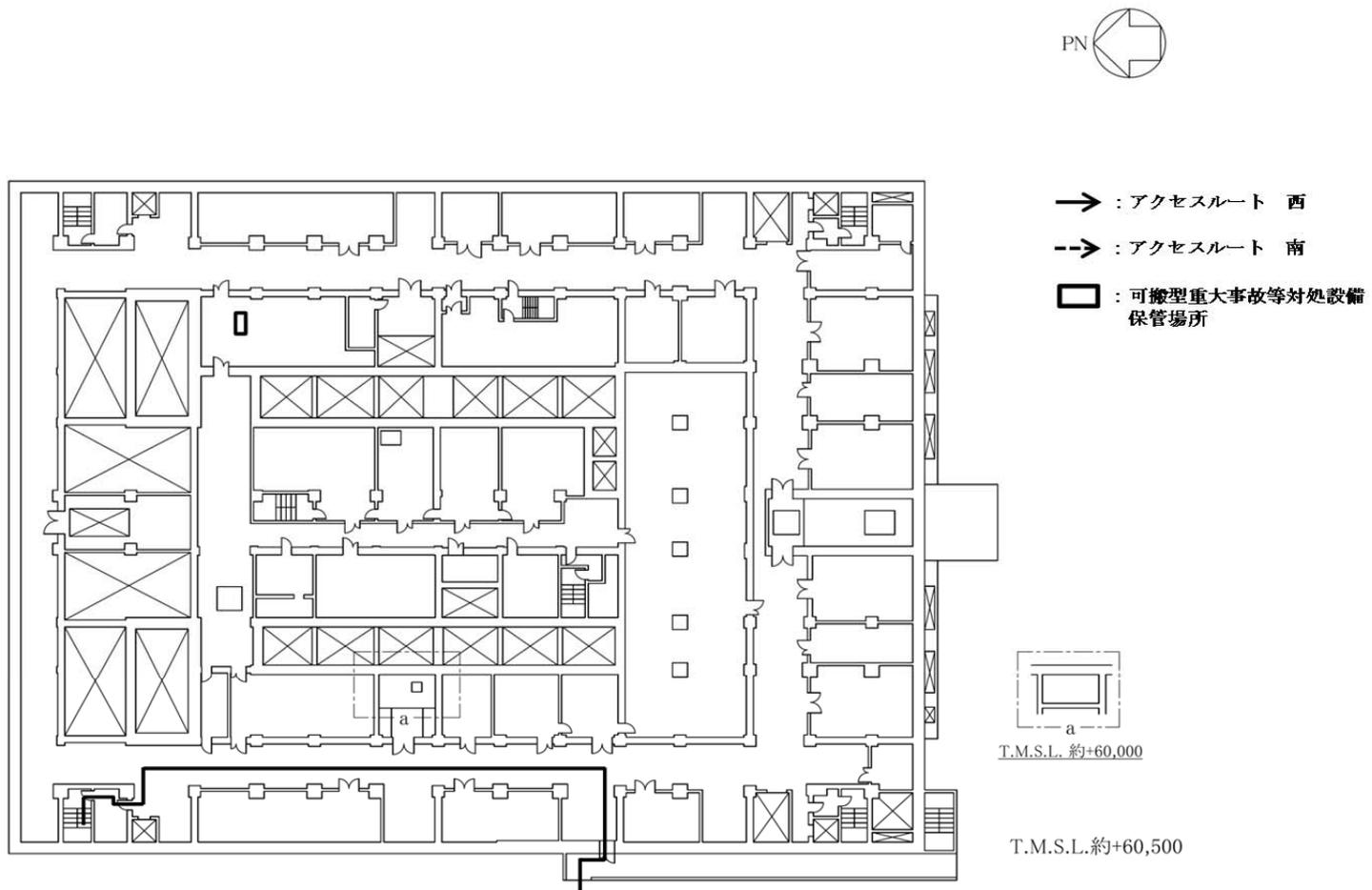
(放射線分解水素の掃気) (エンドピース酸洗浄槽)



精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地下1階）  
 （放射線分解水素の掃気）（第5一時貯留処理槽）

