

【公開版】

提出年月日	令和2年4月9日 R51
日本原燃株式会社	

六ヶ所再処理施設における  
新規制基準に対する適合性

安全審査 整理資料

第28条：重大事故等の拡大防止等



2. 重大事故等の拡大防止等（要旨）



## 2.2 臨界事故への対処（要旨）



(ii) 重大事故等に対する対策の有効性評価

(a) 臨界事故への対処

(i) 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）、建屋換気設備のセルからの排気系並びに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機器、セル、建屋の順に圧力を低くできる設計としている。

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

その過程において核分裂反応により核分裂生成物が生成され、気体状の希ガス及びよう素が気相に移行する。また、核分裂反応のエネルギー放出による溶液の急激な温度上昇及び溶液の放射線分解による水素発生で気泡が生じるため、気泡が液面に到達して飛まつが発生によりエアロゾル状の放射性物質が気相に移行する。

さらに、放射線分解により発生する水素（以下ハ. (3)(ii)(a)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が発生により放射性エアロゾルが気相に移行するため、臨界継続中に水素爆発が同時に発生すると臨界事故が単独で発生したときよりも気相に移行する放射性物質質量が増加する。

臨界事故は、2 建屋、8 機器で発生する。

(ロ) 対処の基本方針

臨界事故が発生した場合、拡大防止対策として速やかに未臨界に移行し、それを維持するため可溶性中性子吸収材を臨界事故の発生した機器に自動で供給する。また、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、固体状又は液体状の核燃料物質の移送を停止する。

さらに、臨界事故に伴い発生するおそれのある水素爆発を防止し気相に移行する放射性物質の量を抑制するため、水素掃気を実施し機器内の水素濃度がドライ換算 8 v o 1 % に至ることを防止し、可燃限界濃度（ドライ換算 4 v o 1 %）未満とし、これを維持する。

また、気相中に移行した放射性物質の大気中への放出を防止するため、臨界事故発生後、速やかに、臨界事故が発生した機器が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の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）（以下ハ. (3)(ii)(a)では「廃ガス処理設備」という。）の流路を遮断するとともに気相中に移行した放射性物質を廃ガス貯留設備の廃ガス貯留槽（以下ハ. (3)(ii)(a)では「廃ガス貯留槽」という。）に導き放射性物質を廃ガス貯留槽へ閉じ込める。

また、廃ガス貯留槽が所定の圧力に達した場合、排気経路を廃



ガス処理設備に切り替え，廃ガス処理設備から主排気筒を介して，管理しながら，大気中へ放出する。

拡大防止対策による事態の収束は，未臨界が維持され，臨界事故による放射性物質の放出が止まり，水素濃度が平常運転時と同様に可燃限界濃度（ドライ換算 4 v o 1 %）未満となることとする。

#### (ハ) 具体的対策

臨界検知用放射線検出器により臨界事故の発生を検知した場合，重大事故時可溶性中性子吸収材供給槽（溶解槽における臨界事故の場合は，代替可溶性中性子吸収材緊急供給槽）から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。

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

臨界検知用放射線検出器により臨界事故の発生を検知した場合，安全圧縮空気系の水素掃気用の圧縮空気及び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加え，一般圧縮空気系の空気取出口と臨界事故が発生した機器に接続する配管（溶解設備，精製建屋一時貯留処理設備又は計測制御設備の配管）を可搬型建屋内ホースにより接続し，一般圧縮空気系から臨界事故が発生した機器に空気を供給し水素掃気を実施する。

臨界検知用放射線検出器により臨界事故の発生を検知した場合，廃ガス貯留槽に放射性物質を導出するため，直ちに自動で廃ガス貯留設備の隔離弁を開くとともに廃ガス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。その後，廃ガス処理設備の流路を遮断するため，隔離弁を自動で閉止する。

精製建屋にあつては隔離弁の自動閉止に加え、排風機を自動で停止する。

上記の導出操作は、廃ガス貯留槽の圧力が所定の圧力（0.4MP a [gage]）に達するまで継続し、所定の圧力に達した場合には、排気経路を廃ガス処理設備に切り替える。

この操作は中央制御室からの操作で、廃ガス処理設備の隔離弁を開放するとともに廃ガス処理設備の排風機を起動する。この際、廃ガス貯留槽には逆止弁が設けられているため、廃ガス貯留槽から廃ガス処理設備への放射性物質の逆流はない。その後、中央制御室からの操作で廃ガス貯留設備の隔離弁を閉止する。

これらの操作により、排気を廃ガス処理設備から主排気筒を介して放出する。

このため、臨界検知用放射線検出器、緊急停止系、重大事故時可溶性中性子吸収材供給槽、代替可溶性中性子吸収材緊急供給槽、空気圧縮機、廃ガス貯留槽、配管、可搬型建屋内ホース、弁、圧力計、流量計、放射線モニタ、サーベイメータ等を重大事故等対処設備として整備する。また、溶解設備、精製建屋一時貯留処理設備、工程計装設備、廃ガス処理設備、主排気筒、低レベル廃液処理設備、試料分析関係設備、放射線監視設備、環境管理設備、電気設備、圧縮空気設備の安全圧縮空気系及び一般圧縮空気系、冷却水設備等を常設重大事故等対処設備に位置付ける。

## (二) 有効性評価

### 1) 代表事例

臨界事故は複数の機器において同時に発生せず、また、臨界事故の拡大防止対策の内容は臨界事故の発生を想定する機器によらず同

様であることから、臨界事故の有効性評価における代表事例は、臨界事故の発生を想定する機器に対し、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

未臨界に移行すること及び未臨界が維持されることの確認においては、未臨界に移行するために必要な可溶性中性子吸収材の量を最も多く要する機器である前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽を代表とする。

水素濃度の確認においては、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。

放射性物質の放出量の確認においては、プルトニウムの濃度が最も高く、気相部の容積が大きい機器内に残留する割合が最も大きくなり、放出量に対する影響が最も大きくなる機器である精製建屋の第7一時貯留処理槽を代表として選定する。

## 3) 有効性評価の考え方

拡大防止対策に係る有効性については、未臨界に移行すること及び未臨界が維持されることを確認するため、可溶性中性子吸収材の供給後の機器における実効増倍率を評価する。また、臨界時における水素爆発のおそれがないことを確認するため、機器内の水素濃度を評価する。この評価では発生した水素は気相に移行するとし、機器の気相中の雰囲気の水素掃気として供給される空気と混合され、機器から排気系に移行するとして評価する。

放射性物質の放出量評価として、拡大防止対策の実施状況を踏まえ、機器から気相へ移行する放射性物質の量、放出経路における低減割合、廃ガス貯留槽への放射性物質の導出を考慮し、事態の収束

までに大気中へ放出する放射性物質量をセシウム-137 換算として評価する。気体状の放射性希ガス及び放射性よう素の取り扱いについては、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、評価対象外とする。

臨界事故時の核燃料物質を有する体系のうち、実効増倍率の評価においては、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臨界評価計算が行え、臨界実験等により検証されている J A C S コードシステムを用いる。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。

水素濃度の評価については水素発生量、機器の気相部容積等を用いた簡便な計算で実施する。

放射性物質の放出量の評価については、機器に内包する溶液の放射性物質の量、放射性物質の移行率、放出経路上の除染係数等を用いた簡便な計算で実施する。

#### 4) 機能喪失の条件

内的事象により臨界事故が発生することを想定する。

事故の要因と関連性のない安全機能を有する施設についてはその安全機能の喪失を想定しない。

#### 5) 事故の条件及び機器の条件

臨界事故時の核分裂反応の規模については、過去に発生した臨界事故の規模を踏まえ、臨界状態を継続させた場合の全核分裂数を  $1 \times 10^{20}$  f i s s i o n s と設定した上で、臨界に達した直後の短時間の出力上昇時の核分裂数を  $1 \times 10^{18}$  f i s s i o n s ,

臨界状態を継続している期間における核分裂率を  $1 \times 10^{15} \text{ fissions/s}$  に設定する。

前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽に供給する可溶性中性子吸収材は、硝酸ガドリニウム、1 Lあたりガドリニウム 150 g を含む溶液とし、未臨界に移行するために十分な量として 28 L とする。これにより、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽に供給されるガドリニウム量は 4,200 g となる。

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収材供給系の弁を直ちに自動で開とし、自動で臨界事故が発生している機器に、可溶性中性子吸収材を重力流で供給する。可溶性中性子吸収材は、臨界検知用放射線検出器による臨界検知後 10 分で自動で前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽に供給を完了する。

臨界事故時に気相に移行した放射性物質を廃ガス貯留槽に導出するため、臨界検知用放射線検出器により臨界事故の発生を検知した場合、廃ガス処理設備から廃ガス貯留設備への系統の切替えが完了し、廃ガス貯留槽に放射性物質を含む気体を導出できるよう、直ちに自動で廃ガス貯留設備の隔離弁を開くとともに、廃ガス貯留設備の空気圧縮機を起動する。その後、精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の隔離弁を自動で閉止するとともに排風機を自動で停止することで流路を遮断し、約 1 分以内に、廃ガス貯留槽（容量約  $21 \text{ m}^3$ ）への導出を開始する。廃ガス貯留槽への導出は、廃ガス貯留槽が所定の圧力へ達するまで継続し、その後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）に切り替える。

水素掃気の流量については、平常運転時に前処理建屋のエンドピ

ース酸洗浄槽に供給されている一般圧縮空気系の計測制御用の圧縮空気による水素掃気は事故後も継続されるとして、 $0.2\text{m}^3/\text{h}$  [normal]とし、臨界検知後に一般圧縮空気系の空気取出口と溶解設備の配管又は計測制御設備の配管を、可搬型建屋内ホースにより接続し、一般圧縮空気系から供給する空気の流量は $6\text{m}^3/\text{h}$  [normal]とする。

機器に内包する核燃料物質及び放射性物質の組成、濃度、崩壊熱密度は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期間で考慮した条件を設定する。具体的には、実効増倍率の評価においては、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽への燃料せん断片の過装荷が発生したとして、燃料集合体1体に相当する核燃料物質（質量約  $550\text{kg} \cdot \text{UO}_2$ ）が装荷されるとする。また、水素濃度の評価においては、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽内の溶液の崩壊熱密度が平常運転時の崩壊熱密度よりも上昇し、溶解液と同様となっていることを想定して、その崩壊熱密度を、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年として得られる放射性物質の核種組成を基に算出した、溶解槽が内包する溶解液の平常運転時の最大値（ $600\text{W}/\text{m}^3$ ）とする。

放射性物質の放出量評価における放射性物質濃度は、精製建屋の第3一時貯留処理槽から精製建屋の第7一時貯留処理槽へ誤移送が発生したとして、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。

また、核燃料物質の組成については臨界評価結果と放出量評価結果が厳しくなる組成を設定する。

6) 操作の条件

緊急停止系を用いた操作は、中央制御室からの操作で、臨界検知後 1 分で完了できる。

前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽への一般圧縮空気系からの水素掃気用空気の供給は、現場での操作で、臨界検知後 40 分で開始し、廃ガス貯留槽への放射性物質を含む気体の導出完了まで継続する。

廃ガス貯留槽の圧力が所定の圧力に達した後に実施する廃ガス処理設備の排風機の起動操作は、圧力が所定の圧力に達したことを起点として、中央制御室からの操作により 3 分で完了する。その後、廃ガス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。

7) 放出量評価に関連する事故、機器及び操作の条件の具体的な展開

第 7 一時貯留処理槽が内包する溶液中の放射性物質の濃度は、再処理する使用済燃料の冷却期間を 15 年とし、これを基に算出される第 7 一時貯留処理槽への移送元の機器の平常運転時の最大値とする。

気相への移行割合については、核分裂で生成する核種のうち希ガスは 100%、よう素は 25%、ルテニウムは溶液中の保有量の 0.1% とし、その他放射性物質は核分裂反応の熱エネルギーによる蒸発量に相当する溶液中の保有量の 0.05% と設定する。

また、蒸発量の算出においては核分裂により発生する熱エネルギーがすべて溶液の蒸発に使用されるとする。

臨界事故において気相中に移行した放射性物質は廃ガス貯留槽に

閉じ込められるが、25%が精製建屋の第7一時貯留処理槽内に残留し、廃ガス処理設備への切替えに伴い廃ガス処理設備により放射性物質を低減した上で主排気筒から放出するとする。

その際の放出経路における低減割合については、廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの2段による除染係数を $10^4$ 、放出経路構造物への沈着による除染係数を10とする。

放射性物質の放出量のセシウム-137換算係数についてはIAEA-TECDOC1162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等にかかる実効線量への換算係数を用いて、セシウム-137と着目核種との比から算出する。ただし、プルトニウム等の一部の核種については、セシウム-137と着目核種との比に加え化学形態による影響の違いを補正する係数を乗じる。

#### 8) 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、速やかに未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。具体的には、臨界事故の発生検知後、速やかに可溶性中性子吸収材の供給が開始され、臨界事故が発生した機器の実効増倍率が0.95を下回ること及び緊急停止系の操作により、核燃料物質の移送が停止し、未臨界を維持できること。

また、臨界事故時に、放射線分解により発生する水素による爆発の発生を未然に防止できること。具体的には、機器内の水素濃度がドライ換算8vol%未満に維持でき、事態の収束の時点において機器内の水素濃度がドライ換算4vol%未満となること。

放出量評価は、臨界事故発生から事態の収束までの大気中への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。

(ホ) 有効性評価の結果

1) 拡大防止対策

拡大防止対策の有効性については、臨界事故の発生を検知した場合、臨界事故が発生した機器への可溶性中性子吸収材の供給が直ちに自動で開始され、臨界事故の発生検知後 10 分以内に未臨界に移行するために必要な量の可溶性中性子吸収材を供給でき、この際、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽において、実効増倍率が 0.94 であることから、速やかに未臨界に移行できる。また、緊急停止系により固体状の核燃料物質の移送が停止するため、エンドピース酸洗浄槽の実効増倍率は 0.95 を下回り、未臨界を維持できる。

臨界事故の発生により機器内の水素濃度は上昇するが、平常運転時に前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽に供給されている一般圧縮空気系の計測制御用の圧縮空気による水素掃気により、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽においてドライ換算 7 v o 1 %未満となりドライ換算 8 v o 1 %に至らない。臨界検知後 40 分の時点から実施する可搬型建屋内ホースを用いた一般圧縮空気系からの水素掃気用空気の供給及び平常運転時から機器に供給される空気により、廃ガス貯留槽への放射性物質の導出完了時点において可燃限界濃度未満の状態に移行する。

また、臨界事故の発生を検知してから廃ガス貯留槽内の圧力が規定の圧力である 0.4MP a [gage]に達するまでの間は、大気中への放射性物質の放出は生じない。廃ガス貯留槽の圧力が規定の圧力に達した後、排気経路を廃ガス貯留槽への経路から廃ガス処理設備に切り替えることで、機器内に残留した放射性物質が放出され、精製

建屋の第7一時貯留処理槽での臨界事故の場合、大気中への放射性物質の放出量はセシウム-137換算で約 $8 \times 10^{-7}$  TBqとなり、100 TBqを十分下回るものであって、かつ、実行可能な限り低い。

2) 不確かさの影響評価

i) 解析コードの不確かさの影響

JACS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 0.95 以下としている。

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

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

ii) 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、事故の条件及び機器の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。

臨界事故時に想定している全核分裂数は、過去の臨界事故の知見から不確かさとして、約2倍に増加するおそれがある。

この結果として、沸騰が継続することにより水と核燃料物質の減速比が変化した場合においても可溶性中性子吸収材の供給により実効増倍率が 0.95 を下回ることを解析により確認しているため、未

臨界への移行について、判断基準を満足することには変わりはない。  
また、機器の気相中に移行する放射性物質量は約2倍に増加するため、大気中への放射性物質の放出量は約 $2 \times 10^{-6}$  TBqとなるおそれがあるが、判断基準を満足することには変わりはない。

臨界事故時における核分裂数については、供給完了までの時間に安全余裕を見込んでいること及び未臨界移行後の実効増倍率を0.95以下と評価していることから、評価時間より早期に未臨界状態に移行できると考えられ、核分裂数が少なくなることで気相に移行する放射性物質や水素発生量が減少し、大気中への放射性物質の放出量や機器内の水素濃度が低下することから判断基準を満足することには変わりはない。

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水素発生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水素掃気のための空気の供給流量は水素濃度をドライ換算4vol%未満に希釈できるほど十分に多く、また、この空気の供給は廃ガス貯留槽への放射性物質の導出完了に伴い停止する。そのため、臨界事故の収束時点における水素濃度はドライ換算4vol%を下回り、判断基準を満足することには変わりはない。

水素濃度の評価に用いる崩壊熱密度は、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年として得られる放射性物質の核種組成を基に算出した、臨界事故時に機器が内包する溶液の平常運転時の最大値を設定しており、最悪条件の場合は、水素濃度がさらに低下する。このため、判断基準を満足することには変わりはない。

事態の収束までの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「大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）」という。）については、臨界事故により影響を受ける割合や放出経路における放射性物質の除染係数に不確かさがある。これらの不確かさとして、溶液の沸騰量が想定よりも小さい場合や、放出量評価に用いた核種組成や放出経路上での除染係数が評価上の設定よりも厳しくない場合を考慮すると、放出量が小さくなることも想定される。

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

このように不確かさを有するものの、これらを考慮した場合でも判断基準を満足することに変わりはない。

### iii) 操作の条件の不確かさの影響

一般圧縮空気系の空気取出口と溶解設備の配管又は計測制御設備の配管を、可搬型建屋内ホースにより接続し、一般圧縮空気系から空気を供給する操作においては、供給開始までの時間によらず、一般圧縮空気系の計測制御用の圧縮空気による水素掃気により、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽内の水素濃度はドライ換算8vol%未満を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。

このように不確かさを有するものの、これらを考慮した場合でも判断基準を満足することに変わりはない。

(ハ) 重大事故等の同時発生又は連鎖

1) 重大事故等の事象進展，事故規模の分析

本重大事故の事象進展，事故規模の分析により明らかとなった平常運転時からの状態の変化等は，平常運転時を上回る核燃料物質の集積，核分裂反応による核分裂生成物の生成，核分裂反応のエネルギー放出による溶液の急激な温度上昇，溶液が沸騰した場合の蒸気による放射性物質の廃ガス貯留設備への導出経路内及び廃ガス貯留設備での湿度の上昇，溶液の放射線分解による水素発生及び水蒸気の発生等による機器の圧力上昇並びに核分裂反応に伴う放射線による線量率の上昇となる。

具体的には，核燃料物質の集積については，プルトニウムが最も多量に蓄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，72 k g ・ P u を想定している。

核分裂反応のエネルギー放出による溶液の急激な温度上昇については，平常運転時は未沸騰状態であるが，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沸点（約 110℃）に至る。

溶液が沸騰した場合の蒸気による放射性物質の廃ガス貯留設備への導出経路内及び廃ガス貯留設備での湿度の上昇については，発生する蒸気により多湿環境となる。

溶液の放射線分解による水素発生については，臨界事故の対処を行うことで，臨界事故時に水素濃度が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ドライ換算 7 v o 1 %未満となり，ドライ換算 8 v o 1 %には至らない。

水素発生等による機器の圧力上昇については，3 k P a [gage]程度まで圧力が上昇する。

これらの平常運転時からの状態の変化等は、機器のバウンダリを超えて他の機器に影響を及ぼすものではない。

また、核分裂反応に伴う放射線による線量率の上昇については、臨界事故が発生した機器が設置されたセル内及びセル近傍の線量率が平常運転時に比べて上昇する。

これらの平常運転時からの状態の変化等を考慮した同時発生する重大事故等の重大事故等対策に与える影響及び連鎖して発生する可能性のある重大事故等は以下のとおりである。

## 2) 重大事故等の同時発生

臨界事故は、事象選定で示すとおり、動的機器の多重故障又は核燃料物質の誤移送等の誤操作が繰り返され、核燃料物質の異常な集積を検知できない場合に発生するものであり、その具体的な発生条件は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等及び異種の重大事故等の要因となる安全機能の喪失に当たらないことから、重大事故等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

### i) 蒸発乾固への連鎖

溶液が沸騰に至るかに関して、臨界事故に伴う核分裂反応の継続中に溶液の沸騰が一時的に生じる。また、平常運転時を上回る核燃料物質の集積等（核分裂生成物を含む。）により崩壊熱密度が精製建屋の第7一時貯留処理槽で約3倍となる。しかし、未臨界への移行後は、核分裂反応による溶液温度の上昇はなく、また、機器内の溶液は機器からセルへの放熱により冷却されるため、溶液の沸騰が継続することはない。また、臨界事故による溶液の沸騰量は約23Lと小さく、機器内の水分が喪失することもない。

なお、核分裂反応により溶液中には核分裂生成物が生成するが、生成した核分裂生成物は短半減期核種が主であり、核分裂生成物による崩壊熱は未臨界への移行後速やかに低下するため、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、蒸発乾固への連鎖は想定されない。

ii) 放射線分解により発生する水素による爆発への連鎖

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、臨界事故が発生する機器の空間により水素が希釈されること及び水素掃気量は水素発生量に対して十分な余力を有していることから、水素濃度が最も高くなる前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽においてドライ換算 7 v o 1 %未満となる。また、事態の収束時点の平衡状態における水素濃度は、最も高くなる機器である前処理建屋の溶解槽でドライ換算 3.8 v o 1 %であって可燃限界濃度未満に維持されることから、放射線分解により発生する水素による爆発は生じない。

なお、臨界事故が発生した機器と同一のセルに設置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が考えられるが、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 1 %未満に維持され、速やかにドライ換算 4 v o 1 %を下回る。

iii) 有機溶媒等による火災又は爆発（T B P等の錯体の急激な分解反応）への連鎖

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T B Pを含む有機溶媒を貯留することはなく、また、臨界事故の要因との関係でT B Pを含む有機溶媒を誤移送することもない。

さらに、臨界事故時において、機器に接続する配管等で構成されるバウンダリは健全性を維持することから、T B P等を含む有機溶媒が誤って混入することもないため、有機溶媒等による火災又は爆発（T B P等の錯体の急激な分解反応）への連鎖は想定されない。

iv) 有機溶媒等による火災又は爆発（有機溶媒火災）への連鎖

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貯留することはなく、また、臨界事故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、臨界事故時において、臨界事故の発生を想定する機器に接続する配管等で構成されるバウンダリは健全性を維持することから、有機溶媒が誤って混入することもないため、有機溶媒等による火災又は爆発（有機溶媒火災）への連鎖は想定されない。

v) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷への連鎖

臨界事故の発生を想定する機器と使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設は異なる建屋に位置していることから、臨界事故による事故影響が当該バウンダリを超えて波及することはないため、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷への連鎖は想定されない。

vi) 放射性物質の漏えいへの連鎖

臨界事故の発生を想定する機器及びこれに接続する配管並びにその他の安全機能を有する機器で構成されるバウンダリは、平常運転時からの状態の変化等を踏まえても、健全性を維持することから、その他の放射性物質の漏えいへの連鎖は想定されない。



(b) 必要な要員及び資源

1) 要員

臨界事故の拡大防止対策として実施する可溶性中性子吸収材の自動供給，臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気及び廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留に必要な要員は 10 人（実施責任者を含む。）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及び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 11 人（実施責任者を除く。），精製建屋における臨界事故においては 14 人（実施責任者を除く。）である。

上記より，臨界事故の拡大防止対策に要する実施組織要員は，前処理建屋における臨界事故においては 21 人，精製建屋における臨界事故においては 24 人である。

これに対し実施組織要員は，前処理建屋における臨界事故においては 28 人，精製建屋における臨界事故においては 41 人であるため，実施組織要員の要員数は，必要な要員数を上回っており，臨界事故への対応が可能である。

2) 資源

臨界事故への対処には，水源を要せず，また，軽油等の燃料を消費する電気設備を用いない。

i) 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供給槽（溶解槽における臨界事故の場合は，代替可溶性中性子吸収材緊急供給槽）において，臨界事故が発生した機器を未臨

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。

ii) 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  $6 \text{ m}^3 / \text{h}$  [normal] 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  $4 \text{ v o } 1 \%$  未満に維持できる。

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。

iii) 電源

電気設備が廃ガス貯留設備の空気圧縮機の起動及び運転に必要な電気容量を有することから、廃ガス貯留設備の空気圧縮機への給電は可能である。

iv) 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常設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。

### 2.3 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対処（要旨）



- (b) 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対処
- (イ) 事故の特徴

冷却機能の喪失による蒸発乾固の発生が想定される冷却が必要な溶解液，抽出廃液，硝酸プルトニウム溶液及び高レベル廃液（以下ハ．(3) (ii) (b)では「高レベル廃液等」という。）を内包する貯槽及び濃縮缶（以下ハ．(3) (ii) (b)では「貯槽等」という。）は，崩壊熱を有するため，平常運転時には，その他再処理設備の附属施設の給水施設の冷却水設備の安全冷却水系（再処理設備本体用）（以下ハ．(3) (ii) (b)では「安全冷却水系」という。）により冷却を行い，高レベル廃液等の沸騰を防止している。

安全冷却水系は，貯槽等に内包する高レベル廃液等の崩壊熱を除去する内部ループ及び内部ループによって除かれた熱を外部ループに伝える熱交換器並びに外部ループに移行した熱を最終ヒートシンクである大気中へ逃がす冷却塔で構成される。

貯槽等，貯槽等を収納するセル及びセルを取り囲む建屋は，それぞれ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（以下ハ．(3) (ii) (b)では「セル排気系」という。），セル等以外の建屋内の気体を排気する建屋換気設備（以下ハ．(3) (ii) (b)では「建屋排気系」という。）により換気され，貯槽等，セル，建屋の順に圧力を低くできる設計としている。

安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合には，高レベル廃液等の温度が崩壊熱により上昇し，沸騰に至った場合には，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することで，大気中へ放出される放射性物質の量が増加する。

さらに、ルテニウムを内包する高レベル廃液濃縮缶において蒸発濃縮した廃液（以下ハ. (3) (ii) (b)では「高レベル濃縮廃液」という。）については、沸騰の継続により硝酸濃度が約6規定以上でかつ温度が120℃以上に至った場合に、ルテニウムが揮発性の化学形態となり、気相中に移行する。さらに、高レベル廃液等の沸騰が継続した場合には、乾燥し固化に至る。

冷却機能の喪失による蒸発乾固は、5建屋13機器グループ、合計53の貯槽等で発生する。

(ロ) 対処の基本方針

高レベル廃液等の沸騰を未然に防止するため、喪失した冷却機能を代替する設備により、沸騰に至る前に高レベル廃液等の冷却を実施する。以下、ハ. (3) (ii) (b)では、この対策を発生防止対策という。

発生防止対策が機能せず、高レベル廃液等が沸騰に至った場合には、事故の特徴に記載したとおり、気相中へ移行する放射性物質の量が増加する可能性がある。

沸騰が継続した場合には、ルテニウムを内包する高レベル濃縮廃液において揮発性のルテニウムが発生する可能性があり、さらに、沸騰が継続することで乾燥し固化に至ることから、これらを防止するため、貯槽等内に注水する。

さらに、事態を収束させるため、発生防止対策とは異なる位置から貯槽等の冷却コイル又は冷却ジャケット（以下ハ. (3) (ii) (b)では「冷却コイル等」という。）へ通水することにより、高レベル廃液等を冷却し、未沸騰状態に導くとともにこれを維持する。以下、ハ. (3) (ii) (b)では、これらの対策を拡大防止対策という。

高レベル廃液等が沸騰に至ると、蒸気の影響により塔槽類廃ガス

処理設備の高性能粒子フィルタの処理能力が低下する可能性があることから、気相中に移行した放射性物質の大気中への放出を防止するため塔槽類廃ガス処理設備の流路を遮断し、気相中に移行した放射性物質をセルに導出する。この際、セル内の圧力上昇を抑制するため、貯槽等内で発生した蒸気を凝縮器で凝縮させるとともに、放射性物質の低減のため、凝縮器の下流側に設置するセル導出ユニットフィルタの高性能粒子フィルタを経由してセルに導出する。

さらに、代替セル排気系により放射性物質を低減した上で、主排気筒を介して、大気中に放出する。

#### (ハ) 具体的対策

##### 1) 発生防止対策

安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合には、可搬型中型移送ポンプ、可搬型建屋外ホース、可搬型排水受槽、可搬型建屋内ホース、弁等を敷設し、内部ループに水を供給するために可搬型建屋外ホース及び可搬型中型移送ポンプを接続し、第1貯水槽から建屋へ水を供給するための経路を構築する。また、可搬型建屋外ホース、可搬型建屋内ホース及び内部ループの給水口を接続することで、建屋へ供給された水を内部ループへ供給するための経路を構築する。

冷却に使用した排水を第1貯水槽へ移送するため、内部ループの排水口及び可搬型建屋内ホースを接続し、建屋近傍に敷設した可搬型排水受槽への排水経路を構築する。また、可搬型排水受槽、可搬型建屋外ホース及び可搬型中型移送ポンプを接続し、可搬型排水受槽から第1貯水槽への排水経路を構築する。

給水側の可搬型中型移送ポンプを運転することで、第1貯水槽から内部ループへ通水する。冷却に用いた水は可搬型排水受槽に一旦

貯留した後、排水側の可搬型中型移送ポンプを運転することで、敷設した排水経路を経由して第1貯水槽に移送し、再び内部ループへの通水の水源として用いる。

このため、可搬型建屋外ホース、可搬型中型移送ポンプ、可搬型建屋内ホース、弁、可搬型排水受槽等を可搬型重大事故等対処設備として配備する。第1貯水槽を常設重大事故等対処設備として設置するとともに、内部ループを常設重大事故等対処設備として位置づける。

## 2) 拡大防止対策

発生防止対策が機能しなかった場合に備え、発生防止対策で敷設する可搬型中型移送ポンプの下流側に貯槽等内に注水するための可搬型建屋内ホース、弁等を敷設し、可搬型建屋内ホースと機器注水配管の接続口を接続する。

高レベル廃液等が沸騰に至った場合には、液位低下及びこれによる濃縮の進行を防止するため、液位を一定範囲に維持するよう、第1貯水槽の水を貯槽等内へ注水する。

また、事態を収束させるため、発生防止対策で敷設する可搬型中型移送ポンプの下流側に冷却コイル等への通水のための可搬型建屋内ホース、弁等を敷設し、可搬型建屋内ホースと各貯槽等の冷却コイル等の接続口を接続した後、第1貯水槽の水を冷却コイル等へ通水する。貯槽等内の高レベル廃液等の冷却に用いた水は、内部ループへの通水と同じように排水経路を経由して第1貯水槽に移送し、再び冷却コイル等への通水の水源として用いる。

また、高レベル廃液等が沸騰に至る場合に備え、塔槽類廃ガス処理設備の隔離弁を閉止することで、塔槽類廃ガス処理設備の流路を



遮断し、貯槽等からの排気をセルに導出するための常設重大事故等対処設備の塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニットに設置する弁を開く。本対応と並行して、当該排気経路に設置した凝縮器へ通水するため、発生防止対策で敷設する可搬型中型移送ポンプの下流側に凝縮器へ通水するための可搬型建屋内ホース、弁等を敷設し、可搬型建屋内ホース及び凝縮器の接続口を接続し、第1貯水槽の水を凝縮器に通水する。高レベル廃液等が沸騰に至った場合には、排気をセルに導出する前に、排気経路上の凝縮器により排気中の蒸気を凝縮し、発生する凝縮水は、回収先の漏えい液受皿等に貯留する。また、凝縮器下流側に設置したセル導出ユニットフィルタにより放射性物質を除去する。

凝縮器の冷却に用いた水は、内部ループへの通水と同じように排水経路を経由して第1貯水槽に移送し、再び凝縮器への通水の水源として用いる。

なお、凝縮器下流側に設置したセル導出ユニットフィルタの差圧が、凝縮器通過後の排気の湿分により上昇する場合には、セル導出ユニットフィルタをバイパスしてセルに導出する。

貯槽等内においては、放射線分解により常に水素が発生しているため、本重大事故等が発生した場合においても継続して水素掃気を実施する必要がある。一方、本重大事故等発生時には、塔槽類廃ガス処理設備の流路を遮断し、貯槽等からの排気をセルに導出する。この際、セル排気系の排風機が機能喪失している場合、導出先セルの圧力が上昇し、排気系統以外の場所から放射性物質を含む気体の漏えいが生じる可能性があるが、高レベル廃液等が沸騰に至る前であれば、排気に含まれる放射性物質の濃度は平常運転時と同程度で

あり，セルへ導出する前にセル導出ユニットフィルタで除去する。

また，前処理建屋及び高レベル廃液ガラス固化建屋の貯槽等については，気相部の体積が大きく，水素濃度の上昇が緩やかであることから，導出先のセル圧力上昇を抑制するため水素掃気用の圧縮空気の供給を停止し，セル内の圧力上昇を防止する。

セルへの放射性物質の導出後においては，セル排気系の高性能粒子フィルタは1段であることから，代替セル排気系として，可搬型排風機，可搬型発電機，可搬型ダクト及び可搬型フィルタを2段敷設し，主排気筒へつながるよう，可搬型排風機，可搬型ダクト及び可搬型フィルタを接続し，可搬型ダクトとセル排気系を接続した後，可搬型排風機を運転することで，放射性エアロゾルを可搬型フィルタで除去しつつ，主排気筒を介して，大気中に管理しながら放出する。

このため，可搬型建屋外ホース，可搬型中型移送ポンプ，可搬型建屋内ホース，可搬型配管・弁，可搬型排水受槽，可搬型排風機，可搬型ダクト，可搬型フィルタ，可搬型デミスタ等を可搬型重大事故等対処設備として配備する。第1貯水槽，塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニット，凝縮器，凝縮器下流のセル導出ユニットフィルタ等を常設重大事故等対処設備として設置するとともに，貯槽等の冷却コイル，冷却ジャケット，建屋換気設備のダクト，主排気筒等を常設重大事故等対処設備として位置づける。

## (二) 有効性評価

### 1) 代表事例

冷却機能が喪失する範囲及び環境条件を踏まえた対処内容を考慮し，外的事象の「地震」を代表事象として選定する。

## 2) 代表事例の選定理由

冷却機能の喪失による蒸発乾固は、外的事象の「地震」において、冷却水循環ポンプ、冷却塔等の動的機器の直接的な機能喪失及び全交流動力電源喪失による間接的な機能喪失により、冷却機能が喪失することで発生する。

また、外的事象の「火山の影響」又は内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」において、動的機器の間接的な機能喪失により冷却機能が喪失し、内的事象の「動的機器の多重故障」において、一部の動的機器の直接的な機能喪失により冷却機能が喪失することで発生する。

外的事象の「地震」により発生する冷却機能の喪失の場合、動的機器の機能喪失及び全交流動力電源喪失が同時に発生する等、喪失する機器が多く、その範囲も広い。

また、外的事象の「地震」は環境条件の悪化も想定されることから、重大事故等対策としては厳しくなる。さらに、外的事象は「地震」及び「火山の影響」が考えられるが、外的事象の「地震」の方が環境条件が厳しくなることから、有効性評価の代表としては外的事象の「地震」による冷却機能の喪失を選定する。

## 3) 有効性評価の考え方

発生防止対策に係る有効性は、高レベル廃液等の沸騰を未然に防止できるかについて確認するために、高レベル廃液等の温度の推移を評価する。

拡大防止対策に係る有効性は、発生防止対策が有効に機能せず高レベル廃液等が沸騰に至った場合に、貯槽等の液位を一定の範囲に維持でき、また、冷却コイル等への通水により、高レベル廃液等の

温度が低下傾向を示すかについて確認するため、高レベル廃液等の温度及び液位の推移を評価する。

また、貯槽等からの排気をセルに導出する場合、凝縮器の機能が継続的に維持できるかを確認するため、凝縮器で発生する凝縮水量が回収先のセルの漏えい液受皿等の容量を下回ることを確認する。

さらに、放射性物質の放出量評価として、拡大防止対策の実施状況を踏まえて、貯槽等から気相中に移行する放射性物質の量、放出経路における除染係数を考慮し、事態収束までの大気中へ放出する放射性物質の放出量（セシウム-137換算）を評価する。

これらの評価における高レベル廃液等の温度及び発熱量については、水の定圧比熱等を用いた簡便な計算で実施する。

#### 4) 機能喪失の条件

代表事例において、基準地震動の1.2倍の地震動を入力した場合においても必要な機能を損なわない設計としていない機器は、機能喪失するものとし、動的機器については耐震性によらず機能喪失を想定する。

また、代表事例では、外部電源を含めた全交流動力電源の喪失を想定しているため、追加での機能喪失は想定しない。

#### 5) 事故の条件及び機器の条件

可搬型中型移送ポンプは1台あたり約 $240\text{m}^3/\text{h}$ の容量を有し、内部ループへの通水、貯槽等への注水、冷却コイル等への通水及び凝縮器への通水に用いるものとし、前処理建屋で1台、分離建屋、精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋で1台、高レベル廃液ガラス固化建屋で1台を使用する。

各貯槽等への供給流量は、内包する高レベル廃液等の崩壊熱を踏

まえて、設定した値に調整して、当該設定値以上で通水する。

高レベル廃液等の核種組成は、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年として得られる使用済燃料の核種組成を基に設定し、高レベル廃液等の濃度及び崩壊熱密度は、これを基準として、平常運転時における再処理する使用済燃料の核種組成の変動幅を考慮した最大値を設定する。

貯槽等に内包する高レベル廃液等の液量は、貯槽等の公称容量とする。高レベル廃液等の温度評価にあたっては、セルへの放熱を考慮せず、貯槽等の熱容量を考慮し断熱として評価する。

#### 6) 操作の条件

内部ループへの通水は、準備が整い次第実施するものとして、沸騰までの時間が最も短い精製建屋において、沸騰に至るまでの時間である11時間に対して8時間50分で内部ループへの通水を開始する。

セルへの導出経路への切替操作は、沸騰までの時間が最も短い精製建屋において、沸騰に至るまでの時間である11時間に対して2時間25分で完了する。

前処理建屋及び高レベル廃液ガラス固化建屋における水素掃気用の圧縮空気の停止操作は安全冷却水系の冷却機能の喪失から45分後に完了する。

貯槽等の液位を監視しつつ、高レベル廃液等の液量が初期液量の70%に減少する前までに貯槽等への直接注水を開始する。また凝縮器への通水は、準備が完了次第実施し、沸騰までの時間が最も短い精製建屋において、沸騰に至るまでの時間である11時間に対して8時間30分で凝縮器への通水を開始する。

冷却コイル等への通水は、準備が完了次第実施し、沸騰の継続時

間が最も長くなる精製建屋において、30時間40分で通水を開始する。

代替セル排気系による排気は、準備が完了次第実施し、沸騰までの時間が最も短い精製建屋において、沸騰に至るまでの時間である11時間に対して6時間40分で開始する。

- 7) 放出量評価に関連する事故、機器及び操作の条件の具体的な展開  
高レベル廃液等の放射性物質の組成、濃度、崩壊熱密度及び貯槽等の液量は機器の条件と同様である。

気相中への移行割合については、蒸発乾固を模擬した気相移行量の測定の実験結果を参考に、沸騰開始から乾燥し固化するまでの移行割合を $5 \times 10^{-5}$ に設定し、沸騰継続時間を貯槽等に内包する高レベル廃液等の液量と崩壊熱密度から高レベル廃液等の潜熱を考慮して算出する。

放出経路における放射性物質の除染係数については、可搬型フィルタ2段による除染係数を $10^5$ 、放出経路構造物への沈着による除染係数を10、凝縮器の除染係数を10とする。なお、凝縮器下流に設置するセル導出ユニットフィルタの除染係数については、蒸気によって劣化する可能性があるため、評価上考慮しない。

また、継続して実施される水素掃気空気の供給により生じる平常運転時の排気経路以外の経路からの放出に対しては、放出経路での除染係数を見込むとともに、放出経路の空間における希釈効果を考慮して評価する。

放射性物質の放出量をセシウム-137換算した値については、IAEAに示される換算係数を用いて着目する核種の比から算出する。ただし、プルトニウム等の一部の核種については、それに加えて化学形態による影響の違いを補正する係数を乗じる。

## 8) 判断基準

発生防止対策については、高レベル廃液等が沸騰に至らず、高レベル廃液等の温度が低下傾向を示すこと。

拡大防止対策については、高レベル廃液等が沸騰に至った場合に、貯槽等への注水により液位を一定範囲に維持でき、冷却コイル等への通水により高レベル廃液等の温度が沸点から低下傾向を示し、高レベル廃液等が未沸騰状態を継続して維持できること。

また、事態の収束までに発生する凝縮水の発生量が凝縮水の回収先セルの漏えい液受皿等の容量を下回ること。

放出量評価は、拡大防止対策としての冷却コイル等への通水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。

## (ホ) 有効性評価の結果

### 1) 発生防止対策

安全冷却水系の冷却機能の喪失により高レベル廃液等の温度が上昇し始め、沸騰に至るまでの時間の短い機器グループから優先的に内部ループへの通水を開始する。その結果、全ての機器グループにおいて沸騰に至る時間に対して余裕をもって低下傾向を示す。

### 2) 拡大防止対策

発生防止対策が機能しなかった場合、高レベル廃液等は沸騰に至り液位が低下するが、液位を監視しつつ貯槽等への注水を適時実施することにより、液量は、貯槽等の事故発生直前の初期液量の70%を下回ることなく維持でき、液量を一定範囲に維持できる。また、ルテニウムを含む貯槽等において高レベル廃液等の温度を120℃未

満に維持でき、揮発性のルテニウムが生成することはない。

さらに、貯槽等への注水により液量及び温度を一定範囲に維持しつつ、冷却コイル等への通水を開始した以降は、高レベル廃液等の温度は沸点未満となり、低下傾向を示し、未沸騰状態を継続して維持できる。また、事態の収束までに発生する凝縮水の量は、漏えい液受皿等の容量に対して最も厳しくなる精製建屋において約  $3 \text{ m}^3$  であり、凝縮水の発生量は回収先セルの漏えい液受皿等の容量を十分下回る。

セル導出経路の系統構成、凝縮器への通水、代替セル排気系による排気等により、事態の収束までに大気中へ放出される放射性物質の量（セシウム-137換算）は、前処理建屋において  $6 \times 10^{-13} \text{ T B q}$ 、分離建屋において  $5 \times 10^{-7} \text{ T B q}$ 、精製建屋において  $5 \times 10^{-6} \text{ T B q}$ 、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋において  $3 \times 10^{-7} \text{ T B q}$  及び高レベル廃液ガラス固化建屋において  $4 \times 10^{-6} \text{ T B q}$  であり、これらを合わせても約  $1 \times 10^{-5} \text{ T B q}$  であり、 $100 \text{ T B q}$  を十分下回るものであって、かつ、実行可能な限り低い。

なお、継続して実施される水素掃気空気の供給により、導出先セルの圧力が上昇し、平常運転時の排気経路以外の場所から放射性物質を含む気体の漏えいのおそれがある。

その時間は、最も長い分離建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋で約3時間程度であり、大気中への放出に至る建屋内の移行経路を踏まえればその影響はわずかであるが、上記の放出量はこの寄与分も含めた結果である。

### 3) 不確かさの影響評価

#### i) 事象、事故の条件及び機器の条件の不確かさの影響



内的事象で発生する「動的機器の多重故障」による冷却機能喪失の場合、対処が必要な設備、建屋の範囲が限定される。当該評価では、代表事例において、各建屋で並行して作業した場合の対策の成立性を確認していることから、評価結果は変わらない。

内的事象で発生する「長時間の全交流動力電源の喪失」及び外的事象の「火山の影響」による冷却機能喪失の場合、初動対応での状況確認やアクセスルート確保等の作業において、外的事象の「地震」と比較して早い段階で重大事故等対策に着手できるため、対処の時間余裕が大きくなることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はなく、判断基準を満足することに変わりはない。

高レベル廃液等の核種組成、濃度及び崩壊熱密度は、想定される最大値を設定しており、高レベル廃液等の温度評価では、セル雰囲気への放熱を考慮しない等、厳しい結果を与える条件で評価をしており、安全余裕を排除したより現実的な条件とした場合には、対処の時間余裕が大きくなることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はなく、判断基準を満足することに変わりはない。なお、貯槽等からセル雰囲気への放熱の効果は、貯槽等に内包される高レベル廃液等の崩壊熱及び貯槽等の表面積に依存し、崩壊熱に対して放熱に寄与する貯槽等の面積の大きい溶解液、抽出廃液及びプルトニウム溶液において30%を超え、放熱の効果を見込んだ場合には、これらの溶液を内包する貯槽等においてより時間余裕が増えることとなるが、これらの貯槽等は元から時間余裕の大きい貯槽等であり、各貯槽等での沸騰に至るまでの時間が逆転することはないため、本重大事故等の対処の作業の優先順位に与える影響はない。

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)については、気相中に移行する放射性物質の移行割合や放出経路における放射性物質の除染係数に不確かさがある。仮に移行した放射性物質に気体状の放射性物質が含まれていた場合、放射性物質の移行率に変動があった場合及び冷却コイル等への通水までの時間に変動があった場合、放出量が1桁程度増加する可能性がある。一方、放出量評価に用いた高レベル廃液等の核種組成や放出経路上の除染係数を評価が厳しくなるよう設定しており、放出量が小さくなることも想定される。このように不確かさを有するものの、これらを考慮した場合でも判断基準を満足することに変わりはない。

ii) 操作の条件の不確かさの影響

貯槽等への注水、凝縮器への通水等の準備は、安全冷却水系の冷却機能の喪失をもって着手し、高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間に対し時間余裕をもって完了させる。各作業の作業項目は、余裕を確保して計画し、必要な時期までに操作できるよう体制を整えている。また、可搬型中型移送ポンプ等の可搬型重大事故等対処設備の設置等の対処に時間を要した場合や、予備の可搬型重大事故等対処設備による対処を想定したとしても、余裕として確保した2時間以内に対処を再開することができることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はなく、判断基準を満足していることに変わりはない。

(v) 重大事故等の同時発生又は連鎖

1) 重大事故等の事象進展、事故規模の分析

本重大事故等の事象進展、事故規模の分析により明らかとなった平常運転時からの状態の変化等は、高レベル廃液等が沸騰することによる高レベル廃液等の温度上昇、液位低下による高レベル廃液等

の放射性物質の濃度の上昇及び高レベル廃液等の硝酸濃度の上昇，貯槽等への注水による高レベル廃液等の硝酸濃度の低下，貯槽等の圧力上昇，蒸気の発生によるセル導出経路内や導出先セル内等の湿度の上昇，線量率の上昇である。具体的には，高レベル廃液等の温度の上昇については，通常時は未沸騰状態であるが，事故時には沸騰状態となり，最高で120℃程度（高レベル濃縮廃液の場合は110℃程度），凝縮器下流のセル導出経路内や導出先セル内等では廃ガスの温度は50℃程度となる。貯槽等の液量は，貯槽等への注水により最低でも初期液量の70%に維持され，その際のプルトニウム濃度は約360 g Pu / Lとなる。高レベル廃液等の硝酸濃度は最大でも，精製建屋のプルトニウム濃縮缶で濃縮された後の硝酸プルトニウム溶液（以下ハ. (3) (ii) (b)では「プルトニウム濃縮液（250 g Pu / L）」という。）の約9規定であり，高レベル濃縮廃液の場合，約3規定である。また，冷却コイル等への通水が実施される時間が初期液量の70%に至るまでの時間より長いプルトニウム濃縮液（250 g Pu / L）は，貯槽等への注水により希釈され，希釈後のプルトニウム濃縮液（250 g Pu / L）の硝酸濃度は，約5規定となる。これに伴い，プルトニウム濃縮液（250 g Pu / L）の水素発生G値が平常時の1.3倍程度となる。さらに，高レベル廃液等の沸騰に伴い，水素発生G値が上昇し，水素の発生量は平常運転時と比べて相当多くなる。貯槽等の圧力上昇については，事故時においても平常時と変わらない。セル導出経路内や導出先セル内等の湿度の上昇については，発生する蒸気により多湿環境となる。線量率の上昇については，沸騰に至った場合には，放射性物質が蒸気とともに気相中に移行するため貯槽等外の線量率は上昇するが，貯槽等内の線量

率は沸騰が生じても変わらない。

これらの平常運転時からの状態の変化等を考慮した同時発生する重大事故等の重大事故等対策に与える影響及び連鎖して発生する可能性のある重大事故等は以下のとおりである。

## 2) 重大事故等の同時発生

重大事故等が同時に発生する場合については、同種の重大事故が同時に発生する場合、異種の重大事故が同時に発生する場合及びそれらの重畳が考えられる。

本重大事故等は、本重大事故等を想定する貯槽等にあるとおり、5建屋13機器グループ53貯槽等で同時に発生する可能性があり、本評価は同時発生するものとして評価した。

本重大事故と同時発生する可能性のある異種の重大事故は、「ハ. (3) (i) (a) 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」に示すとおり、外的事象の「地震」及び「火山の影響」、内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」により、安全冷却水系、安全圧縮空気系、プール水冷却系及び補給水設備が同時に機能を喪失することから、放射線分解により発生する水素による爆発及び使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷である。

同種と異種の重大事故の同時発生が重畳した場合の有効性評価は、「ハ. (3) (ii) (f) 重大事故が同時に又は連鎖して発生した場合の対処」において評価し、対処に必要な要員及び燃料等については、「ハ. (3) (ii) (g) 必要な要員及び資源の評価」において評価している。

- 3) 重大事故等の連鎖
- i) 臨界事故への連鎖

高レベル廃液等の沸騰が発生する貯槽等において講じられている臨界事故に係る安全機能は、液体の核燃料物質を内包する機器において、濃度に制限値を設定する必要がないように設計する形状寸法管理（以下「全濃度安全形状寸法管理」という。）及び濃度管理であるが、沸騰時の温度、圧力、沸騰の継続による液位の低下に伴う核燃料物質の濃度の上昇、その他のパラメータ変動を考慮しても、核的制限値を逸脱することはないため、臨界事故は生じない。

- ii) 放射線分解により発生する水素による爆発への連鎖

高レベル廃液等が沸騰に至った場合には、高レベル廃液等の水素発生G値が上昇し、水素の発生量が平常運転時に比べて相当多くなるものの、水素掃気量は発生水素量に対して十分な余力を有しており、貯槽等内の水素濃度はドライ換算で8 v o 1 %に至ることはない。また、プルトニウム濃縮液（250 g P u / L）は、貯槽等への注水により希釈され、硝酸濃度が平常運転時より低下するが、硝酸濃度の変動が水素発生G値に与える影響は小さい。以上より、放射線分解により発生する水素による爆発は生じない。

- iii) 有機溶媒等による火災又は爆発（T B P等の錯体の急激な分解反応）への連鎖

分離建屋一時貯留処理設備の第1一時貯留処理槽、第6一時貯留処理槽、第7一時貯留処理槽及び第8一時貯留処理槽並びに精製建屋一時貯留処理設備の第1一時貯留処理槽、第2一時貯留処理槽及び第3一時貯留処理槽において、有意量のT B P等を受け入れる場合があるが、通常状態で受け入れる可能性のある溶液の混合を考慮

しても、総崩壊熱は最大でも1 kW程度であり、溶液の濃縮又は温度上昇が想定されず、有機溶媒等による火災又は爆発（T B P等の錯体の急激な分解反応）は生じない。

上記以外の貯槽等においては、分離設備のT B P洗浄塔及びT B P洗浄器並びにプルトニウム精製設備のT B P洗浄器において、希釈材により除去され、溶媒再生系（分離・分配系）及び溶媒再生系（プルトニウム精製系）の第1洗浄器、第2洗浄器及び第3洗浄器において、炭酸ナトリウム溶液等により洗浄及び再生されることから、高レベル廃液等の沸騰が発生する貯槽等には、有意なT B P等を含む使用済みの有機溶媒が含まれることはない。また、事故時においても、沸騰が発生する貯槽等に接続する機器注水配管、冷却コイル等で構成されるバウンダリは、健全性を維持することから、T B P等が混入することもないため、有機溶媒等による火災又は爆発（T B P等の錯体の急激な分解反応）は生じない。

iv) 有機溶媒等による火災又は爆発（有機溶媒火災）への連鎖

分離建屋一時貯留処理設備の第1一時貯留処理槽、第6一時貯留処理槽、第7一時貯留処理槽及び第8一時貯留処理槽並びに精製建屋一時貯留処理設備の第1一時貯留処理槽、第2一時貯留処理槽及び第3一時貯留処理槽において、有意量の有機溶媒を受け入れる場合があるが、通常状態で受け入れる可能性のある溶液の混合を考慮しても、総崩壊熱は最大でも1 kW程度であり、溶液の濃縮又は温度上昇が想定されず、有機溶媒等による火災又は爆発（有機溶媒火災）は生じない。

上記以外の貯槽等においては、溶媒再生系（分離・分配系）及び（プルトニウム精製系）の第1洗浄器、第2洗浄器及び第3洗浄器

において、炭酸ナトリウム溶液等により洗浄及び再生されることから、高レベル廃液等の沸騰が発生する貯槽等には、有意な使用済みの有機溶媒が含まれることはない。また、事故時においても、沸騰が発生する貯槽等に接続する機器注水配管、冷却コイル等で構成されるバウンダリは、健全性を維持することから、有機溶媒が混入することもないため、有機溶媒等による火災又は爆発（有機溶媒火災）は生じない。

v) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷への連鎖

高レベル廃液等の沸騰が発生する貯槽等と使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設は異なる建屋に位置していることから、高レベル廃液等の沸騰による事故影響は、当該バウンダリを超えて波及することはないことから、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷は生じない。

vi) 放射性物質の漏えいへの連鎖

沸騰が発生する貯槽等、これに接続する機器注水配管、冷却コイル等、塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニット及び凝縮器並びにその他の安全機能を有する機器で構成されるバウンダリは、通常時からの状態の変化等を踏まえても、健全性を維持することから、放射性物質の漏えいの発生は生じない。

(b) 必要な要員及び資源

外的事象の「地震」及び「火山の影響」を要因として冷却機能が喪失した場合には、「ハ. (3) (i) (a) 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」に示すとおり、「放射線分解により発生する水素による爆発」及び「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷」に対しても同時に対処することとなる。このため、重大事故等が同時発生した場合の重大事故等対処に必要な要員及び

燃料等の成立性については、それぞれの対処に必要な数量を重ね合わせて評価する必要がある、「ハ. (3) (ii) (g) 必要な要員及び資源の評価」において評価している。

## 1) 要員

本重大事故における発生防止対策及び拡大防止対策に必要な要員は、冷却機能の喪失を受けて、各建屋で並行して対応することとなっており、外的事象の「地震」を要因とした場合、全建屋の合計で141人である。なお、外的事象の「火山の影響」を要因とした場合には、降灰予報を受けて建屋外での可搬型建屋外ホースの敷設等の準備作業に入ることから、建屋外の作業に要する要員数が外的事象の「地震」を要因とした場合を上回ることはなく、外的事象の「火山の影響」を要因とした場合、全建屋の合計で140人で対応できる。

また、内的事象を要因とした場合は、作業環境が外的事象の「地震」を要因とした場合に想定される環境条件より悪化することが想定されず、対処内容にも違いがないことから、必要な要員は外的事象の「地震」を要因とした場合の必要な人数以下である。

事業所内に常駐している実施組織要員は164人であり、必要な作業対応が可能である。

## 2) 資源

### i) 水源

冷却コイル等への通水を開始し、高レベル廃液等が未沸騰状態に移行するまでに貯槽等への注水によって消費される水量は、合計で約26m<sup>3</sup>である。また、代替安全冷却水系と第1貯水槽間を循環させるために必要な水量は、約3,000m<sup>3</sup>である。

水源として、第1貯水槽の貯水槽A及び貯水槽Bにそれぞれ約



10,000m<sup>3</sup>の水を保有しており、蒸発乾固への対処については、このうち一区画を使用し、他方の区画は使用済燃料貯蔵槽の燃料損傷への対処に使用する。これにより必要な水源は確保可能である。

また、内部ループへの通水、凝縮器への通水及び冷却コイル等への通水は、水源である第1貯水槽へ排水経路を構成して循環させることから、基本的に水量に変化はなく、継続が可能である。

また、すべての建屋の高レベル廃液等の総崩壊熱が第1貯水槽に負荷された場合の1日あたりの第1貯水槽の温度上昇は、安全側に断熱で評価した場合においても3℃程度であり、第1貯水槽を最終ヒートシンクとして考慮することに問題はない。

## ii) 電源

電動の可搬型排風機への給電は、可搬型排風機の起動及び運転に必要な容量を有する可搬型発電機を敷設するため、対応が可能である。

## iii) 燃料

全ての建屋の冷却機能の喪失による蒸発乾固の発生防止対策及び拡大防止対策を7日間継続して実施するのに必要な軽油は合計で約63m<sup>3</sup>である。

軽油貯槽にて約800m<sup>3</sup>の軽油を確保していることから、外部支援を考慮しなくとも7日間の対処の継続が可能である。



## 2.4 放射線分解により発生する水素による爆発への対処（要旨）



- (c) 放射線分解により発生する水素による爆発への対処
- (i) 事故の特徴

重大事故の水素爆発の発生が想定される水素掃気が必要な溶解液、抽出廃液、硝酸プルトニウム溶液、及び精製建屋のプルトニウム濃縮缶で濃縮された後の硝酸プルトニウム溶液、高レベル廃液（以下ハ. (3) (ii) (c)では「高レベル廃液等」という。）を内包する貯槽、及び濃縮缶（以下ハ. (3) (ii) (c)では「貯槽等」という。）は、高レベル廃液等の放射線分解により水素が発生するため、平常運転時にはその他再処理設備の附属施設の圧縮空気設備の安全圧縮空気系により圧縮空気を供給することで水素掃気を行い、貯槽等内における水素爆発を防止している。

貯槽等、貯槽等を収納するセル及びセルを取り囲む建屋は、それぞれ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（以下ハ. (3) (ii) (c)では「セル排気系」という。）、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、貯槽等、セル、建屋の順に圧力を低くできる設計としている。

安全圧縮空気系の水素掃気機能が喪失した場合には、水素爆発の発生を想定する貯槽等の気相部の水素濃度が上昇し、水素濃度に応じて燃焼、爆燃又は爆ごうが発生するおそれがある。この際の圧力変動による飛まつに放射性物質が同伴して気相中に放射性エアロゾルとして移行することで大気中へ放出される放射性物質の量が増加する。また、爆発の規模によっては、貯槽等や附属する配管等の破損が生じ、内包する放射性物質の漏えいに至るおそれがある。

水素が燃焼し伝播する場合の水素濃度と発生圧力の特徴は、以下の3つにまとめられる。

1つ目は、水素濃度がドライ換算で4 v o 1 %～8 v o 1 %の空気混合気が着火した場合であり、これを水素燃焼という。水素燃焼においては、燃焼に伴う火炎が上方又は水平方向に伝播する部分燃焼が支配的であり、この際に発生する圧力は小さい。そのため、放射性エアロゾルの気相中への移行量は少なく塔槽類廃ガス処理設備で除去できる。

2つ目は、水素濃度がドライ換算で8 v o 1 %～12 v o 1 %の空気混合気が着火し、水素爆発が発生した場合、火炎が上方又は水平方向のみならず、全方向に伝播し、爆燃するようになり、この際に発生する圧力は初期圧力の2倍以上となる可能性がある。そのため、放射性エアロゾルの気相中への移行量は大きくなる。

3つ目は、水素濃度がドライ換算で12 v o 1 %を超えると、条件によっては爆燃から爆ごうへ遷移が生じ、火炎の伝播速度が音速を超えて衝撃波が発生する。爆ごうが生じた場合には、放射性エアロゾルが大量に気相中へ移行することのみならず、衝撃波による貯槽等、配管・弁、その他機器等の損傷や波及的な影響も考えられる。

水素爆発の発生防止としては、「放射性物質の放出の観点で爆ごうを生じさせないこと」、「再処理施設内における爆燃から爆ごうへの遷移に関する知見が少ないが、排気系統が爆燃から爆ごうへ遷移を発生しやすい形状であること」を踏まえると、爆燃する領域である水素濃度がドライ換算8 v o 1 %～12 v o 1 %に対して、この下限値であるドライ換算8 v o 1 %に抑えることが重要である。

水素掃気機能の喪失による水素爆発は、5建屋、5機器グループ、合計49貯槽等で発生する。

(ロ) 対処の基本方針

水素爆発の発生を未然に防止するため、喪失した水素掃気機能を代替する設備により、重大事故の水素爆発を想定する貯槽等の水素濃度が未然防止濃度に至る前に圧縮空気を供給し、水素濃度を可燃限界濃度未満とし、これを維持する。さらに、貯槽等内の水素濃度の上昇速度が速く、圧縮空気の供給前に未然防止濃度に至る可能性のある貯槽等は、圧縮空気を自動供給するとともに、水素発生量の不確かさが大きくなる場合には、水素発生量の不確かさを踏まえて未然防止濃度未満に維持できる十分な量の圧縮空気を供給する。この対策により未然防止濃度未満を維持している期間中に、貯槽等へ圧縮空気を供給し、水素濃度を可燃限界濃度未満とする。

以下ハ. (3) (ii) (c)では、この対策を発生防止対策という。

水素爆発の発生防止対策が機能せず、水素爆発が発生した場合において水素爆発が続けて生じるおそれがない状態を維持するため、発生防止対策とは別の系統から重大事故の水素爆発を想定する貯槽等へ圧縮空気を供給し、水素濃度を可燃限界濃度未満とし、これを維持する。貯槽等内の水素濃度の上昇速度が速く、圧縮空気の供給前に未然防止濃度に至る可能性のある貯槽等は、水素発生量の不確かさを踏まえて未然防止濃度未満に維持できる十分な量の圧縮空気を、未然防止濃度に至る前に、準備ができ次第供給する。この対策により未然防止濃度未満を維持している期間中に、貯槽等へ圧縮空気を供給し、水素濃度を可燃限界濃度未満とする。

以下ハ. (3) (ii) (c)では、この対策を拡大防止対策という。

発生防止対策及び拡大防止対策の実施に当たっては、水素発生量の不確かさ及び作業遅れを考慮し、未然防止濃度未満に維持できる

十分な量の圧縮空気を供給できる対策を整備するとともに、事態の収束のために可燃限界濃度未満に維持できる対策を整備する。

また、水素爆発が発生すると、水素爆発による圧力変動によって発生する飛まつに放射性物質が同伴して気相中に放射性エアロゾルとして移行し、大気中へ放出される放射性物質の量が増加する。このため、水素爆発が発生した場合に備え、塔槽類廃ガス処理設備の流路を遮断し、気相中へ移行した放射性物質をセルに導出する。この際、放射性物質の低減のため、高性能粒子フィルタを経由してセルに導出する対策を整備する。

さらに、代替セル排気系により、放射性物質を低減した上で、主排気筒を介して、大気中に放出する対策を整備する。

#### (ハ) 具体的対策

##### 1) 発生防止対策

安全圧縮空気系の水素掃気機能が喪失した場合は、発生防止対策として、屋外に可搬型空気圧縮機を設置し、及び可搬型建屋外ホースを敷設するとともに、屋内に可搬型建屋内ホースを敷設し、可搬型建屋内ホースを、安全機能を有する施設の安全圧縮空気系の水素掃気配管の接続口又は機器圧縮空気供給配管（除染用配管等）に接続する。この際、分離建屋等においては、機器圧縮空気供給配管（除染用配管等）の接続口までの系統構成に当たって、可搬型建屋内ホースのほか、常設の建屋内の圧縮空気供給用の配管である建屋内空気中継配管を使用する。その後、可搬型空気圧縮機に附属する弁を開放し、水素掃気を実施する。

可搬型空気圧縮機からの空気の供給開始前に未然防止濃度に至る



可能性のある貯槽等においては、貯槽等内の水素濃度を未然防止濃度未満に維持するため、分離建屋、精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋に設置する常設の圧縮空気自動供給系から圧縮空気を自動供給する。未沸騰状態においては、圧縮空気自動供給系の圧縮空気自動供給貯槽、圧縮空気自動供給ユニットから未然防止濃度に維持するために十分な量の圧縮空気を供給する。その後、分離建屋において沸騰の10時間35分前である事象発生後から4時間25分後に、精製建屋において沸騰の8時間40分前である事象発生後から2時間20分後に、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋において沸騰の12時間20分前である事象発生後から6時間40分後に、圧縮空気の供給源を機器圧縮空気自動供給ユニットに切り替えることで、水素発生量の不確かさを考慮しても未然防止濃度に維持するために十分な量の圧縮空気を供給する。

可搬型空気圧縮機からの圧縮空気の供給は、平常運転時の安全圧縮空気系の掃気量相当とし、水素濃度の増加を見込んでも、貯槽等内の水素濃度を可燃限界濃度未満に維持する。

また、水素濃度の推移を把握するために、可搬型水素濃度計を用いて水素濃度を所定の頻度（1時間30分）で確認するとともに、変動が想定される期間において、余裕をもって変動程度を確認する。また、対策の効果を確認するため、対策実施前後に水素濃度の測定を行う。

このため、可搬型空気圧縮機、可搬型建屋外ホース及び可搬型建屋内ホースを可搬型重大事故等対処設備として配備する。圧縮空気自動供給貯槽、圧縮空気自動供給ユニット、機器圧縮空気自動供給ユニット及び建屋内空気中継配管を常設重大事故等対処設備として

設置するとともに、水素掃気配管，機器圧縮空気供給配管を常設重大事故等対処設備として位置付ける。

## 2) 拡大防止対策

発生防止対策としての代替安全圧縮空気系による水素掃気が機能しなかった場合は，拡大防止対策として可搬型建屋内ホースを発生防止対策用の接続口とは異なる機器圧縮空気供給配管（かくはん用配管，計測制御用配管等）に接続する。その後，可搬型空気圧縮機に附属する弁を開放し，水素掃気を実施する。

可搬型空気圧縮機からの空気の供給開始前に未然防止濃度に至る可能性のある貯槽等においては，圧縮空気手動供給ユニットを発生防止対策に用いる水素掃気配管，機器圧縮空気供給配管（除染用配管等）とは異なる機器圧縮空気供給配管（かくはん用配管，計測制御用配管等）に接続し，水素発生量の不確かさを考慮しても未然防止濃度未満に維持するために十分な量の圧縮空気を供給する。

発生防止対策と同様に，水素濃度の推移を把握するために，可搬型水素濃度計を用いて機器内の水素濃度を測定する。

また，水素爆発が発生すると，この際の圧力変動によって発生する飛まつに放射性物質が同伴して気相中に放射性エアロゾルとして移行する。これに伴い，大気中へ放出される放射性物質の量が増加するため，塔槽類廃ガス処理設備の流路を遮断し，気相中へ移行した放射性物質をセルに導出する。

セル排気系の排風機が機能喪失している場合，導出先セルの圧力が上昇し，排気系統以外の場所から放射性物質を含む気体の漏えいが生じるおそれがあるが，水素爆発に至る前であれば排気に含まれ

る放射性物質の濃度は平常運転時と同程度であり，セル導出前にセル導出ユニットフィルタの高性能粒子フィルタで除去する。

セルへの放射性物質の導出後においては，セル排気系の高性能粒子フィルタは1段であることから，代替セル排気系として，可搬型排風機，可搬型ダクト及び2段の可搬型フィルタを敷設し，主排気筒につながるように可搬型排風機，可搬型ダクト及び可搬型フィルタを接続し，可搬型ダクト及びセル排気系を接続した後，可搬型排風機を運転することで，放射性エアロゾルを可搬型フィルタの高性能粒子フィルタで除去しつつ，主排気筒を介して，大気中に放出する。

このため，可搬型空気圧縮機，可搬型建屋外ホース，可搬型建屋内ホース，可搬型排風機，可搬型ダクト及び可搬型フィルタを可搬型重大事故等対処設備として配備する。圧縮空気手動供給ユニット，建屋内空気中継配管，塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニット及びセル導出ユニットフィルタを常設重大事故等対処設備として設置するとともに，機器圧縮空気供給配管（かくはん用配管，計測制御用配管等），代替セル排気系のダクト，主排気筒等を常設重大事故等対処設備として位置付ける。

## (二) 有効性評価

### 1) 代表事例

水素掃気機能が喪失する範囲及び環境条件を踏まえた対処内容を考慮し，外的事象の「地震」を代表事象として選定する。

### 2) 代表事例の選定理由

水素掃気機能の喪失による水素爆発は、外的事象の「地震」において、安全圧縮空気系を構成する動的機器の直接的な機能喪失及び全交流動力電源喪失による間接的な機能喪失により、水素掃気機能が喪失する。

また、外的事象の「火山の影響」又は内的事象において、「長時間の全交流動力電源喪失」による間接的な動的機器の機能喪失又は動的機能の多重故障による一部の動的機器の直接的な機能喪失により水素掃気機能が喪失する。

外的事象の「地震」により発生する水素掃気機能の喪失の場合、動的機器の機能喪失と全交流動力電源喪失が同時に発生する等、機能喪失する機器が多く、その範囲も広い。

また、外的事象の「地震」は、環境条件の悪化も想定されることから、重大事故等対策としては厳しくなる。さらに、外的事象は、「地震」及び「火山の影響」が考えられるが、外的事象の「地震」を要因とした場合に環境条件が厳しくなることから、有効性評価の代表としては、外的事象の「地震」による水素掃気機能の喪失を選定する。

### 3) 有効性評価の考え方

発生防止対策に係る有効性については、圧縮空気の供給により貯槽等内の水素濃度が未然防止濃度に至ることを防止でき、水素濃度が可燃限界濃度以上の場合は低下傾向を示して可燃限界濃度未満に維持できることについて確認するために、貯槽等内の水素濃度の推移を評価する。

拡大防止対策に係る有効性評価については、発生防止対策が有効

に機能しない場合、水素爆発が発生した場合において水素爆発が続けて生じるおそれがない状態を維持するため、圧縮空気の供給により貯槽等内の水素濃度が未然防止濃度に至ることを防止でき、水素濃度が可燃限界濃度以上の場合は低下傾向を示して可燃限界濃度未満に維持できることについて確認するために、貯槽等内の水素濃度の推移を評価する。

また、放射性物質の放出量評価として、水素爆発を評価上見込んだ場合の放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）を、貯槽等から気相中に移行する放射性物質の量及び放出経路における除染係数の考慮により、評価する。

これらの評価における高レベル廃液等の水素発生量については、水素発生G値等を用いた簡便な計算で実施する。

#### 4) 機能喪失の条件

代表事例において、基準地震動の1.2倍の地震力を入力した場合においても必要な機能を損なわない設計としていないものは、機能喪失するものとし、動的機器については耐震性によらず機能喪失を想定する。

また、代表事例では、外部電源を含めた全交流動力電源の喪失を想定しているため、追加での機能喪失は想定しない。

#### 5) 事故の条件及び機器の条件

水素掃気機能が喪失した場合、安全冷却水系の冷却機能の喪失も同時に発生している可能性が高いことから、重大事故等対処設備の設計に当たっては、水素掃気機能の喪失が単独で発生した場合に加

え、貯槽等内の高レベル廃液等の沸騰が同時に発生する場合を想定する。高レベル廃液等の沸騰に伴い、水素発生G値が大きくなり、水素の発生量は相当に多くなる可能性がある。このため、機器の条件においては、高レベル廃液等の沸騰を考慮した、十分な圧縮空気を供給できる容量とする。

分離建屋の圧縮空気自動供給貯槽は、内圧0.69MP a [gage]の約5.5m<sup>3</sup>/基の貯槽3基及び安全圧縮空気系への接続配管で構成する。

精製建屋の圧縮空気自動供給貯槽は、内圧0.69MP a [gage]の約2.5m<sup>3</sup>/基の貯槽2基、約5m<sup>3</sup>/基の貯槽3基及び安全圧縮空気系への接続配管で構成する。

ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋の圧縮空気自動供給系の圧縮空気自動供給ユニットは、空気容量約15m<sup>3</sup> [normal]とし、減圧弁、空気作動弁及び安全圧縮空気系への接続配管で構成する。

