

【公開版】

令和2年3月13日 R15

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

6.1.1.1 可溶性中性子吸收材の自動供給

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

6.1.1.3 貯留設備による放射性物質の貯留

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

6.1.2.2 有効性評価の結果

6.1.2.3 同時発生又は連鎖

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機器においては、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。

臨界事故の発生を想定する機器、臨界事故の発生を想定する機器を収納するセル及びセルを取り囲む建屋は、それぞれせん断処理・溶解廃ガス処理設備又は塔槽類廃ガス処理設備、建屋換気設備のセルからの排気系、セル等以外の建屋内の気体を排気する建屋換気設備により換気され、臨界事故の発生を想定する建屋、セル、機器の順に圧力が低くなるように設計されている。

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気体状の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、大気中への放射性物質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、核分裂反応により放出されるエネルギーによって、溶液の温度が上昇し蒸気が発生すること及び臨界に伴う溶液の放射線による分解等により水素が発生することで、液相中の気泡が液面で消失する際に発生

する飛まつが放射性エアロゾルとして蒸気とともに気相中に移行し、大気中へ放出される放射性物質の量が増加する。

さらに、溶液の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、溶液を取り扱う機器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まつの発生により放射性エアロゾルが気相中に移行するため、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中に移行する放射性物質の量が増加する。

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、臨界事故の全核分裂数を、過去に発生した臨界事故⁽³⁾、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⁽⁴⁾を踏まえ 10^{20} fissionとした場合には、機器内において溶液が乾燥し固化する可能性があり、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生じ、大気中への放射性物質の放出量が増加する。

臨界事故は2建屋8機器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、放射性希ガス及び放射性よう素が気相中に移行する。また、溶液の沸騰及び放射線分解水素の発生により、飛まつが生成することで放射性物質の気相中への移行量が増加する。臨界が継続した場合には機器内において溶液が乾燥し固化する可能性があり、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、大気中への放射性物質の放出量が増加する可能性がある。この際の水素濃度は、放射性物質の放出の観点で爆轟を生じさせないこと、再処理施設内における爆燃から爆轟へ遷移に関する知見が少ないと、排気系統が爆燃から爆轟へ遷移を発生しやすい形状であることを踏まえ、ドライ換算 8 v o 1 %未満に抑えるということが重要である。

以上を考慮し、臨界事故の拡大防止対策として、可溶性中性子吸收材を自動供給することで、速やかに未臨界に移行し、未臨界を維持するための対策を整備する。

また、臨界事故により発生する放射線分解水素を掃気し、臨界事故が発生した機器内の水素濃度がドライ換算 8 v o 1 %に至ることを防止するため、臨界事故が発生した機器に接続する配管から空気を供給する対策を整備する。

さらに、臨界事故により気相中に移行した放射性物質の大気中への放出量を低減するため、直ちに自動で臨界事故が発生した機器に接続されるせん断処理・溶解廃ガス処理設備又は精製建屋塔槽類廃ガス処理設備

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。）の流路を遮断し、放射性物質を含む気体を貯留する対策を整備する。

臨界事故の発生を想定する機器を第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

内的事象の「動的機器の多重故障」の組み合わせにより、臨界事故が発生した場合、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收材供給系を用いて自動で可溶性中性子吸收材を供給することで、速やかに未臨界に移行する。臨界事故が発生した機器への更なる核燃料物質の供給を防止するため、臨界事故が発生した機器を収納する建屋に応じて固体状又は液体状の核燃料物質の移送を停止することで未臨界を維持する。

【補足説明資料 6-2】

臨界事故が発生した機器に、その他再処理設備の附属施設の圧縮空気設備の一般圧縮空気系（以下6. では「一般圧縮空気系」という。）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 l % 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、直ちに自動で廃ガス処理設備の流路を遮断するとともに、臨界事故が発生した機器から貯留設備の廃ガス貯留槽（以下6. では「廃ガス貯留槽」という。）への流路を確立し、空気圧縮機を用いて廃ガス貯留槽に放射性物質を含む気体を導出する。

廃ガス貯留槽への放射性物質を含む気体の導出完了後、機器内に残留

している放射性物質を、高い除染能力を有する廃ガス処理設備から主排気筒を介して、大気中へ放出する。その場合でも廃ガス貯留槽前に設けられた逆止弁により、廃ガス貯留槽内の放射性物質を含む気体が逆流することはない。

その後、貯留設備の隔離弁を閉止し、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、臨界事故によって気相中に移行した放射性物質の大気中への放出が止まり、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 l %）未満となる状態とし、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状態とする。

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な内容

6.1.1.1 可溶性中性子吸收材の自動供給

核分裂反応に伴って放出されるガンマ線による線量当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、臨界事故の発生を判定する。臨界事故が発生したと判定した場合、重大事故時可溶性中性子吸收材供給系により直ちに自動で臨界事故が発生している機器に、可溶性中性子吸收材を重力流で供給する。可溶性中性子吸收材は、臨界事故の発生を判定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、臨界事故が発生した機器を収納する建屋に応じて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表に示す機器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) 可溶性中性子吸收材の自動供給の着手及び実施判断

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核分裂反応に伴って放出されるガンマ線による線量当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、臨界事故の発生を判定する。

臨界事故が発生したと判定された場合には、可溶性中性子吸收材の自

動供給の着手及び実施を判断し、以下の(3)、(4)及び(5)へ移行する。

臨界事故への対処の着手判断及び実施判断に必要な監視項目は、臨界検知用放射線検出器の論理回路からの警報である。

(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を検知し、論理回路により臨界事故が発生したと判定された場合、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た機器に、可溶性中性子吸収材を重力流で供給する。

(3) 可溶性中性子吸収材の供給開始の確認

可溶性中性子吸収材の供給が開始されたことを、中央制御室において、重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁が開となったことにより確認する。

可溶性中性子吸収材の供給開始の確認に必要な監視項目は、重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁の開閉表示である。

(4) 緊急停止系の操作

中央制御室からの操作により、緊急停止系を作動させ、臨界事故が発生した機器を収納する建屋に応じて固体状又は液体状の核燃料物質の移送を停止する。

緊急停止操作の成否判断に必要な監視項目は、緊急停止操作スイッチの状態表示ランプである。

(5) 未臨界移行の成否判断及び未臨界維持の確認

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、計装設備として配備する中性子線用サーベイメータ及びガンマ線用サーベイメータにより臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の線量当量率を計測し、線量当量率が平常運転時程度まで低下したことにより、臨界事故が発生した機器の未臨界への移行の成否を判断し、未臨界が維持されていることを確認する。

未臨界移行の成否判断及び未臨界維持の確認には、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。

未臨界移行の成否判断及び未臨界維持の確認に必要な監視項目は、臨界事故が発生した機器周辺の中性子線及びガンマ線の線量率である。

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

臨界事故により発生する放射線分解水素を掃気し、機器の気相部における水素濃度がドライ換算 8 v o l % に至ることを防止するため、可搬型建屋内ホースを用いて一般圧縮空気系と臨界事故が発生した機器を接続することで空気を供給する。

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 6.1.1-5 図及び第 6.1.1-6 図に示す。

- (1) 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気の着手及び実施の判断

「6. 1. 1. 1(1) 可溶性中性子吸収材の自動供給の着手及び実施判断」と同様である。

臨界事故が発生したと判定された場合には、臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気の着手及び実施を判断し、以下の(2)へ移行する。

(2) 一般圧縮空気系からの空気の供給

臨界事故が発生した機器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機器に空気を供給する。

(3) 一般圧縮空気系からの空気の供給の成否判断

計装設備として配備する可搬型貯槽掃気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し、成否を判断する。

一般圧縮空気系からの空気の供給の成否判断に必要な監視項目は、一般圧縮空気系から供給される空気の流量である。

6. 1. 1. 3 貯留設備による放射性物質の貯留

臨界事故により気相中に移行した放射性物質の大気中への放出量を低減するため、廃ガス貯留槽に放射性物質を含む気体を導出する。そのため、直ちに自動で貯留設備の隔離弁を開とするとともに貯留設備の空気圧縮機を自動で起動し廃ガス貯留槽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、自動で廃ガス処理設備の隔離弁を閉止する。精製建屋にあっては廃ガス処理設備の隔離弁の閉止に加え、自動で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）

ム系) の排風機を停止する。

放射性物質を含む気体を廃ガス貯留槽に導出完了後、廃ガス処理設備を再起動し、高い除去能力が期待できる平常運転時の放出経路に復旧する。

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6.1.1-9図及び第6.1.1-10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6.1.1-5図及び第6.1.1-6図に示す。

(1) 貯留設備による放射性物質の貯留の着手及び実施の判断

「6.1.1.1(1) 可溶性中性子吸収材の自動供給の着手及び実施判断」
と同様である。

臨界事故が発生したと判定された場合には、貯留設備による放射性物質の貯留の着手及び実施を判断し、以下の(3)へ移行する。

(2) 廃ガス貯留槽への導出

臨界事故が発生したと判定された場合、貯留設備の隔離弁を自動で開きとともに貯留設備の空気圧縮機を自動で起動し廃ガス貯留槽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、自動で廃ガス処理設備の隔離弁を閉止する。精製建屋にあっては隔離弁の閉止に加え、自動で精製建屋塔槽類廃ガス処理設備塔槽類廃ガス処理系
(プルトニウム系) の排風機を停止する。

(3) 廃ガス貯留槽への導出開始の確認

廃ガス貯留槽への放射性物質を含む気体の導出開始後、貯留設備の圧力計の指示値の上昇、貯留設備の放射線モニタの指示値の上昇及び貯留設備の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、溶解槽又は精製建屋廃ガス処理設備廃ガス処理系（プルトニウム系）の圧力計により、廃ガス処理設備の系統内の圧力が水封部の水頭圧に相当する圧力範囲内に維持され、貯留設備による圧力の制御が機能していることを確認する。

廃ガス貯留槽への導出開始の確認に必要な監視項目は、廃ガス貯留槽内の圧力、貯留設備の放射線レベル、貯留設備への空気の流量及び廃ガス処理設備の系統内の圧力である。

(4) 廃ガス処理設備による換気再開の実施判断

可溶性中性子吸収材の自動供給により、臨界事故が発生した機器が未臨界に移行したことを、臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の線量当量率の低下により確認したうえで、廃ガス貯留槽内の圧力が規定の圧力（0.7MPa）に達した場合に、貯留設備への導出を完了することとし、廃ガス処理設備による換気再開の実施を判断し、以下の(5)へ移行する。

貯留設備への導出完了後、廃ガス処理設備による換気再開の実施判断において必要な監視項目は、廃ガス貯留槽内の圧力である。

(5) 廃ガス処理設備による換気再開

廃ガス処理設備による換気再開の実施判断後、中央制御室において臨界事故が発生した機器が接続される廃ガス処理設備の弁の開操作を行

い、廃ガス処理設備の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、大気中へ放送出する。

廃ガス処理設備の再起動後、貯留設備の隔離弁を閉止し、空気圧縮機を停止する。

(6) 廃ガス処理設備による換気再開の成否判断

廃ガス処理設備による換気が再開されたことを、安全系監視制御盤で確認し、成否を判断する。

廃ガス処理設備による換気の再開の成否判断において必要な監視項目は、安全系監視制御盤における廃ガス処理設備の排風機の運転表示である。

(7) 大気中への放射性物質の放出の状態監視

主排気筒の排気モニタリング設備により、主排気筒を介して大気中へ放出される放射性物質の放出状況を監視する。

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

臨界事故の発生の要因は、「3. 設計上定める条件より厳しい条件の設定及び重大事故の想定箇所の特定」で示したとおり、内的事象の「動的機器の多重故障」の組み合わせである。

臨界事故は、内的事象の「動的機器の多重故障」の組み合わせにより発生するものであり、また、ある機器の臨界事故の発生要因が、ほかの機器の臨界事故の発生要因とならないことから、複数の機器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機器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機器によらず、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、臨界事故の発生の要因が内的事象であり、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火災による影響を受けることはない。

そのため、以下の a. から c. に示す各項目において最も厳しい結果を与える機器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 . 可溶性中性子吸收材の自動供給

未臨界に移行するために必要な可溶性中性子吸收材の量が最大と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。

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機器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

プルトニウムの濃度が最も高く、気相部の体積が大きいため機器内に残留する割合が大きくなり、大気中への放射性物質の放出量が最大となる機器である精製建屋の第7一時貯留処理槽を代表とする。

(3) 有効性評価の考え方

可溶性中性子吸收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收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收材供給系からの可溶性中性子吸收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 - IV 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機器内の核燃料物質量、核燃料物質濃度、核燃料物質の形状、機器の形状、減速条件、反射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、可溶性中性子吸收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、気相部の水素濃度がドライ換算 8 v o 1 %に至らず、可溶性中性子吸收材の供給後に低下傾向に至ることを確認するため、臨界事故発生後の水素濃度の推移を評価する。水素濃度の推移の評価に当たっては、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等を用いる。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、解析コードは用いず、簡便な計算に基づき評価する。

貯留設備による放射性物質の貯留に係る有効性評価では、大気中への放射性物質の放出量を算出し、これをセシウム-137換算した値（以下6.では「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。

この評価においては、可溶性中性子吸收材の自動供給により未臨界へ移行し、また、廃ガス貯留槽への放射性物質を含む気体の導出が完了し、廃ガス貯留槽において放射性物質を貯留している状況下において、臨界事故が発生した機器内に残留している放射性物質が、廃ガス処理設備による換気の再開に伴って大気中へ放出されることを想定する。また、機器に内包する溶液の放射性物質量、臨界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により期待される放出低減効果等を考慮する。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、解析コードは用いず、簡便な計算に基づき評価する。

(4) 有効性評価の評価単位

「(1) 代表事例」で示したとおり、臨界事故は、内的事象の「動的機器の多重故障」の組み合わせにより発生するものであり、また、ある機器の臨界事故の発生要因が、ほかの機器の臨界事故の発生要因とならぬことから、複数の機器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機器を代表として選定し、有効性評価の評価単位は、臨界事故の発生を想定する機器とする。

(5) 機能喪失の条件

エンドピース酸洗浄槽における臨界事故では、臨界事故の発生の要因となる異常の発生防止に係る安全機能及び異常の進展防止に係る安全機能の喪失により、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することによって臨界事故が発生することを想定する。

精製建屋の第7一時貯留処理槽における臨界事故は、プルトニウム濃度の確認等における人為的な過失の重畠により、未臨界濃度を超えるプルトニウムを含む溶液を移送することによって臨界事故が発生することを想定する。

臨界事故は、外的事象では発生せず、また長時間の全交流動力電源の

喪失を想定しても発生しない。さらに、臨界事故の発生の要因となる異常の発生防止に係る安全機能及び異常の進展防止に係る安全機能の喪失は共通要因によっても発生しない。

臨界事故において安全機能の喪失を想定する機器を第6.1.2-1表に示す。

(6) 機器の条件

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

a. 臨界事故が発生した機器内に存在する核燃料物質の状態

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、核種及び減速条件は、臨界事故を想定する機器の運転状態により変動し得るが、それらの変動を包含し、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条件を示すとともに、臨界事故の発生を想定する機器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使用済燃料の条件を包含する条件として初期濃縮度 5.0 wt % 及び燃焼度 $0 \text{ MWd} / t \cdot U_{Pr}$ とする。

ii. エンドピース酸洗浄槽へ装荷する燃料せん断片の質量を包含する条件として燃料せん断片装荷量を約 550 kg · UO_2 とする。

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

iv. 供給する可溶性中性子吸収材は硝酸ガドリニウムであり、1 L当たりガドリニウム150 g を含む溶液28 Lを供給する。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 g · G d となる。

v. 臨界事故の発生の要因である、せん断処理設備の計測制御系（せん断刃位置）、エンドピースせん断位置異常によるせん断停止回路及びエンドピース酸洗浄槽洗浄液密度高によるせん断停止回路については機能しないものとする。

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 g · G d / L の硝酸ガドリニウム溶液を内包し、臨界事故が発生した機器へ自動で可溶性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、必要な量の可溶性中性子吸収材を供給できる設計とすることから、以下の量の中性子吸収材が供給される。

前処理建屋 エンドピース酸洗浄槽 4,200 g · 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分で必要な量の可溶性中性子吸収材を供給できる設計としている。

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。

d. 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気に係る評価に使用する機器の条件

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、放射線分解水素の発生量、気相部体積及び圧縮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、臨界事故の発生を想定する条件において、機器に内包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。

以下に、代表としたエンドピース酸洗浄槽の気相部における水素濃度の推移の算出に必要な機器の条件を示すとともに、臨界による水素発生G値、機器内の気相部体積、溶液量、溶液由来の放射線分解水素に係るG値等の主要な評価条件を第6.1.2-4表から第6.1.2-6表に示す。

【補足説明資料6-8】

(a) 過去に発生した臨界事故等の規模を踏まえ、臨界状態を継続させた場合の全核分裂数を 1×10^{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を 10^{18} f i s s i o n s、核分裂が継続的に発生する期間における核分裂率を 1×10^{15} f i s s i o n s / s と設定する。

(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、 2.1m^3 とする。

(c) エンドピース酸洗浄槽に内包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、その一部分が溶解している

として、再処理する使用済み燃料の冷却期間を15年とし、これを基に算出される放射性物質の核種組成を基準に、溶解槽が内包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 m^3 とする。
- (e) 臨界による水素発生G値は、臨界事故の体系における水素発生に係るG値として報告されている数値のうち、最大の数値である 1.8 とする。
- (f) エンドピース酸洗浄槽に内包する溶液の硝酸濃度及び溶液由来の放射線分解水素に係るG値は、臨界事故が発生している状況下において想定するエンドピース酸洗浄槽内の硝酸濃度が3規定であることを踏まえ、 α 線にあっては0.11、 β 線にあっては0.042とする。
- (g) 圧縮空気流量については、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流量として、 $0.2\text{ m}^3/\text{h}$ とし、臨界事故の対処に移行した後には一般圧縮空気系から約 $6\text{ m}^3/\text{h}$ の流量で空気を追加供給する。

e . 一般圧縮空気系

一般圧縮空気系は、臨界事故の発生を想定する機器に対して、平常運転時に供給される圧縮空気流量に加え、臨界事故の対処において約 $6\text{ m}^3/\text{h}$ で空気を供給できる。

f . 電源設備

電源設備は、1系列当たり精製建屋で最小約 110kV A 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。

前処理建屋の臨界事故に対処するための設備 約40 k V A

精製建屋の臨界事故に対処するための設備 約40 k V A

(7) 操作の条件

可溶性中性子吸收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、可溶性中性子吸收材供給後に実施する、セル周辺の線量当量率の計測である。

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分で操作を完了する。

セル周辺の線量当量率の計測による未臨界移行の成否判断及び未臨界維持の確認は臨界事故の検知から20分後には開始し、45分後までに完了する。

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、臨界事故が発生した機器を収納する建屋内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分後に臨界事故が発生した機器を収納する建屋内で準備作業を開始し、40分後から水素掃気用空気の供給を開始する。この供給は、放射性物質を含む気体の導出完了まで継続する。

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廃ガス貯留槽へ導出した後に、臨界事故が発生した機器からの排気経路を、貯留設備から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あり、廃ガス貯留槽への放射性

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を3分で完了し、その後、貯留設備の空気圧縮機を停止する操作を、廃ガス処理設備の起動操作後、5分で完了する。

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図及び第6.1.1-6図に示す。

【補足説明資料 6-7】

(8) 放出量評価に関する事故の条件、機器の条件及び操作の条件の具体的な展開

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、直ちに自動で廃ガス処理設備から廃ガス貯留槽への流路が確立され、臨界事故により発生する放射性物質を含む気体が廃ガス貯留槽に導出される。

臨界事故において気相中に移行した放射性物質は、機器に供給される空気及び臨界事故に伴う溶液の沸騰で発生した蒸気により廃ガス貯留槽に導かれ、廃ガス貯留槽で貯留されるため、廃ガス貯留槽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。

廃ガス貯留槽内の圧力が既定の圧力に達した場合には、廃ガス貯留槽への放射性物質を含む気体の導出を完了し、廃ガス貯留槽への流路から平常運転時の廃ガス処理設備への流路に切り替える。

この場合でも、廃ガス貯留槽の入口に設けた逆止弁により、廃ガス処理設備の排風機を再起動した場合でも廃ガス貯留槽内の放射性物質を含む気体は廃ガス処理設備に逆流しない。

廃ガス処理設備からの排気経路の切替え以降は、機器の気相部に残留

している放射性エアロゾルが廃ガス処理設備において除染されたうえで大気中へ放出される。

貯留設備の廃ガス貯留槽は、臨界事故の検知を起点として1時間にわたりて放射性物質を含む気体を貯留できる容量として約 11m^3 を有する。

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機器に内包する放射性物質量に対して、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除染係数の逆数を乗じて算出する。

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、大気中への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、I A E A - T E C D O C - 1162⁽⁶⁾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⁽⁶⁾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^{(6) (7)}を乗じて算出する。

放射性希ガス及び放射性よう素については、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換算の放射性物質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大気中への放射

性物質の放出量評価の評価条件を示すとともに、臨界事故が発生した機器に内包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機器に内包する放射性物質量

臨界事故が発生した機器に内包する放射性物質量は、臨界事故の発生を想定する機器に内包する溶液中の放射性物質量を設定する。

なお、臨界事故により発生し、溶液中に残留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する。

臨界事故の発生を想定する機器に内包する溶液中の放射性物質の濃度は、1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度 $45,000 \text{MW d} / \text{t} \cdot U_{Pr}$ 、照射前燃料濃縮度 4.5w t \% 、比出力 $38 \text{MW} / \text{t} \cdot U_{Pr}$ 、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である精製建屋の第3一時貯留処理槽の平常運転時の最大値とし、崩壊熱密度の設定と同様に、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年とした際の放射性物質濃度とする。

b. 臨界事故により影響を受ける割合

臨界事故により影響を受ける割合は、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、機器に内包する溶液量に対する蒸発する溶液量の割合とする。

核分裂反応で発生する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、「(6) 機器の条件」において設定した、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} fission 及び核分裂が継続的に発生する期間における核分裂率 $1 \times 10^{15} \text{ fission}$

$n \text{ s} / \text{s}$ に可溶性中性子吸收材の自動供給の完了時間を感じた核分裂数の合計とし、全核分裂数を $1.6 \times 10^{18} \text{ fission s}$ 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. 核分裂反応の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中に移行する割合

核分裂反応の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中に移行する割合は、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 核分裂反応のエネルギーによる蒸発量に相当する液体積
中の保有量の 0.05%

d. 大気中への放出経路における除染係数

大気中への放出経路における除染係数は以下のとおりとする。

廃ガス貯留槽への導出が完了した後に、廃ガス処理設備を起動することで、機器内の気相部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設備塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）から主排気筒を介して、大気中へ放出される。

精製建屋塔槽類廃ガス処理設備塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の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

当たり 10^2 ⁽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 ⁽⁸⁾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蒸気が発生し、この蒸気によって機器外に放射性物質が移行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行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】

(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体系の実効増倍率が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

臨界事故時に機器内の水素濃度をドライ換算8 v o l %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、廃ガス貯留槽への導出が完了したうえで、廃ガス処理設備を再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100TBqを十分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. 可溶性中性子吸收材の自動供給

可溶性中性子吸收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、未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる。

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收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收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 $4,200 \text{ g} \cdot \text{G d}$ のガドリニウムを供給した場合の実効増倍率 ($k_{\text{eff}} + 3\sigma$) は 0.941 であり、また、重大事故時可溶性中性子吸收材供給系による中性子吸收材の供給により、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。

エンドピース酸洗浄槽その他の臨界事故の発生を想定する体系の可溶性中性子吸收材供給後の実効増倍率の計算結果を第 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。

【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、ドライ換算 8 v/o 1% 未満に維持できる。

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 v o 1 %であり、ドライ換算8 v o 1 %未満となる。

また、臨界事故の検知を起点として40分後から、一般圧縮空気系から空気を $6\text{ m}^3/\text{h}$ の流量で供給することで、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 v o 1 %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 v o 1 %未満であることから、一般圧縮空気系からの空気の供給により機器内の水素濃度をドライ換算4 v o 1 %未満にした後に一般圧縮空気系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ドライ換算4 v o 1 %に達することはない。

以上より、臨界事故時に機器内の水素濃度をドライ換算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、速やかにドライ換算4 v o 1 %を下回ることができる。

エンドピース酸洗浄槽その他の臨界事故の発生を想定する機器内の最大水素濃度及び水素濃度平衡値の計算結果を第6.1.2-9表に示す。また、一般圧縮空気系から空気を供給した場合の機器内の気相部の水素濃度の推移を第6.1.2-3図から第6.1.2-7図に示す。

c. 貯留設備による放射性物質の貯留

貯留設備への放射性物質の導出完了後に、廃ガス処理設備の再起動によって平常運転時の放出経路に復旧した状況下で機器の気相部に残留

している放射性物質が主排気筒を介して大気中へ放出される。これによる事態の収束までの大気中への放射性物質の放出量（セシウムー137換算）は、100 T B q を十分に下回る。

評価結果のうち、大気中への放射性物質の放出量（セシウムー137換算）が最大となる機器である第7一時貯留処理槽においては約 8×10^{-7} T B q となる。

また、臨界事故で発生した放射性物質については、貯留設備により、可能な限り大気中へ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。

第7一時貯留処理槽その他の臨界事故の発生を想定する機器における臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量の計算結果を第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。

放射性物質が大気中へ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

J A C S コードシステムは臨界実験データの実効増倍率について、核データライブラリ等に起因して評価結果にばらつきを有する傾向にあることから、未臨界に移行したことの判断基準については、評価結果にばらつきがあることを踏まえ、体系の実効増倍率が0.95以下となることとしている。

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が確保された状態であり、

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た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接与える影響はない。

b. 事象、事故の条件及び機器の条件の不確かさの影響

臨界事故の拡大防止対策は、臨界事故の発生を検知した場合に速やかに開始するものであり、また、臨界事故の発生状況によらず、同一の対策を実施する。そのため、事象、事故条件及び機器条件の不確かさを考慮しても、操作内容に変更は生じない。

以下に各対策の評価結果への不確かさの影響を述べる。

(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設定しているため、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判定してから1分以内に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、当該機器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体系の実効増倍率が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変わりはない。

(b) 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気

一般圧縮空気系からの水素掃気のための空気の供給により、溶液がかくはん状態となり、溶液中から機器の気相部への水素の移行量が増加することで、溶液由来の放射線分解水素に係る見かけ上の水素発生に係るG値が上昇する可能性が考えられるが、一般圧縮空気系からの圧縮空気流量は水素濃度をドライ換算4 v o l %未満に希釈できるほど十分に大きいことから、判断基準を満足することに変わりはない。

また、廃ガス貯留槽への導出完了にともない、水素掃気のための空気の供給を停止することから、水素濃度平衡値がドライ換算4 v o l %を下回ることに変わりはない。

【補足説明資料6-6】

(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が、その場合でも、大気中への放射性物質の放出量がセシウム-137換算で100 T B qを十分下回り、判断基準を満足することに変わりはない。

不確かさを考慮した各パラメータの幅を以下に示す。

【補足説明資料6-6】

i. 臨界事故が発生した機器に内包する放射性物質量

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期間によっては、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。そのため、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、過去の臨界事故の知見を踏まえ⁽³⁾、有効性評価で基準としている全核分裂数の約2倍とした場合においては、大気中への放射性物質の放出量は1桁未満の上振れを有する可能性がある。

一方で、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、全核分裂数が小さくなるため、臨界事故の影響を受ける割合は小さくなる。

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を一律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。この時間は、臨界事故が発生した機器までの配管長等に依存するが、条件によっては、大気中への放射性物質の放出量は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、大気中への放射性物質の放出量は1桁程度の下振れを見込める可能性がある。

