

【公開版】

提出年月日	令和2年6月19日	R3
日本原燃株式会社		

六ヶ所廃棄物管理施設における  
新規制基準に対する適合性

安全審査 整理資料

第12条\_設計最大評価事故時の放射線障害の防止



## 目 次

### 1 章 基準適合性

#### 1. 基本方針

1. 1 要求事項の整理

1. 2 要求事項に対する適合性

1. 3 規則への適合性

#### 2. 安全評価に関する基本方針

2. 1 基本的考え方

2. 2 設計最大評価事故

2. 2. 1 放射性物質を外部に放出する可能性のある事故の選定

2. 3 ガラス固化体の取扱い中の落下による損傷事象

2. 3. 1 事象の説明及び防止対策

2. 3. 2 事象経過の解析

2. 3. 3 実効線量の評価

### 2 章 補足説明資料



## 1章 基準適合性



## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

廃棄物管理施設について、事業許可基準規則と再処理施設安全審査指針との比較及び当該指針を踏まえたこれまでの既許可実績により、事業許可基準規則第12条において追加された又は明確化された要求事項を整理する。

(第12.1表 事業許可基準規則第12条と再処理施設安全審査指針 比較表)

第 12.1 表 事業許可基準規則第 12 条と再処理施設安全審査指針 比較表 (1 / 6)

事業許可基準規則 第 12 条 (設計最大評価事故時の放射線障害の防止)	再処理施設安全審査指針	備考
<p>廃棄物管理施設は、設計最大評価事故 (安全設計上想定される事故のうち、公衆が被ばくする線量を評価した結果、その線量が最大となるものをいう。) が発生した場合において、事業所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものでなければならない。</p>	<p>(指針 3)</p> <p>1. 安全評価の目的</p> <p>再処理施設の安全性の判断に当たり、施設の設計の基本方針に多重防護の考え方が適切に採用されていることを確認するために設計基準事象を選定し評価するほか、一般公衆との離隔距離の妥当性を判断するために立地評価事故を想定し評価すること。</p> <p>2. 設計基準事象の評価</p> <p>(1) 放射性物質が存在する再処理施設内の各工程毎に、運転時の異常な過渡変化並びに機器等の破損、故障、誤動作あるいは運転員の誤操作によって放射性物質を外部に放出する可能性のある事象を想定し、その発生の可能性との関連において、各種の安全設計の妥当性を確認するという観点から設計基準事象を選定し評価する。</p>	<p><u>変更無し</u></p>

第 12.1 表 事業許可基準規則第 12 条と再処理施設安全審査指針 比較表 (2 / 6)

事業許可基準規則 第 12 条 (設計最大評価事故時の放射線障害の防止)	再処理施設安全審査指針	備考
<p>(解釈)</p> <p>1 第 12 条の「設計最大評価事故」は、以下に掲げる手順に基づき評価を行うこと。</p> <p>一 事故の選定</p> <p>廃棄物管理施設の設計に即し、</p> <p>① 高レベル放射性固体廃棄物、放射性固体廃棄物等の落下等に伴う放射性物質の飛散</p> <p>② 廃棄物管理施設内の火災及び爆発</p> <p>③ その他機器等の破損、故障、誤動作又は操作員の誤操作等に伴う放射性物質の外部放出等の事故の発生の可能性を、技術的観点から十分に検討し、技術上発生が想定される事故であって、公衆の放射線被ばくの観点から重要と考えられる事故を含めなければな</p>	<p>2. 設計基準事象の評価</p> <p>(1) 放射性物質が存在する再処理施設内の各工程毎に、運転時の異常な過渡変化並びに機器等の破損、故障、誤動作あるいは運転員の誤操作によって放射性物質を外部に放出する可能性のある事象を想定し、その発生の可能性との関連において、各種の安全設計の妥当性を確認するという観点から設計基準事象を選定し評価する。</p> <p>評価すべき事例を以下に示す。</p> <p>① 運転時の異常な過渡変化</p> <p>② 被覆材等の金属微粒子、有機溶媒等による火災・爆発</p> <p>③ 核燃料物質による臨界</p> <p>④ 各種機器、配管等の破損、故障等による漏洩及び機能喪失</p> <p>⑤ 使用済燃料集合体等の取り扱いに伴う破損等</p> <p>⑥ 短時間の全動力電源の喪失</p>	<p>前記のとおり</p>

