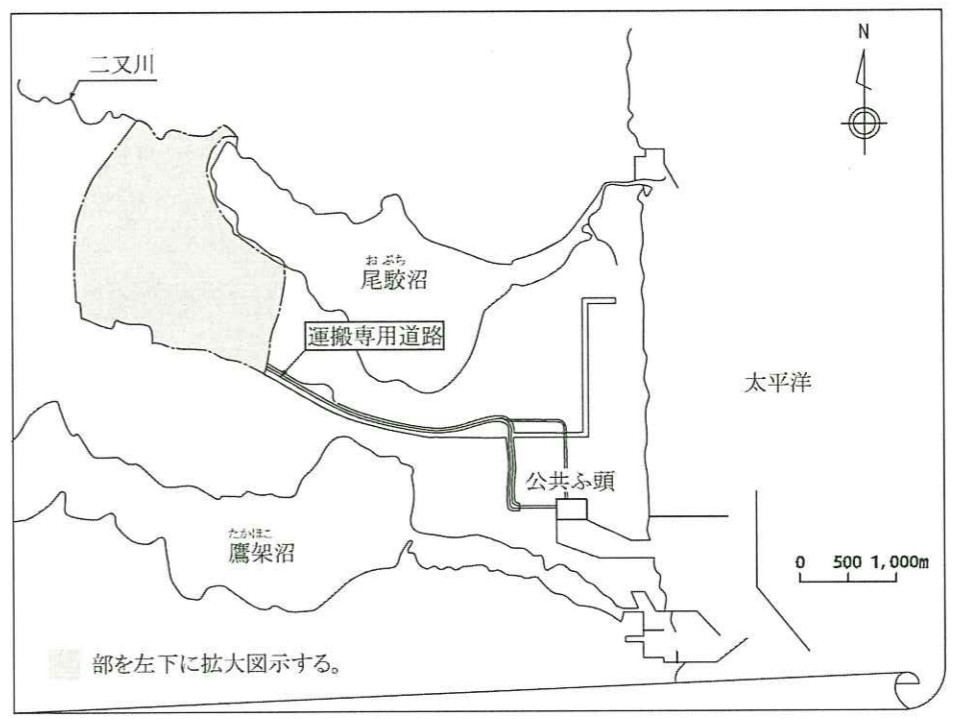


添付書類五 2. 建 物を以下のとおり補正する。

ページ	行	補 正 前	補 正 後
***** 5-2-2	—	下記の図を右記のとおり変更する。  第2.1-1図 廃棄物管理施設 一般配置図	別紙-1の図に変更する。

なお、\*\*\*\*\*を付したページは、平成 31 年 3 月 8 日付け、2018 再計発第 380 号で一部補正のページを示す。





//// 周辺監視区域境界

----- 敷地境界

T.M.S.L.=東京湾平均海面

運搬専用道路

0 500 1,000m

第 2.1-1 図 廃棄物管理施設一般配置図

添付書類五 3. 廃棄物管理設備本体を以下のとおり補正する。

ページ	行	補正前	補正後
—	—	下記項目を右記のとおり変更する。  3. 廃棄物管理設備本体	別紙-1のとおり変更する。



### 3.2.4 主要設備

本設備は、ガラス固化体検査室からガラス固化体を貯蔵建屋床面走行クレーンで貯蔵ピット上部まで移送し、貯蔵ピットの収納管内に収納した後、管理を行う設備であり、貯蔵建屋床面走行クレーン及び貯蔵ピットで構成する。

貯蔵建屋床面走行クレーンは、ガラス固化体貯蔵建屋及びガラス固化体貯蔵建屋B棟の搬送室に配置する。

貯蔵ピットは、収納管、通風管、支持架構及びプレナム形成板で構成し、ガラス固化体貯蔵建屋地下部及びガラス固化体貯蔵建屋B棟地下部の貯蔵区域に設置する。

ガラス固化体は、貯蔵建屋床面走行クレーンで収納管内にたて積みで収納し、管理する。

ガラス固化体の収納に当たっては、冷却空気出口シャフト側の収納管から順次収納し、また、発熱量の大きいガラス固化体が下段となるようにし、かつ1本の収納管に片寄らないように配慮するとともに、収納管1本に収納されるガラス固化体の総発熱量を、18kW以下に管理する。

また、収納管のガラス固化体の最大積み段数は9段とし、ガラス固化体容器が機械的強度上十分耐え得るようにする。

本設備は、貯蔵ピットの収納管内のガラス固化体からの放射線に対し、コンクリート壁等で十分遮蔽するとともに、ガラス固化体のもつ閉じ込めの機能を維持するために、ガラス固化体が冷却空気と直接接触しないようにガラス固化体を収納管の内部に収納し、ガラス固化体から発生する崩壊熱をその熱量に応じて生じる通風力によって収納管及び通風管で形成する円環流路を流れる冷却空気ですべて適切に除去する設計とする。

また、冷却空気が流れていることを確認するために、冷却空気出入口シ

シャフトにおける冷却空気温度及び円環流路出口における冷却空気温度を測定できる構造とする。

冷却空気は、ガラス固化体貯蔵建屋及びガラス固化体貯蔵建屋B棟の高さ約25m、流路断面積約 $24\text{m}^2$ （ガラス固化体貯蔵建屋：迷路板部断面積約 $11\text{m}^2$ ，ガラス固化体貯蔵建屋B棟：迷路板部断面積約 $10\text{m}^2$ ）の冷却空気入口シャフトから、貯蔵区域の下部に設けた高さ約1.5mの下部プレナムに流入し、円環流路を上昇しながらガラス固化体から発生する崩壊熱を除去する。ガラス固化体から発生する崩壊熱を除去した空気は、貯蔵区域の上部に設けた高さ約2.5mの上部プレナムを経て、ガラス固化体貯蔵建屋及びガラス固化体貯蔵建屋B棟の一部であり、十分な通風力を与える高さ約35m、流路断面積約 $24\text{m}^2$ （ガラス固化体貯蔵建屋：迷路板部断面積約 $11\text{m}^2$ ，ガラス固化体貯蔵建屋B棟：迷路板部断面積約 $12\text{m}^2$ ）の冷却空気出口シャフトの排気口から大気中へ流出する。

以上の設計及びガラス固化体の収納に当たっての前記の収納管理を行うことから、発熱量 $2\text{kW}$ のガラス固化体が全数収納された代表的な状態を評価しており、この場合、冷却空気の円環流路出口温度は約 $85^\circ\text{C}$ であり、最も高温となる最上段のガラス固化体温度の計算値は、表面で約 $280^\circ\text{C}$ ，中心部で約 $410^\circ\text{C}$ となる。

また、発熱量の経年変化を考慮しても、冷却空気流量の減少割合に比較し、ガラス固化体の崩壊熱減少割合の方が大きいため、ガラス固化体温度が上昇することはない。

上記の管理条件下で温度上最も厳しいものは、 $2.5\text{kW}$ のガラス固化体1本を貯蔵ピットに収納した状態であり、この時のガラス固化体温度の計算値は表面で約 $320^\circ\text{C}$ ，中心部で約 $470^\circ\text{C}$ となる。しかし、この状態は貯蔵初期の過渡的な短時間のものであり、その後の他のガラス固化体の収納に

よってガラス固化体の温度は低下する。

一方、9段積みの最下段のガラス固化体容器に発生する応力は、第1.6-3図に示すガラス固化体について有限要素法により解析すると最大で約 $84\text{N/mm}^2$  (約 $8.5\text{k g/mm}^2$ ) であり、これらの温度域におけるステンレス鋼 (S U H 309相当品) の引張強度が約 $470\text{N/mm}^2$  (約 $48\text{k g/mm}^2$ ) であることから強度上問題となることはなく、ガラス固化体容器のクリープによる強度の低下も考えられない<sup>(1)</sup>。

ガラス固化体等の温度解析は、間接自然空冷時における冷却空気流量を求める解析と、その結果を受けて行う伝熱流動解析からなる。ガラス固化体の温度解析フローを第3.2-7図に示す。

冷却空気流量を求める解析では、冷却空気流路を構成する貯蔵施設のモデル化を行い、収納管内に貯蔵されるガラス固化体の発熱量、ガラス固化体からのガンマ線による側壁コンクリート部の発熱量及び冷却空気の入口温度を設定し、ガラス固化体の崩壊熱によって生じる通風力と冷却空気流路部における<sup>(2) (3) (4) (5)</sup>圧力損失が平衡する条件から、冷却空気流量を求める。通風力は、ガラス固化体の崩壊熱によって温められた冷却空気と外気の密度差により生じる。冷却空気流量の解析フローを第3.2-8図に、冷却空気流量の解析モデルを第3.2-9図に<sup>(6)</sup>示す。

一方、伝熱流動解析では、得られた冷却空気流量と、ガラス固化体の熱伝導率等を入力条件として、ガラス固化体の冷却に係る伝熱流動解析を二次元伝熱流動解析コードT A C 2 D<sup>(7)</sup>又は汎用有限要素法解析コードA B A Q U S<sup>(9)</sup>を用いて計算する。収納管1本を円筒座標系でモデル化したガラス固化体温度の解析モデルを第3.2-10図に示す。

また、第3.2-11図にガラス固化体温度の伝熱流動解析の考え方を、第3.2-2表には伝熱流動解析に用いた物性値等<sup>(4) (8)</sup>を示す。



本設備は、貯蔵区域の天井、側壁等のコンクリート温度が、遮蔽設計用線源強度のガンマ線による発熱を考慮しても65℃を超えないように必要な箇所に断熱材又は空気流路を設けるとともに、上部及び下部プレナムでの空気流路を形成するプレナム形成板を設ける設計とする。

#### (1) 貯蔵建屋床面走行クレーン

ガラス固化体貯蔵建屋の貯蔵建屋床面走行クレーンは、ガーダ、トロリとしゃへい容器が一体構造となったしゃへい容器付きトロリで構成され、ガラス固化体貯蔵建屋B棟の貯蔵建屋床面走行クレーンは、ガーダ、ガラス固化体貯蔵建屋の貯蔵建屋床面走行クレーンのしゃへい容器付きトロリで構成される。

ガラス固化体貯蔵建屋の貯蔵建屋床面走行クレーンは、ガラス固化体をガラス固化体検査室からガラス固化体拔出し装置を介してしゃへい容器の中につり上げる構造とする。

貯蔵建屋床面走行クレーンは、ガラス固化体3本及び収納管プラグ等を収納できる構造とし、ガラス固化体の落下防止のためつりワイヤの二重化及びクレーン自体の転倒防止対策を施し、動力の供給（動力に電気を用いる）が停止した場合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とともに、誤操作を考慮し、ガラス固化体の荷重及びつり上げ高さを検出できる設計とし、ガラス固化体検査室でのつり上げ高さを9 m以内に制限できる設計とする。

また、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ガラス固化体をつり上げられず、ガラス固化体の荷重がなくなる限り、つり具からガラス固化体が外れない設計とするとともに、つり具の中心がガラス固化体の中心から外れたとしても確実にガラス固化体をつり上げることができるようにする。

貯蔵建屋床面走行クレーンは、ガラス固化体を所定の貯蔵ピットの収納管まで移送し、収納管内に収納する設計とする。

しゃへい容器付きトロリは、搬送室の東端において、ガラス固化体貯蔵建屋の貯蔵建屋床面走行クレーンのガード、ガラス固化体貯蔵建屋及びガラス固化体貯蔵建屋B棟を連絡する搬送室、ガラス固化体貯蔵建屋B棟の貯蔵建屋床面走行クレーンのガード間を移動できる設計とする。