圧縮空気自動供給系からの圧縮空気の供給は、安全圧縮空気系の配管の内圧が所定の圧力を下回った場合に、自動で開始し、機器圧縮空気自動供給ユニットに切り変えるまでの間、未然防止濃度未満を維持するために必要な量を供給する。

分離建屋の圧縮空気自動供給系の機器圧縮空気自動供給ユニットは、空気容量約10m<sup>3</sup> [normal]とし、空気作動弁、減圧弁及び安全圧縮空気系への接続配管で構成する。

精製建屋の圧縮空気自動供給系の機器圧縮空気自動供給ユニットは、空気容量約52m<sup>3</sup> [normal]とし、空気作動弁、減圧弁及び安全圧縮空気系への接続配管で構成する。

ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋の機器圧縮空気自動供給ユニットは、空気容量約20m<sup>3</sup> [normal]とし、減圧弁、空気作動弁及

び安全圧縮空気系への接続配管で構成する。

機器圧縮空気自動供給ユニットからの圧縮空気の供給は、圧縮空気の供給源を圧縮空気自動供給系から機器圧縮空気自動供給ユニットに手動で切り替えることで、可搬型空気圧縮機に切り替えるまでの間、貯槽等内の水素濃度を未然防止濃度未満に維持するために必要な量の圧縮空気を供給する。

分離建屋の圧縮空気手動供給ユニットは、空気容量約 $10\text{ m}^3$  [normal] とし、減圧弁及び機器圧縮空気供給配管への接続ホースで構成する。

精製建屋の圧縮空気手動供給ユニットは、空気容量約 $62\text{ m}^3$  [normal] とし、減圧弁及び機器圧縮空気供給配管への接続ホースで構成する。

ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋の圧縮空気手動供給ユニットは、空気容量約 $31\text{ m}^3$  [normal] とし、減圧弁及び機器圧縮空気供給配管への接続ホースで構成する。

圧縮空気手動供給ユニットは、準備が整い次第、機器圧縮空気供給配管（かくはん用配管、計測制御用配管等）へ手動で接続することにより圧縮空気の供給を開始し、可搬型空気圧縮機に切り替えるまでの間、貯槽等内の水素濃度を未然防止濃度未満に維持するために必要な量の圧縮空気を供給する。

可搬型空気圧縮機は、大型及び小型を準備する。大型の可搬型空気圧縮機は1台当たり約 $450\text{ m}^3/\text{h}$  [normal]、小型の可搬型空気圧縮機は1台当たり約 $220\text{ m}^3/\text{h}$  [normal] の容量を有し、水素爆発を未然に防止するための空気の供給、水素爆発の再発を防止するための空気の供給に用いる。水素爆発を未然に防止するための空気

の供給及び水素爆発の再発を防止するための空気の供給において、大型の可搬型空気圧縮機は、前処理建屋、分離建屋及び高レベル廃液ガラス固化建屋で2台、小型の可搬型空気圧縮機は、精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋で1台を使用する。

高レベル廃液等の核種組成、濃度、崩壊熱密度は、再処理する使用済燃料の冷却期間を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、濃度及び崩壊熱密度の最大値を設定する。

高レベル廃液等の内包量は、公称容量とする。また、高レベル廃液等の硝酸イオン濃度が低いほど大きくなる水素発生G値については、全硝酸イオンのうち遊離硝酸濃度分の硝酸イオン濃度に対応する水素発生G値を設計条件として用いることにより、現実的な水素発生G値よりも高い値とする。

#### 6) 操作の条件

水素爆発を未然に防止するための空気の供給は、可搬型空気圧縮機からの空気の供給開始前に未然防止濃度に至る可能性のある貯槽等においては、安全圧縮空気系の水素掃気機能が喪失し、系統内の圧力が低下した時点で、圧縮空気自動供給系から圧縮空気を自動供給する。

代替安全圧縮空気系による圧縮空気の供給において、圧縮空気自動供給系は、対処の時間が最も少ない精製建屋において、安全圧縮空気系の水素掃気機能の喪失から、2時間20分後に圧縮空気を供給する弁を手動で閉止する。この操作により、圧縮空気自動供給系から、未然防止濃度に維持するために十分な量の圧縮空気を供給できる機器圧縮空気自動供給ユニットへ空気の供給を切り替える。そ



の他の建屋においても、機器圧縮空気自動供給ユニットへの切替操作を、沸騰前に十分な余裕をもって実施する。

また、可搬型空気圧縮機による圧縮空気の供給は、準備が整い次第実施するものとし、機器圧縮空気自動供給ユニットによる圧縮空気の供給が実施できなくなる2時間前までに開始する。精製建屋においては、可搬型空気圧縮機による圧縮空気の供給を、安全圧縮空気系の機能喪失から7時間15分で開始する。その他の建屋においても、機器圧縮空気自動供給ユニットからの圧縮空気の供給が継続している期間中に可搬型空気圧縮機からの圧縮空気の供給を開始する。

発生防止対策とは異なる系統による拡大防止対策の圧縮空気の供給において、圧縮空気手動供給ユニットによる水素掃気は、準備が整い次第実施するものし、貯槽等内の水素濃度が未然防止濃度に至る時間が最も短くなる精製建屋のプルトニウム濃縮液一時貯槽の1時間25分に対して、安全圧縮空気系の機能喪失から50分後に開始する。その他の建屋においても、圧縮空気手動供給ユニットへの切替操作を、貯槽等内の水素濃度が未然防止濃度に至る前に実施する。

また、拡大防止対策における可搬型空気圧縮機による圧縮空気の供給は、準備が整い次第実施するものとし、圧縮空気手動供給ユニットによる圧縮空気の供給が実施できなくなる時間の2時間前までに開始する。精製建屋においては、可搬型空気圧縮機による圧縮空気の供給を、安全圧縮空気系の機能喪失から9時間45分で開始する。その他の建屋においても、圧縮空気手動供給ユニットからの圧縮空気の供給が実施できなくなる時間の2時間前までに可搬型空気圧縮機からの圧縮空気の供給を開始する。

水素掃気に伴い気相中に移行する放射性物質を導出先セルに導出するためのセル導出設備の隔離弁の閉止操作は、精製建屋の場合、安全圧縮空気系の水素掃気機能喪失から2時間30分後に完了する。その他の建屋においても、セル導出設備の隔離弁の閉止操作を3時間20分までに実施する。

精製建屋における水素爆発に伴い気相中に移行する放射性物質を導出先セルに導出するために実施する可搬型ダクトを用いた可搬型フィルタ及び可搬型排風機の接続並びに可搬型排風機及び可搬型発電機の接続は、安全圧縮空気系の水素掃気機能の喪失から、5時間40分で作業を完了する。

代替セル排気系による排気は、準備が整い次第実施するとし、可搬型空気圧縮機による水素掃気を開始する前に実施する。精製建屋において、可搬型空気圧縮機による水素掃気を開始する時間である7時間15分に対して、安全圧縮空気系の機能喪失から6時間40分までに実施する。その他の建屋においても、可搬型空気圧縮機による水素掃気を開始する前に作業を完了する。

#### 7) 放出量評価の条件

高レベル廃液等の放射性物質の組成、濃度、崩壊熱密度と貯槽等の液量は機器の条件と同様である。

圧縮空気の供給に伴い気相中に移行する放射性物質の移行割合は、貯槽等ごとに設定する。放出経路における放射性物質の除染係数については、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を10とし、導出先のセル及び部屋における放射性物質の希釈効果を除染係数として考慮する。また、屋外に放射性物質が到達する

までに經由するセル及び部屋の壁による除染を考慮し、壁1枚につき除染係数を10とする。

水素爆発を想定した場合の気相中に移行する放射性物質の割合については0.01%とする。放出経路における放射性物質の除染係数については、高性能粒子フィルタ2段による除染係数を $10^5$ 、放出経路構造物への沈着による除染係数を10とする。

放射性物質の放出量（セシウム-137換算）については、IAEAに示される換算係数を用いて、着目する核種の比から算出する。ただし、プルトニウム等の一部の核種については、それに加えて化学形態による影響の違いを補正する係数を乗じる。

#### 8) 判断基準

発生防止対策については、水素爆発の発生を未然に防止できること。具体的には、圧縮空気の供給により気相部の水素濃度が未然防止濃度に至らず、低下傾向を示し、可燃限界濃度未満に維持できること。

拡大防止対策については、水素爆発が発生した場合において、水素爆発が続けて生じるおそれがない状態を維持できること。具体的には、圧縮空気の供給により気相部の水素濃度が未然防止濃度に至らず、低下傾向を示し、可燃限界濃度未満に維持できること。

仮に水素爆発を想定した場合の大気中へ放出される放射性物質の量と、水素爆発の再発を防止するための空気の供給により大気中へ放出される放射性物質の量の合計値がセシウム-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。

#### (ホ) 有効性評価の結果

## 1) 発生防止対策

安全圧縮空気系の水素掃気機能の喪失により、貯槽等内の水素濃度が上昇し始める。可搬型空気圧縮機からの空気の供給開始前に未然防止濃度に至る可能性のある貯槽等においては、圧縮空気自動供給系及び機器圧縮空気自動供給ユニットからの圧縮空気の自動供給による水素掃気を実施される。また、貯槽等に対し、水素掃気配管、機器圧縮空気供給配管を用いた、可搬型空気圧縮機からの圧縮空気の供給による水素掃気を実施する。水素濃度が最も高くなる前処理建屋の計量前中間貯槽の場合、貯槽等内の水素濃度がドライ換算で約 4.4 vol % まで上昇するが、未然防止濃度に至ることはなく、その後、低下傾向を示すことから水素爆発の発生を防止することができる。

また、低下傾向を示した貯槽内の水素濃度は、可燃限界濃度未満に移行し、その状態が維持される。これ以外の貯槽等においても、貯槽等内の水素濃度は未然防止濃度に至ることはなく、その後は、低下傾向を示し、可燃限界濃度未満に移行し、その状態を維持する。

## 2) 拡大防止対策

発生防止対策が機能しなかった場合、貯槽内の水素濃度が上昇する。可搬型空気圧縮機からの空気の供給開始前に未然防止濃度に至る可能性のある貯槽等においては、圧縮空気手動供給ユニットからの圧縮空気の供給による水素掃気を実施する。また、貯槽等に対し、機器圧縮空気供給配管（かくはん用配管、計測制御用配管等）を用いた、可搬型空気圧縮機からの圧縮空気の供給による水素掃気を実施する。水素濃度が最も高くなる精製建屋のプルトニウム溶液供給槽の場合、貯槽等内の水素濃度がドライ換算で約 5.8 vol % まで

上昇するが、未然防止濃度に至ることはなく、その後、低下傾向を示すことから水素爆発の発生を防止することができる。

また、低下傾向を示した貯槽内の水素濃度は、可燃限界濃度未満に移行し、その状態が維持される。これ以外の貯槽等においても、貯槽等内の水素濃度は未然防止濃度に至ることはなく、その後は、低下傾向を示し、可燃限界濃度未満に移行し、その状態を維持する。

水素爆発の発生防止対策又は拡大防止対策の圧縮空気の供給は、貯槽等の水素濃度が未然防止濃度に至る前に実施することから爆燃が発生することはないが、仮に、大気中へ放出される放射性物質の放出量評価に、水素爆発を評価上見込んだ場合、大気中へ放出される放射性物質の量（セシウム-137 換算）は、前処理建屋において、約  $8 \times 10^{-5}$  T B q，分離建屋において、約  $2 \times 10^{-4}$  T B q，精製建屋において、約  $3 \times 10^{-4}$  T B q，ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋において、約  $7 \times 10^{-5}$  T B q 及び高レベル廃液ガラス固化建屋において、約  $2 \times 10^{-3}$  T B q であり、これらを合わせても約  $2 \times 10^{-3}$  T B q であり、100 T B q を十分下回るものであつて、かつ、実行可能な限り低い。

なお、発生防止対策として継続して実施する圧縮空気自動供給系及び機器圧縮空気自動供給ユニットからの自動供給又は拡大防止対策として実施する圧縮空気手動供給ユニットからの圧縮空気の供給により、塔槽類廃ガス処理設備の圧力が上昇し、排気系統以外の場所から放射性物質を含む気体が漏えいするおそれがある。

この時間は、分離建屋、精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋で約3時間であり、大気中への放出に至る建屋内の移行経路を踏まえればその影響はわずかであるが、上記の放出量は、この

寄与分も含めた結果である。

3) 不確かさの影響評価

i) 事象，事故の条件及び機器の条件の不確かさの影響

設計上定める条件より厳しい条件における内的事象で発生する動的機器の故障による水素掃気機能喪失の場合，対処が必要な設備，建屋の範囲が限定される。当該評価では，代表事例において，各建屋で並行して作業した場合の対策の成立性を確認していることから，評価結果は変わらない。

内的事象で発生する「長時間の全交流動力電源の喪失」及び外的事象の「火山の影響」による水素掃気機能喪失の場合，初動対応での状況確認やアクセスルート確保等の作業において，外的事象の「地震」と比較して早い段階で重大事故等対策に着手できるため，対処の時間余裕が大きくなることから，実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はなく，判断基準を満足することに変わりはない。

高レベル廃液等の組成，濃度及び崩壊熱密度は，想定される最大値を設定する等，厳しい結果を与えるよう対処に用いることができる時間が短くなる条件で評価をしており，安全余裕を排除したことによる現実的な条件とした場合には，対処に用いることができる時間は増加することから，実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はなく，判断基準を満足することに変わりはない。

水素発生G値は，硝酸溶液については硝酸濃度の変動に伴う不確かさがある。放射線分解により硝酸濃度が減少する可能性はあるが，平常運転時には設計値を維持するように運用することから，大幅な減少は想定し難い。また，仮に，プルトニウム濃縮液一時貯

槽において硝酸濃度が10%減少したとしても、遊離硝酸及び硝酸塩の硝酸イオンを合計した全硝酸イオン濃度は水素発生G値を設定するに当たって使用した遊離硝酸イオン濃度以上であることから、水素発生速度は設定した水素発生速度を超過することはない。他の貯槽等においても、全硝酸イオン濃度は水素発生G値を設定する際に用いた遊離硝酸イオン濃度以上とすることから、水素発生量は設定した水素発生量を超過することはない。

また、水素発生G値は、高レベル廃液等のかくはん状態にも影響を受け、増加する不確かさを有する。重大事故等対策においては、高レベル廃液等のかくはん状態による水素発生量の不確かさを考慮しても貯槽等内の水素濃度を低く維持できるよう、十分な圧縮空気流量を供給するが、水素濃度に変化が生じる可能性のあるタイミングで水素濃度を測定し、水素濃度を適時把握しつつ対処する。これらを考慮した場合でも判断基準を満足することには変わりはない。

高レベル廃液等の組成、濃度、崩壊熱密度、硝酸濃度及びかくはん状態は水素発生速度に影響を与えるが、貯槽等内の水素濃度の上昇速度が速くなる厳しい結果を与える条件でそれぞれ評価をしており、安全余裕を排除したことによる現実的な条件とした場合には、貯槽等内の水素濃度の上昇速度は評価と比較して遅くなる。このため、対処に用いることができる時間は増加することから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はなく、判断基準を満足することには変わりはない。

事態の収束までに大気中へ放出される放射性物質の量（セシウム-137換算）については、放射性物質の気相中への移行割合や放出経路によって放射性物質の除染係数に不確かさがある。放射性物質

の気相中への移行割合については、参考とした実験値に幅があり評価に用いた値よりも移行割合が1桁大きい実験結果があることから、放出量が1桁増加する可能性がある。

一方、評価に用いた高レベル廃液等の核組成等や経路上の除染係数を評価は厳しくなるよう設定しており放出量が1桁以上小さくなることが想定される。このように不確かさを有するものの、これらを考慮した場合でも判断基準を満足することに変わりはない。

放出量評価においては、水素爆発が5建屋、5機器グループ、合計49貯槽等で同時に発生するとし、それぞれ水素爆発が1回発生した場合における大気中へ放出される放射性物質の量を評価しているが、発生防止対策が機能しなかったとしても、拡大防止対策により水素爆発は発生しないことから判断基準を満足することに変わりはない。

ii) 操作の条件の不確かさの影響

可搬型空気圧縮機による水素掃気は、対処の時間余裕が最も少ない精製建屋においても、未然防止濃度に至るまでの時間に対し、2時間の時間余裕をもって完了できる。

各作業の作業項目は、安全余裕を確保して計画し、必要な時期までに操作できるよう体制を整えていることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はなく、判断基準を満足していることに変わりはない。

可搬型空気圧縮機などの可搬型重大事故等対処設備を用いた対処に時間を要した場合や予備の可搬型重大事故等対処設備を用いた対処による2時間の作業遅れを想定した場合においても、水素濃度の観点で最も厳しい前処理建屋の計量前中間貯槽の気相部の水素濃度



は、水素掃気機能喪失から 38 時間 35 分後にドライ換算で約 4.6 v o 1 %である。

同様に、拡大防止対策による対処の実施が遅延したとしても、水素濃度の観点で最も厳しい精製建屋のプルトニウム溶液供給槽の気相部の水素濃度は、水素掃気機能喪失から 11 時間 45 分後にドライ換算で約 6.9 v o 1 %である。

セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応は、水素掃気機能の喪失をもって着手し、機器内の水素濃度が未然防止濃度に至るまでの時間に対し、圧縮空気自動供給系及び機器圧縮空気自動供給ユニットの圧縮空気の供給がない建屋のうち、作業に時間を要する前処理建屋において 42 時間 50 分、圧縮空気自動供給系及び機器圧縮空気自動供給ユニットの圧縮空気の供給がある建屋のうち、作業に時間を要するウラン・プルトニウム混合脱硝建屋において 5 時間の時間余裕をもって完了させることが可能であり、十分な時間余裕が確保されていることから判断基準を満足していることには変わりはない。

可搬型空気圧縮機などの可搬型重大事故等対処設備を用いた対処に時間を要した場合や予備の可搬型重大事故等対処設備による対処を想定しても、時間余裕で確保した時間以内に設置することで重大事故等対策を再開でき、事態を収束できる。

(ハ) 重大事故等の同時発生又は連鎖

1) 重大事故等の事象進展、事故規模の分析

本重大事故の事象進展、事故規模の分析により明らかとなった平常運転時からの状態の変化等は、水素燃焼による貯槽等の圧力上昇、高レベル廃液等の温度上昇、線量率の上昇である。具体的には、貯

槽等の圧力は一時的に約50 k P a [gage]増加し，高レベル廃液等の温度は一時的に約1℃増加する。線量率の上昇については，水素燃焼が発生した場合には，放射性物質が気相中に移行するため，貯槽等外の線量率は上昇するが，貯槽等内の線量率は水素燃焼が生じても変わらない。

これらの平常運転時からの状態の変化等を考慮した同時発生する重大事故等の重大事故等対策に与える影響及び連鎖して発生する可能性のある重大事故等は以下のとおりである。

## 2) 重大事故等の同時発生

重大事故等が同時に発生する場合については，同種の重大事故が同時に発生する場合，異種の重大事故が同時に発生する場合及びそれらの重畳が考えられる。

本重大事故は，本重大事故を想定する貯槽等にあるとおり，5建屋，5機器グループ，合計49貯槽等で同時に発生する可能性があり，本評価は同時発生するものとして評価した。

本重大事故と同時発生する可能性のある異種の重大事故は，「ハ. (3) (i) (a) 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」に示すとおり，外的事象の「地震」及び「火山の影響」，内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」により，安全圧縮空気系，安全冷却水系，プール水冷却系及び補給水設備が同時に機能を喪失することから，冷却機能の喪失による蒸発乾固及び使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷である。

同種と異種の重大事故の同時発生が重畳した場合の有効性評価については，「ハ. (3) (i) (i) 同時発生又は連鎖」において評価し，

対処に必要な要員及び燃料等については、「ハ. (3) (i) (j) 必要な要員及び資源の評価」において評価している。

3) 重大事故等の連鎖

i) 臨界事故への連鎖

水素燃焼が発生する貯槽等において講じられている臨界事故に係る安全機能は、全濃度安全形状寸法管理及び濃度管理であるが、水素燃焼による高レベル廃液等の温度、液位、その他のパラメータ等の変動を考慮しても、これらの貯槽等のバウンダリの健全性が維持され、全濃度安全形状寸法が維持されること、核的制限値を逸脱することがないことから、臨界事故は生じない。

ii) 冷却機能の喪失による蒸発乾固への連鎖

高レベル廃液等が沸騰に至るかに関しては、水素燃焼による高レベル廃液等の崩壊熱に変化はなく、平常運転時の冷却能力は高レベル廃液等の崩壊熱に対して十分な余力を有しており、貯槽等内の高レベル廃液等の温度は沸点に至らず、高レベル廃液等が沸騰することがないことから、冷却機能の喪失による蒸発乾固は生じない。

iii) 有機溶媒等による火災又は爆発（T B P等の錯体の急激な分解反応）への連鎖

T B P等を含む使用済みの有機溶媒は、分離設備のT B P洗浄塔及びT B P洗浄器並びにプルトニウム精製設備のT B P洗浄器において、n-ドデカン（以下「希釈剤」という。）により除去され、溶媒再生系（分離・分配系）及び溶媒再生系（プルトニウム精製系）の第1洗浄器、第2洗浄器及び第3洗浄器において、炭酸ナトリウム溶液等により洗浄及び再生されることから、水素燃焼が発生する貯槽等においては、有意な量のT B P等を含む使用済みの有機溶媒

が含まれることはない。また、事故時においても、水素燃焼が発生する貯槽等のバウンダリは健全性を維持することから、T B P 等が誤って混入しないこと、水素燃焼により高レベル廃液等の温度が上昇するが、高レベル廃液等の温度がT B P 等の錯体の急激な分解反応の発生温度である 135°C に至らないことから、有機溶媒等による火災又は爆発（T B P 等の錯体の急激な分解反応）は生じない。

iv) 有機溶媒等による火災又は爆発（有機溶媒火災）への連鎖

水素燃焼が発生した場合、有機溶媒が混入する可能性のある抽出廃液及び硝酸プルトニウム溶液の温度が上昇するが、n-ドデカン  
の引火点である 74°C に至ることはないから、有機溶媒等による火災  
又は爆発（有機溶媒火災）は生じない。

v) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷への連鎖

水素燃焼が発生する貯槽等と使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設は異なる建屋に位置していることから、水素燃焼による事故影響は、当該バウンダリを超えて波及することはないことから、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷は生じない。

vi) 放射性物質の漏えいへの連鎖

水素燃焼が発生する貯槽等、これに接続する水素掃気配管、機器圧縮空気供給配管、塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニット及びその他の安全機能を有する機器で構成されるバウンダリは、平常運転時からの状態の変化等を踏まえても、健全性を維持することから、放射性物質の漏えいは生じない。

(b) 必要な要員及び資源

外的事象の「地震」及び「火山の影響」を要因として水素掃気機能の喪失が発生した場合には、「ハ. (3) (i) (a) 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」に示すとおり、「冷却機能の喪失による蒸発乾固」及び「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷」に対しても同時に対処することとなる。このため、重大事故等対処に必要な要員及び燃料等の成立性については、それぞれの対処に必要な数量を重ね合わせて評価する必要がある、「ハ、(3) (i) (j) 必要な要員及び資源の評価」において評価している。

#### 1) 要員

本重大事故における発生防止対策及び拡大防止対策に必要な要員は、水素掃気機能の喪失を受けて、各建屋で並行して対応することとなっており、外的事象の「地震」を要因とした場合、全建屋の合計で 143 人である。外的事象の「火山の影響」を要因とした場合、降灰予報を受けて建屋外でのホース敷設等の準備作業に入ることから、建屋外の作業に要する要員数が外的事象の「地震」の場合を上回ることはなく、外的事象の「地震」と同じ人数で対応できる。

また、内的事象を要因とした場合は、作業環境が外的事象の「地震」で想定される環境条件より悪化することが想定されず、対処内容にも違いがないことから、必要な要員は外的事象の「地震」の場合の必要な人数以下である。

事業所内に常駐している実施組織要員は 164 人であり、必要な作業対応が可能である。

#### 2) 資源

##### i) 電源

電動の可搬型排風機への給電は、可搬型排風機の起動及び運転に必要な容量を有する可搬型発電機を敷設するため、対応が可能である。

ii) 燃料

全ての建屋の水素爆発の発生防止対策及び拡大防止対策を7日間継続して実施するのに必要な軽油は合計で約18m<sup>3</sup>である。

軽油貯槽にて約800m<sup>3</sup>の軽油を確保していることから、外部支援を考慮しなくとも7日間の対処の継続が可能である。

## 2.6 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止に係る対処（要旨）





- (e) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止に係る対処
- (i) 事故の特徴

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設では、燃料貯蔵プール（BWR燃料用）、燃料貯蔵プール（PWR燃料用）及び燃料貯蔵プール（BWR燃料及びPWR燃料用）の合計3基の燃料貯蔵プールを設置している。この他に、原子力発電所から受け入れた使用済燃料を仮置きする燃料仮置きピットA及び燃料仮置きピットB並びに前処理建屋へ使用済燃料を送り出すための燃料送出しピットを設置している。これらの燃料貯蔵プール等では、合計で最大 3,000 t・U<sub>PR</sub>の使用済燃料を貯蔵することができる。平常運転時は、燃料貯蔵プール等は燃料移送水路を介して全て連結された状態で使用済燃料の取扱いを行う。

万一、燃料貯蔵プール等に異常が発生した場合に備え、燃料仮置きピットを隔離するためのピットゲート及び燃料貯蔵プールを隔離するためのプールゲートを設置しているが、平常運転時は使用しない。

燃料貯蔵プール等の使用済燃料は、使用済燃料の平均濃縮度に応じて適切な燃料間隔をとることにより未臨界を維持している。

燃料貯蔵プール等に貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は、プール水冷却系によって除去され、プール水冷却系によって除去された熱は熱交換器を介しその他再処理設備の附属施設の冷却水設備の安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）（以下ハ、(3)(ii)(e)では「安全冷却水系」という。）に移行し、安全冷却水系の冷却塔により大気中へ放出される。また、自然蒸発による燃料貯蔵プール等の水位低下に対して、補給水設備により水位を維持でき

る設計としている。

プール水冷却系又は安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合、使用済燃料が有する崩壊熱により燃料貯蔵プール等の水の温度が上昇し、これが継続すると燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至る。この状態において、補給水設備による燃料貯蔵プール等への注水ができない場合には、燃料貯蔵プール等の水の沸騰及び蒸発が継続し、水位低下に伴う遮蔽機能の低下により、燃料貯蔵プール等の上部の線量率が上昇する。さらにこの状態が継続すると、やがて使用済燃料の有効長頂部が露出し、使用済燃料の損傷に至る。これを想定事故 1 という。

燃料貯蔵プール等に接続するプール水冷却系の配管の破断によるサイフォン効果等による燃料貯蔵プール・ピット等からの水の小規模な漏えい、及び地震によるスロッシングにより燃料貯蔵プール・ピット等の水の小規模な漏えいが発生した場合、燃料貯蔵プール等の水位が低下する。この状態において、プール水冷却系又は安全冷却水系の冷却機能及び補給水設備の注水機能が喪失している場合は、使用済燃料が有する崩壊熱により燃料貯蔵プール等の水の温度が上昇し、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至る。また、蒸発により燃料貯蔵プール等の水位が低下することで遮蔽機能が低下し、燃料貯蔵プール等の上部の線量率が上昇する。さらにこの状態が継続すると、やがて使用済燃料の有効長頂部が露出し、使用済燃料の損傷に至る。これを想定事故 2 という。

(ロ) 対処の基本方針

燃料貯蔵プール等の水位が低下することによる遮蔽機能の低下及

び使用済燃料の損傷に至ることを防止するため、燃料貯蔵プール等へ注水し、水位を維持する。

以下、この対策を燃料損傷防止対策という。

(ハ) 具体的対策

1) 燃料損傷防止対策

燃料貯蔵プール等のプール水冷却系又は安全冷却水系の冷却機能及び補給水設備の注水機能が喪失した場合、又は燃料貯蔵プール等に接続するプール水冷却系の配管の破断によるサイフォン効果等及びスロッシングにより燃料貯蔵プール・ピット等の水の小規模な漏えいが発生し、プール水冷却系又は安全冷却水系の冷却機能及び補給水設備の注水機能が喪失した場合には、可搬型中型移送ポンプ、可搬型建屋外ホース、可搬型建屋内ホース及び可搬型代替注水設備流量計を敷設し、これらを接続することで、第1貯水槽から燃料貯蔵プール等へ水を供給するための経路を構築する。

また、燃料貯蔵プール等の状態監視のため、可搬型燃料貯蔵プール等水位計（電波式）、可搬型燃料貯蔵プール等温度計（測温抵抗体）、可搬型燃料貯蔵プール等状態監視カメラ、可搬型燃料貯蔵プール等空間線量率計（線量率計）、可搬型監視ユニット等（以下「監視設備」という。）を設置する。監視設備を設置するまでの間、燃料貯蔵プール等の状態監視は、可搬型燃料貯蔵プール等水位計（超音波式）又は可搬型燃料貯蔵プール等水位計（メジャー）、可搬型燃料貯蔵プール等温度計（サーミスタ式）及び可搬型燃料貯蔵プール等空間線量率計（サーベイメータ）（以下「携行型の監視設備」という。）にて行う。

水温上昇に伴い使用済燃料受入れ・貯蔵建屋内の温度が上昇した場合においても、線量率の測定及び燃料貯蔵プール等の状態監視を継続して実施するため、可搬型空冷ユニット，可搬型空冷ユニット用ホース，可搬型燃料貯蔵プール等状態監視カメラ用冷却ケース，可搬型燃料貯蔵プール等空間線量率計用冷却ケース，可搬型計測ユニット用空気圧縮機等（以下「空冷設備」という。）を設置する。

想定事故 1 では、注水による回復の目安とする燃料貯蔵プール等の水位は、燃料貯蔵プール底面から 11.50m（以下「通常水位」という。）とし、通常水位到達後は、可搬型中型移送ポンプの間欠運転により水位を維持する。

想定事故 2 では、注水による回復の目安とする燃料貯蔵プール等の水位は、越流せき上端（通常水位－0.40m）とし、越流せき上端到達後は、可搬型中型移送ポンプの間欠運転により水位を維持する。

## (二) 有効性評価

### 1) 代表事例

想定事故 1 では、プール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能の喪失が広範囲であること、重大事故等への対処の種類及び重大事故等への対処時に想定される作業環境の苛酷さを考慮し、外的事象の「火山の影響」を代表事象として選定する。

想定事故 2 では、プール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能の喪失が広範囲であること、重大事故等への対処の種類及び重大事故等への対処時に想定される作業環境の苛酷さを考慮し、外的事象の「地震」を代表事象として選定する。

## 2) 代表事例の選定理由

想定事故 1 は、外的事象の「火山の影響」において、屋外の冷却塔の動的機器の直接的な機能喪失及び全交流動力電源の喪失によるプール水冷却系、安全冷却水系及び補給水設備のポンプの動的機器の間接的な機能喪失により冷却機能及び注水機能の喪失が全ての燃料貯蔵プール等において同時に発生する。

また、内の事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」において、動的機器の間接的な機能喪失により全ての燃料貯蔵プール等において同時にプール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能が喪失することで発生する。

重大事故等への対処時の環境条件に着目すると、外的事象の「火山の影響」を要因とした場合には、建屋内では、全交流動力電源の喪失に伴う換気空調の停止及び照明の喪失が発生するものの、溢水、化学薬品漏えい及び内部火災のハザードの発生は想定されない。一方、建屋外では、降灰による環境悪化が想定される。

内の事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」を条件とした場合には、建屋内の換気空調の停止及び照明の喪失が発生するものの、外的事象の「火山の影響」の場合のように建屋外の環境条件が悪化することはない。

このため、外的事象の「火山の影響」の方が、環境条件が厳しくなることから、想定事故 1 の有効性評価の代表としては外的事象の「火山の影響」によるプール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能の喪失並びに補給水設備の注水機能の喪失を選定する。

想定事故 2 は、外的事象の「地震」において、プール水冷却系配

管の破断によるサイフォン効果等により燃料貯蔵プール等の水の漏えいが発生するとともに、プール水冷却系、安全冷却水系及び補給水設備のポンプ並びに屋外に設置する安全冷却水系の冷却塔の動的機器の直接的な機能喪失が発生する。さらに、全交流動力電源喪失による間接的な機能喪失により、冷却機能及び注水機能の喪失が全ての燃料貯蔵プール等において同時に喪失する。

また、内的事象の「配管の全周破断」を要因とし、さらに厳しい条件として補給水設備等の多重故障を想定した場合、プール水冷却系の配管の破断により、燃料貯蔵プール等からの水の小規模な漏えいが発生するとともに冷却機能が喪失し、さらに補給水設備等のポンプの動的機器の直接的な機能喪失により、注水機能が喪失する。

外的事象の「地震」において発生するプール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能の喪失の場合、動的機器の直接的な機能喪失及び全交流動力電源喪失が同時に発生するため、喪失する機器が多く、その範囲も広い。

重大事故等への対処時の環境条件に着目すると、外的事象の「地震」を要因とした場合には、基準地震動を1.2倍にした地震動を考慮する設計とした設備以外の設備の損傷及び動的機器の動的な機能の喪失が想定されることから、建屋内では、溢水、化学薬品漏えい及び内部火災のハザードが発生する可能性があり、また、全交流動力電源の喪失により換気空調が停止し、照明が喪失する。一方、建屋外では、不等沈下及び屋外構築物の倒壊による環境悪化が想定される。

内的事象の「配管の全周破断」を要因とし、さらに厳しい条件として補給水設備等の多重故障を想定した場合には、建屋内の換気空

調及び照明は健全であり、外的事象の「地震」の場合のように溢水、化学薬品漏えい及び内部火災のハザードの発生は想定されず、建屋外の環境条件が悪化することはない。

このため、外的事象の「地震」の方が、喪失する機器が多く、その範囲も広い。また、環境条件が厳しくなることから、想定事故2における有効性評価の代表としては、外的事象の「地震」によるプール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能の喪失並びに補給水設備の注水機能の喪失を選定する。

### 3) 有効性評価の考え方

燃料貯蔵プール等の水が沸騰により蒸発して水位低下に至った場合に、燃料貯蔵プール等への注水により、水位を回復し維持できることを確認するため、燃料貯蔵プール等の水位及び水温の推移を評価する。これらの評価は、燃料貯蔵プール等からの放熱を考慮せず、断熱評価とし、使用済燃料及び燃料貯蔵ラックの熱容量を考慮せず、燃料貯蔵プール等の水の熱容量のみに着目し、1作業当たりの被ばく線量の目安である 10m S v を確保するために必要な放射線の遮蔽が維持される水位（通常水位－5.0m）を確保できることを評価する。なお、放射線の遮蔽が維持される水位を確保することで、燃料貯蔵プール等における全ての使用済燃料の有効長頂部を冠水できる水位（通常水位－7.4m）も確保される。また、未臨界を維持できることを評価する。

燃料貯蔵プール等の水位及び水温の推移の評価は、解析コードを用いず、水の定圧比熱等を用いた簡便な計算に基づき算出する。

4) 機能喪失の条件

想定事故 1 の場合，屋外に設置する安全冷却水系の冷却塔の動的機器の直接的な機能喪失並びに長時間の全交流動力電源の喪失によるプール水冷却系，安全冷却水系及び補給水設備のポンプの動的機器の間接的な機能喪失を想定する。

想定事故 2 の場合，プール水冷却系配管の破断によるサイフォン効果等及びスロッシングにより燃料貯蔵プール・ピット等の水の漏えいが発生するとともに，プール水冷却系，安全冷却水系及び補給水設備のポンプ並びに屋外に設置する安全冷却水系の冷却塔の動的機器の直接的な機能喪失が発生する。さらに，長時間の全交流動力電源の喪失による間接的な機能喪失を想定する。

5) 事故の条件及び機器の条件

i) 想定事故 1 の事故の条件及び機器の条件

可搬型中型移送ポンプは， $240\text{m}^3/\text{h}$  の容量を有し，燃料貯蔵プール等への注水に使用する。燃料貯蔵プール等の水位を維持するために必要な水量として，燃料貯蔵プール等からの蒸発量以上の量を供給する。

燃料貯蔵プール等の初期水温は，プール水冷却系 1 系列運転時の燃料貯蔵プール等の水の最高温度である  $65^\circ\text{C}$  とする。

燃料貯蔵プール等の初期水位は，平常運転時の管理上の水位の変動範囲で最も厳しい，水位低警報設定値である通常水位  $-0.05\text{m}$  とする。

使用済燃料受入れ・貯蔵建屋において貯蔵する使用済燃料は最大



貯蔵量の  $3,000 \text{ t} \cdot U_{\text{Pr}}$  とする。

燃料仮置きピットを隔離するためのピットゲート及び燃料貯蔵プールを隔離するためのプールゲートは、平常運転時は使用しないことから、燃料貯蔵プール等は燃料移送水路を介して全て連結された状態とする。

ただし、燃料貯蔵プール等が燃料移送水路を介して全て連結された状態においても、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間における水の出入りに不確かさがあることから、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまで時間の算出においては、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間の水の出入りが無いものとし、個別の燃料貯蔵プールの保有水量のみを考慮する。

一方、燃料貯蔵プール等の水の沸騰後の水位低下は、燃料貯蔵プール・ピット等の水位が均一に低下することから、水位低下量は燃料貯蔵プール・ピット等全体を考慮する。

燃料貯蔵プール（PWR燃料用）、燃料貯蔵プール（BWR燃料用）及び燃料貯蔵プール（BWR燃料及びPWR燃料用）の保有水量は、それぞれ約  $2,453 \text{ m}^3$ 、約  $2,392 \text{ m}^3$  及び約  $2,457 \text{ m}^3$  とする。

使用済燃料の核種組成は、再処理する使用済燃料の冷却期間を4年及び12年として得られる核種組成を基に設定し、使用済燃料の崩壊熱は、これを基準として設定した崩壊熱密度により、各燃料貯蔵プールに貯蔵しうる最大値を設定する。また、冷却期間4年のBWR燃料とPWR燃料の崩壊熱密度を比較した場合、PWR燃料の方が大きくなり、各燃料貯蔵プールの保有水量を考慮しても、燃料貯蔵プール（PWR燃料用）へ冷却期間4年のPWR燃料を配置することで、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまでの時間が最も短

くなり、安全側の評価となる。このため、燃料貯蔵プール（PWR燃料用）の崩壊熱は、崩壊熱が大きい冷却期間4年のPWR燃料を最大量  $600 \text{ t} \cdot U_{PR}$  及び冷却期間12年のPWR燃料を  $400 \text{ t} \cdot U_{PR}$  貯蔵した場合の値として  $2,450 \text{ kW}$  を設定する。燃料貯蔵プール（BWR燃料用）の崩壊熱は、冷却期間12年のBWR燃料を  $1,000 \text{ t} \cdot U_{PR}$  貯蔵した場合の値として  $1,490 \text{ kW}$  を設定する。燃料貯蔵プール（BWR燃料及びPWR燃料用）の崩壊熱は、冷却期間12年のPWR燃料及びBWR燃料をそれぞれ  $500 \text{ t} \cdot U_{PR}$  貯蔵した場合の値として  $1,480 \text{ kW}$  を設定する。

燃料仮置きピットに使用済燃料を仮置きする場合、原子力発電所から受け入れた使用済燃料の仮置きを想定するため、冷却期間が4年のBWR燃料及びPWR燃料の仮置きを想定するが、それらの使用済燃料の崩壊熱は燃料貯蔵プール（PWR燃料用）に  $1,000 \text{ t} \cdot U_{PR}$  貯蔵した場合の崩壊熱に対して十分小さく、燃料仮置きピットの保有水量を考慮しても、燃料仮置きピットの水が沸騰に至るまでの時間が燃料貯蔵プール（PWR燃料用）より短くなることはない。また、燃料送出しピットに使用済燃料を仮置きする場合、前処理建屋でせん断を実施する前の使用済燃料の仮置きを想定するため、冷却期間が15年のBWR燃料及びPWR燃料の仮置きを想定するが、それらの使用済燃料の崩壊熱は燃料貯蔵プール（PWR燃料用）に  $1,000 \text{ t} \cdot U_{PR}$  貯蔵した場合の崩壊熱に対して十分小さく、燃料送出しピットの保有水量を考慮しても、燃料送出しピットの水が沸騰に至るまでの時間が燃料貯蔵プール（PWR燃料用）より短くなることはない。

ii) 想定事故 2 の機器の条件

可搬型中型移送ポンプは、 $240\text{m}^3/\text{h}$  の容量を有し、燃料貯蔵プール等への注水に使用する。燃料貯蔵プール等の水位を維持するために必要な水量として、燃料貯蔵プール等からの蒸発量以上の量を供給する。

燃料貯蔵プール等の初期水温は、運転上許容されるプール水冷却系 1 系列運転時の燃料貯蔵プール等の水の最高温度である  $65^\circ\text{C}$  とする。

燃料貯蔵プール等の初期水位は、サイフォン効果等及びスロッシングによる燃料貯蔵プール・ピット等の水の漏えいの重量を考慮し設定する。

サイフォン効果等による燃料貯蔵プール等の水位の低下は、プール水冷却系配管に逆流防止のため設置されている逆止弁が異物の噛みこみにより開固着し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を想定すると、管理上の水位の変動範囲で最も厳しい水位低警報設定値である通常水位 $-0.05\text{m}$ を基準とし、サイフォンブレイカ位置（通常水位 $-0.45\text{m}$ ）まで水位が低下する。

その後、スロッシングにより燃料貯蔵プール・ピット等の水が漏えいし水位低下が発生すると想定すると、燃料貯蔵プール・ピット等の周辺に設置する止水板の高さを越える溢水の燃料貯蔵プール・ピット等への戻りを考慮せず、スロッシングによる溢水を抑制する蓋の効果を検討しないとした場合、燃料貯蔵プール等の水位は通常水位 $-0.80\text{m}$ となる。

以上より、通常水位 $-0.80\text{m}$ を燃料貯蔵プール等の初期水位とする。

使用済燃料受入れ・貯蔵建屋において貯蔵する使用済燃料は最大貯蔵量の  $3,000 \text{ t} \cdot U_{PR}$  とする。

燃料仮置きピットを隔離するためのピットゲート及び燃料貯蔵プールを隔離するためのプールゲートは、平常運転時は使用しないことから、燃料貯蔵プール等は燃料移送水路を介して全て連結された状態とする。

ただし、燃料貯蔵プール等が燃料移送水路を介して全て連結された状態においても、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間における水の出入りに不確かさがあることから、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまで時間の算出においては、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間の水の出入りが無いものとし、個別の燃料貯蔵プールの保有水量のみを考慮する。

一方、燃料貯蔵プール等の水の沸騰後の水位低下は、燃料貯蔵プール・ピット等全体の水位が均一に低下することから、水位低下量は燃料貯蔵プール・ピット等全体を考慮する。

燃料貯蔵プール（PWR燃料用）、燃料貯蔵プール（BWR燃料用）及び燃料貯蔵プール（BWR燃料及びPWR燃料用）の保有水量は、それぞれ約  $2,229 \text{ m}^3$ 、約  $2,168 \text{ m}^3$  及び約  $2,233 \text{ m}^3$  とする。

使用済燃料の核種組成は、再処理する使用済燃料の冷却期間を4年及び12年として得られる核種組成を基に設定し、使用済燃料の崩壊熱は、これを基準として設定した崩壊熱密度により、各燃料貯蔵プールに貯蔵しうる最大値を設定する。また、冷却期間4年のBWR燃料とPWR燃料の崩壊熱密度を比較した場合、PWR燃料の方が大きくなり、各燃料貯蔵プールの保有水量を考慮しても、燃料貯蔵プール（PWR燃料用）へ冷却期間4年のPWR燃料を配置す

ることで、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまでの時間が最も短くなり、安全側の評価となる。このため、燃料貯蔵プール（PWR燃料用）の崩壊熱は、崩壊熱が大きい冷却期間4年のPWR燃料を最大量  $600 \text{ t} \cdot U_{Pr}$  及び冷却期間12年のPWR燃料を  $400 \text{ t} \cdot U_{Pr}$  貯蔵した場合の値として  $2,450 \text{ kW}$  を設定する。燃料貯蔵プール（BWR燃料用）の崩壊熱は、冷却期間12年のBWR燃料を  $1,000 \text{ t} \cdot U_{Pr}$  貯蔵した場合の値として  $1,490 \text{ kW}$  を設定する。燃料貯蔵プール（BWR燃料及びPWR燃料用）の崩壊熱は、冷却期間12年のPWR燃料及びBWR燃料をそれぞれ  $500 \text{ t} \cdot U_{Pr}$  貯蔵した場合の値として  $1,480 \text{ kW}$  を設定する。

燃料仮置きピットに使用済燃料を仮置きする場合、原子力発電所から受け入れた使用済燃料の仮置きを想定するため、冷却期間が4年のBWR燃料及びPWR燃料の仮置きを想定するが、それらの使用済燃料の崩壊熱は燃料貯蔵プール（PWR燃料用）に  $1,000 \text{ t} \cdot U_{Pr}$  貯蔵した場合の崩壊熱に対して十分小さく、燃料仮置きピットの保有水量を考慮しても、燃料仮置きピットの水が沸騰に至るまでの時間が燃料貯蔵プール（PWR燃料用）より短くなることはない。また、燃料送出しピットに使用済燃料を仮置きする場合、前処理建屋でせん断を実施する前の使用済燃料の仮置きを想定するため、冷却期間が15年のBWR燃料及びPWR燃料の仮置きを想定するが、それらの使用済燃料の崩壊熱は燃料貯蔵プール（PWR燃料用）に  $1,000 \text{ t} \cdot U_{Pr}$  貯蔵した場合の崩壊熱に対して十分小さく、燃料送出しピットの保有水量を考慮しても、燃料送出しピットの水が沸騰に至るまでの時間が燃料貯蔵プール（PWR燃料用）より短くなることはない。

6) 操作の条件

想定事故 1 の場合、燃料貯蔵プール等への注水は、他建屋における蒸発乾固及び水素爆発が同時に発生した場合における重大事故等の対処の優先順位を考慮し、事象発生から 21 時間 30 分後までに注水を開始し、通常水位を目安に、可搬型中型移送ポンプの間欠運転により水位を維持する。

想定事故 2 の場合、燃料貯蔵プール等への注水は、他建屋における蒸発乾固及び水素爆発が同時に発生した場合における重大事故等の対処の優先順位を考慮し、事象発生から 21 時間 30 分後までに注水を開始し、越流せき上端（通常水位－0.40m）を目安に、可搬型中型移送ポンプの間欠運転により水位を維持する。

7) 判断基準

燃料損傷防止対策の有効性評価の判断基準は、放射線の遮蔽が維持される水位（通常水位－5.0m）を確保できること。なお、放射線の遮蔽が維持される水位を確保することで、燃料貯蔵プール等における全ての使用済燃料の有効長頂部を冠水できる水位（通常水位－7.4m）も確保される。

また、未臨界を維持できること。

(ホ) 有効性評価の結果

1) 燃料損傷防止対策

i) 想定事故 1 の燃料損傷防止対策

燃料貯蔵プール（PWR 燃料用）、燃料貯蔵プール（BWR 燃料

用) 及び燃料貯蔵プール (BWR 燃料及びPWR 燃料用) の水の温度が 100℃に到達する時間は、プール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能の喪失から約 39 時間、約 63 時間及び約 65 時間である。これに対し、可搬型中型移送ポンプによる燃料貯蔵プール等への注水の準備は、プール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能の喪失から 53 人 にて 21 時間 30 分後で完了するため、プール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能の喪失から燃料貯蔵プール等の水の沸騰が開始するまでの時間のうち、最も短い 39 時間以内に燃料貯蔵プール等への注水の準備の完了が可能である。また、監視設備による監視は、プール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能の喪失から 45 人にて 22 時間 30 分後から開始が可能となる。

燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至ると水位が低下するが、水位を監視しつつ燃料貯蔵プール等への注水を蒸発速度である約  $10\text{m}^3/\text{h}$  を上回る注水流量で適時実施することにより、燃料貯蔵プール等の水位は放射線の遮蔽が維持される水位 (通常水位-5.0m) を下回ることなく維持できる。なお、放射線の遮蔽が維持される水位を確保することで、燃料貯蔵プール等における全ての使用済燃料の有効長頂部を冠水できる水位 (通常水位-7.4m) も確保される。

また、使用済燃料はステンレス鋼製の臨界防止設備に仮置き又は貯蔵されており、燃料貯蔵プール等の水の温度が上昇し、沸騰により水密度が低下した場合においても、必要な燃料間距離を確保する等の設計により、燃料貯蔵プール等への注水実施においても未臨界を維持できる。

ii) 想定事故2の燃料損傷防止対策

燃料貯蔵プール（PWR燃料用）、燃料貯蔵プール（BWR燃料用）及び燃料貯蔵プール（BWR燃料及びPWR燃料用）の水の温度が100℃に到達する時間は、プール水冷却系の配管の破断によるサイフォン効果等及び地震によるスロッシングにより燃料貯蔵プール・ピット等の水の小規模な漏えいが発生し、プール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能の喪失から約35時間、約57時間及び約59時間である。これに対し、可搬型中型移送ポンプによる燃料貯蔵プール等への注水の準備は、プール水冷却系の配管の破断によるサイフォン効果等及び地震によるスロッシングにより燃料貯蔵プール・ピット等の水の小規模な漏えいが発生し、プール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能の喪失から、55人にて21時間30分後で完了するため、プール水冷却系の配管の破断によるサイフォン効果等及び地震によるスロッシングにより燃料貯蔵プール・ピット等の水の小規模な漏えいが発生し、プール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能の喪失から燃料貯蔵プール等の水の沸騰が開始するまでの時間のうち、最も短い35時間以内に燃料貯蔵プール等への注水の準備の完了が可能である。また、監視設備による監視は、プール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能の喪失から45人にて22時間30分後から開始が可能となる。

燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至ると水位が低下するが、水位を監視しつつ燃料貯蔵プール等への注水を蒸発速度である約10m<sup>3</sup>／



hを上回る注水流量で適時実施することにより、燃料貯蔵プール等の水位は放射線の遮蔽が維持される水位（通常水位－5.0m）を下回ることなく維持できる。なお、放射線の遮蔽が維持される水位を確保することで、燃料貯蔵プール等における全ての使用済燃料の有効長頂部を冠水できる水位（通常水位－7.4m）も確保される。

また、使用済燃料はステンレス鋼製の臨界防止設備に仮置き又は貯蔵されており、燃料貯蔵プール等の水の温度が上昇し、沸騰により水密度が低下した場合においても、必要な燃料間距離を確保する等の設計により、燃料貯蔵プール等への注水実施においても未臨界を維持できる。

2) 不確かさの影響評価

i) 事象、事故の条件及び機器の条件の不確かさの影響

a) 想定事故 1

内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」を要因としてプール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能が喪失した場合、現場状況確認のための初動対応及びアクセスルート確保のための作業において、外的事象の「火山の影響」を要因とした場合と比較して、可搬型中型移送ポンプの保管庫内設置等、燃料損傷防止対策の準備に必要な作業が少なくなることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はない。

初期水温は平常運転時に想定される最大値を設定しているが、現実的な条件とした場合には、初期水温はこれよりも小さい値となり、燃料貯蔵プール等の水の温度が 100℃に到達するまでの時間は長くなる。このため、時間余裕が延びる方向の変動であるこ

とから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響は無視できる。

初期水位として水位低警報レベル（通常水位－0.05m）を設定しているが、通常水位を用いた場合、初期水位が高い側への変動となることから、燃料貯蔵プール等の水の温度が 100℃に到達するまでの時間は長くなる。このため、時間余裕が延びる方向の変動であることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響は無視できる。

崩壊熱は想定される最大値を設定しているが、再処理する使用済燃料の冷却期間によっては、減衰による崩壊熱密度のさらなる低減効果を見込める可能性があることから、燃料貯蔵プール等の水の温度が 100℃に到達するまでの時間は長くなる。このため、時間余裕が延びる方向の変動であることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響は無視できる。

平常運転時はピットゲート及びプールゲートを使用せず、燃料貯蔵プール等は燃料移送水路を介して全て連結された状態であるが、燃料貯蔵プール等の修理時を想定して、ピットゲート及びプールゲートが設置されている状態において想定事故 1 が発生した場合、燃料貯蔵プール（BWR 燃料用）、燃料貯蔵プール（PWR 燃料用）及び燃料貯蔵プール（BWR 燃料及び PWR 燃料用）が独立した状態となるものの、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまでの時間の算出においては、各燃料貯蔵プールにおける保有水量と崩壊熱を用いて算出しているため、ピットゲート及びプールゲートの設置を前提としても沸騰までの時間は変わらない。

また、ピットゲート及びプールゲートが設置されることにより、各燃料貯蔵プールが独立するため、沸騰後の水位低下は燃料貯蔵プールごとに発生する。その水位低下速度は、ピットゲート及びプールゲートが設置されていない状態よりも早くなるものの、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至る前までに燃料貯蔵プール等への注水の準備を完了し、可搬型中型移送ポンプによる注水を実施し水位を維持することから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響は無視できる。

b) 想定事故 2

内の事象の「配管の全周破断」を要因とし、さらに厳しい条件として補給水設備等の多重故障を想定した場合、現場状況確認のための初動対応及びアクセスルート確保のための作業において、外的事象の「地震」を要因とした場合と比較して、建屋内環境の悪化が想定されず、アクセスルートの確保等の燃料損傷防止対策の準備に必要な作業が少なくなることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はない。

初期水温は平常運転時に想定される最大値を設定しているが、現実的な条件とした場合には、初期水温はこれよりも小さい値となり、燃料貯蔵プール等の水の温度が 100℃に到達するまでの時間は長くなる。このため、時間余裕が延びる方向の変動であることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響は無視できる。

初期水位の設定においては、サイフォン効果等による燃料貯蔵プール等の水の漏えいが発生し水位が低下した後、スロッシン

グによる燃料貯蔵プール・ピット等の水の漏えいによる水位低下を想定しているが、スロッシングにおける水位低下量の評価においては、燃料貯蔵プール・ピット等の周辺に設置する止水板の高さを越える溢水は燃料貯蔵プール・ピット等への戻りを考慮しないこと、また、スロッシングによる溢水を抑制する蓋は、その効果を考慮せずに評価を実施していることから、実際の水位低下量は小さくなり、初期水位が高い側への変動となるため、燃料貯蔵プール等の水の温度が 100℃に到達するまでの時間は長くなる。このため、時間余裕が伸びる方向の変動であることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響は無視できる。

崩壊熱は想定される最大値を設定しているが、再処理する使用済燃料の冷却期間によっては、減衰による崩壊熱密度のさらなる低減効果を見込める可能性があることから、燃料貯蔵プール等の水の温度が 100℃に到達するまでの時間は長くなる。このため、時間余裕が延びる方向の変動であることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響は無視できる。

平常運転時はピットゲート及びプールゲートを使用せず、燃料貯蔵プール等は燃料移送水路を介して全て連結された状態であるが、燃料貯蔵プール等の修理時を想定して、ピットゲート及びプールゲートが設置されている状態においてサイフォン効果等による燃料貯蔵プール・ピット等の水の小規模な漏えいが発生し、水位が低下した後、スロッシングが発生した場合の溢水量は、燃料貯蔵プール等が燃料移送水路を介して連結された状態と異なり、各燃料貯蔵プールのスロッシング後の水位は、通常水位-0.96mとなる。このときの燃料貯蔵プール（PWR燃料用）の保有水量

は約 2,181m<sup>3</sup>，沸騰までの時間は約 34 時間となり，燃料貯蔵プール（BWR 燃料用）の保有水量は約 2,120m<sup>3</sup>，沸騰までの時間は約 55 時間となり，燃料貯蔵プール（BWR 燃料及び PWR 燃料用）の保有水量は約 2,185m<sup>3</sup>，沸騰までの時間は約 57 時間となる。このため，ピットゲート及びプールゲートの設置を前提とした場合，燃料貯蔵プール等の水の温度が 100℃に到達するまでの時間は短くなるものの，燃料貯蔵プール等への注水は 21 時間 30 分後から可能であることから，燃料貯蔵プール等の水が 100℃に到達する前に注水が可能である。

また，ピットゲート及びプールゲートが設置されることにより，各燃料貯蔵プールが独立するため，沸騰後の水位低下は燃料貯蔵プールごとに発生する。その水位低下速度は，ピットゲート及びプールゲートが設置されていない状態よりも早くなるものの，燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至る前までに燃料貯蔵プール等への注水の準備を完了し，可搬型中型移送ポンプによる注水を実施し水位を維持することから，実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響は無視できる。

ii) 操作の条件の不確かさの影響

「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」が実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響を考慮し，対処の制限時間である燃料貯蔵プール等の沸騰に至るまでの時間に対して，重大事故等対策の実施に必要な準備作業を，時間余裕を確保して完了できるよう計画することで，これらの要因による影響を低減した。

想定事故 1 の場合、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまでの時間である 39 時間に対し、事象発生から 21 時間 30 分後までに注水が可能であることから、燃料貯蔵プール等の燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至る 2 時間以上前（想定事故 1 の場合は 17 時間 30 分前）までに、代替注水設備による注水が実施できる。

想定事故 2 の場合、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまでの時間である 35 時間に対し、事象発生から 21 時間 30 分後までに注水が可能であることから、燃料貯蔵プール等の燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至る 2 時間以上前（想定事故 2 の場合は 13 時間 30 分前）までに、代替注水設備による注水が実施できる。

また、作業計画の整備は、作業項目ごとに余裕を確保して整備しており、必要な時期までに操作できるよう体制を整えていることから、実際の重大事故等への対処は、より早く作業を完了することができる。また、可搬型中型移送ポンプ等の可搬型重大事故等対処設備の設置等の対処に時間を要した場合や、予備の可搬型重大事故等対処設備による対処を想定したとしても、余裕として確保した 2 時間（想定事故 1 の場合は 17 時間 30 分、想定事故 2 の場合は 13 時間 30 分）以内に対処を再開し、事故の収束を図ることができる。

ピットゲート及びプールゲートが設置されている状態を考慮した場合、燃料貯蔵プール等は燃料移送水路を介して連結していないことから、燃料仮置きピット A、燃料仮置きピット B、燃料貯蔵プール（PWR 燃料用）、燃料貯蔵プール（BWR 燃料用）及び燃料貯蔵プール（BWR 燃料及び PWR 燃料用）それぞれに注水し水位を維持する必要がある。なお、燃料送出しピットは燃料移送水路と連結していることから、ピットゲート及びプールゲートを設置するこ

とによる影響はない。

この場合、可搬型建屋内ホースを燃料仮置きピットA，燃料仮置きピットB，燃料貯蔵プール（PWR燃料用），燃料貯蔵プール（BWR燃料用）及び燃料貯蔵プール（BWR燃料及びPWR燃料用）に対して個別に敷設する必要があることから、敷設に係る作業時間が長くなるものの、追加作業に必要な作業時間を考慮して準備作業に着手することから、これまでと同じ21時間30分後から注水を実施可能である。

#### (ハ) 重大事故等の同時発生又は連鎖

##### 1) 重大事故等の事象進展，事故規模の分析

プール水冷却系及び安全冷却水系の冷却機能並びに補給水設備の注水機能が喪失し、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至った場合には、燃料損傷防止対策として、燃料貯蔵プール等へ第1貯水槽から注水し、水位を維持する。

これらの平常運転時からの状態の変化等を考慮した同時発生する重大事故等の重大事故等対策に与える相互影響及び連鎖して発生する可能性のある重大事故等は以下のとおりである。

##### 2) 重大事故等の同時発生

重大事故等が同時に発生する場合については、同種の重大事故が同時に発生する場合、異種の重大事故が同時に発生する場合及びそれらの重畳が考えられる。

燃料貯蔵プール等における燃料損傷は、燃料貯蔵プール等において同時に発生する可能性があり、本評価は同時に発生するものとし

て評価した。

燃料貯蔵プール等における燃料損傷と同時発生する可能性のある異種の重大事故は、「ハ. (3)(i)(a) 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」に示すとおり、外的事象の「地震」及び「火山の影響」、内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」により、その他再処理設備の附属施設の給水施設の冷却水設備の再処理設備本体用の安全冷却水系（再処理設備本体用）、安全冷却水系、安全圧縮空気系、プール水冷却系及び補給水設備が同時に機能を喪失することから、これらの機能喪失により発生する冷却機能の喪失による蒸発乾固及び放射線分解により発生する水素による爆発である。

異なる種類の重大事故等の同時発生に対する重大事故等対策の有効性については、「ハ. (3)(i)(f) 重大事故が同時に又は連鎖して発生した場合の対処」にまとめる。

### 3) 重大事故等の連鎖

#### i) 臨界事故への連鎖

燃料貯蔵プール等において講じられている臨界事故に係る安全機能は同位体組成管理及び形状寸法管理であるが、使用済燃料集合体の平均濃縮度に応じて適切な燃料間隔をとることにより未臨界を維持しており、燃料貯蔵プール等の温度、圧力、その他のパラメータ変動を考慮しても、臨界事故に係る安全機能が喪失することはない。

また、燃料貯蔵プール等の水の沸騰による事故影響が、使用済燃料受入れ・貯蔵建屋のバウンダリを超えて、その他の臨界管理が実施されている前処理建屋、分離建屋、精製建屋及びウラン・プルト



ニウム混合脱硝建屋に波及することはないことから、臨界事故への連鎖は想定されない。

ii) 蒸発乾固への連鎖

想定事故 1 及び想定事故 2 が発生する燃料貯蔵プール等及び高レベル廃液等の沸騰が発生する貯槽等は異なる建屋に位置し、燃料貯蔵プール等の水の温度上昇による事故影響が、燃料貯蔵プール等のバウンダリを超えて波及することは想定されないことから、冷却機能の喪失による蒸発乾固が発生することはない。

iii) 放射線分解により発生する水素による爆発への連鎖

燃料貯蔵プール等の水の沸騰により水素の発生量が増加するものの、沸騰により発生する大量の水蒸気によって可燃限界濃度以下になるとともに、可搬型建屋内ホースの敷設に伴う建屋の開口から、水蒸気とともに水素が排出されることから、建屋内に水素が蓄積することはない。

他建屋における水素掃気機能の喪失による水素爆発への連鎖については、想定事故 1 及び想定事故 2 が発生する燃料貯蔵プール等及び水素爆発が発生する貯槽等は異なる建屋に位置し、燃料貯蔵プール等の水の温度上昇による事故影響が、燃料貯蔵プール等のバウンダリを超えて波及することは想定されないことから、水素掃気機能の喪失による、放射線分解により発生する水素による爆発が発生することはない。

iv) 有機溶媒等による火災又は爆発への連鎖

燃料貯蔵プール等では有機溶媒を扱うことはなく、想定事故 1 及び想定事故 2 が発生する燃料貯蔵プール等及び T B P 等の錯体の急激な分解反応が発生する貯槽等は異なる建屋に位置することから、

T B P等の錯体の急激な分解反応又は有機溶媒火災が発生することはない。

他建屋における有機溶媒等による火災又は爆発への連鎖については、想定事故1及び想定事故2が発生する燃料貯蔵プール等及び有機溶媒等による火災又は爆発が発生する貯槽等は異なる建屋に位置し、燃料貯蔵プール等の水の温度上昇による事故影響が、燃料貯蔵プール等のバウンダリを超えて波及することは想定されないことから、有機溶媒等による火災又は爆発が発生することはない。

v) 放射性物質の漏えいへの連鎖

放射性物質の漏えいへの連鎖については、燃料損傷防止対策実施時の燃料貯蔵プール等の水の状態を考慮しても、その他の放射性物質の漏えいの発生は想定されないことから、その他の放射性物質の漏えいが発生することはない。

(b) 必要な要員及び資源

外的事象の「地震」及び「火山の影響」を要因として想定事故1及び想定事故2の燃料損傷防止対策を実施する場合には、「ハ. (3)(i)(a) 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」に示すとおり、「冷却機能の喪失による蒸発乾固」及び「放射線分解により発生する水素による爆発」に対しても同時に対処することとなる。このため、重大事故等対処に必要な要員及び燃料等の成立性については、それぞれの対処に必要な数量を重ね合わせて評価する必要がある、「ハ. (3)(i)(g) 必要な要員及び資源の評価」において評価している。

## 1) 要員

想定事故 1 の燃料損傷防止対策に必要な要員は、燃料貯蔵プール等の冷却等の機能喪失を受けて対応することとなっており、外的事象の「火山の影響」を要因とした場合、合計で 71 人 である。

内的事象を要因とした場合は、作業環境が外的事象の「火山の影響」を要因とした場合に想定する環境条件より悪化することが想定されず、対処内容にも違いがないことから、必要な要員は外的事象の「火山の影響」を要因とした場合に必要な人数以下である。

想定事故 2 の燃料損傷防止対策に必要な要員は、燃料貯蔵プール等の冷却等の機能喪失を受けて対応することとなっており、外的事象の「地震」を要因とした場合、合計で 73 人 である。

内的事象を要因とした場合は、作業環境が外的事象の「地震」を要因とした場合に想定する環境条件より悪化することが想定されず、対処内容にも違いがないことから、必要な要員は外的事象の「地震」を要因とした場合に必要な人数以下である。

事業所内に常駐している実施組織要員は 164 人であり、必要な作業対応が可能である。

## 2) 資源

### i) 水源

想定事故 1 の場合、燃料貯蔵プール等への注水に必要な水量は、7 日間の対応を考慮すると、合計約  $1,600\text{m}^3$  の水が必要となる。

想定事故 2 の場合、燃料貯蔵プール等への注水に必要な水量は、7 日間の対応を考慮すると、合計約  $2,300\text{m}^3$  の水が必要となる。

水源として、第 1 貯水槽の貯水槽 A 及び貯水槽 B にそれぞれ約

10,000m<sup>3</sup>の水を保有しており，燃料貯蔵プール等への注水については，このうち一区画を使用するため，これにより必要な水源は確保可能である。他区画については，蒸発乾固への対処に使用する。

ii) 電源

監視設備及び空冷設備への給電は，専用の可搬型発電機を敷設するため，対応が可能である。

iii) 燃料

想定事故1及び想定事故2の燃料損傷防止対策を7日間継続して実施するのに必要な軽油は，合計で約 22m<sup>3</sup>である。

軽油貯槽にて約 800m<sup>3</sup>の軽油を確保していることから，外部支援を考慮しなくとも7日間の対処の継続が可能である。

## 2.7 重大事故が同時に又は連鎖して発生した場合の対処（要旨）



(g) 重大事故が同時に又は連鎖して発生した場合の対処

(i) 重大事故等の同時発生

1) 同時発生が想定される重大事故等の種類と想定する条件

重大事故等の同時発生の範囲を考慮すると、外的事象の「地震」、  
「火山の影響」又は内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」  
を要因とした場合が最も多くの重大事故等の発生が想定され、また、  
外的事象の「地震」が重大事故等の発生の要因として最も厳しいこ  
とから、重大事故等の同時発生の有効性評価は、外的事象の「地震」  
を代表事例として、「冷却機能の喪失による蒸発乾固」、「放射線  
分解により発生する水素による爆発」及び「使用済燃料貯蔵槽にお  
ける燃料損傷（想定事故2）」の同時発生を対象に実施する。

2) 重大事故等が同時発生した場合の有効性評価の範囲

各重大事故等の重大事故等対策は、互いに異なる対策であり、各  
重大事故等対策が競合することはない。また、各重大事故等対策に  
使用する重大事故等対処設備は、重大事故等ごとに専用の設備を整  
備する又は兼用する場合であっても重大事故等の同時発生を前提と  
して必要な容量を有する設計としている。

以上より、各重大事故等対策の有効性評価は、重大事故等が同時  
発生した場合であっても、個別に評価することが可能であるが、各  
重大事故等が発生した場合の事故環境が相互に与える影響を考慮す  
る必要がある。

重大事故等の発生防止対策の観点では、発生防止対策が講じられ  
る時点では、事故影響が顕在化しておらず、重大事故等が単独で発  
生している状態と変わるものではないことから、重大事故等が同時  
発生した場合の発生防止対策の有効性評価における評価条件及び評

評価結果は、単独で重大事故等が発生した場合と同じである。

重大事故等の拡大防止対策の観点では、事故影響が顕在化している状態となることから、同一の貯槽又は濃縮缶（以下ハ. (3) (ii) (f) では「貯槽等」という。）において冷却機能の喪失による蒸発乾固及び放射線分解により発生する水素による爆発の発生が想定される場合には、相互に与える影響を考慮する必要がある。

冷却機能の喪失による蒸発乾固の拡大防止対策である貯槽等への注水及び冷却コイル等への通水に着目した場合、水素爆発に伴い生じるエネルギーによる影響を考慮する必要があるが、そのエネルギーは数十MJ程度であり、水素爆発により生じたエネルギーが全て高レベル廃液等に付加されることを仮定したとしても、溶解液、抽出廃液、硝酸プルトニウム溶液及び高レベル廃液（以下ハ. (3) (ii) (f) 「高レベル廃液等」という。）の温度上昇は1℃未満であり、実際の放熱による除熱効果を考慮すれば、その影響は無視できる程度であることから、重大事故等が同時発生した場合の冷却機能の喪失による蒸発乾固の拡大防止対策の有効性評価における評価条件及び評価結果は、単独で重大事故等が発生した場合と同じである。

放射線分解により発生する水素による爆発の拡大防止対策である水素爆発の再発を防止するための圧縮空気の供給に着目した場合、高レベル廃液等の沸騰の影響を考慮する必要がある。高レベル廃液等の沸騰に伴う高レベル廃液等の対流は、高レベル廃液等内の水素を気相部に追い出す効果となるため、沸騰により高レベル廃液等の水素発生G値が増加し、水素発生量が増加するという特徴を有する。したがって、重大事故等が同時発生した場合の放射線分解により発生する水素による爆発の拡大防止対策の有効性評価は、水素発生量



の増加に着目し有効性評価を実施する。

使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷（想定事故2）の燃料損傷防止対策に着目した場合、冷却機能の喪失による蒸発乾固及び放射線分解により発生する水素による爆発の事故影響が、貯槽等のバウンダリを超えて使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設へ波及することは想定されないことから、重大事故等が同時発生した場合の使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷（想定事故2）の燃料損傷防止対策の有効性評価における評価条件及び評価結果は、単独で重大事故等が発生した場合と同じである。

大気中への放射性物質の放出量に着目した場合、冷却機能の喪失による蒸発乾固及び放射線分解により発生する水素による爆発が同時に発生すると、大気中への放射性物質の放出量が増加することから、重大事故等の同時発生の大気中への放射性物質の放出量を評価する。

### 3) 有効性評価

#### i) 有効性評価の考え方

放射線分解により発生する水素による爆発の拡大防止対策である水素爆発の再発を防止するための圧縮空気の供給に係る有効性については、貯槽等内の高レベル廃液等の沸騰による水素発生G値の上昇に伴う水素発生量の増加を考慮しても、貯槽等内の水素濃度が未然防止濃度に至るまでの時間よりも前に、水素爆発が続けて生じることを防止するために必要な貯槽等への圧縮空気の供給の準備を完了でき、圧縮空気を供給することで、貯槽等の気相部の水素濃度が未然防止濃度に至らずに低下傾向を示し、可燃限界濃度未満で平衡に達するかについて確認するため、貯槽等の気相部の水素濃度の推

移を評価する。

また、放射性物質の放出量評価として、重大事故等が同時発生した際の拡大防止対策の実施状況を踏まえて、貯槽等から気相に移行する放射性物質の量、放出経路における除染係数を考慮し、事態収束までの大気中へ放出する放射性物質の放出量（セシウム-137換算）を評価する。