第 12.1 表 事業許可基準規則第 12 条と再処理施設安全審査指針 比較表 (3 / 6)

事業許可基準規則 第 12 条 (設計最大評価事故時の放射 線障害の防止)	再処理施設安全審査指針	備考
らない。	⑦ その他必要と認められる事象 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。	前記のとおり

第 12.1 表 事業許可基準規則第 12 条と再処理施設安全審査指針 比較表 (4 / 6)

<p>事業許可基準規則 第 12 条 (設計最大評価事故時の放射線障害の防止)</p>	<p>再処理施設安全審査指針</p>	<p>備考</p>
<p>二 放射線及び放射性物質の放出量の計算 選定したそれぞれの事故について、技術的に適切な解析モデル及びパラメータを採用するほか、次の事項を十分に検討した上で、安全裕度のある適切な条件を設定して、放射線及び放射性物質の放出量の計算を行うこと。</p> <p>① 閉じ込め機能及び遮蔽機能の健全性</p> <p>② 放射性物質の大気中の拡散条件</p> <p>③ 評価期間 放射線及び放射性物質の放出量の計算における評価期間の設定に当たっては、事故発生後異常を検知するまでの時間や、影響緩和のための対策に要する作業時間等を適切に考慮すること。</p>	<p>(2) 上記事象の解析に当たっては、技術的に適切な解析モデル及びパラメータを採用するほか、以下の事項を満足させて解析を行うこと。</p> <p>① 異常事象を速やかに収束させ、又はその拡大を防止し、あるいはその結果を緩和することを主たる機能とする系統については、その機能別に結果を最も厳しくする単一故障を仮定すること。</p> <p>② 事象の影響を緩和するのに必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮すること。</p> <p>③ 放射性物質の放散の低減に係る系統及び機器の機能が要求される場合には、外部電源の喪失を考慮すること。</p>	<p>前記のとおり</p>

第 12.1 表 事業許可基準規則第 12 条と再処理施設安全審査指針 比較表 (5 / 6)

<p>事業許可基準規則 第 12 条 (設計最大評価事故時の放射線障害の防止)</p>	<p>再処理施設安全審査指針</p>	<p>備考</p>
<p>三 線量の評価 選定した事故のうち、放射線及び放射性物質の放出量の計算により公衆に対して最大の放射線被ばくを及ぼす事故を設計最大評価事故として設定し、その場合の線量をもってしても、公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えるものでないことを確認すること。 2 第 12 条に規定する「事業所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないもの」とは、設計最大評価事故時に公衆が被ばくする線量の評価値が、発生事故当たり 5 ミリシーベルト以下であることをいう。</p>	<p>(3) 各事象に対する安全設計の妥当性を評価するに当たっては、上記(1)①については適切と認められる運転条件の変動幅の中であることを、また、(1)②～⑦については一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを判断の基準とすること。</p> <p>(解説) 7. 評価すべき事例のうち、②～⑦に示す事象の評価の判断基準としては「一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」とした。これは、線量の評価を設計基準事象の発生頻度との兼ね合いを考慮して行おうとするものである。 「著しい放射線被ばくのリスク」についての具体的な運用は以下によることとする。 ICRP の 1990 年勧告によれば、公衆</p>	<p>前記のとおり</p>

第 12.1 表 事業許可基準規則第 12 条と再処理施設安全審査指針 比較表 (6 / 6)

事業許可基準規則 第 12 条 (設計最大評価事故時の放射 線障害の防止)	再処理施設安全審査指針	備考
	<p>                             の被ばくに対する年実効線量限度として、1 mSv を勧告しているが、特殊な状況においては、5 年間にわたる平均が年当たり 1 mSv を超えなければ、単一年にこれよりも高い実効線量が許されることもありうるとなっている。これは平常時の放射線被ばくについての考え方であるが、これを発生頻度が小さい「事故」の場合にも適用することとし、周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5 mSv を超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。                         </p>	<p>前記のとおり</p>

## 1.2 要求事項に対する適合性

廃棄物管理施設は、設計最大評価事故（安全設計上想定される事故のうち、公衆が被ばくする線量を評価した結果、その線量が最大となるものをいう。）が発生した場合において、事業所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない構造とする。

