

(添付書類七)

添付書類七 変更後における廃棄物管理施設に係る設備の操作上の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災、爆発等があった場合に発生すると想定される廃棄物管理施設の事故の種類、程度、影響等に関する説明書を以下のとおり補正する。

ページ	行	補正前	補正後
—	—	添付書類七を右記のとおり変更する。	別紙— 1 のとおり変更する。

添 付 書 類 七

変更後における廃棄物管理施設に係る設備の操作上の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災、爆発等があった場合に発生すると想定される廃棄物管理施設の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

目 次

1. 安全評価に関する基本方針
 - 1.1 基本的考え方
 - 1.2 設計最大評価事故
 - 1.2.1 放射性物質を外部に放出する可能性のある事故の選定
 - 1.3 ガラス固化体の取扱い中の落下による損傷事象
 - 1.3.1 事象の説明及び防止対策
 - 1.3.2 事象経過の解析
 - 1.3.3 実効線量の評価
 - 1.4 参考文献一覧

表

第 1.3-1 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

第 1.3-2 表 ガラス固化体落下損傷時の放射性物質の放出量

第 1.3-3 表 吸入摂取による実効線量換算係数 (H_{50})

図

第 1.3-1 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

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 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。

1.2 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。

1.2.1 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

ガラス固化体の取り扱い時には、ガラス固化体の落下及び衝突が想定されるが、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^{(1) (2)}。

(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火災感知設備（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⁽³⁾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1,400m³）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。

添付書類五 第3.2-2表に示した物性値及びコンクリートのふく射率⁽⁴⁾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⁽⁵⁾により行くと、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。

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。

1.3 ガラス固化体の取扱い中の落下による損傷事象

1.3.1 事象の説明及び防止対策

1.3.1.1 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。

1.3.1.2 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。

1.3.2 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。

1.3.2.1 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 3.5×10^{14} B q、アルファ線を放出しない放射性物質が 4.5×10^{16} B q とする。また、核種ごとの放射性物質の量については、添付書類五 第1.6-2表の条件で、ORIGEN⁽⁶⁾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 3.5×10^{14} B q 及び 4.5×10^{16} B q 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1.3-1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 7×10^{-4} w t %⁽⁸⁾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気中への移行率は⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾1%とする。

- (3) ガラス固化体検査室内空気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、⁽¹²⁾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。

1.3.2.2 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1.3-2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1.3-1図に示す。

1.3.3 実効線量の評価

1.3.3.1 評価前提

大気中へ放出される放射性物質は、地上から拡散されるものとし、これによる実効線量の評価は、添付書類三「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対濃度 (χ/Q) を用いて行う。

1.3.3.2 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 (m^3 / s)

呼吸率は、活動時の値 $3.33 \times 10^{-4} m^3 / s^{(15)}$ を用いる。

χ / Q : 相対濃度 (s / 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⁽¹⁶⁾⁽¹⁷⁾を第 1.3-3 表に示す。

1.3.3.3 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 $1.5 \times 10^{-2} m S v$ であり、公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすことはない。

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て十分小さい。

1.4 参考文献一覧

- (1) 電力中央研究所. ガラス固化体の落下時健全性試験. 1990.
- (2) 石川島播磨重工業株式会社. ガラス固化体の落下時健全性解析. 1990, EN-90-035.
- (3) 動力炉・核燃料開発事業団. 高レベル廃液ガラス固化体用キャニスター材料の健全性試験. 1990, PNC TN4410 90-005.
- (4) 日本機械学会編. 伝熱工学資料. 改訂第4版, 1986.
- (5) J. F. Peterson. "TAC2D A General Purpose Two-Dimensional Heat Transfer Computer Code". Gulf General Atomic Report. 1969, GA-8868&9262.
- (6) A. G. Croff. A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code. Oak Ridge National Laboratory operated by Union Carbide Corporation for the Department of Energy, 1980, ORNL/TM-7175.
- (7) M. J. Bell. ORIGEN-THE ORNL ISOTOPE GENERATION AND DEPLETION CODE. Oak Ridge National Laboratory operated by Union Carbide Corporation for the U. S. Atomic Energy Commission, 1973, ORNL-4628.
- (8) T. H. Smith ; W. A. Ross. Impact Testing of Vitreous Simulated High Level Waste in Canisters. BNWL-1903, 1975.
- (9) S. L. Sutter. et al. Aerosols Generated by Free Fall Spills of Powders and Solutions in Static Air. NRC, NUREG/CR-2139, 1981.
- (10) J. Mishima ; L. C. Schwendiman. Some Experimental Measurements of Airborne Uranium(Representing Plutonium) in Transportation Accidents. BNWL-1732, 1973.