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、核分裂反応により発生するエネルギーは、全て溶液の蒸発に使用されるとしているが、現実的には、溶液が沸騰するまでに核分裂反応により発生するエネルギーは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、条件によつ

ては、大気中への放射性物質の放出量は1桁程度の下振れを見込める可能性がある。

iii. 核分裂反応の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中に移行する割合

核分裂反応の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、核分裂反応の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中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除染係数

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、実際には、廃ガス処理設備の凝縮器により蒸気は凝縮されるため、蒸気による高性能粒子フィルタの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、大気中への放射性物質の放出量は1桁程度の下振れを見込める。

さらに、廃ガス処理設備には洗浄塔等の機器が設置されており、洗浄塔等による放射性物質の除去に期待できる可能性がある。この効果として、大気中への放射性物質の放出量は1桁程度の下振れを見込む。

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、放出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は1桁未満の上振れとなる可能性がある。

c. 操作の条件の不確かさの影響

(a) 実施組織要員の操作

一般圧縮空気系の空気取出口と機器圧縮空気供給配管を、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、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽内の水素濃度をドライ換算 8 v o l %未満に維持できることから、判断基準を満足することに変わりはない。

排気経路の廃ガス処理設備への切替え操作については、切替え操作が想定よりも時間を要した場合においても、廃ガス貯留槽と廃ガス処理設備との間に設置する逆止弁により、廃ガス貯留槽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、切替え操作に想定よりも時間を要した場合には、廃ガス貯留槽内の圧力が空気圧縮機の吐出圧に達することで、廃ガス貯留槽への放射性物質を含む気体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（1段）により除去された上で、主排気筒を介して、大気中へ放出される。その場合の大気中への放射性物質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、その場合でも、大気中への放射性物質の放出量がセシウム-137換算で 100 T B q を十分下回り、判断基準を満足することに変わりはない。

(b) 作業環境

臨界事故が発生した場合、臨界事故が発生した機器周辺の線量率及び

臨界事故により気相中へ移行する放射性物質を内包する機器周辺の線量率が上昇するが、臨界事故への対処の操作場所はそれらの線源から離れた位置にあり、また、建屋躯体による遮蔽を考慮できるため、アクセスルート及び作業場所において、有意な作業環境の悪化はないことから、実施組織要員の操作には影響を与えない。

6.1.2.3 同時発生又は連鎖

(1) 重大事故等の事象進展、事故規模の分析

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機器に自動で可溶性中性子吸收材を供給する。

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機器に、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、気体の流路を自動で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際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次のとおりである。

a. 核燃料物質を含む溶液の状態

臨界事故は、内的事象の「動的機器の多重故障」の組み合わせにより、平常運転時は多量の核燃料物質を取り扱わない機器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機器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、自動で可溶性中性子吸收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機器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、核分裂反応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°Cである。

また、臨界事故の発生を想定する機器において、核分裂反応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23Lとなる。

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機器が平常運転時において有意な量の有機溶媒を内包することではなく、また、臨界事故の発生の要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

(a) 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、臨界事故の発生の要因との関係において、臨界事故の発生を想定する機器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。

そのため、平常運転時よりも崩壊熱が大きい状態を考慮しても、未臨界移行後は、機器内の溶液はセルへの放熱により冷却され、機器内の溶液の沸騰は継続しない。

(b) 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、また放射線分解水素等が発生した場合、機器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を含む気体の導出により、機器内及び系統内の圧力は3 kPa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、機器内及び系統内の圧力は最大でも3 kPa程度であり、平常運転時と同程度である。

(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、蒸気により多湿環境下となる。

(d) 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、機器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蒸気、水素掃気用空気等に伴い機器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よう素が蒸気、水素掃気用空気等によって機器外に移行するため、機器外の線量率は上昇する。

(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、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、臨界事故の発生の要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、未臨界への移行後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は速やかに減衰する。

臨界事故の発生を想定する機器には平常運転時において有意な量の有機溶媒を内包することではなく、また、臨界事故の発生の要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ため、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、臨界事故が発生した機器の材質の強度が有意に低下することなく、臨界事故が発生した機器が落下・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、臨界事故が発生した溶液、蒸気及び凝縮水の硝酸濃度は、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規定である。

(2) 重大事故等の同時発生

臨界事故については、「3. 設計上定める条件より厳しい条件の設定及び重大事故の想定箇所の特定」で示したとおり、内的事象の「動的機器の多重故障」の組み合わせにより、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機器ごとに異なるものの、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要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。

(3) 重大事故等の連鎖

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. 事故進展により自らの機器において連鎖して発生する重大事故の特定

(a) 蒸発乾固

「(1) 重大事故等の事象進展、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23Lの溶液が蒸発するが、臨界事故の発生を想定する機器に内包する溶液量は最小の機器でも約200L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、蒸発乾固が発生することはない。

(b) 水素爆発

「(1) 重大事故等の事象進展、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約7 v o l %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 l %であって、ドライ換算4 v o l %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。

なお、臨界事故が発生した機器と同一のセルに収納される他の機器に核分裂反応に伴う放射線が入射することで、放射線分解水素が発生することと考えられるが、その発生量は微小であり、機器内の水素濃度はドライ換算8 v o l %未満に維持され、未臨界への移行後速やかにドライ換算4 v o l %を下回る。

(c) 有機溶媒等による火災又は爆発

「(1) 重大事故等の事象進展、事故規模の分析」に記載したとおり、TBP等の錯体の急激な分解反応への連鎖については、臨界事故の発生を想定する機器には平常運転時において有意な量のTBPを含む有機溶媒を内包することなく、また、臨界事故の発生の要因との関係でTBPを含む有機溶媒を誤移送することもない。

また、有機溶媒火災への連鎖については、臨界事故の発生を想定する機器には平常運転時において有意な量の有機溶媒を内包することはなく、また、臨界事故の発生の要因との関係で有機溶媒を誤移送することもない。

さらに、臨界事故の発生を想定する機器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、有機溶媒が混入することもない。

以上より、有機溶媒等による火災又は爆発が発生することはない。

(d) 放射性物質の漏えい

機器及び機器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なく、放射性物質の漏えいが発生することはない。

b. 重大事故が発生した機器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

機器及び機器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なく、温度及び放射線以外の機器内の環境条件が、機器外へ及ぶことないことから、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機器外へ及ぶものの、温度は最大でも110°C程度であり、放射線については軀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。

機器に接続する配管を通じての機器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力は、機器内の圧力より高いため、安全圧縮空気系及び一般圧縮空気系の配管を通じて機器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機器と同一のセルに収納される臨界事故の発生を想定しない機器に対し、核分裂に伴う放射線が入射することにより機器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、機器内の水素濃度は、ドライ換算8 v o 1 %未満に維持され、未臨界への移行後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

機器に接続する廃ガス処理設備の配管を通じて、機器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、機器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く、その他の放射性物質の漏えいが発生することはない。

(c) 重大事故時可溶性中性子吸収材供給系

可溶性中性子吸収材の供給時の供給圧力は、機器内の圧力より高いため、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系の配管を通じて機器内の影響

が波及することはないことから、臨界事故により重大事故時可溶性中性子吸收材供給系が機能喪失することはなく、臨界事故への対処に影響を及ぼすことはない。

c. 分析結果

臨界事故の発生を想定する 2 建屋の 8 機器において、臨界事故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機器内の水素濃度は上昇するが、圧縮空気流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約 7 v o 1 %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、ドライ換算 4 v o 1 %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並びに大気中への放射性物質の放出量を低減することを目的として、臨界事故の発生を想定する機器への可溶性中性子吸收材の供給手段、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、臨界事故の発生の要因となる内的事象の「動的機器の多重故障」の組み合わせを条件として有効性評価を行った。

臨界事故が発生した機器への可溶性中性子吸收材の供給は、臨界事故の発生を検知した場合に直ちに自動で開始され、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收材は未臨界に移行するために必要な量に十分な安全余裕を考慮しており、確実に未臨界に移行する措置を講ずることができる。

臨界事故が発生した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、ドライ換算 8 v o l % 未満に維持できる。また、事態の安定化の時点においては、水素濃度はドライ換算 4 v o l % を下回る。

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を可能な限り低減している。放射性物質の貯留によって、事態の収束までの大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）は、臨界事故の発生を想定する機器で最大 8×10^{-7} T B q であり、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結果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、臨界事故の発生を想定する機器である2建屋の8機器を対象に実施し、上記のとおり臨界事故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、臨界事故の発生を想定す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ではなく、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。

以上より、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

臨界事故の拡大防止対策に必要な要員は 10 名であり、これに対し各建屋に係る実施組織要員は 13 名以上である。

さらに、臨界事故発生時に実施する大気中への放出状況の監視等に必要な要員は 5 名、臨界事故発生時に実施する電源の確保に必要な要員は、前処理建屋における臨界事故においては 6 名であり、精製建屋における臨界事故においては 9 名である。

これに対し、各建屋に係る実施組織要員を除く実施組織要員は、前処理建屋において臨界事故が発生した場合においては 15 名であり、精製建屋において臨界事故が発生した場合においては 27 名である。

上記の通り、実施組織要員数は、対策に必要な要員数を上回っていることから臨界事故への対応が可能である。

(2) 必要な資源の評価

「6.1.2.1(5) 機能喪失の条件」に記載したとおり、臨界事故は、内的事象の「動的機器の多重故障」の組み合わせを要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機器を未臨界に移行し、及び未臨界を維持するために必要な量を内包することとし、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貯槽において、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内包することから、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、有効性評価の機器の条件とした圧縮空気流量である、平常運転時に供給される圧縮空気流量に加え、臨界事故の対処において供給する圧縮空気流量約 $6\text{ m}^3/\text{h}$ を十分上回る供給能力を有しているため、水素濃度をドライ換算4 v o l %未満に低減できる。

上記以外の圧縮空気については、平常運転時においても継続的に重大事故等対処設備に供給されているものであり、臨界事故への対処においても平常運転時と同様に使用可能である。

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、460V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 40 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、必要な電源容量を確保できる。

精製建屋においては、460V非常用母線の最小余裕約 110 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 40 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、必要な電源容量を確保できる。

d. 冷却水

冷却水については、平常運転時においても継続的に重大事故等対処設備に供給されているものであり、臨界事故への対処においても平常運転時と同様に使用可能である。

6.3 参考文献

- (1) 尾崎誠, 金川昭. 高性能エアフィルタの苛酷時健全性試験, (I)
DOPエアロゾルの捕集性能. 日本原子力学会誌. 1985, vol. 27,
no. 7.
- (2) Science Applications International. Nuclear Fuel Cycle
Facility Accident Analysis Handbook. United States Nuclear
Regulatory Commission, 1998-03, NUREG/CR-6410.
- (3) Los Alamos NATIONAL LABORATORY. A Review of Criticality
Accidents 2000 Revision. 2000-05, LA-13638.
- (4) 日本原子力研究所. CRA/C実験データのまとめ. 1989-03,
JAERI-M 89-031.
- (5) 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.
- (6) IAEA. Generic Procedures for Assessment and Response during
a Radiological Emergency. 2000-08, IAEA-TECDOC-1162.
- (7) ICRP. Age-dependent Doses to Members of the Public from
Intake of Radionuclides : Part 5 Compilation of Ingestion and
Inhalation Dose Coefficients. Annals of the ICRP, ICRP
Publication 72. 1996, vol. 26, no. 1.
- (8) Siting of fuel Reprocessing Plants and Waste Management
Facilities, ORNL-4451, 1970

第6－1表 臨界事故の発生を想定する機器

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

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 . 可溶性中性子吸収材の自動供給の着手及び実施判断	・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核分裂反応に伴つて放出されるガンマ線による線量当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、臨界事故の発生を判定する。臨界事故が発生したと判定された場合には、可溶性中性子吸収材の自動供給の着手及び実施を判断し、以下の c . , d . 及び e . へ移行する。	—	—	・臨界検知用放射線検出器
b . 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を検知し、論理回路により臨界事故が発生したと判定された場合、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た機器に、可溶性中性子吸収材を重力流で供給する。	・臨界事故対象機器 ・重大事故時可溶性中性子吸収材供給貯槽 ・重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁 ・重大事故時可溶性中性子吸収材供給系 配管・弁	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
c.	可溶性中性子吸収材の供給開始の確認	・可溶性中性子吸収材の供給が開始されたことを、中央制御室において、重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁が開となったことにより確認する。	・監視制御盤 ・安全系監視制御盤	—	—
d.	緊急停止系の操作	・中央制御室からの操作により、緊急停止系を作動させ、固体状の核燃料物質の移送を停止する。	・緊急停止系 ・緊急停止操作スイッチ	—	—
e.	未臨界移行の成否判断及び未臨界維持の確認	・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、計装設備として配備する中性子線用サーベイメータ及びガンマ線用サーベイメータにより臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の線量当量率を計測し、線量当量率が平常運転時程度まで低下したことにより、臨界事故が発生した機器の未臨界への移行の成否を判断し、未臨界が維持されていることを確認する。	—	—	・中性子線用サーベイメータ ・ガンマ線用サーベイメータ

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收材の自動供給の手順と設備の関係

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 . 可溶性中性子吸收材の自動供給の着手及び実施判断	・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核分裂反応に伴つて放出されるガンマ線による線量当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、臨界事故の発生を判定する。 臨界事故が発生したと判定された場合には、可溶性中性子吸收材の自動供給の着手及び実施を判断し、以下のc. , d. 及びe. へ移行する。	—	—	・臨界検知用放射線検出器
b . 可溶性中性子吸收材の供給	・臨界検知用放射線検出器により臨界事故の発生を検知し、論理回路により臨界事故が発生したと判定された場合、重大事故時可溶性中性子吸收材供給系により直ちに自動で臨界事故が発生した機器に、可溶性中性子吸收材を重力流で供給する。	・臨界事故対象機器 ・重大事故時可溶性中性子吸收材供給貯槽 ・重大事故時可溶性中性子吸收材供給弁 ・重大事故時可溶性中性子吸收材供給系 配管・弁	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
c.	可溶性中性子吸収材の供給開始の確認	・可溶性中性子吸収材の供給が開始されたことを、中央制御室において、重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁が開となったことにより確認する。	・監視制御盤	—	—
d.	緊急停止系の操作	・中央制御室からの操作により、緊急停止系を作動させ、液体状の核燃料物質の移送を停止する。	・緊急停止系 ・緊急停止操作スイッチ	—	—
e.	未臨界移行の成否判断及び未臨界維持の確認	・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、計装設備として配備する中性子線用サーベイメータ及びガンマ線用サーベイメータにより臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の線量当量率を計測し、線量当量率が平常運転時程度まで低下したことにより、臨界事故が発生した機器の未臨界への移行の成否を判断し、未臨界が維持されていることを確認する。	—	—	・中性子線用サーベイメータ ・ガンマ線用サーベイメータ

第 6.1.1-3 表 前処理建屋における臨界事故の放射線分解水素の掃気の手順と設備の関係

	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.	臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気の着手及び実施の判断	・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、論理回路により臨界事故が発生したと判定された場合、臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気の着手及び実施を判断し、以下の b. へ移行する。	—	—	・臨界検知用放射線検出器
b.	一般圧縮空気系からの空気の供給	・臨界事故が発生した機器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機器に空気を供給する。	・臨界事故対象機器 ・一般圧縮空気系 ・機器圧縮空気供給配管	・可搬型建屋内ホース	—
c.	一般圧縮空気系からの空気の供給の成否判断	・計装設備として配備する可搬型貯槽掃気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し、成否を判断する。	—	—	・可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計

第 6.1.1-4 表 精製建屋における臨界事故の放射線分解水素の掃気の手順と設備の関係

	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.	臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気の着手及び実施の判断	・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、論理回路により臨界事故が発生したと判定された場合、臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気の着手及び実施を判断し、以下の b. へ移行する。	—	—	・臨界検知用放射線検出器
b.	一般圧縮空気系からの空気の供給	・臨界事故が発生した機器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機器に空気を供給する。	・臨界事故対象機器 ・一般圧縮空気系 ・機器圧縮空気供給配管	・可搬型建屋内ホース	—
c.	一般圧縮空気系からの空気の供給の成否判断	・計装設備として配備する可搬型貯槽掃気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し、成否を判断する。	—	—	・可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計

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設備の関係

	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.	貯留設備による放射性物質の貯留の着手及び実施の判断	・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、論理回路により臨界事故が発生したと判定された場合、貯留設備による放射性物質の貯留の着手及び実施を判断し、以下の c. へ移行する。	—	—	・臨界検知用放射線検出器
b.	廃ガス貯留槽への導出	・臨界事故が発生したと判定された場合、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廃ガス貯留槽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、自動で廃ガス処理設備の隔離弁を閉止する。	・隔離弁 ・廃ガス処理設備 主配管 ・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 ・貯留設備の廃ガス貯留槽 ・貯留設備 配管・弁	—	—

(つづき)

判断及び操作	手順	重大事故等対処施設			
		常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備	
c.	廃ガス貯留槽への導出開始の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・廃ガス貯留槽への放射性物質を含む気体の導出開始後、貯留設備の圧力計の指示値の上昇、貯留設備の放射線モニタの指示値の上昇及び貯留設備の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、溶解槽の圧力計により、廃ガス処理設備の系統内の圧力が水封部の水頭圧に相当する圧力範囲内に維持され、貯留設備による圧力の制御が機能していることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・監視制御盤 	<ul style="list-style-type: none"> — 	<ul style="list-style-type: none"> ・溶解槽圧力計 ・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
d.	廃ガス処理設備による換気再開の実施判断	<ul style="list-style-type: none"> ・可溶性中性子吸収材の自動供給により、臨界事故が発生した機器が未臨界に移行したことを、臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の線量当量率の低下により確認したうえで、廃ガス貯留槽内の圧力が規定の圧力（0.7MPa）に達した場合に、貯留設備への導出を完了することとし、廃ガス処理設備による換気再開の実施を判断し、以下のe.へ移行する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・監視制御盤 	<ul style="list-style-type: none"> — 	<ul style="list-style-type: none"> ・貯留設備の圧力計

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
e.	廃ガス処理設備による換気再開	<ul style="list-style-type: none"> ・廃ガス処理設備による換気再開の実施判断後、中央制御室において臨界事故が発生した機器が接続される廃ガス処理設備の弁の開操作を行い、廃ガス処理設備の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、大気中へ放出する。 廃ガス処理設備の再起動後、貯留設備の隔離弁を閉止し、空気圧縮機を停止する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・凝縮器 ・高性能粒子フィルタ ・排風機 ・隔離弁 ・廃ガス処理設備 主配管 ・貯留設備の隔離弁 ・貯留設備の空気圧縮機 ・監視制御盤 ・安全系監視制御盤 	—	—
f.	廃ガス処理設備による換気再開の成否判断	<ul style="list-style-type: none"> ・廃ガス処理設備による換気が再開されたことを、安全系監視制御盤で確認し、成否を判断する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全系監視制御盤 	—	—
g.	大気中への放射性物質の放出の状態監視	<ul style="list-style-type: none"> ・主排気筒の排気モニタリング設備により、主排気筒を介して大気中へ放出される放射性物質の放出状況を監視する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・主排気筒の排気モニタリング設備 	—	—

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設備の関係

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 . 貯留設備による放射性物質の貯留の着手及び実施の判断	・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、論理回路により臨界事故が発生したと判定された場合、貯留設備による放射性物質の貯留の着手及び実施を判断し、以下の c . へ移行する。	—	—	・臨界検知用放射線検出器
b . 廃ガス貯留槽への導出	・臨界事故が発生したと判定された場合、貯留設備の隔離弁を自動で開とするとともに貯留設備の空気圧縮機を自動で起動し廃ガス貯留槽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、自動で廃ガス処理設備の隔離弁を閉止する。 精製建屋にあっては隔離弁の閉止に加え、自動で精製建屋塔槽類廃ガス処理設備塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の排風機を停止する。	・排風機 ・隔離弁 ・廃ガス処理設備 主配管 ・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 ・貯留設備の廃ガス貯留槽 ・貯留設備 配管・弁	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
c.	廃ガス貯留槽への導出開始の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・廃ガス貯留槽への放射性物質を含む気体の導出開始後、貯留設備の圧力計の指示値の上昇、貯留設備の放射線モニタの指示値の上昇及び貯留設備の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、精製建屋廃ガス処理設備廃ガス処理系（プルトニウム系）の圧力計により、廃ガス処理設備の系統内の圧力が水封部の水頭圧に相当する圧力範囲内に維持され、貯留設備による圧力の制御が機能していることを確認する。 	・監視制御盤	—	<ul style="list-style-type: none"> ・廃ガス洗浄塔入口圧力計 ・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
d.	廃ガス処理設備による換気再開の実施判断	<ul style="list-style-type: none"> ・可溶性中性子吸収材の自動供給により、臨界事故が発生した機器が未臨界に移行したことを、臨界事故が発生した機器を収納したセル周辺の線量当量率の低下により確認したうえで、廃ガス貯留槽内の圧力が規定の圧力(0.7MPa)に達した場合に、貯留設備への導出を完了することとし、廃ガス処理設備による換気再開の実施を判断し、以下のe.へ移行する。 	・監視制御盤	—	・貯留設備の圧力計

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備	計装設備
e.	廃ガス処理設備による換気再開	<ul style="list-style-type: none"> ・廃ガス処理設備による換気再開の実施判断後、中央制御室において臨界事故が発生した機器が接続される廃ガス処理設備の弁の開操作を行い、廃ガス処理設備の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、大気中へ放送出する。 廃ガス処理設備の再起動後、貯留設備の隔離弁を閉止し、空気圧縮機を停止する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・凝縮器 ・高性能粒子フィルタ ・排風機 ・隔離弁 ・廃ガス処理設備 主配管 ・貯留設備の隔離弁 ・貯留設備の空気圧縮機 ・監視制御盤 ・安全系監視制御盤 	—	—
f.	廃ガス処理設備による換気再開の成否判断	<ul style="list-style-type: none"> ・廃ガス処理設備による換気が再開されたことを、安全系監視制御盤で確認し、成否を判断する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全系監視制御盤 	—	—
g.	大気中への放射性物質の放出の状態監視	<ul style="list-style-type: none"> ・主排気筒の排気モニタリング設備により、主排気筒を介して大気中へ放出される放射性物質の放出状況を監視する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・主排気筒の排気モニタリング設備 	—	—

第 6.1.2-1 表 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 に係る安全機能	異常の進展防止に係る安全上重要な 計測制御設備の安全機能	臨界事故の影響 緩和に係る安全 機能
溶解槽	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料送り出し装置 ・ 溶解槽硝酸ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料せん断長位置異常によるせん断停止回路（安重） ・ 溶解槽供給硝酸流量低によるせん断停止回路（安重） ・ 溶解槽溶解液密度高によるせん断停止回路（安重） ・ 硝酸供給槽硝酸密度低によるせん断停止回路（安重） 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可溶性中性子吸収材緊急供給回路 ・ 可溶性中性子吸収材緊急供給系
エンドピース酸 洗浄槽	<ul style="list-style-type: none"> ・ せん断処理設備の計測制御系（せん断刃位置） 	<ul style="list-style-type: none"> ・ エンドピースせん断位置異常によるせん断停止回路（安重） ・ エンドピース酸洗浄槽洗浄液密度高によるせん断停止回路（安重） 	—
ハル洗浄槽	<ul style="list-style-type: none"> ・ 溶解槽硝酸ポンプ ・ 溶解槽を加熱する蒸気供給設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 溶解槽供給硝酸流量低によるせん断停止回路（安重） ・ 硝酸供給槽密度低によるせん断停止回路（安重） ・ 溶解槽溶解液温度低によるせん断停止回路（安重） 	—

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
第5一時貯留処理槽	—	—	—
第7一時貯留処理槽	—	—	—

第6.1.2-2表 臨界事故の拡大防止対策に使用する設備

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		
	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
			重大事故等対応設備	重大事故等対応設備	重大事故等対応設備
前処理建屋 臨界	代替安全保護回路	臨界検知用放射線検出器(溶解槽用)	○	○	○
	代替制御室	緊急停止操作スイッチ(前処理施設用、電路含む)	○	×	×
		安全系監視制御盤(前処理施設用)	○	×	×
代替安全保護回路	緊急停止系(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)	○	×	×
受電開閉設備・受電変圧器	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]		○	×	×
		受電開閉設備	○	○	○
	受電変圧器		○	○	○
所内高圧系統	6.9kV非常用主母線		○	○	○
	6.9kV運転予備用主母線		○	○	○
	6.9kV常用主母線		×	×	○
	6.9kV非常用母線		○	○	○
	6.9kV運転予備用母線		○	○	○
	6.9kV常用母線		×	×	○
	460V非常用母線		○	○	○
	460V運転予備用母線		○	○	○
	第1非常用直流電源設備		×	×	○
	第2非常用直流電源設備		○	○	○
直流電源設備	常用直流電源設備		○	○	○
	計測制御用交流電源設備	計測制御用交流電源設備	○	○	○
	代替圧縮空気設備	代替安全圧縮空気系	○	×	×
制御室	監視制御盤(前処理施設用)		○	×	○
		安全系監視制御盤(前処理施設用)	×	×	○
	計測制御設備	溶解槽圧力計	×	×	○
(制御室)	緊急停止操作スイッチ(前処理施設用、電路含む)		○	×	×
	(計測制御設備)	緊急停止系(前処理施設用、電路含む)	○	×	×
		臨界検知用放射線検出器(エンドビース酸洗浄槽用)	○	○	○
		臨界検知用放射線検出器(ハル洗浄槽用)	○	○	○
		可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計(溶解槽、エンドビース酸洗浄槽、ハル洗浄槽用)	×	○	×
	溶解設備	貯留設備の圧力計(前処理施設用)	×	×	○
		貯留設備の流量計(前処理施設用)	×	×	○
		貯留設備の放射線モニタ(前処理施設用)	×	×	○
		ガンマ線用サーベイメータ	○	×	×
		中性子線用サーベイメータ	○	×	×
(溶解設備)	溶解槽	溶解槽	○	○	×
		エンドビース酸洗浄槽	○	○	×
		ハル洗浄槽	○	○	×
		配管・弁[流路]	×	×	×
		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(エンドビース酸洗浄槽用)	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁(エンドビース酸洗浄槽用)	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給系配管・弁(エンドビース酸洗浄槽用)[流路]	○	×	×
		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配管・弁(ハル洗浄槽用)[流路]	○	×	×
		可搬型可溶性中性子吸収材供給器	×	×	×

(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排気	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	(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	×	×	○
		貯留設備の廃ガス貯留槽	×	×	○
		貯留設備配管・弁[流路]	×	×	○
	せん断処理・溶解廃ガス処理設備	凝縮器	×	×	○
		高性能粒子フィルタ	×	×	○
		排風機	×	×	○
		隔離弁	×	×	○
		主配管・弁[流路]	×	×	○
	分析設備	配管・弁[流路]	×	×	×
	前処理建屋塔槽類廃ガス処理設備	主配管[流路]	×	×	○
	高レベル廃液ガラス固化建屋塔槽類 廃ガス処理設備 高レベル濃縮廃液廃 ガス処理系	主配管[流路]	×	×	○
	主排気筒	主排気筒	×	×	○
	冷却水設備	一般冷却水系	×	×	○
	圧縮空気設備	一般圧縮空気系	○	○	○
(圧縮空気設備)	可搬型建屋内ホース(溶解槽、エンドピース酸洗净槽、ハル洗净槽用)[流路]		×	○	×
	機器圧縮空気供給配管・弁[流路]		×	○	×
	圧縮空気設備	安全圧縮空気系	×	○	○
	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	主排気筒の排気モニタリング設備		×	×	○
	環境モニタリング設備		×	×	○
	試料分析関係設備	放出管理分析設備	×	×	○
		環境試料測定設備	×	×	○
環境管理設備	放射能観測車		×	×	○
	気象観測設備		×	×	○