### 1.3 規則への適合性

(設計最大評価事故時の放射線障害の防止)

第十二条 廃棄物管理施設は、設計最大評価事故（安全設計上想定される事故のうち、公衆が被ばくする線量を評価した結果、その線量が最大となるものをいう。）が発生した場合において、事業所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものでなければならない。

#### ＜適合のための設計方針＞

廃棄物管理施設の安全性の判断に当たって、安全設計上想定される事故を選定するため、ガラス固化体の落下等、廃棄物管理施設内の火災及びその他機器等の破損、故障、誤動作又は操作員の誤操作等を含む放射性物質を外部に放出する可能性のある事故を検討した。

その結果、クレーンのつりワイヤの二重化、自然通風による崩壊熱の除去等の設計対応を行っていることから、廃棄物管理施設では放射性物質を外部に放出する事象の発生は考えられず、発生の可能性との関連において評価すべき想定事象はない。

しかし、安定なガラス固化体であるとはいえ、多量の放射性物質を貯蔵する施設の特質を考慮し、公衆に対する廃棄物管理施設の安全性を被ばくする線量の観点から示すために、ガラス固化体のもつ閉じ込めの機能に異常をきたす事象として、ガラス固化体の取扱い中の落下による損傷事象を仮に想定する。

その想定においても、ガラス固化体の落下による損傷事象での放射性物質の吸入による内部被ばくに係る実効線量は約 $1.5 \times 10^{-5}$  Svであり、公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすことはない。

## 2. 安全評価に関する基本方針

### 2.1 基本的考え方

廃棄物管理施設の安全性の判断に当たって、安全設計上想定される事故のうち、放射性物質を外部に放出する可能性のある事故を選定する。

選定した事故のうち、公衆が被ばくする線量が最大となるものを設計最大評価事故として設定する。

## 2.2 設計最大評価事故

廃棄物管理施設は、ガラス固化体という安定した固体廃棄物を管理する施設であり、十分な安全設計・安全対策を講じているので、公衆に影響を及ぼすような異常の発生及び波及・拡大は考えられない。しかし、ここでは、廃棄物管理施設の安全性の判断に当たって、放射性物質を外部に放出する可能性のある事故について、その発生の可能性との関連において想定される事故を選定し評価する。

### 2.2.1 放射性物質を外部に放出する可能性のある事故の選定

#### (1) ガラス固化体の取り扱いに伴う落下等による放射性物質の飛散

ガラス固化体の取扱い時には、ガラス固化体の落下、衝突等の事象が想定されるが、ガラス固化体を取り扱うクレーン等には、十分な安全対策を施すとともに、つり上げ高さの制限を行い、また、収納管の底部には、衝撃吸収用のガラス固化体受台を設置しており、ガラス固化体が破損することは考えられない。

#### (2) 廃棄物管理施設内の火災

廃棄物管理施設では、火災の発生を防止するために着火源の排除等の措置を講ずる設計とし、火災の拡大を防止するために自動火災報知設備及び消火設備を設けるとともに、火災による影響の軽減のために防火区画を設定し、消火設備との組合せにより延焼を防止する設計とするので、火災が発生しても速やかに消火され、延焼しない。

#### (3) その他機器等の破損、故障、誤動作又は操作員の誤操作等

##### a. ガラス固化体容器の劣化

ガラス固化体容器はステンレス鋼製であり、ガラス固化体は冷却空気と直接接触することがないように貯蔵ピットの収納管の中に収納し管理するので、ガラス固化体容器の腐食による劣化は考えられない。

また、固化ガラスによるガラス固化体容器の腐食量は長期間の貯蔵を考慮してもわずかであり、材料強度上問題とはならない。

ガラス固化体容器の中性子照射量はステンレス鋼の中性子ぜい化が生じる照射量より十分低く、また、固化ガラスから発生するヘリウムは量が少なく材料強度上問題とはならない。