これらの評価における高レベル廃液等の水素発生量については、高レベル廃液等が沸騰した際の水素発生G値等を用いた簡便な計算で実施する。

ii) 機能喪失の条件

「ハ. (3) (ii) (c) 放射線分解により発生する水素による爆発への対処」に記載した内容と同じである。

iii) 事故の条件及び機器の条件

「ハ. (3) (ii) (c) 放射線分解により発生する水素による爆発への対処」に記載した内容と同じである。

iv) 操作の条件

「ハ. (3) (ii) (c) 放射線分解により発生する水素による爆発への対処」に記載した内容と同じである。

v) 放出量評価に関連する事故、機器及び操作の条件の具体的な展開

「ハ. (3) (ii) (b) 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対処」及び「ハ. (3) (ii) (c) 放射線分解により発生する水素による爆発への対処」に記載した内容と同じである。

vi) 判断基準

圧縮空気の供給により気相部の水素濃度が未然防止濃度に至らず、対策により水素濃度が可燃限界濃度以上の場合は低下傾向を示し可

燃限界濃度未満で平衡値となること。

放出量評価は、冷却機能の喪失による蒸発乾固及び放射線分解により発生する水素による爆発の発生による放射性物質の放出量の合計がセシウム-137換算で100 T B q 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。

#### 4) 有効性評価の結果

##### i) 水素爆発の再発を防止するための圧縮空気の供給

高レベル廃液等が沸騰に至った場合、水素発生G値は大きくなり、水素の発生量は平常運転時より相当多くなるものの、発生防止対策である機器圧縮空気自動供給ユニット、拡大防止対策である圧縮空気手動供給ユニットによる水素掃気量は、水素の発生量に対してそれぞれ十分な流量を確保しており、水素濃度は最も高くなる精製建屋のプルトニウム濃縮液一時貯槽の場合であっても、貯槽等内の水素濃度は最大でドライ換算で約4.9 vol %まで上昇するが、貯槽等内の水素濃度は未然防止濃度に至ることはない。その後、可搬型空気圧縮機から圧縮空気を供給することにより、水素濃度は低下傾向を示し、貯槽等内の水素濃度を可燃限界濃度未満に維持できる。

##### ii) 大気中への放射性物質の放出量

重大事故ごとの大気中への放射性物質の放出量は、重大事故等が同時発生した場合でも単独発生の場合と同じであり、全ての建屋の冷却機能の喪失による蒸発乾固及び放射線分解により発生する水素による爆発による放出量を合計した場合、合計で約  $2 \times 10^{-3}$  T B q となり、100 T B q を十分下回るものであって、かつ、実行可能な限り低い。

iii) 不確かさの影響評価

a) 事象、事故の条件及び機器の条件の不確かさの影響

想定事象の違いが有効性評価結果に与える影響は、単独発生、同時発生の想定に因らないことから、単独発生の場合と同様に評価結果は変わらず、判断基準を満足することに変わりはない。

高レベル廃液等の組成、濃度及び崩壊熱密度は、重大事故等の同時発生を前提とした場合であっても、想定される最大値を設定する等、厳しい結果を与える条件で評価をしており、最確条件とした場合には、より安全余裕が確保されることから、判断基準を満足することに変わりはない。

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）については、気相中に移行する放射性物質の移行割合や放出経路における放射性物質の除染係数に不確かさがあるものの、その幅は、各パラメータにおいて1桁程度であり、100 TBqに対する事態が収束するまでの主排気筒を介した大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）の寄与割合に与える影響が大きくないため、判断基準を満足することに変わりはない。

b) 操作の条件の不確かさの影響

水素爆発の再発を防止するための圧縮空気の供給の準備及び大気中への放射性物質の放出を低減するための対処の準備は、その他再処理設備の附属施設の給水施設の冷却水設備の安全冷却水系（再処理設備本体用）の冷却機能の喪失及びその他再処理設備の附属施設の動力装置及び非常用動力装置の圧縮空気設備の水素掃気機能の喪失をもって着手し、高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間に対し、十分な時間余裕をもって完了させる。また、各

作業の作業項目は、余裕を確保して計画し、重大事故等が同時発生した場合であっても、必要な時期までに操作できるよう体制を整えていることから判断基準を満足していることに変わりはない。

5) 必要な要員及び資源

同時発生が想定される各重大事故等の必要な要員及び資源は、各重大事故等における必要な要員及び資源に記載したとおりである。

重大事故等対処に必要な要員及び燃料等の成立性については、それぞれの対処に必要な数量を重ね合わせることに加え、重大事故等の対処に付帯して実施されるその他の作業に必要な要員及び資源を考慮して評価する必要があることから、「ハ. (3) (ii) (g) 必要な要員及び資源の評価」において、関連する全ての作業を考慮した際の要員及び資源の有効性を評価する。

(ロ) 重大事故等の連鎖

連鎖して発生する重大事故等の整理は、起因となる重大事故等の事故影響によって、他の重大事故等の発生を防止している安全機能が喪失するか否か及び互いの重大事故等対策を阻害せず、有効に機能することを事象ごとに確認する。また、特定に当たっては、高レベル廃液等の性状等の変化に伴って顕在化する可能性のある現象に留意する。想定する事故時の環境条件は、「温度」、「圧力」、「湿度」、「放射線」、「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」、「転倒又は落下による荷重」及び「腐食環境」を考慮する。

1) 臨界事故

臨界事故の発生が想定される2建屋、6機器2貯槽の全てに対して連鎖の検討を実施した。その結果、「ハ. (3) (ii) (a) 臨界事故への

対処」において記載した通り，想定される事故時環境において，臨  
界事故の発生が想定される機器に接続する安全機能を有する機器が，  
損傷又は機能喪失することはないことを確認した。

2) 冷却機能の喪失による蒸発乾固

冷却機能の喪失による蒸発乾固の発生が想定される 5 建屋，13機  
器グループ，53貯槽の全てに対して連鎖の検討を実施した。その結  
果，「ハ. (3) (ii) (b) 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対処」に  
おいて記載した通り，想定される事故時環境において，冷却機能の  
喪失による蒸発乾固の発生が想定される貯槽等に接続する安全機能  
を有する機器が，損傷又は機能喪失することはないことを確認した。

3) 放射線分解により発生する水素による爆発

放射線分解により発生する水素による爆発が想定される 5 建屋，  
5 機器，5 機器グループ，49貯槽の全てに対して連鎖の検討を実施  
した。その結果，「ハ. (3) (ii) (c) 放射線分解により発生する水素  
による爆発への対処」において記載した通り，想定される事故時環  
境において，放射線分解により発生する水素による爆発の発生が想  
定される貯槽等に接続する安全機能を有する機器が，損傷又は機能  
喪失することはないことを確認した。

4) 有機溶媒等による火災又は爆発（T B P 等の錯体の急激な分解反  
応）

有機溶媒等による火災又は爆発（T B P 等の錯体の急激な分解反  
応）が想定される 1 建屋，1 機器に対して連鎖の検討を実施した。

その結果、「ハ. (3) (ii) (d) 有機溶媒等による火災又は爆発（T B P等の錯体の急激な分解反応）への対処」において記載した通り、想定される事故時環境において、有機溶媒等による火災又は爆発（T B P等の錯体の急激な分解反応）の発生が想定されるプルトニウム濃縮缶に接続する安全機能を有する機器が、損傷又は機能喪失することはない、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。

5) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷

使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷が想定されるが想定される1建屋、1機器に対して連鎖の検討を実施した。その結果、「ハ. (3) (ii) (e) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止に係る対処」において記載した通り、想定される事故時環境において、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷の発生が想定される機器に接続する安全機能を有する機器が、損傷又は機能喪失することはない、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。

6) 分析結果

重大事故等の発生が想定される貯蔵等の全てに対して連鎖の検討を実施した。上述の通り、いずれの重大事故等においても想定される事故時環境において、貯蔵等に接続する安全機能を有する機器が、損傷又は機能喪失することはない、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。





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

ロ．再処理施設の一般構造

(7) その他の主要な構造

(i) 安全機能を有する施設

(a) 外部からの衝撃による損傷の防止

安全機能を有する施設は、再処理施設敷地の自然環境を基に想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として当該施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。

なお、再処理施設敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

上記に加え、安全上重要な施設は、最新の科学的技術的知見を踏まえ当該安全上重要な施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該安全上重要な施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせる。

また、安全機能を有する施設は、再処理施設敷地内又はその周辺の状況を基に想定される飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等のうち再処理施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。以下、「人為事象」という。）に対して安全機能を損なわない設計とする。

なお、再処理施設敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊、船舶の衝突については、立地的要因により設

計上考慮する必要はない。

自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）の組み合わせについては、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、火山の影響、生物学的事象、森林火災等を考慮する。事象が単独で発生した場合の影響と比較して、複数の事象が重畳することで影響が増長される組合せを特定し、その組合せの影響に対しても安全機能を損なわない設計とする。

ここで、想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）に対して、安全機能を有する施設が安全機能を損なわないために必要な安全機能を有する施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

また、想定される自然現象及び人為事象の発生により、再処理施設に重大な影響を及ぼすおそれがあると判断した場合は、必要に応じて使用済燃料の再処理を停止する等、再処理施設への影響を軽減するための措置を講ずるよう手順を整備する。

#### (イ) 竜 巻

安全機能を有する施設のうち安全上重要な施設は、想定される竜巻が発生した場合においても、作用する設計荷重に対して防護する施設（以下「竜巻防護対象施設」という。）とし、その安全機能を損なわない設計とする。また、その他の安全機能を有する施設については、竜巻及びその随伴事象に対して機能を維持すること若しくは竜巻及びその随伴事象による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障が生じない期間での修復を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全機能を損なわない設計とする。

- (7) その他の主要な構造
- (ii) 重大事故等対処施設
  - (a) 重大事故等の拡大の防止等

再処理規則第一条の三に定められる重大事故に対しては、対策を検討し、必要な設備、手順書及び体制を整備し、それらの有効性を評価する。したがって、重大事故の想定箇所の特定として、重大事故の起因となる安全機能の喪失及びその同時発生範囲、機能喪失後の事象進展、重大事故の発生規模、並びに重大事故の同時発生範囲を明確にすることが必要である。

重大事故の想定箇所の特定に当たっては、設計上定める条件より厳しい条件を設定し、これによる機能喪失の範囲を整理することで重大事故の想定箇所を特定するとともに、それぞれの重大事故についての有効性評価の条件とする。

特定された重大事故の想定箇所に対し、重大事故の発生防止対策及び重大事故の拡大防止対策が有効であることを示すため、評価項目を設定した上で、評価の結果を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

有効性評価は、機能喪失の範囲、講じられる対策の網羅性及び生じる環境条件を基に、代表事例を選定し実施する。

また、重大事故等対策の有効性を確認するために設定する評価項目は、重大事故の特徴を踏まえた上で、重大事故の発生により、放射性物質の放出に寄与する重大事故等のパラメータ又はパラメータの推移とし、重大事故等対策が講じられた際に大気中へ放出される放射性物質の放出量がセシウム-137換算で100テラベクレル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を確認する。

評価する重大事故等のパラメータ又はパラメータの推移は、以下に掲げることを達成するために必要なパラメータとする。

(イ) 臨界事故

- 1) 発生を防止するための手段が機能しなかったとしても、速やかに未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。

(ロ) 冷却機能の喪失による蒸発乾固

- 2) 蒸発乾固の発生を未然に防止できること。
- 2) 発生を防止するための手段が機能しなかったとしても、放射性物質の発生を抑制し、及び蒸発乾固の進行を防止できること。

(ハ) 放射線分解により発生する水素による爆発

- 1) 水素爆発の発生を未然に防止できること。
- 2) 水素爆発を防止するための手段が機能しなかったとしても、水素爆発が続けて生じるおそれがない状態を維持できること。

(ニ) 有機溶媒等による火災又は爆発

有機溶媒等による火災は重大事故の事象として選定されないことから、TBP等の錯体の急激な分解反応について、以下に掲げることを達成するための対策の有効性を確認する。

- 1) TBP等の錯体の急激な分解反応の発生を防止するための手段が機能しなかったとしても、TBP等の錯体の急激な分解反応を収束できること。

(ホ) 燃料貯蔵プール等の冷却のための設備

非常用の補給水系が故障して補給水の供給に失敗することにより、貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故1」という。）及びサイフォン効果等により燃料貯蔵プール等内の水の小規模な喪失が発生し、燃料貯蔵プール等の水位

が低下する事故（以下「想定事故2」という。）に関して、以下の評価項目を満足することを確認する。

- 1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
  - 2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
  - 3) 未臨界が維持されていること。
- (へ) 放射性物質の漏えい

放射性物質の漏えいは発生が想定されないことから、放射性物質の漏えいに対処に関する有効性評価は不要である。

- (h) 放射性物質の漏えいに対処するための設備

「(a) 重大事故等の拡大の防止等」に示すとおり、放射性物質の漏えいは発生が想定されないことから、放射性物質の漏えいに対処するための設備は不要である。

ハ. 重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 基本方針

再処理規則第一条の三に定められる重大事故に対しては、対策を検討し、必要な設備、手順書及び体制を整備し、それらの有効性を評価する。したがって、重大事故の想定箇所の特定として、重大事故の起因となる安全機能の喪失及びその同時発生範囲、機能喪失後の事象進展、重大事故の発生規模、並びに重大事故の同時発生範囲を明確にすることが必要である。

重大事故の想定箇所の特定に当たっては、設計上定める条件より厳しい条件を設定し、これによる機能喪失の範囲を整理することで重大事故の想定箇所を特定するとともに、それぞれの重大事故についての有効性評価の条件とする。

特定された重大事故の想定箇所に対し、重大事故の発生防止対策及び重大事故の拡大防止対策が有効であることを示すため、評価項目を設定した上で、評価の結果を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

有効性評価は、機能喪失の範囲、講じられる対策の網羅性及び生じる環境条件を基に、代表事例を選定し実施する。

また、重大事故等対策の有効性を確認するために設定する評価項目は、重大事故の特徴を踏まえた上で、重大事故の発生により、放射性物質の放出に寄与する重大事故等のパラメータ又はパラメータの推移

とし、重大事故等対策が講じられた際に大気中へ放出される放射性物質の放出量がセシウム-137 換算で 100 テラベクレル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を確認する。

評価する重大事故等のパラメータ又はパラメータの推移は、以下に掲げることを達成するために必要なパラメータとする。

(i) 臨界事故

(a) 発生を防止するための手段が機能しなかったとしても、速やかに未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。

(ii) 冷却機能の喪失による蒸発乾固

(a) 蒸発乾固の発生を未然に防止できること。

(b) 発生を防止するための手段が機能しなかったとしても、放射性物質の発生を抑制し、及び蒸発乾固の進行を防止できること。

(iii) 放射線分解により発生する水素による爆発

(a) 水素爆発の発生を未然に防止できること。

(b) 水素爆発を防止するための手段が機能しなかったとしても、水素爆発が続けて生じるおそれがない状態を維持できること。

(iv) 有機溶媒等による火災又は爆発

有機溶媒等による火災は重大事故の事象として選定されないことから、TBP等の錯体の急激な分解反応について、以下に掲げることを達成するための対策の有効性を確認する。

(a) TBP等の錯体の急激な分解反応の発生を防止するための手段が機能しなかったとしても、TBP等の錯体の急激な分解反応を収束できること。

(v) 燃料貯蔵プール等の冷却のための設備

想定事故 1 及び想定事故 2 に関して、以下の評価項目を満足するこ



とを確認する。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
  - (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
  - (c) 未臨界が維持されていること。
- (vi) 放射性物質の漏えい

「(3)(i)(a)(ハ)6 放射性物質の漏えい」に示すとおり，放射性物質の漏えいは発生が想定されないことから，放射性物質の漏えいへの対処に関する有効性評価は不要である。

(3) 有効性評価

(i) 重大事故等の対処に係る有効性評価の基本的な考え方

設計上定める条件より厳しい条件を設定し、これによる機能喪失の範囲を整理することで重大事故の想定箇所を特定するとともに、特定された重大事故の想定箇所に対し、重大事故等対策が有効であることを示すため、評価項目を設定した上で、評価の結果を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

(a) 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

(i) 設計上定める条件より厳しい条件の考え方

外部からの影響による機能喪失（以下(a)では「外的事象」という。）と動的機器の故障、及び静的機器の損傷等による機能喪失（以下(a)では「内的事象」という。）並びにそれらの同時発生を考慮する。

外的事象の考慮として、安全機能を有する施設の設計において想定した自然現象等に対して

- ・発生頻度が極めて低い自然現象等
- ・発生するが、重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となる規模の発生を想定しない自然現象等
- ・再処理施設周辺では起こりえない自然現象等
- ・発生しても重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となるような影響が考えられないことが明らかである自然現象等

を除いた上で、設計基準より厳しい条件の影響を施設に与えた場合に重大事故の要因となるおそれのある自然現象等として、地震、火

山の影響（降下火砕物による積載荷重，フィルタの目詰まり等），森林火災，草原火災，干ばつ，積雪，湖若しくは川の水位降下が残り，当該事象によって機能喪失するおそれのある安全上重要な施設を抽出して，重大事故の発生の有無を検討する。

その結果として，「四．ロ(7)(i)(a) 外部からの衝撃による損傷の防止」に示すとおり，積雪に対しては除雪を行うこと，火山の影響（降下火砕物による積載荷重）に対しては降下火砕物を除去すること，森林火災及び草原火災に対しては消火活動を行うこと，並びに干ばつ及び湖若しくは川の水位降下に対しては工程を停止した上で必要に応じて外部からの給水を行うことにより，重大事故に至る前までに対処が可能であり，安全上重要な施設の機能喪失に至ることを防止でき，大気中への放射性物質の放出に至ることはない。したがって，地震，火山の影響（降下火砕物によるフィルタの目詰まり等）について，設計基準より厳しい条件により重大事故の発生を想定する。

地震，火山の影響で考慮する設計上定める条件より厳しい条件は，以下のとおりである。

地震：常設の動的機器及び交流動力電源の機能は復旧に時間を要することを想定し全て 長時間 機能喪失する。常設の静的機器の機能は，基準地震動の 1.2 倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計としたもの以外は全て 長時間 機能喪失する。

火山の影響：交流動力電源及び屋外の動的機器の機能並びに室内の外気を吸い込む常設の動的機器の機能は降下火砕物によるフィルタ目詰まり等により全て 長時間 機

能喪失する。

上記の前提により、安全上重要な施設の機能喪失に至り重大事故が発生する。

内の事象は、設計基準事故の想定において考慮した

- ・放射性物質を内包する腐食性の液体（溶液、有機溶媒等）の移送配管の貫通き裂と漏えい液を回収するための系統の単一故障の同時発生
- ・動的機器の単一故障
- ・短時間の全交流動力電源の喪失

に対してそれぞれの条件を超える条件として、

- ・放射性物質を内包する腐食性の液体（溶液、有機溶媒等）の移送配管の全周破断と漏えい液を回収するための系統の単一故障の同時発生
- ・動的機器の多重故障（多重の誤作動、多重の誤操作を含む）
- ・長時間の全交流動力電源の喪失

を想定する。

外的事象及び内の事象のそれぞれの同時発生について、外的事象同士の同時発生は、外的事象はそれぞれ発生頻度が極めて低いことに加え、火山の影響による機能喪失の範囲は地震による機能喪失の範囲に包絡されることから考慮する必要はない。

内の事象同士の同時発生は、内の事象発生時には速やかに対処を行うことに加え、それぞれの内の事象は関連性の認められない偶発的な事象となることから考慮する必要はない。

また、内の事象と外的事象の同時発生は、外的事象は発生頻度が極めて低いことに加え、外的事象と内の事象は関連性の認められな

い偶発的な事象となることから考慮する必要はない。

(d) 重大事故の想定箇所の特定の考え方

安全機能を有する施設のうち安全上重要な施設に関して、「(イ) 設計上定める条件より厳しい条件の考え方」にて設定した設計上定める条件より厳しい条件による機能喪失の範囲を整理することで、重大事故の想定箇所を特定する。

安全機能の喪失に対しては、設計基準の設備で事象の収束が可能である、安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能である、又は機能喪失時の公衆への影響が平常運転時と同程度であれば、設計基準として整理し、これらに該当しない場合には重大事故の想定箇所として特定する。

(h) 重大事故の想定箇所の特定結果

1) 臨界事故

i) 外的事象発生時

a) 地震

基準地震動の 1.2 倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により形状・寸法の核的制限値等が維持され、事故に至らない。また、地震発生時には工程を停止することからプロセス量に変動は起こらず、平常運転時において核燃料物質の濃度が未臨界濃度以下、又は核燃料物質の質量が未臨界質量以下の貯槽等では事故に至らない。

b) 火山の影響

工程を停止することから、プロセス量に変動は起こらず、核的制限値を超えることはないため、事故に至らない。

ii) 内の事象発生時

a) 配管の全周破断

核燃料物質の漏えいは生じるが、漏えいする溶液の濃度が未臨界濃度であれば臨界の発生は想定しない。また、漏えいする溶液の濃度が未臨界濃度を超える場合でも、漏えい液受皿の核的制限値の保持機能は維持されるため事故に至らない。

b) 動的機器の多重故障

工程を停止することで、プロセス量に変動は起こらず、核的制限値を超えることはない。また、多重誤操作においては、臨界に至る条件が成立しないので事故に至らない。

c) 長時間の全交流動力電源の喪失

工程が停止することで、プロセス量に変動は起こらず、核的制限値を超えることはないため、事故に至らない。

臨界の場合は、上記の条件下では発生が想定はされない。しかしながら、臨界事故は過去に他の施設において発生していること、臨界事故の発生に対しては直ちに対策を講ずる必要があること、及び臨界事故は核分裂の連鎖反応によって放射性物質が新たに生成するといった特徴を有している。それらを踏まえて、複数の動的機器の多重故障及び多重誤作動並びに運転員の多重誤操作により多量に核燃料物質が集積することを想定し、第2表に示す8つの機器において臨界事故の発生を想定する。

2) 冷却機能の喪失による蒸発乾固

i) 外的事象発生時

a) 地震

その他再処理設備の附属施設の給水施設の冷却水設備の再処理

設備本体用の安全冷却水系（再処理設備本体用）（以下(i)では「安全冷却水系（再処理設備本体用）」という。）の冷却水のポンプ、屋外に設置する冷却塔等の動的機器の直接的な機能喪失及び電源喪失による間接的な機能喪失により、冷却機能が喪失する。その結果、第3表 (1)に示す 53 の機器で蒸発乾固の発生を想定する。

b) 火山の影響

屋外に設置する安全冷却水系（再処理設備本体用）の冷却塔の直接的な機能喪失並びに電源喪失による冷却水のポンプ、屋外に設置する冷却塔等の間接的な機能喪失により、冷却機能が喪失する。その結果、第3表 (1)に示す 53 の機器で蒸発乾固の発生を想定する。

ii) 内的事象発生時

a) 配管の全周破断

移送配管破断と漏えい液を回収するための系統の単一故障との同時発生においては、冷却対象の機器からの漏えいは発生するが、漏えい液を回収するための系統が多重化されていることから事故に至らない。

b) 動的機器の多重故障

安全冷却水系（再処理設備本体用）の外部ループの冷却水のポンプ又は屋外に設置する冷却塔の多重故障により、冷却機能が喪失する。その結果、第3表 (1)に示す 53 の機器で蒸発乾固の発生を想定する。また、安全冷却水系（再処理設備本体用）の内部ループの冷却水のポンプが機能喪失した場合は、その内部ループに接続されている貯槽等で同時に重大事故の発生を想定し、第3表

(1)に示す機器グループ（対策が同じ重大事故の発生を想定する機器のグループ）の単位で，5建屋13機器グループで発生を想定する。

c) 長時間の全交流動力電源の喪失

電源喪失による安全冷却水系（再処理設備本体用）の冷却水のポンプ，屋外に設置する冷却塔等の間接的な機能喪失により第3表 (1)に示す53の機器で蒸発乾固の発生を想定する。

3) 放射線分解により発生する水素による爆発

i) 外的事象発生時

a) 地震

その他再処理設備の附属施設の圧縮空気設備の安全圧縮空気系の空気圧縮機の直接的な機能喪失，並びに電源喪失及び空気圧縮機を冷却する安全冷却水系（再処理設備本体用）の機能喪失による間接的な機能喪失により，掃気機能が喪失する。その結果，第4表 (1)に示す49の機器で水素爆発の発生を想定する。

b) 火山の影響

安全圧縮空気系の空気圧縮機の直接的な機能喪失，並びに電源喪失及び空気圧縮機を冷却する安全冷却水系（再処理設備本体用）の機能喪失による安全圧縮空気系の空気圧縮機の間接的な機能喪失により，掃気機能が喪失する。その結果，第4表 (1)に示す49の機器で水素爆発の発生を想定する。

ii) 内の事象発生時

a) 配管の全周破断

水素掃気対象機器からの漏えいは発生するが，セルの排気機能が維持されていることから事故に至らない。



b) 動的機器の多重故障

安全圧縮空気系の空気圧縮機の多重故障、又はこれを冷却する安全冷却水系（再処理設備本体用）の外部ループのポンプ、屋外に設置する冷却塔の多重故障によって第4表 (1)に示す49の機器で水素爆発の発生を想定する。

c) 長時間の全交流動力電源の喪失

電源喪失による安全圧縮空気系の空気圧縮機の間接的な機能喪失により第4表 (1)に示す49の機器で水素爆発の発生を想定する。

4) 有機溶媒等による火災又は爆発

i) 外的事象発生時

a) 地震

工程が停止することで、温度上昇が抑制され有機溶媒等の引火点、T B P等の錯体の急激な分解反応の開始温度に至ることはない、又は水素濃度が可燃限界濃度に至ることはないため、事故に至らない。

b) 火山の影響

工程が停止することで、温度上昇が抑制され有機溶媒等の引火点、T B P等の錯体の急激な分解反応の開始温度に至ることはない、又は水素濃度が可燃限界濃度に至ることはないため、事故に至らない。

ii) 内の事象発生時

a) 配管の全周破断

有機溶媒等の漏えいが生じるが、放熱を考慮すれば崩壊熱による温度上昇が抑制され、有機溶媒の引火点に至ることはないため、事故に至らない。

b) 動的機器の多重故障

工程を停止することで、温度上昇は抑制され、有機溶媒等の引火点及びT B P等の錯体の急激な分解反応の開始温度に至ることはない、又は水素濃度が可燃限界濃度に至ることはないため、事故に至らない。

c) 長時間の全交流動力電源の喪失

工程が停止することで、温度上昇は抑制され、有機溶媒等の引火点及びT B P等の錯体の急激な分解反応の開始温度に至ることはない、又は水素濃度が可燃限界濃度に至ることはないため、事故に至らない。

有機溶媒等による火災又は爆発（放射線分解により発生する水素による爆発を除く）については、上記条件下では発生が想定はされない。

しかしながら、T B P等の錯体の急激な分解反応は過去に他の施設において発生していること及び発生時には他の安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因になり得ることを踏まえ、複数の動的機器の多重故障及び多重誤作動並びに運転員の多重誤操作を想定し、プルトニウム濃縮缶を想定箇所として特定する。

5) 使用済燃料の著しい損傷

i) 想定事故 1

a) 外的事象発生時

1) 地震

プール水冷却系、その他再処理設備の附属施設の冷却水設備の安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）（以下(i)では「安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設

用)」という。)及び使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の使用済燃料の貯蔵施設の使用済燃料貯蔵設備の補給水設備(以下「補給水設備」という。)のポンプ、並びに屋外に設置する安全冷却水系(使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用)の冷却塔の直接的な機能喪失に加え、電源喪失による間接的な機能喪失により想定事故1が発生するが、同時にプール水の漏えいの発生と燃料貯蔵プール等の水面の揺動を踏まえ、想定事故2として発生を想定する。

ロ) 火山の影響

屋外に設置する安全冷却水系(使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用)の冷却塔の直接的な機能喪失、並びに電源喪失によるプール水冷却系、安全冷却水系(使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用)及び補給水設備のポンプの間接的な機能喪失により発生する。

ハ) 内の事象発生時

イ) 配管の全周破断

冷却水及び補給水を内包する配管の破断は想定しないことから、事故に至らない。

ロ) 動的機器の多重故障

プール水冷却系のポンプ、安全冷却水系(使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用)のポンプ又は屋外に設置する安全冷却水系(使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用)の冷却塔の多重故障により沸騰には至るものの、補給水設備からの給水を継続することにより燃料貯蔵プール等の水位を維持でき事故に至らない。

また、補給水設備のポンプが多重故障しても、プール水冷却系

及び安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）により冷却が継続される。自然蒸発による燃料貯蔵プール等の水位低下に対しては、その他再処理設備の附属施設の給水処理設備からの給水により、事故に至らない。

ハ) 長時間の全交流動力電源の喪失

電源喪失によるプール水冷却系，安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）及び補給水設備のポンプの間接的な機能喪失によって事故の発生を想定する。

ii) 想定事故 2

a) 外的事象発生時

i) 地震

プール水冷却系の配管破断で発生するサイフォン効果及びプール水のスロッシングにより，燃料貯蔵プール等において想定事故 2 の発生を想定する。

ロ) 火山の影響

プール水は漏えいしないことから，事故に至らない。

b) 内的事象発生時

i) 配管の全周破断

冷却水及び補給水を内包する配管の破断は想定しないことから，事故に至らない。

ロ) 動的機器の多重故障

プール水冷却系，安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用），補給水設備のポンプ等の多重故障ではプール水は漏えいしないことから，事故に至らない。

ハ) 長時間の全交流動力電源の喪失

電源喪失による間接的な機能喪失ではプール水は漏えいしないことから、事故に至らない。

以上のとおり、設計上定める条件より厳しい条件においては、地震を要因として発生を想定するものの、内的事象による発生は想定しない。

ただし、プール水冷却系の配管からの漏えいは、燃料貯蔵プール等からの水の漏えいによる水位低下の起因になり得ることを踏まえ、さらにプール水冷却系の配管からの漏えい並びに補給水設備及び給水処理設備（以下「補給水設備等」という。）の機能喪失の条件を厳しく想定し、内的事象による想定事故2の発生を想定する。

6) 放射性物質の漏えい

1)～6)以外の放射性物質の漏えいによる重大事故については、放射性物質の保持機能の機能喪失により発生する。液体状又は固体状の放射性物質の保持機能の機能喪失は、基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計とする、又は工程停止により漏えいを収束させることから、事故に至らない。火山の影響、機器の多重故障及び長時間の全交流動力電源喪失においては、機能喪失は考えられないことから事故に至らない。

また、内的事象において、放射性物質を内包する液体の移送配管の全周破断で液体状の放射性物質の保持機能が機能喪失し漏えいが発生するが、漏えいの停止及び漏えい液の回収により事象を収束でき、事故に至らない。その他の内的事象においては、保持機能の喪失は考えられないことから事故に至らない。

気体状の放射性物質の閉じ込め機能（放出経路維持機能、放射性

物質の捕集及び浄化機能並びに排気機能)の機能喪失は、外的事象(地震及び火山の影響)を想定した場合、排風機、廃ガス洗浄器へ水を供給するポンプ等の直接的な機能喪失、電源喪失による間接的な機能喪失により閉じ込め機能が喪失するが、工程停止により放射性物質の気相への移行量が減少し、放射性物質の放出が抑制されることから事故に至らない。

内的事象として、長期間にわたり全交流動力電源が喪失した場合も、外的事象と同様に工程が停止することから事故に至らない。また、動的機器の多重故障の場合は、当該系統の異常を検知し、工程を停止した上で建屋換気設備(セルからの排気系、汚染のおそれのある区域からの排気系)により代替排気を行うため、事故に至らない。

7) 同時発生又は連鎖を想定する重大事故

機能喪失の要因と各重大事故との関係を踏まえて、以下の同時発生を想定する。

i) 外的事象発生時

a) 地震

冷却機能の喪失による蒸発乾固、放射線分解により発生する水素爆発及び使用済燃料の著しい損傷のうち想定事故2の3つの重大事故が同時に発生することを想定する。

b) 火山の影響

冷却機能の喪失による蒸発乾固、放射線分解により発生する水素爆発及び使用済燃料の著しい損傷のうち想定事故1の3つの重大事故が同時に発生することを想定する。

ii) 内の事象発生時

a) 動的機器の多重故障

冷却機能の喪失による蒸発乾固及び放射線分解により発生する水素爆発の2つの重大事故が同時に発生することを想定する。

b) 長時間の全交流動力電源の喪失

冷却機能の喪失による蒸発乾固，放射線分解により発生する水素爆発及び使用済燃料の著しい損傷のうち想定事故1の3つの重大事故が同時に発生することを想定する。

重大事故等の対処に係る有効性評価においては，これらの重大事故が同時に発生した場合の相互影響を考慮する。

また，重大事故が連鎖して発生する場合については，各重大事故が発生した場合における事故影響によって顕在化する環境条件の変化を明らかにした上で，溶液の状態によってさらに事故が進展する可能性及び他の安全機能への影響を分析し，その他の重大事故の起因となりうるかどうかを，重大事故等の対処に係る有効性評価の中で確認して，起因となる場合には連鎖を想定して対処を検討する。

(f) 放射性物質の漏えいへの対処

「(i)(a)(h) 6) 放射性物質の漏えい」に示すとおり、放射性物質の漏えいは発生が想定されないことから、放射性物質の漏えいに対処に関する有効性評価は不要である。



第2表 臨界事故の発生を想定する機器

建屋	機器
前処理建屋	溶解槽 A
	溶解槽 B
	エンドピース酸洗浄槽 A
	エンドピース酸洗浄槽 B
	ハル洗浄槽 A
	ハル洗浄槽 B
精製建屋	第 5 一時貯留処理槽
	第 7 一時貯留処理槽

第3表(1) 冷却機能の喪失による蒸発乾固の発生を想定する  
対象機器

建屋	機器グループ	機器
前処理建屋	前処理建屋内部ループ 1	中継槽 A
		中継槽 B
		リサイクル槽 A
		リサイクル槽 B
	前処理建屋内部ループ 2	中間ポット A
		中間ポット B
		計量前中間貯槽 A
		計量前中間貯槽 B
		計量後中間貯槽
		計量・調整槽
分離建屋	分離建屋内部ループ 1	高レベル廃液濃縮缶 <sup>※1</sup>
	分離建屋内部ループ 2	高レベル廃液供給槽 <sup>※1</sup>
		第6一時貯留処理槽
	分離建屋内部ループ 3	溶解液中間貯槽
		溶解液供給槽
		抽出廃液受槽
		抽出廃液中間貯槽
		抽出廃液供給槽 A
		抽出廃液供給槽 B
		第1一時貯留処理槽
		第8一時貯留処理槽
		第7一時貯留処理槽
		第3一時貯留処理槽
第4一時貯留処理槽		

※1 長期予備は除く

(つづき)

建屋	機器グループ	機器
精製建屋	精製建屋内部ループ 1	プルトニウム濃縮液受槽
		リサイクル槽
		希釈槽
		プルトニウム濃縮液一時貯槽
		プルトニウム濃縮液計量槽
		プルトニウム濃縮液中間貯槽
	精製建屋内部ループ 2	プルトニウム溶液受槽
		油水分離槽
		プルトニウム濃縮缶供給槽
		プルトニウム溶液一時貯槽
		第1一時貯留処理槽
		第2一時貯留処理槽
		第3一時貯留処理槽
ウラン・ プルトニウム 混合脱硝建屋	ウラン・ プルトニウム 混合脱硝建屋 内部ループ	硝酸プルトニウム貯槽
		混合槽A
		混合槽B
		一時貯槽※ <sup>2</sup>

※<sup>2</sup> 平常時は他の貯槽等の内包液を受け入れることができるよう、空き容量を確保している。

(つづき)

建屋	機器グループ	機器
高レベル廃液 ガラス 固化建屋	高レベル廃液ガラス 固化建屋内部ループ 1	高レベル廃液混合槽 A
		高レベル廃液混合槽 B
		供給液槽 A
		供給液槽 B
		供給槽 A
		供給槽 B
	高レベル廃液ガラス 固化建屋内部ループ 2	第 1 高レベル濃縮廃液貯槽
	高レベル廃液ガラス 固化建屋内部ループ 3	第 2 高レベル濃縮廃液貯槽
	高レベル廃液ガラス 固化建屋内部ループ 4	第 1 高レベル濃縮廃液一時貯槽
		第 2 高レベル濃縮廃液一時貯槽
	高レベル廃液ガラス 固化建屋内部ループ 5	高レベル廃液共用貯槽※ <sup>2</sup>

※<sup>2</sup> 平常時は他の貯槽等の内包液を受け入れることができるよう、空き容量を確保している。

第4表 (1) 重大事故の水素爆発を想定する対象機器

建屋	機器グループ	機器
前処理建屋	前処理建屋 水素爆発	中継槽 A
		中継槽 B
		計量前中間貯槽 A
		計量前中間貯槽 B
		計量・調整槽
		計量補助槽
		計量後中間貯槽
分離建屋	分離建屋 水素爆発	溶解液中間貯槽
		溶解液供給槽
		抽出廃液受槽
		抽出廃液中間貯槽
		抽出廃液供給槽 A
		抽出廃液供給槽 B
		プルトニウム溶液受槽
		プルトニウム溶液中間貯槽
		第2一時貯留処理槽
		第3一時貯留処理槽
		第4一時貯留処理槽
高レベル廃液濃縮缶 ※1		
精製建屋	精製建屋 水素爆発	プルトニウム溶液供給槽
		プルトニウム溶液受槽
		油水分離槽
		プルトニウム濃縮缶供給槽
		プルトニウム濃縮缶
		プルトニウム溶液一時貯槽
		プルトニウム濃縮液受槽
		プルトニウム濃縮液計量槽
		プルトニウム濃縮液中間貯槽
		プルトニウム濃縮液一時貯槽
		リサイクル槽

(つづき)

建屋	機器グループ	機器
精製建屋	精製建屋 水素爆発	希釈槽
		第2一時貯留処理槽
		第3一時貯留処理槽
		第7一時貯留処理槽
ウラン・プルト ニウム混合脱硝 建屋	ウラン・プルトニウ ム混合脱硝建屋	硝酸プルトニウム貯槽
		混合槽 A
		混合槽 B
		一時貯槽※
高レベル廃液ガ ラス固化建屋	高レベル廃液ガラ ス固化建屋	第1高レベル濃縮廃液貯槽
		第2高レベル濃縮廃液貯槽
		第1高レベル濃縮廃液一時貯槽
		第2高レベル濃縮廃液一時貯槽
		高レベル廃液共用貯槽※ <sup>2</sup>
		高レベル廃液混合槽 A
		高レベル廃液混合槽 B
		供給液槽 A
		供給液槽 B
		供給槽 A
供給槽 B		

※1 長期予備は除く。

※2 平常時は他の貯槽等の内包液を受け入れることができるよう、空き容量を確保している。

## 1.9.28 重大事故等の拡大の防止等

(重大事故等の拡大の防止等)

第二十八条 再処理施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、重大事故の発生を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

2 再処理施設は、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

3 再処理施設は、重大事故が発生した場合において、工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

(解釈)

1 第1項及び第2項に規定する「必要な措置」とは、以下に掲げる措置をいう。

一 それぞれの重大事故について、発生を防止するための設備、拡大を防止するための設備が有効に機能するかを確認（有効性評価）すること。確認に当たっては、重大事故が単独で、同時に又は連鎖して発生することを想定して評価すること。ただし、類似の事象が2つ以上ある場合には、最も厳しい事象で代表させることができるものとする。

二 上記一の評価に当たっての前提条件は以下に掲げる条件をいう。

① 確認に当たっての条件

確認に当たっては、作業環境（線量、アクセス性等を含

む。）、電力量、冷却材量、資機材、作業員、作業体制等を適切に考慮すること。

## ② 事故発生の条件

重大事故が単独で、同時に又は連鎖して発生することを想定するに当たっては、以下に掲げる共通要因故障を考慮すること。関連性が認められない偶発的な同時発生の可能性を想定する必要はない。

- a) 長時間の全交流動力電源喪失等によって想定される、冷却設備や水素掃気設備等の安全機能の喪失の同時発生の可能性
- b) 同一のセル内にある等、同じ防護区画内（発生する事故が、他の設備・機能に影響を及ぼし得る範囲）にある系統及び機器については、事故の発生防止対策の機能喪失の同時発生の可能性

## ③ 事象進展の条件

- a) 放射性物質の放出量は、重大事故に至るおそれがある事故の発生以降、事態が収束するまでの総放出量とする。
- b) セル内（セル内に設置されていない系統及び機器にあっては建物内）に漏えいする有機溶媒その他の可燃性の液体の量、放射性物質の量等は、最大取扱量を基に設定する。
- c) 臨界の発生が想定される場合には、取り扱う核燃料物質の組成（富化度）及び量、減速材の量、臨界継続の可能性、最新の知見等を考慮し、適切な臨界の規模（核分裂数）が設定されていることを確認する。また、放射性物質及び放射線の放出量についても、臨界の規模に応じて適切に設定されていることを確認する。



三 有効性評価の判断基準は、以下に掲げるものとする。

重大事故について、発生を防止するための設備、拡大を防止するための設備が有効に機能することの確認については、作業環境（線量、アクセス性等を含む。）、電力量、冷却材量、資機材、作業員、作業体制等が適切に考慮されていることを確認した上で、以下に掲げることを達成するための対策に有効性があることを確認すること。

① 臨界事故

a) 発生を防止するための設備が機能しなかったとしても、速やかに未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。

② 冷却機能の喪失による蒸発乾固

a) 蒸発乾固の発生を未然に防止できること。

b) 発生を防止するための設備が機能しなかったとしても、放射性物質の発生を抑制し、及び蒸発乾固の進行を緩和できること。

③ 放射線分解により発生する水素による爆発

a) 水素爆発の発生を未然に防止できること。

b) 水素爆発を防止するための設備が機能しなかったとしても、水素爆発が続けて生じるおそれがない状態を維持できること。

④ 有機溶媒等による火災又は爆発

a) 火災及び爆発の発生を未然に防止できること。

b) 火災又は爆発の発生を防止するための設備が機能しなかったとしても、火災又は爆発を収束できること。

⑤ 使用済燃料貯蔵槽の冷却のための設備

使用済燃料貯蔵槽に貯蔵されている燃料の損傷のおそれがある

る事故の発生を想定し、それが放射性物質又は放射線の敷地外への著しい放出に至ることを防止するための適切な措置を講じなければならない。

a) 「使用済燃料貯蔵槽に貯蔵されている燃料の損傷のおそれがある事故」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の損傷に至る可能性のある以下に掲げる事故をいう。

イ 想定事故 1 :

非常用の補給水系（設計基準で要求）が故障して補給水の供給に失敗することにより、貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。

ロ 想定事故 2 :

サイフォン効果等により貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、貯蔵槽の水位が低下する事故。

b) 上記⑤の「放射性物質又は放射線の敷地外への著しい放出に至ることを防止するための適切な措置を講じなければならない」とは、上記 a) の想定事故 1 及び想定事故 2 に対して、以下に掲げる評価項目を満足することを確認することをいう。

イ 燃料有効長頂部が冠水していること。

ロ 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

ハ 未臨界が維持されていること。

⑥ 放射性物質の漏えい

a) 重大事故の発生を未然に防止できること。

b) 発生を防止するための設備が機能しなかったとしても、重大事故の拡大を防止できること。

2 第3項に規定する「異常な水準の放出を防止する」とは、上記三

①から④及び⑥において、放射性物質の放出量がセシウム137換算で100テラベクレル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をいう。

3 上記2の「セシウム137換算」については、例えば、放射性物質が地表に沈着し、そこからのガンマ線による外部被ばく及び再浮遊による吸入摂取による内部被ばくの50年間の実効線量を用いて換算することが考えられる。

### 適合のための設計方針

使用済燃料の再処理の事業に関する規則（以下「再処理規則」という。）第一条の三に定められる重大事故に対しては、対策を検討し、必要な設備、手順書及び体制を整備し、それらの有効性を評価する。したがって、重大事故の想定箇所の特定として、重大事故の起因となる安全機能の喪失及びその同時発生の範囲、機能喪失後の事象進展、重大事故の発生規模、並びに重大事故の同時発生の範囲を明確にすることが必要である。

重大事故の想定箇所の特定に当たっては、設計上定める条件より厳しい条件を設定し、これによる機能喪失の範囲を整理することで重大事故の想定箇所を特定するとともに、それぞれの重大事故についての有効性評価の条件とする。

特定された重大事故の想定箇所に対し、重大事故の発生防止対策及び重大事故の拡大防止対策が有効であることを示すため、評価項目を設定した上で、評価の結果を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

有効性評価は、機能喪失の範囲、講じられる対策の網羅性及び生じる環境条件を基に、代表事例を選定し実施する。

また、重大事故等の対処に係る有効性を確認するために設定する評価

項目は、重大事故の特徴を踏まえた上で、重大事故の発生により、放射性物質の放出に寄与する重大事故等のパラメータ又はパラメータの推移とし、重大事故の発生防止対策及び重大事故の拡大防止対策（以下重大事故等対策）という。）が講じられた際に大気中へ放出される放射性物質の放出量がセシウム-137 換算で 100 テラベクレル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を確認する。

評価する重大事故等のパラメータ又はパラメータの推移は、以下に掲げることを達成するために必要なパラメータとする。

(1) 臨界事故

- a. 発生を防止するための手段が機能しなかったとしても、速やかに未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。

(2) 冷却機能の喪失による蒸発乾固

- a. 蒸発乾固の発生を未然に防止できること。
- b. 発生を防止するための手段が機能しなかったとしても、放射性物質の発生を抑制し、及び蒸発乾固の進行を防止できること。

(3) 放射線分解により発生する水素による爆発

- a. 水素爆発の発生を未然に防止できること。
- b. 水素爆発を防止するための手段が機能しなかったとしても、水素爆発が続けて生じるおそれがない状態を維持できること。

(4) 有機溶媒等による火災又は爆発

有機溶媒等による火災は想定箇所として特定されないことから、T B P 等の錯体の急激な分解反応について、以下に掲げることを達成するための対策の有効性を確認する。

- a. T B P 等の錯体の急激な分解反応の発生を防止するための手段が機能しなかったとしても、T B P 等の錯体の急激な分解反応を収束

できること。

(5) 燃料貯蔵プール等の冷却のための設備

想定事故1（非常用の補給水系が故障して補給水の供給に失敗することにより、貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び想定事故2（サイフォン効果及び越流せきからの流出（以下「サイフォン効果等」という。）により燃料貯蔵プール等内の水の小規模な喪失が発生し、燃料貯蔵プール等の水位が低下する事故）に関して、以下の評価項目を満足することを確認する。

- a. 燃料有効長頂部が冠水していること。
- b. 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- c. 未臨界が維持されていること。

添付書類八の下記項目参照

- 6. 重大事故等の対処に係る有効性評価の  
基本的な考え方
- 7. 重大事故等に対する対策の有効性  
評価

### 1.9.39 放射性物質の漏えいに対処するための設備

(放射性物質の漏えいに対処するための設備)

第三十九条 セル内又は建屋内（セル内を除く。以下この条において同じ。）において系統又は機器からの放射性物質の漏えいを防止するための機能を有する施設には、必要に応じ、再処理規則第一条の三第六号に規定する重大事故の発生又は拡大を防止するために必要な次に掲げる重大事故等対処設備（建屋内において系統又は機器からの放射性物質の漏えいを防止するための機能を有する施設にあっては、第三号を除く。）を設けなければならない。

一 系統又は機器からの放射性物質の漏えいを未然に防止するために必要な設備

二 系統又は機器から放射性物質の漏えいが発生した場合において当該系統又は機器の周辺における放射性物質の漏えいの拡大を防止するために必要な設備

三 系統又は機器から放射性物質の漏えいが発生した設備に接続する換気系統の配管の流路を遮断するために必要な設備及び換気系統の配管内が加圧状態になった場合にセル内に設置された配管の外部へ放射性物質を排出するために必要な設備

四 系統又は機器から放射性物質の漏えいが発生した場合において放射性物質の放出による影響を緩和するために必要な設備

(解釈)

1 第1項に規定する「重大事故等対処設備」とは、以下に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する設備をいう。

一 第1項第1号に規定する「放射性物質の漏えいを未然に防止するために必要な設備」の必要な個数は、当該重大事故等が発生するおそれがある安全上重要な施設の機器ごとに1セットとする。

二 第1項第2号に規定する「放射性物質の漏えいの拡大を防止するために必要な設備」の必要な個数は、当該重大事故等が発生するおそれがある安全上重要な施設の機器ごとに1セットとする。

三 第1項第3号に規定する「系統又は機器から放射性物質の漏えいが発生した設備に接続する換気系統の配管の流路を遮断するために必要な設備」とは、閉止弁、密閉式ダンパ等をいい、「換気系統の配管内が加圧状態になった場合にセル内に設置された配管の外部へ放射性物質を排出するために必要な設備」とは、水封安全器等をいう。

また、当該設備の必要な個数は、当該重大事故等が発生するおそれがある安全上重要な施設の機器ごとに1セットとする。

四 第1項第4号に規定する「影響を緩和するために必要な設備」とは、セル換気系統（建屋内において系統又は機器からの放射性物質の漏えいを防止するための機能を有する施設にあっては、建屋換気系統）を代替するための設備等をいう。

また、セル換気系統の放射性物質を低減する機能を代替するための設備又は建屋換気系統の放射性物質を低減する機能を代替するための設備の必要な個数は、再処理施設に設置された排風機の台数と同数とする。

五 上記一、二及び三については、設備の信頼性が十分に高いと判断されない場合には、多様性も考慮して動作原理の異なる設備を追加すること。

六 同時に又は連鎖して発生する可能性のない事故の間で、設備を共用

することは妨げない。

七 上記の措置には、対策を実施するために必要となる電源、補給水、再処理施設の状態を監視するための設備の整備を含む。

#### 適合のための設計方針

放射性物質の漏えいは発生が想定されないことから、放射性物質の漏えいに対処するための設備に対する設計方針は不要である。



## 6. 重大事故等の対処に係る有効性評価の基本的な考え方

### 6.1 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

#### 6.1.1 設計上定める条件より厳しい条件の考え方

重大事故の想定箇所の特定に当たり、外部からの影響による機能喪失（以下 6.1 では「外的事象」という。）及び動的機器の故障、静的機器の損傷等による機能喪失（以下 6.1 では「内的事象」という。）並びにそれらの同時発生について検討し、設計上定める条件より厳しい条件を設定する。

##### (1) 外的事象

自然現象及び再処理施設敷地内又はその周辺の状況を基に想定される飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等のうち再処理施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）（以下これらを「自然現象等」という。）に対して、設計基準においては、想定する規模において安全上重要な施設の安全機能が喪失しない設計としている。

重大事故に至る可能性がある機能喪失又はその組合せを特定するためには、安全機能を有する施設の設計において想定した規模よりも大きい規模の影響を施設に与えることで、安全機能の喪失を仮定する必要がある。

したがって、重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となる自然現象等を選定し、安全機能の喪失により考えられる施設の損傷状態を想定する。

a. 検討の母集団

外部からの影響として、国内外の文献から抽出した自然現象等を対象とする。

b. 重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因として考慮すべき自然現象等の選定

(a) 自然現象等の発生及び規模の観点からの選定

a. のうち、重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となる自然現象等として、以下の基準のいずれにも該当しない自然現象等を選定する。

基準1：重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となる自然現象等の発生を想定しない

基準1-1：自然現象等の発生頻度が極めて低い

基準1-2：自然現象等そのものは発生するが、重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となる規模の発生を想定しない

基準1-3：再処理施設周辺では起こり得ない

基準2：発生しても重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となるような影響が考えられないことが明らかである

自然現象に関する選定結果を第6.1-1表に、人為事象に関する選定結果を第6.1-2表に示す。

選定の結果、重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる可能性がある自然現象は、地震、森林火災、草原火災、干ばつ、火山の影響、積雪及び湖若しくは川の水位降下である。

(b) 自然現象等への対処の観点からの選定

上記(a)において、重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる可能性がある自然現象として選定した地震、森林火災、草原火災、干ばつ、火山の影響（降下火砕物による積載荷重、フィルタの目詰まり等）、積雪及び湖若しくは川の水位降下について、発生規模を整理する。

発生規模に関しては、「設計上の安全余裕により、安全機能を有する施設の安全機能への影響がない規模」、「設計上の安全余裕を超え、重大事故に至る規模」、「設計上の安全余裕をはるかに超え、大規模損壊に至る規模」をそれぞれ想定する。

上記の自然現象のうち、森林火災及び草原火災、積雪並びに火山の影響（降下火砕物による積載荷重）に関しては、消火活動、堆積した雪や降下火砕物の除去を行うこと、また、干ばつ及び湖若しくは川の水位降下については、工程を停止した上で必要に応じて外部からの給水を行うことにより、設計上の安全余裕を超える規模の自然現象を想定したとしても設備が機能喪失に至ることを防止できることから、重大事故の起因となる機能喪失の要因となる自然現象として選定しない。

したがって、地震及び火山の影響（降下火砕物によるフィルタの目詰まり等）を重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる自然現象として選定する。

c. 重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる自然現象の組合せ

重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる可能性がある自然現象については、重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる自然現象と、機能喪失に至る前に対処が可能な

自然現象に分類できる。これらの自然現象を組み合わせることによって想定する事態がより深刻になる可能性があることを考慮し、組合せの想定の可否を検討する。

組合せを想定する自然現象の規模については、設計上の想定を超える規模の自然現象が独立して同時に複数発生する可能性は想定し難いことから、重大事故の起因となる機能喪失の要因となる可能性がある自然現象に対して、設計上想定する規模の自然現象を組み合わせ、その影響を確認する。

- (a) 重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる自然現象と他の自然現象の組合せ

重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる自然現象として選定された地震及び火山の影響（降下火砕物によるフィルタの目詰まり等）に対して、他の重大事故の起因として考慮すべき自然現象との組合せの影響を検討する。検討に当たっては、同時に発生する可能性が極めて低い組合せ、重大事故に至るまでに実施する対処に影響しない組合せ、一方の自然現象の評価に包絡される組合せを除外し、いずれにも該当しないものを考慮すべき組合せとする。

重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる自然現象と他の自然現象の組合せの検討結果を第 6.1-3 表に示す。検討の結果、重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる自然現象に対して組合せを考慮する必要のある自然現象はない。

- (b) 機能喪失に至る前に対処が可能な自然現象と他の自然現象の組合せ

機能喪失に至るまでに対処が可能な自然現象として選定された森林火災、草原火災、干ばつ、火山の影響（降下火砕物による積載荷重）、積雪及び湖若しくは川の水位降下に対して、他の重大事故の起因となる安

全上重要な施設の機能喪失の要因となる可能性がある自然現象との組合せの影響を検討する。検討に当たっては、同時に発生する可能性が極めて低い組合せ、重大事故に至る前に実施する対処に影響しない組合せ、一方の自然現象の評価に包絡される組合せを除外し、いずれにも該当しないものを考慮すべき組合せとする。

機能喪失に至るまでに対処が可能な自然現象と他の自然現象の組合せの検討結果を第 6.1-4 表に示す。検討の結果、機能喪失に至る前に実施する対処の内容が厳しくなる組合せとして火山の影響（降下火砕物による積載荷重）及び積雪の組合せを想定するが、積雪及び火山の影響（降下火砕物による積載荷重）が同時に発生した場合には、必要に応じて除雪及び降下火砕物の除去を実施することから、組合せを考慮する必要のある自然現象はない。

いずれの場合においても、重大事故の要因となる自然現象の組合せによる影響はないことから、重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる自然現象として地震及び火山の影響（降下火砕物によるフィルタの目詰まり等）を選定する。

## (2) 内の事象

### a. 設計基準における想定

設計基準においては、内の事象として以下を想定している。

#### (a) 静的機器の損傷

放射性物質を内包する腐食性の液体（溶液、有機溶媒等）の移送配管の貫通き裂による 1 時間漏えいを想定し、さらに漏えい液を回収するための系統（以下「回収系」という）の単一故障を想定する。放射性物質を内包する流体の移送配管以外の静的機器の損傷は、設計上定める条件

においては想定していない。

(b) 動的機器の機能喪失

事業指定基準規則第15条の解釈より、動的機器とは「外部からの動力の供給を受けて、それを含む系統が本来の機能を果たす必要があるとき、機械的に動作する部分を有する機器」であり、「排風機、弁、ダンパ、ポンプ、遮断器、リレー等」をいう。

ここでいう「外部からの動力」とは、その機器の動力源（電源、圧縮空気、蒸気等）の他、機器を制御するために入力される信号及び運転員による操作も含むものと整理する。したがって、外部入力によっても機器が動作しない状態を「故障」、外部入力に対して所定の機能以外の動作をする状態を「誤作動」、及び外部入力のうちの運転員による操作間違いを「誤操作」とする。

i. 単一故障，単一誤作動又は単一誤操作

安全上重要な施設の動的機器については単一故障を想定し、その場合でも安全上重要な施設の安全機能が喪失しないよう、独立した系統で多重化又は多様化を講じている。また、単一誤作動及び単一誤操作によっても安全上重要な施設の安全機能を喪失しないような系統構成及び運転手順としている。

ii. 短時間の全交流動力電源の喪失

安全上重要な施設は非常用所内電源系統からの給電を可能とすることから、安全評価においては外部電源の喪失から30分後に安全機能が回復することを想定している。

b. 重大事故の起因として想定する内的事象

a. で整理した設計基準における想定を踏まえ、設計基準としては喪失を想定していない安全機能を喪失させる、又は設計基準事故の規模を

拡大させる条件として、静的機器の損傷及び動的機器の機能喪失を以下のとおり想定する。

(a) 静的機器の損傷

配管内の流体（溶液，有機溶媒等）は中低エネルギー流体系であり，米国NRCのSTANDARD REVIEW PLAN 3.6.2に基づき設計基準事故においては移送配管の破損規模として貫通き裂を想定しているが，これを超える損傷として全周破断を想定し，さらに回収系の単一故障を想定する。

対象は，再処理施設の放射性物質を内包する腐食性の液体（溶液，有機溶媒等）を内包する配管とする。非腐食性の流体（空気，気送による粉末又は冷却水）を内包する配管に関しては，腐食の進行が緩やかであり，保守点検により健全性を維持できることから，機能喪失の対象としない。

また，配管が破断した場合には，早期に検知が可能であり，工程停止等の措置を行うことができるため，複数の配管の全周破断の同時発生は考慮しない。

(b) 動的機器の機能喪失

i. 動的機器の多重故障，多重誤作動又は多重誤操作

単一故障，単一誤作動又は単一誤操作を超える条件として，独立した系統で構成している同一機能を担う安全上重要な施設の動的機器に対して，多重故障，多重誤作動又は多重誤操作による機能喪失を想定する。

ii. 長時間の全交流動力電源の喪失

外部電源の喪失に加え，非常用所内電源系統の機能喪失による，長時間の全交流動力電源の喪失を想定する。

(3) 設計上定める条件より厳しい条件

前項までにおいて想定した、重大事故の起因となる機能喪失の要因となる外的事象及び内的事象について、想定する機能喪失の状況を詳細化するとともに、機能喪失を想定する対象設備、また同時に機能喪失を想定する範囲を明確にすることで、それぞれの外的事象及び内的事象としての機能喪失の状態を「設計上定める条件より厳しい条件」として設定することにより、重大事故の想定箇所を特定するとともに、それぞれの重大事故についての有効性評価の条件とする。

a. 外的事象

(a) 地震

i. 発生する外力の条件

基準地震動を超える地震動の地震を想定する。

ii. 発生する外力と施設周辺の状況

地震により加速度が発生する。地震による加速度は、敷地内外を問わず、周辺の設備に対しても一様に加わる。したがって、送電線の鉄塔が倒壊することにより外部電源が喪失する可能性がある。

iii. 影響を受ける設備

全ての設備の安全機能について、外力の影響により喪失の可能性がある。

iv. 外力の影響により喪失する機能

基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により維持する静的な機能は、地震の外力（加速度）による機能喪失を想定しない。これら以外の機能は、全て機能を喪失する（地震の加速度により、機器が損傷し、機能を喪失する）。

動的機器については、動力源、制御部、駆動部と多くの要素から構



成され、復旧に要する時間に不確実性を伴うことから、全ての動的機器に対して機能喪失を想定する。

v. 外力による機能喪失の影響による機能喪失

外部電源の喪失に加えて、非常用所内電源系統が機能喪失することにより、電源を必要とする機器は全て機能喪失に至るものとする。

vi. 外力の影響による機能喪失後の施設状況

基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により維持する機能に該当しない静的な機能の喪失により、溢水、化学薬品漏えいが発生することに加え、基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により維持する機能に該当しない静的な機能は、継続して 長時間 機能喪失を想定する。また、電源を必要とする機器は全て機能喪失に至るものとすることから、安全上重要な施設の安全機能確保のための支援機能（非常用所内電源系統、その他再処理設備の附属施設の蒸気供給設備の安全蒸気系、その他再処理設備の附属施設の圧縮空気設備の安全圧縮空気系の安全圧縮空気系（以下6.1では「安全圧縮空気系」という。）等）についても、継続して 長時間 機能喪失を想定する。

(b) 火山の影響

i. 想定する条件

火山の影響により降下火砕物の発生を想定する。

ii. 発生する外力と施設周辺の状況

火山の影響により降下火砕物が発生する。降下火砕物は、敷地内外を問わず、周辺の設備に対しても一様に影響を与える。したがって、送電線の碍子に降下火砕物が堆積すること等により外部電源が喪失する可能性がある。

### iii. 影響を受ける設備

屋内の動的機器のうち、外気を取り込む機器に関しては、降下火砕物によりフィルタが目詰まりすることにより、機能喪失に至ることを想定する。

### iv. 外力の影響により喪失する機能

外部電源の喪失に加えて、屋外の動的機器であるその他再処理設備の附属施設の給水施設の冷却水設備の再処理設備本体用の安全冷却水系（再処理設備本体用）（以下 6.1 では「安全冷却水系（再処理設備本体用）」という。）の冷却塔に対して機能喪失を想定する。また、屋内の動的機器のうち空気圧縮機、非常用所内電源系統の非常用ディーゼル発電機のフィルタが、降下火砕物により目詰まりすること等により、機能喪失に至ることを想定する。

### v. 外力による機能喪失の影響による機能喪失

外部電源の喪失に加えて、非常用所内電源系統が機能喪失することにより、電源を必要とする機器は全て機能喪失に至るものとする。

### vi. 外力の影響による機能喪失後の施設状況

静的機器については機能喪失を想定しないが、電源を必要とする機器は全て機能喪失に至るものことから、安全上重要な施設の安全機能確保のための支援機能（非常用所内電源系統、その他再処理設備の附属施設の蒸気供給設備の安全蒸気系、安全圧縮空気系等）についても、継続して 長時間 機能喪失を想定する。

## b. 内の事象

### (a) 配管の全周破断

放射性物質を内包する腐食性の液体（溶液、有機溶媒等）を内包する配管の全周破断を想定する。また、破断を想定した配管に加えて、回収

系の単一故障を想定する。

配管の全周破断による漏えいが発生した場合は、漏えい検知装置又は移送時の液位変動の監視により速やかに漏えいを検知し、配管の送液を停止することができるが、誤操作等の影響を考慮し、漏えいは1時間継続すると想定する。ただし、回分移送の場合であって、1時間以内に移送が終了する場合は、平常運転時における最大の回分移送量が漏えいすると想定する。また、配管の全周破断により機器に保有している液体が漏えいする可能性がある場合には、機器の設計最大保有量に加えて、当該機器への送液分が漏えいすることを想定する。

また、複数箇所からの漏えいの同時発生は、関連性が認められないことから、想定しない。配管から漏えいした液体により被水する可能性がある動的機器は、機能喪失を想定する。

(b) 動的機器の多重故障，多重誤作動又は多重誤操作

i. 動的機器の多重故障

独立した系統で構成している同一機能を担う安全上重要な施設の動的機器に対して、全台の故障により、当該機器が有する動的機能の喪失を想定する。

その結果、動力源（電源、圧縮空気、蒸気等）が喪失する場合は、それらが供給されることで機能を果たす動的機器の機能も同時に喪失を想定する。

上記以外の動的機器については、互いに関連性がない動的機器が同時に多重故障に至るとは考え難いことから同時に機能を喪失しない。また、動的機器の多重故障は、静的機器の損傷の要因にはならないことから、静的機器の機能喪失は想定しない。

## ii. 動的機器の多重誤作動

独立した系統で構成している同一機能を担う安全上重要な施設の動的機器に対して多重誤作動を想定する。その際、互いに関連性がない動的機器が同時に多重誤作動に至るとは考え難いことから、多重誤作動の同時発生は考慮しない。具体的には、安全上重要な施設の異常の発生防止機能（PS）を担保する安全上重要な施設の動的機器並びに異常の拡大防止及び影響緩和機能（MS）を担保する安全上重要な施設の動的機器が同時に機能喪失に至ることは、上記 i. の多重誤作動の同時発生に該当することから想定しない。

動的機能の誤作動として以下の事象を想定する。

- (i) 異常停止（起動操作時に起動できないことを含む）
- (ii) 異常起動（停止操作時に停止できないことを含む）
- (iii) 出力低下
- (iv) 出力過剰
- (v) インターロック（警報）不作動
- (vi) インターロック（警報）誤作動

上記のうち、(i)、(iii)及び(v)は機器（計装設備）の故障と同一の事象として整理できる。また、(vi)については、警報の発報に対して運転員が安全側の対応を講ずるので事故の起因にはならない。したがって、多重誤作動として考慮する事象は(ii)及び(iv)とし、具体的には流量の増加（供給流量又は換気風量の増加）を想定する。

## iii. 多重誤操作

安全上重要な施設が担う機能に関する運転員の単一の「行為」について、多重誤操作を想定する。その際、確認を複数の運転員で行っていたとしても、誤った操作をすることを想定する。複数の行為におい

て、連続して複数の運転員が誤操作することは考え難いため、多重誤操作の同時発生は考慮しない。

安全上重要な施設の機器の動的な安全機能は、運転員の操作に期待しておらず、安全上重要な施設の機能に対する誤操作としては、安全機能を担保する機器の操作に関わるものとして、以下の誤操作を想定する。

(i) 安全上重要な施設の動的機器の操作

安全上重要な施設の動的機器の操作については、当該機器の保守や運転モード切り替えにおける起動、停止の作業における誤操作を想定する。この場合、起こり得る現象としては当該機器の多重誤作動（異常停止、異常起動及び出力異常）と同じであり、多重誤作動と同一の事象として整理できる。

(ii) 安全上重要な施設の警報吹鳴に対する運転員対応

以下に示す安全上重要な施設の警報が吹鳴した場合の運転員操作における誤操作を想定する。

- 1) 塔槽類廃ガス処理設備の圧力警報
- 2) 第1よう素追出し槽及び第2よう素追出し槽の溶解液密度高による警報
- 3) プルトニウム洗浄器アルファ線検出器の計数率高による警報  
(分離施設又は精製施設)
- 4) セルの漏えい液受皿の集液溝の液位警報

このうち、1)については、警報対応時の誤操作を考慮しても、排風機の出力低下又は停止の事象に含まれる。2)及び3)については、誤操作を考慮しても設備的に臨界に至る条件とならない。また、4)については、漏えい液受皿の集液溝の液位警報が吹鳴した場合の運転員によ

る液移送の停止操作における誤操作を想定する。しかし、この場合は他のパラメータ（漏えい液受皿の液位変化や移送元及び移送先の槽の液位変化）を監視することにより、漏えいの停止の有無が判断できることから、誤操作に容易に気付くことができる。誤操作により漏えい量が増加する可能性があるが、重大事故の想定箇所の特定における漏えい量を十分な時間余裕（1時間）を想定した漏えい量としているため、誤操作の影響はない。

(iii) 施錠管理を伴う溶液の移送

施錠管理を伴う溶液の槽間移送を行う場合の運転員操作における誤操作を想定する。施錠管理を伴う溶液の移送については以下に示す複数のステップ（臨界となる可能性のある状態に達するまでに期待できる防止措置）を経て実施する。

- 1) 計画策定
- 2) 臨界施錠管理（試料採取及び分析）
- 3) 臨界施錠管理（結果確認）

それぞれのステップにおいては、複数の運転員による確認行為が行われており、これらのどの行為について多重誤操作を想定しても、臨界に至る条件は成立しない。このため、施錠管理を伴う溶液の移送における多重誤操作を想定しても事故に至ることはない。

(b) 長時間の全交流動力電源の喪失

外部電源の喪失時に、非常用ディーゼル発電機が多重故障により起動しないことを想定する。

これにより、使用済燃料受入れ・貯蔵建屋及び再処理設備本体において、全ての交流動力電源が喪失することから、電源により駆動する動的機器は、全て機能喪失を想定する。当該機器が電源以外で駆動する場合

であっても、その駆動源を供給する機器が電源を要する場合には、機能喪失を想定する。

全交流動力電源の喪失と同時に動的機器自体の故障は想定しないことから、非常用ディーゼル発電機の復旧までの間に外部電源が回復又は喪失した電源を代替することにより、動的機器は対処において期待できる。また、全ての静的機能は維持されることから、対処において期待できる。

以上より、設計上定める条件より厳しい条件として、外的事象と内的事象のそれぞれについて、機能喪失を想定する対象設備、また同時に機能喪失を想定する範囲を以下のとおり設定する。

#### a. 外的事象

地震：常設の動的機器及び交流動力電源の機能は復旧に時間を要することを想定し全て 長時間 機能喪失する。常設の静的機器の機能は、基準地震動の 1.2 倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計としたもの以外は全て 長時間 機能喪失する。

火山の影響：交流動力電源及び屋外の動的機器の機能並びに屋内の外気を吸い込む常設の動的機器の機能は降下火砕物によるフィルタ目詰まり等により全て 長時間 機能喪失する。

#### b. 内的事象

配管の全周破断：腐食性の液体（溶液、有機溶媒等）を内包する配管の全周破断と回収系の単一故障が同時発生する。

動的機器の多重故障：動的機器の多重故障により機能喪失する。

長時間の全交流動力電源の喪失：全交流動力電源の喪失により動的機器が全て機能喪失する。

(c) 外的事象及び内的事象の同時発生

外的事象及び内的事象のそれぞれの同時発生については、以下のとおり考慮する必要はない。

i. 外的事象同士の同時発生

外的事象はそれぞれ発生頻度が極めて低いことに加え、火山の影響による機能喪失の範囲は地震による機能喪失の範囲に包絡されることから考慮する必要はない。

ii. 内的事象同士の同時発生

内的事象発生時には速やかに対処を行うことに加え、それぞれの内的事象は関連性の認められない偶発的な事象となることから考慮する必要はない。

iii. 外的事象と内的事象の同時発生

外的事象は発生頻度が極めて低いことに加え、外的事象と内的事象は関連性の認められない偶発的な事象となることから考慮する必要はない。

以上より、外的事象及び内的事象をそれぞれ考慮することにより、適切に重大事故の想定箇所を特定することが可能である。



## 6.1.2 重大事故の想定箇所の特定の考え方

設備ごとの安全機能の整理と機能喪失により発生する事故の分析を行い、設計上定める条件より厳しい条件による安全機能の喪失状態を特定することで、その重大事故の想定箇所を特定する。

### (1) 設備ごとの安全機能の整理と機能喪失により発生する事故の分析

#### a. 対象の整理

安全機能の喪失を想定する対象は、公衆への著しい被ばく影響をもたらす可能性のある事故が重大事故であることを踏まえ、安全機能を有する施設のうち安全上重要な施設とする。安全上重要な施設は、その機能喪失により、公衆及び従事者に過度の放射線被ばくを及ぼす可能性のある機器を選定していることから、安全上重要な施設の安全機能を対象として、安全機能の喪失を考慮し、重大事故に至る可能性を整理する。安全機能を有する施設のうち安全上重要な施設以外の施設の機能が喪失したとしても、公衆及び従事者に過度な放射線被ばくを及ぼすおそれはない。