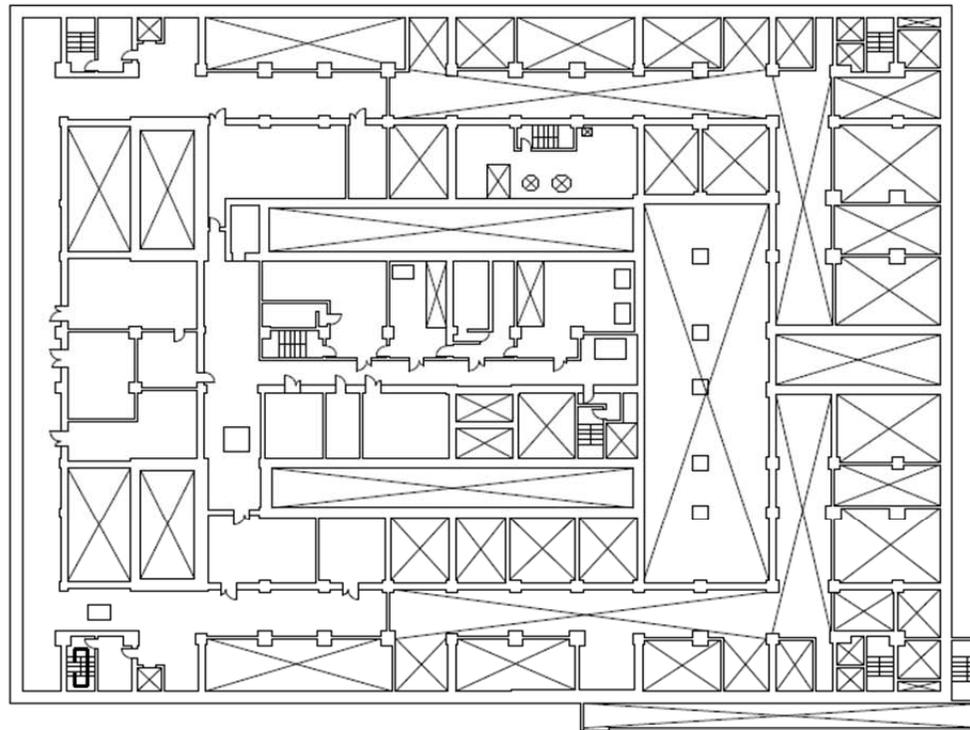


精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート (地上1階)  
 (放射線分解水素の掃気) (第5一時貯留処理槽)



精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地上2階）  
 （放射線分解水素の掃気）（第5一時貯留処理槽）