#### b. 電源喪失

ガラス固化体を取り扱うクレーンは、電源喪失時にもガラス固化体を保持できる機構を有する構造とするので、電源喪失に伴うガラス固化体の落下等による破損は考えられない。

ガラス固化体貯蔵設備では、自然通風によりガラス固化体から発生する崩壊熱の除去を行うため、電源が喪失した場合でも崩壊熱の除去能力に影響を与えることはない。また、ガラス固化体検査室では、ガラス固化体仮置き架台にガラス固化体が1段積みで仮置きされた状態で、電源喪失により換気設備が停止したとしても、ガラス固化体の崩壊熱（56本の総発熱量112 kW）は、ガラス固化体検査室（空間容積約1,400m<sup>3</sup>）の空気への自然対流及びコンクリート壁へのふく射伝熱等により除去される。

第12.2表に示した物性値及びコンクリートのふく射率等を用いて、ガラス固化体の温度解析を二次元伝熱流動解析コードTAC2Dにより行うと、通常時に約340℃のガラス固化体の中心温度は24時間後で約100℃、48時間後で約130℃上昇する程度であり、それ以後の温度上昇も非常に緩やかであるのでガラス固化体のもつ閉じ込めの機能に異常をきたすことはない。

以上のように、廃棄物管理施設では、放射性物質を外部に放出する事

故の発生は考えられず，発生の可能性との関連において評価すべき事故はない。

**【補足説明資料2-1】**

しかし，安定なガラス固化体であるとはいえ，多量の放射性物質を貯蔵する施設の特質を考慮し，公衆に対する廃棄物管理施設の安全性を被ばくする線量の観点から示すために，ガラス固化体のもつ閉じ込めの機能に異常をきたす事象として，ガラス固化体の取扱い中の落下による損傷事象を仮に想定する。

## 2.3 ガラス固化体の取扱い中の落下による損傷事象

### 2.3.1 事象の説明及び防止対策

#### 2.3.1.1 事象の説明

ガラス固化体の落下を想定する場所としては、①ガラス固化体検査室からのつり上げ中、②貯蔵ピットの収納管内への収納中等が考えられる。ガラス固化体検査室からのつり上げ中の最大高さ9 mからの落下による衝突速度は約13m/sである。一方、貯蔵ピットの収納管内への収納中における最大つり上げ高さは、9 mを超えるが収納中のガラス固化体の落下時においては、収納管とガラス固化体との間隙が小さく収納管内の空気が排出されにくいため、収納管内の空気の圧縮抵抗によりガラス固化体の落下速度が大幅に減少し衝突速度は約9 m/sとなる。したがって、より厳しい事象としてガラス固化体を貯蔵建屋床面走行クレーンの昇降装置によりガラス固化体検査室からつり上げ中に、何らかの原因による故障等によりガラス固化体が落下し、破損が生ずる事象を評価する。

#### 2.3.1.2 防止対策

貯蔵建屋床面走行クレーンの昇降装置は、ガラス固化体が落下し、破損することを防止するため、次のような安全対策を講ずる。

- (1) ガラス固化体の荷重に対して強度上十分耐え得るように設計する。
- (2) つりワイヤは二重化し、万一、一方が切断した場合でもガラス固化体が落下しない設計とする。
- (3) 電源喪失時にもつり上げているガラス固化体を保持できる設計とする。
- (4) つり具がガラス固化体を確実につかんでいない場合には、つり上げができない設計とする。
- (5) つり上げているガラス固化体の荷重がなくならなければつり具から

ガラス固化体が外れない設計とする。

- (6) ガラス固化体検査室におけるガラス固化体のつり上げ高さを9 m以内に制限できる設計とする。

### 2.3.2 事象経過の解析

ガラス固化体は、貯蔵建屋床面走行クレーンによりガラス固化体検査室からつり上げられるが、その途中で何らかの原因によりガラス固化体が落下したものと想定する。ガラス固化体のつり上げ高さは、仮に落下しても破損しない高さに制限しており、落下によるガラス固化体の破損は生じないと考えられるが、ここでは、ガラス固化体が破損し、破損部から落下衝撃で破碎した固化ガラス微粉が放出されるものとする。