(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排気	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	制御室	監視制御盤(精製施設用)	○	×	○
		安全系監視制御盤(精製施設用)	×	×	○
	計測制御設備	廃ガス洗浄塔入口圧力計	×	×	○
	(制御室)	緊急停止操作スイッチ(精製施設用、電路含む)	○	×	×
	(計測制御設備)	緊急停止系(精製施設用、電路含む)	○	×	×
		臨界検知用放射線検出器(第5一時貯留処理槽用)	○	○	○
		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(精製施設用)	×	×	○
		貯留設備の流量計(精製施設用)	×	×	○
		貯留設備の放射線モニタ(精製施設用)	×	×	○
		ガンマ線用サーベイメータ	○	×	×
		中性子線用サーベイメータ	○	×	×
受電開閉設備・受電変圧器	精製建屋一時貯留処理設備	第5一時貯留処理槽	○	○	×
		第7一時貯留処理槽	○	○	×
		配管・弁[流路]	×	×	×
	(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配管・弁(第5一時貯留処理槽用)[流路]	○	×	×
		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	×	×	×
所内高圧系統	受電開閉設備	受電開閉設備	○	○	○
		受電変圧器	○	○	○
	6.9kV常用主母線	6.9kV非常用主母線	○	○	○
		6.9kV運転予備用主母線	○	○	○
		6.9kV常用主母線	×	×	○
		6.9kV非常用母線	○	○	○
		6.9kV運転予備用母線	○	○	○
	6.9kV常用母線	×	×	○	○

(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排気	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	所内低圧系統	460V非常用母線	○	○	○
		460V運転予備用母線	○	○	○
	直流電源設備	第1非常用直流電源設備	×	×	○
		第2非常用直流電源設備	○	○	○
		常用直流電源設備	○	○	○
	計測制御用交流電源設備	計測制御用交流電源設備	○	○	○
	(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))	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	×	×	○
		貯留設備の廃ガス貯留槽	×	×	○
		貯留設備配管・弁[流路]	×	×	○
	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)	凝縮器	×	×	○
		高性能粒子フィルタ	×	×	○
		排風機	×	×	○
		隔離弁	×	×	○
		主配管・弁[流路]	×	×	○
	ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋 塔槽類廃ガス処理設備	主配管[流路]	×	×	○
	高レベル廃液ガラス固化建屋塔槽類 廃ガス処理設備 高レベル濃縮廃液廃 ガス処理系	主配管[流路]	×	×	○
	主排気筒	主排気筒	×	×	○
	冷却水設備	一般冷却水系	×	×	○
	圧縮空気設備	一般圧縮空気系	○	○	○
	(圧縮空気設備)	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]	×	○	×
		機器圧縮空気供給配管・弁[流路]	×	○	×
	圧縮空気設備	安全圧縮空気系	×	○	○
	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	主排気筒の排気モニタリング設備	×	×	○
		環境モニタリング設備	×	×	○
	試料分析関係設備	放出管理分析設備	×	×	○
		環境試料測定設備	×	×	○
	環境管理設備	放射能観測車	×	×	○
		気象観測設備	×	×	○

注)設備名称を()としている設備は、新たに設置する重大事故等対処設備であって、代替する機能を有する設計基準設備が存在しない設備を示す。

第 6.1.2-3 表 可溶性中性子吸收材の自動供給に係る主要な評価条件

建屋	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	可溶性中性子吸收材供給量
前処理建屋	溶解槽	非均質部：非均質 $\text{UO}_2 + \text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ 水溶液 均質部： $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$	燃料装荷量： 145kg · UO_2 /パケット ~ 580kg · UO_2 /パケット 溶解液ウラン濃度：0 ~ 600g · U/L	溶解槽の形状	$^{235}\text{U} : ^{238}\text{U} = 5 : 95$	2100g · Gd
	エンドピース酸洗浄槽	非均質 $\text{UO}_2 + \text{H}_2\text{O}$	燃料装荷量：550kg · UO_2	球形	$^{235}\text{U} : ^{238}\text{U} = 5 : 95$	4200g · Gd
	ハル洗浄槽	非均質 $\text{UO}_2 + \text{H}_2\text{O}$	(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	$^{235}\text{U} : ^{238}\text{U} = 5 : 95$	3000g · Gd
精製建屋	第5一時貯留処理槽	均質 $\text{Pu}(\text{NO}_3)_3$ 水溶液	Pu濃度：■g · Pu/L 液量：200L	第5一時貯留処理槽の形状	$^{239}\text{Pu} : ^{240}\text{Pu} : ^{241}\text{Pu} = 71 : 17 : 12$	150g · Gd
	第7一時貯留処理槽	均質 $\text{Pu}(\text{NO}_3)_3$ 水溶液	Pu濃度：■g · Pu/L 液量：3000L	第7一時貯留処理槽の形状	$^{239}\text{Pu} : ^{240}\text{Pu} : ^{241}\text{Pu} = 71 : 17 : 12$	2400g · Gd

■については商業機密の観点から公開できません。

第6.1.2-4表 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気に係る主要な評価条件（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
プラト一期の核分裂率 [fissions/s]	1.0E+15
臨界継続時間 [min]	10
バースト期の水素発生量 [m^3]	0.134
プラト一期の水素発生量 [m^3/h]	0.482

第6.1.2－5表 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気に係る主要な評価条件（個別条件）

建屋名	機器名	気相部体積 [m ³]	平常運転時圧縮 空気流量 [m ³ /h]
前処理建屋	溶解槽 A	6.97	0.279
	溶解槽 B	6.97	0.279
	エンドビース酸洗浄槽 A	3	0.2
	エンドビース酸洗浄槽 B	3	0.2
	ハル洗浄槽 A	7.008※ ¹	0.139
	ハル洗浄槽 B	7.008※ ¹	0.139
精製建屋	第5一時貯留処理槽	3.6	0.042
	第7一時貯留処理槽	3.8	0.381

※ 1 接続する溶解槽の気相部体積も考慮している。

第6.1.2-6表 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気に係る主要な評価条件
(溶液由來の放射線分解水素)

建屋名	機器名	液量 [m ³]	硝酸濃度 [mol/L]	水素発生に係る G 値		崩壊熱密度		水素発生量 [m ³ /h]
				G _α [molecules /100eV]	G _{βγ} [molecules /100eV]	α [W/m ³]	β [W/m ³]	
前処理建屋	溶解槽 A	3※ ¹	0	1.4E+00	4.5E-01	1.7E+02	4.4E+02	1.1E-02
	溶解槽 B	3※ ¹	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※ 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※ 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※ ¹	0	1.4E+00	4.5E-01	1.7E+02	4.4E+02	7.3E-04
	ハル洗浄槽 B	0.2※ ¹	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※ 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※ ³	0.5	6.4E-01	1.6E-01	9.3E+02	0.0E+00	1.5E-02

※ 1 臨界発生機器の公称容量

※ 2 臨界事故の発生の要因を考慮し設定

※ 3 移送元である精製建屋の第3一時貯留処理槽の公称容量

第6.1.2-7表 大気中への放射性物質の放出量の算出に係る主要な評価条件

建屋	臨界事故の発生を想定する機器	臨界事故が発生した機器に内包する放射性物質量	臨界事故の影響を受ける割合	核分裂の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中に移行する割合	大気中への放出経路における除染係数
前処理建屋	溶解槽	溶解液の放射能濃度	ルテニウム： 1 その他： 全核分裂数 ($1.6E+18$ fissions) に相当 する溶液の沸 騰量 (23L) よ り設定	ルテニウム： 1E-3 その他 : 5E-4	1 / $1.5E-6$
	エンドピース酸洗浄槽	溶解液の放射能濃度			1 / $5E-7$
	ハル洗浄槽	溶解液の放射能濃度			1 / $1.5E-6$
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)		1 / $1E-6$	1 / $1E-6$
	第7一時貯留処理槽	硝酸プルトニウム溶液 (24gPu/L)			1 / $2.5E-6$

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 $k_{eff} + 3\sigma$
前処理建屋	溶解槽	0.925
	エンドピース酸洗浄槽	0.941
	ハル洗浄槽	0.940
精製建屋	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 臨界事故発生後の機器内の最大水素濃度及び水素濃度平衡値

建屋名	機器名	最大水素濃度※ ¹ (vol%)	水素濃度平衡値※ ² (vol%)
前処理建屋	溶解槽 A	3	3.8
	溶解槽 B	3	3.8
	エンドピース酸洗浄槽 A	7	0.4
	エンドピース酸洗浄槽 B	7	0.4
	ハル洗浄槽 A	3	0.6
	ハル洗浄槽 B	3	0.6
精製建屋	第5一時貯留処理槽	6	1.7
	第7一時貯留処理槽	6	3.8

※1 臨界事故の安定化までの間の水素濃度の最大値

※2 臨界事故の安定化後に水素濃度が平衡に至った濃度

第6.1.2-10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

核 種	放出量 (Bq)
Sr - 90	2×10^4
Cs - 137	2×10^4
Eu - 154	8×10^2
Pu - 238	2×10^3
Pu - 239	2×10^2
Pu - 240	2×10^2
Pu - 241	3×10^4
Am - 241	2×10^3
Cm - 244	9×10^2

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大気中への放射性物質の放出量

核種	放出量 (Bq)
Sr - 90	4×10^3
Cs - 137	6×10^3
Eu - 154	3×10^2
Pu - 238	4×10^2
Pu - 239	4×10^1
Pu - 240	6×10^1
Pu - 241	9×10^3
Am - 241	4×10^2
Cm - 244	3×10^2

第6.1.2-12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

核 種	放出量 (Bq)
S r - 90	2×10^4
C s - 137	2×10^4
E u - 154	8×10^2
P u - 238	2×10^3
P u - 239	2×10^2
P u - 240	2×10^2
P u - 241	3×10^4
A m - 241	2×10^3
C m - 244	9×10^2

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
大気中への放射性物質の放出量

核 種	放出量 (Bq)
Pu-238	8×10^3
Pu-239	8×10^2
Pu-240	2×10^3
Pu-241	2×10^5

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
大気中への放射性物質の放出量

核種	放出量 (Bq)
Pu-238	2×10^4
Pu-239	2×10^3
Pu-240	3×10^3
Pu-241	4×10^5

第6.1.2-15表 溶解槽における大気中への放射性物質の
放出量 (C s - 137換算)

評価対象	放出量(T Bq)
C s - 137換算値	1×10^{-7}

第6.1.2-16表 エンドビース酸洗浄槽における大気中への
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	4×10^{-8}

第6.1.2-17表 ハル洗浄槽における大気中への
放射性物質の放出量 (Cs-137換算)

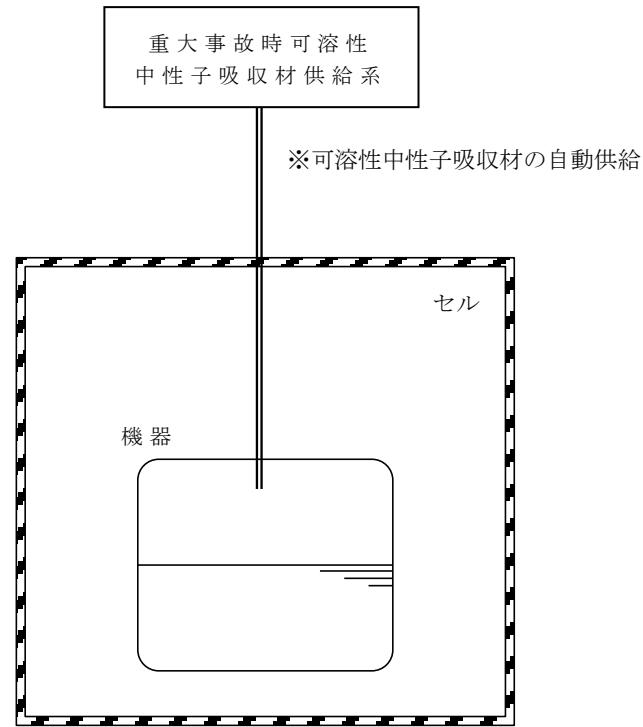
評価対象	放出量(TBq)
Cs-137換算値	1×10^{-7}

第 6.1.2-18 表 第 5 一時貯留処理槽における大気中への
放射性物質の放出量 (Cs-137換算)

評価対象	放出量(TBq)
Cs-137換算値	3×10^{-7}

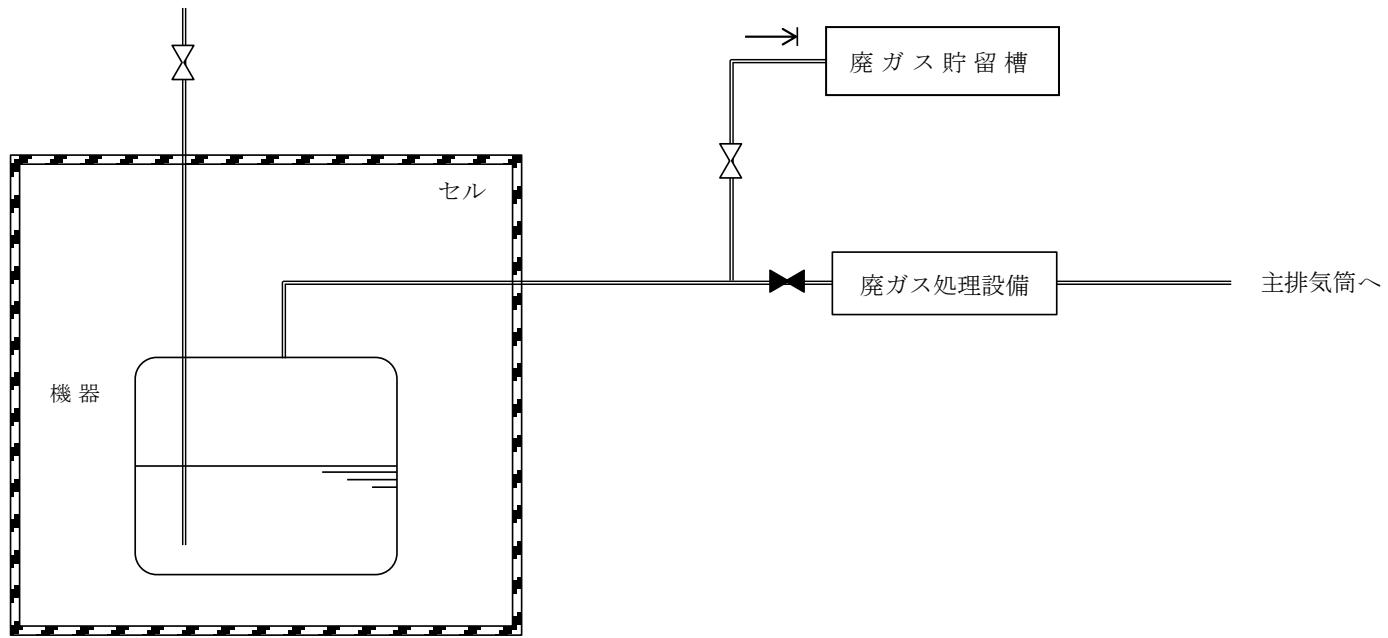
第 6. 1. 2-19 表 第 7 一時貯留処理槽における大気中への
放射性物質の放出量 (Cs-137換算)

評価対象	放出量(TBq)
Cs-137換算値	8×10^{-7}

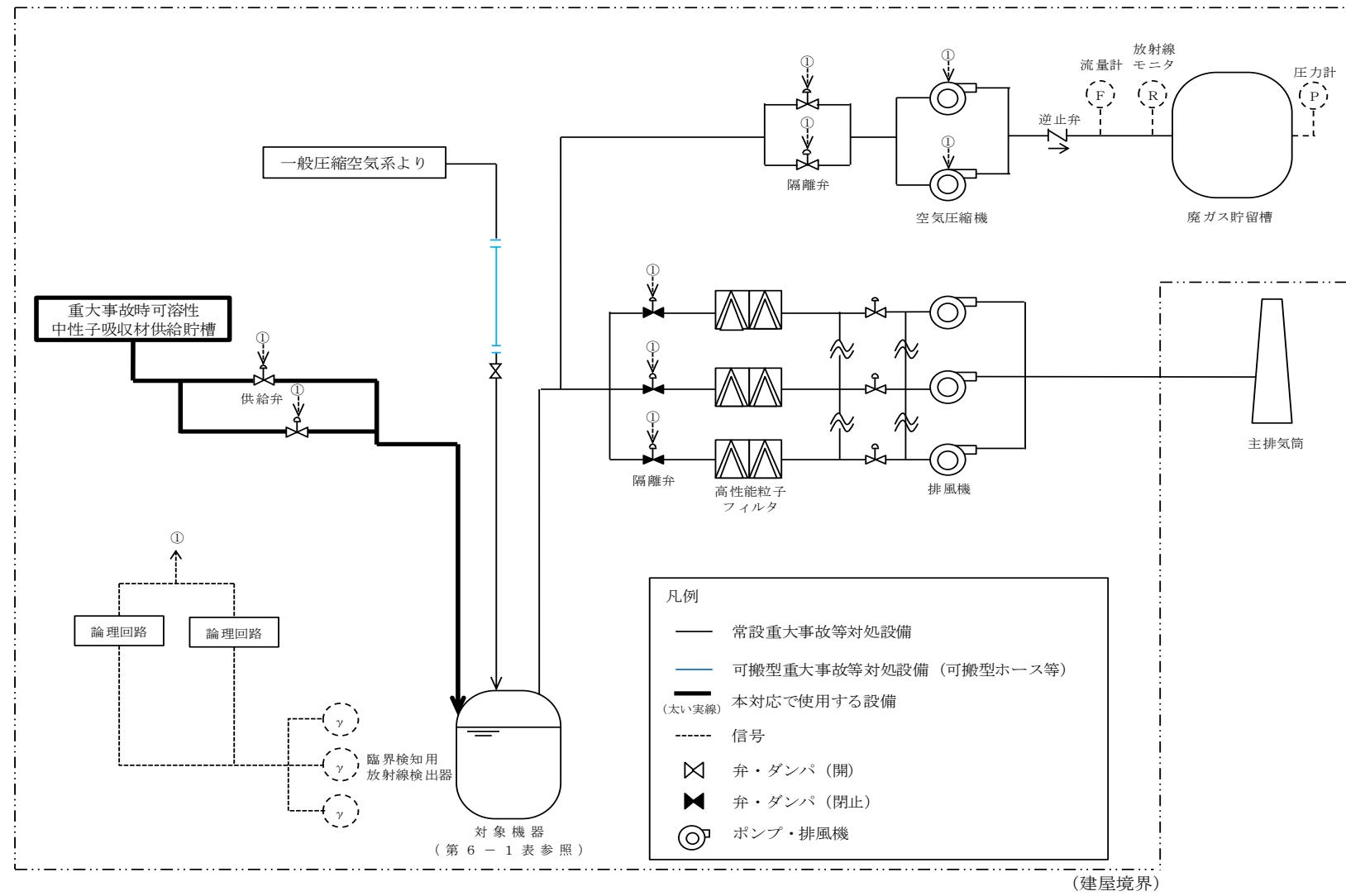


第6-1図 可溶性中性子吸収材の自動供給の概要図

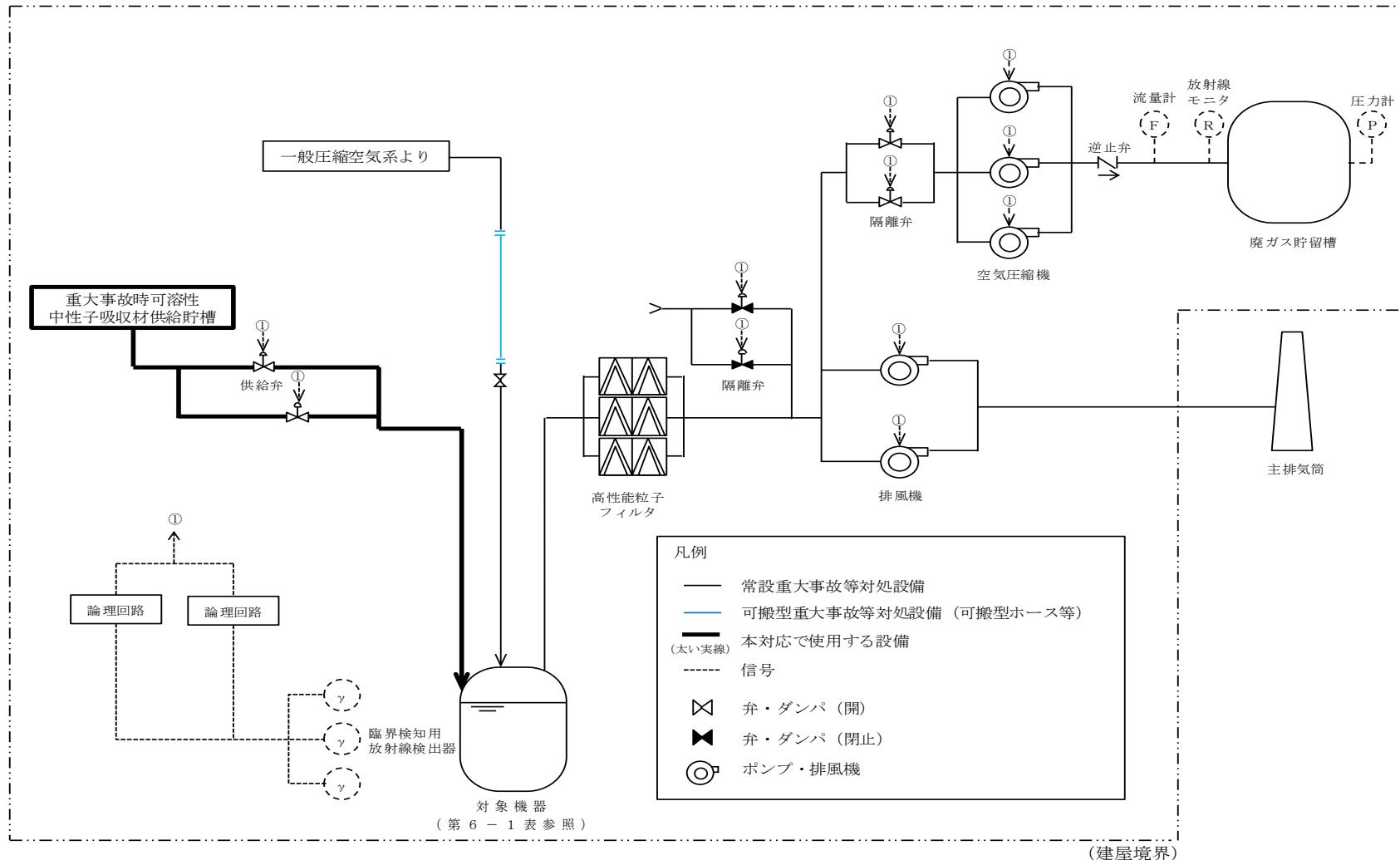
圧縮空気設備



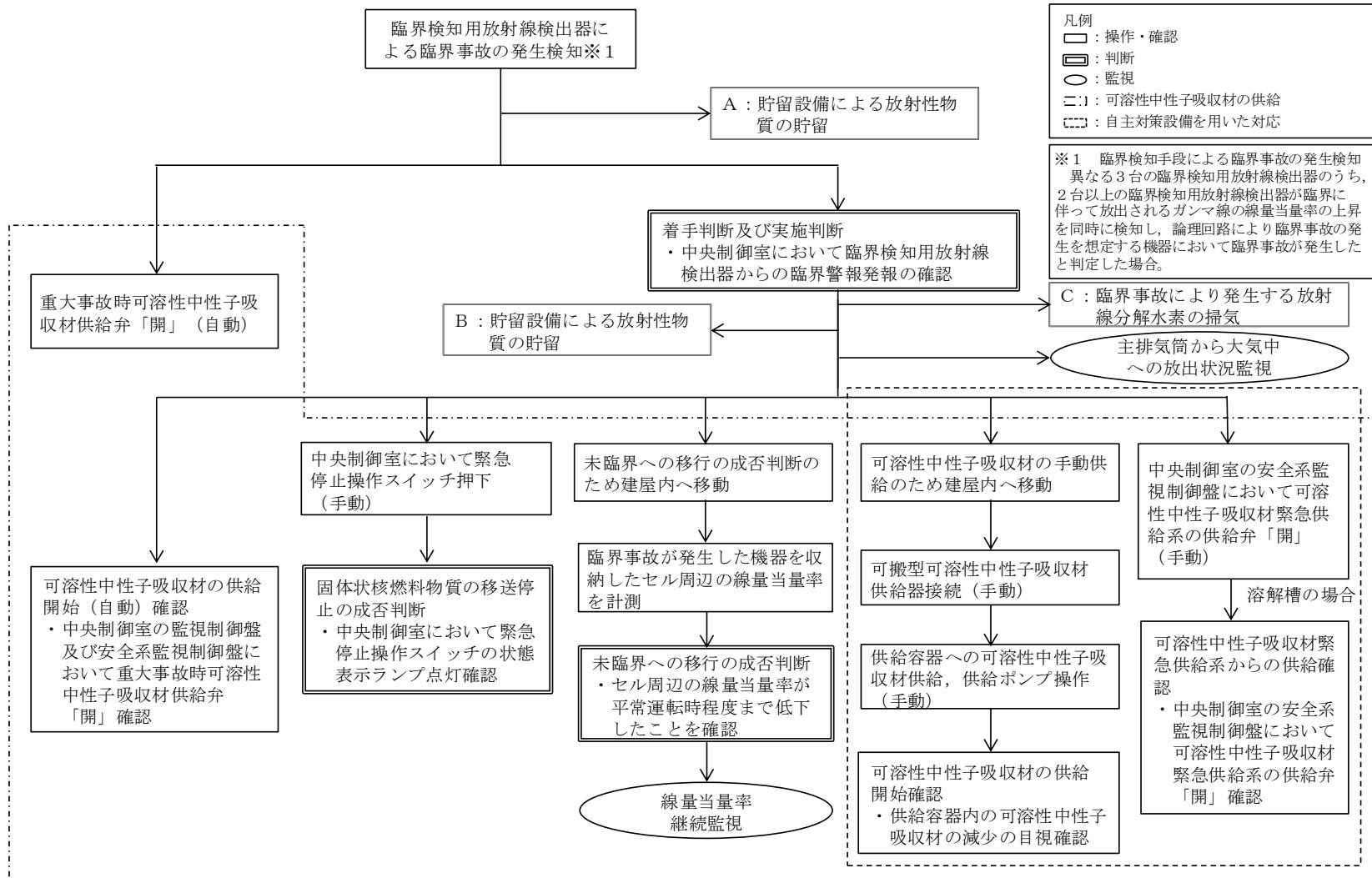
第 6－2 図 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気及び
貯留設備による放射性物質の貯留の概要図