また、しゃへい容器付きトロリは、過走行を防止するインターロックを設け、貯蔵建屋床面走行クレーンが所定の位置に停止していない限りしゃへい容器を搭載したトロリを移動できないインターロックを設ける設計とする。

貯蔵建屋床面走行クレーンは、故障時にも手動操作にてガラス固化体の収納管内への収納等の対応ができる設計とする。

## (2) 貯蔵ピット

貯蔵ピットは、ガラス固化体貯蔵建屋に2基、ガラス固化体貯蔵建屋B棟に2基の計4基設置し、1基当たり80本の収納管及び通風管を配置し、収納管内にガラス固化体を収納する。

### a. 収納管

収納管は、ガラス固化体容器の腐食を防止するためにガラス固化体が冷却空気と直接接触しない構造の円筒とするとともに、貯蔵区域の天井スラブで懸架支持し、通風管との間にはスペーサを設け、地震時の収納管の荷重をスペーサを介して支持架構で支持する構造とする。収納管は、ガラス固化体の荷重、地震時の荷重等に十分耐える設計とする。

また、収納管からの排気を適切に処理し、ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口以外の場所から放出することがないように、収納管は、気体廃棄物の廃棄施設の収納管排気設備に接続することにより負圧

に維持し、放射性物質を閉じ込める機能を有する構造とする。

収納管にガラス固化体を9本収納したときに収納管に加わる引張応力は、 $5.4\text{N/mm}^2$  ( $0.55\text{k g/mm}^2$ ) であり、許容応力  $100\text{N/mm}^2$  ( $10.2\text{k g/mm}^2$ ) ( $200^\circ\text{C}$ ) を十分下回っている。また、50年間の炭素鋼の破断許容応力を求めると、収納管のクリープが問題になるのは  $370^\circ\text{C}$  以上の温度領域である。<sup>(10)</sup> 収納管の温度は、最高でも  $200^\circ\text{C}$  程度であり、クリープを問題とする温度に比べ十分低いことから、長期貯蔵における収納管のクリープは問題とはならない。

また、金属材料に悪影響を与える中性子は、 $1\text{MeV}$  以上の高速中性子であり、収納管に収納されているガラス固化体から発生する高速中性子による50年間の照射量は、最大  $1.2 \times 10^{19}\text{n/m}^2$  である。一方、炭素鋼と中性子照射ぜい化感受性を高める不純物組成が類似しているフェライト系の低合金鋼のデータ<sup>(11)</sup> によれば、炭素鋼の中性子照射ぜい化が問題となる照射量は、 $1 \times 10^{22}\text{n/m}^2$  である。したがって、収納管に対する50年間の照射量は、照射ぜい化が問題となる値より十分低く中性子ぜい化は問題とはならない。

収納管は、ガラス固化体が落下した場合でも、収納管とガラス固化体との間隙が小さく、収納管内の空気が間隙から排出されにくいので、収納管内の空気による圧縮抵抗が働き、ガラス固化体の落下速度、落下衝撃を減少させる効果を有するとともに、底部に衝撃吸収体を兼ねたガラス固化体受台を設けることにより、万一のガラス固化体落下時にもガラス固化体に著しい損傷を与えず、また、収納管に損傷を生じないようにする。

収納管の上部は、遮蔽のために貯蔵区域しゃへい相当厚となるように重量コンクリートを充てんした長さ約  $1.2\text{m}$  の収納管プラグを設け、収

納管プラグの上部には炭素鋼製の厚さ約 10 c m の収納管ふたを設ける。

収納管は、温度、放射線等の使用環境を考慮し、防食処理（アルミニウム溶射）した炭素鋼を用いる設計とする。

気体廃棄物の廃棄施設の収納管排気設備の入口圧力の管理により、収納管の負圧の維持状態に顕著な変化がないことを確認できる設計とする。さらに、収納管内面、収納管底部外面等に顕著な変化がないことを確認するために、目視等による観察が可能な措置を講ずる。

#### b. 通風管

通風管は、収納管の外側に同心円状に設置し、冷却空気の流路を形成する円筒であり、支持架構に固定する。

通風管は、温度、放射線等の使用環境を考慮し、防食処理（アルミニウム溶射）した炭素鋼を用いる設計とする。

### 3.2.5 試験検査

- (1) 貯蔵建屋床面走行クレーンは、定期的に試験及び検査を実施する。
- (2) 貯蔵ピットの収納管は、収納管排気設備の入口圧力を測定することにより、負圧に維持していることの確認を実施する。
- (3) 貯蔵ピットは、ガラス固化体の冷却空気の入口温度及び出口温度を測定することにより、ガラス固化体から発生する崩壊熱を適切に除去できていることの確認を実施する。

### 3.2.6 評 価

- (1) 本設備は、円環流路及び十分な高さをもったガラス固化体貯蔵建屋及びガラス固化体貯蔵建屋B棟の冷却空気出口シャフトの通風力により、ガラス固化体から発生する崩壊熱を適切に除去できる設計としている。
- (2) 本設備は、ガラス固化体を貯蔵ピットの収納管内に収納し、ガラス固化体が冷却空気と直接接触しない方法で管理するので、ガラス固化体容器の腐食を防止し、ガラス固化体のもつ閉じ込めの機能を維持できる設計としている。
- (3) 本設備は、ガラス固化体を貯蔵ピットの収納管内にたてに最大9段で収納することとしており、ガラス固化体容器の機械的強度を考慮した設計としている。
- (4) 本設備は、収納管からの排気を適切に処理し、ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口以外の場所から放出することがないように、収納管を気体廃棄物の廃棄施設の収納管排気設備に接続し、収納管内を負圧に維持することにより、放射性物質を限定された区域に閉じ込めることができる設計としている。
- (5) 本設備は、収納管を貯蔵区域の天井スラブで懸架支持するとともに、スペーサを介して支持架構で支持する構造としているので、ガラス固化体の荷重及び地震時の荷重等に対して強度上十分耐えることができる設計としている。また、収納管は、温度、放射線等の使用環境を考慮し、防食処理した炭素鋼を使用する設計としている。
- (6) 本設備のクレーンは、つりワイヤの二重化及びクレーン自体の転倒防止対策を施し、電源喪失時にもガラス固化体を保持できる機構を設け、ガラス固化体の落下防止ができる設計としている。また、本設備は、万一のガラス固化体の落下によってもガラス固化体に著しい損傷を与えな

いように、ガラス固化体検査室でのガラス固化体のつり上げ高さを9 m以内に制限するとともに、収納管内の底部には衝撃吸収体を兼ねたガラス固化体受台を設ける等の設計としている。

- (7) 本設備のクレーンは、誤操作防止を考慮するとともに誤操作によって安全性が損なわれることがないように、つり具からガラス固化体が外れ落ちない設計としている。また、本設備のクレーンに設置するしゃへい容器付きトロリは、過走行を防止するインターロックを設ける設計としている。

### 3.3 参考文献一覧

- (1) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Class 1 Components in Elevated Temperature, Case N-47-26, 1987
- (2) 「管路・ダクトの流体抵抗」 (1979), 日本機械学会編
- (3) 「機械工学便覧 A. 基礎編 A5 流体工学」 (1987), 日本機械学会編
- (4) 「伝熱工学資料 (改訂第 4 版)」 (1986), 日本機械学会編
- (5) Report s-ss-3-9, Heat Transfer Research Inc. (1987)
- (6) 並木ほか, 「高レベル廃棄物貯蔵施設の自然空冷風量特性」, 日本原子力学会「1989 秋の大会」
- (7) J. F. Peterson, "TAC2D A General Purpose Two-Dimensional Heat Transfer Computer Code", Gulf General Atomic Report, GA-8868 & 9262, 1969
- (8) 「伝熱工学資料 (改訂第 2 版)」 (1966), 日本機械学会編
- (9) Hibbit, Karlsson & Sorensen, Inc., "ABAQUS/Standard User's Manual".
- (10) ASTM A 161, A 192 (炭素鋼の温度と許容応力の関係), 米国石油学会編
- (11) 「金属便覧 (改訂第 4 版)」 (1982), 日本金属学会編
- (12) 「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), 日本コンクリート工学協会



第 3.2-2 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 : 第 1.6-4 表の 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 Sellafiel 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 Sellafiel 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 : 第 1.6-4 表の Sellafiel Ltd 社から我が国の電力会社に示されている仕様。

\* 5 : 文献（8）による。

\* 6 : 文献（12）による。

添付書類五 6. 放射線管理施設を以下のとおり補正する。

ページ	行	補正前	補正後
—	—	下記項目を右記のとおり変更する。  6. 放射線管理施設	別紙-1のとおり変更する。



## 6.2 放射線管理設備

### 6.2.1 概 要

放射線管理設備は、出入管理関係設備、試料分析関係設備、放射線監視設備、個人管理用設備等で構成する。

放射線管理設備の一部は、再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する。

## 6.2.2 設計方針

公衆及び放射線業務従事者等に対して、放射線被ばくを、合理的に達成できる限り低くするように、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける。

- (1) 放射線業務従事者等の管理区域への出入り及び物品の管理区域への搬出入に対して、出入管理、汚染管理及び各個人の被ばく管理ができるようにする。
- (2) 廃棄物管理施設内外の主要な箇所における線量当量率、空気中の放射性物質濃度等を測定、監視できるようにする。
- (3) 放射線監視設備からの主要な情報は、制御室において集中して監視できるようにする。
- (4) ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口からの放射性物質の環境放出管理に係る放射線監視設備については、特に多重性を考慮する。
- (5) 緊急時の作業に備えて、必要な放射線計測器及び防護具類を備える。
- (6) 放射性物質の放出に係る放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を参考にした設計とする。
- (7) 事故時に必要な放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」を参考にした設計とする。
- (8) 再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する放射線管理施設は、仕様及び運用を各施設で同一とし、管理区域、周辺監視区域等が同等の測定対象等の共有化や必要な容量を確保することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない設計とする。

### 6.2.3 主要設備の仕様

放射線管理設備の主要設備の仕様を以下に示す。

出入管理関係設備*	1式
試料分析関係設備	1式
放射線監視設備**	1式
個人管理用設備***	1式

注) \*印の設備の一部は、再処理施設と共用する。

\*\*印の設備の一部は、再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する。

\*\*\*印の設備は、再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する。

#### 6.2.4 主要設備

##### (1) 出入管理関係設備

出入管理及び汚染管理のため、次の設備を設ける。

##### a. 出入管理設備

廃棄物管理施設の管理区域への立入りは、原則として出入管理設備を設けた出入管理室を通る設計とし、ここで放射線業務従事者等及び物品類の出入管理を行う。

ただし、輸送容器、大型機器等の搬出入に際しては、機器搬出入口で放射線業務従事者等の出入管理及び物品類の搬出入管理を行うこととし、必要に応じて臨時の出入管理設備を設ける。

出入管理設備の一部は、再処理施設と共用する。

また、放射線管理に必要な各種サーベイメータ等を備える。

##### b. 汚染管理設備

管理区域の出入りに伴う汚染の管理を行うため、出入管理室には、更衣設備、シャワ設備、退出モニタ等を設ける。

また、汚染サーベイメータ及び汚染除去用器材を備える。

##### (2) 試料分析関係設備

放射性廃棄物の放出管理用試料、作業環境の放射線管理用試料の放射能測定等を行うための測定機器を備える。

##### (3) 放射線監視設備

本設備は、屋内モニタリング設備、屋外モニタリング設備及び放射線サーベイ機器で構成する。

##### a. 屋内モニタリング設備

管理区域の放射線レベル又は放射能レベルを監視するため、主要な箇所、箇所に屋内モニタリング設備を設ける。

本設備には、エリアモニタ及びダストモニタがあり、制御室において集中して監視又は記録するとともに、放射線レベル又は放射能レベルがあらかじめ設定された値以上になると、制御室及び必要な箇所において警報を発する。