#### b. 重大事故を発生させ得る安全機能の喪失又はその組合せの特定

安全上重要な施設の安全機能が喪失した場合に至る施設状態及びその後の事象進展を分析することにより、重大事故に至る可能性がある機能喪失又はその組合せを整理する。

### (2) 安全機能喪失状態の特定

重大事故を発生させ得る安全機能の喪失又はその組合せが、設計上定める条件より厳しい条件において発生するか否かを判定する。

安全機能が喪失しない、又は安全機能が組合せで同時に喪失しなければ、事故が発生することはなく、重大事故に至らないと判定できる。

(3) 重大事故の想定箇所の特定

(2)により、重大事故を発生させ得る安全機能の喪失又はその組合せが発生する場合には、重大事故の発生の可能性がある箇所（機器、セル、室等）ごとに重大事故に至るかを評価し、重大事故の発生を想定する箇所を特定する。

a. 事故発生の判定

(2)において、安全機能が喪失する、又は安全機能が組合せで喪失する場合であっても、評価によって事故（大気中への放射性物質の放出）に至らないことを確認できれば、重大事故に至らないと判定できる。

b. 重大事故の判定

上記 a. において、評価によって事故に至らないことを確認できない場合には、事故の収束手段、事象進展の早さ又は公衆への影響をそれぞれ評価する。

具体的には、安全機能の喪失又はその組合せが発生したとしても、設計基準の設備で事象の収束が可能である、安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能である、又は機能喪失時の公衆への影響が平常時と同程度であれば、設計基準として整理する事象に該当する。

いずれにも該当しない場合には、重大事故の想定箇所として特定する。

また、重大事故の同時発生の想定においては、機能喪失の要因との関連において、同種の重大事故が複数箇所で同時に発生する場合と、異種の重大事故が同一箇所又は複数箇所で同時に発生する場合をそれぞれ特定する。

### 6.1.3 重大事故の想定箇所の特定結果

#### (1) 臨界事故

##### a. 地震の場合

基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により形状・寸法の核的制限値等が維持されること、地震発生時には工程を停止することからプロセス量に変動は起こらず、平常運転時において内包する核燃料物質の濃度が平常運転時未臨界濃度、又は核燃料物質の質量が未臨界質量以下であることから、核的制限値を超えることはないため、事故に至らない。

##### b. 火山の影響の場合

工程を停止することから、プロセス量に変動は起こらず、核的制限値を超えることはないため、事故に至らない。

##### c. 配管の全周破断の場合

核燃料物質の漏えいは生じるが、漏えいする溶液の濃度が未臨界濃度であれば臨界の発生は想定しない。また、漏えいする溶液の濃度が未臨界濃度を超える場合でも、漏えい液受皿の核的制限値の保持機能は維持されるため事故に至らない。

##### d. 動的機器の多重故障の場合

工程を停止することで、プロセス量に変動は起こらず、核的制限値を超えることはない。また、多重誤操作においては、臨界に至る条件が成立しないので事故に至らない。

##### e. 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

工程が停止することで、プロセス量に変動は起こらず、核的制限値を超えることはないため、事故に至らない。

以上のように、設計上定める条件より厳しい条件においては発生を

想定しない。

ただし、臨界事故は過去に他の施設において発生していること、臨界事故の発生に対しては直ちに対策を講ずる必要があること、及び臨界事故は核分裂の連鎖反応によって放射性物質が新たに生成するといった特徴を有している。それらを踏まえて、内の事象により複数の異常が同時に発生し、かつ、それらを検知して工程を停止するための手段が機能しない状況に至るような設計上定める条件より厳しい条件を超える条件として、複数の動的機器の多重故障及び多重誤作動並びに運転員の多重誤操作により多量に核燃料物質が集積することを想定し、臨界事故の発生の可能性を評価し、重大事故の想定箇所を特定する。

臨界事故の発生を想定する機器を第 6.1-5 表に示す。

## (2) 冷却機能の喪失による蒸発乾固

### a. 地震の場合

安全冷却水系（再処理設備本体用）の冷却水のポンプ、屋外に設置する冷却塔等の直接的な機能喪失及び電源喪失による間接的な機能喪失により 59 の機器で「崩壊熱除去機能」が喪失する。このうち 6 機器については、安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象に該当することから、53 の機器で蒸発乾固の発生を想定する。

機器外の蒸発乾固については、基準地震動の 1.2 倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により漏えいは発生しないため事故には至らない。

### b. 火山の影響の場合

屋外に設置する安全冷却水系（再処理設備本体用）の冷却塔の直接的な機能喪失並びに電源喪失による冷却水のポンプ、屋外に設置する冷却塔等の間接的な機能喪失により 59 の機器で「崩壊熱除去機能」が喪失する。このうち 6 機器については、安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象に該当することから、53 の機器で蒸発乾固の発生を想定する。

c. 配管の全周破断の場合

冷却水を内包する配管は腐食の進行が緩やかであり、保守点検によりその機能を維持できることから、漏えいは想定せず「崩壊熱除去機能」は喪失しない。また、配管の全周破断においては、冷却対象の機器からの漏えいは発生するが、回収系が多重化されていることから事故に至らない。

d. 動的機器の多重故障の場合

安全冷却水系（再処理設備本体用）の外部ループの冷却水のポンプ又は屋外に設置する冷却塔の多重故障により、59 の機器で「崩壊熱除去機能」が喪失する。このうち 6 機器については、安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象に該当することから、53 の機器で蒸発乾固の発生を想定する。

また、安全冷却水系（再処理設備本体用）の内部ループの冷却水のポンプが多重故障により機能喪失した場合には、その内部ループに接続されている貯槽等で同時に重大事故の発生を想定し、対策が同じ重大事故の発生を想定する機器のグループである「機器グループ」の単位で、5 建屋 13 機器グループで発生を想定する。

e. 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

電源喪失による安全冷却水系（再処理設備本体用）の冷却水のポンプ、屋外に設置する冷却塔等の間接的な機能喪失により 59 の機器で「崩壊熱除去機能」が喪失する。このうち 6 機器については、安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象に該当することから、53 の機器で蒸発乾固の発生を想定する。

冷却機能の喪失による蒸発乾固の発生を想定する機器及び機器グループを第 6.1-6 表に示す。

(3) 放射線分解により発生する水素による爆発

a. 地震の場合

安全圧縮空気系の空気圧縮機の直接的な機能喪失、並びに空気圧縮機を冷却する安全冷却水系（再処理設備本体用）の外部ループの冷却水のポンプ又は屋外に設置する冷却塔の機能喪失及び電源喪失による間接的な機能喪失により 86 の機器で「掃気機能」が喪失する。このうち 7 機器については安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象、30 機器については機能喪失時の公衆への影響が平常運転時と同程度であるため設計基準として整理する事象に該当することから、49 の機器で水素爆発の発生を想定する。機器外の水素爆発については、基準地震動の 1.2 倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により漏えいは発生しないため事故には至らない。

b. 火山の影響の場合

安全圧縮空気系の空気圧縮機の直接的な機能喪失，並びに電源喪失及び空気圧縮機を冷却する安全冷却水系（再処理設備本体用）の機能喪失による安全圧縮空気系の空気圧縮機の間接的な機能喪失により 86 の機器で「掃気機能」が喪失する。このうち 7 機器については安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象，30 機器については機能喪失時の公衆への影響が平常運転時と同程度であるため設計基準として整理する事象に該当することから，49 の機器で水素爆発の発生を想定する。

c. 配管の全周破断の場合

空気又は冷却水を内包する配管は腐食の進行が緩やかであり，保守点検によりその機能を維持できることから，漏えいは想定せず「掃気機能」は喪失しない。また，水素掃気対象機器からの漏えいは発生するが，セルの排気機能が維持されていることから事故に至らない。

d. 動的機器の多重故障の場合

安全圧縮空気系の空気圧縮機の多重故障により 86 の機器で「掃気機能」が喪失する。このうち 7 機器については安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象，30 機器については機能喪失時の公衆への影響が平常運転時と同程度であるため設計基準として整理する事象に該当することから，49 の機器で水素爆発の発生を想定する。

また，外部ループの冷却水のポンプ又は屋外に設置する冷却塔の多重故障により，安全圧縮空気系の空気圧縮機が冷却できなくなり，安全圧縮空気系の空気圧縮機の間接的な機能喪失により 86 の機器で「掃気機能」が喪失する。このうち 7 機器については安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基

準として整理する事象，30 機器については機能喪失時の公衆への影響が平常運転時と同程度であるため設計基準として整理する事象に該当することから，49 の機器で水素爆発の発生を想定する。

e. 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

電源喪失による安全圧縮空気系の空気圧縮機の間接的な機能喪失により 86 の機器で「掃気機能」が喪失する。このうち7 機器については安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象，30 機器については機能喪失時の公衆への影響が平常時と同程度であるため設計基準として整理する事象に該当することから，49 の機器で水素爆発の発生を想定する。

放射線分解により発生する水素による爆発の発生を想定する機器を第6.1-7 表に示す。

(4) 有機溶媒等による火災又は爆発

a. 地震の場合

工程が停止することで，温度上昇が抑制され有機溶媒等の引火点，T B P 等の錯体の急激な分解反応の開始温度に至ることはない，又氷素濃度が可燃限界濃度に至ることはないため，事故に至らない。

b. 火山の影響の場合

工程が停止することで，温度上昇が抑制され有機溶媒等の引火点，T B P 等の錯体の急激な分解反応の開始温度に至ることはない，又は水素濃度が可燃限界濃度に至ることはないため，事故に至らない。

c. 配管の全周破断の場合

有機溶媒等の漏えいは生じるが，放熱を考慮すれば崩壊熱による温度上昇が抑制され，有機溶媒の引火点に至ることはなく，事故に至らな



い。

d. 動的機器の多重故障の場合

工程を停止することで、温度上昇は抑制され、有機溶媒等の引火点及びT B P等の錯体の急激な分解反応の開始温度に至ることはない、又は水素濃度が可燃限界濃度に至ることはないため、事故に至らない。

e. 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

工程が停止することで、温度上昇は抑制され、有機溶媒等の引火点及びT B P等の錯体の急激な分解反応の開始温度に至ることはない、又は水素濃度が可燃限界濃度に至ることはないため、事故に至らない。

以上より、設計上定める条件より厳しい条件においては発生を想定しない。

ただし、T B P等の錯体の急激な分解反応は過去に他の施設において発生していること、及び発生時には他の安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因になり得ることを踏まえ、設計上定める条件より厳しい条件を超える条件として、複数の動的機器の多重故障及び多重誤作動並びに運転員の多重誤操作を想定し、減圧蒸発方式により沸点を下げた状態で運転することで運転温度が約 135℃を超えない濃縮缶及び蒸発缶の除外並びに放出される放射性物質の量を考慮し、プルトニウム精製設備のプルトニウム濃縮缶を想定箇所として特定する。

(5) 使用済燃料の著しい損傷

a. 想定事故 1

(a) 地震の場合

プール水冷却系、その他再処理設備の附属施設の冷却水設備の安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）（以下 6.1 では

「安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）」という。）及び使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の使用済燃料の貯蔵施設の使用済燃料貯蔵設備の補給水設備（以下「補給水設備」という。）のポンプ等の動的機器の直接的な機能喪失並びに電源喪失による間接的な機能喪失により、燃料貯蔵プール等において「崩壊熱除去機能」が喪失する。ただし、同時に「プール水の保持機能」も喪失することに加え、使用済燃料プール等の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故1」という。）は燃料貯蔵プール等の水面が揺動しない事故、「プール水の保持機能」が喪失し、サイフォン効果等により、BWR燃料用、PWR燃料用、BWR燃料及びPWR燃料用の合計3基の燃料貯蔵プール、並びに受け入れた使用済燃料を仮置きする燃料仮置きピット及び前処理建屋へ使用済燃料を送り出すための燃料送出しピット内の水の小規模な喪失が発生し、燃料貯蔵プール等の水位が低下する事故（以下「想定事故2」という。）は燃料貯蔵プール等の水面が揺動をする事故と整理し、地震によるスロッシングを考慮して想定事故2として発生を想定する。

(b) 火山の影響の場合

屋外に設置する安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）の冷却塔の直接的な機能喪失並びに電源喪失によるプール水冷却系、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）及び補給水設備のポンプの間接的な機能喪失により燃料貯蔵プール等において同時に「崩壊熱除去機能」が喪失する。その結果、想定事故1の発生を想定する。

(c) 配管の全周破断の場合

冷却水を内包する配管は腐食の進行が緩やかであり、保守点検によりその機能を維持できることから、漏えいは想定せず「崩壊熱除去機能」は喪失しない。したがって事故は発生しない。

(d) 動的機器の多重故障の場合

プール水冷却系のポンプ、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）のポンプ又は屋外に設置する冷却塔の多重故障により沸騰には至るものの、補給水設備から燃料貯蔵プール等に給水を実施することにより、使用済燃料の崩壊熱除去機能を維持でき、燃料貯蔵プール等の水位を維持できるため事故に至らない。

また、補給水設備のポンプが多重故障しても、プール水冷却系及び安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）により冷却が継続される。自然蒸発による燃料貯蔵プール等の水位低下に対しては、その他再処理設備の附属施設の給水処理設備からの給水により、事故に至らない。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象に該当する。

(e) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

電源喪失によるプール水冷却系、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）及び補給水設備のポンプの間接的な機能喪失により燃料貯蔵プール等において同時に「崩壊熱除去機能」が喪失する。その結果、想定事故1の発生を想定する。

a. 想定事故2

(a) 地震の場合

基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計としないプール水冷却系の配管が破断することに加え、地震によるスロッシングにより燃料貯蔵プール等において想定事故2の発生を想定す

る。

(b) 火山の影響の場合

プール水冷却系の配管の「プール水の保持機能」は喪失しないことから、想定事故2は発生しない。

(c) 配管の全周破断の場合

冷却水を内包する配管は腐食の進行が緩やかであり、保守点検によりその機能を維持できることから、漏えいは想定せず「プール水の保持機能」は喪失しない。したがって事故は発生しない。

(d) 動的機器の多重故障の場合

プール水冷却系の配管の「プール水の保持機能」は喪失しないことから、想定事故2は発生しない。

(e) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

電源喪失によりプール水冷却系の配管の「プール水の保持機能」は喪失しないことから、想定事故2は発生しない。

以上のとおり、設計上定める条件より厳しい条件においては、地震を要因として発生を想定するものの、内的事象による発生は想定しない。

ただし、プール水冷却系の配管からの漏えいによるサイフォン効果によりプール水が漏えいし燃料貯蔵プール等の水位低下に至ることを踏まえ、設計上定める条件より厳しい条件を超える条件として、プール水冷却系の配管の全周破断と補給水設備及び給水処理設備（以下「補給水設備等」という。）の多重故障を想定し、内的事象による想定事故2の発生を想定する。

(6) 放射性物質の漏えい

(1)から(6)以外の放射性物質の漏えいによる重大事故については、放射性物質の保持機能の機能喪失により発生する。液体状又は固体状の放射性物質の保持機能の機能喪失は、基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計とする、又は工程停止により漏えいを収束させることから、事故に至らない。火山の影響、機器の多重故障及び長時間の全交流動力電源喪失においては、機能喪失は考えられないことから事故に至らない。

また、内の事象において、放射性物質を内包する液体の移送配管の全周破断で液体状の放射性物質の保持機能の機能喪失により漏えいが発生するが、漏えいの停止及び漏えい液の回収により事象を収束でき、事故に至らない。その他の内の事象においては、保持機能の喪失は考えられないことから事故に至らない。

気体状の放射性物質の閉じ込め機能（放出経路維持機能、放射性物質の捕集及び浄化機能並びに排気機能）の機能喪失は、外的事象（地震及び火山の影響）を想定した場合、排風機、廃ガス洗浄器へ水を供給するポンプ等の直接的な機能喪失、電源喪失による間接的な機能喪失により閉じ込め機能が喪失するが、工程停止により放射性物質の気相への移行量が減少し、放射性物質の放出が抑制されることから事故に至らない。

内の事象として、長期間にわたり全交流動力電源が喪失した場合も、外的事象と同様に工程が停止することから事故に至らない。また、動的機器の多重故障の場合は、当該系統の異常を検知し、工程を停止した上で建屋換気設備（セルからの排気系、汚染のおそれのある区域からの排気系）により代替排気を行うため、事故に至らない。

#### (7) 同時発生又は連鎖を想定する重大事故

機能喪失の要因と各重大事故との関係を踏まえて、以下の同時発生を想定する。

a. 外的事象

(a) 地震

冷却機能の喪失による蒸発乾固、放射線分解により発生する水素爆発及び使用済燃料の著しい損傷のうち想定事故2の3つの重大事故が同時に発生することを想定する。

(b) 火山の影響

冷却機能の喪失による蒸発乾固、放射線分解により発生する水素爆発及び使用済燃料の著しい損傷のうち想定事故1の3つの重大事故が同時に発生することを想定する。

b. 内的事象

(a) 動的機器の多重故障

冷却機能の喪失による蒸発乾固及び放射線分解により発生する水素爆発の2つの重大事故が同時に発生することを想定する。

(b) 長時間の全交流動力電源の喪失

冷却機能の喪失による蒸発乾固、放射線分解により発生する水素爆発及び使用済燃料の著しい損傷のうち想定事故1の3つの重大事故が同時に発生することを想定する。

重大事故等の対処に係る有効性評価においては、これらの重大事故が同時に発生した場合の相互影響を考慮する。

重大事故が連鎖して発生する場合については、各重大事故が発生した場合における事故影響によって顕在化する環境条件の変化を明らかにした上で、溶液の状態によってさらに事故が進展する可能性及び他の安全機能への影響を分析し、その他の重大事故の起因となりうるかどうかを、

重大事故等の対処に係る有効性評価の中で確認して、起因となる場合には連鎖を想定して対処を検討する。

第6.1-1表 重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる可能性がある自然現象の選定結果

No.	自然現象	除外の基準 <sup>注1</sup>				除外する理由	要因 <sup>注2</sup>
		基準 1-1	基準 1-2	基準 1-3	基準 2		
1	地震	×	×	×	×		レ
2	地盤沈下	×	×	×	○	岩盤に支持されているため、地盤沈下により再処理施設が影響を受けることはない。	—
3	地盤隆起	×	×	×	○	岩盤に支持されているため、地盤隆起により再処理施設が影響を受けることはない。	—
4	地割れ	×	×	○	×	敷地内に地割れが発生した痕跡は認められない。また、耐震重要施設及び重大事故等対処施設を支持する地盤に将来活動する可能性のある断層は認められない。	—
5	地滑り	×	×	○	×	空中写真の判読結果によると、リニアメント及び変動地形は判読されない。また、敷地は標高約55mに造成されており、地滑りのおそれのある急斜面はない。	—
6	地下水による地滑り	×	×	○	×	同上。	—
7	液状化現象	×	×	×	○	岩盤に支持されているため、液状化現象により再処理施設が影響を受けることはない。	—
8	泥湧出	×	×	○	×	泥湧出の誘因となる地割れが発生した痕跡は認められない。	—
9	山崩れ	×	×	○	×	敷地周辺には山崩れのおそれのある急斜面は存在しない。	—
10	崖崩れ	×	×	○	×	敷地周辺には崖崩れのおそれのある急斜面は存在しない。	—
11	津波	×	○	×	×	設計上考慮する津波から防護する施設は標高約50m～約55m及び海岸からの距離約4km～約5kmの地点に位置していることから、再処理施設に影響を及ぼす規模(>50m)の津波は発生しない。	—



(つづき)

No.	自然現象	除外の基準 <sup>注1</sup>				除外する理由	要因 <sup>注2</sup>
		基準 1-1	基準 1-2	基準 1-3	基準 2		
12	静振	×	×	×	○	敷地周辺に尾駈沼及び鷹架沼があるが、再処理施設は標高約55mに造成された敷地に設置するため、静振による影響を受けない。	—
13	高潮	×	×	×	○	再処理施設は海岸から約5km、標高約55mに位置するため、高潮により再処理施設が影響を受けることはない。	—
14	波浪・高波	×	×	×	○	再処理施設は海岸から約5km、標高約55mに位置するため、波浪・高波により再処理施設が影響を受けることはない。	—
15	高潮位	×	×	×	○	再処理施設は海岸から約5km、標高約55mに位置するため、高潮位により再処理施設が影響を受けることはない。	—
16	低潮位	×	×	×	○	再処理施設には、潮位の変動の影響を受けるような設備はない。	—
17	海流異変	×	×	×	○	再処理施設には、海流の変動の影響を受けるような設備はない。	—
18	風(台風)	×	○	×	×	「竜巻」の影響評価に包絡される。	—
19	竜巻	×	○	×	×	機能喪失の要因となる規模(>100m/s)の発生は想定しない。なお、降水との同時発生を考慮しても、竜巻による風圧力、飛来物の衝撃荷重が増長されることはない。	—
20	砂嵐	×	×	○	×	敷地周辺に砂漠や砂丘はない。	—
21	極限的な気圧	×	×	×	○	「竜巻」の影響評価(気圧差)に包絡される。	—
22	降水	×	○	×	×	過去の観測記録より、機能喪失の誘因となる規模(>300mm/h)の発生は想定しない。	—

(つづき)

No.	自然現象	除外の基準 <sup>注1</sup>				除外する理由	要因 <sup>注2</sup>
		基準 1-1	基準 1-2	基準 1-3	基準 2		
23	洪水	×	×	○	×	再処理施設は標高約55mに造成された敷地に設置し、二又川は標高約1～5mの低地を流れているため、再処理施設に影響を与える洪水は起こり得ない。	—
24	土石流	×	×	○	×	敷地周辺の地形及び表流水の状況から、土石流は発生しない。	—
25	降雹	×	×	×	○	「竜巻」の影響評価（飛来物）に包絡される。	—
26	落雷	×	×	×	○	落雷は発生するが、安全上重要な施設の制御設備は、電源盤の自己保持機能により機能喪失に至らず、安全上重要な施設以外の制御設備は光ファイバのため機能喪失には至らない。電源設備も落雷により機能喪失には至らないことから、機能喪失の要因になることは考えられない。	—
27	森林火災	×	×	×	×		レ
28	草原火災	×	×	×	×		レ
29	高温	×	○	×	×	過去の観測記録より、機能喪失の要因となる規模（>50℃）の高温は発生は想定しない。	—
30	凍結	×	○	×	×	過去の観測記録より、機能喪失の要因となる規模（<-40℃）の低温は発生は想定しない。	—
31	氷結	×	×	×	○	二又川の氷結が取水設備へ影響を及ぼすことはなく、機能喪失の要因になることは考えられない。	—
32	氷晶	×	×	×	○	氷晶による再処理施設への影響は考えられない。	—
33	氷壁	×	×	×	○	二又川の氷壁は、機能喪失の要因になることは考えられない。	—

(つづき)

No.	自然現象	除外の基準 <sup>注1</sup>				除外する理由	要因 <sup>注2</sup>
		基準 1-1	基準 1-2	基準 1-3	基準 2		
34	高水温	×	×	×	○	河川の温度変化により再処理施設が影響を受けることはない。	—
35	低水温	×	×	×	○	同上。	—
36	干ばつ	×	×	×	×		レ
37	霜	×	×	×	○	霜により再処理施設が影響を受けることはない。	—
38	霧	×	×	×	○	霧により再処理施設が影響を受けることはない。	—
39	火山の影響	×	×	×	×		レ
40	熱湯	×	×	○	×	敷地周辺に熱湯の発生源はない。	—
41	積雪	×	×	×	×		レ
42	雪崩	×	×	○	×	周辺の地形から雪崩は発生しない。	—
43	生物学的事象	×	×	○	×	敷地内に農作物はなく、昆虫類が大量に発生することは考えられない。	—
44	動物	×	×	×	○	動物により再処理施設が影響を受けることはない。	—

(つづき)

No.	自然現象	除外の基準 <sup>注1</sup>				除外する理由	要因 <sup>注2</sup>
		基準 1-1	基準 1-2	基準 1-3	基準 2		
45	塩害	×	○	×	×	屋外の受電開閉設備の碍子部分の絶縁を保つために洗浄が行える設計としており、塩害による影響は機能喪失の要因とはならない。	—
46	隕石	○	×	×	×	隕石の衝突は、極低頻度な自然現象である。	—
47	陥没	×	×	×	○	岩盤に支持されているため、陥没により再処理施設が影響を受けることはない。	—
48	土壌の収縮・膨張	×	×	×	○	岩盤に支持されているため、土壌の収縮・膨張により再処理施設が影響を受けることはない。	—
49	海岸浸食	×	×	×	○	再処理施設は海岸から約5 kmに位置することから、考慮すべき海岸浸食の発生は考えられない。	—
50	地下水による浸食	×	×	○	×	敷地の地下水の調査結果から、再処理施設に影響を与える地下水による浸食は起こり得ない。	—
51	カルスト	×	×	○	×	敷地周辺はカルスト地形ではない。	—
52	海氷による川の閉塞	×	×	×	○	二又川の海氷による閉塞が取水設備へ影響を及ぼすことはなく、機能喪失の要因となることは考えられない。	—
53	湖若しくは川の水位降下	×	×	×	×		レ
54	河川の流路変更	×	×	○	×	敷地近傍の二又川は谷を流れており、河川の流路変更は考えられない。	—
55	毒性ガス	×	×	○	×	敷地周辺には毒性ガスの発生源はない。	—

(つづき)

注1：除外の基準は、以下のとおり。

基準1-1：自然現象の発生頻度が極めて低い

基準1-2：自然現象そのものは発生するが、重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となる規模の発生は想定しない

基準1-3：再処理施設周辺では起こり得ない

基準2：発生しても重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となるような影響が考えられないことが明らかである

○：基準に該当する

×：基準に該当しない

注2：重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因に関しては、以下のとおり。

レ：重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となる

一：重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因とならない

第 6.1-2 表 重大事故の起因となる安全上重要な施設の機能喪失の要因となる可能性がある人為現象の選定結果

No.	人為事象	除外の基準 <sup>注1</sup>				除外する理由	要因 <sup>注2</sup>
		基準 1-1	基準 1-2	基準 1-3	基準 2		
1	船舶事故による油流出	×	×	×	○	再処理施設は、海岸から約 5 km 離れており影響を受けない。	—
2	船舶事故 (爆発、化学物質の漏えい)	×	×	×	○	再処理施設は、海岸から約 5 km 離れており影響を受けない。	—
3	船舶の衝突	×	×	×	○	再処理施設は、海岸から約 5 km 離れており影響を受けない。	—
4	航空機落下 (衝突、火災)	○	×	×	×	航空機落下 (衝突、火災) は極低頻度である。	—
5	鉄道事故 (爆発、化学物質の漏えい)	×	×	○	×	敷地周辺には鉄道路線がない。	—
6	鉄道の衝突	×	×	○	×	敷地周辺には鉄道路線がない。	—

(つづき)

No.	人為事象	除外の基準 <sup>注1</sup>				除外する理由	要因 <sup>注2</sup>
		基準 1-1	基準 1-2	基準 1-3	基準 2		
7	交通事故 (爆発、化学物質の漏えい)	×	×	×	○	喪失時に重大事故の起因になり得る安全機能を有する施設は、幹線道路から 400 m以上離れており、爆発により当該安全機能に影響を及ぼすことは考えられない。化学物質の漏えいについては、安全機能を有する施設へ直接被水することではなく、また硝酸の反応により発生する窒素酸化物（以下「NO <sub>x</sub> 」という。）及び液体二酸化窒素から発生するNO <sub>x</sub> は気体であるため、当該安全機能に影響を及ぼすことは考えられない。	—
8	自動車の衝突	×	×	○	○	周辺監視区域の境界にはフェンスを設置しており、施設は敷地外からの自動車の衝突による影響を受けない。 敷地内の運転に際しては速度制限を設けており、安全機能に影響を与えるような衝突は考えられず、重大事故の要因とはなることは考えられない。	—
9	爆発	×	○	×	×	敷地内に設置するMOX燃料加工施設の高圧ガストレーラ庫における水素爆発を想定しても、爆発時に発生する爆風が上方方向に開放されること及び離隔距離を確保していることから、再処理施設の安全機能の喪失は考えられない。	—
10	工場事故 (爆発、化学物質の漏えい)	×	×	○	○	敷地内での工事は十分管理されることから再処理施設に影響を及ぼすような工事事故の発生は考えられない。また、敷地外での工事は敷地境界から再処理施設まで距離があることから、再処理施設への影響はない。	—
11	鉱山事故 (爆発、化学物質の漏えい)	×	×	○	×	敷地周辺には、爆発、化学物質の漏えいを起こすような鉱山はない。	—
12	土木・建築現場の事故 (爆発、化学物質の漏えい)	×	×	○	○	敷地内での土木・建築工事は十分管理されることから再処理施設に影響を及ぼすような工事事故の発生は考えられない。また、敷地外での土木・建築現場の事故は敷地境界から再処理施設まで距離があることから、再処理施設への影響はない。	—

(つづき)

No.	人為事象	除外の基準 <sup>注1</sup>				除外する理由	要因 <sup>注2</sup>
		基準 1-1	基準 1-2	基準 1-3	基準 2		
13	軍事基地の事故 (爆発、化学物質の漏えい)	×	×	×	○	三沢基地は敷地から約 28 k m 離れており影響を受けない。	—
14	軍事基地からの飛来物 (航空機を除く)	○	×	×	×	軍事基地からの飛来物は、極低頻度な事象である。	—
15	パイプライン事故 (爆発、化学物質の漏えい)	×	×	○	×	むつ小川原国家石油備蓄基地の陸上移送配管は、1.2m以上の地下に埋設するとともに、漏えいが発生した場合は、配管の周囲に設置された漏油検知器により緊急遮断弁が閉止されることから、火災の発生は想定し難い。	—
16	敷地内における化学物質の漏えい	×	×	×	○	敷地内に搬入する化学物質が運搬時又は受入れ時に漏えいした場合にも、安全機能を有する施設へ直接被水することはなく、また硝酸の反応により発生するNO <sub>x</sub> 及び液体二酸化窒素から発生するNO <sub>x</sub> は気体であるため、当該安全機能に影響を及ぼすことは考えられない。	—
17	人工衛星の落下	○	×	×	×	人工衛星の衝突は、極低頻度な事象である。	—
18	ダムの崩壊	×	×	○	×	敷地の周辺にダムはない。	—



(つづき)

No.	人為事象	除外の基準 <sup>注1</sup>				除外する理由	要因 <sup>注2</sup>
		基準 1-1	基準 1-2	基準 1-3	基準 2		
19	電磁的障害	×	×	×	○	人為的な電磁波による電磁的障害に対しては、日本工業規格に基づいたノイズ対策及び電氣的・物理的の独立性を持たせることから、重大事故の要因になることは考えられない。	—
20	掘削工事	×	×	×	○	敷地内での工事は十分管理されること及び敷地外での工事は敷地境界から再処理施設まで距離があることから、再処理施設に影響を及ぼすような掘削工事による重大事故の発生は考えられない。	—
21	重量物の落下	×	○	×	×	重量物の取扱いは十分に管理されることから、再処理施設に影響を及ぼすような規模の重量物の落下は考えられない。	—
22	タービンミサイル	×	×	○	×	敷地内にタービンミサイルを発生させるようなタービンはない。	—
23	近隣工場等の火災	×	×	×	○	最も影響の大きいむつ小川原国家石油備蓄基地の火災（保有する石油の全量燃焼）を考慮しても、安全機能に影響がないことから、重大事故の要因になることは考えられない。	—
24	有毒ガス	×	×	×	○	有毒ガスが冷却、再処理施設へ直接影響を及ぼすことは考えられない。	—

(つづき)

注1：除外の基準は、以下のとおり。

基準1-1：人為事象の発生頻度が極めて低い

基準1-2：人為事象そのものは発生するが、重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となる規模の発生は想定しない

基準1-3：再処理施設周辺では起こり得ない

基準2：発生しても重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となるような影響が考えられないことが明らかである

○：基準に該当する

×：基準に該当しない

注2：重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因に関しては、以下のとおり。

レ：重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因となる

一：重大事故の起因となる安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因とならない

第6.1-3表 重大事故の起因となる機能喪失の要因となる自然現象と他の自然現象の組合せの検討結果

他 <sup>※2</sup> 要因 <sup>※1</sup>	地震	森林火災 及び 草原火災	干ばつ 及び 湖若しくは川の水位降下	火山の影響 (降下火砕物による 積載荷重、フィルタ等の 目詰まり)	積雪
地震		a	b	a	c
火山の影響 (降下火砕物によるフ ィルタの目詰まり等)	a	a	b		b

※1： 重大事故の起因となる機能喪失の要因となる自然現象

※2： 他の自然現象

<凡例>

a： 同時に発生する可能性が極めて低い組合せ

b： 重大事故に至る前に実施する対処に影響しない組合せ

c： 一方の自然現象の評価に包絡される組合せ

d： 重畳を考慮する組合せ

第6.1－4表 機能喪失に至る前に対処が可能な自然現象と他の自然現象の組合せ

他 <sup>※2</sup> 対処 <sup>※1</sup>	地震	森林火災 及び 草原火災	干ばつ 及び 湖若しくは川の水位降下	火山の影響 (降下火砕物による積 載荷重)	積雪
森林火災 及び 草原火災	a		b	a	b
干ばつ 及び 湖若しくは川の水位 降下	b	b		b	b
火山の影響 (降下火砕物による 積載荷重)	b	a	b		d
積雪	b	b	b	d	

※1：機能喪失に至る前に対処が可能な自然現象

※2：他の自然現象

<凡例>

a：同時に発生する可能性が極めて低い組合せ

b：重大事故に至る前に実施する対処に影響しない組合せ

c：一方の自然現象の評価に包絡される組合せ

d：重畳を考慮する組合せ

第 6.1—5 表 臨界事故の発生を想定する機器

建屋	機器
前処理建屋	溶解槽 A
	溶解槽 B
	エンドピース酸洗浄槽 A
	エンドピース酸洗浄槽 B
	ハル洗浄槽 A
	ハル洗浄槽 B
精製建屋	第 5 一時貯留処理槽
	第 7 一時貯留処理槽

第 6.1—6 表 冷却機能の喪失による蒸発乾固の発生を想定する  
対象機器

建屋	機器グループ	機器
前処理建屋	前処理建屋 内部ループ 1	中継槽 A
		中継槽 B
		リサイクル槽 A
		リサイクル槽 B
	前処理建屋 内部ループ 2	中間ポット A
		中間ポット B
		計量前中間貯槽 A
		計量前中間貯槽 B
		計量後中間貯槽
		計量・調整槽
		計量補助槽

(つづき)

建屋	機器グループ	機器
分離建屋	分離建屋 内部ループ 1	高レベル廃液濃縮缶※ 1
	分離建屋 内部ループ 2	高レベル廃液供給槽※ 1
		第 6 一時貯留処理槽
	分離建屋 内部ループ 3	溶解液中間貯槽
		溶解液供給槽
		抽出廃液受槽
		抽出廃液中間貯槽
		抽出廃液供給槽 A
		抽出廃液供給槽 B
		第 1 一時貯留処理槽
		第 8 一時貯留処理槽
		第 7 一時貯留処理槽
	第 3 一時貯留処理槽	
第 4 一時貯留処理槽		

※ 1 長期予備は除く

(つづき)

建屋	機器グループ	機器
精製建屋	精製建屋 内部ループ 1	プルトニウム濃縮液受槽
		リサイクル槽
		希釈槽
		プルトニウム濃縮液一時貯槽
		プルトニウム濃縮液計量槽
		プルトニウム濃縮液中間貯槽
	精製建屋 内部ループ 2	プルトニウム溶液受槽
		油水分離槽
		プルトニウム濃縮缶供給槽
		プルトニウム溶液一時貯槽
		第 1 一時貯留処理槽
		第 2 一時貯留処理槽
		第 3 一時貯留処理槽



(つづき)

建屋	機器グループ	機器
ウラン・ プルトニウム 混合脱硝建屋	ウラン・ プルトニウム 混合脱硝建屋 内部ループ	硝酸プルトニウム貯槽
		混合槽 A
		混合槽 B
		一時貯槽※ 2

※ 2 平常運転時は空運用

(つづき)

建屋	機器グループ	機器
高レベル 廃液ガラス 固化建屋	高レベル廃液ガラス 固化建屋内部ループ 1	高レベル廃液混合槽 A
		高レベル廃液混合槽 B
		供給液槽 A
		供給液槽 B
		供給槽 A
		供給槽 B
	高レベル廃液ガラス 固化建屋内部ループ 2	第 1 高レベル濃縮廃液貯槽
	高レベル廃液ガラス 固化建屋内部ループ 3	第 2 高レベル濃縮廃液貯槽
	高レベル廃液ガラス 固化建屋内部ループ 4	第 1 高レベル濃縮廃液一時貯槽
		第 2 高レベル濃縮廃液一時貯槽
	高レベル廃液ガラス 固化建屋内部ループ 5	高レベル廃液共用貯槽※ 2

※ 2 平常運転時は空運用

第 6.1-7 表 放射線分解により発生する水素による爆発の発生を  
想定する機器

建屋	機器
前処理建屋	中継槽 A
	中継槽 B
	計量前中間貯槽 A
	計量前中間貯槽 B
	計量・調整槽
	計量補助槽
	計量後中間貯槽
分離建屋	溶解液中間貯槽
	溶解液供給槽
	抽出廃液受槽
	抽出廃液中間貯槽
	抽出廃液供給槽 A
	抽出廃液供給槽 B
	プルトニウム溶液受槽
	プルトニウム溶液中間貯槽
	第 2 一時貯留処理槽
	第 3 一時貯留処理槽
	第 4 一時貯留処理槽
	高レベル廃液濃縮缶
精製建屋	プルトニウム溶液供給槽
	プルトニウム溶液受槽
	油水分離槽
	プルトニウム濃縮缶供給槽
	プルトニウム濃縮缶
	プルトニウム溶液一時貯槽
	プルトニウム濃縮液受槽
	プルトニウム濃縮液計量槽
	プルトニウム濃縮液中間貯槽
	プルトニウム濃縮液一時貯槽
	リサイクル槽

(つづき)

建屋	機器
精製建屋	希釈槽
	第2一時貯留処理槽
	第3一時貯留処理槽
	第7一時貯留処理槽
ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋	硝酸プルトニウム貯槽
	混合槽A
	混合槽B
	一時貯槽
高レベル廃液ガラス固化建屋	第1高レベル濃縮廃液貯槽
	第2高レベル濃縮廃液貯槽
	第1高レベル濃縮廃液一時貯槽
	第2高レベル濃縮廃液一時貯槽
	高レベル廃液共用貯槽
	高レベル廃液混合槽A
	高レベル廃液混合槽B
	供給液槽A
	供給液槽B
	供給槽A
	供給槽B

重大事故の想定箇所の特定結果

## 1. 重大事故の想定箇所の特定の考え方

重大事故は、「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」（以下「再処理規則」という。）にて、臨界事故、冷却機能の喪失による蒸発乾固、放射線分解により発生する水素による爆発、有機溶媒等による火災又は爆発、使用済燃料の著しい損傷及び放射性物質の漏えいの6つが定められている。

これらは、それぞれの発生の防止機能が喪失した場合に発生する可能性があるが、機能喪失の条件、すなわち重大事故が発生する条件はそれぞれ異なる。

したがって、以下の方針により、設備ごとの安全機能の整理と機能喪失により発生する事故の分析を行い、設計上定める条件より厳しい条件による安全機能の喪失状態を特定することで、その重大事故の想定箇所を特定する。

### (1) 設備ごとの安全機能の整理と機能喪失により発生する事故の分析

#### a. 対象の整理

安全機能の喪失を想定する対象は、公衆への著しい被ばく影響をもたらす可能性のある事故が重大事故であることを踏まえ、安全機能を有する施設のうち安全上重要な施設とする。安全上重要な施設は、その機能喪失により、公衆及び従事者に過度の放射線被ばくを及ぼす可能性のある機器を選定していることから、安全上重要な施設の安全機能を対象として、安全機能の喪失を考慮し、重大事故に至る可能性を整理する。安全機能を有する施設のうち安全上重要な施設以外の施設の機能が喪失したとしても、公衆及び従事者に過度な放射線被ばくを及ぼすおそれはない。

#### b. 重大事故を発生させ得る安全機能の喪失又はその組合せの特定

安全上重要な施設の安全機能が喪失した場合に至る施設状態及びその

後の事象進展を分析することにより、重大事故に至る可能性がある機能喪失又はその組合せを整理する。

重大事故を発生させ得る安全機能の喪失又はその組合せの特定に関して、詳細を「2. 重大事故に至る可能性がある機能喪失又はその組合せの特定」に示す。

## (2) 安全機能喪失状態の特定

「(1) 設備ごとの安全機能の整理と機能喪失により発生する事故の分析」の「b. 重大事故を発生させ得る安全機能の喪失又はその組合せの特定」で特定した重大事故を発生させ得る安全機能の喪失又はその組合せが、各要因において発生するか否かを判定する。

安全機能が喪失しない、又はその組合せが発生しなければ、事故が発生することはなく、重大事故に至らないと判定できる。

## (3) 重大事故の想定箇所の特定

「(2) 安全機能喪失状態の特定」により、重大事故を発生させ得る安全機能の喪失又はその組合せが発生する場合には、重大事故の発生の可能性がある箇所（機器、セル等）ごとに重大事故に至るかを評価し、重大事故の発生を想定する箇所を特定する。

### a. 事故発生の判定

「(2) 安全機能喪失状態の特定」において、安全機能が喪失する、又は安全機能が組合せで喪失する場合であっても、評価によって事故（大気中への放射性物質の放出）に至らないことを確認できれば、重大事故に至らないと判定できる。

それぞれの事象において、機能喪失した場合に事故に至らないと判定する基準を以下に示す。

臨界事故（機器内，機器外）：未臨界濃度以下，未臨界質量以下

蒸発乾固（機器内，機器外）：沸点（100℃）未満

水素爆発（機器内）：未然防止濃度（水素濃度ドライ換算  
8 v o l %）未満

水素爆発（機器外）：可燃限界濃度（水素濃度ドライ換算  
4 v o l %）未満

有機溶媒火災：n - ドデカンの引火点（74℃）未満

T B P 等の錯体の急激な分解反応：

急激な分解反応の開始温度（135℃）未満

#### b. 重大事故の判定

上記「a. 事故発生の判定」において，安全機能の喪失又はその組合せに対して，評価によって事故に至らないことを確認できない場合には，事象の収束手段，事象進展の早さ又は公衆への影響をそれぞれ評価する。安全機能の喪失又はその組合せの発生に対して，設計基準の設備で事故の発生を防止し事象の収束が可能である又は事故が発生するとしても設計基準の設備で事象の収束が可能であれば，安全機能の喪失という観点からは設計基準の想定範囲を超えるものであるが，機能喪失の結果発生する事故の程度が設計基準の範囲内であるため，設計基準として整理する事象に該当する。

安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であれば，安全機能の喪失という観点からは設計基準の想定範囲を超えるものであるが，復旧により安全機能を回復することで公衆への影響を与えないという点で，設計基準として整理する事象に該当する。

また，安全機能の喪失により事故が発生した場合であっても，機能喪失時の公衆への影響が平常運転時と同程度であれば，設計基準として整



理する事象に該当する。

これらのいずれにも該当しない場合は重大事故の想定箇所として特定する。

「(1) 設備ごとの安全機能の整理と機能喪失により発生する事故の分析」で特定した重大事故を発生させ得る安全機能の喪失又はその組合せごとに、重大事故の想定箇所の特定結果を「3. 重大事故の想定箇所の特定結果」に示す。

## 2. 重大事故に至る可能性のある機能喪失又はその組合せの特定

再処理規則に定められる重大事故に関して、それぞれの発生を防止する安全機能を整理することにより、重大事故に至る可能性がある機能喪失又はその組合せを抽出する。

そのため、安全機能ごとに、当該機能が喪失した場合に至る施設状態及びその後の事象進展を分析することにより、機能喪失により発生する可能性がある事故を特定する。

### (1) 異常の発生防止機能（P S）

#### a. 静的な閉じ込め機能（放射性物質の保持及び放出経路の維持機能）

##### (a) 保持機能

放射性物質（液体状又は固体状）を内包する機器は、き裂や破損がなく機器が健全であることで機器内に放射性物質を保持することが可能である。

保持機能が損なわれた場合には、内包する放射性物質（液体状又は固体状）が機器外に漏えいする（漏えいに伴い気相中に放射性物質が移行し、大気中への放射性物質の放出に至る）。

また、漏えい後の事象進展により放射性物質の大気中への放出の可能性がある。核的制限値の維持機能を有する機器において保持機能を喪失した場合、内包する液体又は固体が漏えいして核的に安全な形状が損なわれ、臨界事故（機器外）に至る可能性がある。

崩壊熱除去（沸騰防止）の対象機器において保持機能を喪失した場合、内包する液体が漏えいして崩壊熱除去機能を有していない場所に移動し、蒸発乾固（機器外）に至る可能性がある。

水素掃気の対象機器において保持機能を喪失した場合、内包する液体が漏えいして掃気機能を有していない場所に移動し、水素爆発（機器

外) に至る可能性がある。

TBP又はn-ドデカンを内包する機器において保持機能を喪失した場合、内包する液体が漏えいして有機溶媒火災（機器外）に至る可能性がある。

放射性物質の保持機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第1表に、放射性物質の保持機能の喪失（漏えい）後の事象進展により発生する可能性がある重大事故を第2表にそれぞれ示す。

第1表 放射性物質の保持機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
放射性物質の保持機能	内包する放射性物質（液体状又は固体状）が機器外に漏えいする（漏えいに伴い気相中に放射性物質が移行し、大気中への放射性物質の放出に至る）	放射性物質の漏えい（液体状又は固体状の放射性物質の機器外への漏えい）

第2表 放射性物質の保持機能の喪失（漏えい）後の事象進展により発生する可能性がある重大事故

放射性物質の保持機能を喪失する機器	安全機能喪失後に想定する施設状態	事象進展に対する拡大防止機能	発生する可能性がある重大事故
核的制限値の維持機能を有する機器	核的に安全な形状が損なわれる	・核的制限値（寸法）の維持機能（漏えい液受皿）	臨界事故（機器外）
崩壊熱除去（沸騰防止）の対象機器	漏えい液の崩壊熱による温度上昇	・ソースターム制限機能（回収系）	蒸発乾固（機器外）
安全圧縮空気系による水素掃気の対象機器	漏えい液の放射線分解による水素発生	・ソースターム制限機能（回収系） ・排気機能（セル排気系）	水素爆発（機器外）
TBP又はn-ドデカンを内包する機器	漏えい液の崩壊熱による温度上昇	・ソースターム制限機能（回収系）	有機溶媒等による火災又は爆発（有機溶媒火災（機器外））

(b) 放出経路の維持機能

放射性物質（気体状）を管理放出するための経路の維持機能であり、この機能を有する安全上重要な施設として、廃ガス処理系及びセル等からの排気系並びに主排気筒が該当する。

これらは、破損することなく各機器が形状を維持することによって機能が維持される。したがって、放出経路の維持機能が損なわれた場合には、放射性物質（気体状）が漏えいする（漏えいした放射性物質（気体状）は、本来の放出経路上で期待できる捕集・浄化を経ずに主排気筒を介して大気中に放出される、又は建屋から直接大気中に放出される）。

放出経路の維持機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第3表に示す。

第3表 放出経路の維持機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
放出経路の維持機能	放射性物質（気体状）が機器外に漏えいする	放射性物質の漏えい（気体状の放射性物質の漏えい）

b. 動的な閉じ込め機能（放射性物質の捕集・浄化及び排気機能）

(a) 放射性物質の捕集機能

廃ガス中に含まれる放射性物質を捕集するための機能であり、この機能を有する安全上重要な施設としてせん断処理・溶解廃ガス処理設備、塔槽類廃ガス処理設備、高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備又は換気設備のうちセル等からの排気系を構成する高性能粒子フィルタ、よう素フィルタ及びルテニウム吸着塔が該当する。（開放機器を設置してい

ないセル等の場合，漏えい等の異常が発生しなければセル等内に汚染はなく，したがってセル等からの排気系は影響緩和機能（MS）と位置付けられる。ただし，再処理施設の運転期間においては漏えいの可能性は否定できないことから，セル等内は汚染しているものと仮定し，異常の発生防止機能（PS）とする。）

これらは，破損することなく形状を維持することによって機能が維持される。放射性物質の捕集機能が損なわれた場合には，廃ガス中に含まれる放射性物質が捕集されずに放出経路から大気中に放出される。

放射性物質の捕集機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第4表に示す。

第4表 放射性物質の捕集機能の喪失により  
発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
放射性物質の捕集機能	廃ガス中に含まれる放射性物質が捕集されずに放出経路から大気中に放出される	放射性物質の漏えい（気体状の放射性物質の漏えい）

(b) 放射性物質の浄化機能

廃ガス中に含まれる放射性物質を浄化するための機能であり，この機能を有する安全上重要な施設としてせん断処理・溶解廃ガス処理設備，塔槽類廃ガス処理設備，高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備又は換気設備のうちセル等からの排気系を構成する廃ガス洗浄塔等が該当する。したがって，機器が健全であり，かつ浄化のために使用する水が機器に供給されることで機能が維持される。

放射性物質の浄化機能が損なわれた場合には，廃ガス中に含まれる放

放射性物質が浄化されずに放出経路から大気中に放出される。

放射性物質の浄化機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第5表に示す。

第5表 放射性物質の浄化機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある事故
放射性物質の浄化機能	廃ガス中に含まれる放射性物質が浄化されずに放出経路から大気中に放出される	放射性物質の漏えい（気体状の放射性物質の漏えい）

(c) 放射性物質の排気機能

廃ガス中に含まれる放射性物質を捕集・浄化した処理済の廃ガスを排気するための機能であり、この機能を有する安全上重要な施設としてせん断処理・溶解廃ガス処理設備、塔槽類廃ガス処理設備、高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備又は換気設備のうちセル等からの排気系を構成する排風機が該当する。したがって、機器が健全であり電源から電力が供給されることにより機能が維持される。

放射性物質の排気機能が損なわれた場合には、通常の放出経路以外の経路から、「(a) 放射性物質の捕集機能」及び「(b) 放射性物質の浄化機能」を有する機器を介さずに放射性物質が大気中に放出される。

また、「a. 静的な閉じ込め機能（放射性物質の保持及び放出経路の維持機能）」の「(a) 保持機能」に示すとおり、セル等からの排気系を構成する排風機は、放射性物質の保持機能が喪失した場合には、その後の事象進展として発生のある可能性がある水素爆発（機器外）に至ることを防止するための拡大防止機能も有する。（セル等からの排気系の排風機

は、漏えい液の放射線分解により発生する水素を掃気する目的では安全上重要な施設に位置付けてはいないものの、結果としてセル等からの排気により水素爆発（機器外）の発生を防止することが可能である。）

放射性物質の排気機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第6表に、安全機能（放射性物質の保持機能）の喪失（漏えい）後の事象進展により発生する可能性がある重大事故を第7表にそれぞれ示す。

第6表 放射性物質の排気機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
放射性物質の排気機能	通常の放出経路以外の経路から、放射性物質の捕集及び放射性物質の浄化を介さずに放射性物質が大気中に放出される	放射性物質の漏えい（気体状の放射性物質の漏えい）

第7表 安全機能（放射性物質の保持機能）の喪失（漏えい）後の事象進展により発生する可能性がある重大事故

放射性物質の保持機能を喪失する機器	安全機能喪失後に想定する施設状態	事象進展に対する拡大防止機能	発生する可能性がある重大事故
安全圧縮空気系による水素掃気の対象機器	漏えい液の放射線分解による水素発生	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ソースターム制限機能（回収系）</li> <li>・ 排気機能（セル等からの排気系）</li> </ul>	水素爆発（機器外）

c. 火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能

火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能として、プロセス量の管理が健全であることで、火災の発生防止、爆発の発生防止及び未臨界維持が可能である。この機能を有する安全上重要な施設として燃焼度計測装置（臨界に係るプロセス量等の維持機能）が該当する。

臨界に係るプロセス量等の維持機能が損なわれた場合には、臨界事故

の発生の可能性がある。

火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第8表に示す。

第8表 火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能（燃焼度計測装置）	処理する使用済燃料集合体の平均濃縮度を正確に把握できなくなるため、平均濃縮度に応じた燃料貯蔵ラック（高残留濃縮度又は低残留濃縮度）に適切に貯蔵できなくなる	臨界事故（機器外）

#### d. 掃気機能

水又は有機溶媒の放射線分解により発生する水素を掃気する機能であり、この機能を有する安全上重要な施設として安全圧縮空気系（空気圧縮機、空気貯槽及び配管）が該当する。

空気圧縮機は、機器が健全であり電源から電力が供給されること及び安全冷却水系（再処理設備本体用）から冷却水が供給されることにより機能が維持される。また、空気貯槽及び配管は破損が無く機器が健全であることで機能が維持される。

掃気機能が損なわれた場合には、掃気対象の機器において水素の掃気が行われなくなるため、水素爆発に至る可能性がある。

掃気機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第9表に示す。



第9表 掃気機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
掃気機能	掃気対象の機器において水素の掃気が行われなくなる	水素爆発（機器内）

e. 崩壊熱等の除去機能

放射性物質の崩壊熱を除去する機能であり，冷却方式は対象物によって異なる。

使用済燃料の崩壊熱除去は安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用），プール水冷却系及び補給水設備による直接水冷，液体（溶液又は廃液）の崩壊熱除去は安全冷却水系（再処理設備本体用）による間接水冷，混合酸化物貯蔵容器の崩壊熱除去は貯蔵室からの排気系による強制空冷並びにガラス固化体の崩壊熱除去は収納管及び通風管による自然空冷にて実施する。

水冷であれば，ポンプが健全であり電源から電力が供給され，かつ水の流路となる配管にき裂や破損が無く健全であることで機能が維持される。強制空冷においては，貯蔵室排風機が健全であり電源から電力が供給され，かつ排気経路に破損が無く健全であることで機能が維持される。自然空冷であれば，空気流路が健全であることで機能が維持される。

崩壊熱の除去機能が損なわれた場合には，対象となる機器において崩壊熱の除去が行われず，使用済燃料であれば想定事故1，液体（溶液又は廃液）であれば蒸発乾固，混合酸化物貯蔵容器及びガラス固化体であれば温度上昇による閉じ込め喪失に至る可能性がある。

また，使用済燃料の崩壊熱除去のためのプール水冷却系の流路となる配管が破損した場合には想定事故2が発生する可能性がある。

崩壊熱等の除去機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第

10 表に示す。

第 10 表 崩壊熱等の除去機能の喪失により  
発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
崩壊熱除去機能 (間接水冷)	液体(溶液又は廃液)の崩壊熱を除去できなくなる	蒸発乾固(機器内)
崩壊熱除去機能 (直接水冷)	使用済燃料の崩壊熱を除去できなくなる	使用済燃料の著しい損傷(想定事故 1)
プール水の保持機能	サイフォン効果によりプール水が小規模に漏えいする	使用済燃料の著しい損傷(想定事故 2)
崩壊熱除去機能 (強制空冷)	混合酸化物貯蔵容器の崩壊熱を除去できなくなる	放射性物質の漏えい(温度上昇による閉じ込め喪失)
崩壊熱除去機能 (自然空冷)	ガラス固化体の崩壊熱を除去できなくなる	放射性物質の漏えい(温度上昇による閉じ込め喪失)

f. 核的制限値(寸法)の維持機能

核燃料物質を内包し、核的制限値(寸法)の維持機能を有する機器は、機器が健全であることで、未臨界を維持することが可能である。

核的制限値(寸法)の維持機能が損なわれた場合には、内包する核燃料物質によって臨界事故が発生する可能性がある。

また、「a. 静的な閉じ込め機能(放射性物質の保持及び放出経路の維持機能)」の「(a) 保持機能」に示すとおり、漏えい液受皿は、放射性物質の保持機能が喪失した場合には、その後の事象進展として発生の可能性がある臨界事故(機器外)に至ることを防止するための拡大防止機能も有する。

核的制限値(寸法)の維持機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第11表に、安全機能(放射性物質の保持機能)の喪失(漏え

い) 後の事象進展により発生する可能性がある重大事故を第12表にそれぞれ示す。

第 11 表 核的制限値（寸法）の維持機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
核的制限値（寸法）の維持機能	臨界を防止するための形状が損なわれる	臨界事故（機器内）

第 12 表 安全機能（放射性物質の保持機能）の喪失（漏えい）後の事象進展により発生する可能性がある重大事故

放射性物質の保持機能を喪失する機器	安全機能喪失後に想定する施設状態	事象進展に対する拡大防止機能	発生する可能性がある重大事故
核的制限値の維持機能を有する機器	核的に安全な形状が損なわれる	・核的制限値（寸法）の維持機能（漏えい液受皿）	臨界事故（機器外）

g. 遮蔽機能

遮蔽機能を喪失しても放射性物質の大気中への放出には至らない。ただし、重大事故等への対処の作業環境については、遮蔽機能の喪失の可能性を考慮して評価を行う。

遮蔽機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第 13 表に示す。

第 13 表 遮蔽機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
遮蔽機能	作業環境における線量率が上昇するが、放射性物質の大気中への放出には至らない	—

## h. 落下・転倒防止機能

使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器（以下「キャスク」という。）を取扱う使用済燃料受入れ・貯蔵建屋天井クレーン、バスケットを取扱うバスケット仮置き架台及びガラス固化体（キャニスタ）を取扱う固化セル移送台車が該当する。

キャスクを取扱う使用済燃料受入れ・貯蔵建屋天井クレーン又はバスケットを取扱うバスケット仮置き架台の落下・転倒防止機能が喪失した場合には、キャスクの落下又はバスケットの転倒により使用済燃料集合体同士が近接し臨界事故（機器外）に至る可能性がある。

また、固化セル移送台車の落下・転倒防止機能が喪失した場合には、キャニスタが転倒し、放射性物質の大気中への放出に至る可能性がある。

落下・転倒防止機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第14表に示す。

第14表 落下・転倒防止機能の喪失により発生する可能性がある  
重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
落下・転倒防止機能（使用済燃料受入れ・貯蔵建屋天井クレーン）	キャスクが落下して転倒し蓋が外れ、使用済燃料集合体同士がキャスク外で近接する	臨界事故（機器外）
落下・転倒防止機能（バスケット仮置き架台）	バスケットが転倒することで、使用済燃料集合体同士がバスケット外で近接する	臨界事故（機器外）
落下・転倒防止機能（固化セル移送台車）	ガラス熔融炉からの流下中にキャニスタが転倒した場合には、熔融ガラスが固化セル内に流下する（流下後に転倒した場合は、キャニスタ内のガラスが冷え固まっているため、放射性物質の大気中への放出には至らない）	放射性物質の漏えい（固体状の放射性物質の機器外への漏えい）

(2) 異常の拡大防止機能 (MS)

a. 熱的, 化学的又は核的制限値等の維持機能

異常の発生に対して, その拡大を防止する機能である。この機能を有する安全上重要な施設として, 警報と停止回路がこれに該当する。また, 異常が無いことを検知して次工程に送るための起動回路もこれに該当する。

これらは拡大防止機能 (MS) であり, 単独で機能を喪失しても放射性物質の大気中への放出には至らない。ただし, 安全上重要な施設以外の施設が有する「火災, 爆発, 臨界等に係るプロセス量等の維持機能」の喪失による異常に対して, 本機能が異常の拡大防止機能の位置付けとなることから, 「火災, 爆発, 臨界等に係るプロセス量等の維持機能」の喪失と同時に警報又は停止回路が有する熱的, 化学的又は核的制限値等の維持機能も同時に喪失していれば, 事故に至る可能性がある。

異常が無いことを検知して次工程に移送するための起動回路の場合は, 故障によっても次工程の運転ができなくなるだけで, 安全上重要な施設以外の施設が有する「火災, 爆発, 臨界等に係るプロセス量等の維持機能」によらず事故に至る可能性はないが, 誤作動を想定すると, 安全上重要な施設以外の施設が有する「火災, 爆発, 臨界等に係るプロセス量等の維持機能」の機能喪失により異常があるにも関わらず次工程へ移送し, その結果, 事故に至る可能性がある。

なお, 安全上重要な施設か安全上重要な施設以外の施設かを問わず「放射性物質の保持機能」の喪失による漏えいに対して, 熱的, 化学的又は核的制限値等の維持機能 (液位警報) が異常の拡大防止機能の位置付けとなるが, 「放射性物質 (液体状・固体状) の漏えい」は既に発生しており事故の発生防止にはならず, また「配管の全周破断」における

設計上定める条件より厳しい条件では、液位警報が機能喪失した場合や、漏えい液の回収操作における誤操作を考慮し、漏えい量を1時間移送量として設定している。

その後の事象進展で発生する「蒸発乾固（機器外）」等に対しても、液位警報はソースターム制限機能（回収系）を起動するための条件でしかなく、直接事故の発生は防止できない。

熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第15表に、安全機能（火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能）の喪失後の事象進展により発生する可能性がある重大事故を第16表にそれぞれ示す。

第15表 熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	異常が発生していないことから、単独で機能を喪失しても放射性物質の大気中への放出には至らない	—

第 16 表 安全機能（火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能）

の喪失後の事象進展により発生する可能性がある重大事故

喪失する安全機能	安全機能喪失後に想定する施設状態	事象進展に対する拡大防止機能	発生する可能性がある重大事故
火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	せん断位置異常，供給硝酸濃度異常等	・熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（せん断停止回路，起動回路等）	臨界事故（機器内）
火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	容器が定位置にない状態	・熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（容器等の定位置検知による充てん起動回路）	臨界事故（機器外）
火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	有機溶媒の温度上昇	・熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）	有機溶媒等による火災又は爆発（有機溶媒火災（機器内））
火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	・還元ガス中の水素濃度上昇	・熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（還元ガス供給停止回路）	有機溶媒等による火災又は爆発（プロセス水素による爆発）
火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	・蒸発缶等の加熱蒸気温度上昇 ・希釈剤流量低下（蒸発缶等への T B P の混入）	・熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）	有機溶媒等による火災又は爆発（T B P 等の錯体の急激な分解反応）
火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	ガラス熔融炉とキャニスタの接続不良	・熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（結合装置圧力信号による流下ノズル加熱停止回路，充てん起動回路）	放射性物質の漏えい（固体状の放射性物質の機器外への漏えい）
火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	焙焼炉又は還元炉の過加熱	・熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（ヒータ加熱停止回路）	放射性物質の漏えい（温度上昇による閉じ込め喪失）

(3) 影響緩和機能（MS）

a. 静的な閉じ込め機能（放射性物質の保持及び放出経路の維持機能）

影響緩和機能（MS）であり，各建屋の汚染のおそれのある区域からの排気系が該当する。これらが単独で機能を喪失しても，異常の発生防止機能（PS）を有するせん断処理・溶解廃ガス処理設備，塔槽類廃ガス処理設備，高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備及び換気設備のう

ちセル等からの排気系が機能を維持していれば、放射性物質の大気中への放出には至らない。

異常の発生防止機能（P S）を有するせん断処理・溶解廃ガス処理設備、塔槽類廃ガス処理設備、高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備及び換気設備のうちセル等からの排気系の機能喪失により、本機能の維持又は喪失によらず事故の可能性がある（事故に至る場合は、その評価条件として同時に本機能が喪失しているか否かを考慮する）。

静的な閉じ込め機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第17表に示す。

第17表 静的な閉じ込め機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
静的な閉じ込め機能(放射性物質の保持及び放出経路の維持機能)	異常が発生していないことから、単独で機能を喪失しても放射性物質の大気中への放出には至らない	—

b. 動的な閉じ込め機能（放射性物質の捕集・浄化及び排気機能）

影響緩和機能（MS）であり、各建屋の汚染のおそれのある区域からの排気系の高性能粒子フィルタ及び排風機が該当する。これらが単独で機能を喪失しても、異常の発生防止機能（P S）を有するせん断処理・溶解廃ガス処理設備、塔槽類廃ガス処理設備、高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備及び換気設備のうちセル等からの排気系が機能を維持していれば、放射性物質の大気中への放出には至らない。

異常の発生防止機能（P S）を有するせん断処理・溶解廃ガス処理設備、塔槽類廃ガス処理設備、高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備又



は換気設備のうちセル等からの排気系の機能喪失により，本機能の維持又は喪失によらず事故の可能性がある（事故に至る場合は，その評価条件として同時に本機能が喪失しているか否かを考慮する）。

動的な閉じ込め機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第18表に示す。

第18表 動的な閉じ込め機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
動的な閉じ込め機能（放射性物質の捕集・浄化及び排気機能）	異常が発生していないことから，単独で機能を喪失しても放射性物質の大気中への放出には至らない	—

c. ソースターム制限機能

影響緩和機能（MS）であり，漏えい発生時にセルの漏えい液受皿からの回収系，溶解槽における臨界事故発生時に可溶性中性子吸収材を自動で供給するための可溶性中性子吸収材緊急供給系，及び固化セル移送台車上にキャニスタを適切に載せていない状態でガラス溶融炉からの溶融ガラスの流下を行った際に重量を検知して流下を停止するためのガラス溶融炉の流下停止系が該当する。

これらは単独で機能を喪失しても，異常の発生防止機能（PS）の喪失によりセルへの漏えいが発生していない状態，溶解槽での臨界事故が発生していない状態又は固化セル移送台車上にキャニスタを適切に載せている状態であれば放射性物質の大気中への放出には至らない。

ただし，「(1) a. (a) 保持機能」に示すとおり，ソースターム制限機能（回収系）は，放射性物質の保持機能が喪失した場合には，その後の

事象進展として発生の可能性がある蒸発乾固（機器外），水素爆発（機器外）及び有機溶媒火災（機器外）に至ることの防止するための拡大防止機能も有する。したがって，放射性物質の保持機能と同時に機能喪失した場合には，事故に至る可能性がある。

また，溶解槽の臨界に対してはソースターム制限機能（可溶性中性子吸収材緊急供給系）が，また熔融ガラスの誤流下に対してはソースターム制限機能（ガラス熔融炉の流下停止系）がそれぞれ影響緩和機能として機能する。設計基準事故として溶解槽の臨界及び熔融ガラスの誤流下を選定し，これらの影響緩和機能の妥当性を確認しているが，万が一設計基準事故の発生と同時に影響緩和機能が喪失した場合には，設計基準事故の範疇を超えて重大事故に至る可能性がある。

ソースターム制限機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第 19 表に，安全機能（放射性物質の保持機能）の喪失（漏えい）後の事象進展により発生する可能性がある重大事故を第 20 表に，設計基準事故の影響拡大により発生する可能性がある重大事故を第 21 表に，それぞれ示す。

第 19 表 ソースターム制限機能の喪失により  
発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
ソースターム制限機能	異常が発生していないことから，単独で機能を喪失しても放射性物質の大気中への放出には至らない	—

第 20 表 安全機能（放射性物質の保持機能）の喪失（漏えい）後の  
事象進展により発生する可能性がある重大事故

放射性物質の保持機能を喪失する機器	安全機能喪失後に想定する施設状態	事象進展に対する拡大防止機能	発生する可能性がある重大事故
崩壊熱除去（沸騰防止）の対象機器	漏えい液の崩壊熱による温度上昇	・ ソースターム制限機能（回収系）	蒸発乾固（機器外）
安全圧縮空気系による水素掃気の対象機器	漏えい液の放射線分解による水素発生	・ ソースターム制限機能（回収系） ・ 排気機能（セル等からの排気系）	水素爆発（機器外）
TBP又はn-ドデカンを内包する機器	漏えい液の崩壊熱による温度上昇	・ ソースターム制限機能（回収系）	有機溶媒等による火災又は爆発（有機溶媒火災（機器外））

第 21 表 設計基準事故の影響拡大により  
発生する可能性がある重大事故

設計基準事故	事故に対する影響緩和機能	発生する可能性がある重大事故
溶解槽における臨界	・ ソースターム制限機能（可溶性中性子吸収材緊急供給系）	臨界事故（機器内）の継続
熔融ガラスの誤流下	・ ソースターム制限機能（ガラス熔融炉の流下停止系）	放射性物質の漏えい（固体状の放射性物質の機器外への漏えい）の継続

d. 遮蔽機能

遮蔽機能を喪失しても放射性物質の大気中への放出には至らない。ただし、重大事故等への対処の作業環境については、遮蔽機能の喪失の可能性を考慮して評価を行う。

遮蔽機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第 22 表に示す。

第 22 表 遮蔽機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
遮蔽機能	作業環境における線量率が上昇するが、放射性物質の大気中への放出には至らない	—

e. 事故時の放射性物質の放出量の監視機能

事故時の放射性物質の放出量の監視機能を喪失しても放射性物質の大気中への放出には至らない。ただし、重大事故等への対処においては放出量を監視することが必要となるため、監視測定設備にて放射性物質の放出量の監視を行う。

事故時の放射性物質の放出量の監視機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第 23 表に示す。

第 23 表 事故時の放射性物質の放出量の監視機能の喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
事故時の放射性物質の放出量の監視機能	事故時の放射性物質の放出量等を把握できなくなるが、放射性物質の大気中への放出には至らない	—

f. 事故時の対応操作に必要な居住性等の維持機能

事故時の対応操作に必要な居住性等の維持機能を喪失しても放射性物質の大気中への放出には至らない。ただし、重大事故等への対処においては評価により居住性が維持されていることを確認する。

事故時の対応操作に必要な居住性等の維持機能の喪失により発生する可能性がある重大事故を第 24 表に示す。

第 24 表 事故時の対応操作に必要な居住性等の維持機能の  
喪失により発生する可能性がある重大事故

安全機能	安全機能の喪失時に想定する施設状況	発生する可能性がある重大事故
事故時の対応操作に必要な居住性等の維持機能	事故時に必要な操作及び措置を行う従事者が滞在できなくなるが、放射性物質の大気中への放出には至らない	—

以上より、重大事故に至る可能性がある機能喪失又はその組合せは第 25 表のとおり整理できる。

第 25 表 重大事故に至る可能性がある機能喪失又はその組合せ

重大事故		重大事故に至る可能性がある機能喪失（又はその組合せ）※		
		安全機能 1	安全機能 2	安全機能 3
臨界事故（機器内）		核的制限値の維持機能		
		火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能	
		ソースターム制限機能（溶解槽における臨界発生時）		
臨界事故（機器外）		火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能		
		落下・転倒防止機能		
		放射性物質の保持機能	核的制限値の維持機能	
		火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能	
蒸発乾固（機器内）		崩壊熱等の除去機能		
蒸発乾固（機器外）		放射性物質の保持機能	ソースターム制限機能（回収系）	
水素爆発（機器内）		掃気機能		
水素爆発（機器外）		放射性物質の保持機能	ソースターム制限機能（回収系）	放射性物質の排気機能
有機溶媒等による火災又は爆発	有機溶媒火災（機器内）	火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能	
	有機溶媒火災（機器外）	放射性物質の保持機能	ソースターム制限機能（回収系）	
	プロセス水素による爆発	火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能	
	T B P 等の錯体の急激な分解反応	火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能	

(つづき)

重大事故		重大事故に至る可能性がある機能喪失（又はその組合せ）※		
		安全機能 1	安全機能 2	安全機能 3
使用済燃料の著しい損傷	想定事故 1	崩壊熱等の除去機能		
	想定事故 2	プール水の保持機能		
放射性物質の漏えい	液体状の放射性物質の機器外への漏えい	放射性物質の保持機能		
		放射性物質の保持機能		
	固体状の放射性物質の機器外への漏えい	落下・転倒防止機能		
		火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能	
		ソースターム制限機能（溶融ガラスの誤流下発生時）		
	気体状の放射性物質の漏えい	放射性物質の放出経路の維持機能		
		放射性物質の捕集機能		
		放射性物質の浄化機能		
	温度上昇による閉じ込め喪失	放射性物質の排気機能		
		崩壊熱等の除去機能		
	火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）	熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能		