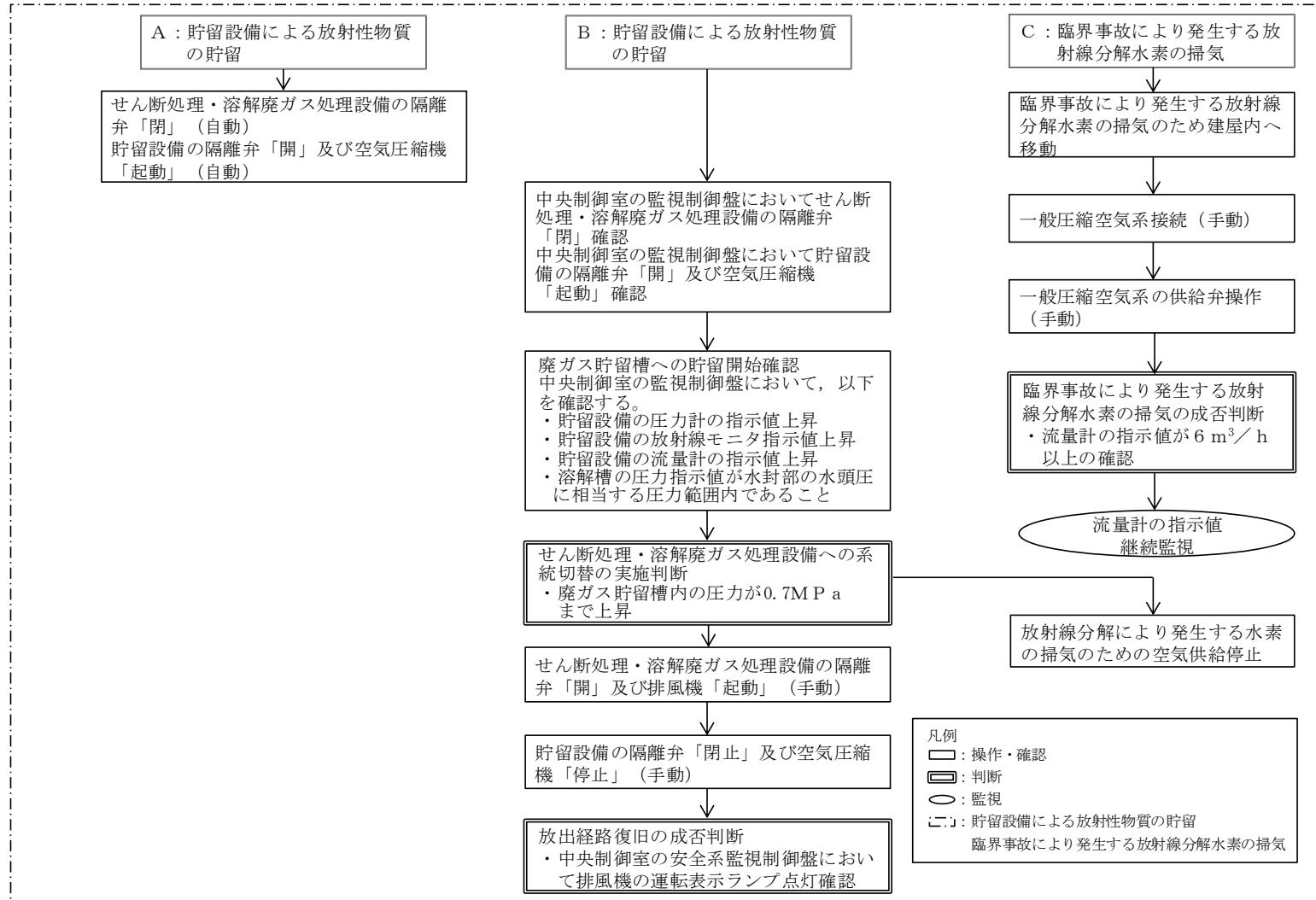
第 6.1.1-1 図 前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策の系統概要図
(可溶性中性子吸収材の自動供給)



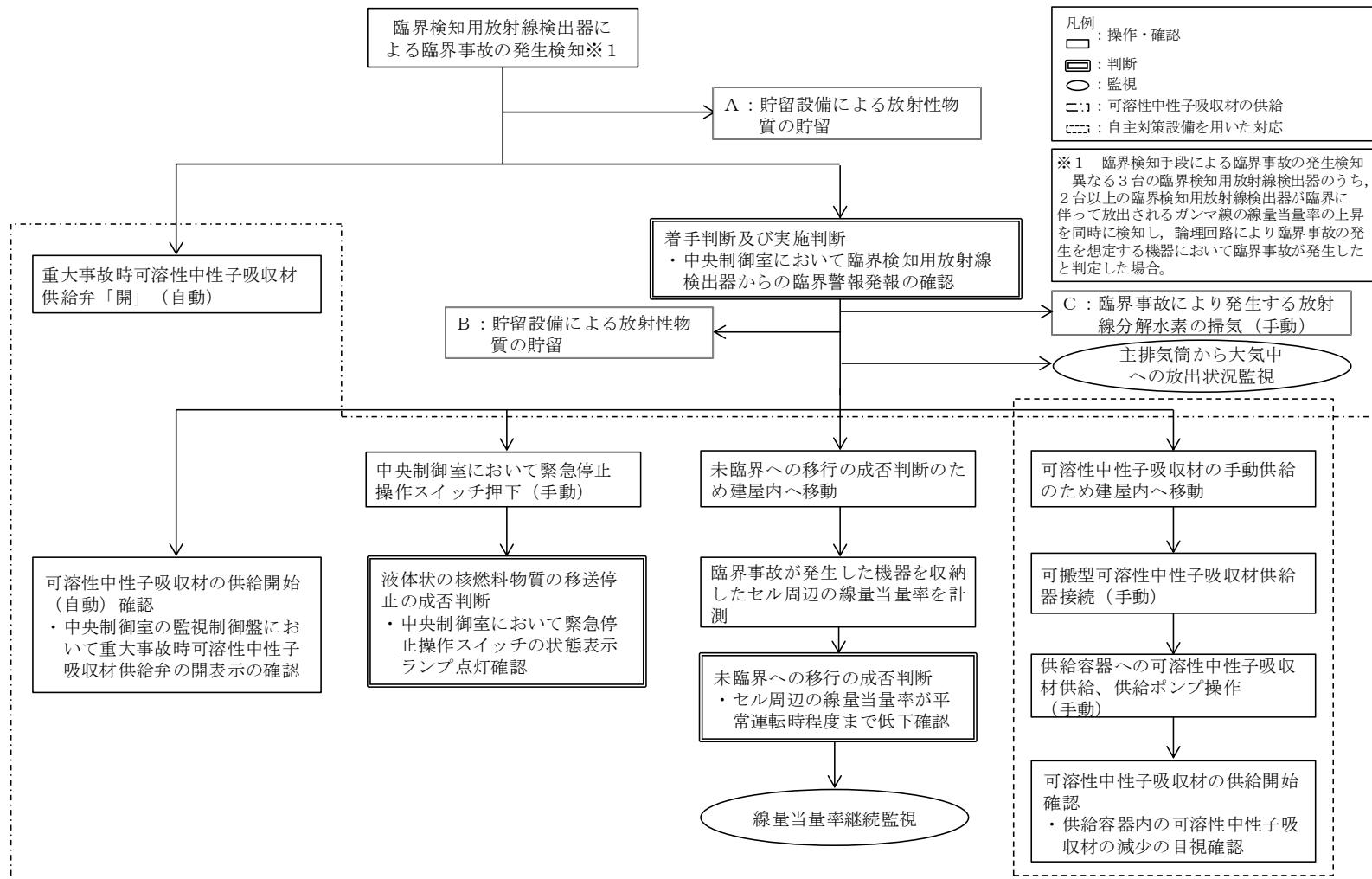
第 6.1.1-2 図 精製建屋 臨界事故の拡大防止対策の系統概要図
(可溶性中性子吸収材の自動供給)



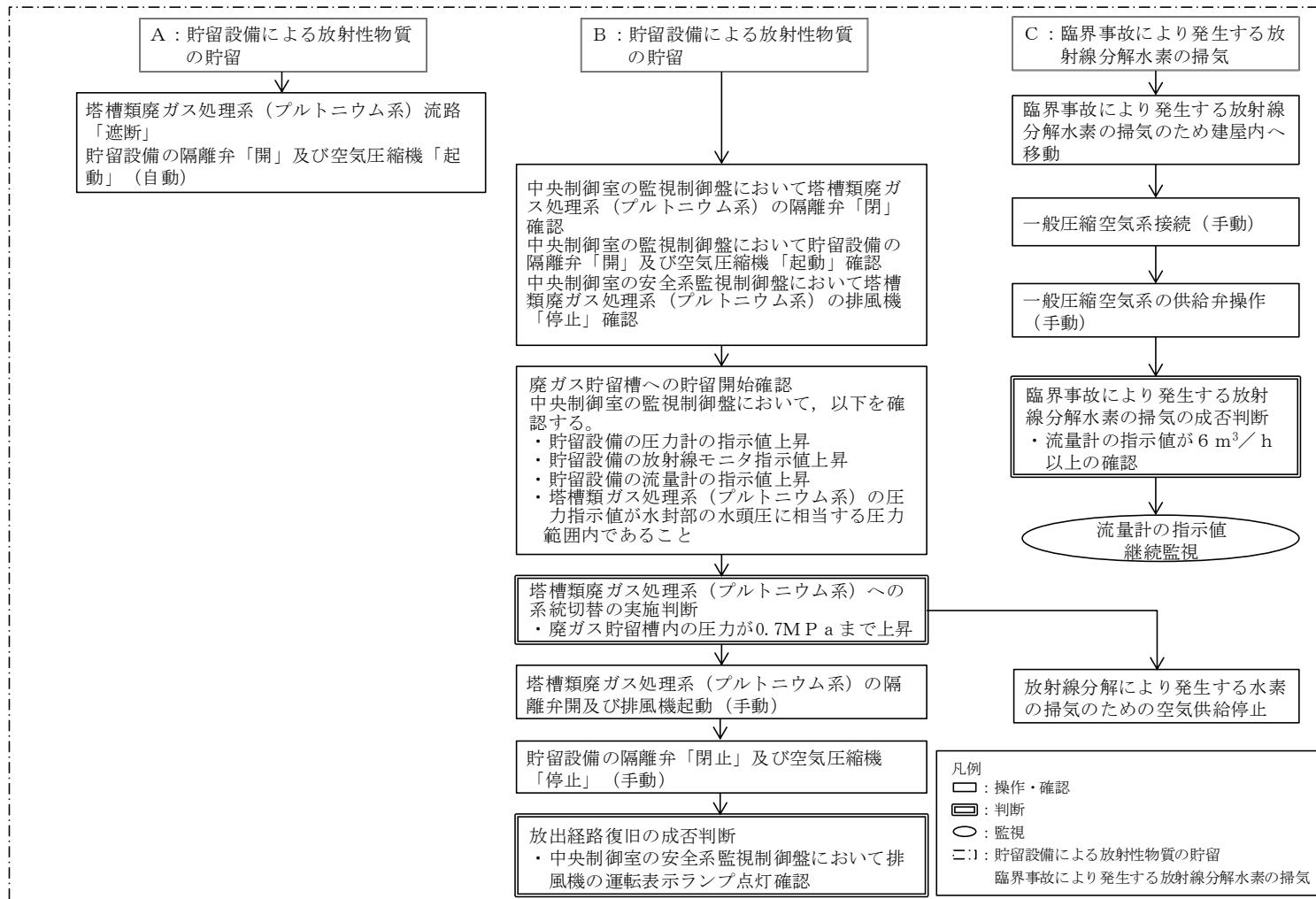
第 6.1.1-3 図 「前処理建屋における臨界事故」の手順の概要 (1 / 2)



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)



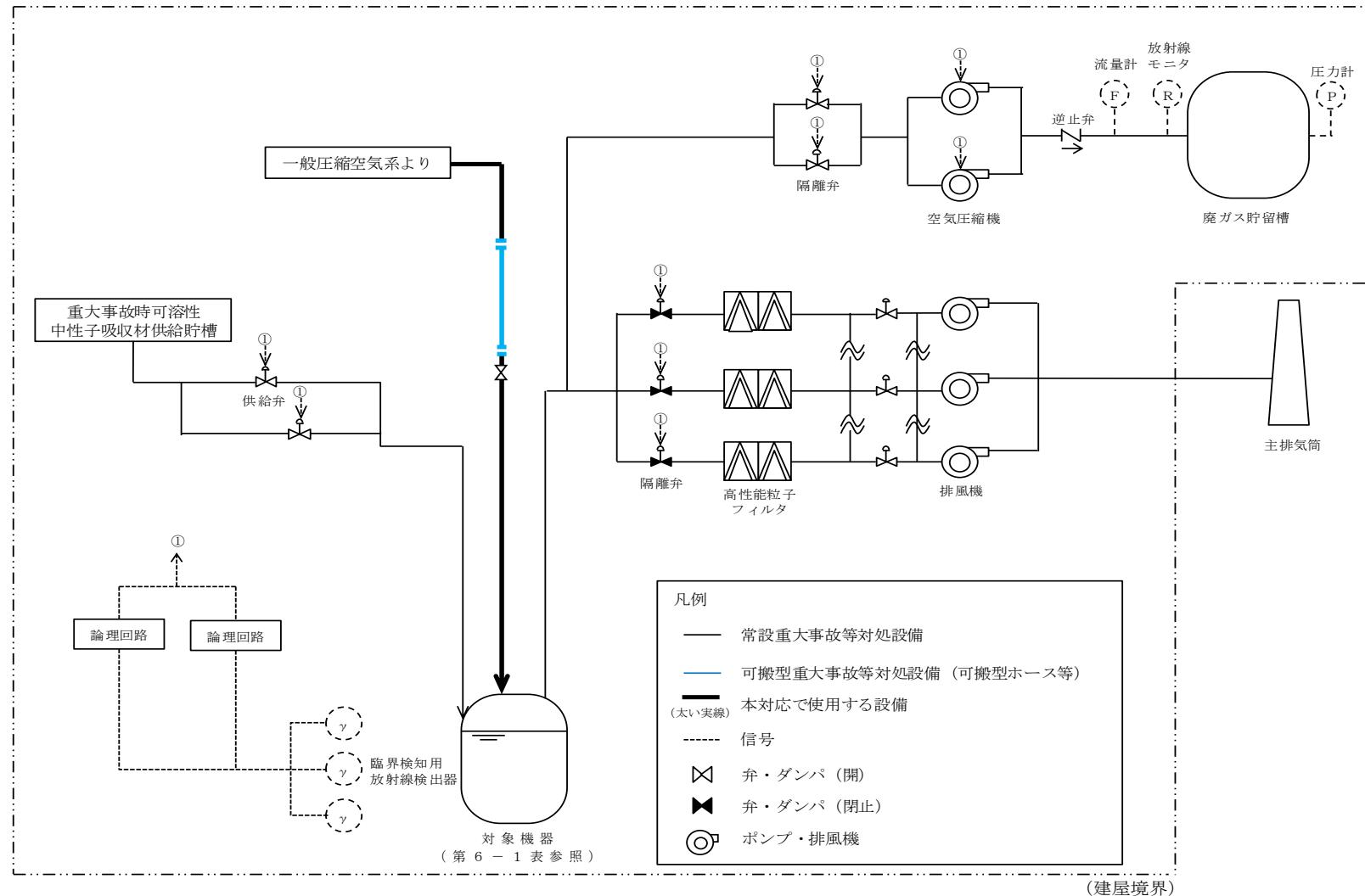
第 6.1.1-4 図 「精製建屋における臨界事故」の手順の概要（1／2）



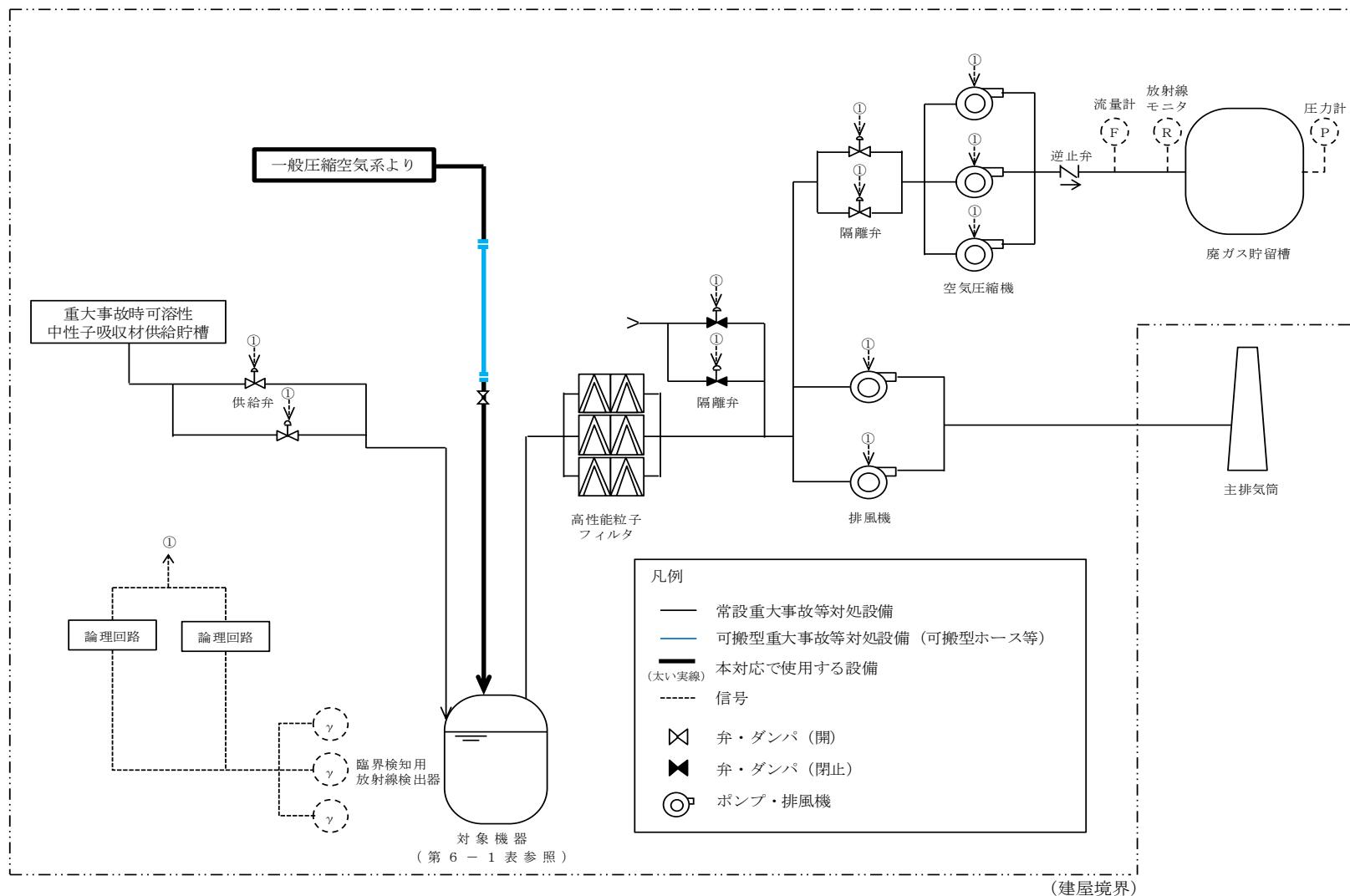
第 6.1.1-4 図 「精製建屋における臨界事故」の手順の概要 (2 / 2)

班名	作業番号	作業内容	要員数	所要時間 (時:分)	経過時間(時:分)												
					0:00	0:10	0:20	0:30	0:40	0:50	1:00	1:10	1:20	1:30	1:40	1:50	
実施責任者	1	・臨界検知用放射線検出器の警報の確認による臨界事故の拡大防止対策の作業の着手判断及び実施判断	1	0:01	□												
	2	・対策活動の指揮		1:08													
建屋対策班長	3	・液体状の核燃料物質の移送停止	1	0:01	□												
	4	・対策の実施、対策作業の進捗管理		1:08													
	小計		2														
班名	作業番号	作業内容	要員数	所要時間 (時:分)	経過時間(時:分)												
					0:00	0:10	0:20	0:30	0:40	0:50	1:00	1:10	1:20	1:30	1:40	1:50	
放射線対応班	5	・放射線監視盤の状態確認および監視	1	—													
	6	・放射線監視盤の状態確認および監視		0:10													
	7	・主排気筒管理建屋ダストム紙回収および測定 ※初回測定以降、事象継続状況を踏まえ、測定・報告を繰り返す。		—													
	8	・放射能観測車による環境モニタリング		—													
	9	・放射線監視盤の状態確認および監視		0:10													
	10	・建屋周辺サーベイ ※初回測定以降、事象継続状況を踏まえ、測定・報告を繰り返す。		—													
	小計		5														
班名	作業番号	作業内容	要員数	所要時間 (時:分)	経過時間(時:分)												
					0:00	0:10	0:20	0:30	0:40	0:50	1:00	1:10	1:20	1:30	1:40	1:50	
建屋対策班	11	・セル周辺の線量当量率の計測による未臨界確保の成否判断	2	0:25													
	12	・圧縮空気設備の一般圧縮空気系からの空気供給準備		0:20													
	13	・圧縮空気設備の一般圧縮空気系からの空気供給		0:20													
	14	・計器監視(水素掃気系統圧縮空気流量)		0:20													
	15	・廃ガス貯留槽内圧力監視及び廃ガス貯留槽入口の放射線モニタ監視		1:08													
	16	・塔槽類廃ガス処理系(フルトニウム系)の隔離弁の操作及び排風機の起動 ※廃ガス貯留槽への導出完了により実施を判断する。		0:03													
	17	・廃ガス貯留槽の隔離弁の操作及び空気圧縮機の停止		0:05													
	18	・精製建屋各工程の運転状態確認		0:15													
	小計		8														
班名	作業番号	作業内容	要員数	所要時間 (時:分)	経過時間(時:分)												
					0:00	0:10	0:20	0:30	0:40	0:50	1:00	1:10	1:20	1:30	1:40	1:50	
実施組織要員	19	・非常用電源建屋の受電状態確認	3	0:10													
	20	・制御建屋の受電状態確認		0:10													
	21	・ユーティリティ建屋の受電状態確認		0:10													
	小計		9														

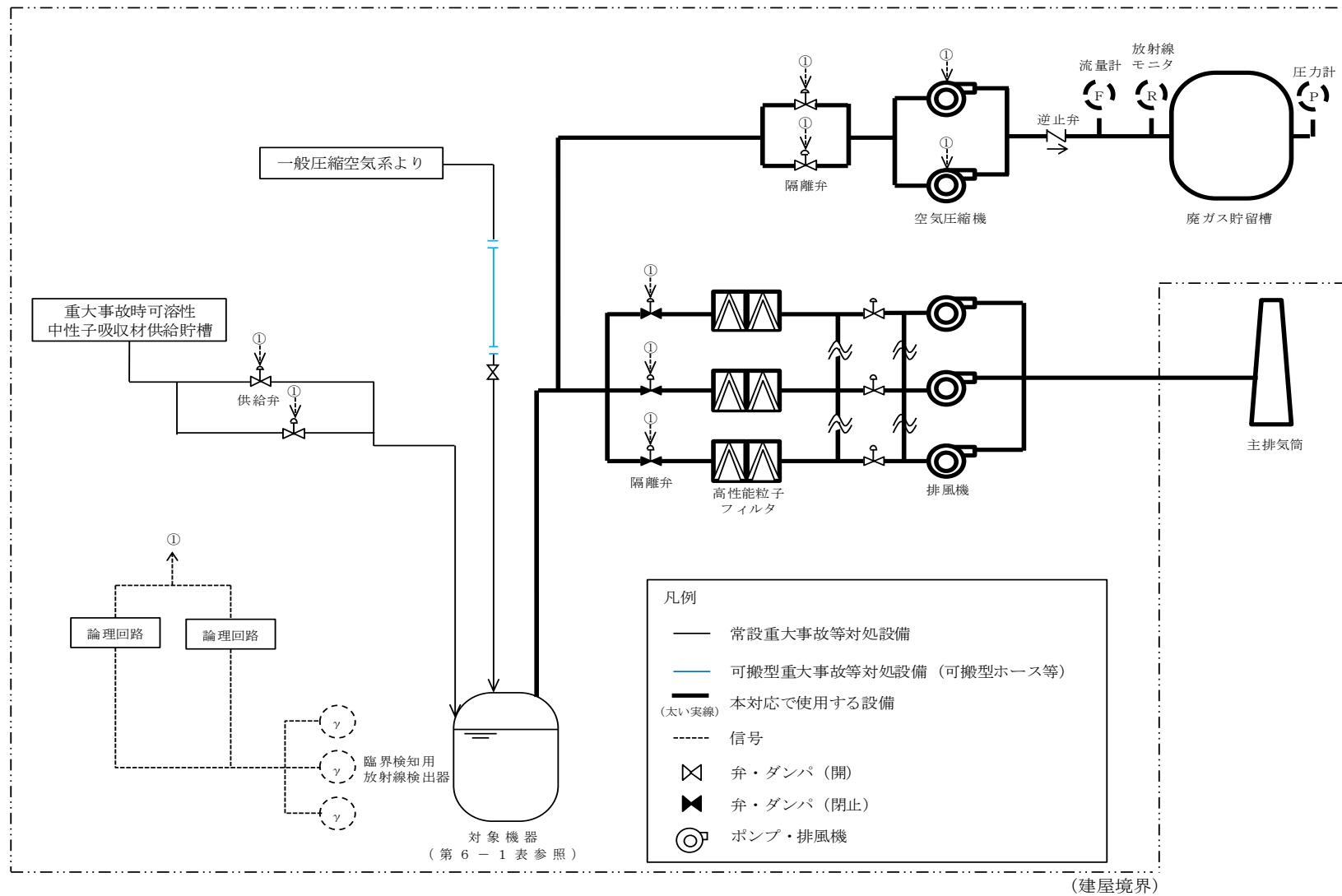
第 6.1.1-6 図 精製建屋 臨界事故の拡大防止対策に必要な作業、要員及び所要時間



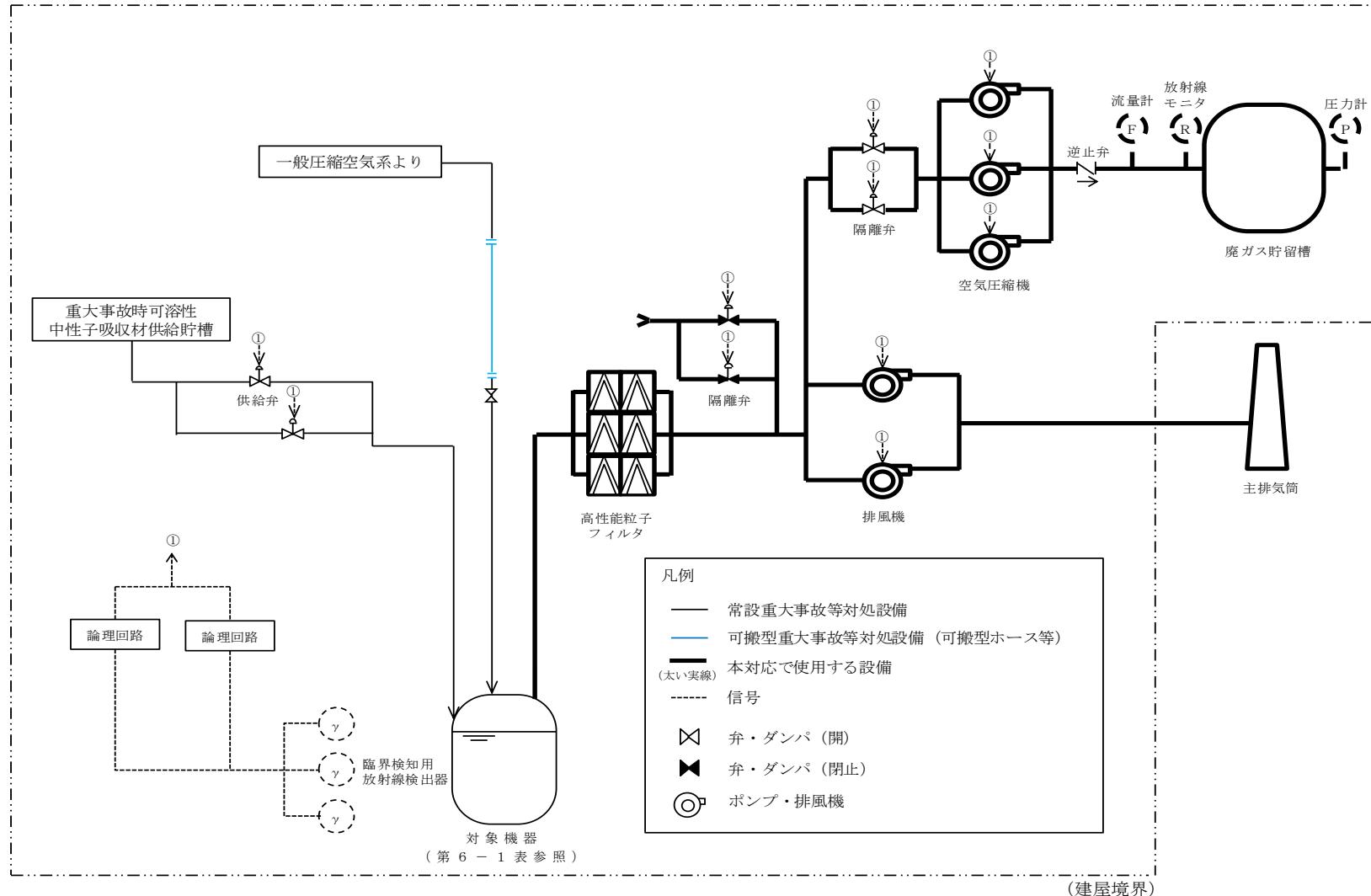
第6.1.1-7図 前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策の系統概要図
(臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気)