補-6-11-33

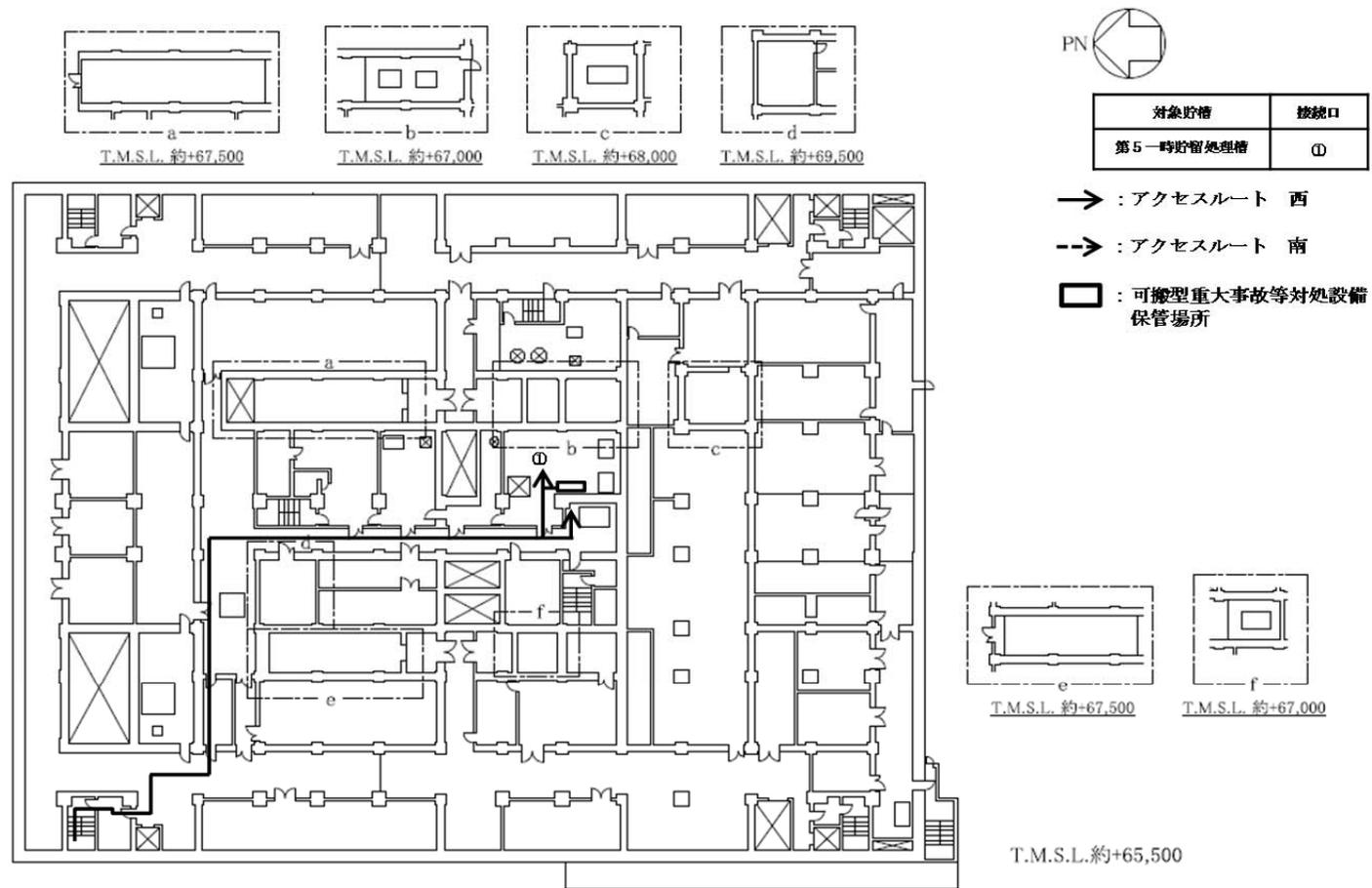


- : アクセスルート 西
- > : アクセスルート 南
- : 可搬型重大事故等対処設備  
保管場所

T.M.S.L.約+64,000