屋内モニタリング設備には、次のものがあり、監視対象箇所の放射線状況に応じて適切な設備を設置する。屋内モニタリング設備の主要な監視対象区域を第6.2-1表に示す。

(a) エリアモニタ

ガンマ線エリアモニタ

(b) ダストモニタ

ベータ線ダストモニタ

b. 屋外モニタリング設備

廃棄物管理施設から大気中へ放出する放射性物質の放射能レベル及び廃棄物管理施設周辺の放射線レベル等を測定監視するため屋外モニタリング設備を設ける。

本設備は、廃棄物管理施設から大気中へ放出される放射性物質の濃度、周辺監視区域付近における空間放射線量及び空気中の放射性物質の濃度を監視及び測定するための設備として、ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒モニタ、冷却空気出口シャフトモニタ及び排気サンプリング設備を有する排気モニタリング設備及び積算線量計、ダストサンプラ及び気象観測機器を有する環境モニタリング設備で構成する。

排気モニタリング設備は、ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口から大気中へ放出する放射性物質の放射能レベルを測定監視するため北換気筒管理建屋に、また、冷却空気出口シャフトの排気口から大気中へ放出する放射性物質の放射能レベルを監視するためガラス固化体貯



蔵建屋及びガラス固化体貯蔵建屋B棟に設置する。

排気モニタリング設備は、制御室において指示及び記録するとともに、放射能レベルがあらかじめ設定された値以上になると警報を発する。

排気モニタリング設備は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」における測定対象核種、測定下限濃度、計測頻度、計測方法及び試料採取方法を参考として、計測方法及び試料採取方法を定め、廃棄物管理施設から大気中へ放出される放射性物質の濃度を測定できる設計とする。また、ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒モニタは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」を参考として、事故時を想定した計測範囲を有し、連続的に指示及び記録するとともに、予備電源に接続することとし、事故時にも廃棄物管理施設から大気中へ放出される放射性物質の濃度を測定できる設計とする。

環境モニタリング設備の積算線量計及び気象観測機器は、再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する。

(a) 排気モニタリング設備

i. ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒モニタ（2系統）

ダストモニタ

ii. 冷却空気出口シャフトモニタ

ガスモニタ

iii. 排気サンプリング設備

ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒排気サンプリング設備

(b) 環境モニタリング設備

積算線量計

ダストサンプラ

## 気象観測機器

### c. 放射線サーベイ機器

平常時及び異常時の外部放射線に係る線量当量率，空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度を測定・監視するために，放射線サーベイ機器を備える。

放射線サーベイは，外部放射線に係る線量当量率については携帯用の各種サーベイメータにより，空気中の放射性物質の濃度についてはサンプリング法により，また，表面の放射性物質の密度についてはサーベイ法又はスミヤ法による放射能測定により行う。

放射線サーベイ関係主要測定器及び器具は次のとおりである。

アルファ線用サーベイメータ

ベータ線用サーベイメータ

ガンマ線用サーベイメータ

中性子線用サーベイメータ

ダストサンプリング

### (4) 個人管理用設備

放射線業務従事者等の線量管理のため，外部被ばくによる線量当量を測定する個人線量計を備える。

また，放射性物質の体内摂取のおそれがある場合は，ホールボディカウンタにより測定，評価する。

ホールボディカウンタは，保健管理建屋に備える。

個人線量計及びホールボディカウンタは，再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する。

### (5) その他の設備

平常時及び異常時の放射線防護に必要な防護衣，呼吸器，防護マスク

等の防護具類を備える。

## 6.2.6 評 価

- (1) 放射線業務従事者等の管理区域への出入り及び物品の管理区域への搬出入に対して、出入管理設備、汚染管理設備、個人管理用測定機器等を設け、出入管理、汚染管理及び各個人の被ばく管理を行うことができる設計としている。
- (2) 屋内モニタリング設備、屋外モニタリング設備等を設け、廃棄物管理施設内外の線量当量率、空気中の放射性物質濃度等を測定、監視することができる設計としている。
- (3) 放射線監視設備からの主要な情報は、制御室において集中して監視できる設計としている。
- (4) ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口から大気中への放射性物質の環境放出管理に係る排気モニタリング設備は、多重性を考慮した設計としている。
- (5) 緊急時の作業に備えて、放射線サーベイ機器等の必要な放射線計測器及び防護具類を備えている。
- (6) 放射性物質の大気中への放出に係る排気モニタリング設備は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を参考にした設計としている。
- (7) 事故時に必要な排気モニタリング設備は、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」を参考にした設計としている。
- (8) 再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する放射線管理施設は、仕様及び運用を各施設で同一とし、管理区域、周辺監視区域等が同等の測定対象等の共有化や必要な容量を確保することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない。

添付書類五 7. その他廃棄物管理設備の附属施設を以下のとおり補正する。

ページ	行	補正前	補正後
—	—	下記項目を右記のとおり変更する。  7. その他廃棄物管理設備の附属施設	別紙-1のとおり変更する。



## 7.2 気体廃棄物の廃棄施設

### 7.2.1 概 要

本施設は、収納管排気設備及び換気設備等で構成する。

収納管排気設備及び換気設備の排気は、ろ過した後、排気モニタリング設備で監視しつつ、ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口から放出する。

また、ガラス固化体の崩壊熱を除去するための冷却空気中に生成される放射化生成物は、ガラス固化体貯蔵建屋及びガラス固化体貯蔵建屋B棟の冷却空気出口シャフトの排気口から放出する。

本施設のうち、ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の支持構造物は、再処理施設と共用する。

気体廃棄物の廃棄施設のうち、収納管排気設備及び換気設備の系統概要図を第7.2-1図に示す。

### 7.2.2 設計方針

- (1) 収納管排気設備及び換気設備は、環境への放射性物質の放出を合理的に達成できる限り低くし、放出管理が行える排気系統から放出できる設計とする。
- (2) 収納管排気設備及び換気設備は、放射性物質が漏えいし難く、かつ逆流し難い設計とする。
- (3) 収納管排気設備及び換気設備は、換気フィルタの点検及び交換ができる設計とする。
- (4) 収納管排気設備及び換気設備は、不燃性又は難燃性材料を使用し、万一の火災を想定しても火災の拡大を防止できる設計とする。
- (5) 収納管排気設備は、収納管内を負圧にできる設計とする。
- (6) 換気設備は、汚染のおそれのある区域を清浄区域より負圧に維持できるようにするとともに、空気が汚染のおそれのある区域から清浄区域に流れない設計とする。
- (7) 換気設備は、各区域の換気及び除熱を十分に行える設計とする。
- (8) 再処理施設と共用するガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の支持構造物は、再処理施設の筒身を考慮した強度を確保する設計とすることで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない設計とする。



#### 7.2.4 主要設備

ガラス固化体貯蔵設備の貯蔵ピットの収納管からの排気は収納管排気設備でろ過し、換気設備の排気とともにガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口から放出する設計とする。収納管排気設備及び換気設備は、必要に応じ溶接ダクト又は溶接配管、逆止ダンパ等を使用することにより放射性物質が漏えいし難く、かつ逆流し難い設計とするとともに、排気フィルタの点検及び交換ができる設計とする。

また、不燃性又は難燃性材料を使用する。

##### (1) 収納管排気設備

本設備は、ガラス固化体貯蔵設備の貯蔵ピットの収納管内を負圧に維持するとともに、収納管からの排気を貯蔵ピット収納管排気フィルタユニットでろ過する。また、収納管からの排気中に含まれる放射性物質の測定ができるようにサンプリング装置を設ける。

本設備は、貯蔵ピット収納管排気フィルタユニット及び貯蔵ピット収納管排風機をガラス固化体貯蔵建屋に各々2基、ガラス固化体貯蔵建屋B棟に各々2基設ける。

##### (2) 換気設備

本設備は、ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋排気系統、ガラス固化体貯蔵建屋B棟排気系統及びガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒で構成する。本設備は、空気が汚染のおそれのある区域から清浄区域に流れないようにするために給排気量を適切に設定することにより汚染のおそれのある区域を清浄区域より負圧に維持するとともに、排気をろ過する。

また、万一の火災に備え、防火区画の壁を貫通するダクトには必要に応じて防火ダンパを設ける設計とする。

a. ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋排気系統

本系統は、排風機及び排気フィルタを設け、排気をガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口から排出する設計とし、2系統の排気系統を設置する。

本系統は、ガラス固化体受入れ建屋及びガラス固化体貯蔵建屋の汚染のおそれのある区域の負圧維持、除熱、排気のろ過及び排気のガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口からの大気への排出を行うために、管理区域排気フィルタユニット、検査室排気フィルタユニット、管理区域排風機及び検査室排風機で構成する。

b. ガラス固化体貯蔵建屋B棟排気系統

本系統は、排風機及び排気フィルタを設け、排気をガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口から排出する設計とし、1系統の排気系統を設置する。

本系統は、ガラス固化体貯蔵建屋B棟の汚染のおそれのある区域の負圧維持、排気のろ過及び排気のガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口からの大気への排出を行うために、管理区域排気フィルタユニット及び管理区域排風機で構成する。

c. ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒

収納管排気設備、ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋排気系統及びガラス固化体貯蔵建屋B棟排気系統からの排気を放射線監視設備の排気モニタリング設備で監視しつつ、本換気筒の排気口から放出する。

ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の支持構造物は、再処理施設と共用する。

本設備には、外気を建屋内に供給するための給気系統として、ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋給気系統、ガラス固化体貯蔵建屋B棟給気系統

を設ける。各給気系統には給気ユニットと送風機を設ける。

(3) その他

ガラス固化体の崩壊熱を除去するための冷却空気中に生成される放射化生成物は、ガラス固化体貯蔵建屋及びガラス固化体貯蔵建屋B棟の冷却空気出口シャフトの排気口から放射線監視設備の排気モニタリング設備で監視しつつ放出する。

## 7.2.5 評 価

- (1) 収納管排気設備及び換気設備は、貯蔵ピットの収納管からの排気を収納管排気設備でろ過した後、換気設備の排気に合流させ、放出管理が行えるガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口から放出できる設計としている。
- (2) 収納管排気設備及び換気設備は、溶接ダクト、逆止ダンパ等を設けているので放射性物質が漏えいし難く、かつ逆流し難い設計としている。
- (3) 収納管排気設備及び換気設備は、排気フィルタの点検及び交換ができる設計としている。
- (4) 収納管排気設備及び換気設備は、不燃性又は難燃性材料を使用するとともに、万一の火災に備え、必要に応じ防火ダンパを設けているので、火災の拡大を防止できる設計としている。
- (5) 収納管排気設備は、貯蔵ピット収納管排風機を設けているので、収納管内を負圧に維持できる設計としている。
- (6) 換気設備は、汚染のおそれのある区域を清浄区域より負圧に維持できるようにするとともに、空気が汚染のおそれのある区域から清浄区域に流れない設計としているので空気汚染の拡大を防止できる。
- (7) 換気設備は、各区域の換気及び除熱を十分に行うことができる設計としている。
- (8) 本設備のうち再処理施設と共用するガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の支持構造物は、再処理施設の筒身を考慮した強度を確保する設計とすることで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない。