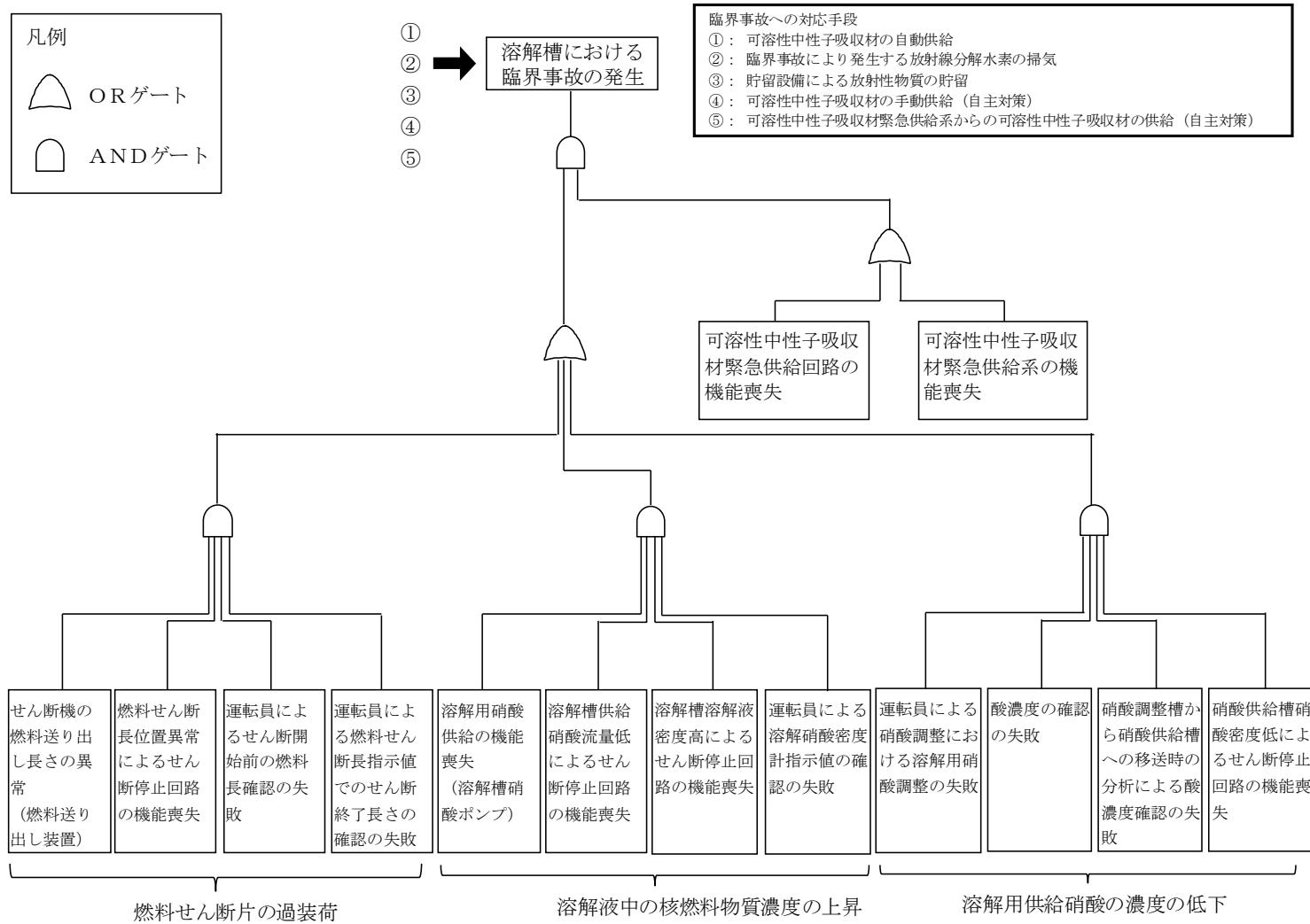
第6.1.1-8図 精製建屋 臨界事故の拡大防止対策の系統概要図
(臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気)



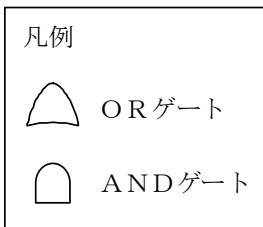
第 6.1.1-9 図 前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策の系統概要図
(貯留設備による放射性物質の貯留)



第 6.1.1-10 図 精製建屋 臨界事故の拡大防止対策の系統概要図
(貯留設備による放射性物質の貯留)

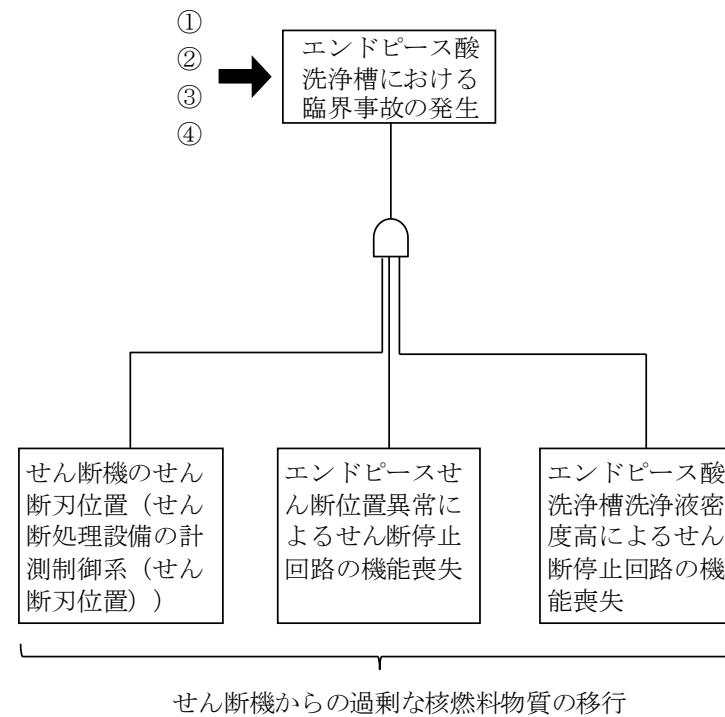


第 6.1.2-1 図 フォールトツリー分析（溶解槽）

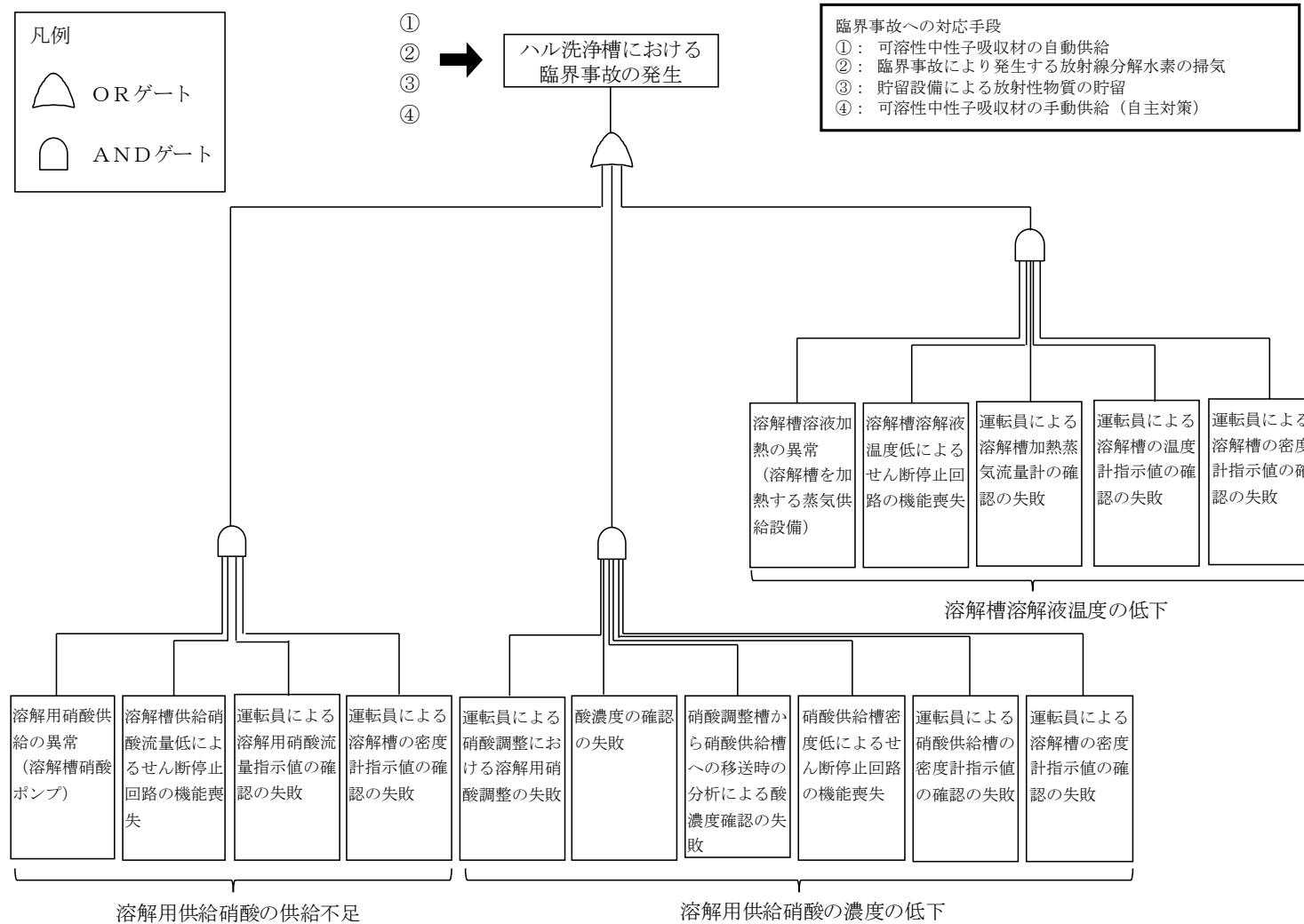


臨界事故への対応手段

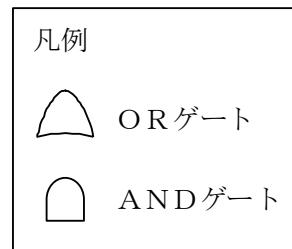
- ①：可溶性中性子吸収材の自動供給
- ②：臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気
- ③：貯留設備による放射性物質の貯留
- ④：可溶性中性子吸収材の手動供給（自主対策）



第 6.1.2-1 図 フォールトツリー分析（エンドピース酸洗浄槽）

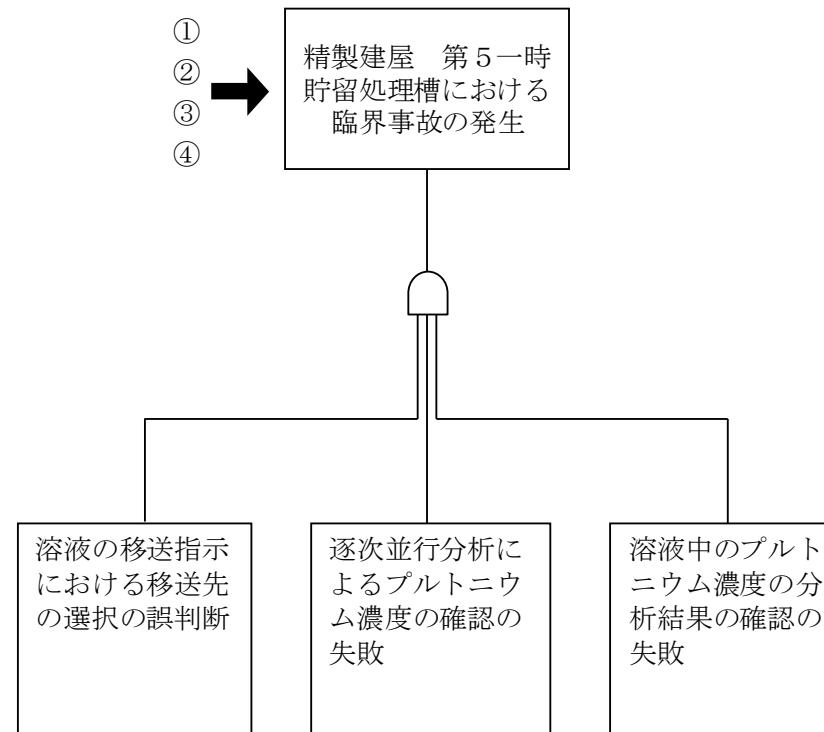


第 6.1.2-1 図 フォールトツリー分析 (ハル洗浄槽)

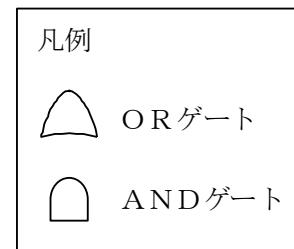


臨界事故への対応手段

- ①：可溶性中性子吸収材の自動供給
- ②：臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気
- ③：貯留設備による放射性物質の貯留
- ④：可溶性中性子吸収材の手動供給（自主対策）

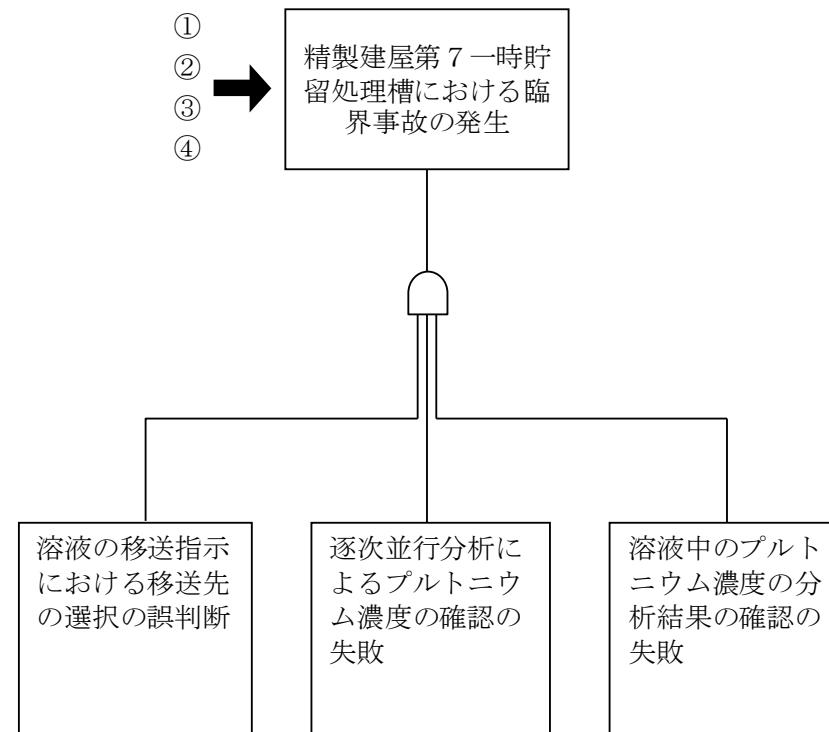


第 6.1.2-1 図 フォールトツリー分析（精製建屋 第5一時貯留処理槽）

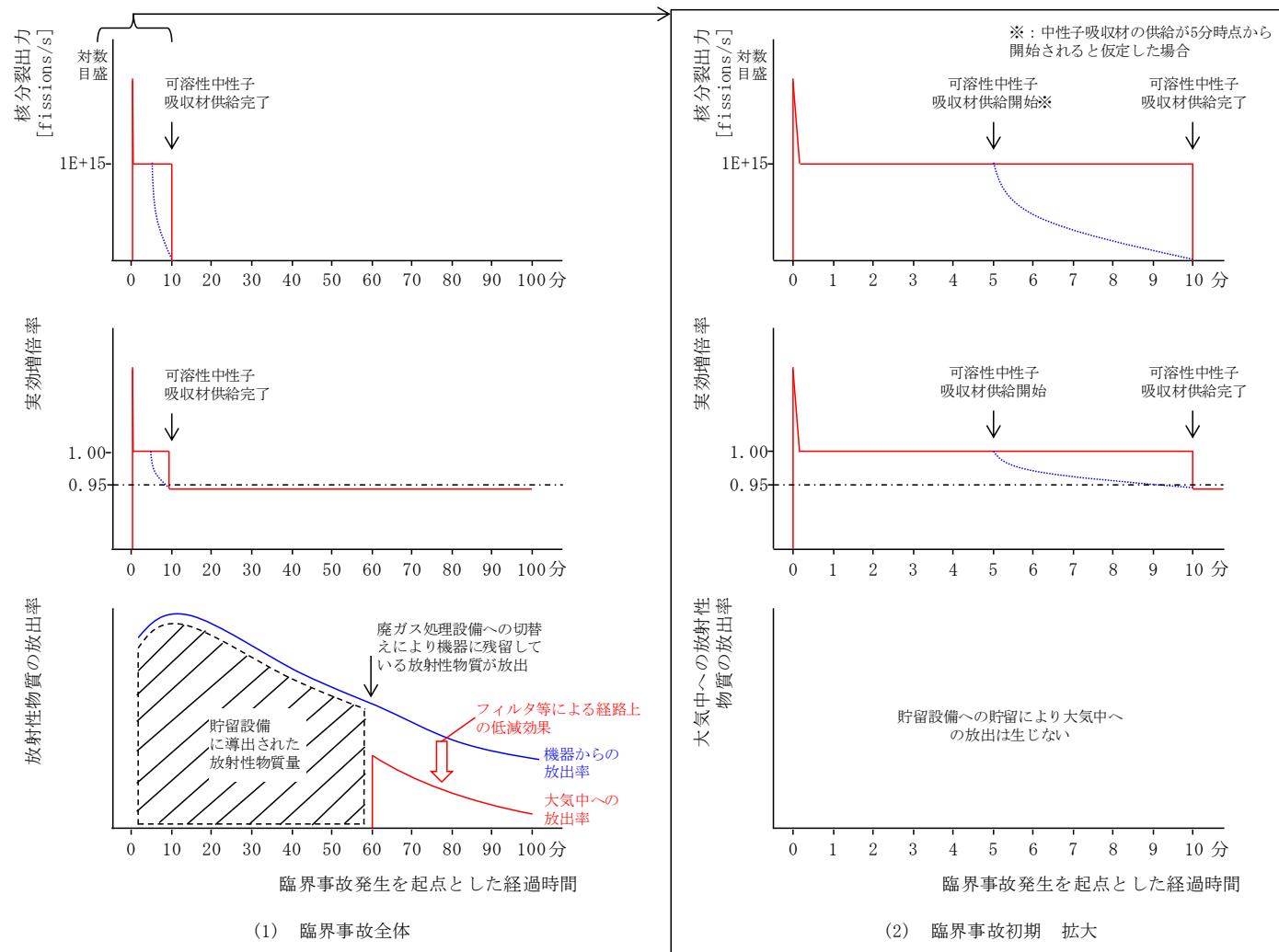


臨界事故への対応手段

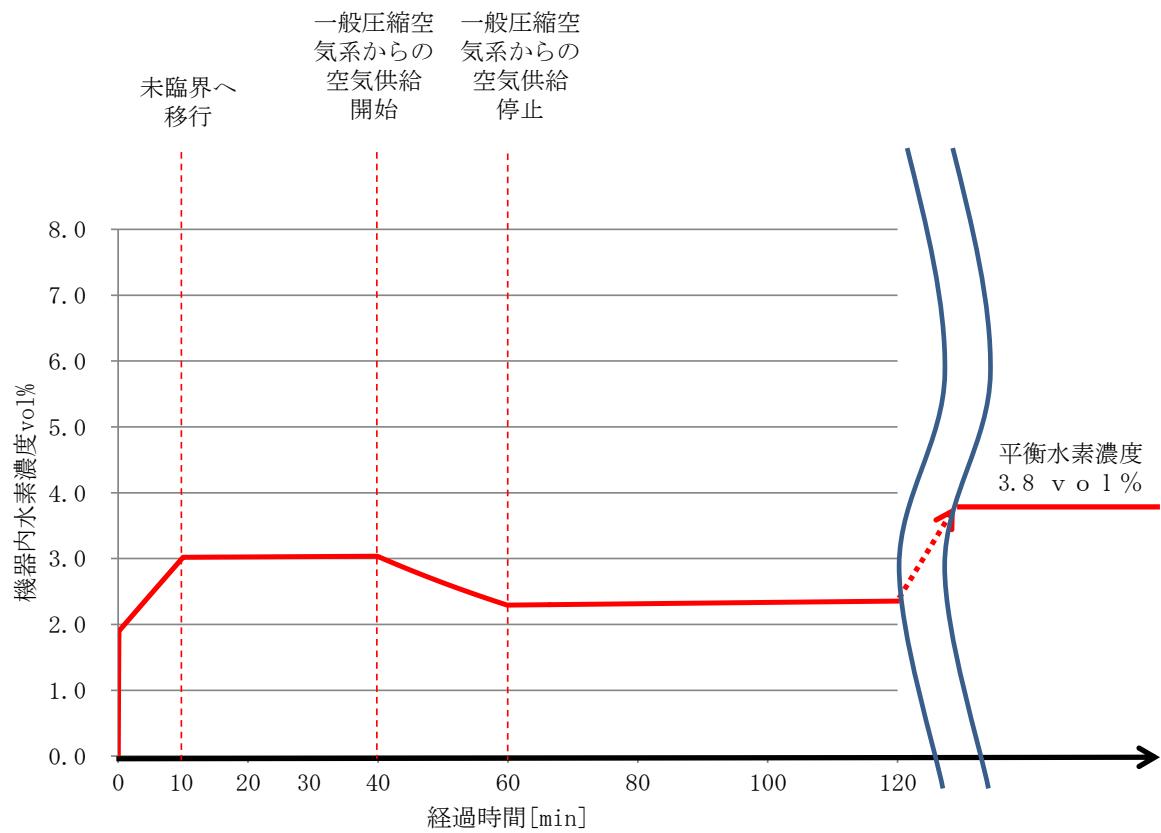
- ①：可溶性中性子吸収材の自動供給
- ②：臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気
- ③：貯留設備による放射性物質の貯留
- ④：可溶性中性子吸収材の手動供給（自主対策）



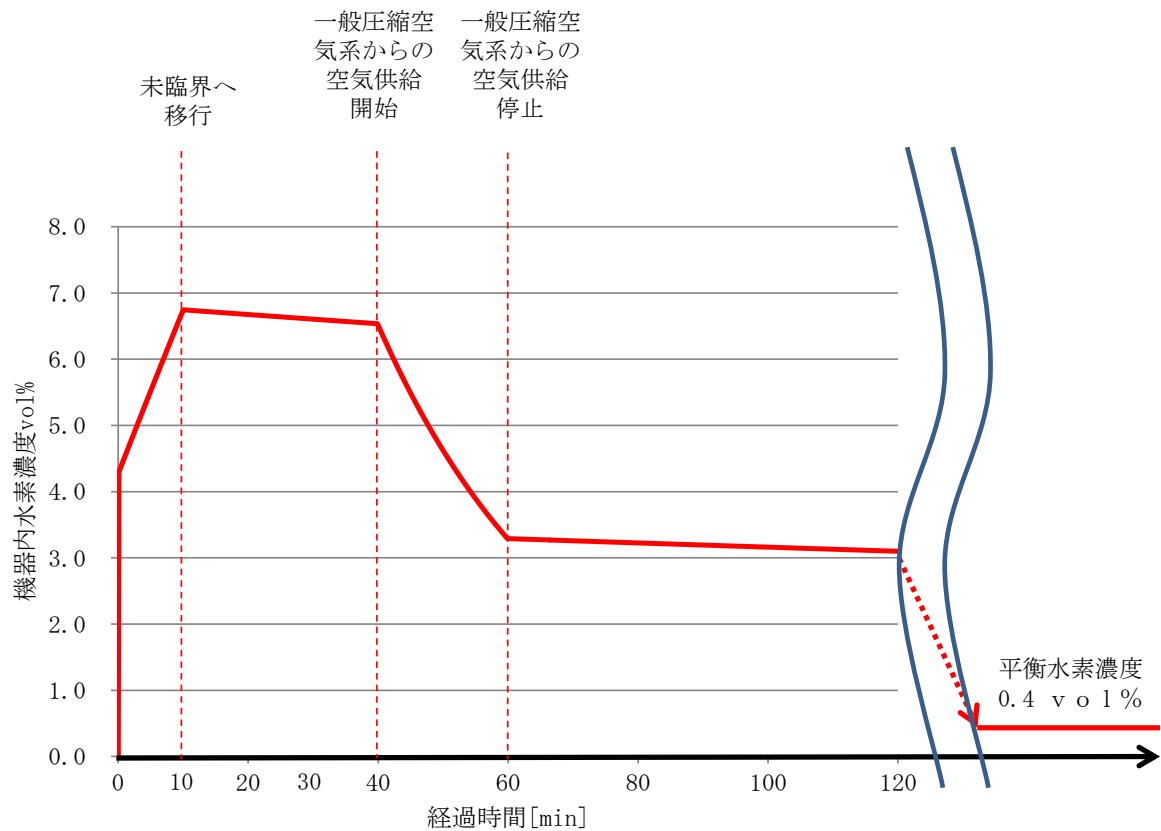
第 6.1.2-1 図 フォールトツリー分析（精製建屋 第7一時貯留処理槽）



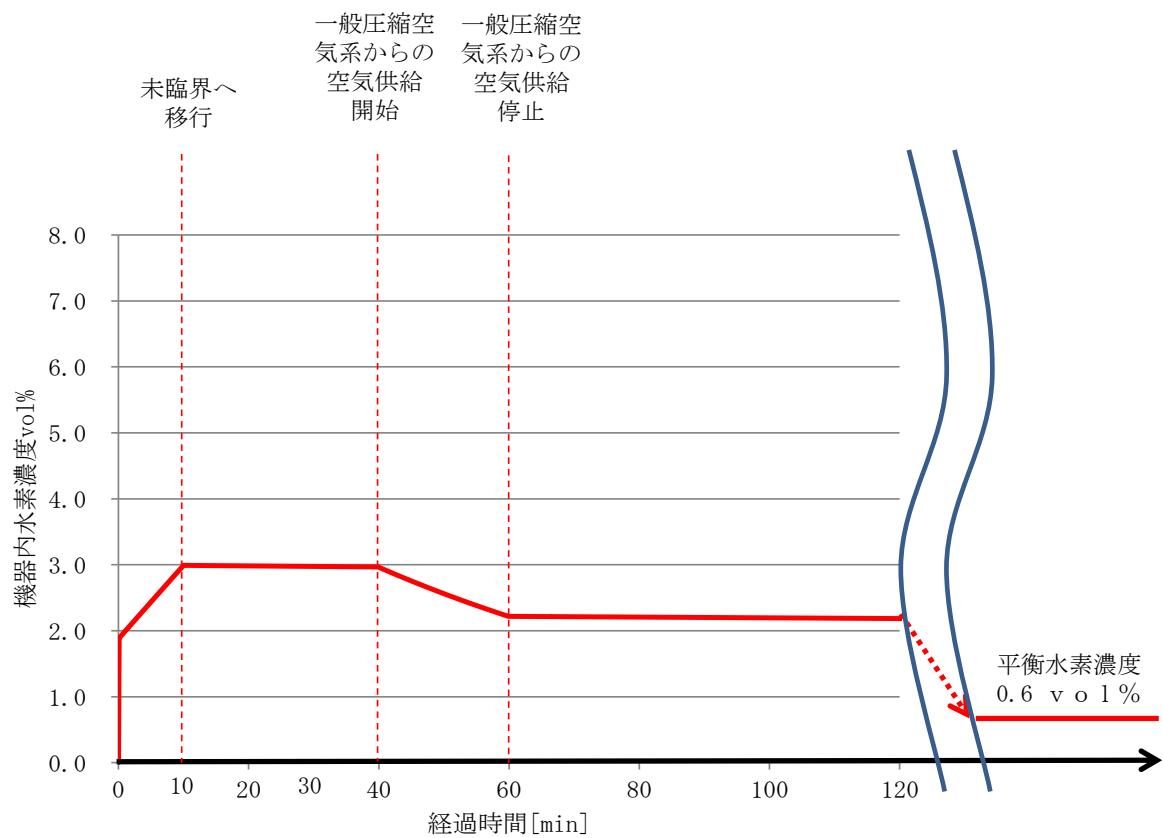
第 6.1.2-2 図 核分裂出力、実効増倍率及び大気中への放射性物質の放出率の推移 概念図