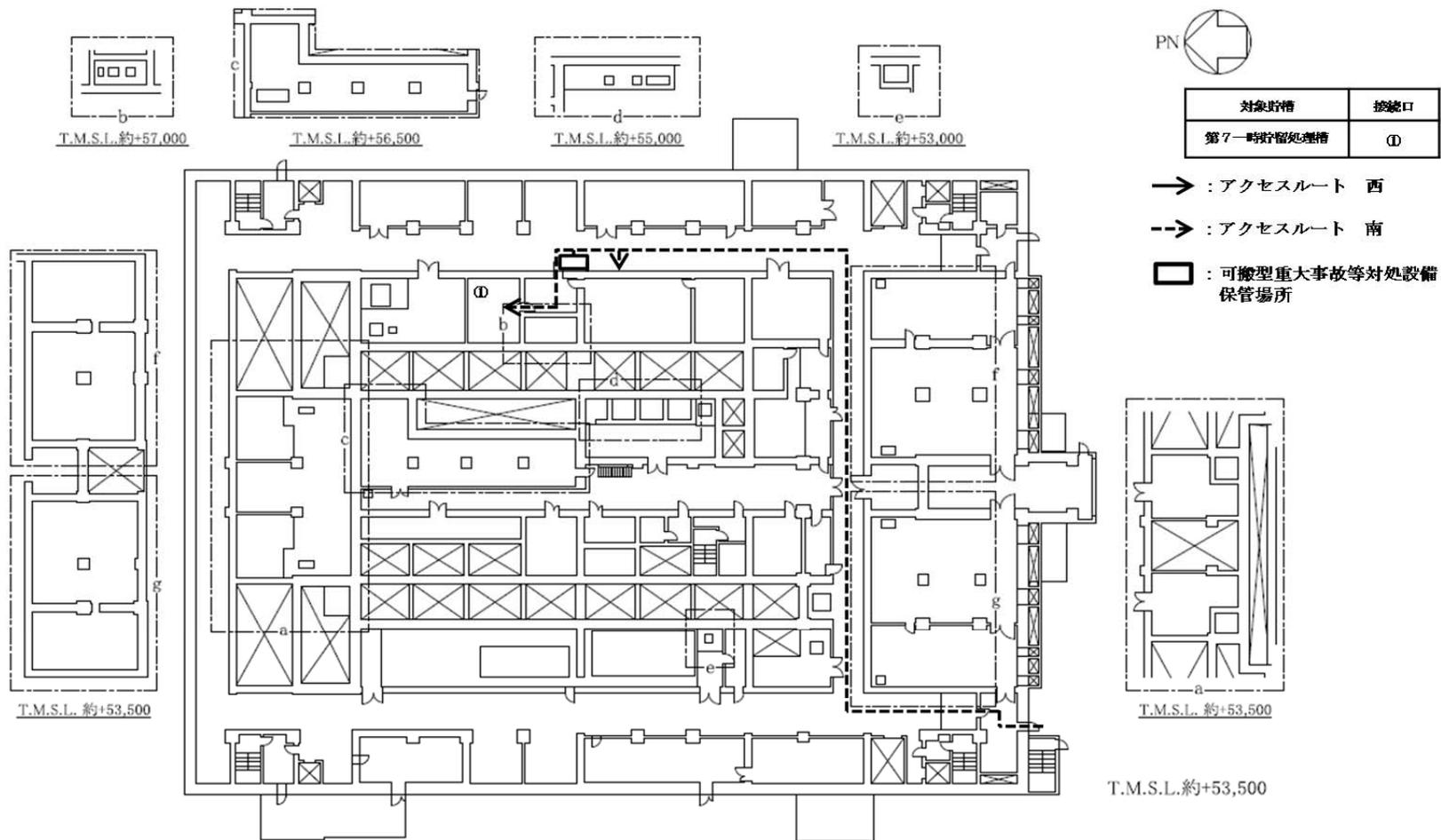
精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地上3階）  
（放射線分解水素の掃気）（第5一時貯留処理槽）