#### 2.3.2.1 解析条件

本事象における放射性物質の移行と放出量の解析は、次の仮定により行う。

- (1) ガラス固化体1本に含まれる放射性物質の量は、アルファ線を放出する放射性物質が $3.5 \times 10^{14}$  Bq、アルファ線を放出しない放射性物質が $4.5 \times 10^{16}$  Bqとする。また、核種ごとの放射性物質の量については、廃棄物管理事業許可申請書 添付書類五第1.6-2表の条件で、ORIGENコードで計算した核種のうち吸入したときの線量への寄与率が0.01%以上の核種を選定し、吸入したときの線量の合計が最大となる炉型について、選定された核種のアルファ線を放出する放射性物質及びアルファ線を放出しない放射性物質がそれぞれ $3.5 \times 10^{14}$  Bq及び $4.5 \times 10^{16}$  Bqとなるように核種ごとの放射性物質の量を安全側に設定する。

設定したガラス固化体1本当たりの核種ごとの放射性物質の量を第12.3表に示す。

(2) 破損したガラス固化体から空气中へ移行する固化ガラス微粉について、その発生率は想定される最高の位置（約9 m）から落下したとして  $7 \times 10^{-4}$  w t % とし、発生した固化ガラス微粉はガラス固化体容器外へすべて放出されるものとする。また、放出された固化ガラス微粉の空气中への移行率は1 % とする。

(3) ガラス固化体検査室内空气中へ移行した放射性物質は、換気設備の排気フィルタを経て、北換気筒（ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒）の排気口から放出されるが、本解析では計算上厳しい評価結果を与えるように換気設備の停止を仮定し、ガラス固化体検査室から建物を通して大気中へ放出されるものとする。

なお、ガラス固化体検査室から建物外への移行率は、10% とする。

(4) ガラス固化体上部空間部に放射性のガスが含まれることが考えられるが、放射性物質の飽和蒸気圧と上部空間容積から算出される放射性物質の量は、固化ガラス微粉に比較して十分小さいので無視できる。

### 2.3.2.2 解析結果

上記の解析条件に基づいて計算した放射性物質の大気中への放出量を、第12.4表に示す。

また、放射性物質が大気中に放出されるまでの過程を第12.1図に示す。

### 2.3.3 実効線量の評価

#### 2.3.3.1 評価前提

大気中へ放出される放射性物質は、ガラス固化体貯蔵建屋の地上から放出されるものとし、これによる線量の評価は、廃棄物管理事業許可申請書添付書類三に示す相対濃度（ $\chi/Q$ ）を用いて行う。

【補足説明資料2-2】

### 2.3.3.2 評価方法

放射性物質の吸入による公衆の内部被ばくに係る実効線量 $D_I$  (S v) は、次式で計算する。

$$D_I = \sum_i Q_i \cdot R \cdot \chi / Q \cdot (H_{50})_i$$

ここで、

$Q_i$  : 事故期間中の核種  $i$  の放出量 (B q)

$R$  : 人間の呼吸率 ( $\text{m}^3 / \text{s}$ )

呼吸率は、活動時の値  $3.33 \times 10^{-4} \text{m}^3 / \text{s}$  を用いる。

$\chi / Q$  : 相対濃度 ( $\text{s} / \text{m}^3$ )

$(H_{50})_i$  : 核種  $i$  の吸入摂取による実効線量換算係数 (S v / B q)

核種別吸入摂取による実効線量換算係数を第 12.5 表に示す。

### 2.3.3.3 評価結果

上記の評価前提及び評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果、ガラス固化体の落下による損傷事象での放射性物質の吸入による内部被ばくに係る実効線量は約  $1.5 \times 10^{-5}$  S v であり、公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすことはない。

なお、放出される放射性物質の核種を考慮すると、大気中に放出される放射性物質による外部被ばくに係る実効線量は、内部被ばくに係る実効線量に比べ十分小さく無視できる。

第 12.2 表 伝熱解析に用いる物性値等

項 目		物 性 値 等	
外 気 温		29℃	* 1
固化ガラス熱伝導率		$0.775 + 0.001 \times (T - 273)$ W/m・K {T: 温度 (K)}	* 2
ガラス固化体 容器	熱伝導率	$(0.0125 \times (T - 273) + 14.75)$ W/m・K {T: 温度 (K)}	* 3
	ふく射率	0.2	* 4
収納管	熱伝導率	35W/m・K	* 5
	ふく射率	0.6	
コンクリート熱伝導率		1.5W/m・K	* 6