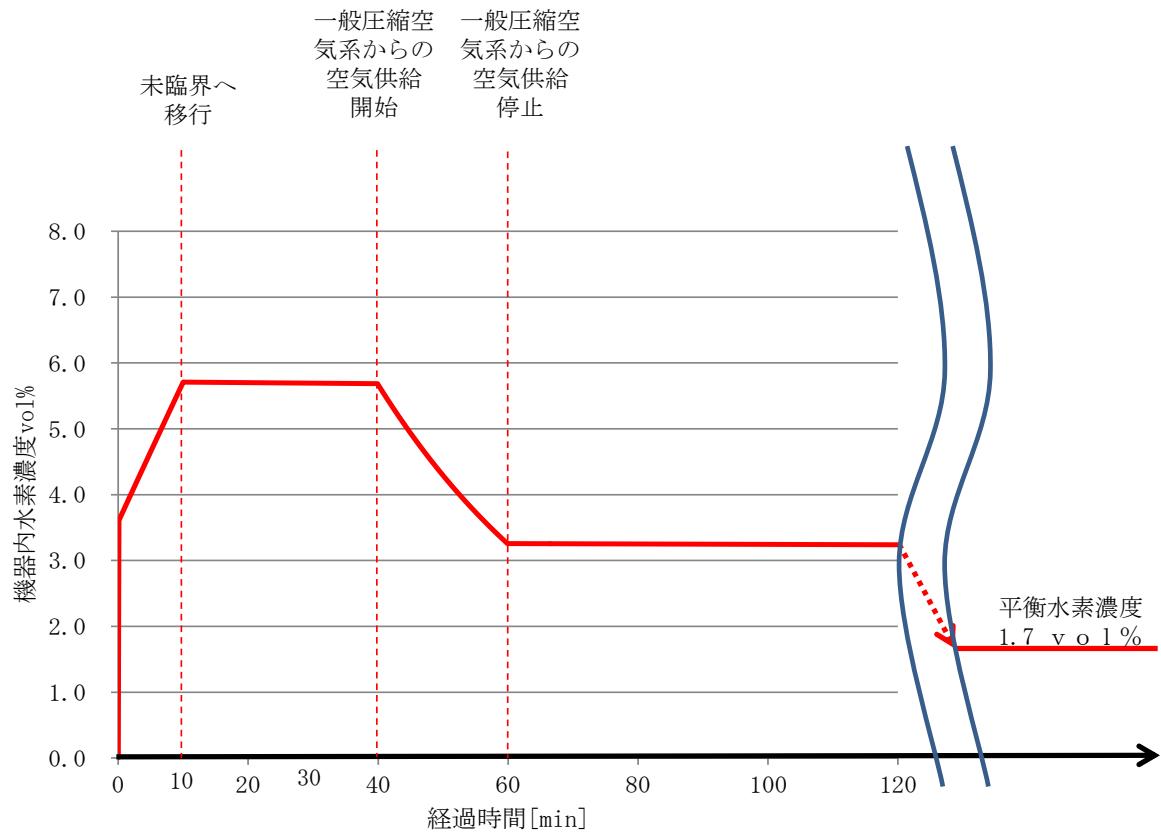
第 6.1.2-3 図 溶解槽の機器内水素濃度の推移



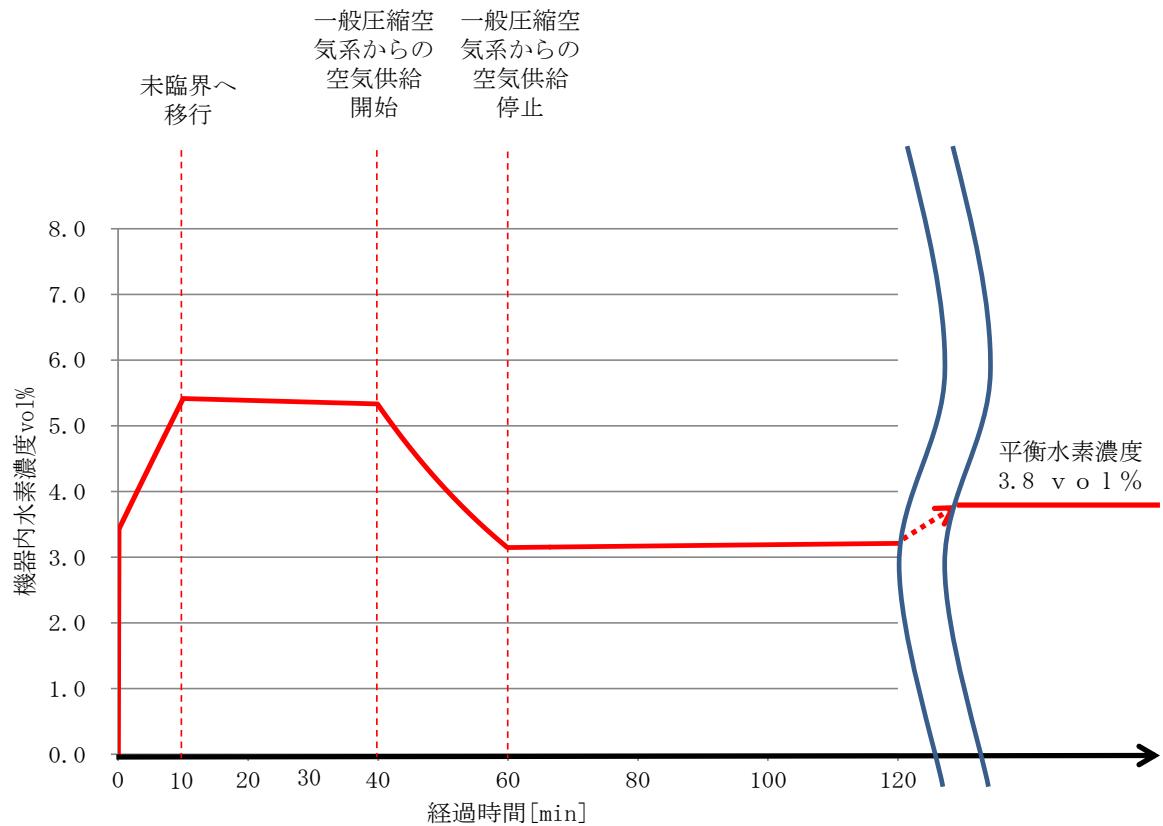
第 6.1.2-4 図 エンドベース酸洗浄槽の機器内水素濃度の推移



第 6.1.2-5 図 ハル洗浄槽の機器内水素濃度の推移



第 6.1.2-6 図 第 5 一時貯留処理槽の機器内水素濃度の推移



第 6.1.2-7 図 第 7 一時貯留処理槽の機器内水素濃度の推移

溶液中の放射性物質濃度	
S r - 90	: $7 \times 10^{14} \text{ Bq} / \text{m}^3$
C s - 137	: $1 \times 10^{15} \text{ Bq} / \text{m}^3$
E u - 154	: $5 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$
P u - 238	: $7 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$
P u - 239	: $7 \times 10^{12} \text{ Bq} / \text{m}^3$
P u - 240	: $1 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$
P u - 241	: $2 \times 10^{15} \text{ Bq} / \text{m}^3$
A m - 241	: $7 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$
C m - 244	: $5 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$



放射性物質の気相中への移行割合

ルテニウム : 溶液中の保有量の 0.1%

その他 : 全核分裂数 1.6×10^{18} のエネルギーによる蒸発量 (0.023 m^3) 中の保有量の 0.05%



せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数 : 10^4

貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合 : 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	: $2 \times 10^4 \text{ Bq}$
C s - 137	: $2 \times 10^4 \text{ Bq}$
E u - 154	: $8 \times 10^2 \text{ Bq}$
P u - 238	: $2 \times 10^3 \text{ Bq}$
P u - 239	: $2 \times 10^2 \text{ Bq}$
P u - 240	: $2 \times 10^2 \text{ Bq}$
P u - 241	: $3 \times 10^4 \text{ Bq}$
A m - 241	: $2 \times 10^3 \text{ Bq}$
C m - 244	: $9 \times 10^2 \text{ Bq}$



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	: $7 \times 10^{14} \text{ Bq} / \text{m}^3$
C s - 137	: $1 \times 10^{15} \text{ Bq} / \text{m}^3$
E u - 154	: $5 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$
P u - 238	: $7 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$
P u - 239	: $7 \times 10^{12} \text{ Bq} / \text{m}^3$
P u - 240	: $1 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$
P u - 241	: $2 \times 10^{15} \text{ Bq} / \text{m}^3$
A m - 241	: $7 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$
C m - 244	: $5 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$



放射性物質の気相中への移行割合

ルテニウム : 溶液中の保有量の 0.1%

その他 : 全核分裂数 1.6×10^{18} のエネルギーによる蒸発量 (0.023 m^3) 中の保有量の 0.05%



せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数 : 10^4

貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合 : 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	: $4 \times 10^3 \text{ Bq}$
C s - 137	: $6 \times 10^3 \text{ Bq}$
E u - 154	: $3 \times 10^2 \text{ Bq}$
P u - 238	: $4 \times 10^2 \text{ Bq}$
P u - 239	: $4 \times 10^1 \text{ Bq}$
P u - 240	: $6 \times 10^1 \text{ Bq}$
P u - 241	: $9 \times 10^3 \text{ Bq}$
A m - 241	: $4 \times 10^2 \text{ Bq}$
C m - 244	: $3 \times 10^2 \text{ Bq}$



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	: $7 \times 10^{14} \text{ Bq} / \text{m}^3$
C s - 137	: $1 \times 10^{15} \text{ Bq} / \text{m}^3$
E u - 154	: $5 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$
P u - 238	: $7 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$
P u - 239	: $7 \times 10^{12} \text{ Bq} / \text{m}^3$
P u - 240	: $1 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$
P u - 241	: $2 \times 10^{15} \text{ Bq} / \text{m}^3$
A m - 241	: $7 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$
C m - 244	: $5 \times 10^{13} \text{ Bq} / \text{m}^3$



放射性物質の気相中への移行割合

ルテニウム : 溶液中の保有量の 0.1%

その他 : 全核分裂数 1.6×10^{18} のエネルギーによる蒸発量 (0.023 m^3) 中の保有量の 0.05%



せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数 : 10^4

貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合 : 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	: $2 \times 10^4 \text{ Bq}$
C s - 137	: $2 \times 10^4 \text{ Bq}$
E u - 154	: $8 \times 10^2 \text{ Bq}$
P u - 238	: $2 \times 10^3 \text{ Bq}$
P u - 239	: $2 \times 10^2 \text{ Bq}$
P u - 240	: $2 \times 10^2 \text{ Bq}$
P u - 241	: $3 \times 10^4 \text{ Bq}$
A m - 241	: $2 \times 10^3 \text{ Bq}$
C m - 244	: $9 \times 10^2 \text{ Bq}$



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	: 7×10^{14} B q / m ³
P u - 239	: 7×10^{13} B q / m ³
P u - 240	: 1×10^{14} B q / m ³
P u - 241	: 2×10^{16} B q / m ³



放射性物質の気相中への移行割合

ルテニウム : 溶液中の保有量の 0.1%

その他 : 全核分裂数 1.6×10^{18} のエネルギーによる蒸発
量 (0.023 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



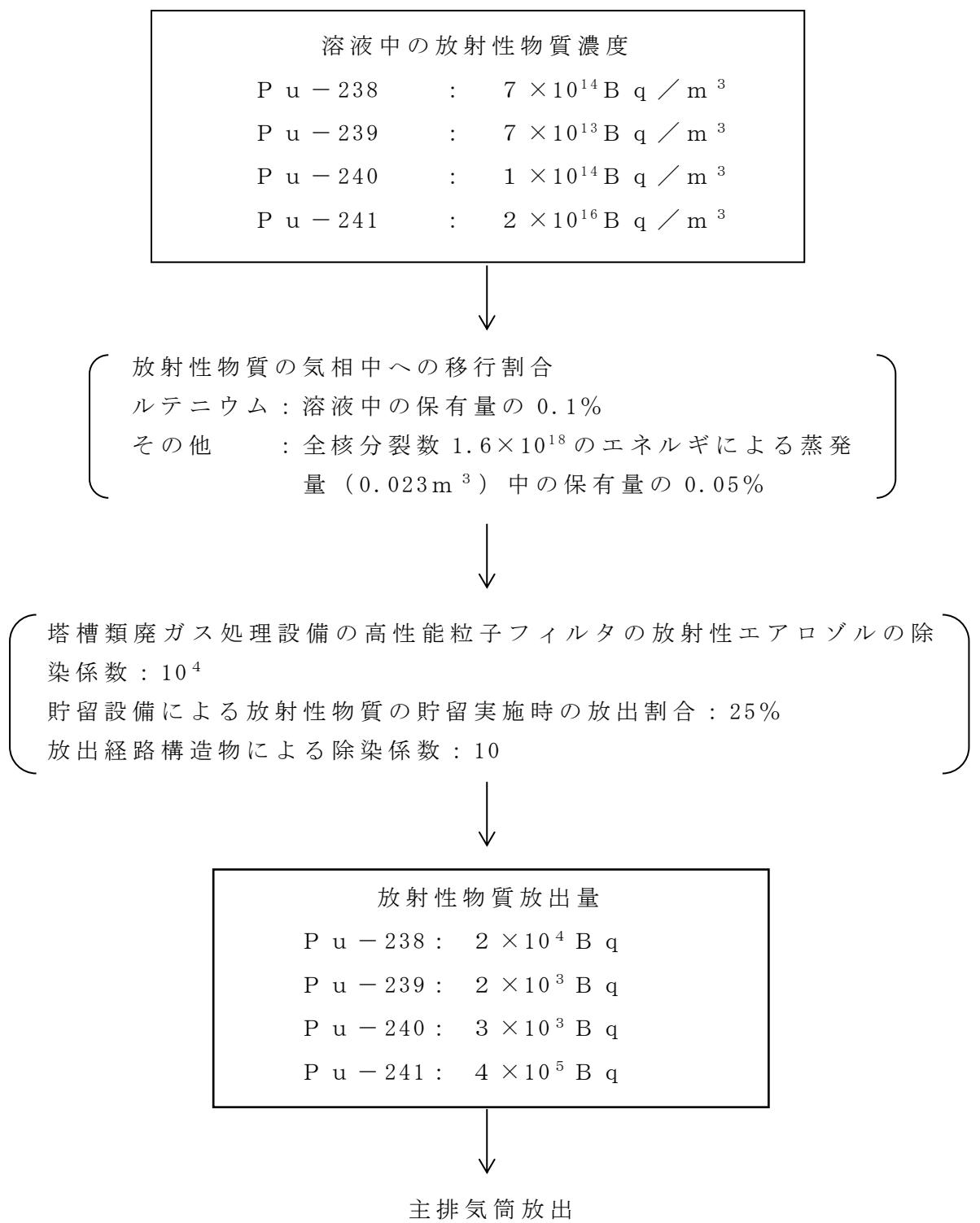
放射性物質放出量

P u - 238 :	8×10^3 B q
P u - 239 :	8×10^2 B q
P u - 240 :	2×10^3 B q
P u - 241 :	2×10^5 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



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

第28条:重大事故等の拡大防止(6. 臨界事故への対処)

再処理施設 安全審査 整理資料 補足説明資料				備考(8月提出済みの資料については、資料番号を記載)	
資料No.	名称	提出日	Rev		
補足説明資料6-1	臨界事故の概要	1/28	7	新規作成	
補足説明資料6-2	臨界事故の拡大防止対策の検討	12/6	1	新規作成	
補足説明資料6-3	臨界計算根拠	12/3	1	新規作成	
補足説明資料6-4	解析に用いるパラメータの根拠等	3/13	9	新規作成	
補足説明資料6-5	核分裂数の設定妥当性	11/25	0	新規作成	
補足説明資料6-6	不確かさの設定	3/13	7	新規作成	
補足説明資料6-7	作業時間の想定根拠	3/13	4	新規作成	
補足説明資料6-8	臨界事故時の水素発生G値	1/28	3	新規作成	
補足説明資料6-9	欠番	—	—	—	—
補足説明資料6-10	JACSコードシステムの妥当性	11/25	0	新規作成	
補足説明資料6-11	アクセスルートとホース敷設ルート	1/8	1	新規作成:(精査中)	
補足説明資料6-12	臨界事故時における敷地境界被ばく線量評価			新規作成:(精査中)	

令和2年3月13日 R9

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考した根拠等を示す。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
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. 廃ガス貯留槽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ー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（セシウムー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。

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、セシウムー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。

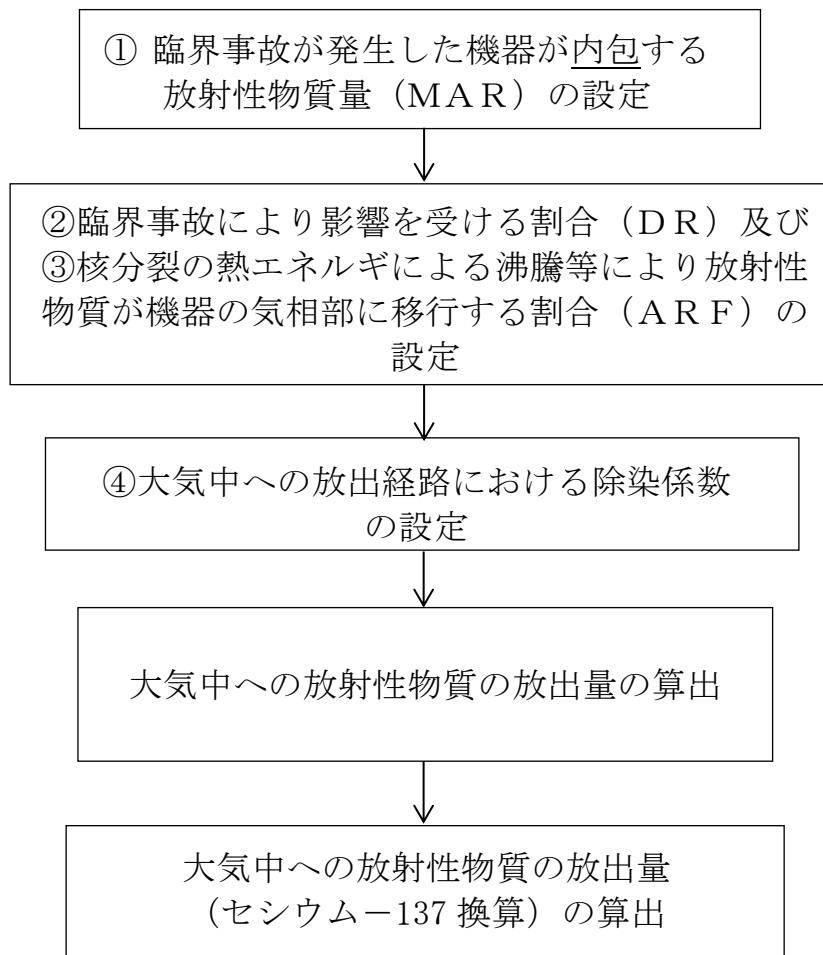
1.2 セシウムー137 換算放出量の評価条件

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内包する放射性物質量（以下、本資料において「M A R」という。）に対して、臨界事故により影響を受ける割合（以下、本資料において「D R」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「A R F」という。）及び大気中への放出経路における除染係数を考慮して算出する。

評価した大気中への放射性物質の放出量にセシウムー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（セシウムー137 換算）を算出する（1式）。

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

大気中への放射性物質の放出量（セシウムー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 4.5wt\% ，比出力 $38 \text{MW} / \text{t} \cdot \text{UPr}$ ，冷却期間15年を基に算出した放射性物質量に，使用済燃料の燃料仕様の変動に係る補正係数を考慮して，平常運転時の最大値又は臨界事故の発生が想定される条件下における放射性物質量を設定する。

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

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

第1.3-1表 燃料仕様の変動に係る補正係数

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

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

第1.3-2表 インベントリの設定根拠

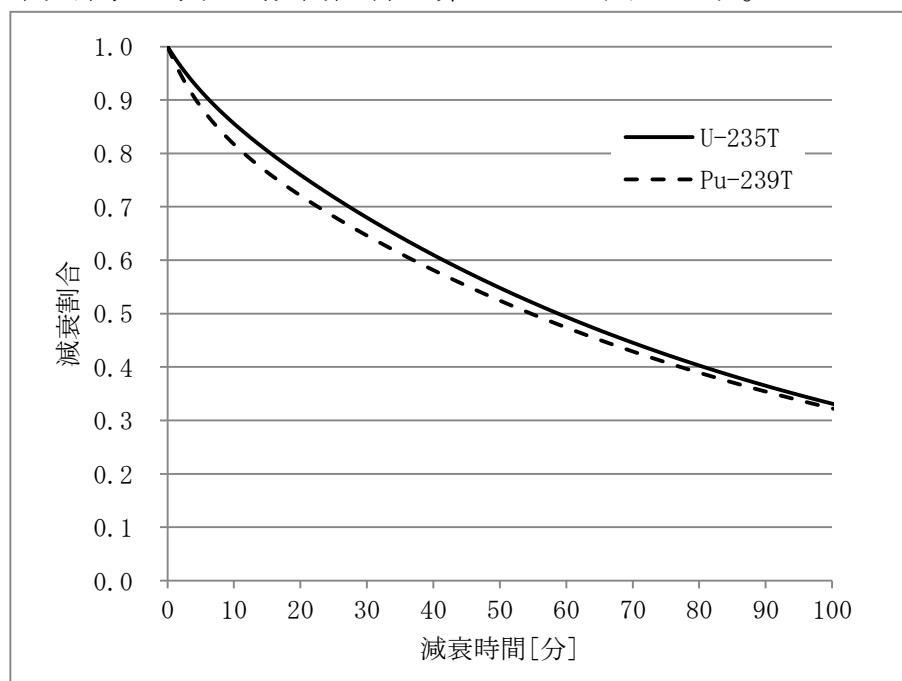
建屋	機器	使用するインベントリ	臨界の想定	根拠
前処理 建屋	溶解槽A/B	溶解液（溶解槽内）	動的機器の多重故障を想定	燃料せん断片の溶解不良による臨界事故を想定するため、溶液の放射性物質濃度は平常運転時よりも低下していることが予想されるが、安全側の評価として溶解槽の平常運転時に想定されるインベントリを用いる。
	エンドピース酸洗浄槽A/B	溶解液（溶解槽内）	動的機器の多重故障を想定	せん断機又は溶解槽から未溶解のせん断片が移行することによる臨界事故を想定するため、溶液の放射性物質濃度は当該機器の平常運転時の濃度よりも上昇している可能性があることから、溶解液のインベントリを使用して放出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

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

貯留設備の廃ガス貯留槽に導入された放射性よう素は、貯留することで、十分な減衰時間を確保する。

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

廃ガス処理系統に設置されているよう素フィルタの仕様を第 1.3-3 表に示す。

第1.3-3表 廃ガス処理系統に設置されているよう素フィルタの仕様

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

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

(2) DR

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

ルテニウム 溶液中の保有量及び臨界に伴う生成量の0.1%

その他 全核分裂数のエネルギーによる蒸発量に相当する液体
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、他の放射性物質については、放射性物質の気相中への移行率が、機器内の溶液が核分裂で発生する熱エネルギーにより蒸発することを前提として設定されていることを踏まえ、機器が保有する溶液量に対する蒸発する溶液量の割合とする。

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

具体的な蒸発量の計算例は以下のとおりである。

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

これより、

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

臨界事故時の全核分裂数は 1.6×10^{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^3] となる。

ここで、M A RとD Rの積は以下の通りに書き直せる。

・ルテニウム

$$\begin{aligned} & M A R [B q] \times D R [-] \\ & = M A R [B q] \times 1 \\ & = \text{放射性物質濃度} [B q / m^3] \times \text{機器内溶液量} [m^3] \end{aligned}$$

・その他の放射性物質

$$\begin{aligned} & M A R [B q] \times D R [-] \\ & = M A R [B q] \times D R [\text{蒸発量} \div \text{機器内溶液量}] \\ & = \text{放射性物質濃度} [B q / m^3] \times \text{蒸発量} [m^3] \end{aligned}$$

従って、放射性物質濃度 $[B q / m^3]$ × (蒸発量 $[m^3]$ 又は機器内溶液量 $[m^3]$) により M A R × D R を計算した。

(3) A R F

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A R Fは、ルテニウムに対しては 1.0×10^{-3} 、その他に対しては 5.0×10^{-4} と設定する。

本設定の根拠については1.6に示す。

(4) 大気中への放出経路における除染係数

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除染係数は以下のとおりとする。

廃ガス貯留槽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廃ガス貯留槽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 mg/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. 廃ガス貯留槽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廃ガス貯留槽に導かれ、廃ガス貯留槽で貯留されるため、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廃ガス貯留槽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、当該水蒸気及び機器に供給される圧空等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除染係数に係る値として、以下の値(LPF)を設定する。

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

DF_{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

η_{tank} : 廃ガス貯留槽による低減割合

上記のMAR, DR, ARF, 及びLPF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。

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

1.4 環境へのセシウム-137換算放出量

(1) セシウム-137換算係数

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

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

核種*i*のセシウム-137換算係数は以下の方法で算定する。

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

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

なお, 放射性希ガスに対してはセシウム-137換算係数は設定されていない。

第 1.4-1 表 主要核種に係る換算例^{*1}

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

*1 : 放射平衡核種の子孫核種の寄与は、親核種に含む。

*2 : 地表沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくに係る実効線量を用いて Cs-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	TECDC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】
	Sv/Bq	Sv/Bq	-
Pu-238	$1.13 \times 10^{-4} \text{※1}$	4.6×10^{-5}	0.41
Pu-239	$1.20 \times 10^{-4} \text{※1}$	5.0×10^{-5}	0.42
Pu-240	$1.20 \times 10^{-4} \text{※1}$	5.0×10^{-5}	0.42
Pu-241	$2.33 \times 10^{-6} \text{※1}$	9.0×10^{-7}	0.39
Am-241	9.33×10^{-5}	4.2×10^{-5}	0.45
Cm-242	5.93×10^{-6}	5.2×10^{-6}	0.88
Cm-244	5.73×10^{-5}	2.7×10^{-5}	0.47