※：安全機能 1～3 が全て機能喪失した場合に重大事故に至る可能性がある（安全機能 1 だけの場合は，当該機能の喪失により重大事故に至る可能性がある）

### 3. 重大事故の想定箇所の特定結果

安全上重要な施設の安全機能の機能喪失又はその組合せにより発生する可能性がある重大事故ごとに重大事故の想定箇所の特定の結果を以下に示す。

あわせて、重大事故の想定箇所の特定の結果を、以下の方針に沿って第26～51表として示す。

- (1) 要因ごとに、当該安全機能が喪失する場合は「○」を、機能喪失しない場合は「－」を記載する。また、組合せにより重大事故に至る可能性のある機能喪失については、その全てが機能喪失する場合は「○」を、いずれかの機能が維持される場合は「－」を記載する。
- (2) 安全機能が喪失する、又は安全機能が組合せで同時に喪失する場合であっても、評価によって事故に至らないことを確認できれば、「△」を記載する。
- (3) 安全機能の喪失又はその組合せに対して、評価によって事故に至らないことを確認できない場合には、事象の収束手段、事象進展の早さ又は公衆への影響をそれぞれ評価し、以下のとおり記載する。

○：重大事故の想定箇所として特定

×1：設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象

×2：安全機能の喪失により事象が進展するまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象

×3：機能喪失時の公衆への影響が平常運転時と同程度であるため、設計基準として整理する事象



### 3.1 臨界事故（機器内）

臨界事故（機器内）に至る可能性がある機能喪失又はその組合せは以下のとおりである。

- ・「核的制限値の維持機能」の喪失
- ・「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失
- ・「ソースターム制限機能（溶解槽における臨界発生時）」の喪失

以下，これらについてそれぞれ重大事故の想定箇所の特定結果を示す。

### 3.1.1 「核的制限値の維持機能」の喪失

「核的制限値の維持機能」が喪失した場合には、臨界事故（機器内）に至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により「核的制限値の維持機能」は喪失しないことから臨界事故（機器内）は発生しない、又は基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計とせず「核的制限値の維持機能」が喪失したとしても、平常運転時に未臨界濃度以下又は未臨界質量以下であることから、臨界事故（機器内）は発生しない事象（△）に該当する。

#### (2) 火山の影響の場合

静的機能である「核的制限値の維持機能」は喪失しない。

#### (3) 配管の全周破断の場合

配管の全周破断を想定しても対象機器の「核的制限値の維持機能」は喪失しない。

#### (4) 動的機器の多重故障の場合

静的機能である「核的制限値の維持機能」は喪失しない。

#### (5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

静的機能である「核的制限値の維持機能」は喪失しない。

3.1.2 「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失

安全上重要な施設以外の施設の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（溶解槽の温度の制御等）」が喪失している状態で，安全上重要な施設の「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（せん断停止回路等）」が喪失した場合には，臨界事故（機器内）に至る可能性がある。

(1) 地震の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（溶解槽の温度の制御等）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（せん断停止回路等）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，臨界事故に至る条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(2) 火山の影響の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（溶解槽の温度の制御等）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（せん断停止回路等）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，臨界事故に至る条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(3) 配管の全周破断の場合

「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（せん断停止回路等）」の機能は喪失しないことから，事故に至ることはない。

(4) 動的機器の多重故障の場合

「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（せん断停止回路等）」の機能が喪失したとしても，「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（溶解槽の温度の制御等）」の喪失によりプロセス量の変動・逸脱があれば，他の手段により速やかに検知し工程を停止することから，臨界事故に至る条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（溶解槽の温度の制御等）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（せん断停止回路等）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，臨界事故に至る条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

### 3.1.3 「ソースターム制限機能」の喪失（溶解槽における臨界発生時）

溶解槽で臨界事故（機器内）が発生している状態で、安全上重要な施設の「ソースターム制限機能（可溶性中性子吸収材緊急供給系）」が喪失した場合には、臨界事故が継続し、設計基準事故の範疇を超えて重大事故に至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

地震により「ソースターム制限機能（可溶性中性子吸収材緊急供給系）」が喪失するが、溶解槽での臨界事故が発生した直後に設計上の想定を超える規模の地震が発生することは考え難いことから、溶解槽で臨界事故（機器内）が発生している状態では安全上重要な施設の「ソースターム制限機能（可溶性中性子吸収材緊急供給系）」は喪失せず、設計基準事故の範疇で事象の収束が可能であり、重大事故には至らない。

#### (2) 火山の影響の場合

火山の影響により「ソースターム制限機能（可溶性中性子吸収材緊急供給系）」が喪失するが、溶解槽での臨界事故が発生した直後に設計上の想定を超える規模の噴火が発生することは考え難いことから、溶解槽で臨界事故（機器内）が発生している状態では安全上重要な施設の「ソースターム制限機能（可溶性中性子吸収材緊急供給系）」は喪失せず、設計基準事故の範疇で事象の収束が可能であり、重大事故には至らない。

#### (3) 配管の全周破断の場合

可溶性中性子吸収材緊急供給系の配管は放射性物質を内包せず、「ソースターム制限機能（可溶性中性子吸収材緊急供給系）」の機能は喪失しないことから、重大事故に至ることはない。

#### (4) 動的機器の多重故障の場合

「ソースターム制限機能（可溶性中性子吸収材緊急供給系）」が喪失

し、溶解槽への可溶性中性子吸収材の自動供給ができなくなるが、溶解槽での臨界事故の発生は他の手段により速やかに検知が可能であるため、運転員が可溶性中性子吸収材を溶解槽に供給することで、設計基準事故の範疇で事象の収束が可能である。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「ソースターム制限機能（可溶性中性子吸収材緊急供給系）」が喪失するが、溶解槽での臨界事故と長時間の全交流動力電源の喪失は関連性がなく、同時に発生することは考え難いことから、溶解槽で臨界事故（機器内）が発生している状態では安全上重要な施設の「ソースターム制限機能（可溶性中性子吸収材緊急供給系）」は喪失せず、設計基準事故の範疇で事象の収束が可能であり、重大事故には至らない。

### 3.2 臨界事故（機器外）

臨界事故（機器外）に至る可能性がある機能喪失又はその組合せは以下のとおりである。

- ・「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能」の喪失
- ・「落下・転倒防止機能」の喪失
- ・「放射性物質の保持機能」及び「核的制限値の維持機能」の同時喪失
- ・「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失

以下，これらについてそれぞれ重大事故の想定箇所の特定期間を示す。

### 3.2.1 「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能」の喪失

燃焼度計測装置の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能」が喪失した場合には，使用済燃料集合体の平均濃縮度に応じた燃料貯蔵ラック（高残留濃縮度又は低残留濃縮度）に適切に貯蔵できなくなり，臨界事故（機器外）に至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

燃焼度計測装置の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能」は喪失するが，工程が停止することから，臨界事故（機器外）に至る条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

#### (2) 火山の影響の場合

燃焼度計測装置の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能」は喪失するが，工程が停止することから，臨界事故（機器外）に至る条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

#### (3) 配管の全周破断の場合

燃焼度計測装置の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能」は喪失しないため，臨界事故（機器外）は発生しない。

#### (4) 動的機器の多重故障の場合

燃焼度計測装置の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能」は喪失するが，他の手段により速やかに故障を検知し工程を停止することから，臨界事故（機器外）に至る条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が



可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

燃焼度計測装置の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能」は喪失するが，工程が停止することから，臨界事故（機器外）に至る条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

### 3.2.2 「落下・転倒防止機能」の喪失

「落下・転倒防止機能」が喪失した場合には、使用済燃料集合体同士が近接し臨界事故（機器外）に至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計によりバスケット仮置き架台及び使用済燃料受入れ・貯蔵建屋天井クレーンの「落下・転倒防止機能」は喪失しないことから、臨界事故（機器外）は発生しない。

#### (2) 火山の影響の場合

全交流動力電源の喪失によっても、フェイルセーフにより使用済燃料受入れ・貯蔵建屋天井クレーンの「落下・転倒防止機能」は喪失しないことから、臨界事故（機器外）は発生しない。また、全交流動力電源の喪失ではバスケット仮置き架台の「落下・転倒防止機能」は喪失しないことから、臨界事故（機器外）は発生しない。

#### (3) 配管の全周破断の場合

使用済燃料受入れ・貯蔵建屋天井クレーン及びバスケット仮置き架台の「落下・転倒防止機能」は喪失しないことから、臨界事故（機器外）は発生しない。

#### (4) 動的機器の多重故障の場合

動的機器の多重故障により使用済燃料受入れ・貯蔵建屋天井クレーン及びバスケット仮置き架台の「落下・転倒防止機能」は喪失しないことから、臨界事故（機器外）は発生しない。

#### (5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

全交流動力電源の喪失によっても、フェイルセーフにより使用済燃料受入れ・貯蔵建屋天井クレーンの「落下・転倒防止機能」は喪失しない

ことから、臨界事故（機器外）は発生しない。また、全交流動力電源の喪失ではバスケット仮置き架台の「落下・転倒防止機能」は喪失しないことから、臨界事故（機器外）は発生しない。

### 3.2.3 「放射性物質の保持機能」及び「核的制限値の維持機能」の同時喪失

核的制限値の維持機能を有する機器又は熱的・化学的又は核的制限値の維持機能で臨界事故を防止している機器の「放射性物質の保持機能」が喪失した場合には漏えいが発生し、かつ漏えい液受皿の「核的制限値の維持機能」が喪失した場合には、臨界事故（機器外）に至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

基準地震動を1.2倍にした地震動を考慮する設計により「放射性物質の保持機能」を喪失しないため臨界事故（機器外）は発生しない、又は「放射性物質の保持機能」を喪失するが内包液が平常運転時に未臨界濃度以下である又は内包物が平常運転時に未臨界質量以下であるため臨界事故（機器外）は発生しないことから、臨界事故（機器外）は発生しない事象（△）に該当する。

#### (2) 火山の影響の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、臨界事故（機器外）は発生しない。

#### (3) 配管の全周破断の場合

「放射性物質の保持機能」を喪失するが内包液が平常運転時に未臨界濃度以下である又は内包物が平常運転時に未臨界質量以下であるため臨界事故（機器外）は発生しない、又は未臨界濃度を超える濃度であっても漏えい液受皿の「核的制限値の維持機能」は維持されることから、臨界事故（機器外）は発生しない。

#### (4) 動的機器の多重故障の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、臨界事故（機器外）は発生しない。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、臨界事故（機器外）は発生しない。

3.2.4 「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失

安全上重要な施設以外の施設の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（容器等の定位置への移動）」が喪失している状態で，安全上重要な施設の「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（充てん起動回路）」が喪失した場合には，漏えいにより臨界事故（機器外）に至る可能性がある。

(1) 地震の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（容器等の定位置への移動）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（充てん起動回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，臨界事故に至る条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(2) 火山の影響の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（容器等の定位置への移動）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（充てん起動回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，臨界事故に至る条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(3) 配管の全周破断の場合

「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（充てん起動回路）」の機能は喪失しないことから，事故に至ることはない。

(4) 動的機器の多重故障の場合

「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（充てん起動回路）」の機能が喪失したとしても、「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（容器等の定位置への移動）」の喪失により容器が定位置になれば，他の手段により速やかに検知し工程を停止することから，臨界事故に至る条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（容器等の定位置への移動）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（充てん起動回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，臨界事故に至る条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

### 3.3 冷却機能喪失による蒸発乾固

#### 3.3.1 蒸発乾固（機器内）

安全冷却水系（再処理設備本体用）の「崩壊熱除去機能」が喪失した場合には、蒸発乾固（機器内）に至る可能性がある。

##### (1) 地震の場合

冷却水のポンプ、屋外に設置する冷却塔等の直接的な機能喪失及び電源喪失による間接的な機能喪失により 59 の機器で「崩壊熱除去機能」が喪失する。このうち 6 機器については、安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象（×2）に該当することから、53 の機器で蒸発乾固の発生を想定する。

##### (2) 火山の影響の場合

屋外に設置する冷却塔の直接的な機能喪失及び電源喪失による冷却水のポンプ、屋外に設置する冷却塔等の間接的な機能喪失により 59 の機器で「崩壊熱除去機能」が喪失する。このうち 6 機器については、安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象（×2）に該当することから、53 の機器で蒸発乾固の発生を想定する。

##### (3) 配管の全周破断の場合

冷却水を内包する配管は劣化の進展が小さく、保守点検により健全性を維持できることから、漏えいは想定せず「崩壊熱除去機能」は喪失しない。したがって蒸発乾固は発生しない。

##### (4) 動的機器の多重故障の場合

外部ループの冷却水のポンプ又は屋外に設置する冷却塔の多重故障により、59 の機器で「崩壊熱除去機能」が喪失する。このうち 6 機器に



については、安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象（×2）に該当することから、53の機器で蒸発乾固の発生を想定する。

また、内部ループの冷却水のポンプが多重故障により機能喪失した場合には、その内部ループに接続されている貯槽等で同時に重大事故の発生を想定し、対策が同じ重大事故の発生を想定する機器のグループである「機器グループ」の単位で、5建屋13グループで発生を想定する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

冷却水のポンプ、屋外に設置する冷却塔等の電源喪失による間接的な機能喪失により59の機器で「崩壊熱除去機能」が喪失する。このうち6機器については、安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象（×2）に該当することから、53の機器で蒸発乾固の発生を想定する。

### 3.3.2 蒸発乾固（機器外）

崩壊熱除去（沸騰防止）の対象機器の「放射性物質の保持機能」が喪失した場合には漏えいが発生し、かつ「ソースターム制限機能（回収系）」が喪失した場合には、蒸発乾固（機器外）に至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

崩壊熱除去の対象機器は、基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから蒸発乾固（機器外）は発生しない。

#### (2) 火山の影響の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、蒸発乾固（機器外）は発生しない。

#### (3) 配管の全周破断の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失するが、「ソースターム制限機能（回収系）」は多重化により機能喪失しないことから、蒸発乾固（機器外）は発生しない。

#### (4) 動的機器の多重故障の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、蒸発乾固（機器外）は発生しない。

#### (5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、蒸発乾固（機器外）は発生しない。

### 3.4 放射線分解により発生する水素による爆発

#### 3.4.1 水素爆発（機器内）

安全圧縮空気系の「掃気機能」が喪失した場合には、水素爆発（機器内）に至る可能性がある。

##### (1) 地震の場合

安全圧縮空気系の空気圧縮機の直接的な機能喪失、並びに空気圧縮機を冷却する安全冷却水系（再処理設備本体用）の機能喪失及び電源喪失による間接的な機能喪失により 86 の機器で「掃気機能」が喪失する。

このうち 7 機器については安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象

（× 2）, 30 機器については機能喪失時の公衆への影響が平常運転時と同程度であるため設計基準として整理する事象（× 3）に該当することから、49 の機器で水素爆発の発生を想定する。

##### (2) 火山の影響の場合

安全圧縮空気系の空気圧縮機の直接的な機能喪失、並びに空気圧縮機を冷却する安全冷却水系（再処理設備本体用）の機能喪失及び電源喪失による間接的な機能喪失により 86 の機器で「掃気機能」が喪失する。

このうち 7 機器については安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象

（× 2）, 30 機器については機能喪失時の公衆への影響が平常運転時と同程度であるため設計基準として整理する事象（× 3）に該当することから、49 の機器で水素爆発の発生を想定する。

##### (3) 配管の全周破断の場合

空気の配管は劣化の進展が小さく、保守点検によりその機能を維持できることから、漏えいは想定せず「掃気機能」は喪失しない。したがっ

て事故は発生しない。

(4) 動的機器の多重故障の場合

安全圧縮空気系の空気圧縮機の多重故障により 86 の機器で「掃気機能」が喪失する。このうち 7 機器については安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象（× 2），30 機器については機能喪失時の公衆への影響が平常運転時と同程度であるため設計基準として整理する事象（× 3）に該当することから、49 の機器で水素爆発の発生を想定する。

また、安全冷却水系（再処理設備本体用）の外部ループの冷却水のポンプ又は屋外に設置する冷却塔の多重故障により、安全圧縮空気系の空気圧縮機が冷却できなくなり、その結果安全圧縮空気系の空気圧縮機の間接的な機能喪失により 86 の機器で「掃気機能」が喪失する。このうち 7 機器については安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象（× 2），30 機器については機能喪失時の公衆への影響が平常運転時と同程度であるため設計基準として整理する事象（× 3）に該当することから、49 の機器で水素爆発の発生を想定する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

電源喪失による安全圧縮空気系の空気圧縮機の間接的な機能喪失により 86 の機器で「掃気機能」が喪失する。このうち 7 機器については安全機能の喪失から事故に至るまでの間に喪失した安全機能の復旧が可能であるため設計基準として整理する事象（× 2），30 機器については機能喪失時の公衆への影響が平常運転時と同程度であるため設計基準として整理する事象（× 3）に該当することから、49 の機器で水素爆発の発生を想定する。

### 3.4.2 水素爆発（機器外）

安全圧縮空気系による水素掃気の対象機器の「放射性物質の保持機能」が喪失した場合には漏えいが発生し、かつ「ソースターム制限機能（回収系）」及び「放射性物質の排気機能」が喪失した場合には、水素爆発（機器外）に至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

水素掃気の対象機器は、基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから水素爆発（機器外）は発生しない。

#### (2) 火山の影響の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、水素爆発（機器外）は発生しない。

#### (3) 配管の全周破断の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失するが「放射性物質の排気機能」は喪失しないことから、水素爆発（機器外）は発生しない。

#### (4) 動的機器の多重故障の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、水素爆発（機器外）は発生しない。

#### (5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、水素爆発（機器外）は発生しない。

### 3.5 有機溶媒等による火災又は爆発

#### 3.5.1 有機溶媒火災（機器内）

安全上重要な施設以外の施設の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（逆抽出塔の温度の制御）」が喪失している状態で，安全上重要な施設の「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」が喪失した場合には，有機溶媒火災（機器内）に至る可能性がある。

##### (1) 地震の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（逆抽出塔の温度の制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，温度上昇は抑制され，引火点に到達せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

##### (2) 火山の影響の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（逆抽出塔の温度の制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，温度上昇は抑制され，引火点に到達せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

##### (3) 配管の全周破断の場合

「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」の機能は喪失しないことから，事故に至ることはない。

##### (4) 動的機器の多重故障の場合

「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」の機

能が喪失したとしても、「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（逆抽出塔の温度の制御）」の喪失により逆抽出塔の液温度上昇があれば，他の手段により速やかに検知し工程を停止することから，温度上昇は抑制され，引火点に到達せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（× 1）に該当する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（逆抽出塔の温度の制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，温度上昇は抑制され，引火点に到達せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（× 1）に該当する。

### 3.5.2 有機溶媒火災（機器外）

TBP又はn-ドデカンを内包する機器の「放射性物質の保持機能」が喪失した場合には漏えいが発生し、かつ「ソースターム制限機能（回収系）」が喪失した場合には、有機溶媒火災（機器外）に至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

TBP又はn-ドデカンを内包する機器は、基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により「放射性物質の保持機能」は喪失しない、又は放熱により崩壊熱による温度上昇が抑制され引火点に到達しないことから、有機溶媒火災（機器外）は発生しない事象（△）に該当する。

#### (2) 火山の影響の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、有機溶媒火災（機器外）は発生しない。

#### (3) 配管の全周破断の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失するが、「ソースターム制限機能（回収系）」は多重化により機能喪失しない、又は放熱により崩壊熱による温度上昇が抑制され引火点に到達しないことから、有機溶媒火災（機器外）は発生しない事象（△）に該当する。

#### (4) 動的機器の多重故障の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、有機溶媒火災（機器外）は発生しない。

#### (5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、有機溶媒火災（機器外）は発生しない。



### 3.5.3 プロセス水素による爆発

安全上重要な施設以外の施設の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（窒素ガスと水素ガスの流量比の制御）」が喪失している状態で，安全上重要な施設の「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（還元ガス供給停止回路）」が喪失した場合には，プロセス水素による爆発に至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（窒素ガスと水素ガスの流量比の制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（還元ガス供給停止回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，プロセス水素による爆発に至る濃度条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

#### (2) 火山の影響の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（窒素ガスと水素ガスの流量比の制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（還元ガス供給停止回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，プロセス水素による爆発に至る濃度条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

#### (3) 配管の全周破断の場合

「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（還元ガス供給停止回路）」の機能は喪失しないことから，事故に至ることはない。

#### (4) 動的機器の多重故障の場合

「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（還元ガス供給停止回

路)」の機能が喪失したとしても、「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（窒素ガスと水素ガスの流量比の制御）」の喪失により還元ガス中の水素濃度の上昇があれば，他の手段により速やかに検知し工程を停止することから，プロセス水素による爆発に至る濃度条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（窒素ガスと水素ガスの流量比の制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（還元ガス供給停止回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，プロセス水素による爆発に至る濃度条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

### 3.5.4 T B P等の錯体の急激な分解反応

安全上重要な施設以外の施設の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（蒸発缶等の温度の制御）」が喪失している状態で，安全上重要な施設の「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」が喪失した場合には，T B P等の錯体の急激な分解反応に至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

高レベル廃液濃縮缶及び第2酸回収蒸発缶については，減圧蒸発方式により沸点を下げた状態で運転することにより，「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（蒸発缶等の温度の制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」の機能喪失によってもT B P等の錯体の急激な分解反応の開始温度に至らず，事故は発生しない事象（△）に該当する。

ウラン濃縮缶（分離施設）及びプルトニウム濃縮缶については，「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（蒸発缶等の温度の制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，T B P等の錯体の急激な分解反応に至る温度条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

#### (2) 火山の影響の場合

高レベル廃液濃縮缶及び第2酸回収蒸発缶については，減圧蒸発方式により沸点を下げた状態で運転することにより，「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（蒸発缶等の温度の制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」の機能喪失によって

も T B P 等の錯体の急激な分解反応の開始温度に至らず、事故は発生しない事象 (△) に該当する。

ウラン濃縮缶 (分離施設) 及びプルトニウム濃縮缶については、「火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能 (蒸発缶等の温度の制御)」及び「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能 (加熱停止回路)」の機能喪失と同時に、工程も停止することから、T B P 等の錯体の急激な分解反応に至る温度条件が成立せず、事故に至ることはなく事象が収束する。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象 (× 1) に該当する。

(3) 配管の全周破断の場合

「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能 (加熱停止回路)」の機能は喪失しないことから、事故に至ることはない。

(4) 動的機器の多重故障の場合

高レベル廃液濃縮缶及び第 2 酸回収蒸発缶については、減圧蒸発方式により沸点を下げて運転することにより、「火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能 (蒸発缶等の温度の制御)」及び「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能 (加熱停止回路)」の機能喪失によっても T B P 等の錯体の急激な分解反応の開始温度に至らず、事故は発生しない事象 (△) に該当する。

ウラン濃縮缶 (分離施設) 及びプルトニウム濃縮缶については、「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能 (加熱停止回路)」の機能が喪失したとしても、「火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能 (蒸発缶等の温度の制御)」の喪失により温度上昇があれば、他の手段により速やかに検知し工程を停止することから、T B P 等の錯体の急激な分解反応に至る温度条件が成立せず、事故に至ることはなく事象が収

束する。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

高レベル廃液濃縮缶及び第2酸回収蒸発缶については、減圧蒸発方式により沸点を下げて運転することにより、「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（蒸発缶等の温度の制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」の機能喪失によってもTBP等の錯体の急激な分解反応の開始温度に至らず，事故は発生しない事象（△）に該当する。

ウラン濃縮缶（分離施設）及びプルトニウム濃縮缶については、「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（蒸発缶等の温度の制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，TBP等の錯体の急激な分解反応に至る温度条件が成立せず，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

### 3.6 使用済燃料の著しい損傷

#### 3.6.1 想定事故 1

使用済燃料に対する「崩壊熱除去機能」が喪失した場合には、想定事故 1 に至る可能性がある。

##### (1) 地震の場合

プール水冷却系，安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）及び補給水設備のポンプ等の接的な機能喪失並びに電源喪失による間接的な機能喪失により，燃料貯蔵プール等において「崩壊熱除去機能」が喪失する。ただし，同時に「プール水の保持機能」も喪失することに加え，想定事故 1 は燃料貯蔵プール等の水面が揺動しない事故，想定事故 2 は燃料貯蔵プール等の水面が揺動する事故と整理し，地震によるスロッシングを考慮して想定事故 2 として発生を想定する。

##### (2) 火山の影響の場合

屋外に設置する安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）の冷却塔の直接的な機能喪失並びに電源喪失によるプール水冷却系，安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）及び補給水設備のポンプの間接的な機能喪失により燃料貯蔵プール等において同時に「崩壊熱除去機能」が喪失する。その結果，想定事故 1 の発生を想定する。

##### (3) 配管の全周破断の場合

冷却水を内包する配管は劣化の進展が小さく，保守点検によりその機能を維持できることから，漏えいは想定せず「崩壊熱除去機能」は喪失しない。したがって事故は発生しない。

##### (4) 動的機器の多重故障の場合

プール水冷却系のポンプ，安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及

び貯蔵施設用) のポンプ又は屋外に設置する冷却塔の多重故障により沸騰には至るものの、補給水設備から燃料貯蔵プール等に給水を実施することにより、使用済燃料の崩壊熱除去機能を維持でき、燃料貯蔵プール等の水位を維持できるため事故に至らない。

また、補給水設備のポンプが多重故障しても、プール水冷却系及び安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）により冷却が継続される。自然蒸発による燃料貯蔵プール等の水位低下に対しては、その他再処理設備の附属施設の給水処理設備からの給水により、事故に至らない。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

電源喪失によるプール水冷却系、安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設用）及び補給水設備のポンプ等の間接的な機能喪失により燃料貯蔵プール等において同時に「崩壊熱除去機能」が喪失する。その結果、想定事故1の発生を想定する。

### 3.6.2 想定事故 2

燃料貯蔵プールのプール水の保持機能が喪失した場合には、想定事故 2 に至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

基準地震動の 1.2 倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計としないプール水冷却系の配管が破断することに加え、地震によるスロッシングにより燃料貯蔵プール等において想定事故 2 の発生を想定する。

#### (2) 火山の影響の場合

プール水冷却系の配管の「プール水の保持機能」は喪失しないことから、想定事故 2 は発生しない。

#### (3) 配管の全周破断の場合

冷却水を内包する配管は劣化の進展が小さく、保守点検によりその機能を維持できることから、漏えいは想定せず「プール水の保持機能」は喪失しない。したがって事故は発生しない。

#### (4) 動的機器の多重故障の場合

プール水冷却系の配管の「プール水の保持機能」は喪失しないことから、想定事故 2 は発生しない。

#### (5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

プール水冷却系の配管の「プール水の保持機能」は喪失しないことから、想定事故 2 は発生しない。



### 3.7 放射性物質の漏えい

#### 3.7.1 液体状の放射性物質の機器外への漏えい

液体状の放射性物質を内包する機器の「放射性物質の保持機能」が喪失した場合には、液体状の放射性物質の機器外への漏えいに至る可能性がある。

##### (1) 地震の場合

基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、液体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない。

##### (2) 火山の影響の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、液体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない。

##### (3) 配管の全周破断の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失するが、工程を停止することにより、液体状の放射性物質の機器外への漏えいも停止し、事象が収束する。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

##### (4) 動的機器の多重故障の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、液体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない。

##### (5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、液体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない。

### 3.7.2 固体状の放射性物質の機器外への漏えい

固体状の放射性物質の機器外への漏えいに至る可能性がある機能喪失又はその組合せは以下のとおりである。

- ・「放射性物質の保持機能」の喪失
- ・「落下・転倒防止機能」の喪失
- ・「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失
- ・「ソースターム制限機能」の喪失（熔融ガラス誤流下時）

以下，これらについてそれぞれ重大事故の想定箇所の特定期間を示す。

### 3.7.2.1 「放射性物質の保持機能」の喪失

固体状の放射性物質を内包する機器の「放射性物質の保持機能」が喪失した場合には、固体状の放射性物質の機器外への漏えいに至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから固体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない、又は発生しても同時に工程が停止することから、固体状の放射性物質の機器外への漏えいも停止し、事象が収束するため、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

#### (2) 火山の影響の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、固体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない。

#### (3) 配管の全周破断の場合

固体状の放射性物質を内包する機器の「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、固体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない。

#### (4) 動的機器の多重故障の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、固体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない。

#### (5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「放射性物質の保持機能」は喪失しないことから、固体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない。

### 3.7.2.2 「落下・転倒防止機能」の喪失

ガラス溶融炉からの流下中に固化セル移送台車の「落下・転倒防止機能」が喪失した場合には、固体状の放射性物質の機器外への漏えいに至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

「落下・転倒防止機能」の機能喪失と同時に、工程（ガラス溶融炉からの流下）が停止することから、固体状の放射性物質の機器外への漏えいも停止し、事象が収束する。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

#### (2) 火山の影響の場合

全交流動力電源の喪失によっても、固化セル移送台車の「落下・転倒防止機能」は喪失しないことから、固体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない。

#### (3) 配管の全周破断の場合

固化セル移送台車の「落下・転倒防止機能」は喪失しないことから、固体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない。

#### (4) 動的機器の多重故障の場合

動的機器の多重故障では固化セル移送台車の「落下・転倒防止機能」は喪失しないことから、固体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない。

#### (5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

全交流動力電源の喪失によっても、固化セル移送台車の「落下・転倒防止機能」は喪失しないことから、固体状の放射性物質の機器外への漏えいは発生しない。

### 3.7.2.3 「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時発生

安全上重要な施設以外の施設の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（ガラス溶融炉とキャニスタの結合維持）」が喪失している状態で，安全上重要な施設の「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（結合装置圧力信号による流下ノズル加熱停止回路）」が喪失した場合，又は安全上重要な施設以外の施設の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（容器等の定位置への移動）」が喪失している状態で，安全上重要な施設の「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（充てん起動回路）」が喪失した場合には，固体状の放射性物質の機器外への漏えいに至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（ガラス溶融炉とキャニスタの結合維持）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（結合装置圧力信号による流下ノズル加熱停止回路）」の機能喪失と同時に流下ノズルの加熱も停止し，事故に至ることはなく事象が収束する。また，「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（容器等の定位置への移動）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（充てん起動回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，これらは設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

#### (2) 火山の影響の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（ガラス溶融炉

とキャニスタの結合維持)」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（結合装置圧力信号による流下ノズル加熱停止回路）」の機能喪失と同時に流下ノズルの加熱も停止し，事故に至ることはなく事象が収束する。また，「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（容器等の定位置への移動）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（充てん起動回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，これらは設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(3) 配管の全周破断の場合

「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（結合装置圧力信号による流下ノズル加熱停止回路，充てん起動回路）」の機能は喪失しないことから，事故に至ることはない。

(4) 動的機器の多重故障の場合

「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（結合装置圧力信号による流下ノズル加熱停止回路）」の機能が喪失したとしても，「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（ガラス熔融炉とキャニスタの結合維持）」の喪失時は，他の手段により速やかに異常を検知し，熔融ガラスの流下を停止することによって，事故に至ることはなく事象が収束する。また，「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（充てん起動回路）」の機能が喪失したとしても，「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（容器等の定位置への移動）」の喪失により容器等が定位置にない場合には，他の手段により確認し，充てん操作を行わないため，漏えいに至ることはない。したがって，これらは設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に

該当する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（ガラス溶融炉とキャニスタの結合維持）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（結合装置圧力信号による流下ノズル加熱停止回路）」の機能喪失と同時に流下ノズルの加熱も停止し，事故に至ることはなく事象が収束する。また，「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（容器等の定位置への移動）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（充てん起動回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，これらは設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

#### 3.7.2.4 「ソースターム制限機能」の喪失（溶融ガラス誤流下時）

ガラス溶融炉からの溶融ガラスの誤流下が発生している状態で、「ソースターム制限機能（ガラス溶融炉の流下停止系）」が喪失した場合には、溶融ガラスの誤流下が継続し、設計基準事故の範疇を超えて重大事故に至る可能性がある。

##### (1) 地震の場合

地震により「ソースターム制限機能（ガラス溶融炉の流下停止系）」が喪失するが、ガラス溶融炉からの誤流下が発生した直後に設計上の想定を超える規模の地震が発生することは考え難いことから、ガラス溶融炉からの誤流下が発生している状態では安全上重要な施設の「ソースターム制限機能（ガラス溶融炉の流下停止系）」は喪失せず、設計基準事故の範疇で事象の収束が可能であり、重大事故には至らない。

##### (2) 火山の影響の場合

火山の影響により「ソースターム制限機能（ガラス溶融炉の流下停止系）」が喪失するが、ガラス溶融炉からの誤流下が発生した直後に設計上の想定を超える規模の噴火が発生することは考え難いことから、ガラス溶融炉からの誤流下が発生している状態では安全上重要な施設の「ソースターム制限機能（ガラス溶融炉の流下停止系）」は喪失せず、設計基準事故の範疇で事象の収束が可能であり、重大事故には至らない。

##### (3) 配管の全周破断の場合

「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能（ガラス溶融炉の流下停止系）」の機能は喪失しないことから、重大事故に至ることはない。

##### (4) 動的機器の多重故障の場合

「ソースターム制限機能（ガラス溶融炉の流下停止系）」が喪失し、ガラス溶融炉からの溶融ガラスの流下の自動停止ができなくなるが、ガ



ラス溶融炉からの誤流下は他の手段により速やかに検知が可能であるため、運転員の操作によりガラス溶融炉からの溶融ガラスの流下を停止することから、設計基準事故の範疇で事象の収束が可能である。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「ソースターム制限機能（ガラス溶融炉の流下停止系）」が喪失するが、ガラス溶融炉からの誤流下と長時間の全交流動力電源の喪失は関連性がなく、同時に発生することは考え難いことから、ガラス溶融炉からの誤流下が発生している状態では安全上重要な施設の「ソースターム制限機能（ガラス溶融炉の流下停止系）」は喪失せず、設計基準事故の範疇で事象の収束が可能であり、重大事故には至らない。

### 3.7.3 気体状の放射性物質の漏えい

「放射性物質の閉じ込め機能（放出経路の維持機能，放射性物質の捕集・浄化機能，排気機能）」が喪失した場合には，気体状の放射性物質の漏えいに至る可能性がある。

#### (1) 地震の場合

排風機，廃ガス洗浄塔へ水を供給するための安全冷却水系（再処理設備本体用）のポンプ等の直接的な機能喪失，並びに電源喪失による間接的な機能喪失により「放射性物質の閉じ込め機能（放出経路の維持機能，放射性物質の捕集・浄化機能，排気機能）」が喪失するが，工程停止により放射性物質の気相への移行量が減少し，放射性物質の大気中への放出が抑制されることから事故に至らない。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

#### (2) 火山の影響の場合

屋外に設置する安全冷却水系（再処理設備本体用）の冷却塔の直接的な機能喪失及び電源喪失による，排風機，廃ガス洗浄塔へ水を供給するための安全冷却水系（再処理設備本体用）のポンプ等の間接的な機能喪失により「放射性物質の閉じ込め機能（放出経路の維持機能，放射性物質の捕集・浄化機能，排気機能）」が喪失するが，工程停止により放射性物質の気相への移行量が減少し，放射性物質の大気中への放出が抑制されることから事故に至らない。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

#### (3) 配管の全周破断の場合

廃ガス洗浄塔へ冷却水を供給するための安全冷却水系（再処理設備本体用）の冷却水を内包する配管及び放出経路上の配管は劣化の進展が小

さく、保守点検によりその機能を維持できることから、「放射性物質の閉じ込め機能（放出経路の維持機能、放射性物質の捕集・浄化機能、排気機能）」は喪失せず、事故に至らない。

(4) 動的機器の多重故障の場合

排風機、廃ガス洗浄塔へ水を供給するための安全冷却水系（再処理設備本体用）のポンプ等の多重故障により「放射性物質の閉じ込め機能（放出経路の維持機能、放射性物質の捕集・浄化機能、排気機能）」が喪失した場合には、速やかに異常を検知して工程を停止することにより、放射性物質の気相への移行量が減少し、放射性物質の大気中への放出が抑制されることから事故に至らない。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(5) 動的機器の多重故障の場合

電源喪失による、排風機、廃ガス洗浄塔へ水を供給するための安全冷却水系（再処理設備本体用）のポンプ等の間接的な機能喪失により「放射性物質の閉じ込め機能（放出経路の維持機能、放射性物質の捕集・浄化機能、排気機能）」が喪失するが、工程停止により放射性物質の気相への移行量が減少し、放射性物質の大気中への放出が抑制されることから事故に至らない。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

#### 3.7.4 温度上昇による閉じ込め喪失

温度上昇による閉じ込め喪失に至る可能性がある機能喪失又はその組合せは以下のとおりである。

- ・「崩壊熱除去機能」の喪失
- ・「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失

以下，これらについてそれぞれ重大事故の想定箇所の特定結果を示す。

#### 3.7.4.1 「崩壊熱等の除去機能」の喪失

混合酸化物貯蔵容器又はガラス固化体に対する「崩壊熱除去機能」が喪失した場合には、混合酸化物貯蔵容器又はガラス固化体の温度上昇による閉じ込め喪失に至る可能性がある。

##### (1) 地震の場合

混合酸化物貯蔵容器に対する崩壊熱除去機能を有する貯蔵室排風機の直接的な機能喪失及び電源喪失による間接的な機能喪失により「崩壊熱除去機能」が喪失し、混合酸化物貯蔵容器内の空気が膨張する。混合酸化物貯蔵容器の閉じ込め機能が喪失した時点で空気の膨張により上昇した内圧分が容器外に放出され、同時にウラン・プルトニウム混合酸化物（以下「MOX」という）粉末が容器外に放出される。ただし、放出は継続せず、事象は収束する。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

また、ガラス固化体に対する崩壊熱除去機能を有する収納管及び通風管は、基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計により「崩壊熱除去機能」は喪失しないため事故には至らない。

##### (2) 火山の影響の場合

電源喪失による貯蔵室排風機の間接的な機能喪失により「崩壊熱除去機能」が喪失し、混合酸化物貯蔵容器内の空気が膨張する。混合酸化物貯蔵容器の閉じ込め機能が喪失した時点で空気の膨張により上昇した内圧分が容器外に放出され、同時にMOX粉末が容器外に放出される。ただし、放出は継続せず、事象は収束する。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

また、収納管及び通風管の「崩壊熱除去機能」は喪失しないため事故

には至らない。

(3) 配管の全周破断の場合

貯蔵室排風機並びに収納管及び通風管の「崩壊熱除去機能」は喪失しないため事故には至らない。

(4) 動的機器の多重故障の場合

貯蔵室排風機の機能喪失により「崩壊熱除去機能」が喪失し、混合酸化物貯蔵容器内の空気が膨張する。混合酸化物貯蔵容器の閉じ込め機能が喪失した時点で空気の膨張により上昇した内圧分が容器外に放出され、同時にMOX粉末が容器外に放出される。ただし、放出は継続せず、事象は収束する。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

また、収納管及び通風管の「崩壊熱除去機能」は喪失しないため事故には至らない。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

電源喪失による貯蔵室排風機の間接的な機能喪失により「崩壊熱除去機能」が喪失し、混合酸化物貯蔵容器内の空気が膨張する。混合酸化物貯蔵容器の閉じ込め機能が喪失した時点で空気の膨張により上昇した内圧分が容器外に放出され、同時にMOX粉末が容器外に放出される。ただし、放出は継続せず、事象は収束する。したがって、設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

また、収納管及び通風管の「崩壊熱除去機能」は喪失しないため事故には至らない。

3.7.4.2 「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（安全上重要な施設以外の施設）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失

焙焼炉又は還元炉において，安全上重要な施設以外の施設の「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（ヒータ部の温度制御）」が喪失している状態で，安全上重要な施設の「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（ヒータ部温度高による加熱停止回路）」が喪失した場合には，焙焼炉又は還元炉の温度上昇による閉じ込め喪失に至る可能性がある。

(1) 地震の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（ヒータ部の温度制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（ヒータ部温度高による加熱停止回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(2) 火山の影響の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（ヒータ部の温度制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（ヒータ部温度高による加熱停止回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(3) 配管の全周破断の場合

「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（ヒータ部温度高による加熱停止回路）」の機能は喪失しないことから，事故に至ることはない。

(4) 動的機器の多重故障の場合

熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（ヒータ部温度高による加熱停止回路）」の機能が喪失したとしても，「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（ヒータ部の温度制御）」の喪失によりヒータ部の温度上昇があれば，他の手段により速やかに検知し工程を停止することから，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。

(5) 長時間の全交流動力電源の喪失の場合

「火災，爆発，臨界等に係るプロセス量等の維持機能（ヒータ部の温度制御）」及び「熱的，化学的又は核的制限値等の維持機能（ヒータ部温度高による加熱停止回路）」の機能喪失と同時に，工程も停止することから，事故に至ることはなく事象が収束する。したがって，設計基準の設備で事象の収束が可能であるため設計基準として整理する事象（×1）に該当する。



### 3.8 設計上定める条件より厳しい条件を超える条件による重大事故の想定箇所の特定

- (1) 設計上定める条件より厳しい条件により発生が想定されない重大事故  
これまでの整理の結果，設計上定める条件より厳しい条件においては「臨界事故」，「有機溶媒等による火災又は爆発」及び「放射性物質の漏えい」については，重大事故の想定箇所として特定されない。

このうち，臨界事故，有機溶媒火災（機器外）及びT B P等の錯体の急激な分解反応については，他の施設における過去の発生実績や事故発生時に考えられる影響とそれらの対処を踏まえて，以下に示すとおりそれぞれ設計上定める条件より厳しい条件を超える条件を定めて事故の発生を評価する。

#### a. 臨界事故

過去に他の施設において発生していること，臨界事故の発生に対しては直ちに対策を講ずる必要があること，及び臨界事故は核分裂の連鎖反応によって放射性物質が新たに生成するといった特徴を有していることを踏まえ，以下の考え方にに基づき設計上定める条件より厳しい条件を超える条件を定めて重大事故の発生を評価する。

「3.1 臨界事故（機器内）」及び「3.2 臨界事故（機器外）」に示すとおり，地震の場合は，基準地震動の1.2倍の地震動を考慮した際に機能維持できる設計としない静的機器は機能喪失するものの，工程が停止することから事故に至らない。また，火山の影響及び長時間の全交流動力電源の喪失の発生時には工程が停止することから，事故に至らない。

動的機器の多重故障及び配管の全周破断の場合，安全上重要な施設は機能喪失に至るが，他の手段により速やかに検知し工程を停止することから，事故に至らない。

そこで、内的事象により複数の異常が同時に発生し、かつ、それらを検知して工程を停止するための手段が機能しない状況に至るような設計上定める条件より厳しい条件を超える条件として、複数の動的機器の多重故障及び多重誤作動並びに運転員の多重誤操作により多量に核燃料物質が集積することを想定し、臨界事故の発生の可能性を評価し、重大事故の想定箇所を特定する。

b. 有機溶媒等による火災又は爆発

(a) 有機溶媒火災（機器外）

有機溶媒火災（機器外）は、過去に他の施設において発生していること、及び発生時には他の安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因になり得ることを踏まえ、以下の考え方にに基づき設計上定める条件より厳しい条件を超える条件を定めて重大事故の発生を評価する。

「3.5.2 有機溶媒火災（機器外）」に示すとおり、「放射性物質の保持機能」を喪失しTBP又はn-ドデカンが漏えいしたとしても、放熱により崩壊熱による温度上昇が抑制され引火点に到達せず、事故に至らない。

そこで、設計上定める条件より厳しい条件を超える条件として、放熱による温度上昇の抑制を緩和する機能喪失である換気設備の停止の同時発生を想定したとしても、漏えいした有機溶媒が引火点に到達することはなく、事故に至らない。

(b) TBP等の錯体の急激な分解反応

TBP等の錯体の急激な分解反応は過去に他の施設において発生していること、及び発生時には他の安全上重要な施設の安全機能の喪失の要因になり得ることを踏まえ、以下の考え方に設計上定める条件より厳しい条件を超える条件を定めて重大事故の発生を評価する。

「3.5.4 T B P等の錯体の急激な分解反応」に示すとおり、高レベル廃液濃縮缶及び第2酸回収蒸発缶については、減圧蒸発方式により沸点を下げて運転することで安全上重要な施設の機能喪失によっても運転温度が135℃を超えず、事故に至らない。

ウラン濃縮缶（分離施設）及びプルトニウム濃縮缶については、地震、火山の影響及び長時間の全交流動力電源の喪失の発生時には工程が停止することから、事故に至らない。動的機器の多重故障の場合、「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能（加熱停止回路）」は機能喪失に至るが、他の手段により速やかに検知し工程を停止することから、事故に至らない。

そこで、ウラン濃縮缶（分離施設）及びプルトニウム濃縮缶について、内的事象により複数の異常が同時に発生し、かつ、それらを検知して工程を停止するための手段が機能しない状況に至るような設計上定める条件より厳しい条件を超える条件として、複数の動的機器の多重故障及び多重誤作動並びに運転員の多重誤操作を想定し、さらに放出される放射性物質の量を考慮してプルトニウム濃縮缶を重大事故の想定箇所として特定する。

- (2) 起因となる機能喪失との関連から設計上定める条件より厳しい条件を超える条件を設定する重大事故

「使用済燃料の損傷」のうち想定事故2については、地震を要因として発生を想定する。配管の全周破断に関しては、3.6.2に示すとおり、冷却水を内包する配管は劣化の進展が小さく保守点検で健全性を維持できることから、配管の全周破断の対象としないため、内的事象による想定事故2の発生は想定しない。

ただし、プール水冷却系の配管からの漏えいによるサイフォン効果に

よりプール水が漏えいし燃料貯蔵プール等の水位低下に至ることを踏まえ設計上定める条件より厳しい条件を超える条件として、プール水冷却系の配管の全周破断と補給水設備等の多重故障を想定し、内的事象による想定事故2の発生を想定する。



第27表 「核的制限値の維持機能」の喪失による臨界事故(機器内)の想定箇所の特定結果(2/2)【複数ユニット】

建屋	核的制限値の維持機能(複数ユニット)を有する機器			※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
F	燃焼度計測前燃料仮置きラック(BWR燃料収納部)	燃焼度計測前燃料仮置きラック(BWR燃料収納部)	格子の中心間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	燃焼度計測前燃料仮置きラック(PWR燃料収納部)	燃焼度計測前燃料仮置きラック(PWR燃料収納部)	格子の中心間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	燃焼度計測後燃料仮置きラック(BWR燃料収納部)	燃焼度計測後燃料仮置きラック(BWR燃料収納部)	格子の中心間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	燃焼度計測後燃料仮置きラック(PWR燃料収納部)	燃焼度計測後燃料仮置きラック(PWR燃料収納部)	格子の中心間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	低残留濃縮度BWR燃料貯蔵ラック	低残留濃縮度BWR燃料貯蔵ラック	格子の中心間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	低残留濃縮度PWR燃料貯蔵ラック	低残留濃縮度PWR燃料貯蔵ラック	格子の中心間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	高残留濃縮度BWR燃料貯蔵ラック	高残留濃縮度BWR燃料貯蔵ラック	格子の中心間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	高残留濃縮度PWR燃料貯蔵ラック	高残留濃縮度PWR燃料貯蔵ラック	格子の中心間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	低残留濃縮度BWR燃料貯蔵ラック	低残留濃縮度PWR燃料貯蔵ラック	格子の中心間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	BWR燃料用バスケット格子	BWR燃料用バスケット格子	格子の中心間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	PWR燃料用バスケット格子	PWR燃料用バスケット格子	格子の中心間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	燃焼度計測前燃料仮置きラック(BWR燃料収納部)	燃焼度計測前燃料仮置きラック(PWR燃料収納部)	燃料集合体の距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	燃焼度計測後燃料仮置きラック(BWR燃料収納部)	燃焼度計測前燃料仮置きラック(PWR燃料収納部)	燃料集合体の距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	低残留濃縮度BWR燃料貯蔵ラック	高残留濃縮度BWR燃料貯蔵ラック	燃料集合体の距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	低残留濃縮度PWR燃料貯蔵ラック	高残留濃縮度PWR燃料貯蔵ラック	燃料集合体の距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	高残留濃縮度BWR燃料貯蔵ラック	高残留濃縮度PWR燃料貯蔵ラック	燃料集合体の距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	BWR燃料用バスケット	PWR燃料用バスケット	燃料集合体の距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
AB	分離設備 抽出塔	分離設備 第1洗浄塔	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AB	分離設備 第1洗浄塔	分離設備 TBP洗浄塔	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AB	分離設備 第2洗浄塔	分配設備 プルトニウム分配塔	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AB	分離設備 補助抽出器	分離設備 TBP洗浄器	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AB	分離設備 TBP洗浄器	分配設備 プルトニウム溶液TBP洗浄器	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AB	分離設備 TBP洗浄塔	分離設備 抽出塔	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AB	分配設備 プルトニウム分配塔	分配設備 ウラン洗浄塔	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AB	分配設備 ウラン洗浄塔	分離設備 第2洗浄塔	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AB	分配設備 プルトニウム溶液TBP洗浄器	分配設備 プルトニウム洗浄器	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AB	分配設備 プルトニウム洗浄器	分配設備 ウラン溶液TBP洗浄器	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AC	プルトニウム精製設備 逆抽出塔	プルトニウム精製設備 抽出塔	面間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
AC	プルトニウム精製設備 抽出塔	プルトニウム精製設備 核分裂生成物洗浄塔	面間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
AC	プルトニウム精製設備 ウラン洗浄塔	プルトニウム精製設備 第2酸化塔	面間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
AC	プルトニウム精製設備 第2酸化塔	プルトニウム精製設備 第2脱ガス塔	面間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
AC	プルトニウム精製設備 逆抽出塔	プルトニウム精製設備 第1脱ガス塔	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AC	プルトニウム精製設備 核分裂生成物洗浄塔	プルトニウム精製設備 TBP洗浄塔	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AC	プルトニウム精製設備 ウラン洗浄塔	プルトニウム精製設備 TBP洗浄塔	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AC	プルトニウム精製設備 TBP洗浄器	プルトニウム精製設備 プルトニウム洗浄器	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AC	プルトニウム精製設備 第1酸化塔	プルトニウム精製設備 第1脱ガス塔	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
BA	ウラン脱硝設備 UO3受槽	ウラン脱硝設備 規格外製品受槽	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
BA	ウラン脱硝設備 UO3溶解槽	ウラン脱硝設備 UO3溶解槽	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
BB	ウラン酸化物貯蔵設備 ウラン酸化物貯蔵容器(貯蔵バスケット)	ウラン酸化物貯蔵設備 ウラン酸化物貯蔵容器(貯蔵バスケット)	面間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
CA	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備 粉砕機	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備 粉末ホッパ	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
CA	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備 粉末ホッパ	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備 粉末ホッパ	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
CA	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備 保管ピット(保管容器)	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備 保管ピット(保管容器)	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
CA	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備 粉末充てん機	ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備 混合酸化物貯蔵容器	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
CB	混合酸化物貯蔵容器(貯蔵ホール)	混合酸化物貯蔵容器(貯蔵ホール)	面間最小距離	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
AH	分析設備 抽出液受槽	分析設備 分析残液受槽	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AH	分析設備 濃縮液供給槽	分析設備 分析残液希釈槽	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—
AH	分析設備 抽出液受槽	分析設備 濃縮液受槽	面間最小距離	○	—	—	—	—	△	—	—	—	—

F :使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
AA :前処理建屋  
AB :分離建屋  
AC :精製建屋  
BA :ウラン脱硝建屋  
BB :ウラン酸化物貯蔵建屋  
CA :ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
CB :ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
KA :高レベル廃液ガラス固化建屋  
KB :第1ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
×1: 設計基準対応  
×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
×3: 影響が平常運転時程度

第28表 「火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)」及び「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失による臨界事故(機器内)の想定箇所の特定結果

建屋	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能で臨界事故を防止している機器	※1 地震			※2 火山の影響			※3 配管の全周破断			※4 動的機器の多重故障			※5 長時間の全交流動力電源の喪失			△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
			火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失					
AA	燃料せん断長位置異常によるせん断停止回路	溶解槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AA	エンドピースせん断位置異常によるせん断停止回路	エンドピース酸洗浄槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AA	溶解槽溶解液密度高によるせん断停止回路	溶解槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AA	第1よう素追出し槽及び第2よう素追出し槽の溶解液密度高による警報	第1よう素追出し槽、第2よう素追出し槽の下流機器	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AA	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	エンドピース酸洗浄槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AB	プルトニウム洗浄器アルファ線検出器の計数率高による警報	プルトニウム洗浄器の下流機器	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AC	プルトニウム洗浄器アルファ線検出器の計数率高による警報	プルトニウム洗浄器の下流機器	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
CA	粉末缶MOX粉末重量確認による粉末缶引出装置の起動回路	貯蔵ホール	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AB	プルトニウム洗浄器中性子検出器の計数率高による工程停止回路	プルトニウム洗浄器の下流機器	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AA	せん断刃位置異常によるせん断停止回路	溶解槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AA	溶解槽溶解液温度低によるせん断停止回路	溶解槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AA	硝酸供給槽硝酸密度低によるせん断停止回路	溶解槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AA	溶解槽供給硝酸流量低によるせん断停止回路	溶解槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AA	可溶性中性子吸収材緊急供給槽液位低によるせん断停止回路	溶解槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AA	エンドピース酸洗浄槽洗浄液温度低によるせん断停止回路	エンドピース酸洗浄槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AA	エンドピース酸洗浄槽供給硝酸密度低によるせん断停止回路	エンドピース酸洗浄槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AA	エンドピース酸洗浄槽供給硝酸流量低によるせん断停止回路	エンドピース酸洗浄槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
BA	脱硝塔内部の温度低による硝酸ウラン濃縮液の供給停止回路	脱硝塔	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
CA	脱硝装置の温度計による脱硝皿取扱装置の起動回路及び照度計によるシャッタの起動回路	脱硝装置の下流機器	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
CA	空気輸送終了検知及び脱硝皿の重量確認による脱硝皿取扱装置の起動回路	脱硝皿	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—

F :使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
AA :前処理建屋  
AB :分離建屋  
AC :精製建屋  
BA :ウラン脱硝建屋  
BB :ウラン酸化物貯蔵建屋  
CA :ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
CB :ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
KA :高レベル廃液ガラス固化建屋  
KB :第1ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
×1: 設計基準対処  
×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
×3: 影響が平常運転時程度

第29表 「ソースターム制限機能(溶解槽における臨界発生時)」の喪失による臨界事故(機器内)の想定箇所の特定結果

建屋	ソースターム制限機能	想定機器	※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
AA	可溶性中性子吸収材緊急供給系	溶解槽	—	—	—	○	—	—	×1	—	—	—

F : 使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
 AA : 前処理建屋  
 AB : 分離建屋  
 AC : 精製建屋  
 BA : ウラン脱硝建屋  
 BB : ウラン酸化物貯蔵建屋  
 CA : ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
 CB : ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
 KA : 高レベル廃液ガラス固化建屋  
 KB : 第1 ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
 ×1: 設計基準対処  
 ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
 ×3: 影響が平常運転時程度



第30表 「火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能」の喪失による臨界事故(機器外)の想定箇所の特定結果

建屋	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能を有する機器	※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
F	燃焼度計測装置	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—

F : 使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
 AA : 前処理建屋  
 AB : 分離建屋  
 AC : 精製建屋  
 BA : ウラン脱硝建屋  
 BB : ウラン酸化物貯蔵建屋  
 CA : ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
 CB : ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
 KA : 高レベル廃液ガラス固化建屋  
 KB : 第1 ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
 ×1: 設計基準対処  
 ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
 ×3: 影響が平常運転時程度

第31表 「落下・転倒防止機能」の喪失による臨界事故(機器外)の想定箇所の特定結果

建屋	落下・転倒防止機能を有する機器	※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
F	使用済燃料受入れ・貯蔵建屋天井クレーン	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F	バスケット仮置き架台	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

F : 使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
 AA : 前処理建屋  
 AB : 分離建屋  
 AC : 精製建屋  
 BA : ウラン脱硝建屋  
 BB : ウラン酸化物貯蔵建屋  
 CA : ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
 CB : ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
 KA : 高レベル廃液ガラス固化建屋  
 KB : 第1 ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
 ×1: 設計基準対処  
 ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
 ×3: 影響が平常運転時程度



第33表 「火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)」及び「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失による臨界事故(機器外)の想定箇所の特定結果

建屋	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能により臨界事故(機器外)を防止している箇所	※1 地震			※2 火山の影響			※3 配管の全周破断			※4 動的機器の多重故障			※5 長時間の全交流動力電源の喪失			△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
			火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失					
BA	ウラン酸化物貯蔵容器充てん位置の検知によるUO3粉末の充てん起動回路	UO3受槽、シール槽の外	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
CA	保管容器充てん位置の検知によるMOX粉末の充てん起動回路	粉砕機の外	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
CA	粉末缶充てん位置の検知によるMOX粉末の充てん起動回路	粉末充てん機の外	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—

F :使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
 AA :前処理建屋  
 AB :分離建屋  
 AC :精製建屋  
 BA :ウラン脱硝建屋  
 BB :ウラン酸化物貯蔵建屋  
 CA :ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
 CB :ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
 KA :高レベル廃液ガラス固化建屋  
 KB :第1ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
 ×1: 設計基準対処  
 ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
 ×3: 影響が平常運転時程度

第34表 「崩壊熱除去機能」の喪失による蒸発乾固(機器内)の想定箇所の特定結果

建屋	崩壊熱除去の対象機器	※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
AA	中継槽A	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AA	中継槽B	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AA	リサイクル槽A	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AA	リサイクル槽B	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AA	不溶解残渣回収槽A	○	○	—	○	○	—	—	×2	—	
AA	不溶解残渣回収槽B	○	○	—	○	○	—	—	×2	—	
AA	計量前中間貯槽A	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AA	計量前中間貯槽B	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AA	計量・調整槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AA	計量後中間貯槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AA	計量補助槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AA	中間ポットA	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AA	中間ポットB	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	第1一時貯留処理槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	第3一時貯留処理槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	第4一時貯留処理槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	第6一時貯留処理槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	第7一時貯留処理槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	第8一時貯留処理槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	高レベル廃液供給槽A	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	高レベル廃液濃縮缶A	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	溶解液中間貯槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	溶解液供給槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	抽出廃液受槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	抽出廃液中間貯槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	抽出廃液供給槽A	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AB	抽出廃液供給槽B	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	プルトニウム溶液受槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	油水分離槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	プルトニウム濃縮缶供給槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	プルトニウム溶液一時貯槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	プルトニウム濃縮液受槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	プルトニウム濃縮液一時貯槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	プルトニウム濃縮液計量槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	リサイクル槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	希釈槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	プルトニウム濃縮液中間貯槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	第1一時貯留処理槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	第2一時貯留処理槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
AC	第3一時貯留処理槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
CA	硝酸プルトニウム貯槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
CA	混合槽A	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
CA	混合槽B	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
CA	一時貯槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
KA	第1高レベル濃縮廃液貯槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
KA	第2高レベル濃縮廃液貯槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
KA	第1高レベル濃縮廃液一時貯槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
KA	第2高レベル濃縮廃液一時貯槽	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
KA	高レベル廃液混合槽A	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
KA	高レベル廃液混合槽B	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
KA	供給槽A	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
KA	供給槽B	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
KA	供給槽A	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
KA	供給槽B	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
KA	第1不溶解残渣廃液一時貯槽	○	○	—	○	○	—	—	×2	—	
KA	第2不溶解残渣廃液一時貯槽	○	○	—	○	○	—	—	×2	—	
KA	第1不溶解残渣廃液貯槽	○	○	—	○	○	—	—	×2	—	
KA	第2不溶解残渣廃液貯槽	○	○	—	○	○	—	—	×2	—	
KA	高レベル廃液共用貯槽(高レベル濃縮廃液貯蔵時)	○	○	—	○	○	—	—	—	—	○
										計	53

F :使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
AA :前処理建屋  
AB :分離建屋  
AC :精製建屋  
BA :ウラン脱硝建屋  
BB :ウラン酸化物貯蔵建屋  
CA :ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
CB :ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
KA :高レベル廃液ガラス固化建屋  
KB :第1ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
×1: 設計基準対処  
×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
×3: 影響が平常運転時程度









第38表 「火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)」及び「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失による有機溶媒火災(機器内)の想定箇所の特定結果

建屋	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能で有機溶媒火災(機器内)を防止している機器	※1 地震			※2 火山の影響			※3 配管の全周破断			※4 動的機器の多重故障			※5 長時間の全交流動力電源の喪失			△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
			火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失					
AC	逆抽出塔溶液温度高による加熱停止回路	逆抽出塔	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—

- F :使用済燃料受入れ・貯蔵建屋
- AA :前処理建屋
- AB :分離建屋
- AC :精製建屋
- BA :ウラン脱硝建屋
- BB :ウラン酸化物貯蔵建屋
- CA :ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋
- CB :ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋
- KA :高レベル廃液ガラス固化建屋
- KB :第1ガラス固化体貯蔵建屋

- △: 評価により事故に至らない
- ×1: 設計基準対処
- ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能
- ×3: 影響が平常運転時程度

第39表 「放射性物質の保持機能」及び「ソースターム制限機能(回収系)」の同時喪失による有機溶媒火災(機器外)の想定箇所の特定結果

建屋	有機溶媒を内包する機器	※1 地震			※2 火山の影響			※3 配管の全周破断			※4 動的機器の多重故障			※5 長時間の全交流動力電源の喪失			△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
		放射性物質の保持機能	ソースターム制限機能(漏えい液回収系)	左記の同時機能喪失	放射性物質の保持機能	ソースターム制限機能(漏えい液回収系)	左記の同時機能喪失	放射性物質の保持機能	ソースターム制限機能(漏えい液回収系)	左記の同時機能喪失	放射性物質の保持機能	ソースターム制限機能(漏えい液回収系)	左記の同時機能喪失	放射性物質の保持機能	ソースターム制限機能(漏えい液回収系)	左記の同時機能喪失					
AB	抽出塔	—	○	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
AB	第1洗浄塔	—	○	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
AB	第2洗浄塔	—	○	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
AB	プルトニウム分配塔	—	○	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
AB	ウラン洗浄塔	—	○	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
AB	プルトニウム溶液TBP洗浄器	—	○	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
AB	TBP洗浄塔	—	○	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
AC	抽出塔	—	○	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
AC	核分裂生成物洗浄塔	—	○	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
AC	逆抽出塔	—	○	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
AC	ウラン洗浄塔	—	○	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
AC	TBP洗浄器	—	○	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
AC	第1一時貯留処理槽	—	○	—	—	○	—	○	○	—	—	—	○	○	—	△	—	—	—	—	
AC	第2一時貯留処理槽	—	○	—	—	○	—	○	○	○	—	—	○	○	—	△	—	—	—	—	

F : 使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
 AA : 前処理建屋  
 AB : 分離建屋  
 AC : 精製建屋  
 BA : ウラン脱硝建屋  
 BB : ウラン酸化物貯蔵建屋  
 CA : ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
 CB : ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
 KA : 高レベル廃液ガラス固化建屋  
 KB : 第1ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
 ×1: 設計基準対処  
 ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
 ×3: 影響が平常運転時程度

第40表 「火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)」及び「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失によるプロセス水素による爆発の想定箇所の特定結果

建屋	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能でプロセス水素による爆発を防止している機器	※1 地震			※2 火山の影響			※3 配管の全周破断			※4 動的機器の多重故障			※5 長時間の全交流動力電源の喪失			△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
			火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失					
CA	還元ガス受槽水素濃度高による還元ガス供給停止回路	還元炉	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—

F :使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
 AA :前処理建屋  
 AB :分離建屋  
 AC :精製建屋  
 BA :ウラン脱硝建屋  
 BB :ウラン酸化物貯蔵建屋  
 CA :ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
 CB :ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
 KA :高レベル廃液ガラス固化建屋  
 KB :第1ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
 ×1: 設計基準対処  
 ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
 ×3: 影響が平常運転時程度

第41表 「火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)」及び「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失によるTBP等の錯体の急激な分解反応の想定箇所の特定結果

建屋	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能でTBP等の錯体の急激な分解反応を防止している機器	※1 地震			※2 火山の影響			※3 配管の全周破断			※4 動的機器の多重故障			※5 長時間の全交流動力電源の喪失			△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
			火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失					
AB	高レベル廃液濃縮缶加熱蒸気温度高による加熱停止回路	高レベル廃液濃縮缶	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	△	—	—	—	—
AB	分離施設のウラン濃縮缶加熱蒸気温度高による加熱停止回路	ウラン濃縮缶(分離施設)	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AC	プルトニウム濃縮缶加熱蒸気温度高による加熱停止回路	プルトニウム濃縮缶	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
AC	第2酸回収系の蒸発缶加熱蒸気温度高による加熱停止回路	第2酸回収蒸発缶	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	△	—	—	—	—

F : 使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
AA : 前処理建屋  
AB : 分離建屋  
AC : 精製建屋  
BA : ウラン脱硝建屋  
BB : ウラン酸化物貯蔵建屋  
CA : ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
CB : ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
KA : 高レベル廃液ガラス固化建屋  
KB : 第1ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
×1: 設計基準対処  
×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
×3: 影響が平常運転時程度

第42表 「崩壊熱除去機能」の喪失による想定事故1の想定箇所の特定結果

建屋	崩壊熱除去の対象機器	※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
F	燃料貯蔵プール等	○(ただし、同時に「プール水の保持機能」も喪失することから、想定事故2として発生を想定する。)	○	—	○	○	—	×1 (※1多重故障の場合)	—	—	○

F : 使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
 AA : 前処理建屋  
 AB : 分離建屋  
 AC : 精製建屋  
 BA : ウラン脱硝建屋  
 BB : ウラン酸化物貯蔵建屋  
 CA : ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
 CB : ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
 KA : 高レベル廃液ガラス固化建屋  
 KB : 第1 ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
 ×1: 設計基準対処  
 ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
 ×3: 影響が平常運転時程度

第43表 「プール水の保持機能」の喪失による想定事故2の想定箇所の特定結果

建屋	崩壊熱除去の対象機器	※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
F	燃料貯蔵プール等	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○

F : 使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
 AA : 前処理建屋  
 AB : 分離建屋  
 AC : 精製建屋  
 BA : ウラン脱硝建屋  
 BB : ウラン酸化物貯蔵建屋  
 CA : ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
 CB : ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
 KA : 高レベル廃液ガラス固化建屋  
 KB : 第1 ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
 ×1: 設計基準対処  
 ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
 ×3: 影響が平常運転時程度

第44表 「放射性物質の保持機能」の喪失による液体状の放射性物質の機器外への漏えいの想定箇所の特定結果

建屋	液体の放射性物質の保持機能を有する機器	※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
AA	溶解槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AA	第1よう素追出し槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AA	第2よう素追出し槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AA	中間ポット	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AA	中継槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AA	清澄機	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AA	リサイクル槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AA	計量前中間貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AA	計量・調整槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AA	計量補助槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AA	計量後中間貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AA	溶解液中間貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	溶解液供給槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	抽出塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	第1洗浄塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	第2洗浄塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	プルトニウム分配塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	ウラン洗浄塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	プルトニウム溶液TBP洗浄器	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	プルトニウム溶液受槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	プルトニウム溶液中間貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	第1一時貯留処理槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	第2一時貯留処理槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	第3一時貯留処理槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	第7一時貯留処理槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	第8一時貯留処理槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	プルトニウム溶液供給槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	第1酸化塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	第1脱ガス塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	抽出塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	核分裂生成物洗浄塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	逆抽出塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	ウラン洗浄塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	補助油水分離槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	TBP洗浄器	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	第2酸化塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	第2脱ガス塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	プルトニウム溶液受槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	油水分離槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	プルトニウム濃縮缶供給槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	プルトニウム濃縮缶	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	プルトニウム溶液一時貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	プルトニウム濃縮液受槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	プルトニウム濃縮液計量槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	プルトニウム濃縮液中間貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	プルトニウム濃縮液一時貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	リサイクル槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	希釈槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	第1一時貯留処理槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	第2一時貯留処理槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	第3一時貯留処理槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AC	第7一時貯留処理槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
CA	硝酸プルトニウム貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
CA	混合槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
CA	一時貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
CA	定量ポット	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
CA	中間ポット	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
CA	脱硝装置	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AA	不溶解残渣回収槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	TBP洗浄塔	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	抽出廃液受槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	抽出廃液中間貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	抽出廃液供給槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	第4一時貯留処理槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	第6一時貯留処理槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	高レベル廃液供給槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
AB	高レベル廃液濃縮缶	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
KA	高レベル濃縮廃液貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
KA	不溶解残渣廃液貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
KA	高レベル廃液共用貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
KA	高レベル濃縮廃液一時貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
KA	不溶解残渣廃液一時貯槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
KA	高レベル廃液混合槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
KA	供給液槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—
KA	供給槽	—	—	○	—	—	—	×1	—	—	—

F :使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
AA :前処理建屋  
AB :分離建屋  
AC :精製建屋  
BA :ウラン脱硝建屋  
BB :ウラン酸化物貯蔵建屋  
CA :ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
CB :ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
KA :高レベル廃液ガラス固化建屋  
KB :第1 ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
×1: 設計基準対処  
×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
×3: 影響が平常運転時程度

第45表 「放射性物質の保持機能」の喪失による固体状の放射性物質の機器外への漏えいの想定箇所の特定結果

建屋	固体の放射性物質の保持機能を有する機器	※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
CA	焙焼炉	○	—	—	—	—	—	×1	—	—	—
CA	還元炉	○	—	—	—	—	—	×1	—	—	—
CA	固気分離器	○	—	—	—	—	—	×1	—	—	—
CA	粉末ホッパー	○	—	—	—	—	—	×1	—	—	—
CA	粉砕機	○	—	—	—	—	—	×1	—	—	—
CA	保管容器	○	—	—	—	—	—	×1	—	—	—
CA	混合機	○	—	—	—	—	—	×1	—	—	—
CA	粉末充填機	○	—	—	—	—	—	×1	—	—	—
CA	粉末缶	○	—	—	—	—	—	×1	—	—	—
CA	混合酸化物貯蔵容器	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
KA	ガラス溶融炉	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

F : 使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
 AA : 前処理建屋  
 AB : 分離建屋  
 AC : 精製建屋  
 BA : ウラン脱硝建屋  
 BB : ウラン酸化物貯蔵建屋  
 CA : ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
 CB : ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
 KA : 高レベル廃液ガラス固化建屋  
 KB : 第1 ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
 ×1: 設計基準対処  
 ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
 ×3: 影響が平常運転時程度



第46表 「落下・転倒防止機能」の喪失による固体状の放射性物質の機器外への漏えいの想定箇所の特定結果

建屋	落下・転倒防止機能を有する機器	※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
KA	固化セル移送台車	○	—	—	—	—	—	×1	—	—	—

F : 使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
 AA : 前処理建屋  
 AB : 分離建屋  
 AC : 精製建屋  
 BA : ウラン脱硝建屋  
 BB : ウラン酸化物貯蔵建屋  
 CA : ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
 CB : ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
 KA : 高レベル廃液ガラス固化建屋  
 KB : 第1 ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
 ×1: 設計基準対処  
 ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
 ×3: 影響が平常運転時程度

第47表 「火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)」及び「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失による固体状の放射性物質の機器外への漏えいの想定箇所の特定結果

建屋	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能により固体放射性物質の機器外への漏えいを防止している機器	※1 地震			※2 火山の影響			※3 配管の全周破断			※4 動的機器の多重故障			※5 長時間の全交流動力電源の喪失			△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
			火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失					
KA	結合装置圧力信号による流下ノズル加熱停止回路	ガラス溶融炉	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
BA	ウラン酸化物貯蔵容器充てん定位置の検知によるUO3粉末の充てん起動回路	UO3受槽、シール槽	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
CA	保管容器充てん定位置の検知によるMOX粉末の充てん起動回路	粉砕機	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
CA	粉末缶充てん定位置の検知によるMOX粉末の充てん起動回路	粉末充てん機	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—

F :使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
AA :前処理建屋  
AB :分離建屋  
AC :精製建屋  
BA :ウラン脱硝建屋  
BB :ウラン酸化物貯蔵建屋  
CA :ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
CB :ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
KA :高レベル廃液ガラス固化建屋  
KB :第1ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
×1: 設計基準対処  
×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
×3: 影響が平常運転時程度