\* 1 : 冷却空気の外気温は、むつ特別地域気象観測所（旧むつ測候所）の昭和 41 年から平成 11 年の夏季（6 月～9 月）の 3 時間ごとの温度の超過確率 1 % に相当する値とした。

\* 2 : Orano Cycle 社から我が国の電力会社に示されている仕様（1.22W/m・K（100℃）～1.49W/m・K（400℃）で各々±20%であるので安全側に-20%の値とした。）及び Sellafield Ltd 社から我が国の電力会社に示されている仕様に基づき設定した。

\* 3 : Orano Cycle 社及び Sellafield Ltd 社から我が国の電力会社に示されている仕様に基づき設定した。

\* 4 : Sellafield Ltd 社から我が国の電力会社に示されている仕様。

\* 5 : 「伝熱工学資料（改訂第 2 版）」（1966）による。

\* 6 : 「マスコンクリートの温度応力発生メカニズムに関するコロキウム」論文集（1984）による。

第12.3表 ガラス固化体1本当たりの核種ごとの放射性物質の量

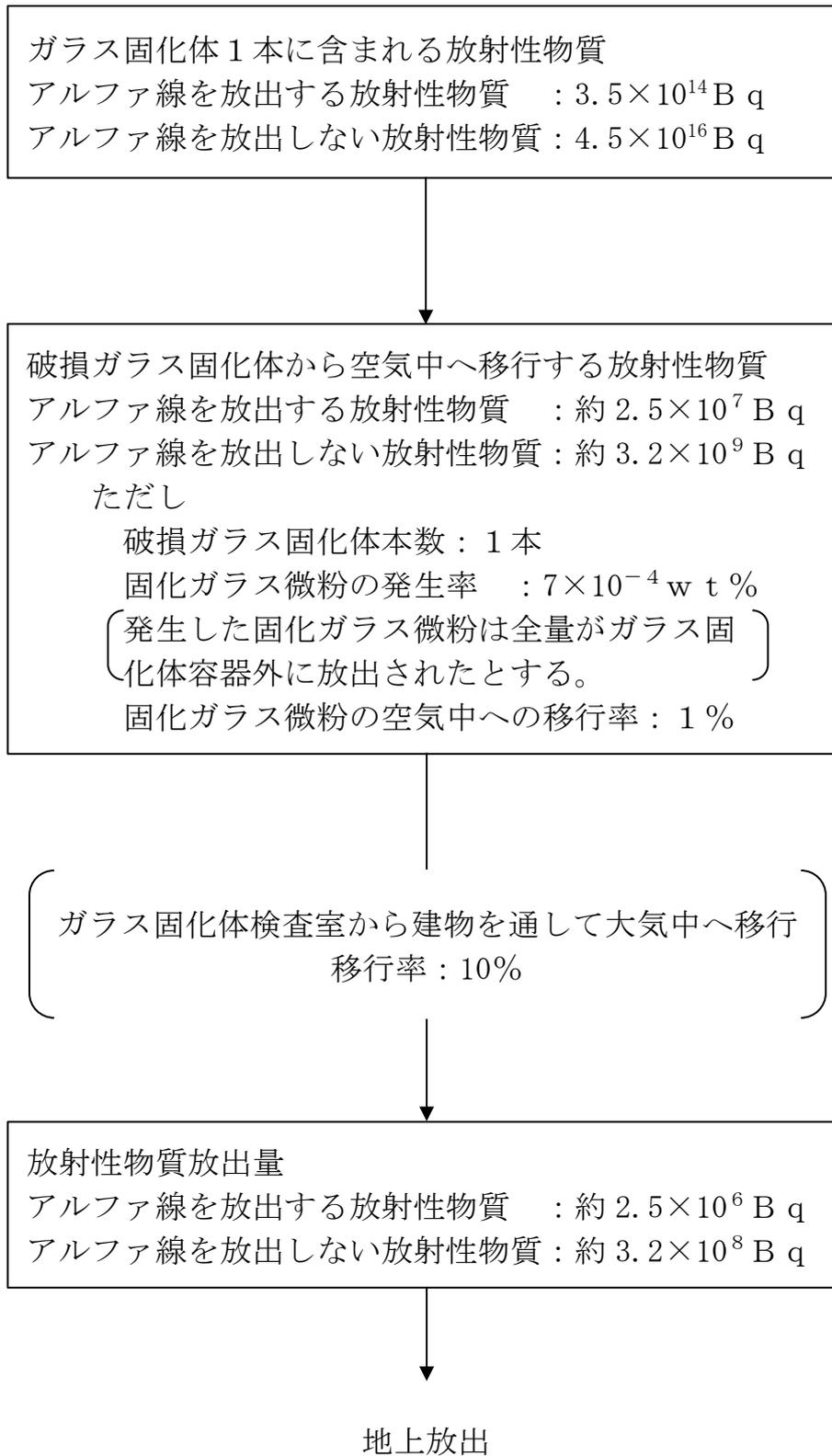
核 種	放射性物質の量 (B q)
Sr-90	$7.4 \times 10^{15}$
Y -90	$7.4 \times 10^{15}$
Ru-106	$8.5 \times 10^{14}$
Cs-134	$2.1 \times 10^{15}$
Cs-137	$1.1 \times 10^{16}$
Ce-144	$5.0 \times 10^{14}$
Pm-147	$3.1 \times 10^{15}$
Eu-154	$7.2 \times 10^{14}$
Eu-155	$3.1 \times 10^{14}$
Np-237	$4.2 \times 10^{10}$
Pu-238	$2.2 \times 10^{12}$
Pu-239	$2.6 \times 10^{11}$
Pu-240	$4.0 \times 10^{11}$
Pu-241	$1.0 \times 10^{14}$
Am-241	$1.7 \times 10^{14}$
Am-242m	$1.2 \times 10^{12}$
Am-243	$2.1 \times 10^{12}$
Cm-242	$1.7 \times 10^{12}$
Cm-243	$2.3 \times 10^{12}$
Cm-244	$1.7 \times 10^{14}$