## 7.5 その他設備

### 7.5.1 概 要

廃棄物管理施設の運転に必要な設備として、消防用設備、電気設備、通信連絡設備及び不法侵入等防止設備を設置する。また、圧縮空気設備、給水処理設備及び蒸気供給設備を設置する。

## 7.5.2 消防用設備

### 7.5.2.1 概 要

本設備は、消防法に基づく自動火災報知設備及び消火設備で構成する。

本設備の一部は、再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する。

### 7.5.2.2 設計方針

- (1) 本設備は、自動火災報知設備及び消火設備を適切に配置し、火災の早期発見、消火活動の円滑化を図り、火災による人的及び物的被害を軽減し、施設の安全性が損なわれないようにする。
- (2) 本設備は、消防法及び関連する規則・規程等に基づいた設計とする。
- (3) 本設備のうち、再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する消火水供給設備並びに再処理施設と共用する屋外消火栓及び防火水槽は、他施設へ消火水を供給した場合においても廃棄物管理施設で必要な容量を確保することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない設計とする。

また、消火水供給設備においては、故障その他の異常が発生した場合でも、弁を閉止することにより故障その他の異常による影響を局所化し、故障その他の異常が発生した施設からの波及的影響を防止することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない設計とする。

### 7.5.2.3 主要設備の仕様

消防用設備の主要設備の仕様を第7.5-1表に示す。

### 7.5.2.4 主要設備

本設備は、自動火災報知設備及び消火設備で構成する。

自動火災報知設備は、制御室等に火災信号を表示する。

消火設備は、消火栓設備及びガス消火設備で構成し、必要な消火活動に対処できるように各設備を設ける。

消火栓設備は、屋内消火栓、屋外消火栓、防火水槽及び消火水供給設備で構成され、屋外消火栓の一部、防火水槽の一部は再処理施設と共用する。また、消火水供給設備は再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する。

消火水供給設備系統概要図を第7.5-1図に示す。

#### 7.5.2.5 試験検査

本設備は、定期的な作動試験を行い、その性能を確認する。

#### 7.5.2.6 評価

- (1) 本設備は、自動火災報知設備及び消火設備を施設内に適切に配置しており、火災発生時には制御室等に火災信号を表示し、消火を行うことができる設計としている。
- (2) 本設備は、消防法及び関連する規則・規程等に基づく設計としている。
- (3) 本設備のうち、再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する消火水供給設備並びに再処理施設と共用する屋外消火栓及び防火水槽は、他施設へ消火水を供給した場合においても廃棄物管理施設で必要な容量を確保できる。また、消火水供給設備においては、故障その他の異常が発生した場合でも、弁を閉止することにより故障その他の異常による影響を局所化し、故障その他の異常が発生した施設からの波及的影響を防止することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない。

### 7.5.3 電気設備

#### 7.5.3.1 概要

廃棄物管理施設の電力は、東北電力株式会社の154 k V送電線2回線から廃棄物管理施設と共用する再処理施設の電気設備（既設）を経て6.9 k V運転予備用母線及び常用母線に接続する遮断器で受電し、動力用変圧器を通して460 Vに降圧した後、施設内の各負荷へ給電する設計とする。

外部電源喪失時には、予備電源用ディーゼル発電機、直流電源設備及び無停電電源装置から必要な負荷に給電する。

電気設備の一部は、再処理施設と共用する。

廃棄物管理施設の単線結線図を第7.5-2図に示す。また、燃料貯蔵設備の系統概要図を第7.5-3図に示す。

#### 7.5.3.2 設計方針

- (1) 本設備は、廃棄物管理施設の操作及び保安に必要な電気設備を設け、外部電源系統からの電気の供給が停止した場合において、監視のための設備その他必要な設備に使用することができる電源として、予備電源系統を設ける設計とする。
  - a. 外部電源系統は、2回線で受電するものとする。
  - b. 予備電源は、外部電源喪失時にも給電が必要な負荷に電力を供給できる十分な容量及び信頼性を有する設計とする。
- (2) 廃棄物管理施設内のケーブル、電源盤等の材料は、不燃性又は難燃性のものを使用する設計とする。
- (3) 廃棄物管理施設の避難通路には、外部電源喪失時に予備電源系統から電力を供給するか、又は電源を内蔵した誘導灯及び非常灯を設ける設計とする。

また、誘導灯は単純、明確かつ永続的な標識が付いた構造とする。



- (4) 電気設備のうち燃料貯蔵設備を除く再処理施設と共用する設備は、再処理施設において、機器の損壊、故障その他の異常が発生した場合は、6.9 k V 運転予備用母線又は常用母線の遮断器が開放される設計とすることで、廃棄物管理施設に波及的影響を与えることを防止するとともに、受電変圧器については、再処理施設への給電を考慮しても十分な容量を有することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない設計とする。
- (5) 電気設備のうち再処理施設と共用する燃料貯蔵設備は、再処理施設において、故障その他の異常が発生した場合でも、弁を閉止することにより故障その他の異常による影響を局所化し、故障その他の異常が発生した施設からの波及的影響を防止するとともに、再処理施設における使用を想定しても、廃棄物管理施設に十分な燃料を供給できる容量を確保することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない設計とする。

#### 7.5.3.3 主要設備の仕様

電気設備の主要設備のうち予備電源用ディーゼル発電機の仕様を第7.5-2表に示す。

#### 7.5.3.4 主要設備

- (1) 本設備は、動力用変圧器、遮断器、運転予備用母線及び常用母線、予備電源用ディーゼル発電機等で構成する。

廃棄物管理施設の電力は、東北電力株式会社の154 k V 送電線 2 回線から廃棄物管理施設と共用する再処理施設の電気設備（既設）を経て6.9 k V 運転予備用母線及び常用母線に接続する遮断器で受電し、動力用変圧器を通して460 V に降圧した後、施設内の各負荷へ給電する。外部電源が喪失した場合に廃棄物管理施設の監視設備その他必要な設備に

電力を供給するため、十分な容量及び信頼性を有する予備電源用ディーゼル発電機、直流電源設備及び無停電電源装置を設ける。

電気設備の一部は、再処理施設と共用する。

保守等により予備電源用ディーゼル発電機を使用不能な状態にする場合は、監視設備その他必要な設備に給電可能とするための措置を講ずることを手順に定める。監視設備その他必要な設備を第7.5-3表に示す。

- (2) ケーブル、ケーブルトレイ及び電線管の材料には、不燃性又は難燃性のものを使用し、必要に応じ延焼防止塗料を使用する。さらに、ケーブルトレイ等が障壁を貫通する場合は、火災対策上、障壁効果を減少させないような構造とする。
- (3) 廃棄物管理施設の避難通路には、誘導灯及び非常灯を設ける。誘導灯及び非常灯は、外部電源喪失時に予備電源系統から電力を供給するか、又は電源を内蔵する。

また、誘導灯は単純、明確かつ永続的な標識が付いた構造とする。

#### 7.5.3.5 評 価

- (1) 本設備は、廃棄物管理施設の操作及び監視設備その他必要な設備に使用することができる電源としての外部電源系統及び、監視設備その他必要な設備に使用することができる電源としての予備電源系統を有する設計としている。
  - a. 外部電源系統は、東北電力株式会社の154 k V送電線2回線から廃棄物管理施設と共用する再処理施設の電気設備（既設）を経て受電する設計としている。
  - b. 予備電源は、外部電源喪失時にも給電が必要な負荷に電力を供給できる十分な容量及び信頼性を有する設計としている。
- (2) 廃棄物管理施設内のケーブル、ケーブルトレイ及び電線管材料には、

不燃性又は難燃性のものを使用する設計としている。

- (3) 廃棄物管理施設の避難通路には、外部電源喪失時に予備電源系統から電力を供給するか、又は電源を内蔵した誘導灯及び非常灯を設ける設計としている。

また、誘導灯は単純、明確かつ永続的な標識が付いた構造としている。

- (4) 本設備のうち燃料貯蔵設備を除く再処理施設と共用する設備は、再処理施設において、機器の損壊、故障その他の異常が発生した場合は、6.9 k V 運転予備用母線又は常用母線の遮断器が開放される設計とすることで、廃棄物管理施設に波及的影響を与えることを防止するとともに、受電変圧器については、再処理施設への給電を考慮しても十分な容量を有することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない。
- (5) 本設備のうち再処理施設と共用する燃料貯蔵設備は、再処理施設において、故障その他の異常が発生した場合でも、弁を閉止することにより故障その他の異常による影響を局所化し、故障その他の異常が発生した施設からの波及的影響を防止するとともに、再処理施設における使用を想定しても、廃棄物管理施設に十分な燃料を供給できる容量を確保することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない。

## 7.5.4 通信連絡設備

### 7.5.4.1 概 要

安全設計上想定される事故が発生した場合において、廃棄物管理施設内の各所の者への必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡ができるよう、警報装置及び通信方式の多様性を備えた通信連絡設備を設ける。

廃棄物管理施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、通信方式の多様性を備えた構成の回線に接続する。

通信連絡設備の一部は、再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する。

### 7.5.4.2 設計方針

- (1) 安全設計上想定される事故が発生した場合において、廃棄物管理施設内の各所の者への必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声により行うことができる設備として、警報装置及び所内通信連絡設備を設ける設計とする。
- (2) 所内通信連絡設備は、異なる通信回線により連絡できる機器を備え、通信方式の多様性を備えた設計とする。
- (3) 安全設計上想定される事故が発生した場合において、制御室から廃棄物管理施設外の必要箇所へ事故の発生等に係る通信連絡を音声により行うことができる設備として、所外通信連絡設備を設ける設計とする。
- (4) 所外通信連絡設備は、有線回線又は衛星回線による通信方式の多様性を備えた構成の回線に接続することで、輻輳等による制限を受けることのない設計とする。
- (5) 本設備のうち再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する所内通信連絡設備は、同一の端末を使用する設計又は十分な容量を確保する設計とすることで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない設計とする。

#### 7.5.4.3 主要設備の仕様

通信連絡設備の仕様を第7.5-4表に示す。

#### 7.5.4.4 主要設備

本設備は、警報装置、所内通信連絡設備及び所外通信連絡設備から構成する。

##### (1) 警報装置及び所内通信連絡設備

安全設計上想定される事故が発生した場合において、廃棄物管理施設内の従事者等に必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる設備として、ページング装置及び所内携帯電話を設置する。

所内通信連絡設備は、有線回線又は無線回線による通信方式の多様性を備えた構成の回線に接続する設計とする。

ページング装置及び所内携帯電話は、再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する。

##### (2) 所外通信連絡設備

安全設計上想定される事故が発生した場合において、廃棄物管理施設外の国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る通信連絡を行うことができる設備として、一般加入電話及び衛星携帯電話を設置する。

所外通信連絡設備は、有線回線又は衛星回線による通信方式の多様性を備えた構成の回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

所外通信連絡設備は、定期的に点検を行うことにより、回線の状態を監視し、常時使用できることを確認する。

#### 7.5.4.5 試験検査

警報装置，所内通信連絡設備及び所外通信連絡設備は，その健全性及び能力を確認するため，運転中又は停止中に，機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