補-6-11-34

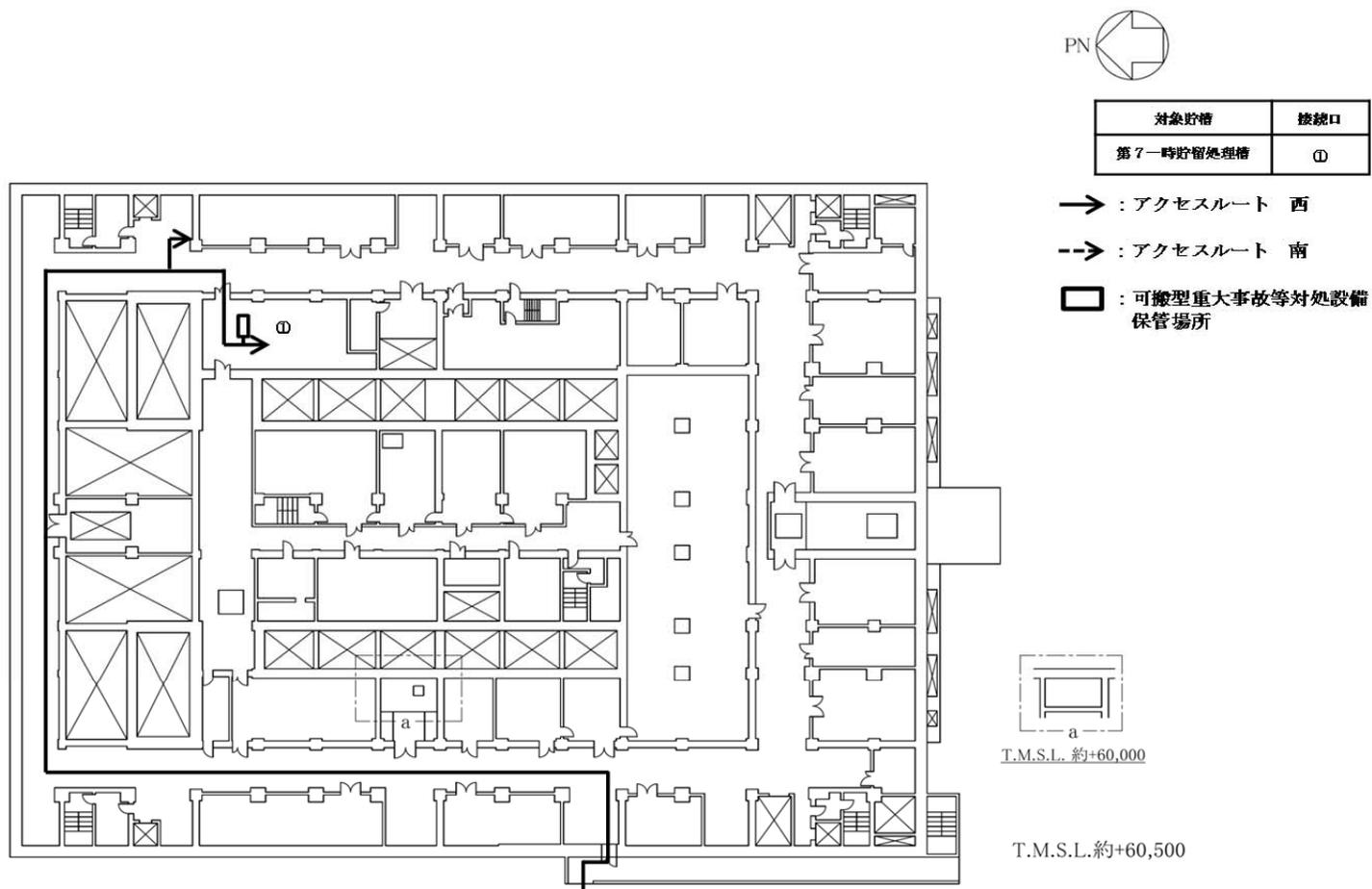


精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地上4階）  
 （放射線分解水素の掃気）（第5一時貯留処理槽）