第12.4表 ガラス固化体落下損傷時の放射性物質の放出量

核 種	放出量 (B q)
Sr-90	$5.2 \times 10^7$
Y -90	$5.2 \times 10^7$
Ru-106	$6.0 \times 10^6$
Cs-134	$1.5 \times 10^7$
Cs-137	$7.4 \times 10^7$
Ce-144	$3.5 \times 10^6$
Pm-147	$2.2 \times 10^7$
Eu-154	$5.0 \times 10^6$
Eu-155	$2.2 \times 10^6$
Np-237	$2.9 \times 10^2$
Pu-238	$1.5 \times 10^4$
Pu-239	$1.8 \times 10^3$
Pu-240	$2.8 \times 10^3$
Pu-241	$7.1 \times 10^5$
Am-241	$1.2 \times 10^6$
Am-242m	$8.3 \times 10^3$
Am-243	$1.5 \times 10^4$
Cm-242	$1.2 \times 10^4$
Cm-243	$1.6 \times 10^4$
Cm-244	$1.2 \times 10^6$

第12.5表 吸入摂取による実効線量換算係数( $H_{50}$ )

核種	$H_{50}$ (Sv/Bq)
Sr-90	$3.4 \times 10^{-7}$
Y-90	$2.2 \times 10^{-9}$
Ru-106	$1.2 \times 10^{-7}$
Cs-134	$1.3 \times 10^{-8}$
Cs-137	$8.7 \times 10^{-9}$
Ce-144	$9.5 \times 10^{-8}$
Pm-147	$9.3 \times 10^{-9}$
Eu-154	$7.0 \times 10^{-8}$
Eu-155	$1.1 \times 10^{-8}$
Np-237	$1.3 \times 10^{-4}$
Pu-238	$1.0 \times 10^{-4}$
Pu-239	$1.1 \times 10^{-4}$
Pu-240	$1.1 \times 10^{-4}$
Pu-241	$2.3 \times 10^{-6}$
Am-241	$1.2 \times 10^{-4}$
Am-242m	$1.1 \times 10^{-4}$
Am-243	$1.2 \times 10^{-4}$
Cm-242	$4.4 \times 10^{-6}$
Cm-243	$8.0 \times 10^{-5}$
Cm-244	$6.4 \times 10^{-5}$



第12.1図 ガラス固化体落下損傷時の放射性物質の大気放出過程