#### 7.5.4.6 手順等

通信連絡設備については，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

- (1) 通信連絡設備の操作については，あらかじめ手順を整備し，的確に実施する。
- (2) 所外通信連絡設備については，通信が正常に行われていることを確認するため，定期的に点検を行うとともに，異常時の対応に関する手順を整備する。
- (3) 社内外の関係先へ，的確かつ迅速に通報連絡ができるよう，原子力防災訓練等を定期的に実施する。

## 7.5.5 圧縮空気設備

### 7.5.5.1 概 要

本設備は、廃棄物管理施設内の各施設で使用する圧縮空気を供給する設備である。

本設備は、再処理施設の一般圧縮空気系と共用する。

圧縮空気設備系統概要図を第7.5-4図に示す。

### 7.5.5.2 設計方針

- (1) 本設備は、廃棄物管理施設内の各施設で使用する圧縮空気を供給できる設計とする。
- (2) 本設備は再処理施設の一般圧縮空気系と共用し、再処理施設における使用を想定しても、廃棄物管理施設に十分な圧縮空気を供給できる容量を確保し、故障その他の異常が発生した場合でも、弁を閉止することにより故障その他の異常による影響を局所化し、故障その他の異常が発生した施設からの波及的影響を防止することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない設計とする。

### 7.5.5.3 主要設備の仕様

圧縮空気設備の主要設備の仕様を第7.5-5表に示す。

### 7.5.5.4 主要設備

本設備は、空気圧縮機等で構成し、各施設に圧縮空気を供給する。

本設備は、再処理施設の一般圧縮空気系と共用する。

### 7.5.5.5 評 価

- (1) 本設備は、適切な容量の空気圧縮機等を設ける設計とするので、各施設で使用する圧縮空気を供給できる。
- (2) 本設備は、再処理施設の一般圧縮空気系と共用し、再処理施設における使用を想定しても、廃棄物管理施設に十分な圧縮空気を供給でき

る容量を確保し，故障その他の異常が発生した場合でも，弁を閉止することにより故障その他の異常による影響を局所化し，故障その他の異常が発生した施設からの波及的影響を防止することで，共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない。



## 7.5.6 給水処理設備

### 7.5.6.1 概 要

本設備は、廃棄物管理施設内の各施設で使用するろ過水を供給する設備である。

本設備は、再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する。

給水処理設備系統概要図を第7.5-5図に示す。

### 7.5.6.2 設計方針

- (1) 本設備は、廃棄物管理施設内の各施設で使用するろ過水を供給できる設計とする。
- (2) 本設備の屋外機器は、必要に応じて凍結を防止できる設計とする。
- (3) 本設備は、再処理施設及びMOX燃料加工施設における使用を想定しても、廃棄物管理施設に十分なるろ過水を供給できる容量を確保し、故障その他の異常が発生した場合でも、弁を閉止することにより故障その他の異常による影響を局所化し、故障その他の異常が発生した施設からの波及的影響を防止することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない設計とする。

### 7.5.6.3 主要設備の仕様

給水処理設備の主要設備の仕様を第7.5-6表に示す。

### 7.5.6.4 主要設備

本設備は、ろ過水貯槽で構成し、二又川河川水を除濁ろ過したろ過水を受け入れ、貯留する。

また、本設備の屋外機器は、必要に応じ保温材の設置等で、凍結を防止する設計とする。

本設備は、再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用する。

#### 7.5.6.5 評 価

- (1) 本設備は、適切な容量のろ過水貯槽を設ける設計とするので、廃棄物管理施設内の各施設で使用するろ過水を供給することができる。
- (2) 本設備の屋外機器は、保温材の設置等により凍結防止ができる。
- (3) 本設備は、再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用し、再処理施設及びMOX燃料加工施設における使用を想定しても、廃棄物管理施設に十分なるろ過水を供給できる容量を確保し、故障その他の異常が発生した場合でも、弁を閉止することにより故障その他の異常による影響を局所化し、故障その他の異常が発生した施設からの波及的影響を防止することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない。

## 7.5.7 蒸気供給設備

### 7.5.7.1 概 要

本設備は、廃棄物管理施設内の各施設で使用する蒸気を供給する設備である。

本設備は、再処理施設の一般蒸気系と共用する。

蒸気供給備系統概要図を第7.5-6図に示す。

### 7.5.7.2 設計方針

- (1) 本設備は、廃棄物管理施設内の各施設で使用する蒸気を供給できる設計とする。
- (2) 本設備は、再処理施設における使用を想定しても、廃棄物管理施設に十分な蒸気を供給できる容量を確保し、故障その他の異常が発生した場合でも、弁を閉止することにより故障その他の異常による影響を局所化し、故障その他の異常が発生した施設からの波及的影響を防止することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない設計とする。

### 7.5.7.3 主要設備の仕様

蒸気供給設備の主要設備の仕様を第7.5-7表に示す。

### 7.5.7.4 主要設備

本設備は、ボイラ等で構成し、廃棄物管理施設内の各施設で使用する蒸気を供給する。

本設備は、再処理施設の一般蒸気系と共用する。

### 7.5.7.5 評 価

- (1) 本設備は、適切な容量のボイラを設ける設計とするので、廃棄物管理施設内の各施設で使用する蒸気を供給することができる。
- (2) 本設備は、再処理施設における使用を想定しても、廃棄物管理施設に十分な蒸気を供給できる容量を確保し、故障その他の異常が発生し

た場合でも、弁を閉止することにより故障その他の異常による影響を局所化し、故障その他の異常が発生した施設からの波及的影響を防止することで、共用によって廃棄物管理施設の安全性を損なわない。

第7.2-1表 気体廃棄物の廃棄施設の主要設備の仕様

(1) 収納管排気設備

a. ガラス固化体貯蔵建屋

(a) 貯蔵ピット収納管排気フィルタユニット

種 類	高性能粒子フィルタ 1 段内蔵形
粒子除去効率	99.9%以上 (0.3 $\mu$ mDOP粒子)
基 数	2 (うち1基は予備)
容 量	約100m <sup>3</sup> /h/基

(b) 貯蔵ピット収納管排風機

台 数	2 (うち1台は予備)
容 量	約100m <sup>3</sup> /h/台

(c) サンプルング装置

種 類	ガスサンプルング方式
基 数	2

b. ガラス固化体貯蔵建屋B棟

(a) 貯蔵ピット収納管排気フィルタユニット

種 類	高性能粒子フィルタ 1 段内蔵形
粒子除去効率	99.9%以上 (0.3 $\mu$ mDOP粒子)
基 数	2 (うち1基は予備)
容 量	約100m <sup>3</sup> /h/基

(b) 貯蔵ピット収納管排風機

台 数	2 (うち1台は予備)
容 量	約100m <sup>3</sup> /h/台

(c) サンプルング装置

種 類	ガスサンプルング方式
基 数	2

(2) 換気設備

a. ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋排気系統

(a) 管理区域排気フィルタユニット

種 類	高性能粒子フィルタ 1 段内蔵形
基 数	5 (うち 1 基は予備)
粒子除去効率	99.9%以上 (0.3 $\mu$ mDOP 粒子)
容 量	約6,000m <sup>3</sup> /h/基

(b) 検査室排気フィルタユニット

種 類	高性能粒子フィルタ 1 段内蔵形
基 数	16 (うち 1 基は予備)
粒子除去効率	99.9%以上 (0.3 $\mu$ mDOP 粒子)
容 量	約6,000m <sup>3</sup> /h/基

(c) 管理区域排風機

台 数	2 (うち 1 台は予備)
容 量	約21,000m <sup>3</sup> /h/台

(d) 検査室排風機

台 数	2 (うち 1 台は予備)
容 量	約88,000m <sup>3</sup> /h/台

b. ガラス固化体貯蔵建屋B棟排気系統

(a) 管理区域排気フィルタユニット

種 類	高性能粒子フィルタ 1 段内蔵形
基 数	7 (うち 1 基は予備)

粒子除去効率 99.9%以上 (0.3 $\mu$ mDOP粒子)

容 量 約6,000m<sup>3</sup>/h/基

(b) 管理区域排風機

台 数 2 (うち1台は予備)

容 量 約30,000m<sup>3</sup>/h/台

c. ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒 (再処理施設と一部共用)

基 数 1

口 径 約1.9m

高 さ 地上約75m

(3) その他

a. 冷却空気出口シャフト (ガラス固化体貯蔵建屋)

基 数 2

b. 冷却空気出口シャフト (ガラス固化体貯蔵建屋B棟)

基 数 2

第7.5-2表 電気設備の主要設備の仕様

(1) 予備電源用ディーゼル発電機

エンジン 台数	1
出力	約1,700 kW(連続)
発電機 台数	1
容量	約2,000 kVA



第7.5－3表 監視設備その他必要な設備

- (1) 計測制御設備
- (2) 放射線監視設備の屋内モニタリング設備及び排気モニタリング設備
- (3) 消防用設備の自動火災報知設備
- (4) 電気設備の誘導灯，非常灯及び直流電源設備
- (5) 通信連絡設備

第 7.5-4 表 通信連絡設備の主要設備の仕様

(1) 所内通信連絡設備

a. ページング装置（再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用）

通信回線 有線方式

基数 1 式

b. 所内携帯電話（再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用）

通信回線 有線方式, 無線方式

基数 1 式

(2) 所外通信連絡設備

a. 一般加入電話

通信回線 有線方式

基数 1 式

b. 衛星携帯電話

通信回線 衛星方式

基数 1 式

第 7.5-5 表 圧縮空気設備の主要設備の仕様

空 気 圧 縮 機 (再処理施設と共用)		空 気 貯 槽 (再処理施設と共用)	
容 量 ( $m^3/min$ ) [n o r m a l] (1台あたり)	台 数	容 量 ( $m^3$ )	基 数
約 100	1	約100	1
約 130	3		