※1：化学形態としてキレートを想定。

1.5 評価結果

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

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

さらに核分裂出力、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を第1.5-1図に示す。

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

・その他核種

核種グループ	[Bq/m ³]	[m ³]	[-]	[-]	[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
別途計算 (ルテニウムの移行率の設定が異なるため)							
Cs/Ra	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

核種	[Bq/m ³]	[Bq]	[m ³]	[-]	[-]	[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 ($C_s - 137$ 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 ³]	[m ³]	[−]	[−]	[Bq]	[−]	[Bq]
	放射能濃度	蒸発量	A R F	LPF	放出量	C_s 換算係数	Cs_{137} 換算放出量
Zr/N b	3.85E+10	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	2.21E-01	2.41E-02	5.34E-03
R u / R h 別途計算 (ルテニウムの移行率の設定が異なるため)							
C s / B a	1.94E+15	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	1.12E+04	5.13E-01	5.73E+03
C e / P r	4.32E+10	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	2.49E-01	5.35E-03	1.33E-03
S r / 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F P	9.73E+13	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	5.59E+02	4.87E-01	2.72E+02
P u (α)	1.50E+15	2.30E-02	5.00E-04	5.00E-07	8.63E+03	1.76E+00	1.52E+04
A m / C m (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
N p (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 ³]	[Bq]	[m ³]	[−]	[−]	[Bq]	[−]	[Bq]
核種	放射能濃度	MAR	蒸発量	A R F	LPF	放出量	C_s 換算係数	Cs_{137} 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 ³]	[m ³]	[-]	[-]	[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/N b	3.85E+10	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	6.64E-01	2.41E-02	1.60E-02
Ru/R h 別途計算 (ルテニウムの移行率の設定が異なるため)							
Cs/B a	1.94E+15	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	3.35E+04	5.13E-01	1.72E+04
Ce/P r	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F P	9.73E+13	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	1.68E+03	4.87E-01	8.17E+02
P u (α)	1.50E+15	2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	2.59E+04	1.76E+00	4.56E+04
A m/C m (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
N p (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 ³]	[Bq]	[m ³]	[-]	[-]	[Bq]	[-]
	放射能濃度	MAR	蒸発量	A R F	LPF	放出量	Cs換算係数
Rh-102	8.07E+08		2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	1.39E-02	0.00E+00
Ru-103		5.25E-27		1.00E-03	1.50E-06	7.88E-36	1.15E-02
Rh-103m	0.00E+00		2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	0.00E+00	0.00E+00
Ru-106		6.60E+10		1.00E-03	1.50E-06	9.90E+01	3.69E-02
Rh-106	3.30E+11		2.30E-02	5.00E-04	1.50E-06	5.69E+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 ³]	[m ³]	[-]	[-]	[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 ³]	[Bq]	[m ³]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
核種	放射能濃度	MAR	蒸発量	ARF	LPF	放出量	Cs換算係数	Cs137換算放出量
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/m³]	[m³]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
	放射能濃度	蒸発量	ARF	LPF	放出量	Cs 换算係数	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

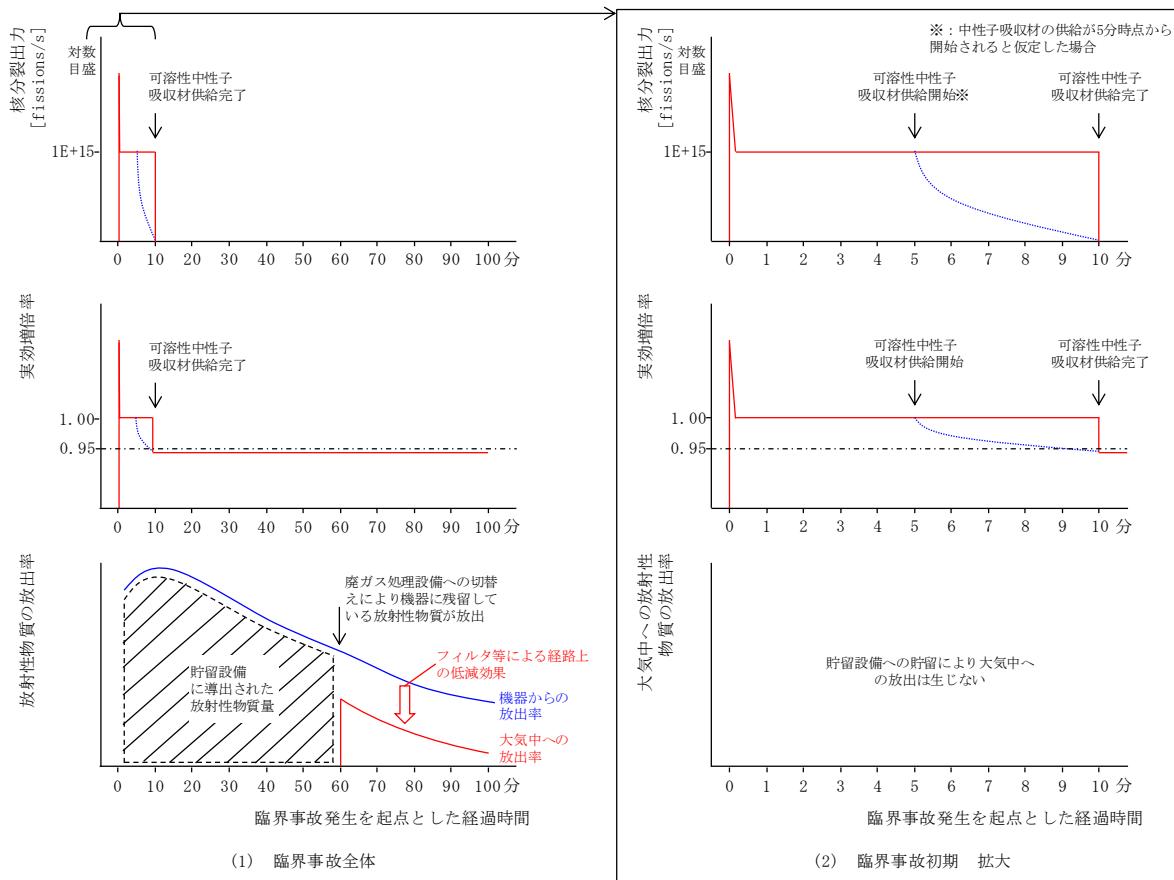
・Ru/Rh グループ

第 7 一時貯留処理槽

核種	[Bq/m³]	[Bq]	[m³]	[-]	[-]	[Bq]	[-]	[Bq]
	放射能濃度	MAR	蒸発量	ARF	LPF	放出量	Cs 换算係数	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
(Cs-137換算)

臨界事故の発生を想定する機器	評価対象	放出量(TBq)
溶解槽	Cs-137換算値	<u>1</u> × 10 ⁻⁷
エンドピース酸洗浄槽		<u>4</u> × 10 ⁻⁸
ハル洗浄槽		<u>1</u> × 10 ⁻⁷
精製建屋 第5一時貯留処理槽		<u>3</u> × 10 ⁻⁷
精製建屋 第7一時貯留処理槽		<u>8</u> × 10 ⁻⁷



第1.5-1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

1.6 DR 及び ARF の設定に係る文献の適用性について

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

4.6.2.1 Estimating Airborne Releases from Inadvertent Nuclear Criticalities in a (less than 5% ^{235}U enriched) Uranium Fuel Reprocessing Plant, NRC Regulatory Guide 3.33 (NRC 1977)

Information extracted from NRC Regulatory Guide 3.33 is shown in Table 4.25 and 4.26. The inadvertent nuclear criticality is assumed to occur in a vessel of unfavorable geometry containing a solution of 400 g/l uranium

....

- All noble gas fission products generated by the criticality or present in the solution (the noble gases in the spent fuel solution are assumed removed prior to the event) are released to the ventilated space.
- 25% of all the radioiodine generated by the criticality and present in the spent fuel solution are released to the ventilated space.
- 0.1% of the ruthenium radionuclide resulting from the excursion or initially present in the spent fuel solution prior to the event is released to the ventilated space.
- 0.05% of the salt content of the solution that is evaporated is released to the ventilated space as an aerosol.

....

第 1.6-1 図 ウラン燃料再処理施設における移行率の記載部分 (NUREG/-1320¹⁾ 括粧)

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

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

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

参考文献

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

1.7 ミスト発生によるフィルタの劣化の根拠について

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

NUREG/CR-6410¹⁾には、標準的な高性能粒子フィルタに対して過酷な条件を想定した場合の通過率の変化が示されている。

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

Waterspray時は通過率が10倍（除染係数が1桁低下）となることから、ミスト発生によるフィルタの劣化を考慮した高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数を1段あたり 10^2 と設定した。

参考文献

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

第1.7-1表 高性能粒子フィルタの通過率の変動 (NUREG/CR-6410¹)
 抜粋)

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

1.8 臨界事故において発生するミストの濃度について

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

ミスト濃度は以下の式で表される。

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

$$\text{ミスト濃度} (\text{mg/m}^3) = \frac{\text{エアロゾル発生速度 (kg/h)}}{\text{蒸気速度(m3/h)}} \times 10^6 \quad (\text{mg/m}^3) \dots (2)$$

※1 臨界事故発生から未臨界に至るまでの溶液の移行量 (kg)

= 溶液の質量(kg) × 放射性物質の気相への移行割合 … (3)

ここで、放射性物質の気相部への移行割合は 5×10^{-4} である。

※2 臨界により蒸発する溶液は水とする。

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

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

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

従って、臨界事故によって発生する放射性エアロゾルのミスト濃度は 100 mg/m^3 以上であるから、配管曲部における除染係数として 10 を見込むことができる。

参考文献

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

1.9 エアロゾルの放出割合の設定根拠

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

1.9.1 機器の気相部に導入される放射能量

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

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

ε : 気相への移行割合 [1]

C_l : 液相中の放射能濃度 [Bq/m³]

v_{vap} : 単位時間当たりの溶液の蒸発量[m³/h]

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

1.9.2 機器の気相部から機器外へ移行する放射能量

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、 Δt [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 Δt [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 Δt [h]の間に機器に流入する気体等より混合し、均一になり、 Δt [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/m³]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能量 [Bq]
 A_{ex} : 機器の気相部から機器外へ移行する放射能量 [Bq]
 V_g : 機器の気相部体積 [m^3]
 R : 機器に供給される気体の流量 [m^3/h]
 q_{vap} : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m^3/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^3/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^3/h]

である。

これより、時間 Δt [h] の間に機器の気相部から機器外へ移行する放
射能量 ΔA_{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能量 A_{in} 及び機器の気相
部から機器外へ移行する放射能量 A_{ex} は以下の式により求められる。

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

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
通りに置き換える、 Δt を十分小さくとって計算する。

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

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

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
ε [1]	5.0E-4	同左	同左	同左	同左	
v_{vap} [m^3/h]	5.11E-2	同左	同左	同左	同左	
$V_{vap, burst}$ [m^3]	1.42 E-2	同左	同左	同左	同左	
R_0 [m^3/h]	0.279	0.2	0.139	0.042	0.381	
R' [m^3/h]	6	同左	同左	同左	同左	
q_{vap} [m^3/h]	86.9	同左	同左	同左	同左	※1
$Q_{vap, burst}$ [m^3]	24.1	同左	同左	同左	同左	※1
V_g [m^3]	6.97	3	7.008	4.2	13	

※1 蒸気量の計算方法は以下のとおり。

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

これより、蒸発蒸気量 [m^3/h] = 核分裂率[fissions/s] × $3600[s/h] \times 200 \times 10^6$ [eV] × 1.60218×10^{-19} [J/eV] / (2257 [kJ/kg] × 1000 [kJ/J] × 1000 [kg/m³])

バースト期の蒸発量は、上記の式で

蒸発蒸気量 [m^3/h] → 蒸発蒸気量 [m^3]

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	6 [m ³ /h] ^{*1}	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 ³ /h] ^{*1} を考慮する。
追加空気の供給開始時間	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
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化しないため、運転時に想定される気相部の容積とする
	第5一時貯留処理槽及び第7一時貯留処理槽	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 + γ) 線 実効エネルギー E (MeV/dis)	気相移行 割合
	U-235	Pu-239				
Kr-83m	0.53	0.29	1.83 h	1.050E-04	2.500E-03	1
Kr-85m	1.31	0.55	4.48 h	4.300E-05	1.590E-01	1
Kr-85	0.29	0.13	10.73 y	2.050E-09	2.200E-03	1
Kr-87	2.54	0.95	76.3 m	1.510E-04	7.930E-01	1
Kr-88	3.58	1.32	2.8 h	6.880E-05	1.950E+00	1
Kr-89	4.68	1.46	3.18 m	3.630E-03	2.067E+00	1
Xe-131m	0.04	0.05	11.9 d	6.740E-07	2.000E-02	1
Xe-133m	0.19	0.23	2.25 d	3.570E-06	4.200E-02	1
Xe-133	6.77	6.97	5.29 d	1.520E-06	4.500E-02	1
Xe-135m	1.06	1.56	15.65 m	7.380E-04	4.320E-01	1
Xe-135	6.63	7.47	9.083 h	2.120E-05	2.500E-01	1
Xe-137	6.13	6.24	3.83 m	3.020E-03	1.810E-01	1
Xe-138	6.28	4.89	14.17 m	8.150E-04	1.183E+00	1
I -129	0.66	1.51	15700000 y	1.400E-15	2.400E-02	0.25
I -131	2.84	3.74	8.06 d	9.950E-07	3.810E-01	0.25
I -132	4.21	5.27	2.28 h	8.450E-05	2.253E+00	0.25
I -133	6.77	6.93	20.8 h	9.260E-06	6.080E-01	0.25
I -134m	0.43	0.96	3.7 m	3.120E-03	2.280E-01	0.25
I -134	7.61	7.29	52.6 m	2.200E-04	2.750E+00	0.25
I -135	6.41	6.31	6.61 h	2.910E-05	1.645E+00	0.25

2.2 機器の気相部に導入される放射能量

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

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

f : 単位時間当たりの核分裂数[fissions/s]

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

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

Y_i : 核種 i の核分裂収率 [1/fission]

λ_i : 核種 i の崩壊定数[1/s]

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

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

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

上式より

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

[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能量

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、 Δt [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 Δt [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 Δt [h]の間に機器に流入する気体等より混合し、均一になり、 Δt [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/m³]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能量 [Bq]
- A_{ex} : 機器の気相部から機器外へ移行する放射能量 [Bq]
- V_g : 機器の気相部体積 [m³]
- R : 機器に供給される気体の流量 [m³/h]
- q_{vap} : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m³/h]

ここで、

$$R = R_0 + R'$$

- R_0 : 臨界事故発生時から機器に供給される計装用圧縮空気、水素掃気用空気等の流量 [m³/h]
- R' : 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 [m³/h]

である。

これより、時間 Δt [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する放射能量 ΔA_{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能量 A_{in} 及び機器の気相部から機器外へ移行する放射能量 A_{ex} は以下の式により求められる。

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

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 $\Delta A'_{\text{ex}}$ [Bq]は、以下の式で表せる。

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

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

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。

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

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($1 - A_{\text{ex}} / A_{in}$)に減衰率を乗じた $D \times (1 - A_{\text{ex}} / A_{in})$ が機器内の残留割合（減衰考慮）となる。

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

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

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、廃ガス貯留槽による放射性物質を含む気体の導出完了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 $6 [\text{m}^3/\text{h}]$ 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、廃ガス貯留槽への導出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 $0 [\text{m}^3/\text{h}]$ 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 ³ /h]	0.279	0.2	0.139	0.042	0.381	
R' [m ³ /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 ³ /h]	0	同左	同左	同左	同左	考慮しな い。
$Q_{vap, burst}$ [m ³]	0	同左	同左	同左	同左	同上
V_g [m ³]	6.97	3	7.008	4.2	13	

第 2.4-2 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※ ¹ 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※ ¹ 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※ ²	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化しないため、運転時に想定される気相部の容積とする

項目	設定値	設定根拠
	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
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※ ¹ を起点として40分から開始し、60分まで： 6 m ³ /h 臨界事故の検知※ ¹ を起点として60分以降： 0 m ³ /h	水素を含む気体を掃気するために供給する空気流量。 廃ガス貯留槽への導出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 ³ /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※ ¹ から10分～機器の気相部外へ排出されるまで	可溶性中性子吸收材の供給完了(臨界事故の検知※ ¹ 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廃ガス貯留槽に貯留される。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 $6 \text{ m}^3/\text{h}$ 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)	5.3×10^{-3}	5.3×10^{-3}	5.3×10^{-3}	8.3×10^{-3}	8.3×10^{-3}	-
④	放射性希ガス等 の機器内残存率 (減衰考慮) $(=② \times ③)$ $D \times (1 - A_{ex} / A_{in})$	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 放出放射性物質量において支配的
となる核種の核分裂収率

	U-235T		Pu-239T	
核種	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 Δt [h]の間に溶液中から気相部に移行する放射線分解水素（機器の気相部に導入される水素量） ΔA_{in} [m^3]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^3/s]

$v_{H_2,sol}$ ：単位時間当たりの溶液由来の水素発生量 [m^3/s]

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

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

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

3.2 機器の気相部から機器外へ移行する水素量

臨界事故が発生した機器に供給される気体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 Δt [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^3]
 R : 機器に供給される気体の流量 [m^3/h]
 q_{vap} : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m^3/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^3/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^3/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($v_{H_2,crit} + v_{H_2,sol}$) × 3600 [m^3/h]を見込む。

これより、時間 Δt [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する水素量 ΔA_{ex} [m^3]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^3]以上) に対して無視できるほど小さいため、沸騰による溶液量の減少に伴う機器の気相部体積の増加は考慮しない。

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

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

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、 Δt を十分小さくとって計算する。

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

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

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

$V_{H_2, burst}$ 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^3/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 ³ / h]	1.1E-2	6.6E-4	7.3E-4	7.3E-4	1.5E-2	
R_0 [m ³ / h]	0.279	0.2	0.139	0.042	0.381	
R' [m ³ / 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 ³ / h]	0	同左	同左	同左	同左	
$Q_{vap, burst}$ [m ³]	0	同左	同左	同左	同左	
V_g [m ³]	6.97	3	7.008	3.6	3.8	

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

項目	設定値	設定根拠
プラト一期の核分裂率	1E+15 fissions/s	過去の事故より設定
バースト期の核分裂数	1E+18 fissions	同上
水素発生量(溶液由来)	機器毎に設定	臨界事故発生時の溶液の性状を考慮して設定。 ^{※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 ³ /h	各機器に 6 [m ³ /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化しないため, 運転時に想定される気相部の容積とする
	第 5 一時貯留処理槽及び第 7 一時貯留処理槽	運転実績から想定される機器内溶液の Pu 溶液の濃度, 及び誤移送時の最大溶液量から設定。

※ 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。

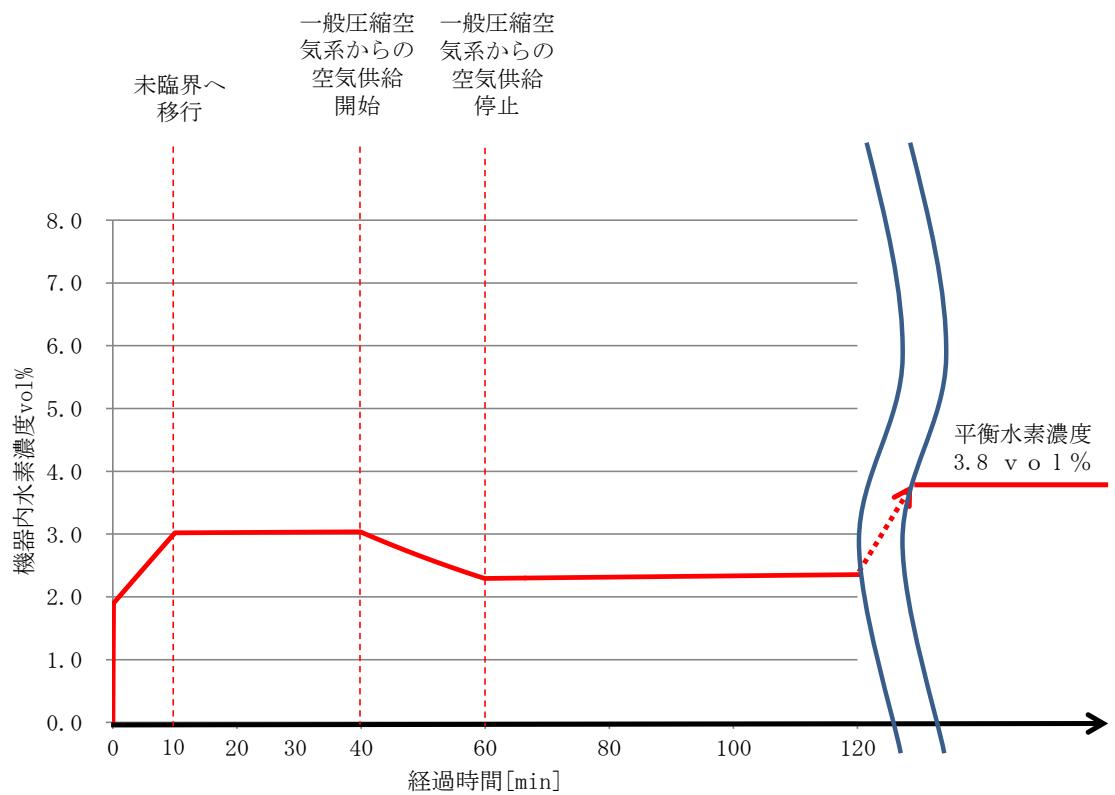
3.4 計算結果

追加空気として各機器に 6 [m³/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 [m³/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。

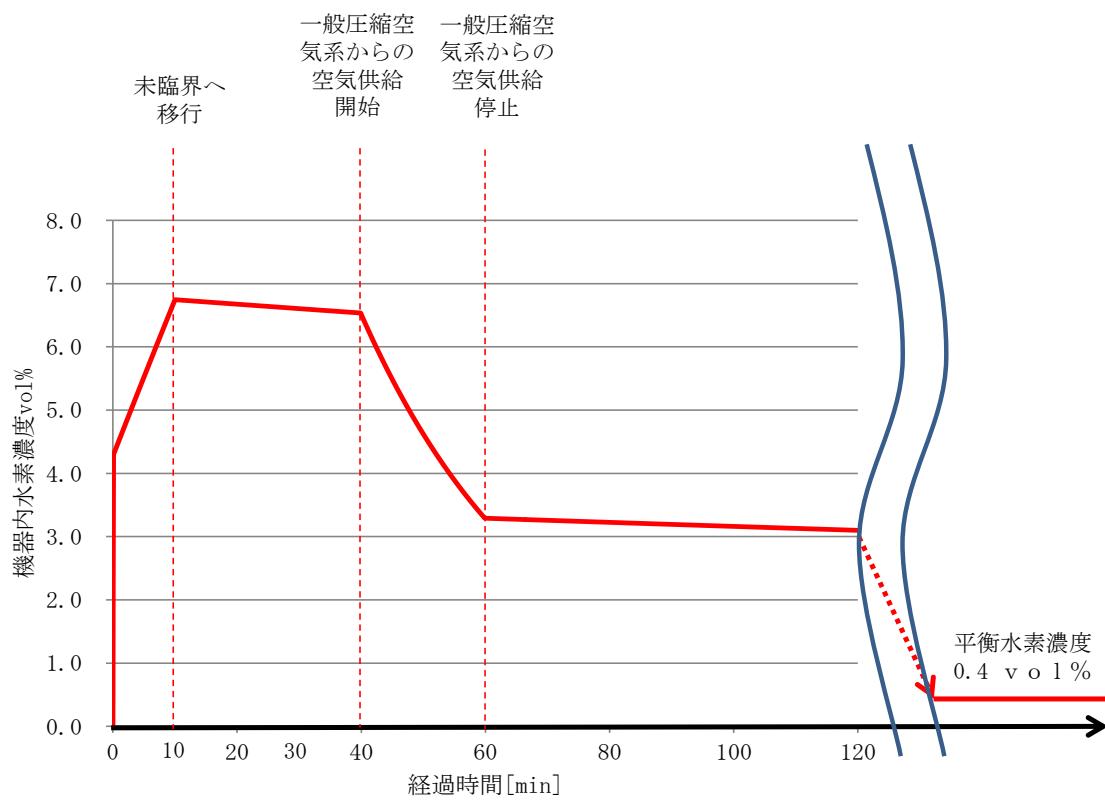
また、第 3.4-1 表に示されるとおり、全ての機器で、溶液由来の放射線分解水素の水素濃度平衡値がドライ換算 4 v o 1 % を下回ることから、一般圧縮空気供給設備からの空気の供給により機器内の水素濃度を可燃限界濃度未満にした後に、一般圧縮空気供給設備からの空気の供給を停止した場合においても、機器内の水素濃度が可燃限界濃度に達することはない。

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

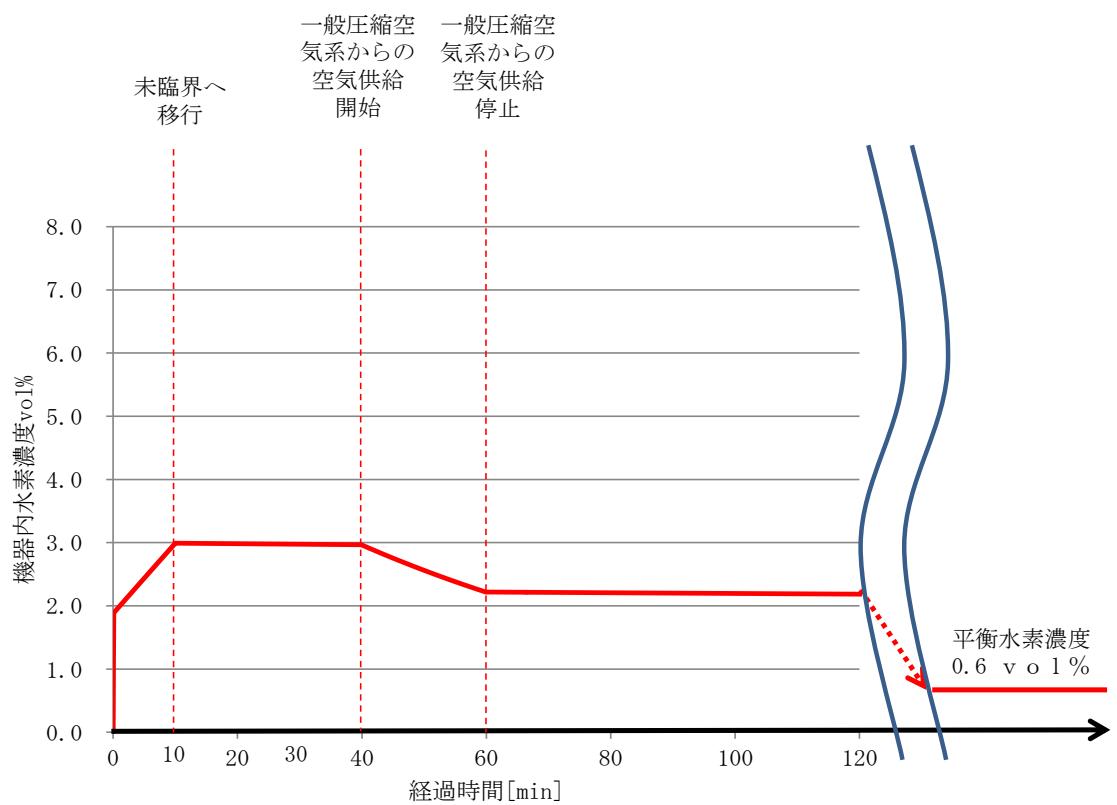
項目	機器に供給される空気量 [m ³ /h] R_0	水素発生量(溶液由来) [m ³ /h] ($v_{H_2,sol} \times 3600$)	溶液由来の放射線分解水素の水素濃度平衡値 [vol%] $\frac{v_{H_2,sol} \times 3600}{v_{H_2,sol} \times 3600 + R_0}$
溶解槽	0.279	1.1E-2	3.8
エンドビース酸洗浄槽	0.2	6.6E-4	0.4
ハル洗浄槽	0.139	7.3E-4	0.6
第5一時貯留処理槽	0.042	7.3E-4	1.7
第7一時貯留処理槽	0.381	1.5E-2	3.8