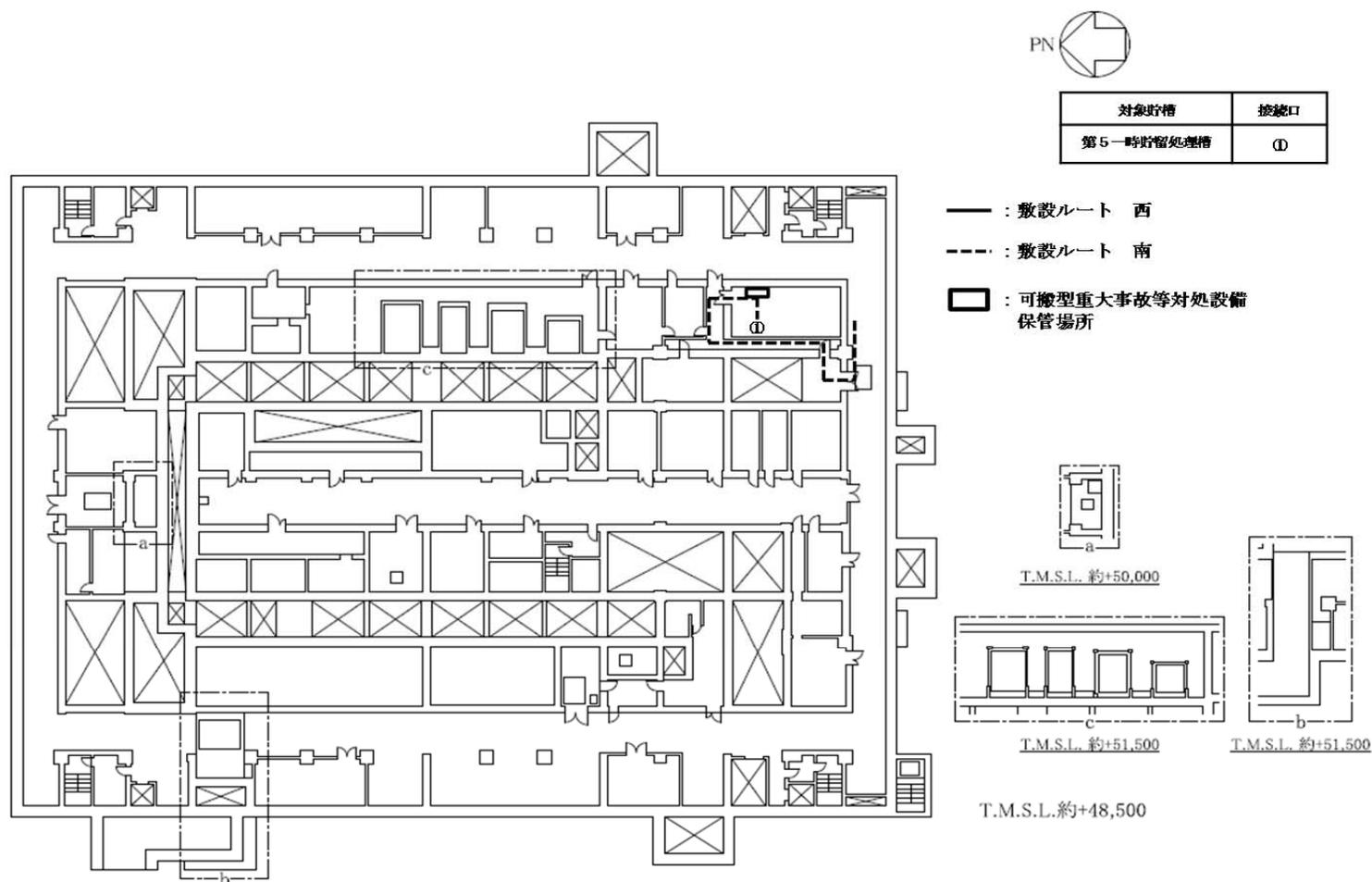
補-6-11-35



精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート (地上1階)  
(放射線分解水素の掃気) (第7一時貯留処理槽)

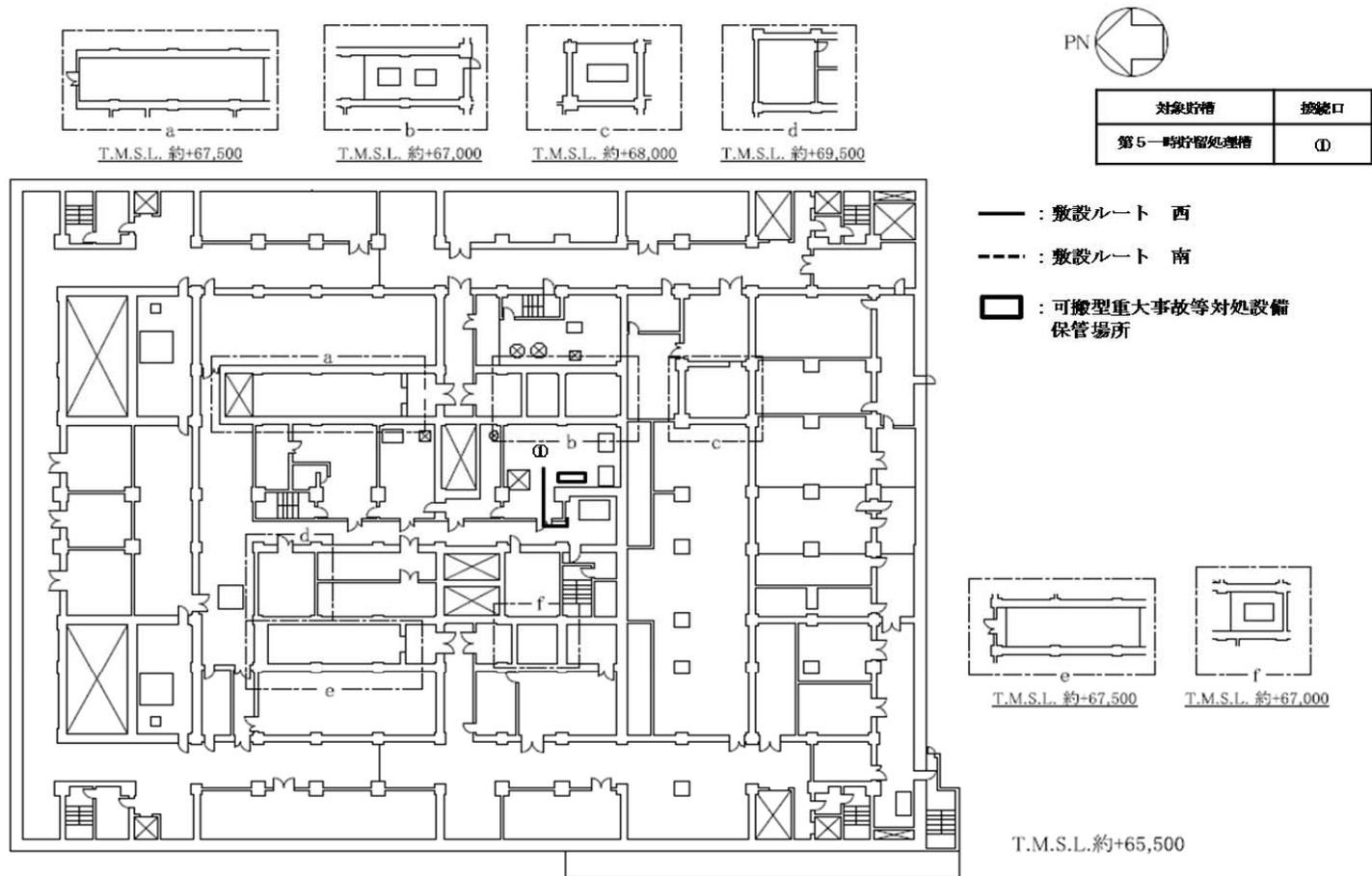


精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置のアクセスルート（地上2階）  
（放射線分解水素の掃気）（第7一時貯留処理槽）