第48表 「ソースターム制限機能」の喪失による固体状の放射性物質の機器外への漏えいの想定箇所の特定結果

建屋	ソースターム制限機能	想定機器	※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
KA	ガラス溶融炉の流下停止系	ガラス溶融炉	—	—	—	○	—	—	×1	—	—	—

F :使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
 AA :前処理建屋  
 AB :分離建屋  
 AC :精製建屋  
 BA :ウラン脱硝建屋  
 BB :ウラン酸化物貯蔵建屋  
 CA :ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
 CB :ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
 KA :高レベル廃液ガラス固化建屋  
 KB :第1ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
 ×1: 設計基準対処  
 ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
 ×3: 影響が平常運転時程度

第49表 「放射性物質の閉じ込め機能(放出経路の維持機能、放射性物質の捕集・浄化機能、排気機能)」の喪失による気体状の放射性物質の漏えいの想定箇所の特定結果

建屋		※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
AA	せん断処理・溶解廃ガス処理設備	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AA	前処理建屋塔槽類廃ガス処理設備	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AB	パルセータ廃ガス処理系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AC	パルセータ廃ガス処理系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
CA	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	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
KA	高レベル濃縮廃液廃ガス処理系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
KA	不溶解残渣廃液廃ガス処理系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
KA	高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AB	高レベル廃液濃縮缶凝縮器	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AB	減衰器	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
CA	安全上重要な施設の固気分離器からウラン・プルトニウム混合脱硝建屋換気設備のグローブボックス・セル排気系統への接続部までの系統	○	—	—	—	—	—	×1	—	—	—
CA	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備 高性能粒子フィルタ(空気輸送)	○	—	—	—	—	—	×1	—	—	—
AA	中継槽セル等からの排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AA	溶解槽セル等からのA排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AA	溶解槽セル等からのB排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AB	プルトニウム溶液中間貯槽セル等からの排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AC	プルトニウム濃縮缶セル等からの排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AC	グローブ ボックス等からの排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
CA	硝酸プルトニウム貯槽セル等及びグローブ ボックス等からの排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
KA	高レベル濃縮廃液貯槽セル等からの排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
KA	固化セル圧力放出系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
KA	固化セル換気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AA	汚染のおそれのある区域からの排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AB	汚染のおそれのある区域からの排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
AC	汚染のおそれのある区域からの排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
CA	汚染のおそれのある区域からの排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
KA	汚染のおそれのある区域からの排気系	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—

F :使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
AA :前処理建屋  
AB :分離建屋  
AC :精製建屋  
BA :ウラン脱硝建屋  
BB :ウラン酸化物貯蔵建屋  
CA :ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
CB :ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
KA :高レベル廃液ガラス固化建屋  
KB :第1ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
×1: 設計基準対処  
×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
×3: 影響が平常運転時程度

第50表 「崩壊熱等の除去機能」の喪失による温度上昇による閉じ込め機能喪失の想定箇所の特定結果

建屋	崩壊熱除去の対象機器	※1 地震	※2 火山の影響	※3 配管の全周破断	※4 動的機器の多重故障	※5 長時間の全交流動力電源の喪失	△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
CB	混合酸化物貯蔵容器	○	○	—	○	○	—	×1	—	—	—
KA	ガラス固化体	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
KB	ガラス固化体	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

F : 使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
 AA : 前処理建屋  
 AB : 分離建屋  
 AC : 精製建屋  
 BA : ウラン脱硝建屋  
 BB : ウラン酸化物貯蔵建屋  
 CA : ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
 CB : ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
 KA : 高レベル廃液ガラス固化建屋  
 KB : 第1 ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
 ×1: 設計基準対処  
 ×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
 ×3: 影響が平常運転時程度

第51表 「火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)」及び「熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能」の同時喪失による温度上昇による閉じ込め機能喪失の想定箇所の特定結果

建屋	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能により温度上昇による閉じ込め機能喪失を防止している機器	※1 地震			※2 火山の影響			※3 配管の全周破断			※4 動的機器の多重故障			※5 長時間の全交流動力電源の喪失			△	×1	×2	×3	重大事故の想定箇所の特定結果
			火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失	火災、爆発、臨界等に係るプロセス量等の維持機能(非安重)	熱的、化学的又は核的制限値等の維持機能	左記の同時機能喪失					
CA	焙焼炉ヒータ部温度高による加熱停止回路	焙焼炉	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—
CA	還元炉ヒータ部温度高による加熱停止回路	還元炉	(○)	○	○	(○)	○	○	(○)	—	—	(○)	○	○	(○)	○	○	—	×1	—	—	—

F :使用済燃料受入れ・貯蔵建屋  
AA :前処理建屋  
AB :分離建屋  
AC :精製建屋  
BA :ウラン脱硝建屋  
BB :ウラン酸化物貯蔵建屋  
CA :ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋  
CB :ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋  
KA :高レベル廃液ガラス固化建屋  
KB :第1ガラス固化体貯蔵建屋

△: 評価により事故に至らない  
×1: 設計基準対処  
×2: 事故に至るまでの間に復旧が可能  
×3: 影響が平常運転時程度

5. 重大事故等の対処に係る有効性評価の基本的な考え方

## 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

「6.1 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」では、フォールトツリー分析により、各機能喪失の要因となっている事象 ごと に機能喪失の範囲が整理されている。

有効性評価を実施する代表事例は、「6.1 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」体系的に整理された上記情報を基に、機能喪失の範囲、講じられる対策の網羅性及び生じる環境条件を考慮し選定する。

重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて有効性を確認するための評価項目を設定する。評価項目は重大事故等の特徴を踏まえた上で、重大事故の発生により放射性物質の放出に寄与する重大事故等のパラメータ又はパラメータの推移とする。

これらの有効性を確認するための評価項目は、重大事故等の同時発生又は連鎖を想定する場合であっても変わらない。ただし、大気中への放射性物質の放出量に関する有効性については、重大事故等の同時発生又は連鎖を想定する重大事故等による大気中への放射性物質の放出量を合算した上で評価を実施する。



### 6.3 評価に当たって考慮する事項

有効性評価では、共通して以下の事項を考慮する。

#### 6.3.1 安全機能を有する施設の安全機能の喪失に対する想定

網羅性を確保した有効性評価を実施するため、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」において選定した代表事例にて想定される機能喪失の範囲に加えて、更なる機能喪失を重ね合わせることが合理的な場合には、代表事例では想定されない安全機能の喪失を加えて仮定し、有効性評価を実施する。

#### 6.3.2 操作及び作業時間に対する仮定

重大事故等への対処のために実施する操作及び作業を開始する時間は、安全機能の機能喪失の要因となる事象によって異なり、事象の特徴を踏まえて以下のとおり想定する。

##### (1) 外的事象の地震における想定

地震発生直後、要員は自らの身を守るための行為を実施し、揺れが収まったことを確認してから、安全機能が維持されているかの確認を実施する。したがって、地震の発生を起点として、その後10分間は要員による対処を期待しない。地震の発生から10分後以降、要員による安全系監視制御盤等の確認を実施し、その結果に基づき安全機能の喪失を把握し、通常の体制から重大事故等への対処を実施するための実施組織に体制を移行するものと仮定する。その後、重大事故等対処の体制に移行するために5分を要するものと仮定して、地震の発生から25分後以降、要員による現場状況の把握のための初動対応に移行し、地震発生から90分後まで現場状況確認を実施するものと仮定する。

(2) 外的事象の火山における想定

安全系監視制御盤等の情報から安全機能の喪失又は事故の発生を把握するためには、一つの指示情報だけではなく複数の指示情報から判断する必要がある。したがって、安全系監視制御盤等により安全機能の喪失を判断するための情報を把握した時点を開始点として、安全機能の喪失の判断に10分間を要するものと想定し、重大事故等への対処のうち判断に基づき実施する操作及び作業は安全機能の喪失を判断するための情報の把握から10分後以降に実施するものと仮定する。ただし、火山による降下火砕物が発生している場合には、運転員は安全機能の喪失の可能性のあるものと認識した上で安全系監視制御盤等の監視を行っており、判断に10分を要することはないと考えられる。

(3) 内の事象における想定

安全系監視制御盤等の情報から安全機能の喪失又は事故の発生を把握するためには、一つの指示情報だけではなく複数の指示情報から判断する必要がある。したがって、安全系監視制御盤等により安全機能の喪失を判断するための情報を把握した時点を開始点として、安全機能の喪失の判断に10分間を要するものと想定し、重大事故等への対処のうち判断に基づき実施する操作及び作業は安全機能の喪失を判断するための情報の把握から10分後以降に実施するものと仮定する。

ただし、判断に用いる指示情報が安全系監視制御盤等に集約されており、事故の発生を直ちに判断できる場合においては、上記の設定によらず、操作可能な時間を設定する。

(4) 外的事象及び内の事象に共通する想定

重大事故等への対処のために実施する操作及び作業の所要時間は、それぞれの訓練の実績に基づき想定する。

### 6.3.3 環境条件の考慮

「6.1 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」に整理される自然現象の組み合わせを基に、設計基準において想定した規模の自然現象の発生を想定する。ただし、対処により事象を収束させるまでの時間が短い場合には、その間に自然現象が発生する可能性が十分に低いと考えられることから、対処実施中の自然現象の発生は想定しない。

### 6.3.4 有効性評価の範囲

有効性評価の範囲は、事態が収束するまでの期間を対象として実施する。

## 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価に使用する解析コードは、重大事故等の特徴に応じて、着目している現象をモデル化でき、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。

### 6.4.1 臨界事故

臨界事故の有効性評価として J A C S コードシステムを使用する。

#### (1) 概 要

J A C S コードシステムは、臨界安全解析コードシステムであり、モンテカルロ法による臨界安全解析を行うことができる。

核データライブラリは、評価済核データ E N D F / B - I V から作成された、M G C L 断面積セットを標準で使用する事が可能である。

J A C S コードシステムは、1次元 S<sub>n</sub>法輸送計算コードである A N I S N - J R、3次元多群モンテカルロ法臨界計算コードである K E N O - I V により、核燃料物質を有する体系の実効増倍率を計算することができる。

また、M G C L 断面積セットを処理して A N I S N - J R 及び K E N O - I V で使用できる断面積を出力するための M A I L コード、A N I S N - J R で計算されたセル平均断面積を K E N O - I V 用の断面積形式に変換する R E M A I L コードを備えている。

#### (2) 妥当性確認及び不確かさの把握

J A C S コードシステムは、多くのベンチマーク実験の解析により十分に検証されており、J A C S コードシステムの不確かさを考慮して、計算した実効増倍率が0.95以下となることを未臨界の判断基準とする。

#### 6.4.2 冷却機能の喪失による蒸発乾固

冷却機能の喪失による蒸発乾固の有効性評価において、解析コードは使用していない。

#### 6.4.3 放射線分解により発生する水素による爆発

放射線分解により発生する水素による爆発の有効性評価において、解析コードは使用していない。

#### 6.4.4 有機溶媒等による火災又は爆発

TBP等の錯体の急激な分解反応の有効性評価としてFluentを使用する。

##### (1) 概要

解析コードFluentは、汎用熱流体解析ソフトウェアである。航空機の翼に流れる気流、人体の血流、クリーンルーム設計、廃水処理プラント等様々な工業用途に対応し、活用されているソフトウェアであり、TBP等の錯体の急激な分解反応が発生した場合における配管内の圧力や温度解析を行うことができる。

解析コードFluentは、塔槽類内でのTBP等の錯体の急激な分解反応が発生した際の塔槽類及び塔槽類廃ガス処理設備の圧力及び温度の過渡変化を解析することができる。解析コードFluentは、塔槽類内の区間、塔槽類廃ガス処理設備の配管、洗浄塔及びフィルタを流れ方向に三次元に多ノードで模擬している。各ノードについて、圧縮性流体として質量、運動量及びエネルギーの保存則を適用し、流体から塔槽類及び塔槽類廃ガス処理設備の配管への熱移行は考慮せず、塔槽類及び塔槽類廃ガス処理設備内の流体にのみ熱移行させることとし、流体の熱

及び流体力学的挙動を計算する。

解析コード F l u e n t の入力は T B P 等の錯体の急激な分解反応としてのエネルギー、塔槽類内の空間温度、圧力、物性、塔槽類廃ガス処理設備の機器及び配管の幾何学的形状である。出力として、各ノードにおける圧力及び温度の時間変化が求められる。

#### (2) 妥当性確認及び不確かさの把握

解析コード F l u e n t は、多くのベンチマーク実験の解析により十分に検証されている。圧力損失として配管に通気した流体の圧力損失について解析結果と理論式を比較した結果、ほぼ等しい値となっており、その妥当性を確認している。

また、水素爆発を模擬した実験と解析結果を比較した結果、ほぼ同じ波形を示しているため、適切に評価されていることを確認している。

#### 6.4.5 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷

想定事故 1 及び想定事故 2 の有効性評価において、解析コードは使用していない。

#### 6.4.6 重大事故等の同時発生又は連鎖

重大事故等の同時発生又は連鎖の有効性評価において、解析コードは使用していない。

## 6.5 有効性評価における評価の条件設定の方針

### 6.5.1 評価条件設定の考え方

有効性評価における評価の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値及び運転状態の現実的な条件を設定することを基本とする。この際、6.4 において把握した解析コードの持つ不確かさや評価条件の不確かさによって、有効性評価の評価項目に対する安全余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析を行うことを前提に設定する。

### 6.5.2 共通的な条件

#### 6.5.2.1 使用済燃料の冷却期間

重大事故等への対処における時間余裕は、崩壊熱密度による影響が大きいため、冷却期間を現実的な期間に制限することにより、重大事故等への対処における対処の優先順位の設定をより現実的なものとすることができ、重大事故等への対処の確実性をより向上させることができる。

また、冷却期間を制限することで、崩壊熱密度の低減が図られ、重大事故等への対処における時間余裕が確保されることになり、大気中へ放射性物質を放出する事故に至ったとしても、溶液、廃液及び有機溶媒中の放射性物質量の総量を制限することにより、その影響を一定程度以下に抑制することが可能である。特に、冷却機能の喪失による蒸発乾固において特徴的に放出される放射性ルテニウムは、再処理する使用済燃料の冷却期間を制限することにより大きく減衰するため抑制効果が大きい。

以上より、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールの容量 $3,000 \text{ t} \cdot U_{PR}$ のうち、冷却期間4年以上12年未満の使用済燃料の貯蔵量が $600 \text{ t} \cdot U_{PR}$ 未満、それ以外は、冷却期間12年以上の使用済燃料とな

るように、新たに受け入れる使用済燃料の冷却期間を制限すること及び再処理する使用済燃料の冷却期間が15年以上となるように計画し管理することを前提とし、以下のとおり使用済燃料の冷却期間を設定する。

- (1) 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設において発生を想定する重大事故等に対する評価では、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールで貯蔵する使用済燃料 $3,000 \text{ t} \cdot U_{PR}$ に対し、冷却期間12年の使用済燃料が $2,400 \text{ t} \cdot U_{PR}$ 及び冷却期間4年の使用済燃料が $600 \text{ t} \cdot U_{PR}$ 貯蔵された状態とする。
- (2) 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設以外の施設において発生を想定する重大事故等に対する評価では、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年とする。

#### 6.5.2.2 崩壊熱

- (1) 燃料仕様の領域区分

崩壊熱は、使用済燃料集合体を1体程度の量で取り扱う場合（以下「1体領域」という。）、平均燃焼度が $45,000 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot U_{PR}$ 以下になるように調整する溶解施設の計量・調整槽以降の溶解液等を取り扱う場合（以下「1日平均領域」という。）及び使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の崩壊熱除去、放射性物質の推定年間放出量等を考慮する場合（以下「1年平均領域」という。）に区分して、それぞれの領域について、再処理を行う使用済燃料の仕様を満たす範囲から、より厳しい結果を与える使用済燃料集合体燃焼度、照射前燃料濃縮度、比出力及び冷却期間を組み合わせた以下の崩壊熱を評価するための燃料仕様に基づき設定する。



- a. 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設は、年間の最大再処理能力以上の貯蔵容量があるので1年平均領域とする。
- b. せん断処理施設から計量前中間貯槽までは、少数体の取扱い量となることから1体領域とする。
- c. 計量・調整槽では、払い出す溶解液を1日当たり再処理する使用済燃料の平均燃焼度 $45,000\text{MW d} / \text{t} \cdot U_{PR}$ 以下に混合及び調整するため、計量・調整槽及び計量補助槽からは1日平均領域とする。
- d. ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備、ガラス固化体貯蔵設備及び低レベル固体廃棄物貯蔵設備では、年間の最大再処理能力以上の貯蔵容量があるので1年平均領域とする。
- e. プルトニウム溶液が支配的な溶液は発電用の軽水減速、軽水冷却、沸騰水型原子炉（以下、「BWR」という）燃料とし、プルトニウム溶液以外の溶液はPWR燃料とする。

(2) 燃料仕様

a. 使用済燃料集合体燃焼度

使用済燃料集合体燃焼度の大きい使用済燃料ほど崩壊熱が大きいいため、1体領域では再処理を行う使用済燃料集合体最高燃焼度 $55,000\text{MW d} / \text{t} \cdot U_{PR}$ 、1日平均領域及び1年平均領域では1日当たり再処理する使用済燃料の平均燃焼度の最高値 $45,000\text{MW d} / \text{t} \cdot U_{PR}$ を設定する。

b. 照射前燃料濃縮度

照射前燃料濃縮度が小さい使用済燃料ほど崩壊熱が大きいいため、1体領域では高燃焼度実証燃料のような特異な場合を想定して $3.0\text{wt}\%$ 、1日平均領域では高燃焼度燃料の下限としての照射前燃料濃縮度として $3.5\text{wt}\%$ 、1年平均領域では高燃焼度燃料の平均的な照射前燃料濃縮度として、BWR燃料では $4.0\text{wt}\%$ 、PWR燃料では $4.5\text{wt}\%$ を設定す

る。

#### c. 比出力

比出力の大きい使用済燃料ほど崩壊熱が大きいため、1体領域及び1日平均領域ともBWR燃料は $40\text{MW}/t \cdot U_{PR}$ 、PWR燃料は $60\text{MW}/t \cdot U_{PR}$ を設定する。1年平均領域では平均的な値としてBWR燃料は $26\text{MW}/t \cdot U_{PR}$ 、PWR燃料は $38\text{MW}/t \cdot U_{PR}$ を設定する。

また、1日平均領域のうちプルトニウムの寄与が支配的な設備については、プルトニウムの単位重量当たりの崩壊熱が大きくなる $10\text{MW}/t \cdot U_{PR}$ を設定する。

#### d. 冷却期間

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設では、貯蔵する使用済燃料のうち、 $2,400 t \cdot U_{PR}$ は冷却期間を12年、 $600 t \cdot U_{PR}$ は冷却期間を4年とする。

また、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設以外の施設では冷却期間を15年とする。

### 6.5.2.3 水素発生G値

水素発生G値は、事故形態、溶液の種類、温度及び硝酸濃度に依存し、水素発生量が、溶液の沸騰状態及びかくはん状態に依存するため、重大事故の発生の前提となる溶液の状態、重大事故発生後の溶液の状態及びこれらの状態に対する重大事故等対策の実施状況並びに重大事故等が同時発生又は連鎖している場合を想定し、適切に設定する。

#### (1) 事故形態

「6.1 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」において特定された「臨界事故」、 「冷却機能の喪失によ

る蒸発乾固」，「放射線分解により発生する水素による爆発」，「T B P等の錯体の急激な分解反応」及び「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷」を対象とする。

これらのうち，「臨界事故」については，臨界事故発生前後において，線量率の急激な上昇が生じることから，これに起因する水素発生量の増加を適切に考慮できる水素発生G値を文献等に基づき設定する。

## (2) 溶液の種類

「臨界事故」，「冷却機能の喪失による蒸発乾固」，「放射線分解により発生する水素による爆発」，「T B P等の錯体の急激な分解反応」及び「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷」の発生の前提となる「硝酸溶液」，「有機溶媒」及び「水」ごとに水素発生G値を設定する。

## (3) 溶液の温度

各溶液の事象進展の過程における温度変化を基に，水素発生G値の温度依存性の考慮の必要性を判断する。

事象進展の過程において温度変化がある場合には，文献等に基づき各溶液の温度依存性を適切に考慮するとともに，設定にあたっての不確かさを適切に考慮し，水素発生G値を設定する。

## (4) 硝酸濃度

対象とする溶液が「硝酸溶液」の場合には，硝酸濃度に応じた水素発生G値を文献等に基づき設定する。なお，事象進展の過程において溶液の性状変化等に伴い，硝酸濃度の変動がある場合には，有効性評価における硝酸濃度の変動の影響を硝酸濃度変動の特徴に応じて適切に考慮する。

## (5) 溶液の沸騰及びかくはん状態

溶液が沸騰に至った場合及び空気供給により，溶液中に有意な気泡が

発生する場合には、水素発生G値が増加することで、水素発生量が増加する不確かさを有することから、文献等に基づき、溶液が沸騰又はかくはん状態にある場合の水素発生G値を適切に設定するとともに、不確かさに対し、設備容量の余力の確保及び操作等の運用上の考慮を適切に行う。

#### 6.5.2.4 放射性物質量

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「大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）」という。）の評価に用いる放射性物質量は、機器の容量に放射性物質の濃度を乗じたものであり、以下に示すとおりの条件とする。

機器に内包する溶液、廃液、有機溶媒の放射性物質の濃度は、以下の標準燃料仕様（1年平均領域の使用済燃料のうち放射性物質量が大きいPWR燃料）を基に、ORIGEN2コードにより算出される核種組成を基準に、工程内での平常運転時の組成変化及び濃度変化を考慮し設定する。

燃料型式：PWR

使用済燃料集合体燃焼度：45,000MW d / t · U<sub>PR</sub>

照射前燃料濃縮度：4.5w t %

比出力：38MW / t · U<sub>PR</sub>

冷却期間：15年

放射性物質量は、施設内での分離、分配、精製等に伴う挙動が同様であるいくつかの元素グループごとに、燃料仕様の変動に伴う放射性物質の濃度の変動を包含できるように、放射性物質の濃度を補正する係数（以下「補正係数」という。）を設定し、機器に内包する溶液、廃液、有機溶媒の放射性物質の濃度に補正係数及び機器の容量を乗じて算出する。

#### 6.5.2.5 事故の影響を受ける割合及び機器の気相に移行する割合

事故の影響を受ける割合及び機器の気相に移行する割合は、重大事故の特徴ごとに既往の知見を参考に設定する。

#### 6.5.2.6 大気中への放出過程における放射性物質の除染係数

##### (1) 放出経路を経由して放出する場合

配管、ダクト等を通じた流動がある場合の放出過程における放射性物質の除染係数の設定の基本的な考え方は、以下のとおりとする。

##### a. 塔槽類廃ガス処理設備等の流路

流動がある場合のエアロゾルは、配管曲がり部等への慣性沈着の効果が見込めるため、セル及び建屋換気設備を含む流路全体で、除染係数 $DF_{10}$ を設定する。

##### b. 高性能粒子フィルタ

高性能粒子フィルタは、設計値を基に1段あたり除染係数 $DF_{10}^3$ を設定する。ただし、高性能粒子フィルタを蒸気が通過する場合は、湿分による高性能粒子フィルタの劣化を考慮し、1桁低下させた除染係数を設定する。また、複数段で構成する場合、2段目以降は1段目に対して1桁低下させた除染係数を設定する。

##### c. その他の除染機器

その他の除染機器の除染係数は、事故の特徴に応じて個別に設定する。

##### (2) 閉空間からバウンダリを超えて放出する場合

配管、ダクト等を通じた放出のような有意な流動がない場合の放出過程における放射性物質の除染係数の設定の基本的な考え方は、以下のとおりとする。

a. 水封安全器

定常的な流れがなく、水封安全器をバウンダリとして期待できる場合は、除染係数DF10を設定する。

b. セル壁及び建屋壁

セルにおける放射性物質の滞留による重力沈降の効果、セル壁等への熱泳動による沈着の効果が見込めるため、壁1枚あたり除染係数DF10を設定する。

#### 6.5.2.7 放射性物質のセシウム-137 換算係数

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、IAEA-TECDOC-1162<sup>(1)</sup>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<sup>(1)</sup>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、プルトニウム等の一部の核種は、化学形態による影響の違いを補正する係数<sup>(1)(2)</sup>を乗じて算出する。

#### 6.5.2.8 溶液、廃液、有機溶媒の温度

安全機能を有する施設の安全機能の喪失時における溶液、廃液、有機溶媒の温度を考慮する場合には、その他再処理設備の附属施設の冷却水設備の安全冷却水系（再処理設備本体用）が1系列運転している状態を前提として設定する。

また、冷却機能喪失時の沸騰温度は、各溶液の硝酸濃度より、硝酸濃度と沸点の関係から算出する。実際の溶液は、硝酸以外の溶質も溶存してお

り水－硝酸の沸点より高くなるが，時間余裕の算出に用いる沸点は，モル  
沸点上昇は考慮せずに，より厳しい結果を与えるように以下の近似<sup>(3)</sup>式に各  
溶液の硝酸濃度を代入し算出したものを用いる。

$$T_1 = -0.005447 \times c^3 + 0.1177 \times c^2 + 0.7849 \times c + 99.90$$

c : 硝酸濃度 [M]

#### 6.5.2.9 機器に内包する溶液，廃液，有機溶媒の液量

溶液，廃液，有機溶媒の液量は，当該機器の公称容量とする。

ただし，臨界事故については，臨界事故の発生条件を考慮し，個別に液  
量を設定する。

## 6.6 評価の実施

有効性評価は、発生を想定する重大事故等の特徴を基に重大事故等の進展を考慮し、放射性物質の放出に寄与するパラメータ又はパラメータの推移を評価する。また、対策の実施により事態が収束することを確認する。

ただし、事象進展の特徴や厳しさを踏まえ、評価・解析以外の方法で施設が安定状態に導かれ、事態が収束することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。



## 6.7 解析コード及び評価条件の不確かさの影響評価方針

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、対策を実施する実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響及び評価項目に与える影響を評価する。

不確かさの影響確認は、評価項目に対する安全余裕が小さくなる場合に感度解析を行う。

### 6.7.1 解析コードにおける不確かさの影響評価

解析コードの不確かさは、重大事故等の特徴に応じて、着目している現象をモデル化でき、評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

### 6.7.2 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件のうち、初期条件、事故の条件及び機器の条件並びに有効性評価の前提となる各安全機能の機能喪失の要因となる事象の違いに起因する不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。なお、評価条件である操作の条件の不確かさについては、重大事故等の同時発生の可能性を考慮した上で、操作の不確かさ要因である、「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」に起因して生じる運転員等操作の開始及び完了時間の変動並びに可搬型重大事故等対処設備及びそれらの予備機の設置等の対処に時間を要した場合の完了時間の変動が、実施組織要員の操作の時間余裕及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

## 6.8 重大事故等の同時発生又は連鎖

### 6.8.1 重大事故等の事象進展，事故規模の分析

重大事故の発生的前提となる溶液の状態又は重大事故発生後の溶液の状態を基に，起因となる重大事故等の事象進展，事故規模を分析し，顕在化する環境条件の変化を，起因となる重大事故等が発生している機器ごとに特定する。

#### a. 溶液の状態

重大事故の発生的前提となる溶液及び重大事故発生後の溶液の組成，崩壊熱等の物理化学的な性質を明らかにした上で，拡大防止対策の実施状況を踏まえて，溶液の物理的，化学的な変化の有無を明らかにする。

#### b. 溶液の状態によって生じる事故時環境

「a. 溶液の状態」において明らかにした溶液の状態によって生じる環境変化を以下の観点について分析する。

##### (a) 温 度

発熱する溶液等による直接加熱や構造材を通じた熱伝導，空間部を通じての熱伝達による熱影響を分析する。

##### (b) 圧 力

閉空間の場合には，当該空間のバウンダリを構成する機器への圧力上昇に伴う応力を，また，配管・ダクト等を通じて空間が連結されている場合には圧力伝播によって発生する応力の影響を分析する。

##### (c) 湿 度

当該環境にさらされる機器の材質との関係から，脆化等が発生し得るかを分析する。

##### (d) 放射線

当該環境にさらされる機器の材質との関係から，脆化等が発生し得る

かを分析する。また、放射線による溶液のG値の変化等、物理的な影響を分析する。

- (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  
新たな物質又はエネルギーの発生による溶液の状態変化及び各種安全機能の容量又は安全機能を有する設備の構造的な健全性への影響を分析する。

水素等の可燃性物質の化学反応の発生可能性を除外できない場合は、水素等の可燃性物質の化学反応の発生を想定し、「温度」及び「圧力」と同じ観点での影響を分析する。

蒸気，煤煙及び放射性物質の発生は，当該環境にさらされる機器の材質，機器が有する機能との関係から脆化等が発生し得るかを分析する。

また，物質の発生及びエネルギーの発生が，安全機能が有する容量に与える影響を分析する。

- (f) 落下又は転倒による荷重

落下又は転倒物の衝突及び衝突に伴い発生する荷重の影響を分析する。

- (g) 腐食環境

腐食性物質の発生等，当該環境にさらされる機器の材質，機器が有する機能との関係から腐食等が発生し得るかを分析する。

## 6.8.2 重大事故等の同時発生

「6.1 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」の結果を基に、同じ種類の重大事故がどの範囲で発生するかを整理する。また、各安全機能の機能喪失の要因となる事象がもたらす機能喪失の範囲に基づき、異なる種類の重大事故がどの範囲で発生するかを整理する。

同じ種類の重大事故等の同時発生は、複数の機器において重大事故等が同時発生することを前提として有効性評価を行う。

異なる種類の重大事故等の同時発生は、「6.8.1 重大事故等の事象進展、事故規模の分析」における分析結果を基に、異なる種類の事故影響が相互に与える影響を明らかにする。

明らかにした相互影響を基に、互いの重大事故等対策の容量不足等が生じるか否かを整理し、重大事故等対策を阻害する可能性がある場合には、「7.6 重大事故が同時に又は連鎖して発生した場合の対処」にて追加対策等の有効性を再評価する。

また、異なる種類の重大事故等の同時発生時の大気中への放射性物質の放出量の評価は「7.6 重大事故が同時に又は連鎖して発生した場合の対処」において評価する。

### 6.8.3 重大事故等の連鎖

#### 6.8.3.1 重大事故等の連鎖の整理の考え方

連鎖して発生する重大事故等の整理は、重大事故の発生的前提となる溶液の状態又は重大事故発生後の溶液の状態を基に、起因となる重大事故等の事象進展、事故規模を分析し、事故影響によって顕在化する環境条件の変化を明らかにした上で、自らの貯槽等に講じられている安全機能への影響、自らの貯槽等に講じられている安全機能に因らず、溶液の状態によってさらに事故が進展する可能性及び他の安全機能への影響を分析し、その他の重大事故等が連鎖して発生するかを明らかにする。

#### 6.8.3.2 重大事故等の連鎖に係る検討方針

連鎖して発生する重大事故等の特定は、以下の流れに沿って実施する。

##### (1) 起因となる重大事故等の抽出

起因となる重大事故等は、「6.1 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」で抽出された重大事故等を対象に検討を行う。

##### (2) 事故進展により自らの貯槽等において発生する重大事故等の特定

「6.8.1 重大事故等の事象進展、事故規模の分析」において明らかにした溶液の状態及び環境条件によって、自らの貯槽等に講じられている安全機能が構造的に又は容量不足によって機能喪失し、その他の重大事故等が連鎖して発生するかを分析する。また、自らの貯槽等に講じられている安全機能に因らず、重大事故の発生的前提又は重大事故発生後の溶液の組成、崩壊熱等の状態によって、自らの貯槽等において事故がさらに進展し、その他の重大事故等が連鎖して発生するかを分析する。

なお、重大事故のうち、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷は、当該

重大事故と臨界事故，冷却機能の喪失による蒸発乾固，放射線分解により発生する水素による爆発及び有機溶媒等による火災又は爆発の発生が想定される建屋が異なることから，臨界事故，冷却機能の喪失による蒸発乾固，放射線分解により発生する水素による爆発及び有機溶媒等による火災又は爆発を起因とした場合の分析では，使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷への連鎖の観点の分析を省略する。

- (3) 重大事故等が発生した貯槽等以外への安全機能への影響及び連鎖して発生する重大事故等の特定

「6.8.1 重大事故等の事象進展，事故規模の分析」において明らかにした溶液の状態及び環境条件が及ぶ範囲を特定し，環境条件が及ぶ範囲にある安全機能が構造的に又は容量不足によって機能喪失し，その他の重大事故等が連鎖して発生するかを分析する。

起因となる重大事故等の事故影響によって生じる環境条件が及ぶ範囲の特定の考え方を第6.8-1図に示す。

## 6.9 必要な要員及び資源の評価方針

重大事故等への対処に必要な要員及び資源の評価においては、設計上定める条件より厳しい条件をもたらす要因ごとに、同時に又は連鎖して発生することを想定する重大事故等が全て同時に又は連鎖して発生することを想定して評価を行う。具体的には、同時に又は連鎖して発生することが想定される重大事故等における必要な要員及び資源の有効性評価は、他の同時に又は連鎖して発生する事象の影響を考慮する必要があるため、これらを考慮した必要な要員及び資源の有効性評価を「7.7 必要な要員及び資源の評価」に纏めて示す。また、外的事象では発生が想定されず内的事象でのみ発生を想定する重大事故等については、単独で発生することを想定し、個別に評価を行う。

### 6.9.1 必要な要員

再処理施設として、評価項目を満たすために必要な要員を確保できる体制となっていることを評価する。

### 6.9.2 必要な資源

#### (1) 水 源

再処理施設として、重大事故等への対処に使用する水の流量及び使用開始時間から、敷地外水源からの取水までに使用する水量を算出することにより、敷地内水源が枯渇しないことを評価する。

#### (2) 電 源

再処理施設として、使用する重大事故等対処施設の起動電流及び定格電流を考慮して、これらの起動順序を定めた上で、必要となる負荷の最大容量に対して電源設備の容量で給電が可能であることを評価する。

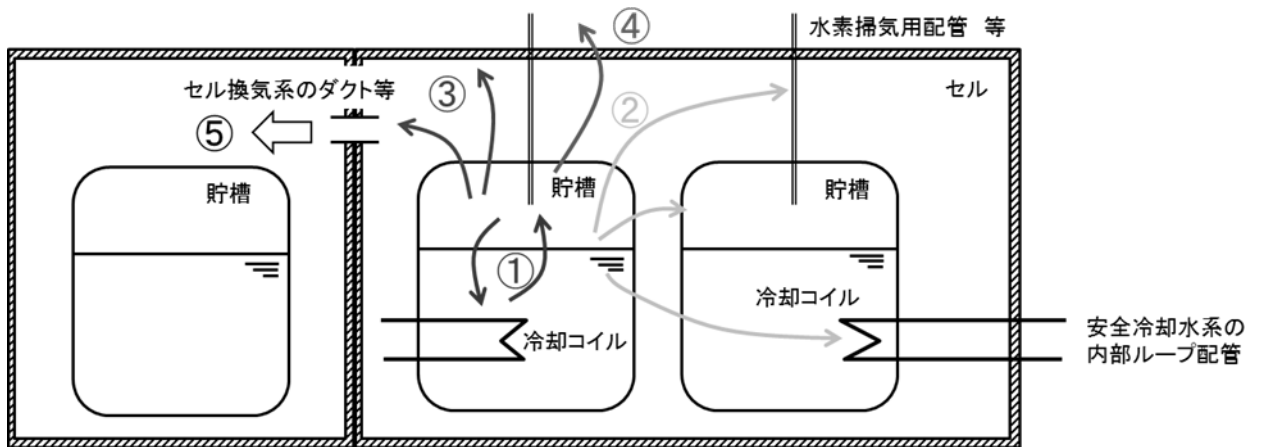
### (3) 燃 料

再処理施設として、軽油又は重油を燃料とする重大事故等対処施設の燃費及び使用開始時期から、安全機能を有する施設の安全機能の喪失から7日間で消費する軽油又は重油の総量を算出することにより、補機駆動用燃料補給設備が重大事故等対処施設への給油を継続できる容量を有していることを評価する。



## 6.10 参考文献一覽

- (1) GENERIC PROCEDURES FOR ASSESSMENT AND RESPONSE DURING A RADIOLOGICAL EMERGENCY . IAEA , VIENNA , 2000  
IAEA-TCDOC-1162
- (2) 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.
- (3) M. Philippe, J. P. Mercier, and J. P Gue, “Behavior of Ruthenium in the case of Shutdown of the cooling system of HLLW storage tanks”, 21st DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference, San Diego, USA (1990)



- ① 起因となる重大事故等が発生している機器自体の損傷・劣化及び機器に接続している各種安全機能を担う機器・系統の損傷・劣化
- ② ①の結果，起因となる重大事故等の事故影響が，起因となる重大事故等が発生している機器を超えて波及すると判断された場合には，隣接するその他機器の損傷・劣化
- ③ ①の結果，起因となる重大事故等の事故影響が，起因となる重大事故等が発生している機器を超えて波及すると判断された場合には，機器が設置されるセルの損傷・劣化
- ④ ①の結果，起因となる重大事故等の事故影響が，セルを超えて波及すると判断された場合には，起因となる重大事故等が発生する機器が設置されているセル外の機器の損傷・劣化
- ⑤ 上記①から④は，機器又はセルを通過している配管，ダクト等を通じた事故影響の伝播を考慮する。

第 5.8.2-1 図 起因となる重大事故等（機器内）の事故影響が及ぶ安全機能の概念図

6. 臨界事故への対処



## 7. 重大事故等に対する対策の有効性評価

### 7.1 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）（以下7.では「廃ガス処理設備」という。）、建屋換気設備のセルからの排気系並びにセル、グローブボックス及びこれらと同等の閉じ込め機能を有する施設（以下「セル等」という）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機器、セル、建屋の順に圧力を低くできる設計としている。

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

その過程において、ウラン及びプルトニウムの核分裂の連鎖反応によって新たに核分裂生成物が生成し、このうち放射性希ガス及び気体状の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、放射線分解水素は、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が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<sup>(3)</sup>、

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<sup>(4)</sup>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<sup>(5)</sup>を踏まえ  $10^{20}$  f i s s i o n s 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。

## (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ごうを生じさせないこと、再処理  
施設内における爆燃から爆ごうへの遷移に関する知見が少  
ないこと、排気系統が爆燃から爆ごうへの遷移を発生しやす  
い形状であることを踏まえ、爆燃する領域の水素濃度の下限  
値であるドライ換算 8 v o l % 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、可溶性中性子吸収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 % に至ることを防止し、可燃限界濃度（ドライ換算 4 v o 1 %）未満とし、これを維持するため、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廃ガス処理設備の流路を遮断し、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 7.1-1 表に、各対策の概要図を第 7.1-1 図及び第 7.1-2 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収材供給貯槽、重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁及び重大事故時可溶性中性子吸収材供給系配管・弁（以下「重大事故時可溶性中性子吸収材供給系」という。）（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給系）を用い



て自動で可溶性中性子吸収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。

臨界事故が発生した機器に、臨界事故時水素掃気系の一般圧縮空気系（以下 7.1 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 1 % に至ることを防止し、可燃限界濃度（ドライ換算 4 v o 1 %）未満とし、これを維持する。

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廃ガス貯留設備の廃ガス貯留槽（以下 7. では「廃ガス貯留槽」という。）への流路を確立し、廃ガス貯留設備の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。放出経路の切替えにおいては、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廃ガス処理設備に逆流することはない。

その後、廃ガス貯留設備の隔離弁を閉止し、廃ガス貯留設備の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 1 %）未満となることとする。

#### 7.1.1 臨界事故の拡大防止対策

##### 7.1.1.1 臨界事故の拡大防止対策の具体的内容

###### (1) 可溶性中性子吸収材の自動供給

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、直ちに自動で重大事故時可溶性中性子吸収材供給系（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給系）により、臨界事故が発生している機器に、可溶性中性子吸収材の供給を開始する。この際の供給には重力流を用いる。可溶性中性子吸収材は、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 7.1-1 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 7.1-3 図及び第 7.1-4 図に、対策の手順の概要を第 7.1-5 図及び第 7.1-6 図に、対策における手順及び設備の関係を第 7.1-2 表及び第 7.1-3

表に、必要な要員及び作業項目を第 7.1-7 図及び第 7.1-8 図に示す。

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した場合には、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. から e. 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。

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た場合、重大事故時可溶性中性子吸収材供給槽（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給槽）から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。

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（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給弁）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（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給弁）の開閉表示である。

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、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、緊急停止系の緊急停止操作スイッチの状態表示ランプである。

e. 未臨界への移行の成否判断及び未臨界の維持の確認

重大事故時可溶性中性子吸収材供給系（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給系）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。

## (2) 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気

臨界事故が発生した機器の気相部における水素濃度がドライ換算 8 v o 1 % に至ることを防止し、可燃限界濃度（ドライ換算 4 v o 1 %）未満とし、これを維持するため、平常運転時から供給されている安全圧縮空気系の水素掃気用の圧縮空気及び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加え、一般圧縮空気系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臨界事故が発生した機器に空気を供給し、水素掃気を実施する。

機器圧縮空気供給配管は、溶解設備、精製建屋一時貯留処理設備及び計測制御設備の設計基準対象の配管であり、平常運転時には試薬等を供給するために使用する。

第 7.1-1 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 7.1-9 図及び第 7.1-10 図に、対策の手順の概要を第 7.1-5 図及び第 7.1-6 図に、各建屋の対策における手順及び設備の関係を第 7.1-4 表及び第 7.1-5 表に、必要な要員及び作業項目を第 7.1-7 図及び第 7.1-8 図に示す。

### 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判断

「7.1.1.1 (1) a. 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した場合には、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 b. へ移行する。

b. 一般圧縮空気系からの空気の供給

機器圧縮空気供給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。

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。

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。

(3) 廃ガス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、直ちに自動で廃ガス貯留設備の隔離弁を開くとするとともに廃ガス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。その後、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自動閉止に加え、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。

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、高い除去能力を有する平常運転時の放出経路に復旧する。

第 7.1-1 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 7.1-11 図及び第 7.1-12 図に、対策の手順の概要を第 7.1-5 図及び第 7.1-6 図に、各建屋の対策における手順及び設備の関係を第 7.1-6 表及び第 7.1-7 表に、必要な要員及び作業項目を第 7.1-7 図及び第 7.1-8 図に示す。

a. 廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留の着手及び実施判断

「7.1.1.1 (1) a. 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した場合には、廃ガス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。

b. 廃ガス貯留槽への導出

臨界事故が発生したと判定した場合、直ちに自動で廃ガス貯留設備の隔離弁を開くとするとともに廃ガス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。その後、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自動閉止に加え、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。

c. 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、廃ガス貯留設備の圧力計の指示値の上昇、廃ガス貯留設備の放射線モニタの指示値の上昇及び廃ガス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、廃ガス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。

廃ガス貯留槽への放射性物質を含む気体の導出開始の確認に必要な監視項目は、廃ガス貯留設備の圧力、放射線レベル及び流量並びに廃ガス処理設備の系統内の圧力である。

d. 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上で、廃ガス貯留槽内の圧力が規定の圧力(0.4MPa [gage])に達した場合に、廃ガス貯留槽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。

廃ガス貯留槽への導出完了後、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。

e. 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、高い除染能力を有す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、廃ガス貯留設備の隔離弁を閉止し、空気圧縮機を停止する。

f. 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及び廃ガス処理設備の系統内の圧力である。

g. 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。

### 7.1.1.2 臨界事故の拡大防止対策の有効性評価

#### 7.1.1.2.1 有効性評価

##### (1) 代表事例

臨界事故の発生の要因は、「6.1 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期」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

臨界事故の発生の要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 7.1-13 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. 可溶性中性子吸収材の自動供給

未臨界に移行するために必要な可溶性中性子吸収材の量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. 廃ガス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

可溶性中性子吸収材の自動供給に係る有効性評価は、臨界事故を想定した設備状態に可溶性中性子吸収材を供給した場合の実効増倍率を、三次元の体系を取り扱うことができ、評価済みの核データライブラリを用いたモンテカルロ法による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JACSコードシステムにより評価し、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系(溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給系)からの可溶性中性子吸収材の供給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。JACSコードシステムで用いる核データライブラリは、ENDF/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。

実効増倍率の計算においては、臨界事故が発生した機器内の核燃料物質質量、核燃料物質濃度、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、可溶性中性子吸収材が供給された機器の実効増倍率を計算する。

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気に係る有効性評価は、臨界事故が発生した機器の気相部の水素濃度がドライ換算 8 v o 1 % に至らず、事態の収束時点において可燃限界濃度（ドライ換算 4 v o 1 %）未満とな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、機器に供給する空気量、機器の気相部体積等を用いる。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。

廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留に係る有効性評価は、大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）を評価する。気体状の放射性希ガス及び放射性よう素の取り扱いについては、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、評価対象外とする。

この評価においては、可溶性中性子吸収材の自動供給により未臨界へ移行し、また、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廃ガス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。廃ガス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

「7.1.1.2.1(1) 代表事例」で示したとおり,臨界事故は,内の事象の「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畳により,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 7.1-8 表に示す。

(6) 事故の条件及び機器の条件

臨界事故の拡大防止対策に使用する設備を第 7.1-9 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、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、それらの変動を包絡し、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 7.1-10 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絡する条件として初期濃縮度  $5.0 \text{ w t } \%$  及び燃焼度  $0 \text{ MW d } / \text{ t } \cdot U_{\text{PR}}$  とする。

- ii. エンドピース酸洗浄槽へ装荷する燃料せん断片の質量を包絡する条件として、燃料せん断片装荷量を燃料集合体 1 体に相当する約  $550 \text{ kg} \cdot \text{UO}_2$  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  $4,200 \text{ g} \cdot \text{Gd}$  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  $150 \text{ g} \cdot \text{Gd} / \text{L}$  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、代表としたエンドピース酸洗浄槽の場合は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	$4,200 \text{ g} \cdot \text{Gd}$
-------	------------	-----------------------------------

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7.1-11表～第7.1-13表に示す。

- (a) 過去に発生した<sup>(3)</sup>臨界事故等<sup>(4)</sup>の規模を踏まえ、<sup>(5)</sup>臨界状態を継続させた場合の全核分裂数を  $1 \times 10^{20}$  f i s s i o n s と設定した上で、臨界事故発生初期に生じる急激な核分裂反応の核分裂数を  $1 \times 10^{18}$  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  $1 \times 10^{15}$  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、 $2.1 \text{ m}^3$  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の平常運転時の最大値とした $600\text{W}/\text{m}^3$ を用いる。
- (d) エンドピース酸洗浄槽の気相部体積は、機器内及び接続される機器の体積とし、 $3\text{m}^3$ とする。
- (e) 臨界による水素発生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 $1.8^{(9)}$ 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、アルファ線にあつては0.11、ベータ線にあつては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、 $0.2\text{m}^3/\text{h}$  [normal]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 $6\text{m}^3/\text{h}$  [normal]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 $6\text{m}^3/\text{h}$  [normal]で空気を供給する。

#### f. 電気設備

電気設備は、1系列当たり精製建屋で最小約110kVAの余裕を有する。

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40kVA（起動時 約80kVA）

精製建屋の臨界事故に対処するための設備

約40kVA（起動時 約80kVA）

#### (7) 操作の条件

可溶性中性子吸収材の自動供給において操作を要するものは、緊急停止系による核燃料物質の移送停止操作と、可溶性中性子吸収材供給後に実施する、セル周辺の線量当量率の計測である。

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、廃ガス貯留槽への放射性物質を含む気体の導出完了まで継続する。

廃ガス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放出経路を、廃ガス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、廃ガス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7.1-7図及び第7.1-8図に示す。

(8) 放出量評価に関連する事故の条件、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設備へ経路が切り替わり、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。この経路の切り替えは、臨界事故の発生が検知された時点を開始点として約1分

以内に完了する。

臨界事故において気相中に移行した放射性物質は、機器に供給される空気及び臨界事故に伴う溶液の沸騰で発生した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 0.4MPa [gage] 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放出経路に切り替える。\_\_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放出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。

廃ガス貯留槽は、臨界事故の検知を起点として1時間におわたって放射性物質を含む気体を貯留できる容量として約 21m<sup>3</sup> 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及び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、IAEA-TECDOC-1162<sup>(6)</sup>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<sup>(6)</sup>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、プルトニウム等の一部の核種は、化学形態による影響の違いを補正する係数<sup>(6)</sup><sup>(7)</sup>を乗じて算出する。

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7.1-14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質量

臨界事故が発生した機器に内包する放射性物質質量は、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 $4.5\text{wt}\%$ 、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。

また、臨界事故の発生を想定する機器に内包する放射性物質質量は、上記において算出した放射性物質濃度に、臨界事故の発生を想定する機器に内包する溶液量を乗じて算出する。

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、「7.1.1.2.1(6) 事故の条件及び機器の条件」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  $1 \times 10^{18}$  f i s s i o n s 及び核分裂が継続的に発生する期間における核分裂率  $1 \times 10^{15}$  f i s s i o n s / s に可溶性中性子吸収材の自動供給の完了時間を乗じた核分裂数の合計とし、全核分裂数を  $1.6 \times 10^{18}$  f i s s i o n s とする。また、臨界事故発生時点で既に溶液が沸騰状態にあるものとし、核分裂で発生するエネルギーは、全て溶液の蒸発に使用されるものとする。

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  
する溶液体積中の保有量の 0.05%

d. 大気中への放出経路における除染係数

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を、精製建屋塔槽類廃ガス処理設備塔槽類廃ガス処理系（プルトリウム系）から主排気筒を介して、大気中へ管理しながら放出する。

精製建屋塔槽類廃ガス処理設備塔槽類廃ガス処理系（プルトリウム系）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 $10^3$ <sup>(1)</sup>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 $10^2$ ）<sup>(2)</sup>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 $10$ <sup>(8)</sup>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。

(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

速やかに未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。  
具体的には、臨界事故の発生検知後、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系により速やかに可溶性中性子吸収材の供給が開始され、臨界事故の発生を想定する体系の実効増倍率が 0.95 以下になること及び緊急停止系の操作により、核燃料物質の移送が停止し、未臨界を維持できること。

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、放射線分解により発生する水素による爆発の発生を未然に防止できること。具体的には、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、事態の収束の時点において機器内の水素濃度がドライ換算 4 v o 1 % 未満となること。

c. 廃ガス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上で、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 100 T B q 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。

#### 7.1.1.2.2 有効性評価の結果

##### (1) 有効性評価の結果

###### a. 可溶性中性子吸収材の自動供給

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

評価結果のうち、未臨界に移行するために最も多くの中性子吸収材を必要とするエンドピース酸洗浄槽においては、臨界事故の発生を検知した場合、可溶性中性子吸収材の供給が直ちに自動で開始され、臨界事故の発生検知後10分以内に重大事故時可溶性中性子吸収材供給系からエンドピース酸洗浄槽に、解析条件で設定した4,200 g・Gdのガドリニウムを供給した場合の実効増倍率（ $k_{eff} + 3\sigma$ ）が0.941であることから、速やかに未臨界に移行できる。また、緊急停止系により固体状の核燃料物質の移送が停止するため、エンドピース酸洗浄槽の実効増倍率は0.95を下回り、未臨界を維持できる。

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収材供給後の実効増倍率の計算結果を第7.1-15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7.1-14図に示す。

###### 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  $6 \text{ m}^3 / \text{h}$  [normal] 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 % を下回り、これを維持できる。

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7.1-16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7.1-15図

～第7.1-19図に示す。

c. 廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留

廃ガス貯留槽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-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-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  $8 \times 10^{-7}$  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、廃ガス貯留設備により、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7.1-17表～第7.1-26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7.1-14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7.1-20図～第7.1-24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

JACS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、事故の条件及び機器の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水素発生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 vol %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 vol %を下回ることに変わりはない。

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気の評価に用いる崩壊熱密度は、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年として得られる放射性物質の核種組成を基に算出した、

臨界事故時に機器が内包する溶液の平常運転時の最大値を設定しており、最確条件の場合は、水素濃度がさらに低下する。このため、判断基準を満足することには変わりはない。

また、臨界事故時における核分裂数については、供給完了までの時間に安全余裕を見込んでいること及び未臨界移行後の実効増倍率を0.95以下と評価していることから、評価時間より早期に未臨界状態に移行できると考えられ、核分裂数が少なくなることで水素発生量が減少し、機器内の水素濃度が低下することから判断基準を満足することには変わりはない。

(c) 廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留

廃ガス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100TBqを十分下回り、判断基準を満足することには変わりはない。

不確かさを考慮した各パラメータの幅を以下に示す。

i. 臨界事故が発生した機器に内包する放射性物質質量

再処理する使用済燃料の燃焼条件の変動幅を考慮すると、放射性物質質量の最大値は、1桁程度の下振れを有する。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<sup>(3)</sup>の知見を踏まえ、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約2倍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、その時間は短縮される。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、供給完了までの時間が5分以下であるとした場合、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。

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廃ガス洗浄塔等の機器が設置されており、廃ガス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める。



なお、沸騰に伴い気相中へ移行する放射性物質に、気体状の放射性物質が含まれていた場合には、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桁程度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 1 %未満に維持できることから、判断基準を満足することには変わりはない。

放出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。

(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。

### 7.1.1.2.3 重大事故等の同時発生又は連鎖

#### (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収材を供給する。

また，臨界事故により発生する放射線分解水素を掃気するため，一般圧縮空気系から，臨界事故が発生した機器に，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廃ガス貯留槽に導くため，気体の流路を自動で廃ガス処理設備から廃ガス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，内の事象の「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収材の供給が開始され、臨界事故の検知後10分で臨界事故が発生した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℃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23 L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. 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

### (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℃であり、溶解液においては約110℃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に対し約4%（約4kW）であるが、未臨界に移行後、放射性壊変により急速に減衰し、未臨界への移行から約1時間後には、臨界事故により発生する全エネルギーに対し約0.1%（約0.05kW）まで低下する。

精製建屋の第7一時貯留処理槽の場合、未臨界に移行した直後において機器が内包する溶液の崩壊熱密度は、核燃料物質を含む溶液の崩壊熱密度（約930W/m<sup>3</sup>）と核分裂の連鎖反応により生成する核分裂生成物の崩壊熱密度（約1200W/m<sup>3</sup>）の合計約2200W/m<sup>3</sup>であり、未臨界への移行から約1時間後には、核燃料物質を含む溶液の崩壊熱密度（約930W/m<sup>3</sup>）と放射性壊変を考慮した核分裂生成物の崩壊熱密度（約17W/m<sup>3</sup>）の合計約950W/m<sup>3</sup>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廃ガス貯留槽への

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 k P a [gage]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 k P a [gage]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T B P等の錯体の急激な分解反応の発生は想定されないことから、これらの反応により生成する煤煙その他の物質が発生することはない。

(f) 落下又は転倒による荷重

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はない、臨界事故が発生した機器が落下又は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、「6.1 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等の特定

##### (a) 蒸発乾固

「7.1.1.2.3(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) 放射線分解により発生する水素による爆発

「7.1.1.2.3(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。臨界事故への対処を行うことで，機器内の水素濃度は，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 1 %となる。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，放射線分解により発生する水素による爆発が発生することはない。

(c) 有機溶媒等による火災又は爆発

「7.1.1.2.3(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，T B P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T B Pを含む有機溶媒を内包することとはなく，また，臨界事故の発生の要因との関係でT B P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の健全性が損なわれることはなく、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はないことから、温度及び放射線以外の機器内の環境条件が、機器外へ及ぶことはないことから、温度及び放射線以外の環境条件の変化によってその他の重大事故が連鎖して発生することはない。

温度及び放射線の影響は機器外へ及ぶものの、温度は最大でも110℃程度であり、放射線については躯体による遮蔽によって、これらの影響が十分な厚さを有するセルを超えてセル外へ及ぶことはなく、また、セル内の安全機能を有する機

器も、これらの環境条件で健全性を損なうことはないことから、温度及び放射線の環境条件の変化によってその他の重大事故が連鎖して発生することはない。

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、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、機器内の水素濃度はドライ換算 8 v o 1 % 未満を維持できることから、水素爆発が発生することはない。

(b) 廃ガス処理設備及び廃ガス貯留設備

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廃ガス貯留設備に波及する。

廃ガス処理設備及び廃ガス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廃ガス貯留設備が機能喪失することはない、放射性物質の漏えいが発生することはない。

(c) 重大事故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（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給系）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収材供給系（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給系）が機能喪失することはない、臨界事故への対処に影響を及ぼすことはない。

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7vol%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。

#### 7.1.1.2.4 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収材の供給手段、臨界事故により発生する放射線分解水素を掃気する手段及び放射性物質を含む気体を貯留する手段を整備しており、これらの対策について、臨界事故の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収材の供給は、臨界事故の発生を検知した場合に直ちに自動で開始され、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収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 1 % 未満に維持できる。また、事態の収束の時点においては、水素

濃度はドライ換算 4 v o 1 % を下回る。

臨界事故が発生した場合において、廃ガス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約  $8 \times 10^{-7}$  T B q であり、廃ガス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 を十分下回る。

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、損傷又は機能喪失することはない、他の重大事故等が連鎖して発生することは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実行可能な限り低く、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、「7.1.1.2.1 (9) 判断基準」を満足する。

## 7.1.2 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として実施する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及び廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留に必要な要員は 10 人（実施責任者を含む。）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及び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 11 人（実施責任者を除く。）、精製建屋における臨界事故においては 14 人（実施責任者を除く。）である。上記より, 臨界事故の拡大防止対策に要する実施組織要員は, 前処理建屋における臨界事故においては 21 人, 精製建屋における臨界事故においては 24 人である。

これに対し実施組織要員は, 前処理建屋における臨界事故においては 28 人, 精製建屋における臨界事故においては 41 人であるため, 実施組織要員の要員数は, 必要な要員数を上回っており, 臨界事故への対応が可能である。

### (2) 必要な資源の評価

「7.1.1.2.1 (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。

臨界事故への対処には、水源を要せず、また、軽油等の燃料を消費する電気設備を用いない。

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槽（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給系の代替可溶性中性子吸収材緊急供給槽）において、臨界事故の発生を想定する機器を未臨界に移行するために必要な量及び配管への滞留量を考慮した量を内包することから、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  $6 \text{ m}^3 / \text{h}$  [normal] 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 1 % 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、460 V 非常用母線の最小余裕約160 k V A に対し最大でも重大事故等対処施設の廃ガス貯留設備の空気圧縮機の約40 k V A である。また、廃ガス貯留設備の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、460 V 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廃ガス貯留設備の空気圧縮機の約40 k V A である。また、廃ガス貯留設備の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。



### 7.1.3 参考文献一覽

- (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. C R A 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

- (9) Harry MacDonald Forehand, Jr. "Effect of Radiolytic gas on nuclear excursions in aqueous solutions" . 1981.

第 7.1-1 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
	エンドピース酸洗浄槽 A
	エンドピース酸洗浄槽 B
	ハル洗浄槽 A
	ハル洗浄槽 B
精製建屋	第 5 一時貯留処理槽
	第 7 一時貯留処理槽

第 7.1-2 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	<ul style="list-style-type: none"> <li>異なる 3 台の臨界検知用放射線検出器のうち、2 台以上の臨界検知用放射線検出器が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した場合には、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. から e. へ移行する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界検知用放射線検出器</li> </ul>

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等 対処設備	可搬型重大事故等 対処設備	計装設備
b.	可溶性中性子吸収材の供給	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界検知用放射線検出器により臨界事故の発生を検知した場合、重大事故時可溶性中性子吸収材供給槽（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給槽）から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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界事故の発生を想定する機器</li> <li>・ 代替可溶性中性子吸収材緊急供給槽</li> <li>・ 代替可溶性中性子吸収材緊急供給弁</li> <li>・ 代替可溶性中性子吸収材緊急供給系主配管・弁</li> <li>・ 重大事故時可溶性中性子吸収材供給槽</li> <li>・ 重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁</li> <li>・ 重大事故時可溶性中性子吸収材供給系配管・弁</li> </ul>	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等 対処設備	可搬型重大事故等 対処設備	計装設備
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（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給弁）が開となったことにより確認する。	—	—	—
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	—	—
e.	未臨界への移行の成否判断及び未臨界の維持の確認	・重大事故時可溶性中性子吸収材供給系（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給系）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。	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中性子線用サーベイメータ</li> <li>・ガンマ線用サーベイメータ</li> </ul>

第 7.1-3 表 精製建屋における臨界事故の可溶性中性子吸収材の自動供給の手順と設備の関係

	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	<ul style="list-style-type: none"> <li>異なる 3 台の臨界検知用放射線検出器のうち、2 台以上の臨界検知用放射線検出器が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した場合には、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 . から e . へ移行する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界検知用放射線検出器</li> </ul>
b .	可溶性中性子吸収材の供給	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界検知用放射線検出器により臨界事故の発生を検知した場合、重大事故時可溶性中性子吸収材供給槽から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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界事故の発生を想定する機器</li> <li>重大事故時可溶性中性子吸収材供給槽</li> <li>重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁</li> <li>重大事故時可溶性中性子吸収材供系配管・弁</li> </ul>	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等 対処設備	可搬型重大事故等 対処設備	計装設備
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。	—	—	—
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	—	—
e .	未臨界への移行の成否判断及び未臨界の維持の確認	・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。	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中性子線用サーベイメータ</li> <li>・ガンマ線用サーベイメータ</li> </ul>



第 7.1-4 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した場合，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	・ 機器圧縮空気供給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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界事故の発生を想定する機器</li> <li>・ 機器圧縮空気供給配管・弁</li> <li>・ 一般圧縮空気系</li> <li>・ 安全圧縮空気系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型建屋内ホース</li> </ul>	—
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 7.1-5 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した場合，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	・ 機器圧縮空気供給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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界事故の発生を想定する機器</li> <li>・ 機器圧縮空気供給配管・弁</li> <li>・ 一般圧縮空気系</li> <li>・ 安全圧縮空気系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型建屋内ホース</li> </ul>	—
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 7.1-6 表 前処理建屋における臨界事故の廃ガス貯留設備による  
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 .	廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留の着手及び実施判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界検知用放射線検出器により臨界事故の発生を検知し、論理回路により臨界事故が発生したと判定した場合、廃ガス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。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界検知用放射線検出器</li> </ul>
b .	廃ガス貯留槽への導出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界事故が発生したと判定した場合、直ちに自動で廃ガス貯留設備の隔離弁を開くとするとともに廃ガス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。その後、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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 廃ガス貯留設備の隔離弁</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の空気圧縮機</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の廃ガス貯留槽</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の配管・弁</li> <li>せん断処理・溶解</li> <li>廃ガス処理設備</li> <li>・ 凝縮器</li> <li>・ 隔離弁</li> <li>・ 主配管・弁</li> </ul>	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等 対処設備	可搬型重大事故等 対処設備	計装設備
c.	廃ガス貯留槽への導出開始の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 廃ガス貯留槽への放射性物質を含む気体の導出開始後、廃ガス貯留設備の圧力計の指示値の上昇、廃ガス貯留設備の放射線モニタの指示値の上昇及び廃ガス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、廃ガス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。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 溶解槽圧力計</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の圧力計（前処理建屋用）</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の流量計（前処理建屋用）</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の放射線モニタ（前処理建屋用）</li> </ul>
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"> <li>・ 廃ガス貯留槽内の圧力が規定の圧力（0.4MPa [gage]）に達した場合に、廃ガス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。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 廃ガス貯留設備の圧力計（前処理建屋用）</li> </ul>

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等 対処設備	可搬型重大事故等 対処設備	計装設備
e.	廃ガス処理設備による換気再開	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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，高い除染能力を有す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。</li> <li>・廃ガス処理設備の再起動後，廃ガス貯留設備の隔離弁を閉止し，空気圧縮機を停止する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・廃ガス貯留設備の隔離弁</li> <li>・廃ガス貯留設備の空気圧縮機</li> <li>・廃ガス貯留設備の逆止弁</li> <li>・廃ガス貯留設備の廃ガス貯留槽</li> <li>・廃ガス貯留設備の配管・弁</li> <li>・せん断処理・溶解槽</li> <li>・廃ガス処理設備</li> <li>・高性能粒子フィルタ</li> <li>・排風機</li> <li>・隔離弁</li> <li>・主配管・弁</li> <li>・前処理建屋塔槽</li> <li>・廃ガス処理設備主配管</li> <li>・高レベル廃液ガストラ</li> <li>・高レベル廃液ガストラ</li> <li>・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</li> <li>・主排気筒</li> </ul>	—	—
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"> <li>・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。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶解槽圧力計</li> </ul>

第 7.1-7 表 精製建屋における臨界事故の廃ガス貯留設備による  
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 .	廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留の着手及び実施判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界検知用放射線検出器により臨界事故の発生を検知し、論理回路により臨界事故が発生したと判定した場合、廃ガス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。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界検知用放射線検出器</li> </ul>
b .	廃ガス貯留槽への導出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界事故が発生したと判定した場合、直ちに自動で廃ガス貯留設備の隔離弁を開くとするとともに廃ガス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。その後、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。</li> <li>精製建屋にあっては隔離弁の自動閉止に加え、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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 廃ガス貯留設備の隔離弁</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の空気圧縮機</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の廃ガス貯留槽</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の配管・弁</li> <li>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）</li> <li>・ 凝縮器</li> <li>・ 排風機</li> <li>・ 隔離弁</li> <li>・ 主配管・弁</li> </ul>	—	—

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等 対処設備	可搬型重大事故 等対処設備	計装設備
c.	廃ガス貯留槽への導出開始の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 廃ガス貯留槽への放射性物質を含む気体の導出開始後、廃ガス貯留設備の圧力計の指示値の上昇、廃ガス貯留設備の放射線モニタの指示値の上昇及び廃ガス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。</li> <li>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、廃ガス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</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 廃ガス洗浄塔入口圧力計</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の圧力計（精製建屋用）</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の流量計（精製建屋用）</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の放射線モニタ（精製建屋用）</li> </ul>
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"> <li>・ 廃ガス貯留槽内の圧力が規定の圧力（0.4MPa）に達した場合に、廃ガス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。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 廃ガス貯留設備の圧力計（精製建屋用）</li> </ul>

(つづき)

	判断及び操作	手順	重大事故等対処施設		
			常設重大事故等 対処設備	可搬型重大事故 等対処設備	計装設備
e.	廃ガス処理設備による換気再開	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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、高い除染能力を有す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。</li> <li>・ 廃ガス処理設備の再起動後、廃ガス貯留設備の隔離弁を閉止し、空気圧縮機を停止する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 廃ガス貯留設備の隔離弁</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の空気圧縮機</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の逆止弁</li> <li>・ 廃ガス貯留槽</li> <li>・ 廃ガス貯留設備の配管・弁</li> <li>・ 精製処理系（プルトウニウム系）</li> <li>・ 凝縮器</li> <li>・ 高性能粒子フィルタ</li> <li>・ 排風機</li> <li>・ 隔離弁</li> <li>・ 主配管・弁</li> <li>・ ウラム槽設備</li> <li>・ プルトニウム混合脱ガス設備</li> <li>・ 高レベル廃ガスの固化設備</li> <li>・ 主排気筒</li> <li>・ トリウム処理設備</li> <li>・ ガラ類高濃廃液配管</li> </ul>	—	—
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"> <li>・ 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。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 廃ガス洗浄塔入口圧力計</li> </ul>



第 7.1-8 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"> <li>燃料送り出し装置</li> <li>溶解槽硝酸ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料せん断長位置異常によるせん断停止回路（安重）</li> <li>溶解槽供給硝酸流量低によるせん断停止回路（安重）</li> <li>溶解槽溶解液密度高によるせん断停止回路（安重）</li> <li>硝酸供給槽硝酸密度低によるせん断停止回路（安重）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可溶性中性子吸収材緊急供給回路</li> <li>可溶性中性子吸収材緊急供給系</li> </ul>
エンドピース酸洗浄槽	<ul style="list-style-type: none"> <li>せん断処理設備の計測制御系（せん断刃位置）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> <li>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）</li> </ul>	—
ハル洗浄槽	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶解槽硝酸ポンプ</li> <li>溶解槽を加熱する蒸気供給設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶解槽供給硝酸流量低によるせん断停止回路（安重）</li> <li>硝酸供給槽密度低によるせん断停止回路（安重）</li> <li>溶解槽溶解液温度低によるせん断停止回路（安重）</li> </ul>	—

(つづき)

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 7.1-9 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		
			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補気	貯留設備による放射性物質の貯留
	設備名称	構成する機器	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備
前処理建屋 臨界	溶解設備	溶解槽	○	○	×
		エンドピース酸洗浄槽	○	○	×
		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)	可搬型可溶性中性子吸収材供給器	×	×	×
	代替可溶性中性子吸収材緊急供給系	代替可溶性中性子吸収材緊急供給槽	○	×	×
		代替可溶性中性子吸収材緊急供給弁	○	×	×
		代替可溶性中性子吸収材緊急供給系主配管・弁〔流路〕	○	×	×
		安全圧縮空気系	○	×	×
	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槽(エンドピース酸洗浄槽用)	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給弁(エンドピース酸洗浄槽用)	○	×	×
		重大事故時可溶性中性子吸収材供給系配管・弁(エンドピース酸洗浄槽用)〔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〕	○	×	×
		一般圧縮空気系	○	×	×
	廃ガス貯留設備(前処理建屋)	廃ガス貯留設備の隔離弁	×	×	○
		廃ガス貯留設備の空気圧縮機	×	×	○
		廃ガス貯留設備の逆止弁	×	×	○
		廃ガス貯留設備の廃ガス貯留槽	×	×	○
		廃ガス貯留設備の配管・弁〔流路〕	×	×	○
	廃ガス貯留設備(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	×	×	○
	廃ガス貯留設備(前処理建屋塔槽類廃ガス処理設備)	主配管〔流路〕	×	×	○
		主配管〔流路〕	×	×	○
		主配管〔流路〕	×	×	○
		主排気筒	×	×	○
		一般冷却水系	×	×	○
		一般圧縮空気系	×	×	○
		安全圧縮空気系	×	×	○
		第1低レベル廃液処理系	×	×	○
		配管・弁〔流路〕	×	×	×
		代替可溶性中性子吸収材緊急供給回路	臨界検知用放射線検出器(溶解槽用)	○	○
	緊急停止系(前処理建屋用, 電路含む)		○	×	×
	重大事故時可溶性中性子吸収材供給回路	臨界検知用放射線検出器(エンドピース酸洗浄槽用)	○	○	○
		緊急停止系(前処理建屋用, 電路含む)	○	×	×
	計装設備	溶解槽圧力計	×	×	○
ガンマ線用サーベイメータ		○	×	×	
(計装設備)	中性子線用サーベイメータ	○	×	×	
	可搬型貯槽掃気圧縮空気流量計(溶解槽, エンドピース酸洗浄槽, ハル洗浄槽用)	×	○	×	
	廃ガス貯留設備の圧力計(前処理建屋用)	×	×	○	
	廃ガス貯留設備の流量計(前処理建屋用)	×	×	○	
	廃ガス貯留設備の放射線モニタ(前処理建屋用)	×	×	○	

(つづき)

機器グループ	設備		臨界事故の拡大を防止するための設備		
	設備名称	構成する機器	可溶性中性子吸収材の自動供給	臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気	貯留設備による放射性物質の貯留
			重大事故等対応設備	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	受電開閉設備・受電変圧器	受電開閉設備	○	○	○
		受電変圧器	○	○	○
	所内高压系統	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	×	×	○
		6.9kV常用母線	×	×	○
	所内低压系統	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	○	○	○
	臨界事故時水素掃気系	一般圧縮空気系	×	○	×
		可搬型建屋内ホース(溶解槽、エンドピース酸洗浄槽、ハル洗浄槽用)[流路]	×	○	×
		機器圧縮空気供給配管・弁[流路](溶解設備)	×	○	×
		機器圧縮空気供給配管・弁[流路]((本文)主な工程計装設備/(添六)計測制御設備)	×	○	×
		安全圧縮空気系	×	○	×
	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	×	×	○
	精製建屋 臨界	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)		可搬型可溶性中性子吸収材供給器	×	×	×
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]	○	×	×
		安全圧縮空気系	○	×	×
		一般圧縮空気系	○	×	×
廃ガス貯留設備(精製建屋)		廃ガス貯留設備の隔離弁	×	×	○
		廃ガス貯留設備の空気圧縮機	×	×	○
		廃ガス貯留設備の逆止弁	×	×	○
		廃ガス貯留設備の廃ガス貯留槽	×	×	○
		廃ガス貯留設備の配管・弁[流路]	×	×	○
廃ガス貯留設備(精製建屋塔槽型廃ガス処理設備塔槽型廃ガス処理系(プルトニウム系))		凝縮器	×	×	○
		高性能粒子フィルター	×	×	○
		排風機	×	×	○