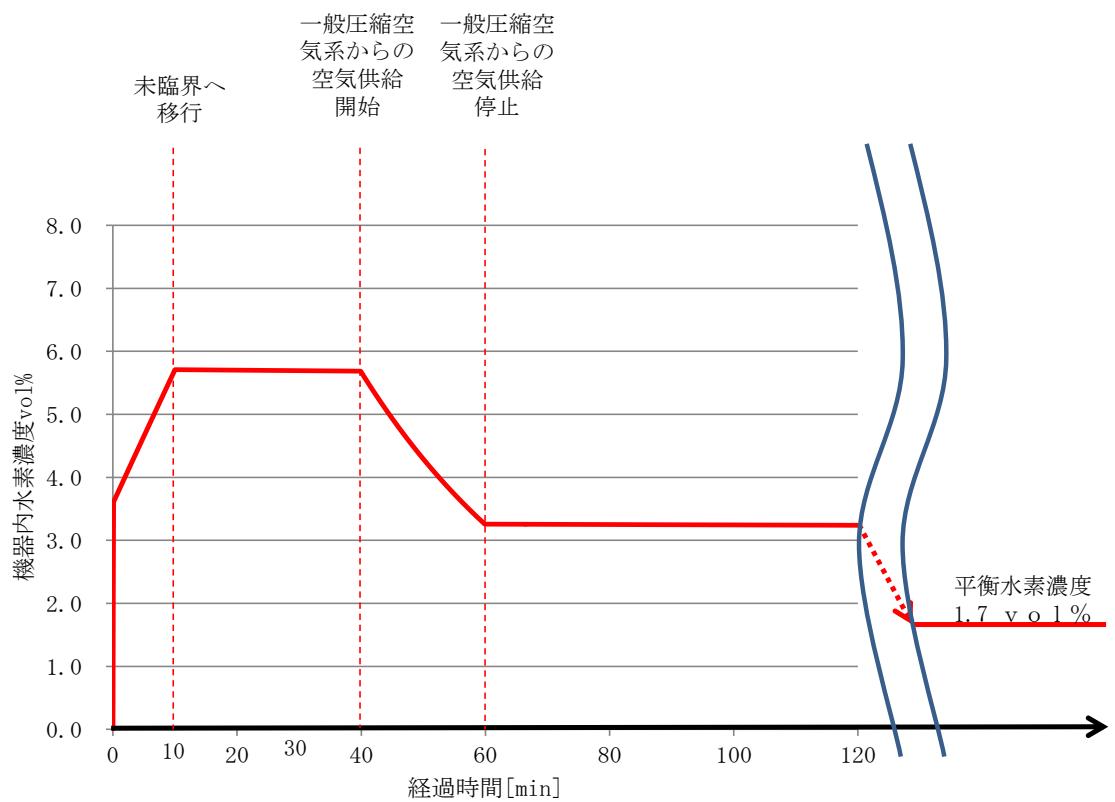
第 3.4-1 図 溶解槽の機器内水素濃度のトレンド
(水素掃気用の追加供給空気 $6 \text{ m}^3/\text{h}$)



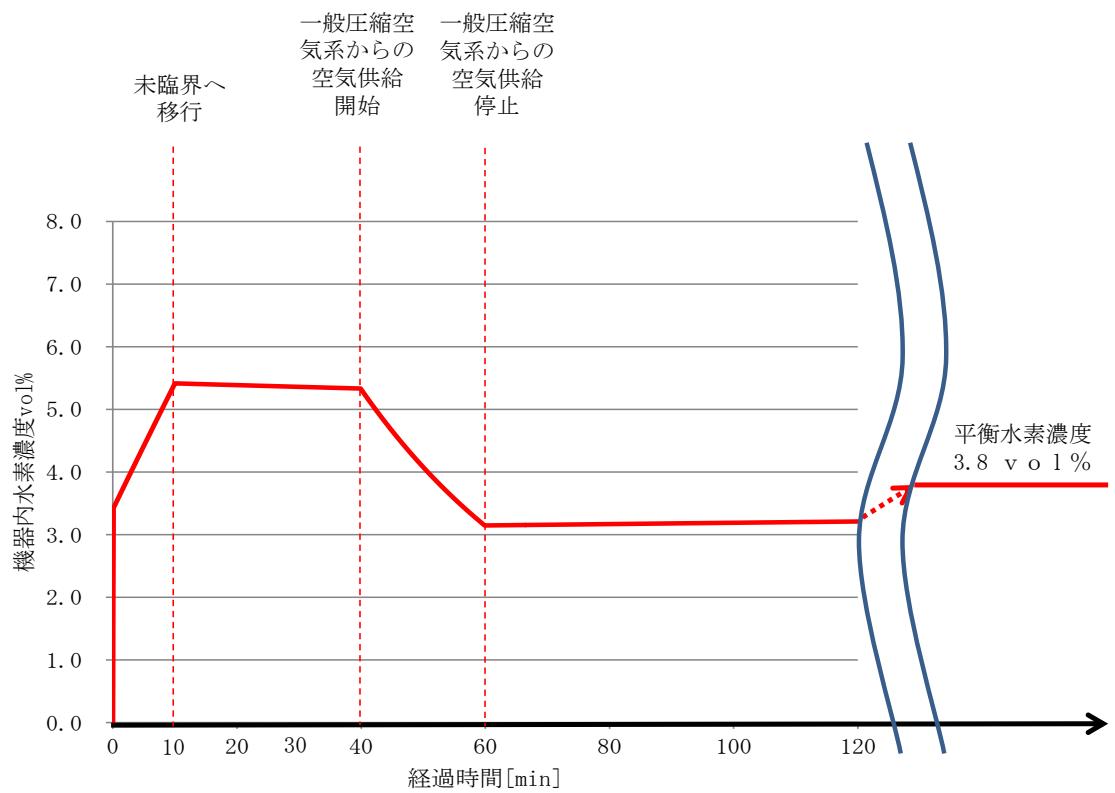
第3.4-2図 エンドピース酸洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド
(水素掃気用の追加供給空気 6 m³/h)



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 $6 \text{ m}^3/\text{h}$)



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 $6 \text{ m}^3/\text{h}$)



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 $6 \text{ m}^3/\text{h}$)

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 ³]	硝酸濃度 [mol/L]	G 値		崩壊熱密度		水素発生量 [m ³ /h]
				Gα [molecules/100eV]	Gβ γ [molecules/100eV]	α [W/m ³]	β [W/m ³]	
前処理建屋	溶解槽 A	3	0	1.4E+00	4.5E-01	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 ^{※1}	崩壊熱密度 [W/m ³]
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が変化しないため、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 ₂ (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 ^{※2} 。	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遊離硝酸濃度を 0 [mol/L] とする。
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 NO₂ 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、UO₂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）の評価では廃ガス貯留槽への貯留を考慮し、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（廃ガス貯留槽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廃ガス貯留槽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（廃ガス貯留槽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 [B_q / 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 [B_q] より、3ヶ月放出での放出率 [B_q / s] を算出する。

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

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

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

算出した周辺監視区域外の空気中の濃度について α 核種及び $\beta\gamma$ 核種をそれぞれ合計し、 α 核種については放出が想定される $\beta\gamma$ 核種の中で最も保守側の値となるCm-250の濃度限度 $2 \times 10^{-10} [\text{Bq}/\text{cm}^3]$ 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 8×10^{-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 $[\text{Bq}/\text{cm}^3]$ （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 1.3×10^{-3} であり、1未満となる。

(2) 放射性希ガス等

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

(3) 結論

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

なお、基準規模を超える臨界事故（バースト期の核分裂数： $1.1 \times 10^{17} \text{ fission}$ 、プラト一期の核分裂数 $1.0 \times 10^{16} \text{ fission}$

s ions/s 及び臨界継続時間5分)では、 1.6×10^{18} fissions から 3.1×10^{18} fissions 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. 廃ガス貯留槽内の放射性物質濃度の推移について

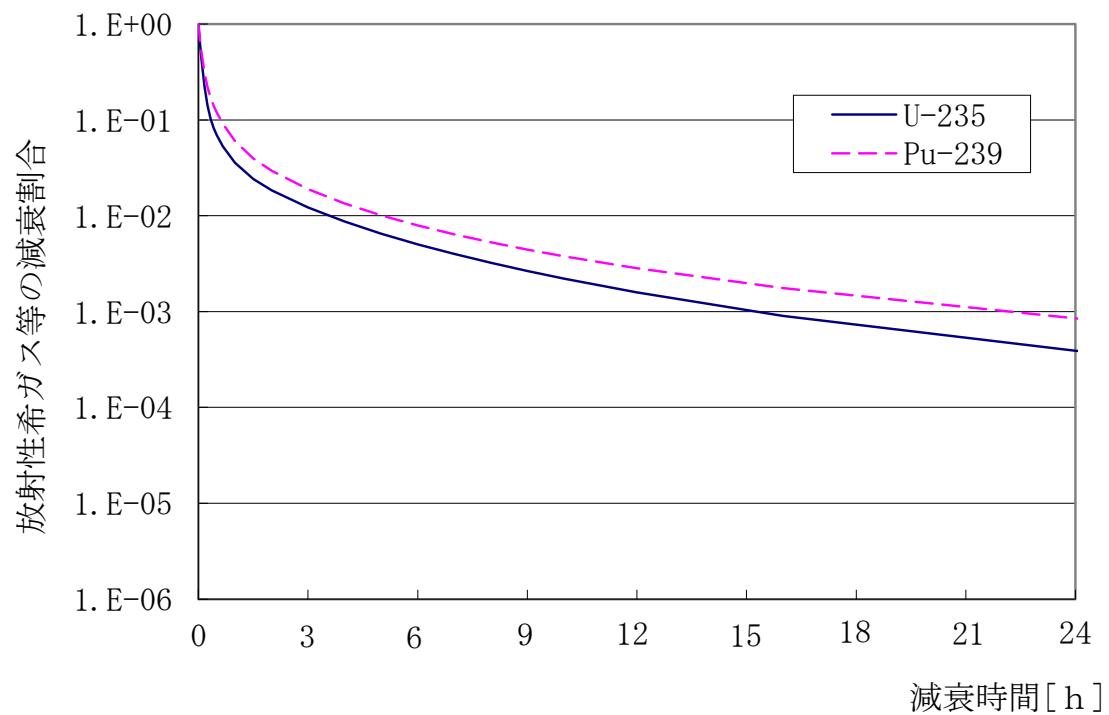
臨界事故が発生した場合には、直ちに自動的に臨界事故が発生した機器に接続される廃ガス処理設備を停止すると共に、臨界が発生した機器から廃ガス貯留槽への経路を確立し、空気圧縮機を用いて廃ガス貯留槽に放射性物質を含む気体を貯留する。また、臨界事故が発生した機器に空気を供給し、機器の気相部内に存在する放射性物質を含む気体を掃気し、廃ガス貯留槽に導く。

ここでは、廃ガス貯留槽による放射性物質を含む気体の導出完了後、廃ガス貯留槽内の放射性物質（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。

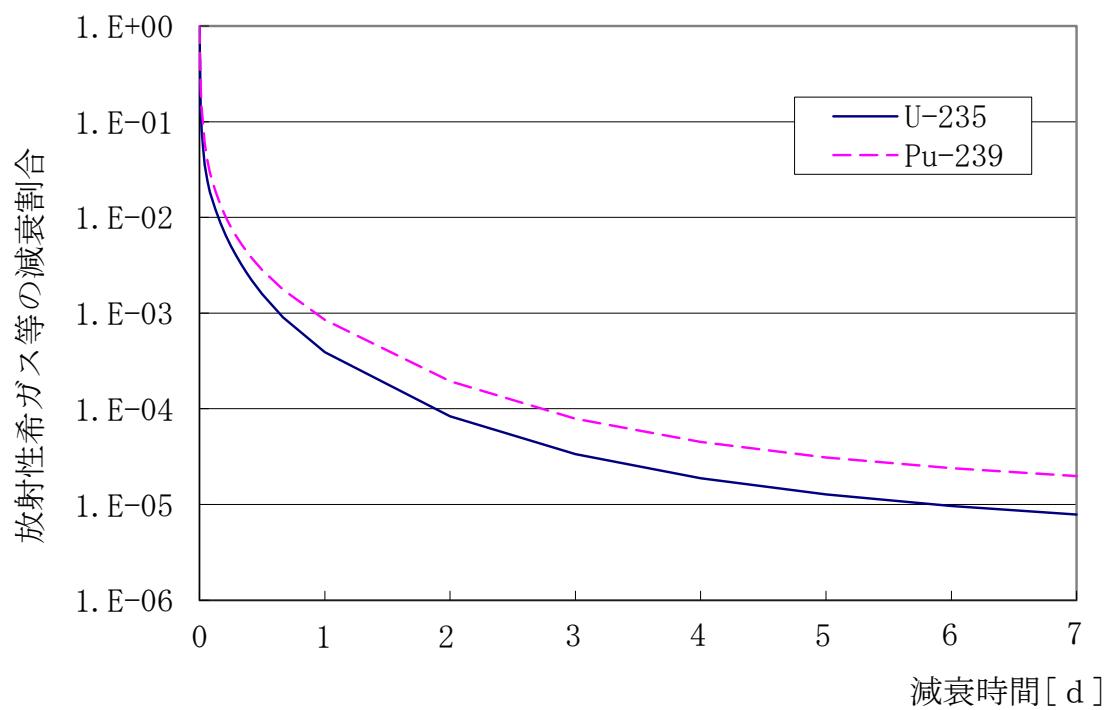
5.1 放射性希ガス等

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）

令和元年3月13日 R7

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量 (M A R)

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

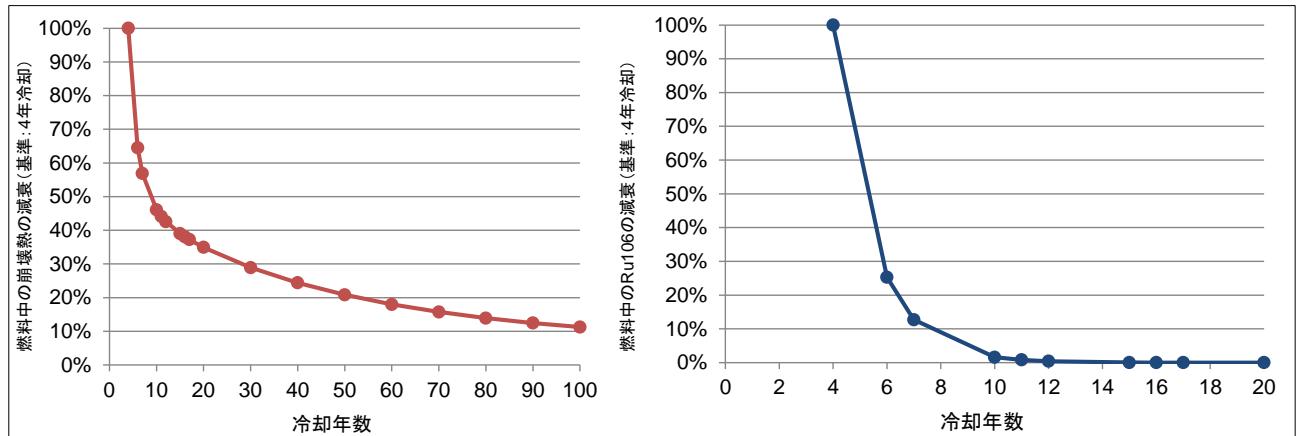
燃料型式	PWR
初期濃縮度	4.5wt%
燃焼度	45,000MWd/t・U _{Pr}
比出力	38MW/t・U _{Pr}
冷却年数	15 年

第2表 燃料使用の変動に係る補正係数

元素グループ	燃料仕様の変動に係る 補正係数
Ru/Rh	1.7
その他 FP* ¹	1.1
Pu	α
	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 (D R)

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考し、核分裂数の上振れを推定すると、臨界事故のバースト期、プラト一期の核分裂率の最大値はそれぞれ 1.1×10^{17} fissions (United Nuclear Fuels Recovery Plant 1964年：第3表及び第4表 No. 14)，及び推定 4.5×10^{16} fissions/sec (Idaho Chemical Processing Plant 1959年：第3表及び第4表 No. 6) である。⁽¹⁾

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

上記を踏まえ、上振れを考慮する場合においては、バースト期の核分

裂数を 1.1×10^{17} f i s s i o n s, プラト一期の核分裂数を 1×10^{16} f i s s i o n s / sec 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收材供給系から、未臨界に必要な量の可溶性中性子吸收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收材の供給時間を総合的に考慮すると、全核分裂数は 3.1×10^{18} 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⁽¹⁾

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

* System description was not adequate to estimate parameter.

第4表 過去の臨界事故での核分裂数及び核分裂率の推定値

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

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

b. 下振れ効果

今回設定した全核分裂数 1.6×10^{18} fission 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} fissions 程度の場合もあることから、1桁程度下振れする可能性がある。

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

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

不確かさの幅の設定は行わない。

(4) 大気中への放出経路における除染係数

a. 上振れ効果

臨界事故への対策として実施する廃ガス貯留槽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、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、除染係数は2桁程度の低下となり、すなわち大気中への放射性物質の放出量は2桁程度の上振れを有する可能性がある。

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段当たりの除染係数を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、すなわち大気中への放射性物質の放

出量は1桁程度の下振れを見込める。

さらに、上記廃ガス処理設備には洗浄塔等の機器が設置されているため、洗浄塔による放射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L P F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⁽⁴⁾

Table F-6. Range of Experimental Values for Structurally Damaged Standard HEPA Filters (Bergman, et al. 1995a)	
Parameter	Effect on Filter Penetration
Baseline	0.1 percent
HF Corrosion 1,500 ppm-hr.	0.1 percent increase
Temperature	
Increase from 25-200 °C	Decreases penetration from 0.01 to 0.001 percent
200 °C	0.03-0.01 percent
240 °C for 6 hours	0.01 percent
300 °C	0.12-0.01 percent
350 °C	0.4-0.03 percent
500 °C	0.9-0.2 percent
500 °C for 10-45 min.	0.9-0.1 percent
538 °C	1.2-0.5 percent
Moisture	
Up to 100 percent RH	Negligible effect
Water spray loaded to 8 in.	Increase by 10 times
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.	Penetration increases by factor of 10
Oil aerosols	Penetration increase is $1.3P_i \Delta P / \Delta P_i$ 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_x の存在下において行なわれるものであることを考慮し、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

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

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(TBq)	
		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	1.1×10^{-7}	6.7×10^{-7}
エンドピース酸 洗浄槽		3.5×10^{-8}	1.7×10^{-7}
ハル洗浄槽		1.1×10^{-7}	1.5×10^{-7}
精製建屋 第5 一時貯留処理槽		3.1×10^{-7}	3.8×10^{-7}
精製建屋 第7 一時貯留処理槽		7.6×10^{-7}	9.4×10^{-7}

3. 挥発性ルテニウムの除染係数

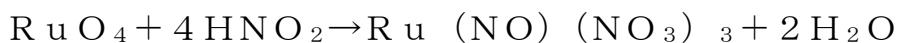
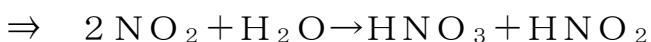
以下、(1)及び(2)に放出経路における揮発性ルテニウムの挙動イメージを示す。

ただし、揮発性ルテニウムの挙動については、不確実さが大きく、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RuO₄は蒸気の凝縮に伴い凝縮液中へ移行する。
- NOx由来の亜硝酸(HNO₂)とRuO₄が反応し、ニトロシルルテニウム化合物を形成する。



- 残存するRuO₄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。

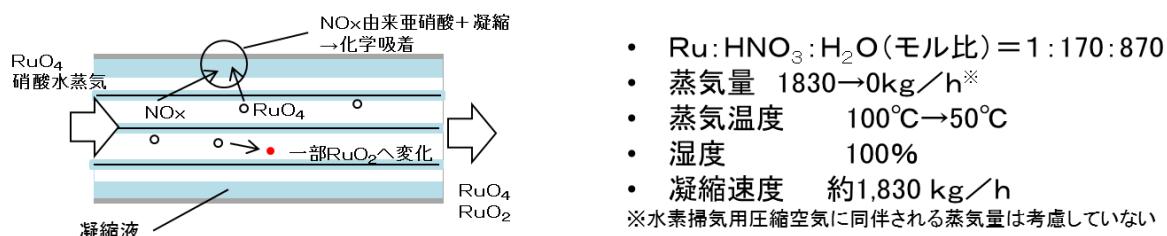


第2図 貯槽から廃ガス処理設備に設置している洗浄塔入口までのラインにおける揮発性Ruの挙動イメージ

(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⁽⁶⁾ではNO_xを付加せずガスモル比が近い条件で除染係数1.2(LPF=0.82)
 - また、NO_xを付加した条件では除染係数25(LPF=0.04)
 - 気相中のRuO₄は蒸気の凝縮に伴い凝縮液中へ移行する。
 - NO_x由来の亜硝酸(HNO₂)とRuO₄が反応し、ニトロシリルルテニウム化合物を形成する。
- $$\Rightarrow 2\text{NO}_2 + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{HNO}_3 + \text{HNO}_2$$
- $$\text{RuO}_4 + 4\text{HNO}_2 \rightarrow \text{Ru}(\text{NO})(\text{NO}_3)_3 + 2\text{H}_2\text{O}$$
- 蒸気の凝縮に伴い、雰囲気中の硝酸水蒸気が減少し、RuO₄の一部が固体状RuO₂へ変化する。
- $$\Rightarrow \text{RuO}_4(\text{g}) \rightarrow \text{RuO}_2(\text{s}) + \text{O}_2$$
- 実際の高レベル濃縮廃液において、気体状のRuの放出に対して模擬廃液の加熱試験と同様の比でNO_xが放出される場合、LPFのさらなる低下が予想され、この場合、最大で除染係数25となる。



- Ru:HNO₃:H₂O(モル比)=1:170:870
 - 蒸気量 1830→0kg/h*
 - 蒸気温度 100°C→50°C
 - 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_x吸收塔）には溶解設備で供給されたNO_xが付加されていることから、同様の低下が期待できる。

4. 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気

一般圧縮空気系からの水素掃気のための空気の供給により、溶液がかくはん状態となり、溶液中から機器の気相部への水素の移行量が増大すること
で、溶液由来の放射線分解水素にかかる見かけ上のG値が上昇する可能性が
考えられるが、第9表に示すとおり、空気の供給流量が水素発生量に対し十分に大きいことから、溶液のかくはんを考慮しても、空気の供給により臨界事故が発生した貯槽等内の水素濃度が低下することに変わりはない。

第9表 一般圧縮空気系からの水素掃気のための空気の供給流量

<u>建屋名</u>	<u>臨界事故の発生を想定する機器</u>	<u>溶液由来の水素発生量 [m³/h]</u> <u>①</u>	<u>一般圧縮空気系からの水素掃気のための空気の供給流量 [m³/h]</u> <u>②</u>	<u>水素発生量／水素掃気のための空気供給量</u> <u>②／①</u>
<u>前処理建屋</u>	溶解槽A	1.1E-02	6	5.4E+02
	溶解槽B	1.1E-02	同上	5.4E+02
	エンドピース酸洗浄槽A	6.6E-04	同上	9.0E+03
	エンドピース酸洗浄槽B	6.6E-04	同上	9.0E+03
	ハル洗浄槽A	7.3E-04	同上	8.2E+03
	ハル洗浄槽B	7.3E-04	同上	8.2E+03
<u>精製建屋</u>	第5一時貯留処理槽	7.3E-04	同上	8.2E+03
	第7一時貯留処理槽	1.5E-02	同上	4.0E+02

5. 参考文献

- (1) “A Review of Criticality Accidents 2000 Revision”, LA-13638
- (2) “Siting 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

令和 2 年 3 月 13 日 R4

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の確認による臨界事故の拡大防止対策の作業の着手判断及び実施判断	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
固体状の核燃料物質の移送停止	1分	約1分	訓練実績（中央制御室）
臨界事故が発生したセル周辺の線量当量率の計測による未臨界への移行の成否判断	25分	約25分	建屋内の移動及び線量当量率の測定時間として25分を想定

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

(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の確認による臨界事故の拡大防止対策の作業の着手判断及び実施判断	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
液体状の核燃料物質の移送停止	1分	約1分	訓練実績（中央制御室）
臨界事故が発生したセル周辺の線量当量率の計測による未臨界への移行の成否判断	25分	約25分	建屋内の移動及び線量当量率の測定時間として25分を想定

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

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の選定を行うため、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. 放射線分解水素の掃気

(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
一般圧縮空気系からの空気供給準備	20分	約20分	類似の訓練実績を参考に約20分と想定
一般圧縮空気系からの空気供給	事象発生40分後から廃ガス貯留槽への導出完了まで	—	
計器監視(貯槽掃気圧縮空気流量)	事象発生40分後から廃ガス貯留槽への導出完了まで	—	

※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着装時間を含まない。

(b) 精製建屋

作業内容	想定作業時間※	実績等※	備考
一般圧縮空気系からの空気供給準備	20分	約20分	類似の訓練実績を参考に約20分と想定
一般圧縮空気系からの空気供給	事象発生40分後から廃ガス貯留槽への導出完了まで	—	
計器監視(貯槽掃気圧縮空気流量)	事象発生40分後から廃ガス貯留槽への導出完了まで	—	

※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着装時間を含まない。

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の選定を行うため、アクセスルートに支障はない。

操作性：圧縮空気設備の一般圧縮空気系からの空気供給は通常の弁操作であり、容易に操作可能である。また、可搬型建屋内ホースの接続は、カ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. 貯留設備による放射線物質の貯留

(1) 廃ガス貯留槽への導出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
廃ガス貯留槽圧力監視及び廃ガス貯留槽入口の放射線モニタ監視	事象発生から放出経路構築まで	—	
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)
貯留設備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着装時間を含まない。

(b) 精製建屋

作業内容	想定作業時間※	実績等※	備考
貯留設備の圧力計の指示値の上昇、廃ガス貯留槽入口に設置する貯留設備の放射線モニタの指示値の上昇及び貯留設備の流量計の指示値	事象発生から放出経路構築まで	—	
塔槽類廃ガス処理系(ブルトニウム系)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)
貯留設備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着装時間を含まない。

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の選定を行うため、アクセスルートに支障はない。

操作性：廃ガス貯留槽への導出には操作は要しない。導出完了後の廃ガス処理設備からの換気再開については、中央制御室の安全系監視制御盤及び監視制御盤のスイッチの操作であり、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。

以上