- (11) J. Mishima ; L. C. Schwendiman. Fractional Airborne Release of Uranium(Representing Plutonium)during the Burning of Contaminated Wastes. BNWL-1730, 1973.
- (12) E. M. Flew. et al. “Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning” . Handling of Radiation Accidents. IAEA, IAEA-SM-119/7, 1969.
- (13) S. R. Biswas ; J. Mukerji. “Vapor Pressure of Cesium Metaborate” . Journal of Chemical and Engineering Data. ACS Publications. Vol. 16, No. 3, 1971.
- (14) B. D. Penman ; R. R. Hammer. “The Ruthenium Dioxide-Oxygen-Ruthenium Tetroxide Equilibrium” . IDAHO NUCLEAR CORPORATION. IN-1013, 1968.
- (15) 原子力安全委員会. 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針. 1990, 2001一部改訂.
- (16) 河合勝雄ほか. “ICRP Publication 30 に基づく単位摂取量当りの預託実効線量当量等の一覧表” . 日本原子力研究所. 1987, JAERI-M 87-172.
- (17) O. Togawa. et al. “ALI and DAC for Transuranic Elements Based on the MetaBolic Data Presented in ICRP Publication48” . 日本原子力研究所. 1987, JAERI-M 87-099.

第1.3-1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

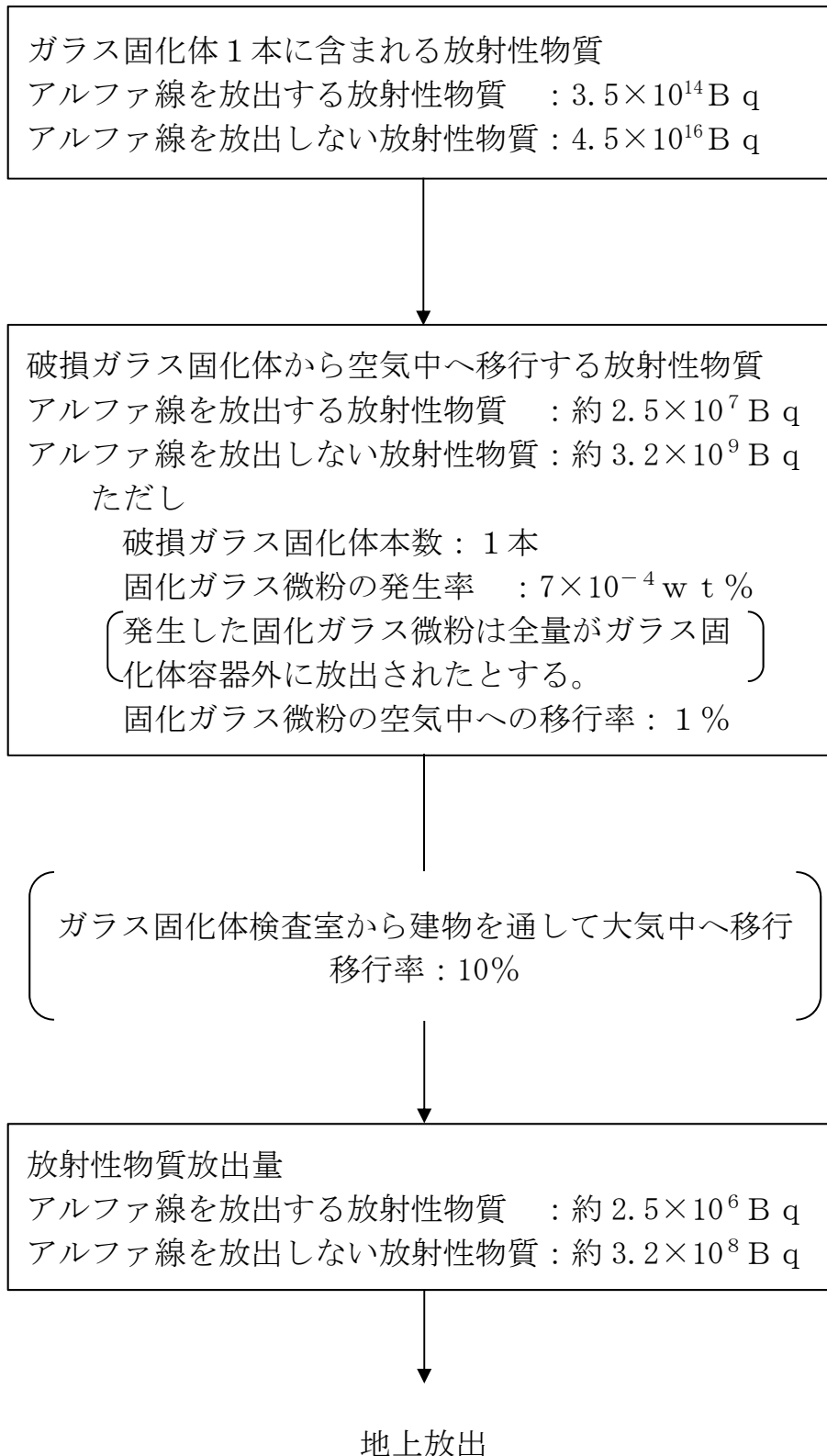
核種	放射性物質の量 (Bq)
Sr-90	7.4×10^{15}
Y-90	7.4×10^{15}
Ru-106	8.5×10^{14}
Cs-134	2.1×10^{15}