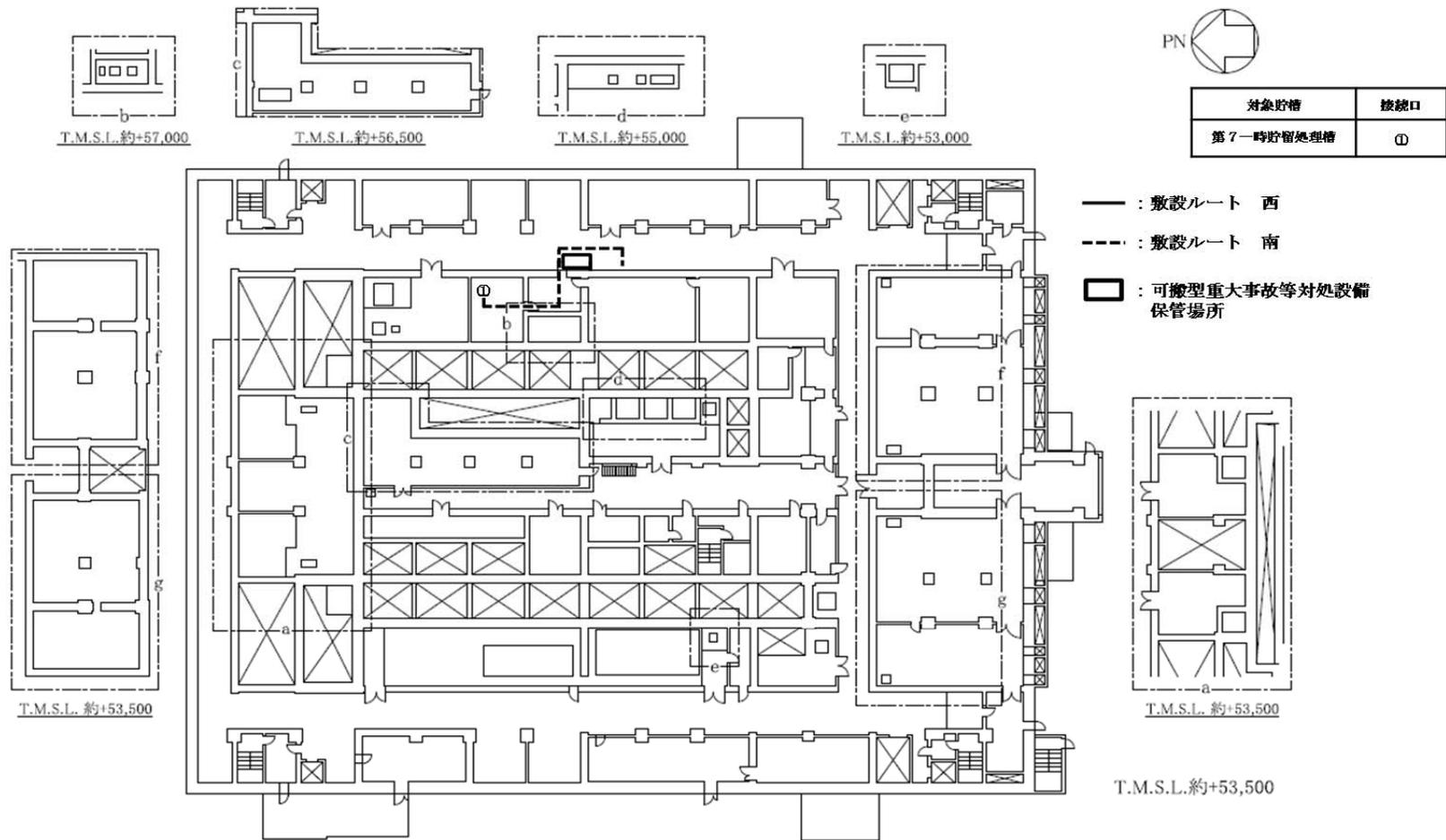
精制建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置の敷設ルート (地下1階)  
 (放射線分解水素の掃気) (第5一時貯留処理槽)