第7.5-6表 給水処理設備の主要設備の仕様

(1) ろ過水貯槽（再処理施設及びMOX燃料加工施設と共用）

基 数 1

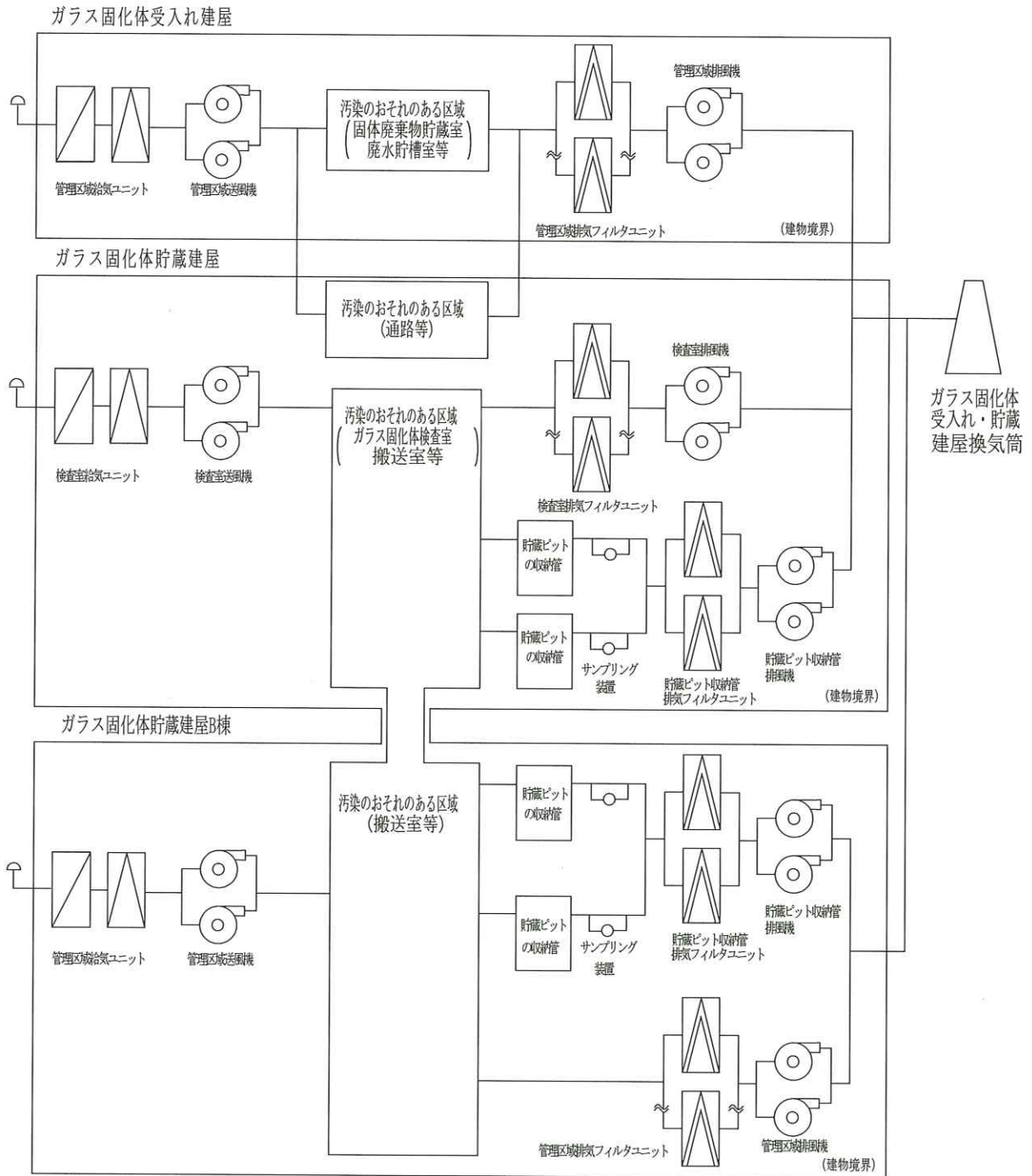
容 量 約2,500m<sup>3</sup>

第 7.5-7 表 蒸気供給設備の主要設備の仕様

(1) ボイラ (再処理施設と共用)

基 数 3

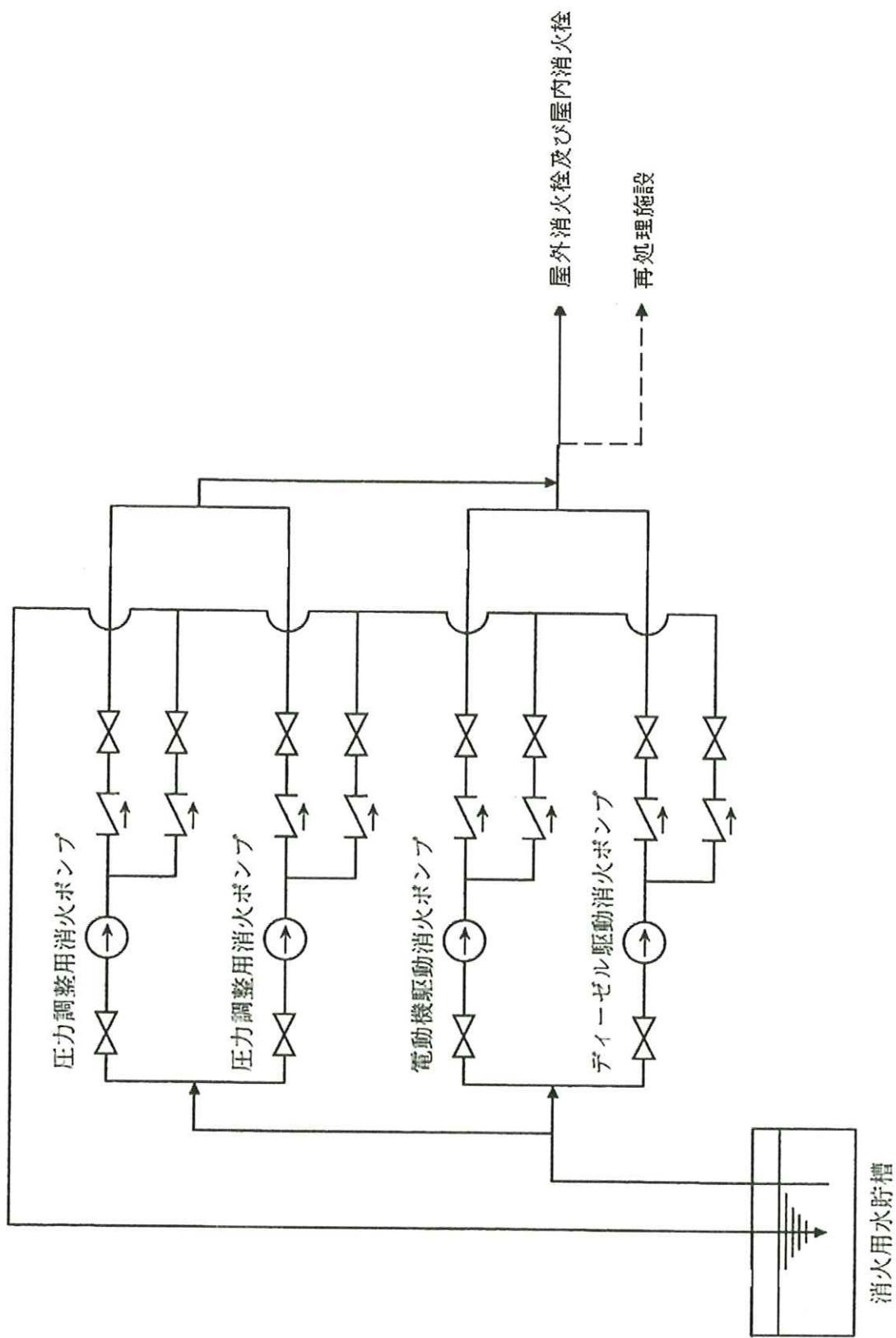
容 量 約50 t / h (1 基当たり)



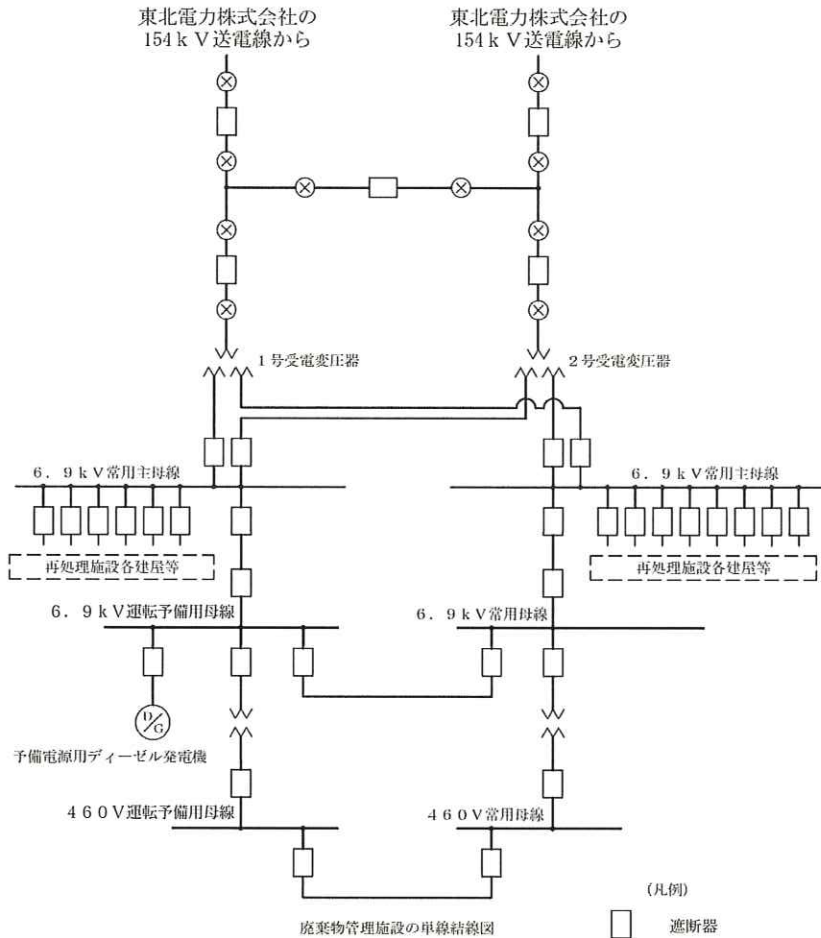
凡例

	プレフィルタ		送・排風機		外気取入口
	粒子フィルタ		給・排気ライン		フィルタの複数設置
	高性能粒子フィルタ		換気筒		

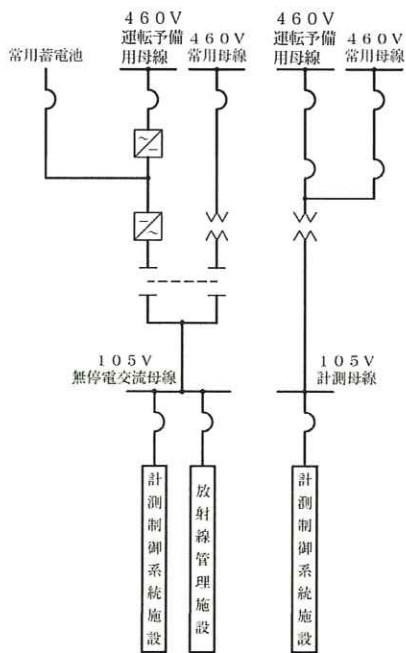
第7.2-1 図 収納管排気設備及び換気設備の系統概要図



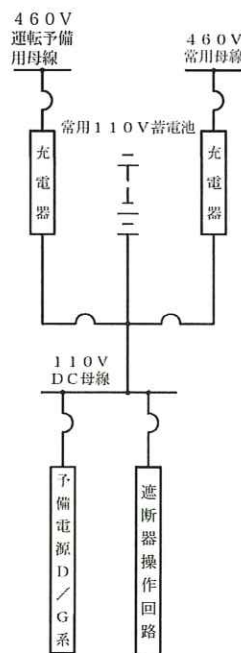
第 7.5-1 図 消火水供給設備の系統概要図



(凡例)