(つづき)

機器グループ	設備		臨界事故の拡大を防止するための設備		
	設備名称	構成する機器	可溶性中性子吸収材の自動供給	臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気	貯留設備による放射性物質の貯留
			重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備
精製建屋 臨界	廃ガス貯留設備(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))	隔離弁	×	×	○
		主配管・弁[流路]	×	×	○
	廃ガス貯留設備(ウラン・プルトニウム混合廃建屋塔槽類廃ガス処理設備)	主配管[流路]	×	×	○
		主配管[流路]	×	×	○
	廃ガス貯留設備(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]	×	×	○
	廃ガス貯留設備(主排気筒)	主排気筒	×	×	○
	廃ガス貯留設備(冷却水設備)	一般冷却水系	×	×	○
	廃ガス貯留設備(圧縮空気設備)	一般圧縮空気系	×	×	○
		安全圧縮空気系	×	×	○
	廃ガス貯留設備(低レベル廃液処理設備)	第1低レベル廃液処理系	×	×	○
	重大事故時可溶性中性子吸収材供給回路	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)	○	○	○
		緊急停止系(精製建屋用、電路含む)	○	×	×
	計装設備	廃ガス洗浄塔入口圧力計	×	×	○
	(計装設備)	ガンマ線用サーベイメータ	○	×	×
		中性子線用サーベイメータ	○	×	×
		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)	×	○	×
		廃ガス貯留設備の圧力計(精製建屋用)	×	×	○
		廃ガス貯留設備の流量計(精製建屋用)	×	×	○
	受電開閉設備・受電変圧器	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	×	×	○
	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	○	○	○
	臨界事故時水素掃気系	一般圧縮空気系	×	○	×
		可搬型建屋内ホース(第5一時貯留処理槽、第7一時貯留処理槽用)[流路]	×	○	×
		機器圧縮空気供給配管・弁[流路](精製建屋一時貯留処理設備)	×	○	×
		機器圧縮空気供給配管・弁[流路]((本文)主な工程計装設備/(添六)計測制御設備)	×	○	×
		安全圧縮空気系	×	○	×
	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 7.1-10 表 可溶性中性子吸収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	可溶性中性子吸収材供給量
前処理建屋	溶解槽	非均質部: 非均質 $UO_2 + UO_2(NO_3)_2$ 水溶液 均質部: $UO_2(NO_3)_2$	燃料装荷量: 145kg・ $UO_2$ /バケツト～ 580kg・ $UO_2$ /バケツト 溶解液ウラン濃度: 0 ～600g・U/L	溶解槽の形状	$^{235}U : ^{238}U =$ 5 : 95	2100g・ Gd
	エンドピース酸洗浄槽	非均質 $UO_2 + H_2O$	燃料装荷量: 550kg・ $UO_2$	球形	$^{235}U : ^{238}U =$ 5 : 95	4200g・ Gd
	ハル洗浄槽	非均質 $UO_2 + H_2O$	(ハル洗浄槽内が燃料せん断片と水の混合物で充満した状態)	円筒形	$^{235}U : ^{238}U =$ 5 : 95	3000g・ Gd
精製建屋	第 5 一時貯留処理槽	均質 $Pu(NO_3)_3$ 水溶液	Pu 濃度: ■ g・Pu/L 液量: 200L	第 5 一時貯留処理槽の形状	$^{239}Pu : ^{240}Pu :$ $^{241}Pu = 71 :$ 17 : 12	150g・Gd
	第 7 一時貯留処理槽	均質 $Pu(NO_3)_3$ 水溶液	Pu 濃度: ■ g・Pu/L 液量: 3000L	第 7 一時貯留処理槽の形状	$^{239}Pu : ^{240}Pu :$ $^{241}Pu = 71 :$ 17 : 12	2400g・ Gd

■ については商業機密の観点から公開できません。

第7.1-11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]	$1.0 \times 10^{18}$
プラト一期の核分裂率 [fissions/s]	$1.0 \times 10^{15}$
臨界継続時間 [min]	10
バースト期の水素発生量 [m <sup>3</sup> ]	0.134
プラト一期の水素発生量 [m <sup>3</sup> /h]	0.482

第7.1-12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 <sup>3</sup> ]	平常運転時圧縮 空気流量 [m <sup>3</sup> /h[normal]]
前処理建屋	溶解槽 A	6.97	0.279
	溶解槽 B	6.97	0.279
	エンドピース酸洗浄槽 A	3	0.2
	エンドピース酸洗浄槽 B	3	0.2
	ハル洗浄槽 A	7.008 <sup>※1</sup>	0.139
	ハル洗浄槽 B	7.008 <sup>※1</sup>	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7.1-13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

(溶液由来の放射線分解水素)

建屋名	機器名	液量 [m <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> /h]
				G <sub>α</sub> [molecules/100eV]	G <sub>βγ</sub> [molecules/100eV]	α [W/m <sup>3</sup> ]	β [W/m <sup>3</sup> ]	
前処理建屋	溶解槽 A	3 <sup>※1</sup>	0	1.4	4.5 × 10 <sup>-1</sup>	1.7 × 10 <sup>2</sup>	4.4 × 10 <sup>2</sup>	1.1 × 10 <sup>-2</sup>
	溶解槽 B	3 <sup>※1</sup>	0	1.4	4.5 × 10 <sup>-1</sup>	1.7 × 10 <sup>2</sup>	4.4 × 10 <sup>2</sup>	1.1 × 10 <sup>-2</sup>
	エンドピース酸洗浄槽 A	2.1 <sup>※1</sup>	3	1.1 × 10 <sup>-1</sup>	4.2 × 10 <sup>-2</sup>	1.7 × 10 <sup>2</sup>	4.4 × 10 <sup>2</sup>	6.6 × 10 <sup>-4</sup>
	エンドピース酸洗浄槽 B	2.1 <sup>※1</sup>	3	1.1 × 10 <sup>-1</sup>	4.2 × 10 <sup>-2</sup>	1.7 × 10 <sup>2</sup>	4.4 × 10 <sup>2</sup>	6.6 × 10 <sup>-4</sup>
	ハル洗浄槽 A	0.2 <sup>※1</sup>	0	1.4	4.5 × 10 <sup>-1</sup>	1.7 × 10 <sup>2</sup>	4.4 × 10 <sup>2</sup>	7.3 × 10 <sup>-4</sup>
	ハル洗浄槽 B	0.2 <sup>※1</sup>	0	1.4	4.5 × 10 <sup>-1</sup>	1.7 × 10 <sup>2</sup>	4.4 × 10 <sup>2</sup>	7.3 × 10 <sup>-4</sup>
精製建屋	第5一時貯留処理槽	0.2 <sup>※2</sup>	0.91	4.7 × 10 <sup>-1</sup>	9.8 × 10 <sup>-2</sup>	9.3 × 10 <sup>2</sup>	0.0	7.3 × 10 <sup>-4</sup>
	第7一時貯留処理槽	3 <sup>※3</sup>	0.5	6.4 × 10 <sup>-1</sup>	1.6 × 10 <sup>-1</sup>	9.3 × 10 <sup>2</sup>	0.0	1.5 × 10 <sup>-2</sup>

※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7.1-14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の濃度	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	溶解液における放射性物質の濃度	ルテニウム： 1  その他： 全核分裂数 ( $1.6 \times 10^{18}$ fissions) に 相当する溶液 の沸騰量 (23L) より設定	ルテニウム： $1 \times 10^{-3}$  その他： $1 \times 10^{-4}$	$1 / 1.5 \times 10^{-6}$
	エンドピース酸洗浄槽	溶解液における放射性物質の濃度			$1 / 5 \times 10^{-7}$
	ハル洗浄槽	溶解液における放射性物質の濃度			$1 / 1.5 \times 10^{-6}$
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)			$1 / 1 \times 10^{-6}$
	第7一時貯留処理槽	硝酸プルトニウム溶液 (24gPu/L)			$1 / 2.5 \times 10^{-6}$

第 7.1-15 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7.1-16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※ <sup>1</sup> (vol%)	水素濃度平衡値※ <sup>2</sup> (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 廃ガス貯留槽への放射性物質の導出完了までの間の水素濃度の最大値

※2 廃ガス貯留槽への放射性物質の導出完了後に水素濃度が平衡に至る濃度

第7.1-17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 ( B q )
S r - 90	$2 \times 10^4$
C s - 137	$2 \times 10^4$
E u - 154	$8 \times 10^2$
P u - 238	$2 \times 10^3$
P u - 239	$2 \times 10^2$
P u - 240	$2 \times 10^2$
P u - 241	$3 \times 10^4$
A m - 241	$2 \times 10^3$
C m - 244	$9 \times 10^2$

第7.1-18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 (B q)
S r - 90	$4 \times 10^3$
C s - 137	$6 \times 10^3$
E u - 154	$3 \times 10^2$
P u - 238	$4 \times 10^2$
P u - 239	$4 \times 10^1$
P u - 240	$6 \times 10^1$
P u - 241	$9 \times 10^3$
A m - 241	$4 \times 10^2$
C m - 244	$3 \times 10^2$

第7.1-19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 (B q)
S r - 90	$2 \times 10^4$
C s - 137	$2 \times 10^4$
E u - 154	$8 \times 10^2$
P u - 238	$2 \times 10^3$
P u - 239	$2 \times 10^2$
P u - 240	$2 \times 10^2$
P u - 241	$3 \times 10^4$
A m - 241	$2 \times 10^3$
C m - 244	$9 \times 10^2$

第7.1-20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 (B q)
P u - 238	$8 \times 10^3$
P u - 239	$8 \times 10^2$
P u - 240	$2 \times 10^3$
P u - 241	$2 \times 10^5$



第7.1-21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 (B q)
P u - 238	$2 \times 10^4$
P u - 239	$2 \times 10^3$
P u - 240	$3 \times 10^3$
P u - 241	$4 \times 10^5$

第7.1-22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 B q)
C s - 137換算値	$1 \times 10^{-7}$

第7.1-23表 エンドピ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	$4 \times 10^{-8}$

第7.1-24表 ハル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）

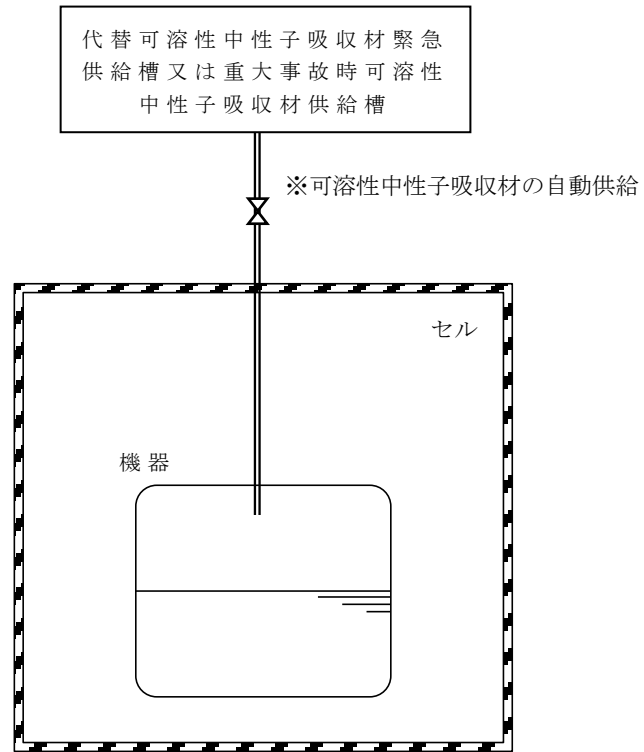
評価対象	放出量(T B q)
C s - 137換算値	$1 \times 10^{-7}$

第7.1-25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（C s - 137換算）

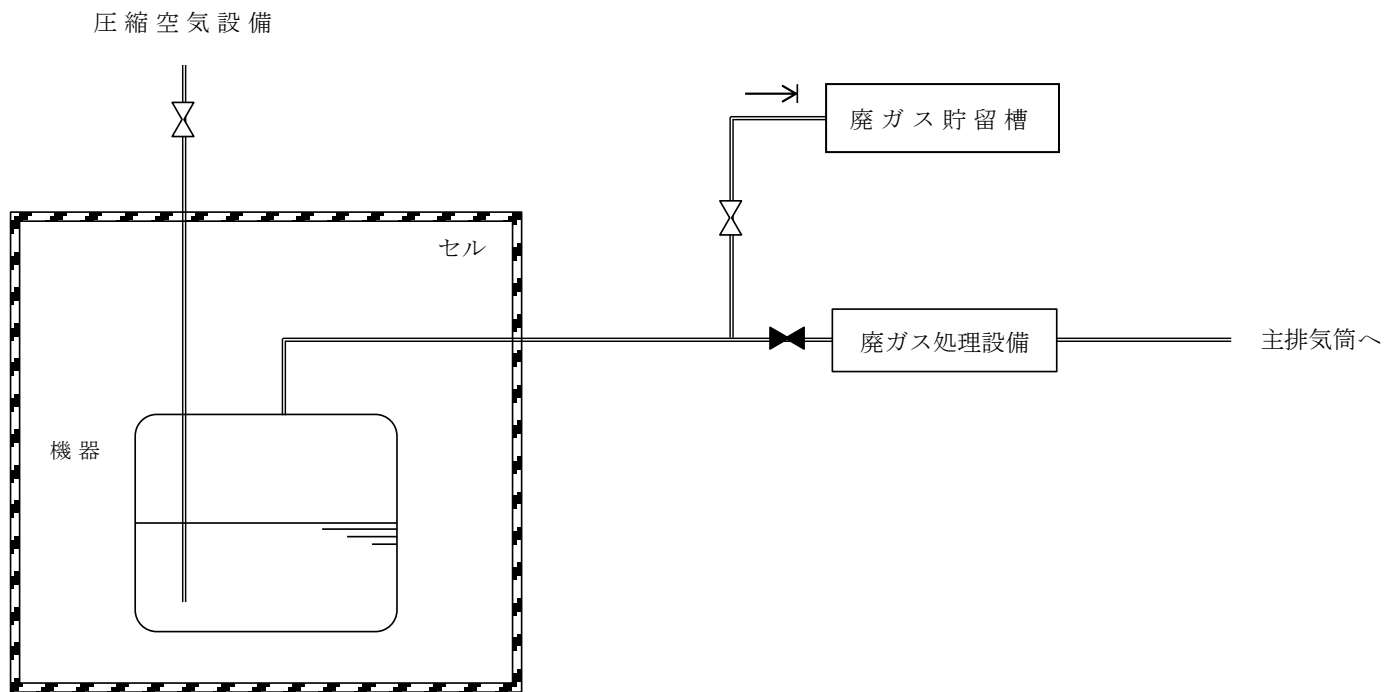
評価対象	放出量(T B q)
C s - 137換算値	$3 \times 10^{-7}$

第7.1-26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（C s - 137換算）

評価対象	放出量(T B q)
C s - 137換算値	$8 \times 10^{-7}$

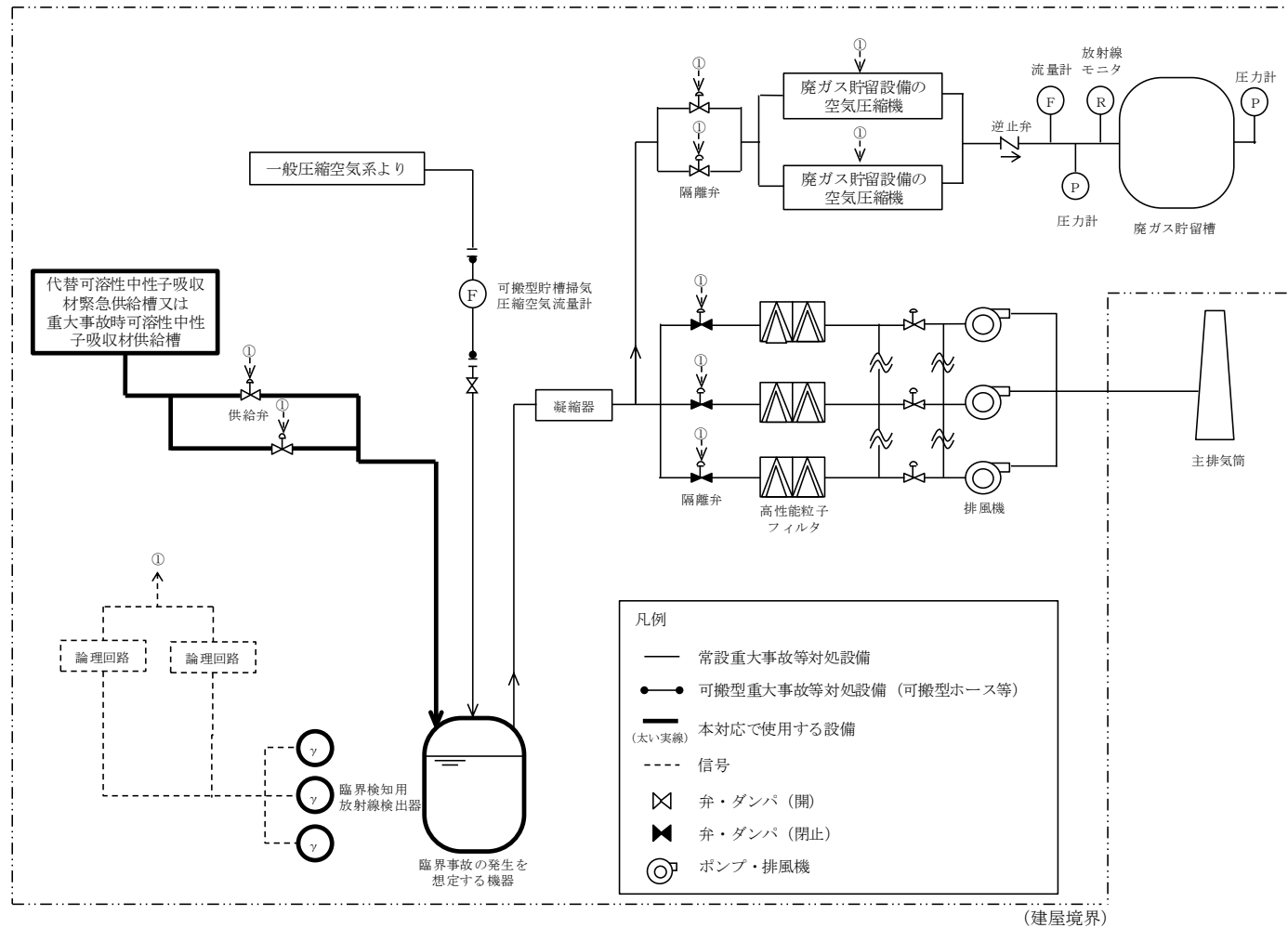


第7.1-1図 可溶性中性子吸収材の自動供給の概要図

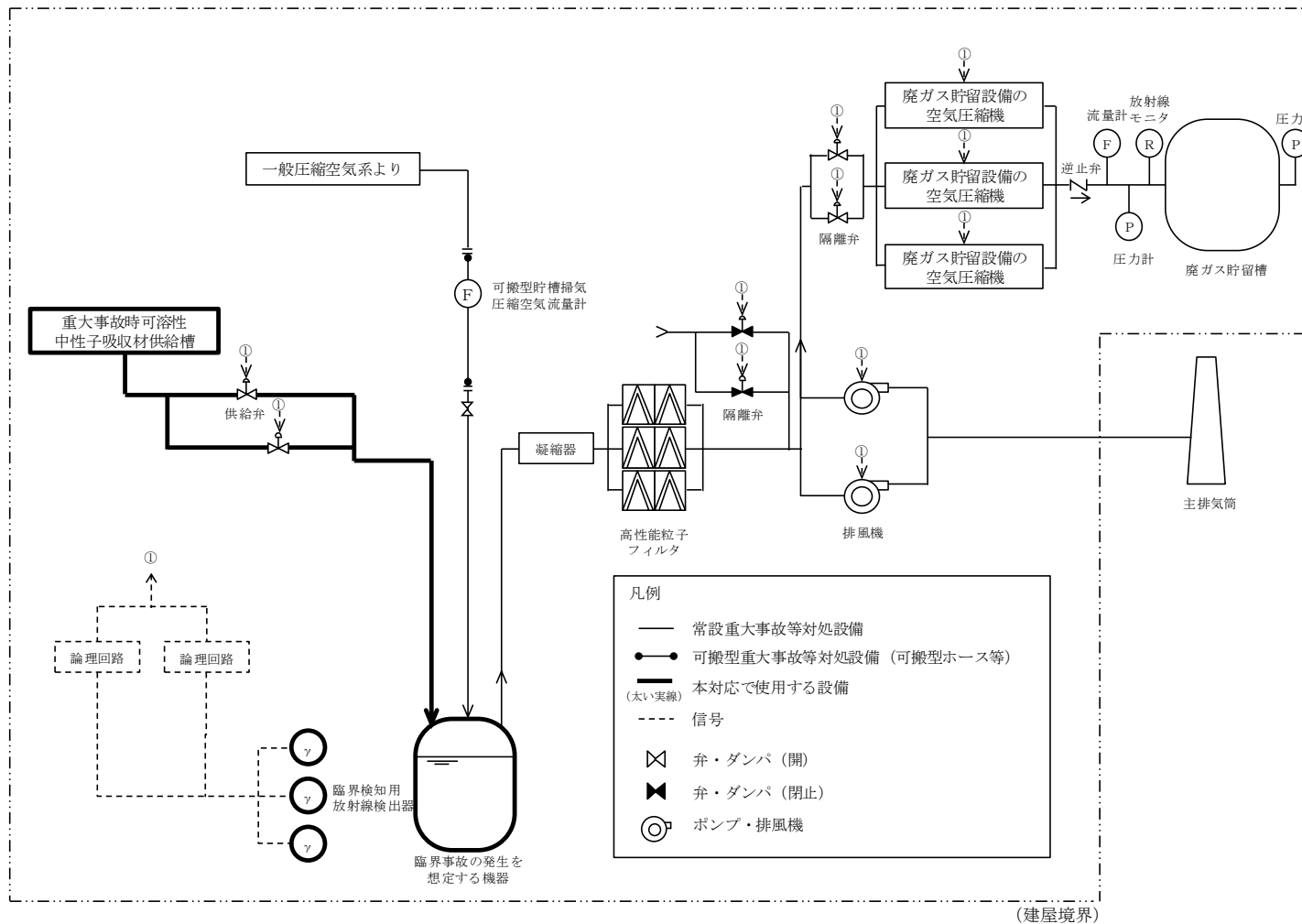


第7.1-2図 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気及び  
廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留の概要図

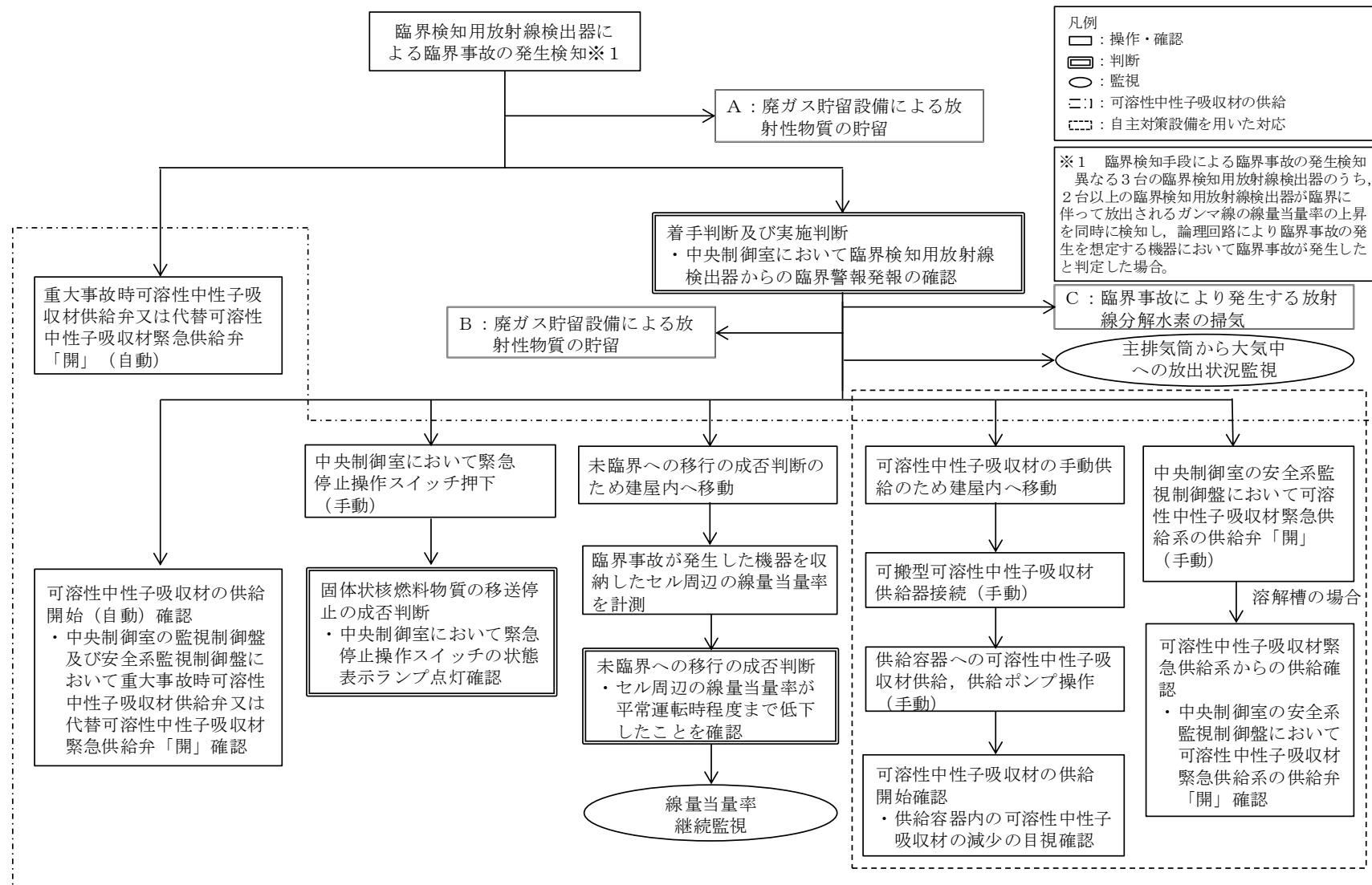




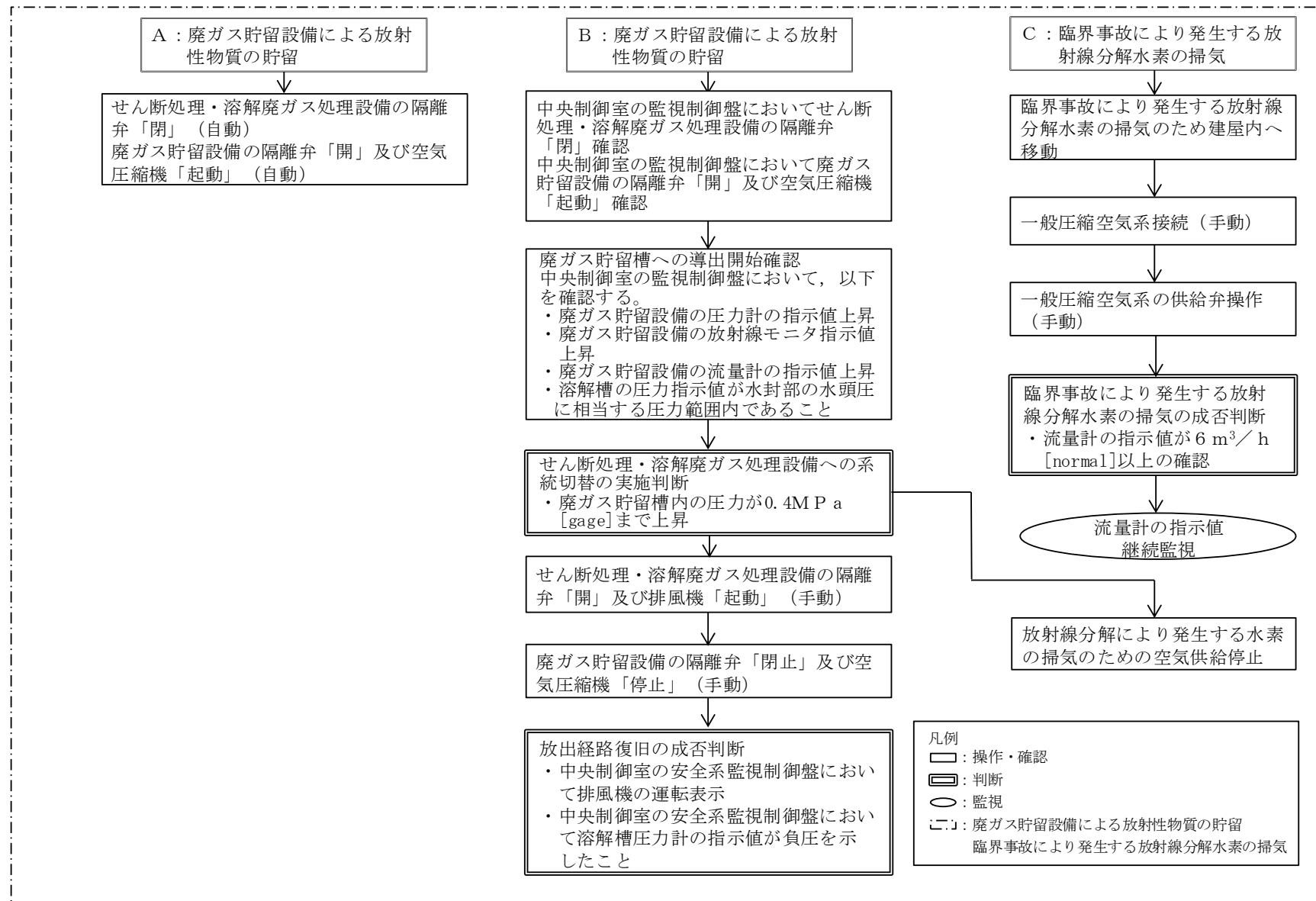
第 7.1-3 図 前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策の系統概要図  
(可溶性中性子吸収材の自動供給)



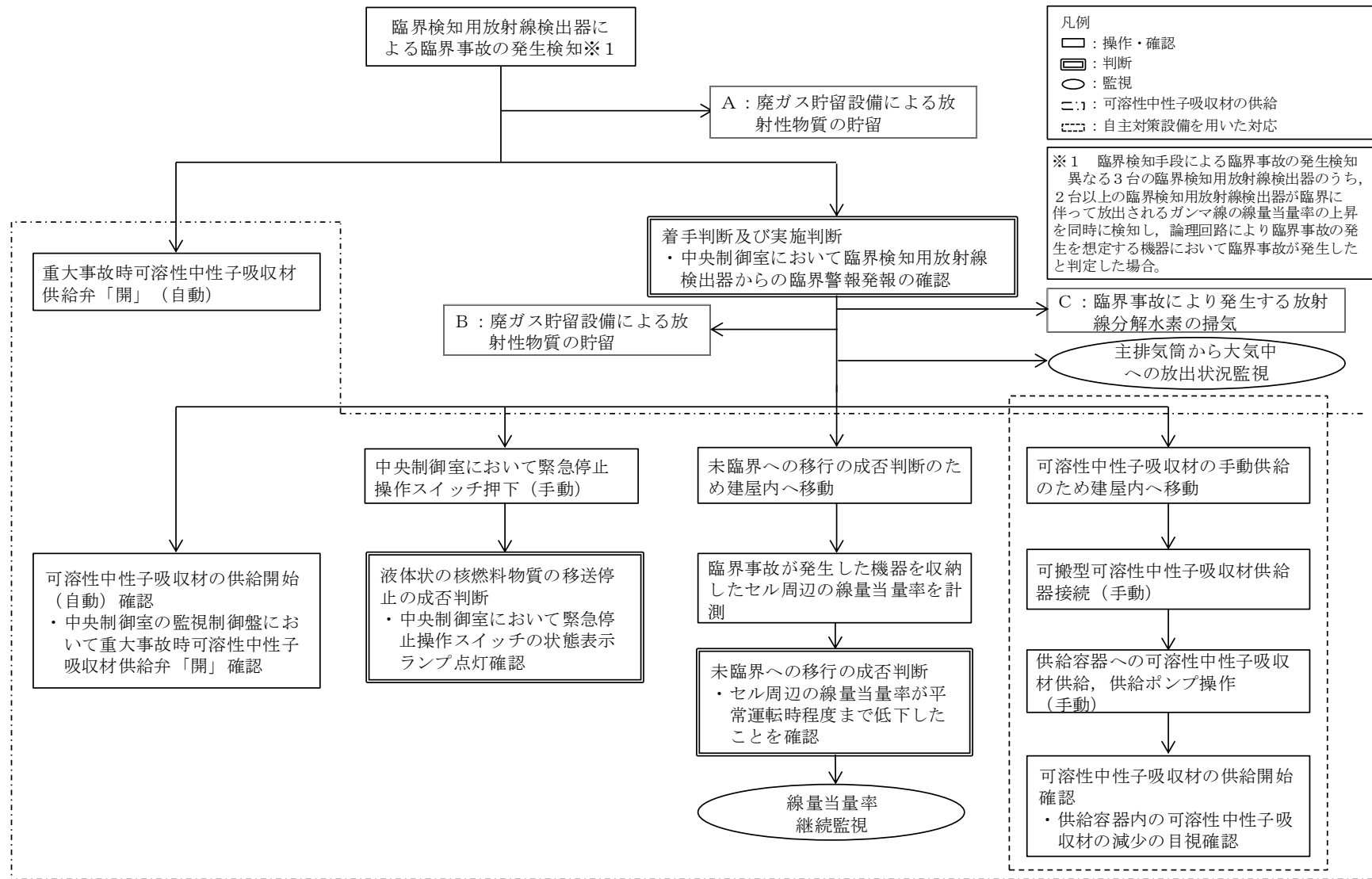
第 7.1-4 図 精製建屋 臨界事故の拡大防止対策の系統概要図  
(可溶性中性子吸収材の自動供給)



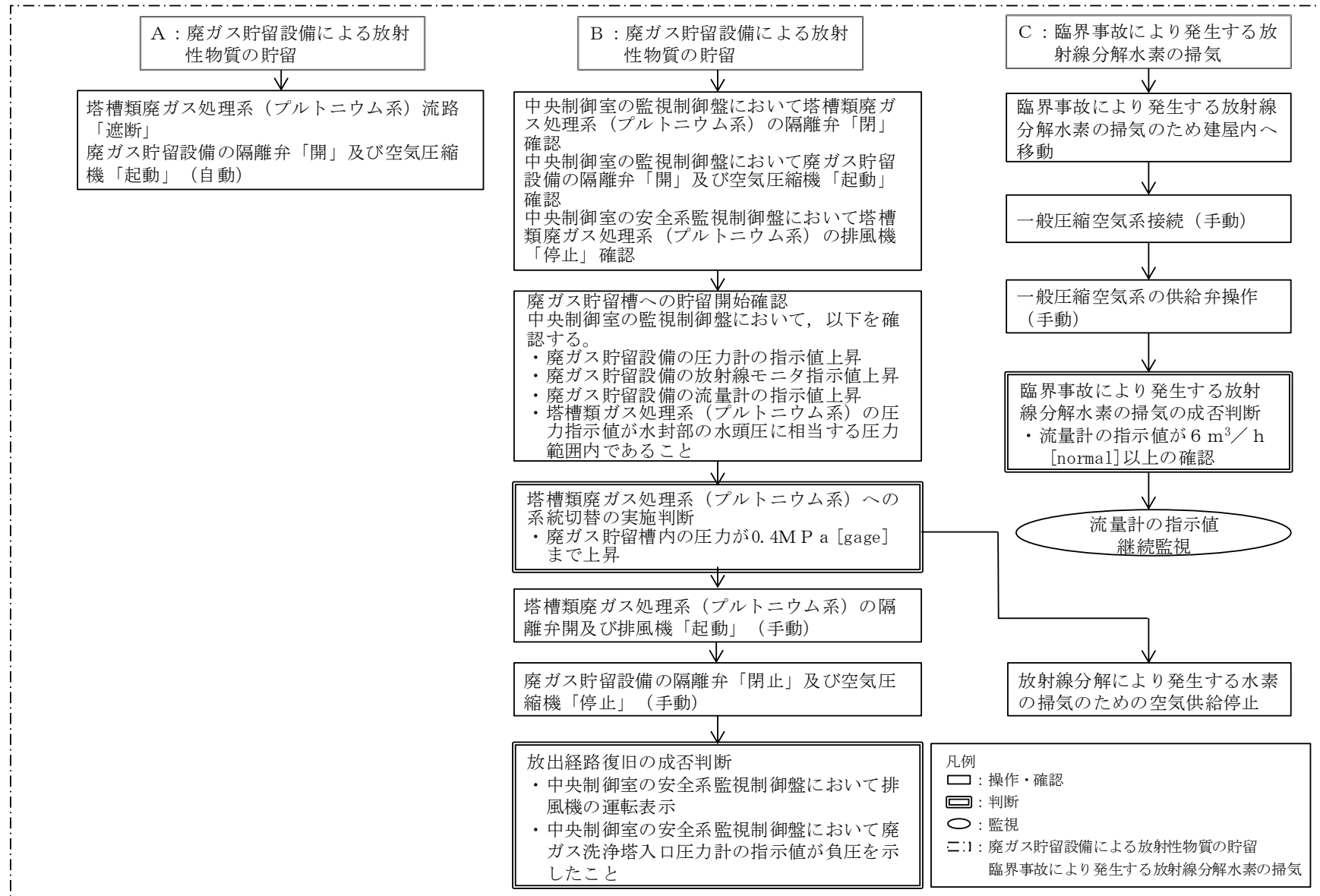
第 7.1-5 図(1) 臨界事故に対処するための手順の概要（前処理建屋）（1 / 2）



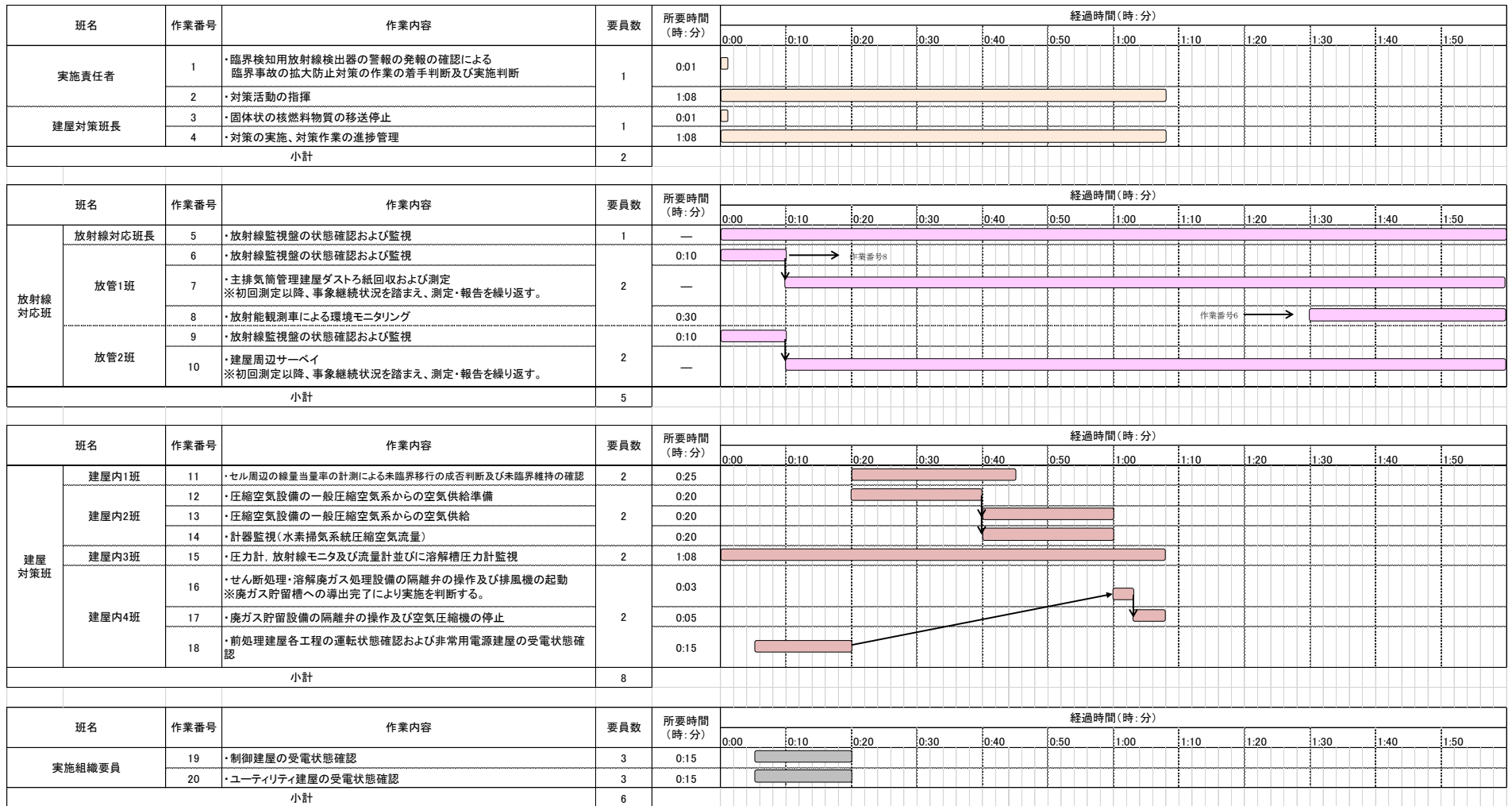
第 7.1-5 図(2) 臨界事故に対処するための手順の概要 (前処理建屋) (2 / 2)



第 7.1-6 図(1) 臨界事故に対処するための手順の概要 (精製建屋) (1 / 2)



第 7.1-6 図(2) 臨界事故に対処するための手順の概要（精製建屋）（2 / 2）

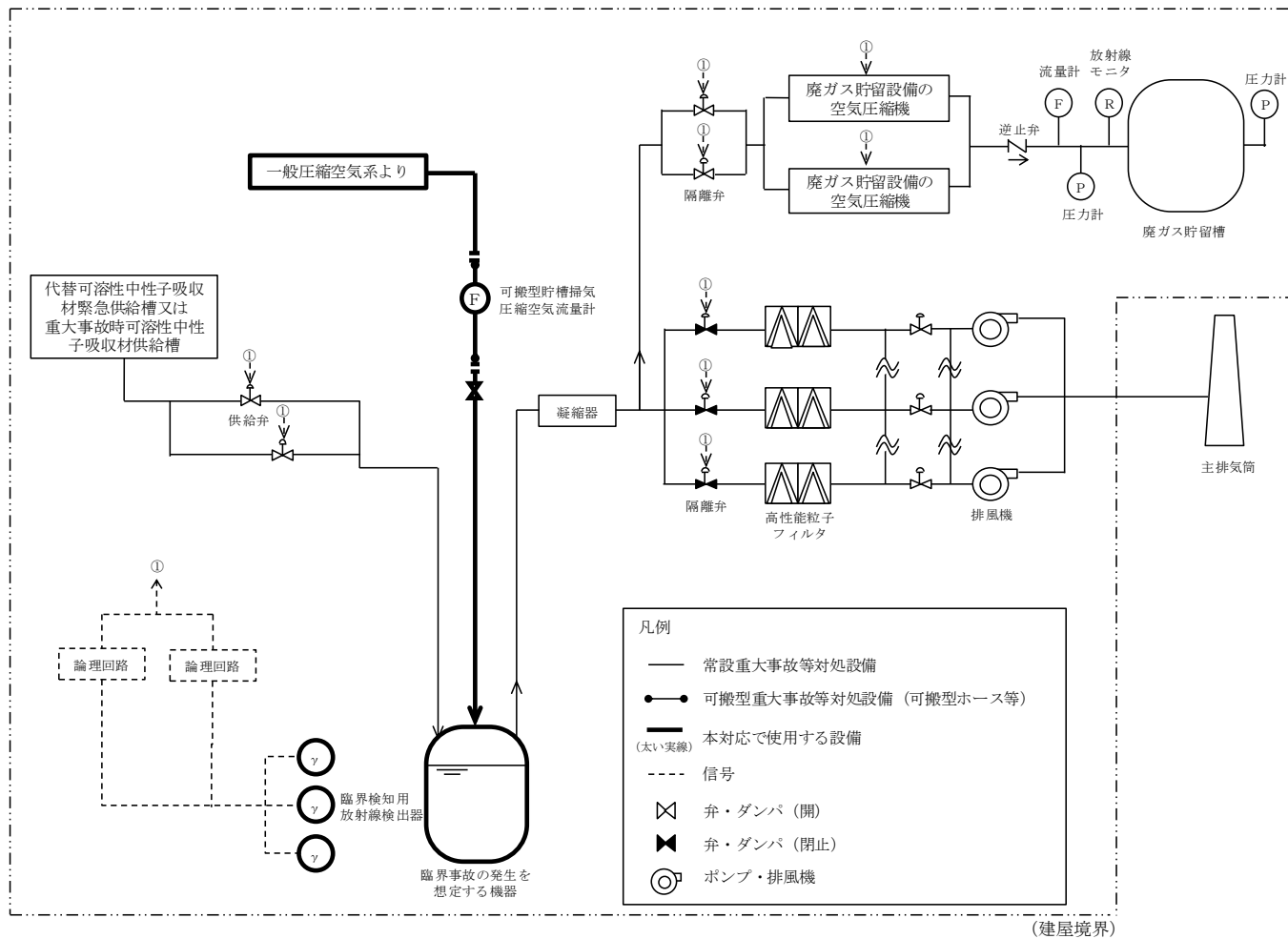


第 7.1-7 図 前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策に必要な作業，要員及び所要時間

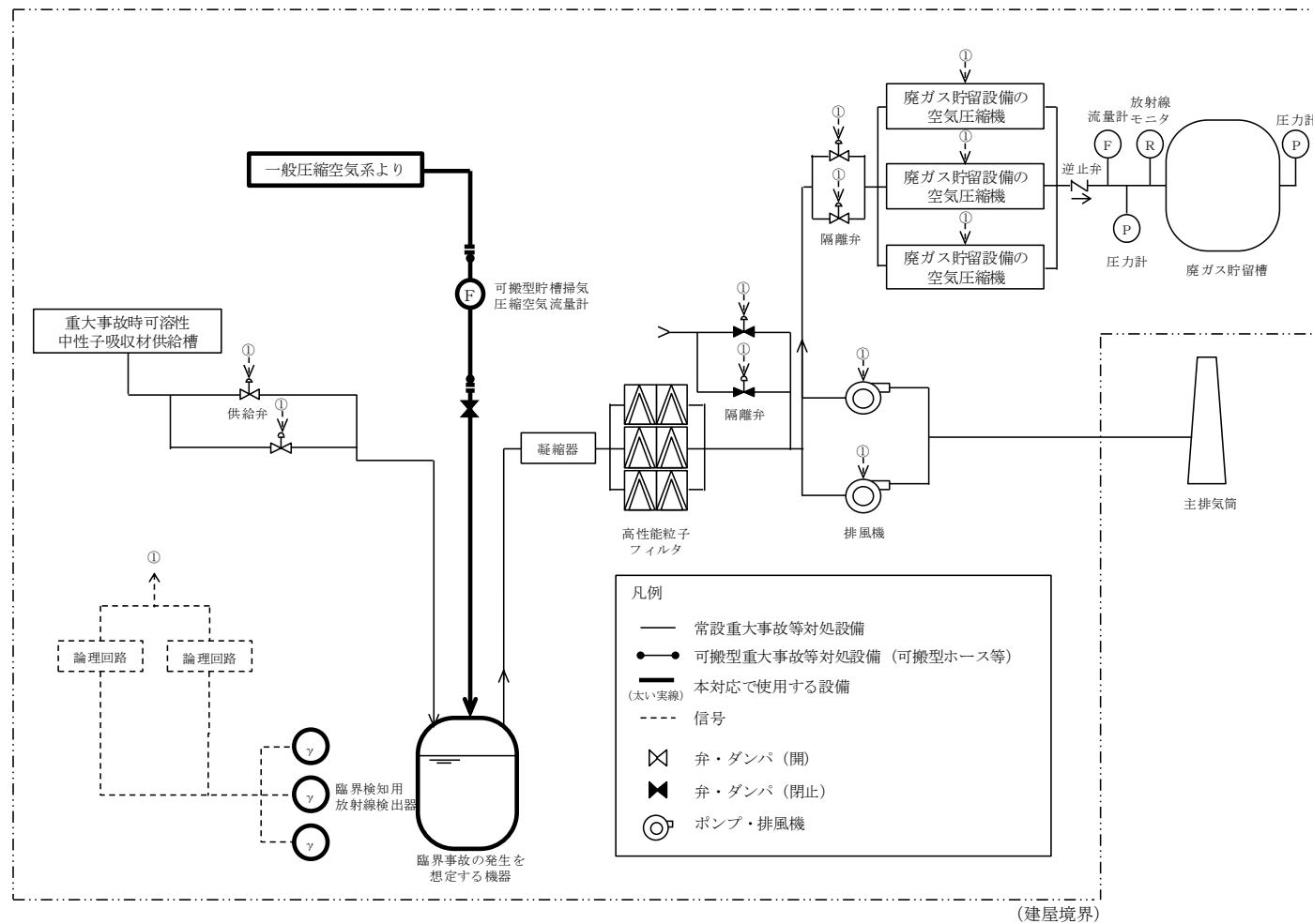
班名	作業番号	作業内容	要員数	所要時間 (時:分)	経過時間(時:分)											
					0:00	0:10	0:20	0:30	0:40	0:50	1:00	1:10	1:20	1:30	1:40	1:50
実施責任者	1	・臨界検知用放射線検出器の警報の発報の確認による 臨界事故の拡大防止対策の作業の着手判断及び実施判断	1	0:01	[Bar chart showing task 1 from 0:00 to 0:01]											
	2	・対策活動の指揮		1:08	[Bar chart showing task 2 from 0:00 to 1:08]											
建屋対策班長	3	・液体状の核燃料物質の移送停止	1	0:01	[Bar chart showing task 3 from 0:00 to 0:01]											
	4	・対策の実施、対策作業の進捗管理		1:08	[Bar chart showing task 4 from 0:00 to 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)											
放射線 対応班	放射線対応班長	5	・放射線監視盤の状態確認および監視	1	—	[Bar chart showing task 5 from 0:00 to 1:50]										
		6	・放射線監視盤の状態確認および監視		0:10	[Bar chart showing task 6 from 0:00 to 0:10]										
	放管1班	7	・主排気筒管理建屋ダストろ紙回収および測定 ※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。	2	—	[Bar chart showing task 7 from 0:10 to 1:50]										
		8	・放射能観測車による環境モニタリング		—	[Bar chart showing task 8 from 1:20 to 1:30]										
	放管2班	9	・放射線監視盤の状態確認および監視	2	0:10	[Bar chart showing task 9 from 0:10 to 1:50]										
	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。	2	—	[Bar chart showing task 10 from 0:10 to 1:50]											
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)											
建屋 対策班	建屋内1班	11	・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	2	0:25	[Bar chart showing task 11 from 0:20 to 0:45]										
		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	[Bar chart showing task 12 from 0:20 to 0:40]										
	建屋内2班	13	・圧縮空気設備の一般圧縮空気系からの空気供給	2	0:20	[Bar chart showing task 13 from 0:40 to 0:60]										
		14	・計器監視(水素掃気系統圧縮空気流量)		0:20	[Bar chart showing task 14 from 0:40 to 0:60]										
	建屋内3班	15	・廃ガス貯留設備の圧力計、放射線モニタ及び流量計並びに廃ガス洗浄塔入口圧力計監視	2	1:08	[Bar chart showing task 15 from 0:00 to 1:08]										
	建屋内4班	16	・塔槽類廃ガス処理系(プルトニウム系)の隔離弁の操作及び排風機の起動 ※廃ガス貯留槽への導出完了により実施を判断する。	2	0:03	[Bar chart showing task 16 from 1:00 to 1:03]										
17		・廃ガス貯留設備の隔離弁の操作及び空気圧縮機の停止		0:05	[Bar chart showing task 17 from 1:00 to 1:05]											
18		・精製建屋各工程の運転状態確認		0:15	[Bar chart showing task 18 from 0:45 to 1:00]											
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)											
実施組織要員	19	・非常用電源建屋の受電状態確認	3	0:10	[Bar chart showing task 19 from 0:00 to 0:10]											
	20	・制御建屋の受電状態確認	3	0:10	[Bar chart showing task 20 from 0:00 to 0:10]											
	21	・ユーティリティ建屋の受電状態確認	3	0:10	[Bar chart showing task 21 from 0:00 to 0:10]											
小計			9													

第 7.1-8 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

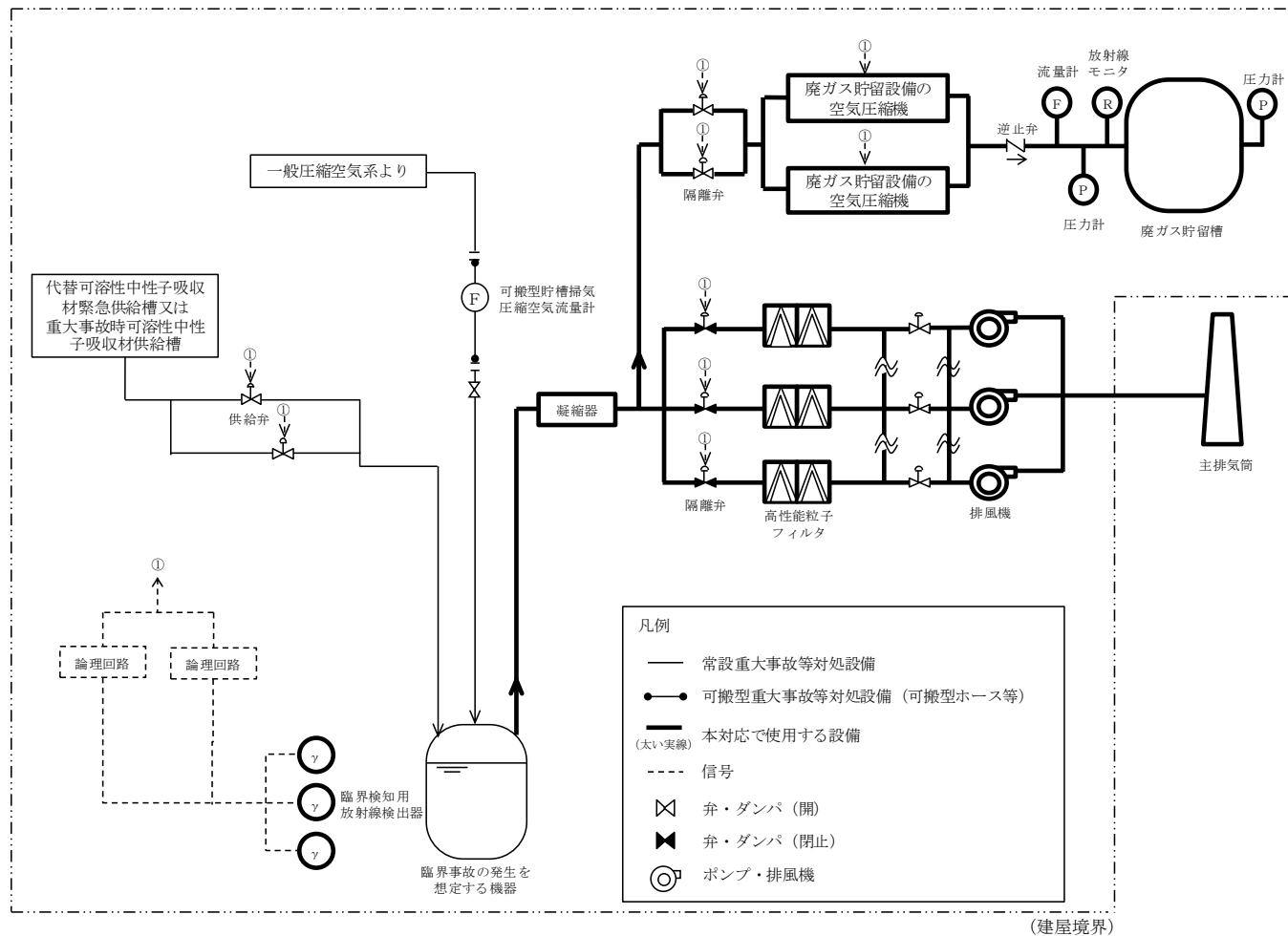




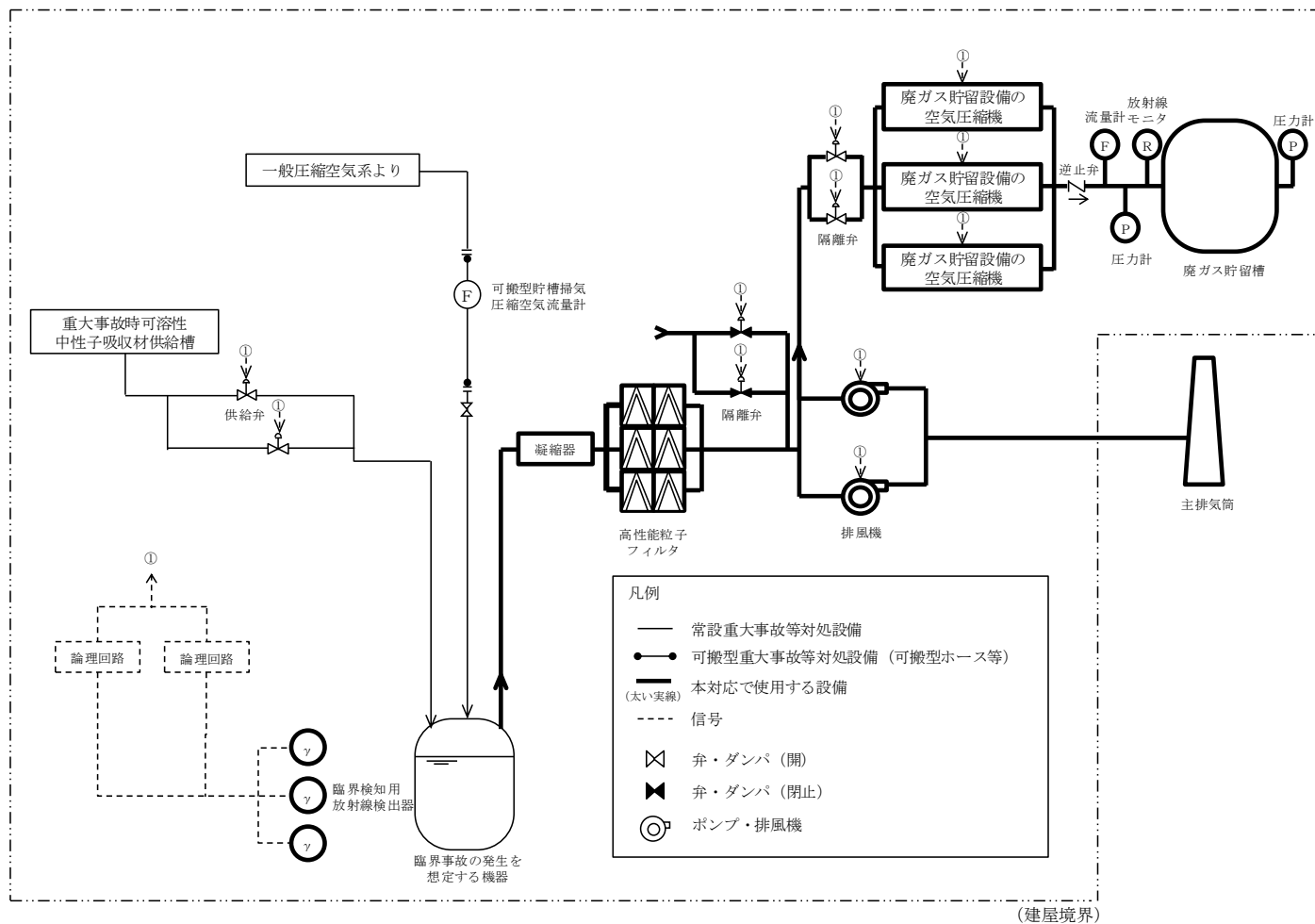
第 7.1-9 図 前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策の系統概要図  
 (臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気)



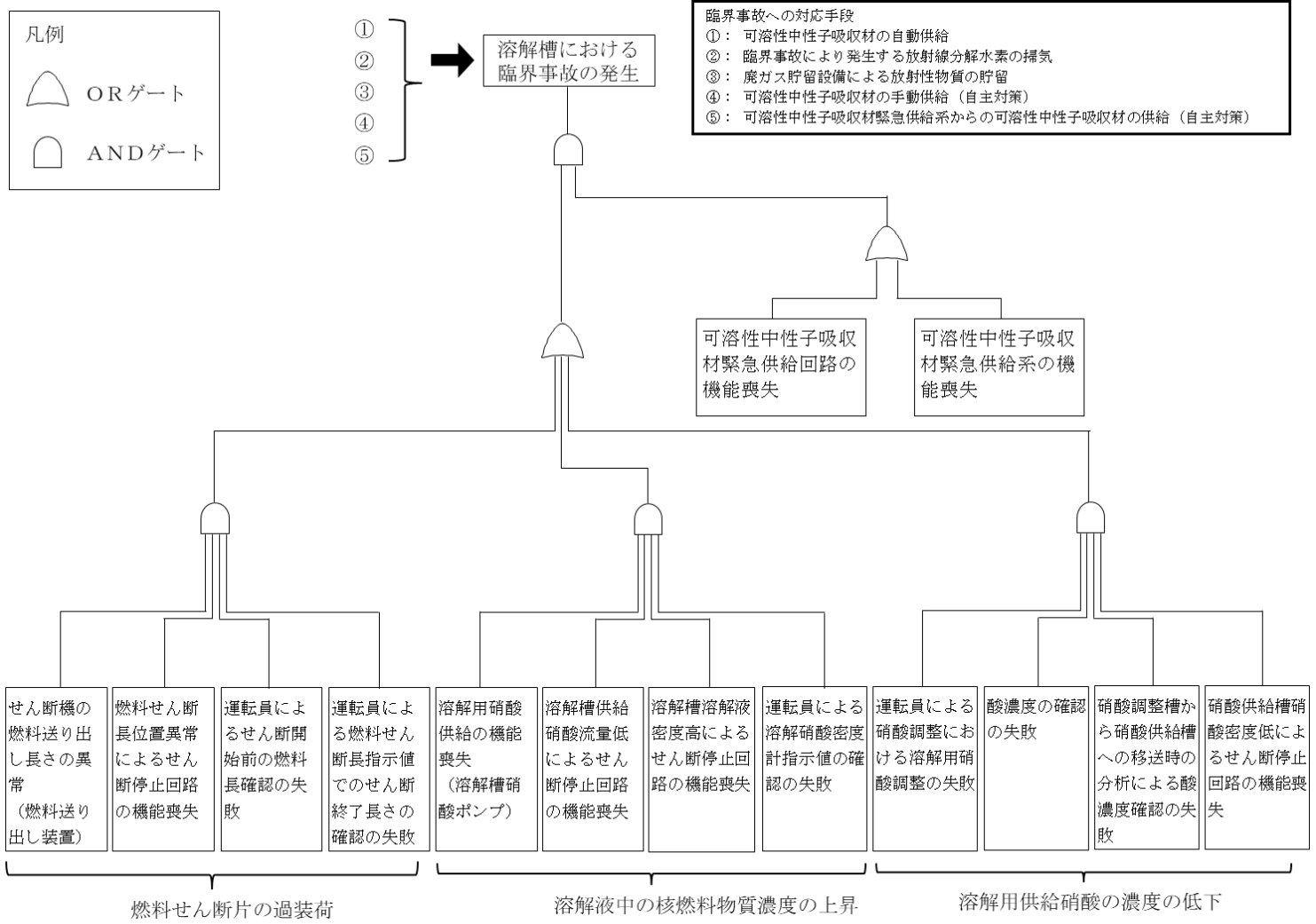
第 7.1-10 図 精製建屋 臨界事故の拡大防止対策の系統概要図  
 (臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気)



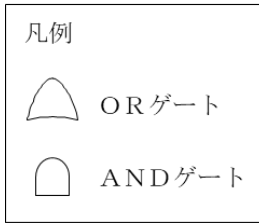
第 7.1-11 図 前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策の系統概要図  
(廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留)



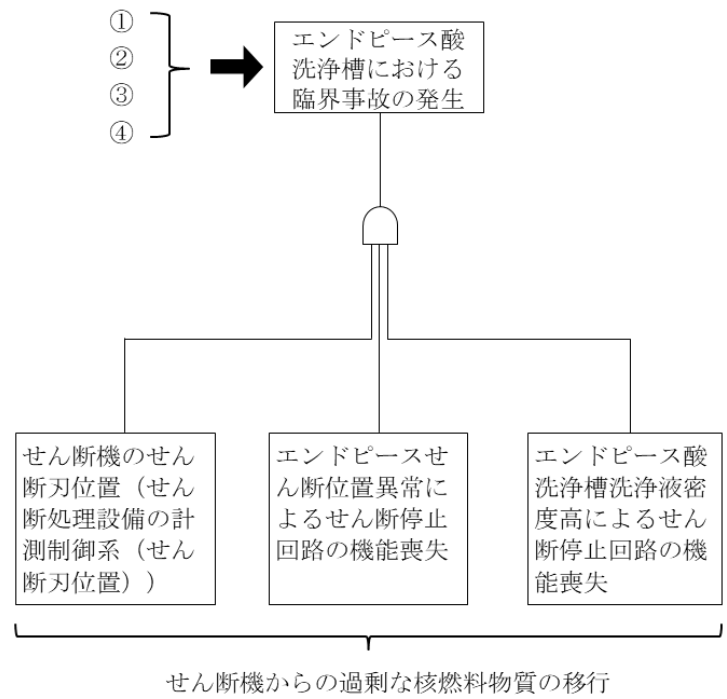
第 7.1-12 図 精製建屋 臨界事故の拡大防止対策の系統概要図  
(廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留)



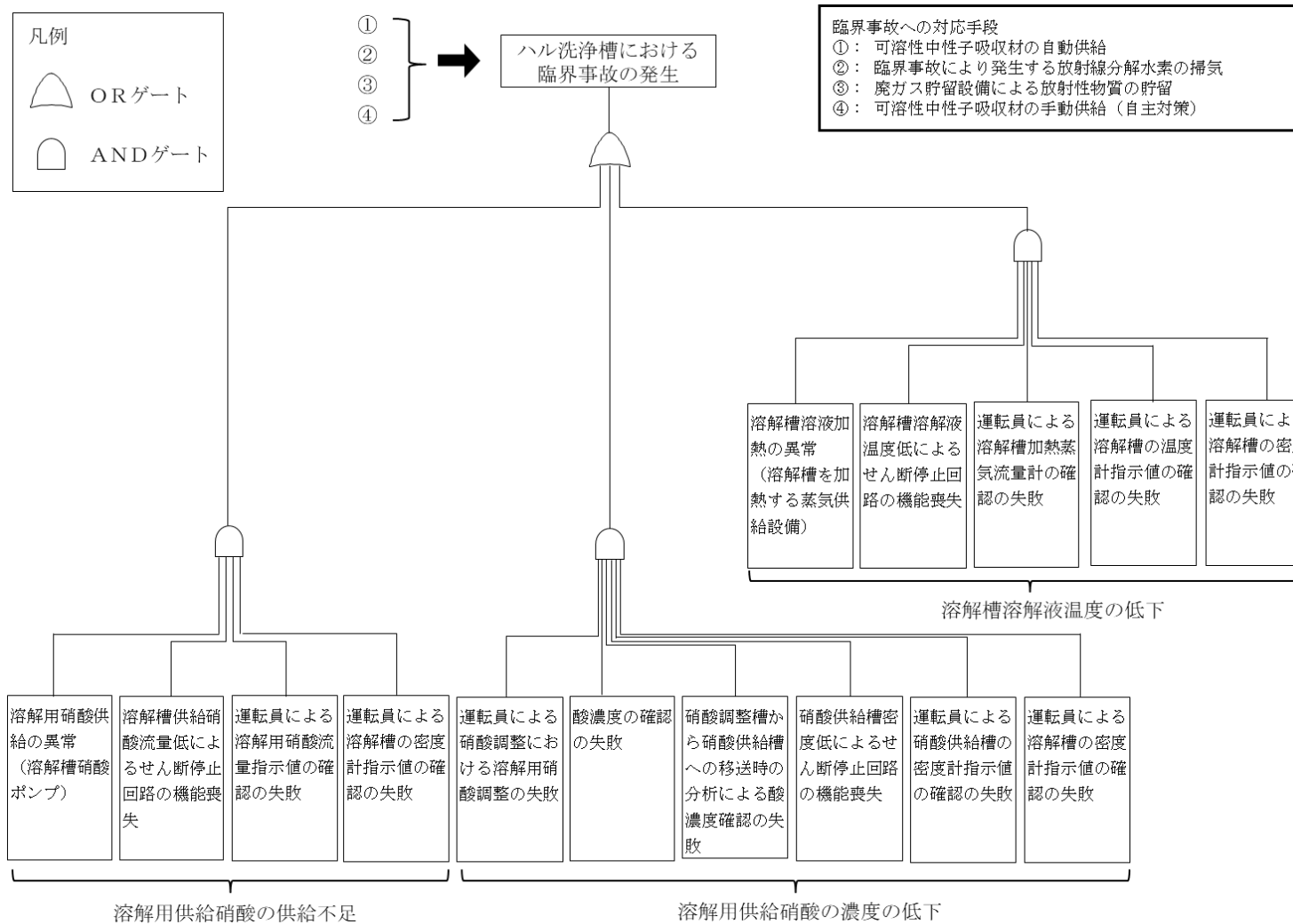
第 7.1-13 図(1) フォールトツリー分析（溶解槽）



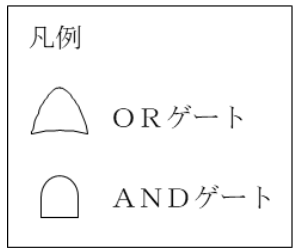
- 臨界事故への対応手段
- ①： 可溶性中性子吸収材の自動供給
  - ②： 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気
  - ③： 廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留
  - ④： 可溶性中性子吸収材の手動供給（自主対策）