補-6-11-38



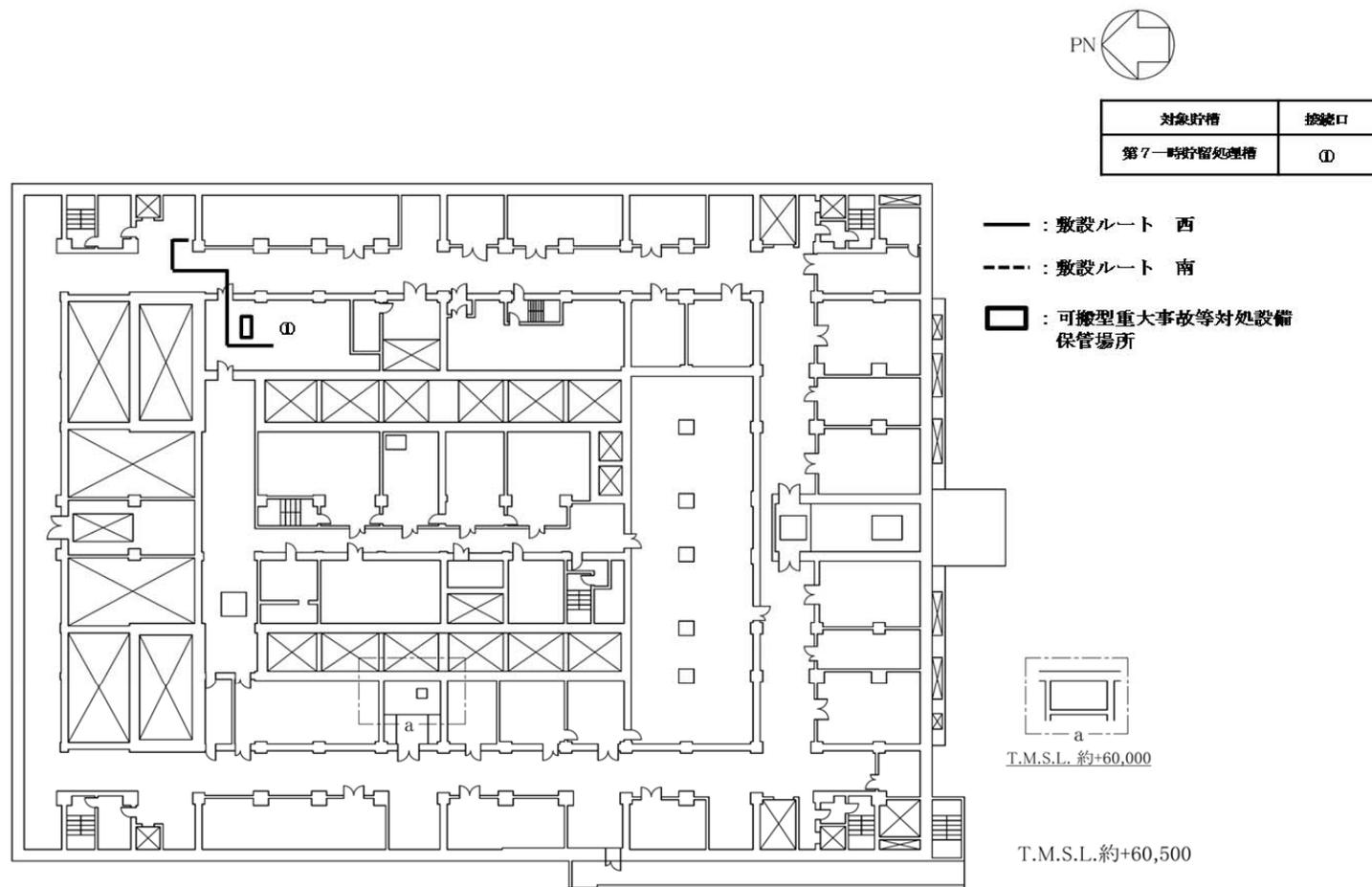
精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置の敷設ルート（地上4階）  
 （放射線分解水素の掃気）（第5一時貯留処理槽）

補-6-11-39



精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置の敷設ルート（地上1階）  
 （放射線分解水素の掃気）（第7一時貯留処理槽）

補-6-11-40



精製建屋 臨界事故の拡大の防止のための措置の敷設ルート（地上2階）  
 （放射線分解水素の掃気）（第7一時貯留処理槽）

補-6-11-41