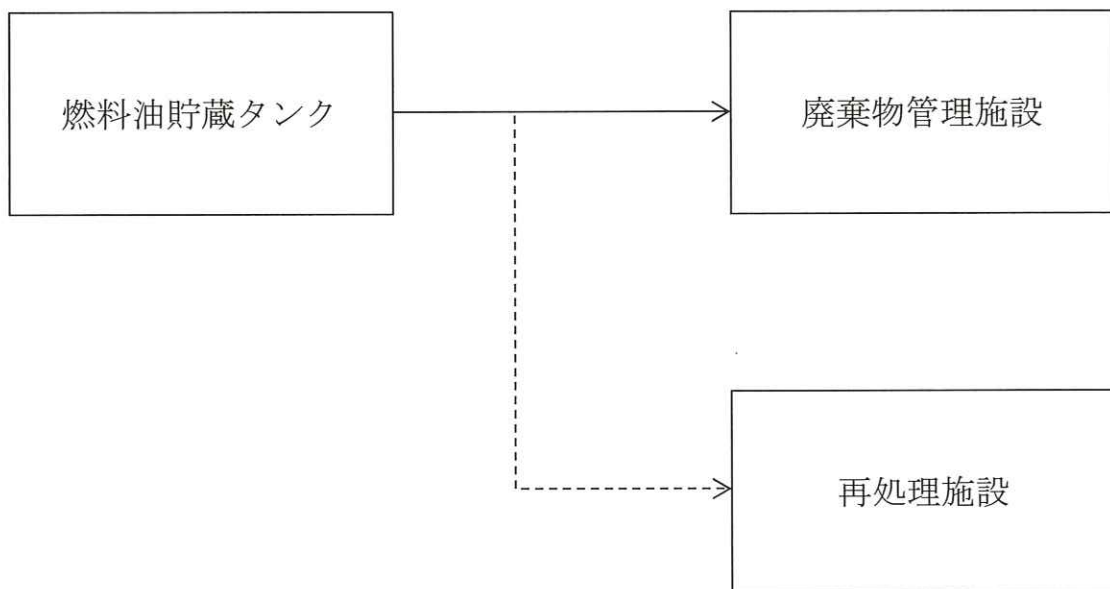
計測制御用交流電源設備単線結線図



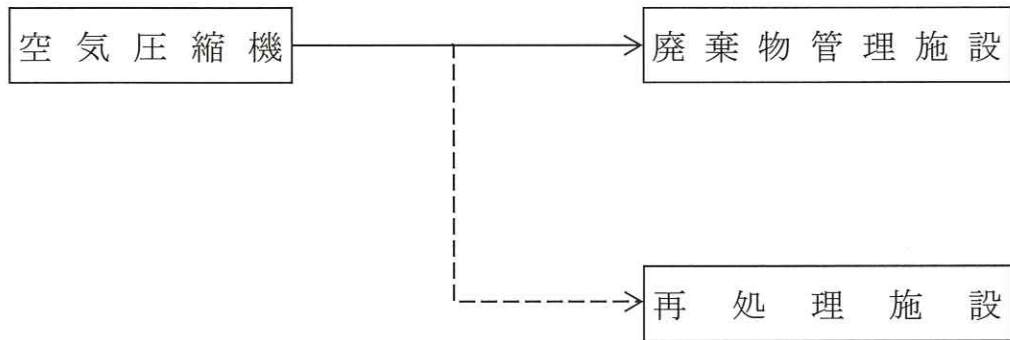
直流電源設備単線結線図

第7.5-2 図 廃棄物管理施設の単線結線図

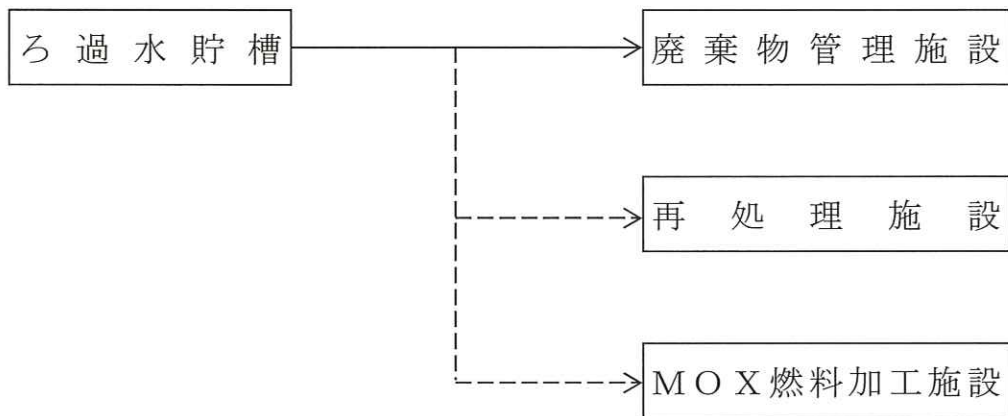




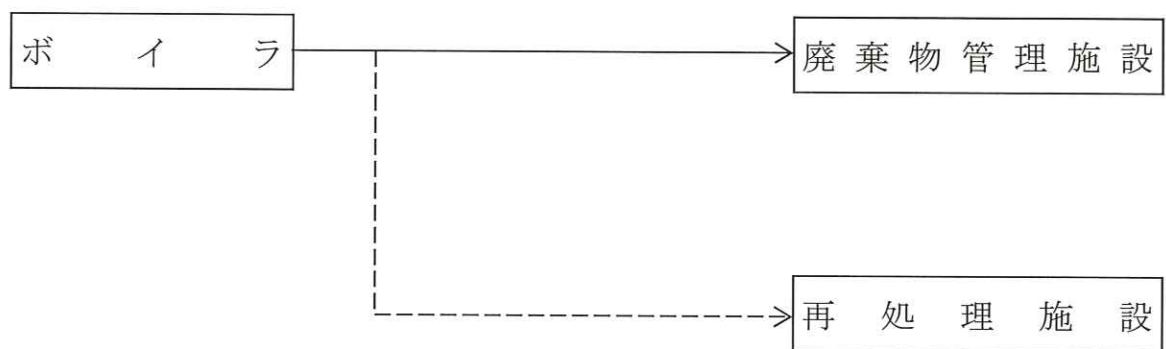
第 7.5-3 図 燃料貯蔵設備の系統概要図



第7.5-4図 圧縮空気設備の系統概要図



第7.5-5図 給水処理設備の系統概要図



第7.5-6図 蒸気供給設備の系統概要図

添付書類五 8. 運転保守を以下のとおり補正する。

ページ	行	補正前	補正後
—	—	下記項目を右記のとおり変更する。  8. 運転保守	別紙-1のとおり変更する。



## 8. 運転保守

### 8.2 組織及び職務

廃棄物管理施設の保安組織は、社長、監査室長、安全・品質本部長、再処理事業部長、技術本部長、廃棄物取扱主任者、再処理計画部、品質保証部、安全管理部、放射線管理部、核物質管理部、新基準設計部、再処理工場、技術管理部、土木建築部、エンジニアリングセンターをもって構成する。

廃棄物管理事業変更許可申請、保安規定の変更等について、他事業等の代表者を含む委員によって、全社的観点（他事業との整合性等）から保安上の基本方針を審議する品質・保安会議（副社長（安全担当）が議長）を設置する。また、廃棄物管理施設のガラス固化体の受入れ計画、改造計画等について、技術的専門性を有した委員によって、廃棄物管理施設に係る保安業務全体の観点から保安上の妥当性を審議する貯蔵管理安全委員会（再処理事業部長が委員長を任命）を設置する。さらに、品質保証活動の実施状況を観察及び評価するため安全・品質改革委員会を設置する。

添付書類五 追補1 「1.安全設計」の追補を以下のとおり補正する。

ページ	行	補正前	補正後
—	—	下記項目を右記のとおり変更する。  追補1 「1.安全設計」の追補	別紙-1のとおり変更する。





# 追 補

追補1 「1.安全設計」の追補 .....	1
-----------------------	---

## I F-4EJ改の衝撃荷重による応答の評価

建物・構築物の防護設計においては、質量20 t、速度150m/sとしたF-16相当の航空機による衝撃荷重（以下ここでは「防護設計条件」という。）を用いることとした。

ここでは、第1表に示すとおり、F-16相当の航空機とF-4EJ改の諸元を比較すると、F-4EJ改については航空機の質量、速度について健全性への影響が厳しくなる方向であり、機体長さ、胴体部投影面積についてはF-16相当の航空機の方が健全性への影響が厳しくなる方向であるので、F-4EJ改の衝撃荷重による鉄筋コンクリート版等の応答と、防護設計条件による鉄筋コンクリート版等の応答について比較検討する。

第1表 航空機諸元の比較

諸元	F-16相当の航空機	F-4EJ改
航空機の質量 [t]	20	22
速度 [m/s]	150	155
機体長さ [m]	15.03 <sup>(1)</sup>	18.53 <sup>(3), (4)</sup>
胴体部投影面積[m <sup>2</sup> ]	2.66 <sup>(5)</sup>	4.6 <sup>(4)</sup>

### 1. 検討条件

#### (1) F-4EJ改の衝撃荷重の設定

F-4EJ改の衝撃荷重は、防護設計条件と同様に、Riera が理論的に導いた評価式<sup>(1)</sup>に、実物航空機を用いた実験<sup>(2)</sup>から得られた成果を反映した式に基づいて算定する。

なお、衝突面における航空機の破壊強度及び衝突面における航空機の単位長さ当たりの質量は、文献<sup>(2)</sup>を参考に機体の質量<sup>(3)</sup>、長さ<sup>(4)</sup>に合わせて策

定し、衝撃荷重曲線は防護設計条件の場合と同様に平滑化する。第1図にF-4EJ改による衝撃荷重曲線を防護設計条件による衝撃荷重曲線と比較して示す。

## (2) 衝撃荷重の作用範囲

衝撃荷重の作用範囲は、武藤等<sup>(2)</sup>の実験結果に基づき航空機の胴体部投影面積<sup>(4)</sup>の2倍の面積を有する円とする。防護設計条件の作用範囲は直径2.6mの円、F-4EJ改の衝撃荷重の作用範囲は直径3.4mの円とし、荷重は均一に作用するものとする。

## (3) 解析方法

機体全体の衝突による鉄筋コンクリート版の全体的な破壊に関する評価においては、F-4EJ改の衝撃荷重により生じるコンクリート及び鉄筋の歪を有限要素法を用いた版の応答解析により求め、得られた歪と防護設計条件による歪を比較する。

解析に使用する計算機コードは、積層シェル要素を用いた「CARC-SHELL-DYN」であり、内田等<sup>(6)</sup>、菅野等<sup>(7)</sup>によりその妥当性が確認されているものである。

## (4) 解析モデル

防護版の支持条件を考慮し、2辺支持一方向版の解析モデルを選定する。また、支持条件とともに版の応答特性に影響の大きい版の支持スパンについては、5m、10m、15m、20mの4種類を設定する。版厚については1.2mの鉄筋コンクリート版とする。

## (5) 解析用諸定数

解析に用いる材料の物性値は、材料強度の動的増加率(DIF)を考慮した以下の値とする。

鉄筋コンクリートの単位容積重量： $23.5 \text{ kN/m}^3$ <sup>(8)</sup>

コンクリートの圧縮強度	: $36.8 \text{ N/mm}^2$ (DIF=1.25 <sup>(9)</sup> を考慮)
コンクリートのヤング係数	: $2.82 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ <sup>(8)</sup> (圧縮強度 36.8N/mm <sup>2</sup> に対するヤング係数)
コンクリートのポアソン比	: 0.167 <sup>(8)</sup>
鉄筋の材料強度	: $412 \text{ N/mm}^2$ (DIF=1.1 <sup>(10)</sup> を考慮)
鉄筋のヤング係数	: $2.06 \times 10^5 \text{ N/mm}^2$ <sup>(8)</sup>

## 2. 解析結果

F-4EJ改の衝撃荷重により生じるコンクリート及び鉄筋の歪の最大値を防護設計条件による歪の最大値と比較して第2図に示す。

F-4EJ改の衝撃荷重により生じるコンクリート及び鉄筋の歪は、防護版の支持条件及び支持スパンによらず、F-4EJ改の方が「機体長さ」が約1.25倍長いことにより衝撃荷重のピークが小さくなること、及び「胴体部投影面積」が大きいことにより衝撃荷重の作用範囲が約1.7倍となり単位面積当たりの衝撃荷重が小さくなることにより、全て防護設計条件による歪を下回った。この傾向は衝撃荷重の特性そのものによるものであり、コンクリート版の版厚、種類によって変わるものではない。