第 7.1-13 図(2) フォールトツリー分析（エンドピース酸洗浄槽）



第 7.1-13 図(3) フォールトツリー分析（ハル洗浄槽）



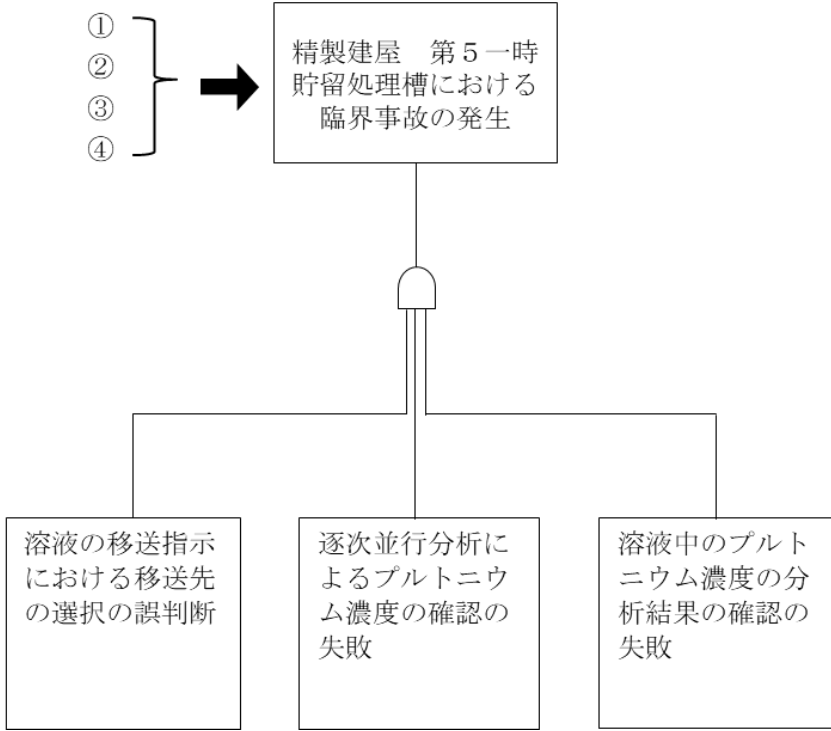
臨界事故への対応手段

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

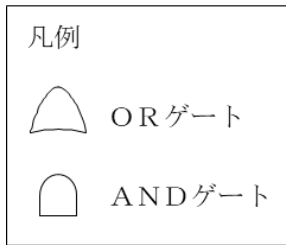
③：廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留

④：可溶性中性子吸収材の手動供給（自主対策）



第 7.1-13 図(4) フォールトツリー分析（精製建屋 第5一時貯留処理槽）





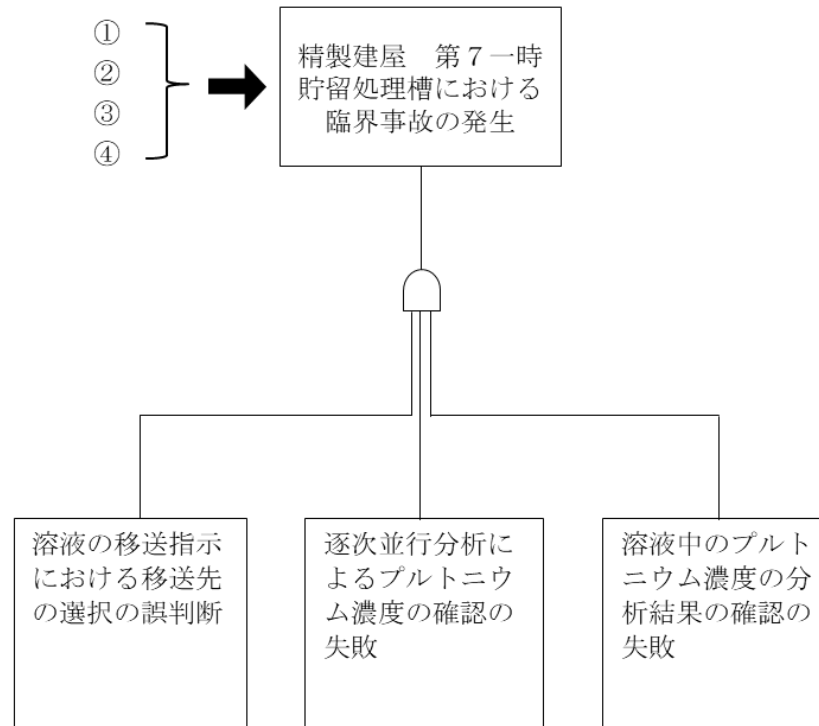
臨界事故への対応手段

①：可溶性中性子吸収材の自動供給

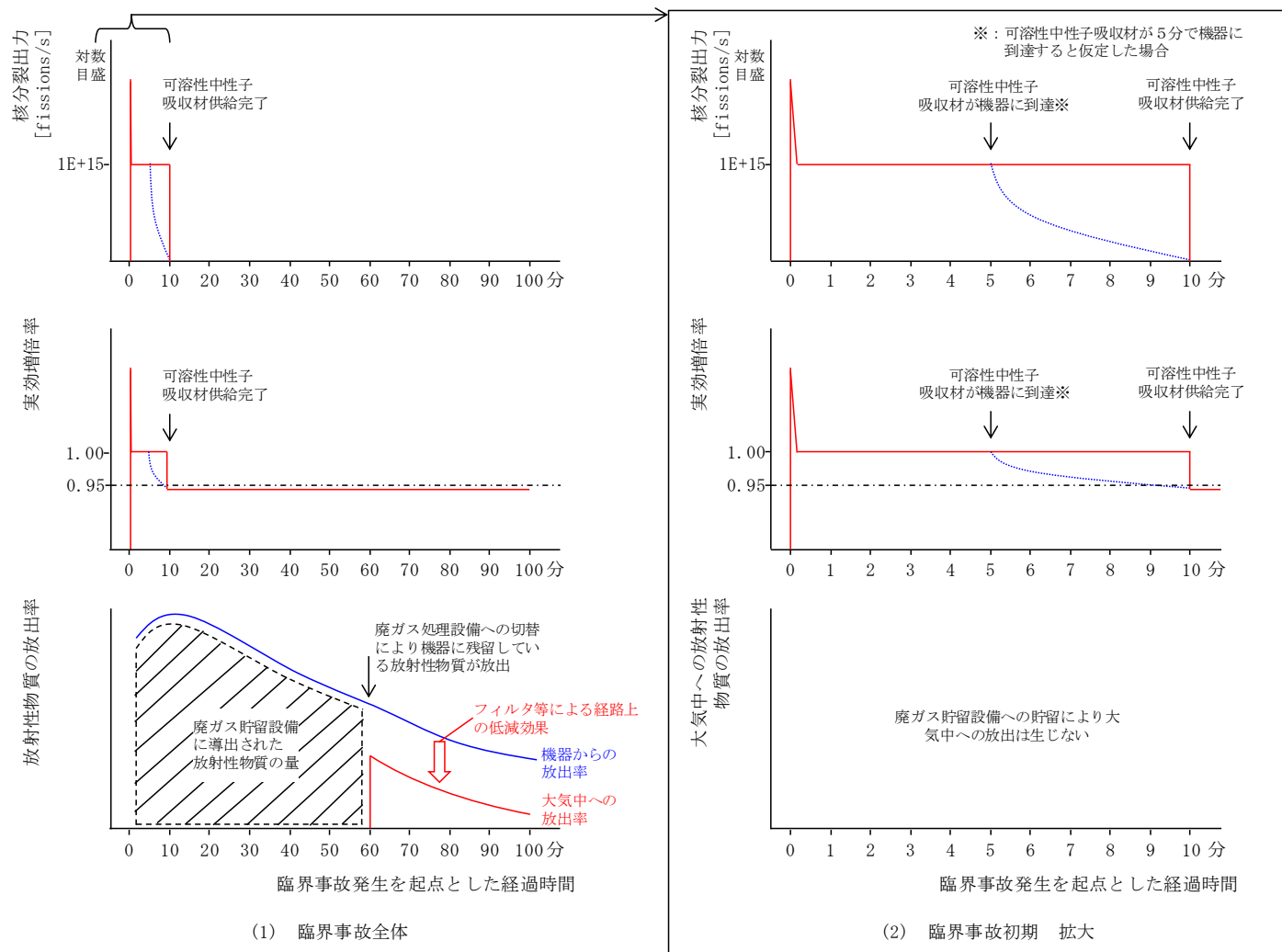
②：臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気

③：廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留

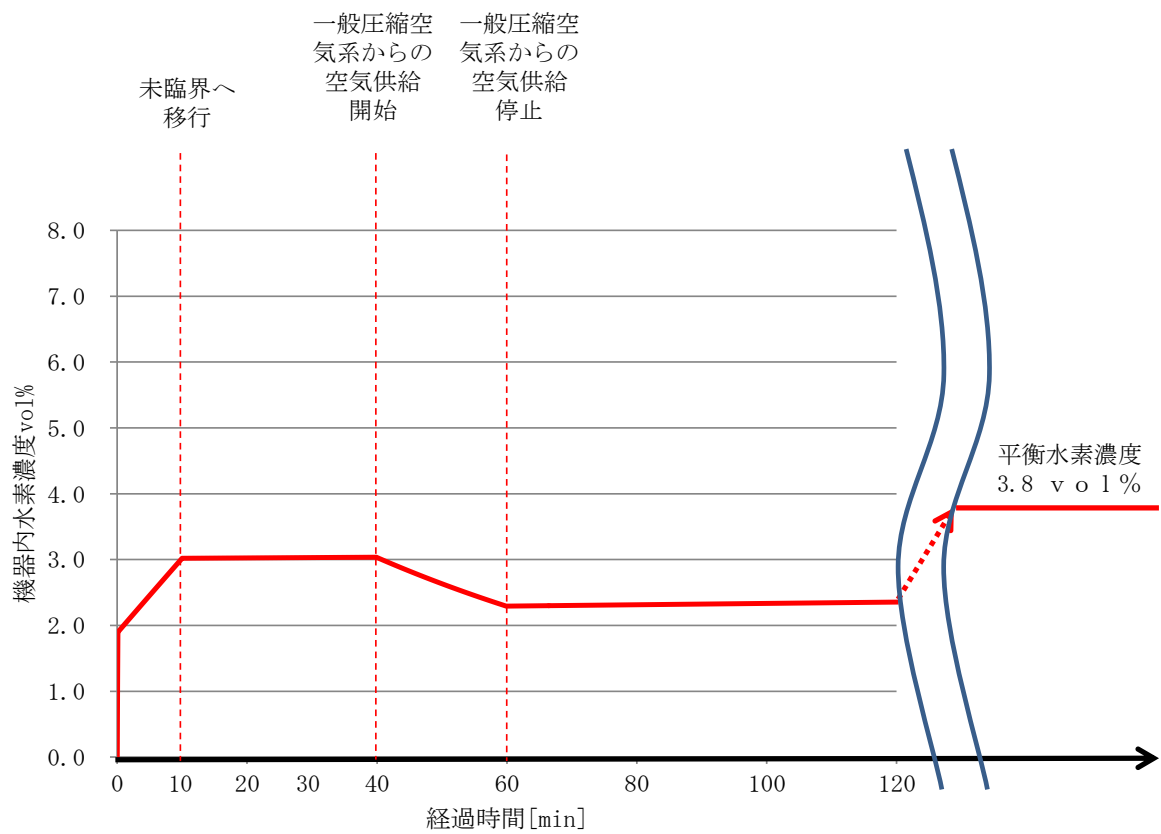
④：可溶性中性子吸収材の手動供給（自主対策）



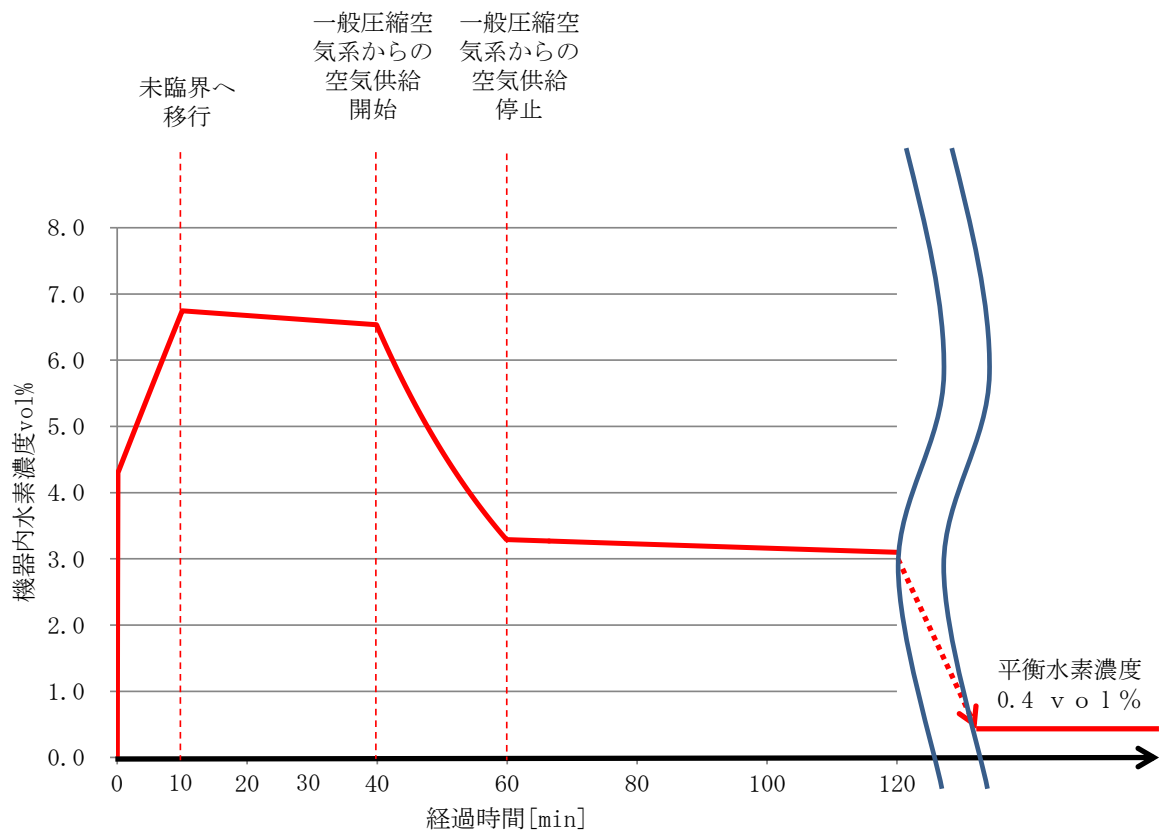
第 7.1-13 図(5) フォールトツリー分析（精製建屋 第7一時貯留処理槽）



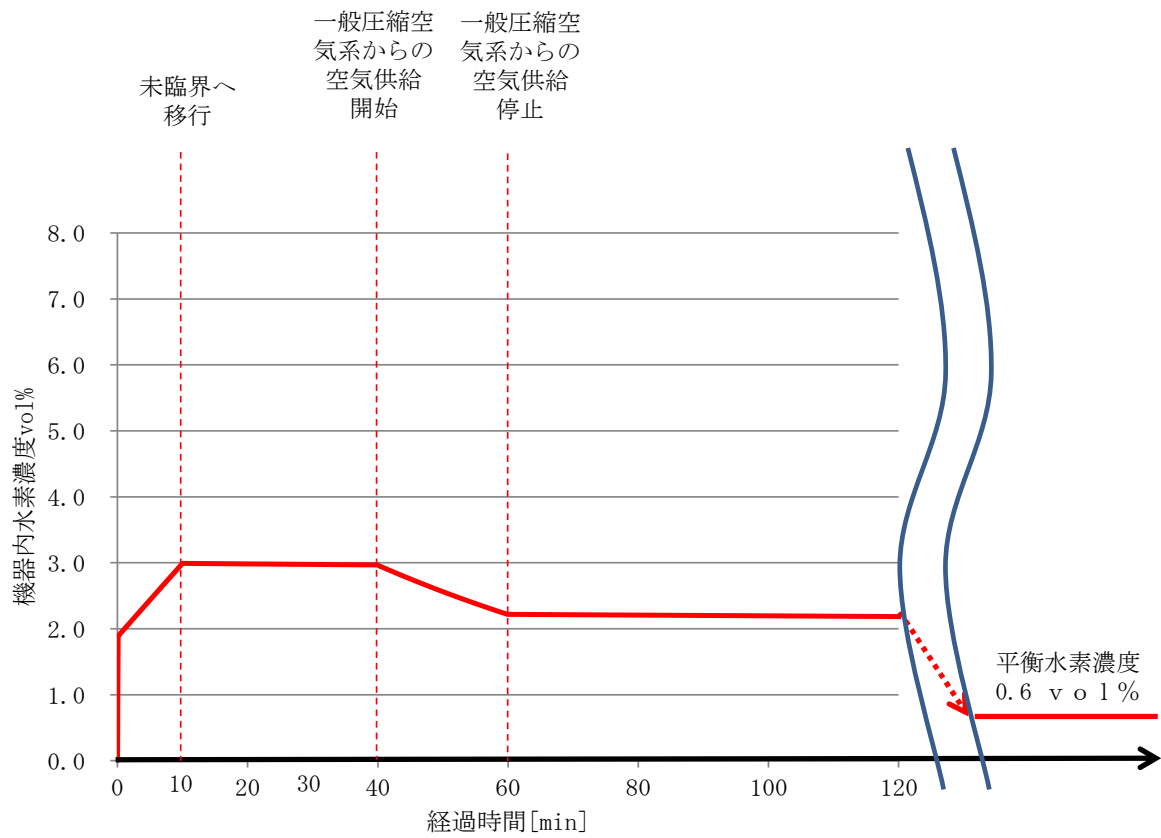
第 7.1-14 図 核分裂出力，実効増倍率及び大気中への放射性物質の放出率の推移 概念図



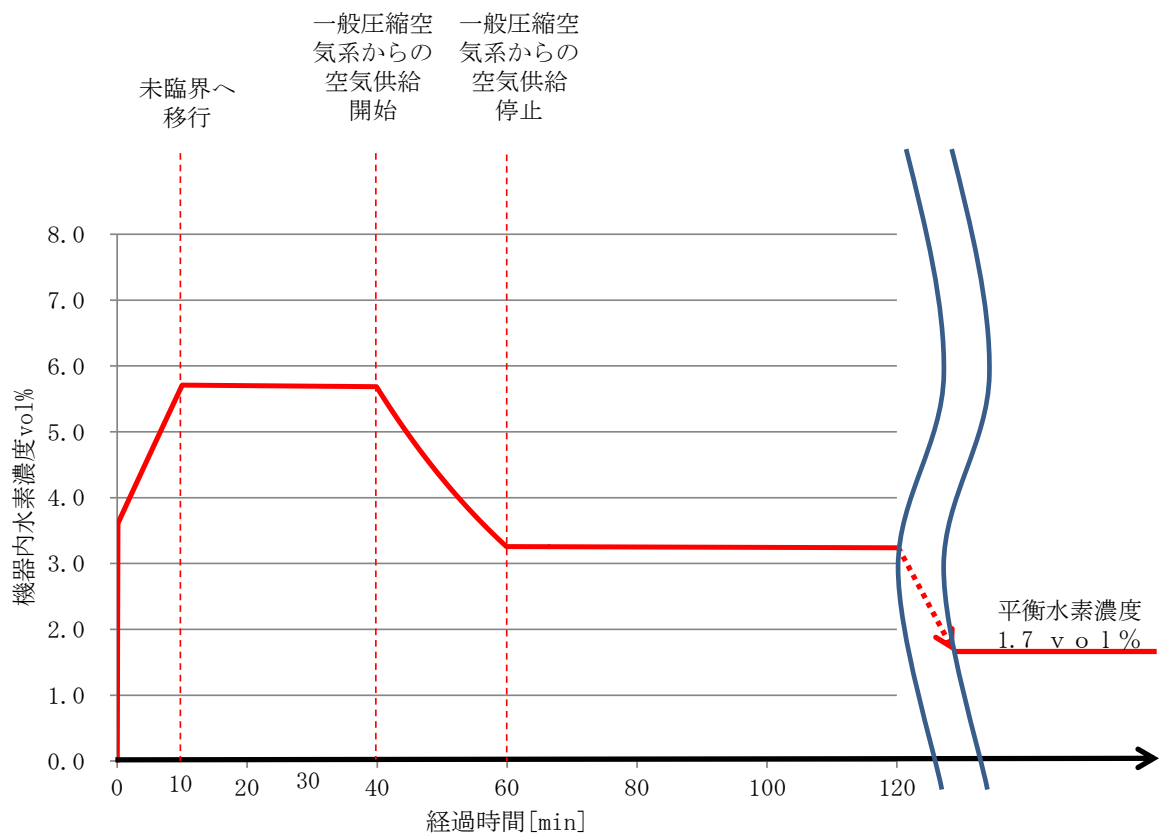
第 7.1-15 図 溶解槽の機器内水素濃度の推移



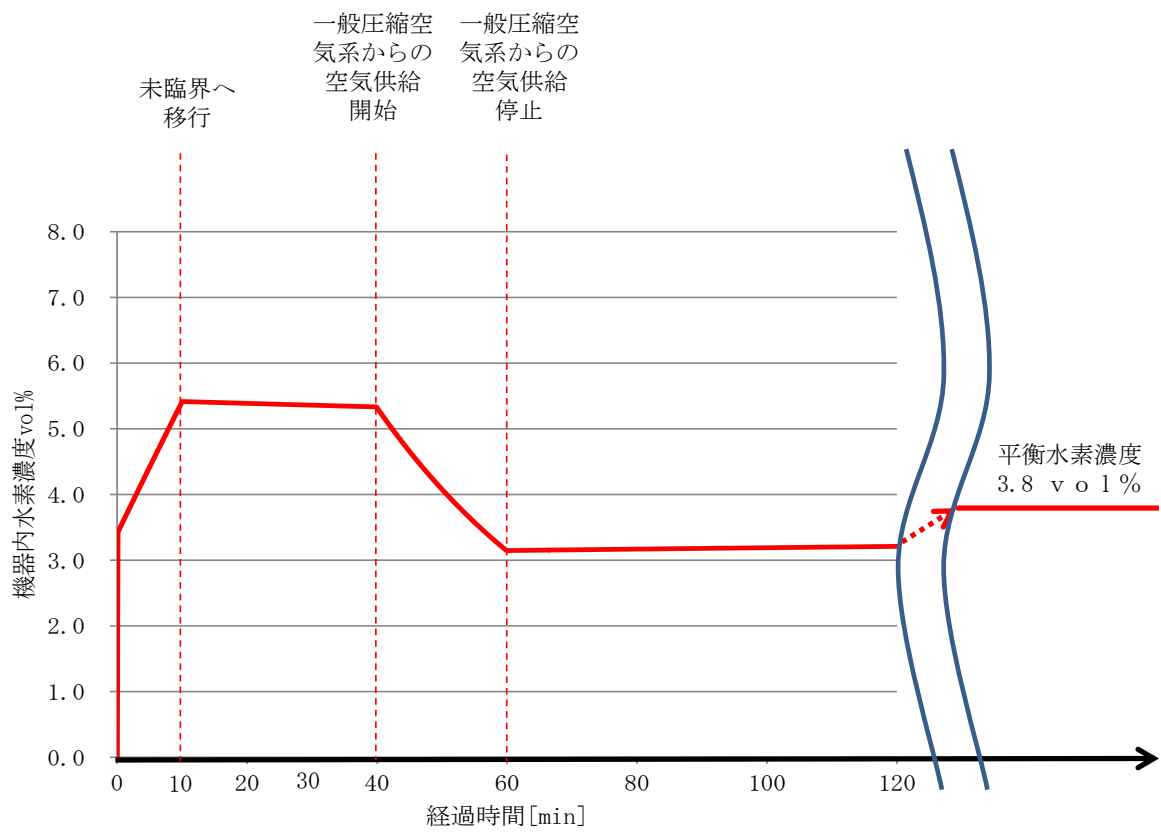
第 7.1-16 図 エンドピース酸洗浄槽の機器内水素濃度の推移



第 7.1-17 図 ハル洗浄槽の機器内水素濃度の推移



第 7.1-18 図 第 5 一時貯留処理槽の機器内水素濃度の推移



第 7.1-19 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	:	$7 \times 10^{14} \text{ B q} / \text{m}^3$
C s - 137	:	$1 \times 10^{15} \text{ B q} / \text{m}^3$
E u - 154	:	$5 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 238	:	$7 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 239	:	$7 \times 10^{12} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 240	:	$1 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 241	:	$2 \times 10^{15} \text{ B q} / \text{m}^3$
A m - 241	:	$7 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
C m - 244	:	$5 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$



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



せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数： $10^4$   
廃ガス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	:	$2 \times 10^4 \text{ B q}$
C s - 137	:	$2 \times 10^4 \text{ B q}$
E u - 154	:	$8 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 238	:	$2 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 239	:	$2 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 240	:	$2 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 241	:	$3 \times 10^4 \text{ B q}$
A m - 241	:	$2 \times 10^3 \text{ B q}$
C m - 244	:	$9 \times 10^2 \text{ B q}$



主排気筒放出

第7.1-20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	:	$7 \times 10^{14} \text{ B q} / \text{m}^3$
C s - 137	:	$1 \times 10^{15} \text{ B q} / \text{m}^3$
E u - 154	:	$5 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 238	:	$7 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 239	:	$7 \times 10^{12} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 240	:	$1 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 241	:	$2 \times 10^{15} \text{ B q} / \text{m}^3$
A m - 241	:	$7 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
C m - 244	:	$5 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$



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



せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数： $10^4$   
廃ガス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	:	$4 \times 10^3 \text{ B q}$
C s - 137	:	$6 \times 10^3 \text{ B q}$
E u - 154	:	$3 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 238	:	$4 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 239	:	$4 \times 10^1 \text{ B q}$
P u - 240	:	$6 \times 10^1 \text{ B q}$
P u - 241	:	$9 \times 10^3 \text{ B q}$
A m - 241	:	$4 \times 10^2 \text{ B q}$
C m - 244	:	$3 \times 10^2 \text{ B q}$



主排気筒放出

第7.1-21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	:	$7 \times 10^{14} \text{ B q} / \text{m}^3$
C s - 137	:	$1 \times 10^{15} \text{ B q} / \text{m}^3$
E u - 154	:	$5 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 238	:	$7 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 239	:	$7 \times 10^{12} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 240	:	$1 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 241	:	$2 \times 10^{15} \text{ B q} / \text{m}^3$
A m - 241	:	$7 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
C m - 244	:	$5 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$



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



せん断処理・溶解廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数： $10^4$   
廃ガス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	:	$2 \times 10^4 \text{ B q}$
C s - 137	:	$2 \times 10^4 \text{ B q}$
E u - 154	:	$8 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 238	:	$2 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 239	:	$2 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 240	:	$2 \times 10^2 \text{ B q}$
P u - 241	:	$3 \times 10^4 \text{ B q}$
A m - 241	:	$2 \times 10^3 \text{ B q}$
C m - 244	:	$9 \times 10^2 \text{ B q}$



主排気筒放出

第7.1-22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	: $7 \times 10^{14}$ B q / m <sup>3</sup>
P u - 239	: $7 \times 10^{13}$ B q / m <sup>3</sup>
P u - 240	: $1 \times 10^{14}$ B q / m <sup>3</sup>
P u - 241	: $2 \times 10^{16}$ B q / m <sup>3</sup>



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



塔槽類廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数 :  $10^4$   
廃ガス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	: $8 \times 10^3$ B q
P u - 239	: $8 \times 10^2$ B q
P u - 240	: $2 \times 10^3$ B q
P u - 241	: $2 \times 10^5$ B q



主排気筒放出

第7.1-23図 第5一時貯留処理槽における放射性物質の大気放出過程

溶液中の放射性物質濃度	
P u - 238	: $7 \times 10^{14} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 239	: $7 \times 10^{13} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 240	: $1 \times 10^{14} \text{ B q} / \text{m}^3$
P u - 241	: $2 \times 10^{16} \text{ B q} / \text{m}^3$



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



塔槽類廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数 :  $10^4$   
廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留実施時の放出割合 : 25%  
放出経路構造物による除染係数 : 10



放射性物質放出量	
P u - 238	: $2 \times 10^4 \text{ B q}$
P u - 239	: $2 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 240	: $3 \times 10^3 \text{ B q}$
P u - 241	: $4 \times 10^5 \text{ B q}$



主排気筒放出

第7.1-24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

7. 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対処

## 7.2 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対処

### (1) 冷却機能の喪失による蒸発乾固の特徴

蒸発乾固の発生が想定される冷却が必要な溶解液、抽出廃液、硝酸プルトニウム溶液及び高レベル廃液（以下7.2では「高レベル廃液等」という。）を内包する貯槽及び濃縮缶（以下7.2では「貯槽等」という。）は、崩壊熱を有するため、平常運転時には、その他再処理設備の附属施設の冷却水設備の安全冷却水系（再処理設備本体用）（以下7.2では「安全冷却水系」という。）により冷却を行い、高レベル廃液等の沸騰を防止している。

安全冷却水系は、貯槽等に内包する高レベル廃液等の崩壊熱を除去する内部ループ及び内部ループによって除かれた熱を外部ループに伝える熱交換器並びに外部ループに移行した熱を最終ヒートシンクである大気中へ逃がす冷却塔で構成される。

貯槽等、貯槽等を収納するセル及びセルを取り囲む建屋は、それぞれ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（以下7.2では「セル排気系」という。）、建屋排気系により換気され、貯槽等、セル、建屋の順に圧力を低くできる設計としている。

安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合には、高レベル廃液等の温度が崩壊熱により上昇し、沸騰に至った場合には、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することで、大気中へ放出される放射性物質の量が増加する。

さらに、ルテニウムを内包する高レベル廃液濃縮缶において蒸発濃縮した廃液（以下「高レベル濃縮廃液」という。）は、沸騰の継続により硝酸濃度が約6規定以上でかつ温度が120℃以上に至った場合に、ル

テニウムが揮発性の化学形態となり気相中に移行する。さらに、高レベル廃液等は、沸騰が継続した場合には、乾燥し固化に至る。

蒸発乾固は5建屋13機器グループ、合計53の貯槽等で発生する。

冷却機能喪失の状態が継続した場合、高レベル廃液等が沸騰に至るまでの最短の時間は、前処理建屋の溶解液を内包する貯槽等において約140時間、分離建屋の高レベル濃縮廃液を内包する貯槽等において約15時間、精製建屋のプルトニウム濃縮缶で濃縮された後の硝酸プルトニウム溶液（以下「プルトニウム濃縮液」という。）を内包する貯槽等において約11時間、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋のプルトニウム濃縮液を内包する貯槽等において約19時間及び高レベル廃液ガラス固化建屋の高レベル濃縮廃液を内包する貯槽等において約23時間である。

また、乾燥し固化に至るまでの最短の時間は、前処理建屋の溶解液を内包する貯槽等において約1,000時間、分離建屋の高レベル濃縮廃液を内包する貯槽等において約110時間、精製建屋のプルトニウム濃縮液を内包する貯槽等において約59時間、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋のプルトニウム濃縮液を内包する貯槽等において約65時間及び高レベル廃液ガラス固化建屋の高レベル濃縮廃液を内包する貯槽等において約180時間である。

## (2) 蒸発乾固への対処の基本方針

蒸発乾固への対処として、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三十五条に規定される要求を満足する蒸発乾固の発生防止対策及び拡大防止対策を整備する。

蒸発乾固の発生防止対策として、高レベル廃液等の沸騰を未然に防

止するため、喪失した冷却機能を代替する設備により、沸騰に至る前に高レベル廃液等の冷却を実施するための対策を整備する。

蒸発乾固の発生防止対策が機能せず、高レベル廃液等が沸騰に至った場合には、「7.2 (1) 冷却機能の喪失による蒸発乾固の特徴」に記載したとおり、気相中へ移行する放射性物質の量が増加する可能性があり、沸騰が継続した場合には、ルテニウムを内包する高レベル濃縮廃液において揮発性のルテニウムが発生する可能性があること、さらに、沸騰が継続することで乾燥し固化に至る可能性がある。

以上を考慮し、蒸発乾固の拡大防止対策として、沸騰が継続し、高レベル廃液等の濃縮を防止するための貯槽等への注水を実施するための対策を整備する。

さらに、事態を収束させるため、蒸発乾固の発生防止対策とは異なる位置から貯槽等の冷却コイル又は冷却ジャケットへ通水することにより、高レベル廃液等を冷却し、未沸騰状態に導くとともに、これを維持するための対策を整備する。

高レベル廃液等が沸騰に至ると、蒸気の影響によって塔槽類廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの処理能力が低下する可能性があることから、気相中へ移行した放射性物質の大気中への放出を防止するため、塔槽類廃ガス処理設備の流路を遮断し、気相中へ移行した放射性物質をセルに導出するための対策を整備する。この際、セル内の圧力上昇を抑制するため、貯槽等内で発生した蒸気を凝縮器で凝縮し、発生する凝縮水は、セル又は貯槽に回収し貯留する。また、放出される放射性物質量の低減のため、凝縮器の下流側に設置する高性能粒子フィルタを経由してセルに導出するための対策を整備する。

さらに、代替セル排気系により、放射性物質を低減した上で、主排



気筒を介して、大気中に放出するための対策を整備する。

蒸発乾固の発生を想定する貯槽等を第7.2-1表に、各対策の概要図を第7.2-1図～第7.2-4図に示す。また、各対策の基本方針の詳細を以下に示す。

a. 蒸発乾固の発生防止対策

安全冷却水系の機器が損傷し冷却機能が喪失した場合には、高レベル廃液等の沸騰を未然に防止するため、安全冷却水系の内部ループに通水し、蒸発乾固を想定する貯槽等に内包する高レベル廃液等を冷却する。

本対策は、高レベル廃液等が沸騰に至る前までに完了させる。

b. 蒸発乾固の拡大防止対策

内部ループへの通水が機能せず、貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰に至る場合には、貯槽等に注水することにより、高レベル濃縮廃液において揮発性のルテニウムが発生することを防止し、高レベル廃液等が乾燥し固化に至ることを防止する。

さらに、蒸発乾固への対策に使用する常設重大事故等対処設備の配管以外に、貯槽等に接続しているその他の配管を活用した貯槽等への注水手順書を整備することにより、貯槽等への注水を確実なものとする。

本対策は、高レベル廃液等が沸騰に至る前までに準備を完了させる。

また、貯槽等に内包する高レベル廃液等の沸騰開始後の事態の収束の観点から、冷却コイル等への通水を実施し、貯槽等に内包する高レベル廃液等を冷却することで未沸騰状態に導くとともに、これを維持する。冷却コイル等への通水の準備は、対策の準備に要する作業が多く、他の拡大防止対策と同時に準備作業を実施した場合、大気中への

放射性物質の放出を抑制できる状態を整備する前に高レベル廃液等が沸騰する可能性があることから、貯槽等への注水、貯槽等において沸騰に伴い気相中へ移行した放射性物質のセルへの導出、凝縮器による発生した蒸気及び放射性物質の除去並びに放射性物質の放出経路及び可搬型フィルタによる放射性エアロゾルの除去に関する対処を優先して実施し、大気中への放射性物質の異常放出に至る可能性のある事態を防止した後に実施することを基本とする。

外的事象の「地震」を要因とした場合、動的機器が全て機能喪失するとともに、全交流動力電源も喪失し、安全冷却水系の冷却機能以外にも塔槽類廃ガス処理設備の浄化機能及び排気機能が喪失する。

したがって、貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰に至り、貯槽等に接続する塔槽類廃ガス処理設備内の圧力が上昇する場合には、塔槽類廃ガス処理設備の配管の流路を遮断し、放射性物質をセルに導出するための経路を構築することで、塔槽類廃ガス処理設備内の圧力を導出先セルに開放するとともに、放射性物質を導出先セルに導出する。

また、冷却機能が喪失している状況において、高レベル廃液等が未沸騰状態であっても水素掃気用の圧縮空気が継続して供給されることに伴い、貯槽等の気相部の放射性物質は、水素掃気用の圧縮空気に同伴し、冷却機能が喪失した貯槽等に接続する塔槽類廃ガス処理設備の配管に設置されている水封安全器からセル等へ移行した後、平常運転時の排気経路以外の経路から漏えいする可能性がある。

このため、気相中へ移行した放射性物質の大気中への放出を可能な限り低減するため、放射線分解により発生する水素による爆発を想定する貯槽等内の水素濃度がドライ換算 8 v o 1 % に至る時間が長い建屋への水素掃気用の圧縮空気の供給を停止し、放射性物質の移行を停

止するとともに、各建屋の塔槽類廃ガス処理設備から導出先セルに導出する経路を速やかに構築する。

導出先セルへ放射性物質を導出した場合、塔槽類廃ガス処理設備の浄化機能を期待できないため、塔槽類廃ガス処理設備における放射性物質の除去効率に相当する代替換気設備を設置及び配置し、放射性物質を可能な限り除去する。

具体的には、高レベル廃液等が未沸騰状態で貯槽等の気相中へ移行し、水素掃気用の圧縮空気により同伴された放射性物質については、セルへの導出経路である塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニット上に設置したセル導出ユニットフィルタの高性能粒子フィルタにより放射性エアロゾルを除去し、高レベル廃液等の沸騰に伴い発生した蒸気及び放射性物質は、導出先セルに導出する前に、凝縮器により沸騰に伴い発生する蒸気を凝縮し、蒸気に同伴する放射性物質を凝縮水として回収し貯留する。

また、放射性物質を導出先セルへ導出した後は、平常運転時の排気経路以外の経路からの大気中への放射性物質の放出を防止するため、可搬型排風機を運転し、可搬型フィルタにより放射性エアロゾルを除去することで大気中へ放出される放射性物質量を低減し、主排気筒を介して、大気中へ管理しながら放出する。

本対策は、高レベル廃液等が沸騰に至る前までに対策を実施する。

## 7.2.1 蒸発乾固の発生防止対策

### 7.2.1.1 蒸発乾固の発生防止対策の具体的内容

安全冷却水系の冷却機能の喪失に対して、貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰に至ることを防止するため、可搬型中型移送ポンプ、可搬型建屋外ホース、可搬型排水受槽、可搬型建屋内ホース、弁等を敷設し、内部ループに水を供給するために可搬型建屋外ホースと可搬型中型移送ポンプを接続し、第1貯水槽から建屋へ水を供給するための経路を構築する。

また、可搬型建屋外ホース、可搬型建屋内ホースと内部ループの給水口を接続することで、建屋へ供給された水を内部ループへ供給するための経路を構築する。

冷却に使用した排水を第1貯水槽へ移送するため、内部ループの排水口と可搬型建屋内ホースを接続し、建屋近傍に敷設した可搬型排水受槽への排水経路を構築する。

また、可搬型排水受槽、可搬型建屋外ホースと可搬型中型移送ポンプを接続し、可搬型排水受槽から第1貯水槽への排水経路を構築する。

給水側の可搬型中型移送ポンプを運転することで、第1貯水槽から内部ループへ通水する。冷却に用いた水は、可搬型排水受槽に一旦貯留した後、排水側の可搬型中型移送ポンプを運転することで、排水経路を経由して第1貯水槽に移送し、再び、内部ループへの通水の水源として用いる。

本対策は、貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間が短い機器グループを優先して実施する。

また、可搬型漏えい液受皿液位計を設置し、貯槽等の損傷による安全冷却水及び貯槽等に内包する高レベル廃液等の漏えいの発生の有無を確認する。

各建屋の対策の概要を以下に示す。また、対策の系統概要図を第7.2-

5 図(1)に、対策の手順の概要を第7.2-6 図に、また、各建屋の対策における手順及び設備の関係を第7.2-2 表に、必要な要員及び作業項目を精製建屋を例として第7.2-7 図及び第7.2-8 図に示す。

(1) 内部ループへの通水の着手判断

安全冷却水系の冷却塔、外部ループの冷却水循環ポンプ若しくは内部ループの冷却水を循環させるためのポンプが多重故障し、安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合、又は、外部電源が喪失し、第2 非常用ディーゼル発電機を運転できない場合は、内部ループへの通水の着手を判断し、以下の(2)及び(3)に移行する。

(2) 建屋外の水の給排水経路の構築

第1 貯水槽から各建屋に水を供給するために、可搬型中型移送ポンプを第1 貯水槽近傍に敷設する。

可搬型中型移送ポンプに可搬型屋外ホースを接続し、第1 貯水槽から各建屋まで水を供給するための経路を構築する。

また、可搬型建屋供給冷却水流量計を可搬型建屋外ホースの経路上に設置する。

冷却に使用した水を第1 貯水槽へ移送するために、可搬型排水受槽及び可搬型中型移送ポンプを各建屋近傍に敷設する。

可搬型中型移送ポンプ及び可搬型排水受槽に可搬型建屋外ホースを接続し、各建屋から第1 貯水槽まで水を移送するための経路を構築する。

外的事象の「火山の影響」を要因として冷却機能が喪失した場合には、降灰により可搬型中型移送ポンプが機能喪失することを防止する

ため、給水用及び排水用の可搬型中型移送ポンプを保管庫内に敷設し、給排水経路を構築する。

可搬型中型移送ポンプは可搬型中型移送ポンプ運搬車、可搬型建屋外ホースはホース展張車及び運搬車、可搬型排水受槽及び可搬型建屋供給冷却水流量計は運搬車により運搬する。

### (3) 内部ループへの通水による冷却の準備

常設重大事故等対処設備により貯槽等の温度を計測できない場合は、第7.2-1表に示す貯槽等へ可搬型貯槽温度計を設置し、高レベル廃液等の温度を計測する。

また、膨張槽に可搬型膨張槽液位計を設置し、第7.2-1表に示す機器グループの内部ループの損傷の有無を膨張槽の液位により確認する。

ただし、分離建屋内部ループ1の内部ループの損傷の有無は、当該内部ループが高レベル廃液濃縮缶の加熱運転時の加熱蒸気の供給経路を兼ねており、当該内部ループには膨張槽がないことから、第1貯水槽から安全冷却水系の内部ループへ水を供給するための経路を構築後、可搬型冷却コイル圧力計を可搬型建屋内ホースの経路上に設置し、可搬型中型移送ポンプにより安全冷却水系の内部ループを加圧することで、可搬型冷却コイル圧力計の指示値から確認する。

建屋内の通水経路を構築するために、可搬型建屋内ホースを敷設し、可搬型冷却水流量計を可搬型建屋内ホースの経路上に設置する。

可搬型建屋内ホースを安全冷却水系の内部ループの給水側の接続口に接続し、可搬型建屋内ホースと可搬型建屋外ホースを接続することで、第1貯水槽から各建屋の内部ループに通水するための経路を構築する。

冷却に使用した水を可搬型排水受槽へ移送するために、可搬型建屋内ホースを敷設する。

可搬型建屋内ホースを安全冷却水系の内部ループの排水側の接続口に接続し、可搬型建屋内ホースと可搬型建屋外ホースを接続することで、冷却に使用した水を可搬型排水受槽に排水するための経路を構築する。

また、高レベル廃液ガラス固化建屋においては、水の給排水経路として冷却水給排水配管・弁も用いる。

#### (4) 内部ループへの通水の実施判断

安全冷却水系の内部ループへの通水の準備が完了後直ちに、安全冷却水系の内部ループへの通水の実施を判断し、以下の(5)へ移行する。

#### (5) 内部ループへの通水の実施

可搬型中型移送ポンプを運転し第1貯水槽の水を安全冷却水系の内部ループに通水する。通水流量は、可搬型冷却水流量計の指示値を基に調整する。

内部ループへの通水に使用した水は、可搬型冷却水排水線量計を用いて汚染の有無を監視する。

また、可搬型排水受槽に回収し、可搬型放射能測定装置を用いて汚染の有無を確認した上で、第1貯水槽へ移送する。

安全冷却水系の内部ループへの通水時に必要な監視項目は、建屋給水流量、内部ループ通水流量、第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等温度及び排水線量である。

(6) 内部ループへの通水の成否判断

第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等の温度が85℃以下で安定していることを確認することにより、安全冷却水系の内部ループへの通水による冷却機能が維持されていることを判断する。

冷却機能が維持されていることを判断するために必要な監視項目は、第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等温度である。

7.2.1.2 蒸発乾固の発生防止対策の有効性評価

7.2.1.2.1 有効性評価

(1) 代表事例

蒸発乾固の発生の前提となる要因は、「6.1 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、外的事象の「地震」及び「火山の影響」並びに内的事象の「動的機器の多重故障」及び「長時間の全交流動力電源の喪失」である。

これらの要因において、安全冷却水系の冷却機能の喪失の範囲、重大事故等への対処の種類及び重大事故等への対処時に想定される作業環境の苛酷さを考慮すると、外的事象の「地震」を要因とした場合が厳しい結果を与えることから、外的事象の「地震」を代表として有効性評価を実施する。

外的事象の「地震」を代表として有効性評価を実施するのは、蒸発乾固の拡大防止対策も同様である。



## (2) 代表事例の選定理由

### a. 安全冷却水系の冷却機能の喪失の範囲

蒸発乾固の発生的前提となる要因は、「6.1 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」において、フォールトツリー分析により明らかにした。安全冷却水系の冷却機能の喪失を頂上事象とした場合のフォールトツリーを第 7.2-9 図に示す。また、安全冷却水系の系統概要図を第 7.2-10 図に示す。

フォールトツリー分析において明らかにしたとおり、安全冷却水系の冷却機能の喪失は、外的事象の「地震」において、冷却塔、外部ループの冷却水循環ポンプ、内部ループの冷却水循環ポンプ、外部電源及び非常用ディーゼル発電機の動的機器の直接的な機能喪失並びに全交流動力電源の喪失による動的機器の間接的な機能喪失により発生する。

また、外的事象の「火山の影響」及び内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」において、全交流動力電源の喪失による動的機器の間接的な機能喪失により、安全冷却水系の冷却機能が喪失する。内的事象の「動的機器の多重故障」において、同一機能を有する動的機器のいずれか 1 種類の動的機器における直接的な機能喪失により冷却機能が喪失する。

以上より、機能喪失の範囲の観点では、外的事象の「地震」を要因とした場合が、動的機器の機能喪失及び全交流動力電源の喪失が同時に発生し、機能喪失する機器が多く、その範囲も広い。

本観点の分析は、蒸発乾固の拡大防止対策でも同様である。

### b. 重大事故等対策の種類

重大事故等対策は、冷却塔、外部ループの冷却水循環ポンプ等の動的機器及び動的機器を起動させるために必要な電気設備等、多岐の設備

故障に対応でき、かつ、複数の設備故障が発生した場合においても対処が可能となるような対策を選定している。

重大事故等対策がカバーする機能喪失の範囲は、第 7.2-9 図のフォールトツリーに示すとおりである。

整備した重大事故等対策が、外的事象の「地震」を含む全ての要因で想定される機能喪失をカバーできており、重大事故等への対処の種類観点から、外的事象の「地震」以外の要因に着目する必要性はない。

本観点の分析は、蒸発乾固の拡大防止対策でも同様である。

#### c. 重大事故等への対処時の環境条件の観点

重大事故等への対処時の環境条件に着目すると、外的事象の「地震」を要因とした場合には、基準地震動を1.2 倍にした地震動を考慮する設計とした設備以外の設備の損傷及び動的機器の動的な機能の喪失が想定される。建屋内では、溢水、化学薬品漏えい及び内部火災のハザードが発生する可能性があり、また、全交流動力電源の喪失により換気空調が停止し、照明が喪失する。一方、建屋外では、不等沈下及び屋外構築物の倒壊による環境悪化が想定される。

外的事象の「火山の影響」を要因とした場合には、建屋内では、全交流動力電源の喪失に伴い換気空調が停止し、照明が喪失するものの、外的事象の「地震」の場合のように、溢水、化学薬品漏えい及び内部火災のハザードの発生は想定されない。一方、建屋外では、降灰による環境悪化が想定される。

内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」において建屋内の換気空調が停止し、照明が喪失するものの、外的事象の「地震」の場合のように溢水、化学薬品漏えい及び内部火災のハザードの発生は想定されず、また、内的事象の「動的機器の多重故障」を要因とした場合

には、建屋内の環境条件が有意に悪化することはない。

また、これらを要因とした場合に、建屋外の環境条件が悪化することはない。

以上より、外的事象の「地震」が建屋内外の作業環境を最も悪化させる可能性があるものの、建屋外の環境条件では外的事象の「地震」及び「火山の影響」において想定される環境悪化要因の特徴が異なることを考慮し、これらの特徴の違いが重大事故等対策の有効性に与える影響を不確かさとして分析する。

本観点の分析は、蒸発乾固の拡大防止対策でも同様である。

### (3) 有効性評価の考え方

高レベル廃液等の沸騰が未然に防止できるかについて確認するために、高レベル廃液等の温度の推移を評価する。

高レベル廃液等の温度の推移は、貯槽等からセルへの放熱を考慮せず、断熱として評価する。

沸騰に至るまでの時間算出の前提となる高レベル廃液等の沸点は、沸騰に至るまでの時間を安全側に評価するため、溶質によるモル沸点上昇を考慮せず、高レベル廃液等の硝酸濃度のみを考慮することとし、溶解液及び抽出廃液では103℃、プルトニウム溶液（約24 g P u / L）では101℃、プルトニウム濃縮液（約250 g P u / L）では109℃、プルトニウム濃縮液（約154 g P u / L）では105℃、高レベル濃縮廃液では102℃とし、高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間は、貯槽等の熱容量を考慮して評価する。

高レベル廃液等の温度の推移の評価は、解析コードを用いず、水の定圧比熱等を用いた簡便な計算に基づき算出する。

(4) 有効性評価の評価単位

蒸発乾固は、高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間及び講ずる対処が機器グループ及び建屋単位で整理されることを考慮し、有効性評価は機器グループ及び建屋単位で整理し、重大事故等対策ごとに実施する。蒸発乾固の発生が想定される貯槽等の機器グループを第7.2-1表に、機器グループの概要を第7.2-11図～第7.2-15図に示す。

有効性評価の評価単位の考え方は、蒸発乾固の拡大防止対策でも同様である。

(5) 機能喪失の条件

外的事象の「地震」を要因とした場合の安全機能の喪失の想定は、基準地震動の1.2倍の地震動を入力した場合においても必要な機能を損なわない設計とした設備以外の設備は全て機能喪失するものとし、また、全ての動的機能の喪失を前提として、外部電源も含めた全ての電源喪失も想定していることから、更なる安全機能の喪失は想定しない。

機能喪失の条件の設定の考え方は、蒸発乾固の拡大防止対策でも同様である。

(6) 事故の条件及び機器の条件

高レベル廃液等の温度上昇の推移の評価条件を第7.2-3表～第7.2-7表に示す。

蒸発乾固の発生防止対策に使用する機器を第7.2-8表に示す。また、主要な機器の条件を以下に示す。

a. 可搬型中型移送ポンプ

可搬型中型移送ポンプは、1台当たり約 $240\text{m}^3/\text{h}$ の容量を有し、

安全冷却水系の内部ループへの通水を実施する場合には、前処理建屋における蒸発乾固の発生防止対策の実施に対して1台、分離建屋、精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋における蒸発乾固の発生防止対策の実施に対して1台を兼用し、高レベル廃液ガラス固化建屋における蒸発乾固の発生防止対策の実施に対して1台を使用し、各機器グループに属する貯槽等の冷却に必要な水を供給できる設計としていることから、各機器グループへの水の供給流量は、内包する高レベル廃液等の崩壊熱を踏まえて調整し、以下に示す設定値以上で通水する。また、「7.2.2 蒸発乾固の拡大防止対策」に示す貯槽等への注水、冷却コイル等への通水及び凝縮器への通水の実施に必要な水の供給は、同じ可搬型中型移送ポンプを用いて実施する。

前処理建屋内部ループ1	約13m <sup>3</sup> /h
前処理建屋内部ループ2	約16m <sup>3</sup> /h
分離建屋内部ループ1	約14m <sup>3</sup> /h
分離建屋内部ループ2	約8.8m <sup>3</sup> /h
分離建屋内部ループ3	約10m <sup>3</sup> /h
精製建屋内部ループ1	約2.9m <sup>3</sup> /h
精製建屋内部ループ2	約1.2m <sup>3</sup> /h
ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋内部ループ	約1.3m <sup>3</sup> /h
高レベル廃液ガラス固化建屋内部ループ1	約17m <sup>3</sup> /h
高レベル廃液ガラス固化建屋内部ループ2	約14m <sup>3</sup> /h
高レベル廃液ガラス固化建屋内部ループ3	約13m <sup>3</sup> /h
高レベル廃液ガラス固化建屋内部ループ4	約13m <sup>3</sup> /h
高レベル廃液ガラス固化建屋内部ループ5	約13m <sup>3</sup> /h

b. 高レベル廃液等の核種組成，濃度及び崩壊熱密度

「6.5.2.1 使用済燃料の冷却期間」に記載したとおり，高レベル廃液等の核種組成は，再処理する使用済燃料の冷却期間を15年として得られる使用済燃料の核種組成を基に設定し，高レベル廃液等の濃度及び崩壊熱密度は，これを基準として，平常運転時における再処理する使用済燃料の核種組成の変動幅を考慮した最大値を設定する。

c. 高レベル廃液等の液量

「6.5.2.9 機器に内包する溶液，廃液，有機溶媒の液量」に記載したとおり，貯槽等に内包する高レベル廃液等の液量は，貯槽等の公称容量とする。

(7) 操作の条件

内部ループへの通水は，安全冷却水系の冷却機能の喪失から高レベル廃液等が沸騰に至る前までに準備が整い次第開始し，沸騰に至るまでの時間が最も短い精製建屋において，沸騰に至るまでの時間である11時間に対して8時間50分後までに内部ループへの通水を開始する。

内部ループへの通水の準備作業及び実施時に想定される作業環境を考慮した内部ループへの通水に必要な作業と所要時間を，精製建屋を例として第7.2-7図及び第7.2-8図に示す。また，安全冷却水系の冷却機能の喪失から第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間を第7.2-9表，第7.2-12表，第7.2-15表，第7.2-18表及び第7.2-21表に示す。

(8) 判断基準

蒸発乾固の発生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. 内部ループへの通水

蒸発乾固の発生を未然に防止できること。

具体的には、高レベル廃液等が崩壊熱により温度上昇し、沸騰に至る前に、第1貯水槽から内部ループに水を通水することで、高レベル廃液等の温度が沸点に至らずに低下傾向を示すこと。

7.2.1.2.2 有効性評価の結果

(1) 有効性評価の結果

建屋内及び建屋外における内部ループへの通水準備作業の完了を確認した上で、可搬型中型移送ポンプによる安全冷却水系の内部ループへの通水を開始する。

可搬型中型移送ポンプによる精製建屋内部ループ1及び精製建屋内部ループ2の安全冷却水系の内部ループへの通水は、安全冷却水系の冷却機能の喪失から67人にて8時間50分で作業を完了するため、安全冷却水系の冷却機能の喪失から沸騰に至るまでの時間である11時間以内に内部ループへの通水が可能である。内部ループへの通水開始時の高レベル廃液等の温度は、沸騰までの時間が最も短い精製建屋内部ループ1のプルトニウム濃縮液一時貯槽において約96℃であり、また、内部ループへの通水実施後は、プルトニウム濃縮液一時貯槽に内包するプルトニウム濃縮液の温度が低下傾向を示し、プルトニウム濃縮液一時貯槽においてプルトニウム濃縮液の温度が約59℃で平衡に至る。

内部ループへの通水開始時の高レベル廃液等の温度と高レベル廃液等の沸点の温度差が最も小さくなるウラン・プルトニウム混合脱硝建屋内部ループの硝酸プルトニウム貯槽の場合、内部ループへの通水実

施開始時のプルトニウム濃縮液の温度は約102℃であり、また、内部ループへの通水実施後は、硝酸プルトニウム貯槽に内包するプルトニウム濃縮液の温度が低下傾向を示し、硝酸プルトニウム貯槽においてプルトニウム濃縮液の温度が約56℃で平衡に至る。

以上の有効性評価の結果を第7.2-9表～第7.2-23表に、対策実施時のパラメータの推移を第7.2-16図～第7.2-20図に示す。

(2) 不確かさの影響評価

a. 事象、事故の条件及び機器の条件の不確かさの影響

(a) 想定事象の違い

内の事象の「動的機器の多重故障」を要因として安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合、重大事故等への対処が必要な建屋、設備の範囲が限定される。当該有効性評価では、外的事象の「地震」を要因として、安全冷却水系の冷却機能の喪失が5つの建屋で同時に発生することを前提に、各建屋で並行して作業した場合の対策の成立性を確認していることから、有効性評価の結果は変わらない。

外的事象の「火山の影響」及び内の事象の「長時間の全動力電源の喪失」を要因として安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合、現場状況確認のための初動対応及びアクセスルート確保のための作業において、外的事象の「地震」を要因とした場合と比較して、早い段階で重大事故等対策に着手できることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はない。

外的事象の「火山の影響」を想定した場合の準備作業及び実施時に想定される作業環境を考慮した蒸発乾固への対処に必要な作業と所要時間を、精製建屋を例として第7.2-8図に示す。



(b) 実際の熱条件の影響

沸騰に至るまでの時間余裕の算出では、水及び高レベル廃液等の物性値の変動が影響を与えると考えられるものの、より厳しい結果を与えるように、高レベル廃液等の崩壊熱密度は、冷却期間15年を基に算出した平常運転時の最大値を設定した上で、貯槽等に内包する高レベル廃液等の液量は貯槽等の公称容量とし、貯槽等からセル雰囲気への放熱を考慮せず断熱評価で実施している。

これらのうち、高レベル廃液等の崩壊熱密度の最大値が有する安全余裕は、高レベル廃液等の崩壊熱密度の中央値に対して1.0倍から約1.2倍となる。

貯槽等に内包する高レベル廃液等の液量に着目すると、実際の運転時には、全ての貯槽等が公称容量の高レベル廃液等を内包しているわけではなく、公称容量よりも少ない液量を内包している状態が想定されるが、この場合、高レベル廃液等の崩壊熱は小さくなり、沸騰に至るまでの時間が延びることになる。

また、貯槽等の表面からセル雰囲気への放熱の効果は、貯槽等の表面温度とセル雰囲気の温度差に依存し、温度差が20℃から80℃の範囲において鉛直平板を仮定した場合、貯槽等の表面とセル雰囲気間の熱伝達率は約 $1.8\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$  ～ 約 $3.3\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$  となる。

放熱の効果は、高レベル廃液等の崩壊熱密度に高レベル廃液等の体積を乗じて算出された崩壊熱を、放熱に寄与する貯槽等の表面積で除して算出される値に依存し、この値が大きい高レベル濃縮廃液及びプルトニウム濃縮液に対する放熱効果は、温度差を20℃と仮定した場合、数%となる。一方、高レベル廃液等の崩壊熱を放熱に寄与する貯槽等の表面積で除して算出される値が小さくなる溶解液、抽出廃液及びプ

ルトニウム溶液に対する放熱効果は、温度差を20℃と仮定した場合、溶解液に対して約30%、抽出廃液に対して約40%、プルトリウム溶液に対して100%となる。

高レベル廃液等の崩壊熱を放熱に寄与する貯槽等の表面積で除して算出される値が大きい高レベル濃縮廃液及びプルトリウム濃縮液を内包する貯槽等は、沸騰に至るまでの時間が短いという特徴を有している。高レベル廃液等の崩壊熱を放熱に寄与する貯槽等の表面積で除して算出される値が小さい溶解液、抽出廃液及びプルトリウム溶液を内包する貯槽等は、沸騰に至るまでの時間が長いという特徴を有していることから、断熱条件においても沸騰に至るまでの時間が長い溶解液、抽出廃液及びプルトリウム溶液を内包する貯槽等が沸騰に至るまでの時間は、断熱条件においても沸騰に至るまでの時間が短い高レベル濃縮廃液及びプルトリウム濃縮液を内包する貯槽等に比べてより長くなることになる。

以上より、実際の熱条件の下では、評価結果に示す沸騰に至るまでの時間は、全ての高レベル廃液等においてより長い時間となる可能性があるが、その効果は崩壊熱の小さな高レベル廃液等ほど顕著であり、高レベル廃液等の沸騰までの時間が逆転することはないことから、蒸発乾固への対処の作業の優先順位及び実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はない。

- (c) 内部ループへの通水開始タイミングが高レベル廃液等の平衡温度に与える影響

内部ループへの通水時の高レベル廃液等の温度は、内部ループへの通水の開始時間及び通水流量に応じて変動する。内部ループへの通水は、通水の準備が完了した内部ループから順次通水を開始するため、

内部ループへの通水開始初期において、複数系統ある内部ループのうち、特定の内部ループへ集中して通水する時間帯が生じる。

この場合、計画している流量以上が通水されることにより、当該内部ループによって冷却されている貯槽等に内包する高レベル廃液等の温度の低下速度が速まるものの、その他の内部ループへの通水が開始された後の定常状態では、高レベル廃液等の平衡温度は評価値と同じ値となり、通水初期の流量が高レベル廃液等の平衡温度に影響を与えることはない。

## b. 操作の条件の不確かさの影響

### (a) 実施組織要員の操作

「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」が実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響を考慮し、重大事故等対策の実施に必要な準備作業は、安全冷却水系の冷却機能の喪失をもって着手し、対処の制限時間である高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間に対して、時間余裕を確保して完了できるよう計画することで、これら要因による影響を低減した。

作業計画の整備は、作業項目ごとに余裕を確保して整備しており、必要な時期までに操作できるよう体制を整えていることから、実際の重大事故等への対処では、より早く作業を完了することができる。また、可搬型中型移送ポンプ等の可搬型重大事故等対処設備の設置等の対処に時間を要した場合や、予備の可搬型重大事故等対処設備による対処を想定したとしても、余裕として確保した2時間以内に対処を再開することができる。

### (b) 作業環境

沸騰開始までは放射性物質の放出による有意な作業環境の悪化はなく、

内部ループへの通水の準備及び実施は沸騰開始前までに実施することから、作業環境が実施組織要員の操作の時間余裕に影響を与えることはない。

また、外的事象の「火山の影響」を要因とした場合であっても、建屋外における重大事故等対策に係る作業は降灰予報（「やや多量」以上）を受けて作業に着手することから、降灰の影響を受けることはない。

降灰発生後は、対策の維持に必要な燃料の運搬が継続して実施されるが、除灰作業を並行して実施することを前提に作業計画を整備しており、重大事故等対策を維持することが可能である。

#### 7.2.1.2.3 重大事故等の同時発生又は連鎖

##### (1) 重大事故等の事象進展，事故規模の分析

内部ループへの通水実施時の事故時環境は、平常運転時と大きく変わるものではなく、また、高レベル廃液等の状態も平常運転時と大きく変わるものではない。

##### a. 温度

内部ループへの通水開始時の温度は、最大でも約 102℃であり、安全機能を有する機器の材質の強度が有意に低下することはない。貯槽等に接続する安全機能を有する機器が損傷又は機能が喪失することはない。

##### b. 圧力

高レベル廃液等が未沸騰状態であり、蒸気の発生もないことから、有意な圧力上昇はなく、安全機能を有する機器が損傷又は機能が喪失することはない。

c. 湿度

高レベル廃液等の温度上昇に伴い多湿環境下となるが、貯槽等自体及び貯槽等に接続する安全機能を有する機器が損傷又は機能が喪失することはない。また、湿度の影響が貯槽等のバウンダリを超えて波及することはない。

d. 放射線

貯槽等内の放射線環境は平常運転時の環境下から変化することはない。安全機能を有する機器が損傷又は機能が喪失することはない。

e. 物質（水素，蒸気，煤煙，放射性物質及びその他）及びエネルギーの発生

新たな物質及びエネルギーが発生することはない。安全機能を有する機器が損傷又は機能が喪失することはない。

f. 落下又は転倒による荷重

高レベル廃液等の温度が上昇したとしても、貯槽等の材質の強度が有意に低下することはない。貯槽等が落下又は転倒することはない。

g. 腐食環境

c. と同様である。

(2) 重大事故等の同時発生

重大事故等が同時に発生する場合については、同種の重大事故等が同時に発生する場合、異種の重大事故等が同時に発生する場合及びそれらの重畳が考えられる。

蒸発乾固は、蒸発乾固の発生を想定する貯槽等にあるとおり、5建屋13機器グループ53貯槽等で同時に発生する可能性があり、本評価は同時発生するものとして評価した。

蒸発乾固と同時発生する可能性のある異種の重大事故等は、「6.1

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」に示すとおり、外的事象の「地震」及び「火山の影響」並びに内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」により、安全冷却水系、安全圧縮空気系、プール水冷却系及び補給水設備が同時に機能を喪失することから、これらの機能喪失により発生する放射線分解により発生する水素による爆発及び使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷である。

異なる種類の重大事故等の同時発生に対する重大事故等対策の有効性については、「7.6 重大事故が同時に又は連鎖して発生した場合の対処」にまとめる。

### (3) 重大事故等の連鎖

「7.2.1.2.3(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、内部ループへの通水実施時の事故時環境は、平常運転時と大きく変わるものではなく、また、高レベル廃液等の状態も平常運転時と大きく変わるものではないため、他の重大事故等が連鎖して発生することはない。

#### 7.2.1.2.4 判断基準への適合性の検討

蒸発乾固の発生を未然に防止することを目的として、内部ループへの通水手段を整備しており、これらの対策について、外的事象の「地震」を要因として有効性評価を行った。

内部ループへの通水は、沸騰開始前までに内部ループへの通水に係る準備作業を完了し、沸騰開始前に内部ループへ通水することで高レベル廃液等の温度を沸点未満に維持し、高レベル廃液等が沸騰に至ることを防止している。

評価条件の不確かさについて確認した結果、実施組織要員の操作時間に与える影響及び評価結果に与える影響がないことを確認した。

また、外的事象の「地震」とは異なる特徴を有する外的事象の「火山の影響」を要因とした場合に有効性評価へ与える影響を分析した。

外的事象の「火山の影響」を要因とした場合には、建屋外における内部ループへの通水の準備に要する時間に与える影響及び内部ループへの通水の維持に与える影響を分析し、降灰予報（「やや多量」以上）を受けて建屋外作業に着手すること及び除灰作業を織り込んだ作業計画を整備していることから、内部ループへの通水の有効性へ与える影響が排除されていることを確認した。

以上の有効性評価は、蒸発乾固の発生が想定される5建屋13機器グループ、53貯槽等の全てにおいて重大事故等が同時発生することを前提として評価を実施し、上述のとおり重大事故等対策が有効であることを確認した。また、想定される高レベル廃液等の状態におい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、想定される事故時環境において、蒸発乾固の発生が想定される貯槽等に接続する安全機能を有する機器が損傷又は機能喪失することはなく、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。

以上のことから、内部ループへの通水により蒸発乾固の発生を未然に防止できる。

以上より、「7.2.1.2.1(8) 判断基準」を満足する。

## 7.2.2 蒸発乾固の拡大防止対策

### 7.2.2.1 蒸発乾固の拡大防止対策の具体的内容

#### 7.2.2.1.1 貯槽等への注水及び冷却コイル等への通水

内部ループへの通水が機能しなかった場合に備え、蒸発乾固の発生防止対策で敷設する可搬型中型移送ポンプの下流側に、貯槽等内に注水するための可搬型建屋内ホース、弁等を敷設し、可搬型建屋内ホースと機器注水配管の接続口を接続する。

高レベル廃液等が沸騰に至った場合には、液位低下及びこれによる濃縮の進行を防止するため、液位を一定範囲に維持するよう、第1貯水槽の水を貯槽等内へ注水する。

貯槽等への注水は、間欠注水を前提として実施するため、余裕のある注水の作業時間を確保した上で、ルテニウムを内包する高レベル濃縮廃液からのルテニウムの揮発が発生することがないように、濃縮した状態であっても、高レベル濃縮廃液の温度が115℃以下であって、硝酸濃度が4規定以下に収まる液量として、初期液量の70%に至る前までに貯槽等への注水を開始する。

また、事態を収束させるため、貯槽等への注水により高レベル廃液等の濃縮の進行を防止しながら、蒸発乾固の発生防止対策で敷設する可搬型中型移送ポンプの下流側に、冷却コイル等への通水のための可搬型建屋内ホース、弁等を敷設し、可搬型建屋内ホースと各貯槽等の冷却コイル等の接続口を接続した後、第1貯水槽の水を冷却コイル等へ通水する。冷却に用いた水は可搬型排水受槽に一旦貯留した後、排水側の可搬型中型移送ポンプを運転することで、敷設した排水経路を経由して第1貯水槽に移送し、再び、冷却コイル等への通水の水源として用いる。

各建屋の対策の概要を以下に示す。また、対策の系統概要図を第7.2-1



5 図(2)及び第7.2-5 図(3)に、対策の手順の概要を第7.2-6 図に、各建屋の対策における手順及び設備の関係を第7.2-24表及び第7.2-25表に、必要な要員及び作業項目を第7.2-21図に示す。

#### 7.2.2.1.1.1 貯槽等への注水

##### (1) 貯槽等への注水の着手判断

「7.2.1.1(1) 内部ループへの通水の着手判断」と同様である。

貯槽等への注水の実施のための準備作業として以下の(2)及び(3)へ移行する。

##### (2) 建屋外の水の給排水経路の構築

「7.2.1.1(2) 建屋外の水の給排水経路の構築」と同様である。

##### (3) 貯槽等への注水の準備

建屋内の注水経路を構築するために、給水用の可搬型中型移送ポンプの下流側に可搬型建屋内ホースを敷設し、可搬型機器注水流量計を可搬型建屋内ホースの経路上に設置する。

可搬型建屋内ホースと機器注水配管を接続し、可搬型建屋内ホースと可搬型建屋外ホースを接続することで、第1貯水槽から第7.2-1表に示す貯槽等に注水するための経路を構築する。また、高レベル廃液ガラス固化建屋においては、水の注水経路として冷却水注水配管・弁も用いる。

常設重大事故等対処設備により貯槽等の液位を計測できない場合は、第7.2-1表に示す貯槽等に可搬型貯槽液位計を設置し、第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等の液位を計測する。また、第

7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等の温度の監視を継続する。

(4) 貯槽等への注水の実施判断

高レベル廃液等が沸騰に至り，高レベル廃液等の液量が初期液量の70%まで減少する前に貯槽等への注水開始を判断し，以下の(5)へ移行する。

第7.2-1表に示す貯槽等への注水の実施を判断するために必要な監視項目は，第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等液位及び貯槽等温度である。

(5) 貯槽等への注水の実施

第7.2-1表に示す貯槽等の可搬型貯槽液位計の指示値から貯槽等の液位を算出し，貯槽等への注水量を決定した上で，可搬型中型移送ポンプを運転し第1貯水槽の水を第7.2-1表に示す貯槽等に注水する。注水流量は，可搬型機器注水流量計の指示値を基に調整する。

決定した注水量の注水が完了した場合は，注水作業を停止し，第7.2-1表に示す貯槽等の液位及び温度の監視を継続する。貯槽等の温度の監視により沸騰が継続していることを確認し，かつ，貯槽等の液位の監視により，貯槽等の液位が低下している場合には，高レベル廃液等の初期液量の70%に相当する液位に至る前までに，第7.2-1表に示す貯槽等への注水を再開する。

貯槽等への注水時に確認が必要な監視項目は，建屋給水流量，貯槽等注水流量，第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等液位及び貯槽等温度である。

(6) 貯槽等への注水の成否判断

第7.2-1表に示す貯槽等の液位から、第7.2-1表に示す貯槽等に注水されていることを確認することで、蒸発乾固の進行が防止されていることを判断する。

蒸発乾固の進行が防止されていることを判断するために必要な監視項目は、第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等液位である。

7.2.2.1.1.2 冷却コイル等への通水

(1) 冷却コイル等への通水による冷却の着手判断

内部ループへの通水が機能しないことをもって冷却コイル等への通水による冷却のための準備に着手することを判断する。

冷却コイル等への通水による冷却のための準備の着手を判断するために必要な監視項目は、第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等温度である。

(2) 建屋外の水の給排水経路の構築

「7.2.1.1(2) 建屋外の水の給排水経路の構築」と同様である。

(3) 冷却コイル等への通水による冷却の準備

第7.2-1表に示す機器グループの内部ループへの通水が機能しない場合には、冷却コイル等の損傷の有無を確認するため、給水用の可搬型中型移送ポンプの下流側に、内部ループへの通水のために敷設した可搬型建屋内ホースの他に、冷却コイル等への通水のために必要な可搬型建屋内ホースを敷設し、可搬型冷却コイル圧力計及び可搬型冷却コイル通水流量計を可搬型建屋内ホースの経路上に設置する。

可搬型建屋内ホースを冷却コイル等の給水側の接続口に接続し、冷却