Cs-137	1.1×10^{16}
Ce-144	5.0×10^{14}
Pm-147	3.1×10^{15}
Eu-154	7.2×10^{14}
Eu-155	3.1×10^{14}
Np-237	4.2×10^{10}
Pu-238	2.2×10^{12}
Pu-239	2.6×10^{11}
Pu-240	4.0×10^{11}
Pu-241	1.0×10^{14}
Am-241	1.7×10^{14}
Am-242m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

第1.3-2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 (Bq)
Sr-90	5.2×10^7
Y-90	5.2×10^7
Ru-106	6.0×10^6
Cs-134	1.5×10^7
Cs-137	7.4×10^7
Ce-144	3.5×10^6
Pm-147	2.2×10^7
Eu-154	5.0×10^6
Eu-155	2.2×10^6
Np-237	2.9×10^2
Pu-238	1.5×10^4
Pu-239	1.8×10^3
Pu-240	2.8×10^3
Pu-241	7.1×10^5
Am-241	1.2×10^6
Am-242m	8.3×10^3
Am-243	1.5×10^4
Cm-242	1.2×10^4
Cm-243	1.6×10^4
Cm-244	1.2×10^6

第1.3-3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	3.4×10^{-7}
Y-90	2.2×10^{-9}
Ru-106	1.2×10^{-7}
Cs-134	1.3×10^{-8}
Cs-137	8.7×10^{-9}
Ce-144	9.5×10^{-8}
Pm-147	9.3×10^{-9}
Eu-154	7.0×10^{-8}
Eu-155	1.1×10^{-8}
Np-237	1.3×10^{-4}
Pu-238	1.0×10^{-4}
Pu-239	1.1×10^{-4}
Pu-240	1.1×10^{-4}
Pu-241	2.3×10^{-6}
Am-241	1.2×10^{-4}
Am-242m	1.1×10^{-4}
Am-243	1.2×10^{-4}
Cm-242	4.4×10^{-6}
Cm-243	8.0×10^{-5}
Cm-244	6.4×10^{-5}



第1.3-1 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