## 3. まとめ

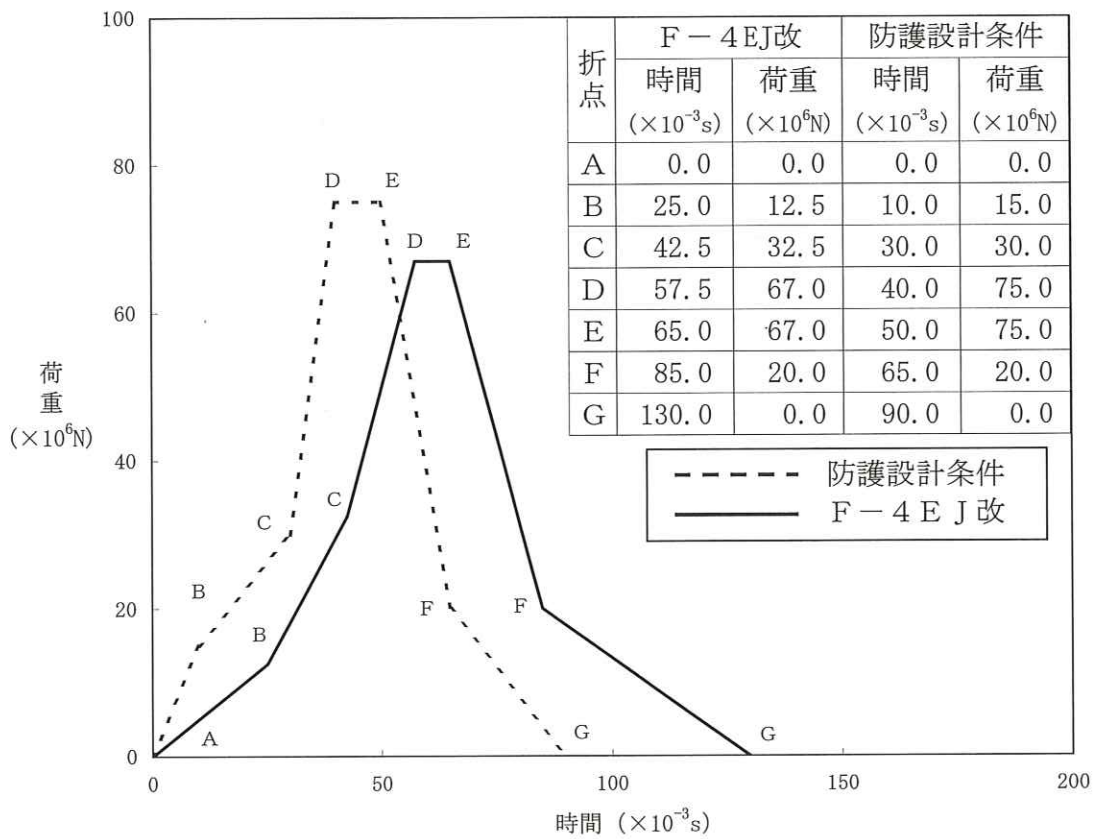
F-4EJ改の衝撃荷重による鉄筋コンクリート版等の応答と、防護設計条件による鉄筋コンクリート版等の応答について比較検討した結果、F-4EJ改の衝撃荷重により生じるコンクリート及び鉄筋又は鋼材の歪は、防護設計条件による歪を上回るものではない。このことから、建物・構築物の防護設計における鉄筋コンクリート版等の全体的な破壊に対しては、防護設計条件を用いて設計することとした。

#### 4. 参考文献

- (1) J. D. Riera. "A Critical Reappraisal of Nuclear Power Plant Safety against Accidental Aircraft Impact" . Nuclear Engineering and Design. Volume 57, 1980.
- (2) K. Muto. et al. "Experimental Studies on Local Damage of Reinforced Concrete Structures by the Impact of Deformable Missiles and Full-Scale Aircraft Impact Test for Evaluation of Impact Force" . Transactions of the 10th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology Vol. J. 1989.
- (3) Taylor ; John William Ransom. JANE'S All the World's Aircraft 1979-1980. Jane's Publishing, 1980.
- (4) 航空情報. 酣燈社, 昭和61年11月.
- (5) Aircraft Photo File Lock on No.2 General Dynamics F-16 Fighting Falcon. Verlinden Publications, 2002.
- (6) T. Uchida ; H. Tsubota ; T. Yamada. "Experimental Investigations on Reinforced Concrete Slabs Subjected to Impact Loading" . 8th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology. The Commission of the European Communities. 1985.
- (7) T. Sugano ; et al. "Local damage to reinforced concrete structures caused by impact of aircraft engine missiles Part2. Evaluation of test results" . Nuclear Engineering and Design. Volume 140, 1993.
- (8) 日本建築学会. 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説, 1991.
- (9) J. D. Stevenson ; et al. Structural Analysis and Design of

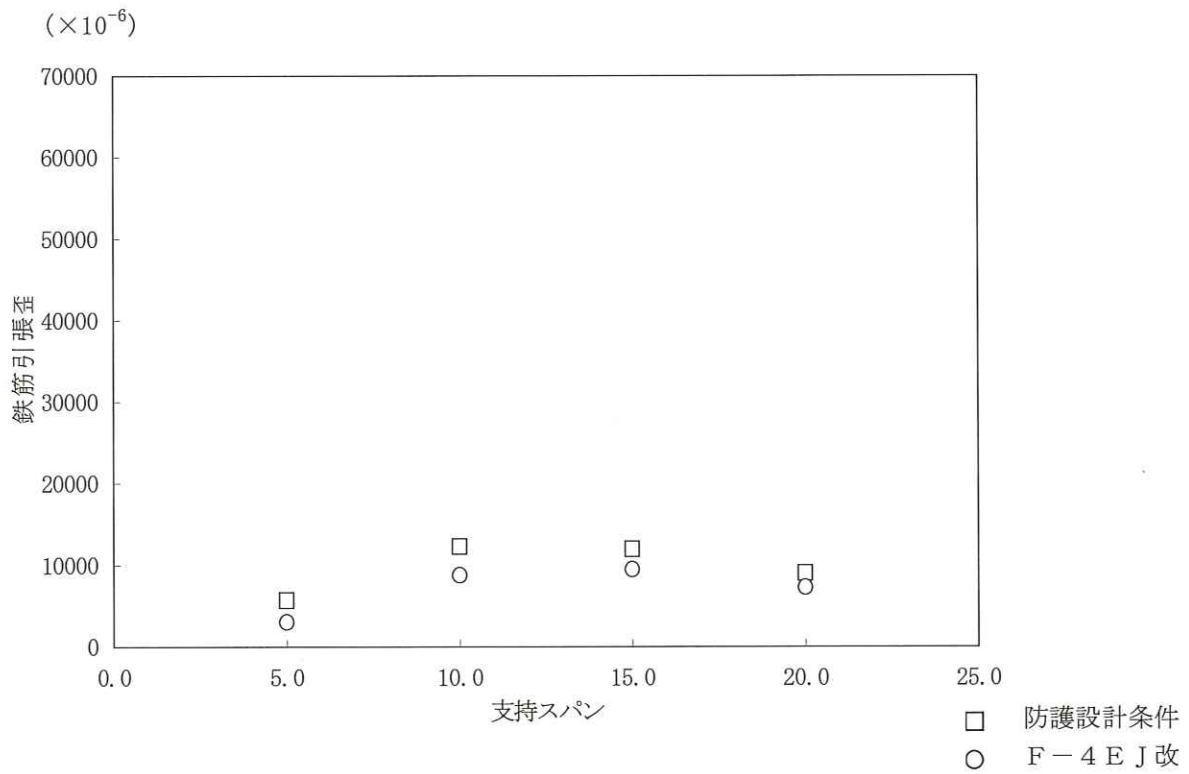
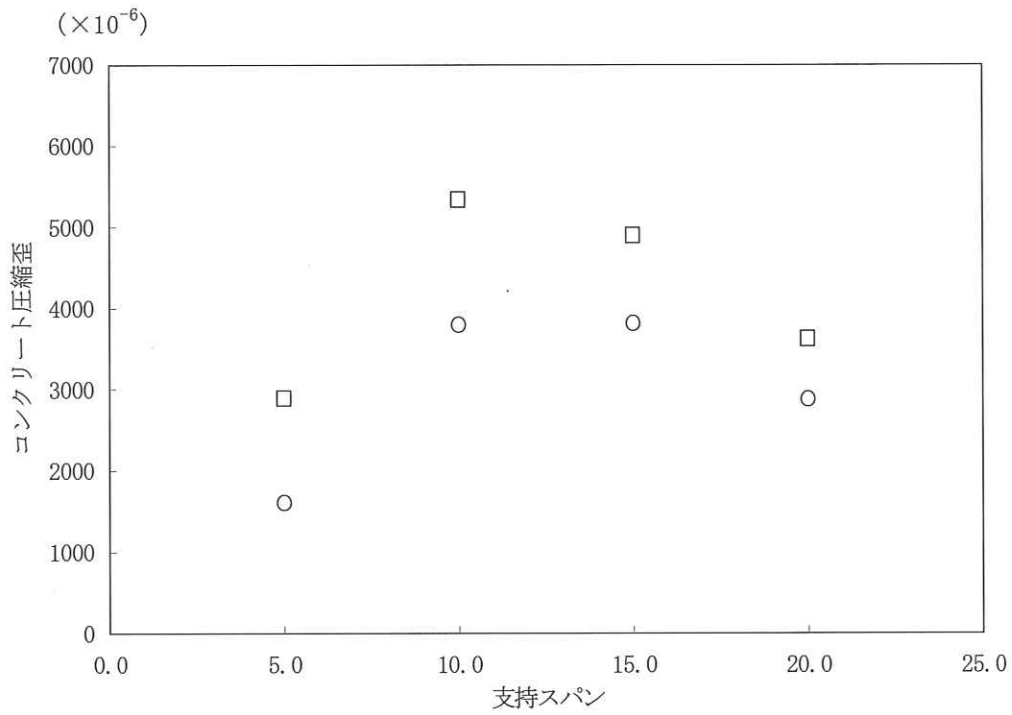
Nuclear Plant Facilities. ASCE, 1980.

- (10) 首藤誠志, 松本憲幸, 高橋芳彦, 大野友則. “高速載荷を受ける鋼材の動的応力～ひずみ関係モデル”. 土木学会第45回年次学術講演会梗概集. 土木学会, 平成2年9月.
- (11) Taylor ; John William Ransom. JANE' S ALL THE WORLD' S AIRCRAFT 1987-1988. Jane' s Publishing, 1987.



第1図 衝撃荷重曲線の比較





第2図 2辺支持一方向版の最大応答歪

(添付書類六)

添付書類六 2. 施設の放射線管理を以下のとおり補正する。

ページ	行	補正前	補正後
—	—	下記項目を右記のとおり変更する。  2. 施設の放射線管理	別紙-1のとおり変更する。



## 2. 施設の放射線管理

### 2.1 管理区域及び周辺監視区域の設定

#### 2.1.1 管理区域

廃棄物管理設備本体，放射性廃棄物の受入れ施設等の場所であって，その場所における外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が，「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（平成27年8月31日原子力規制委員会告示第8号）（以下「線量告示」という。）（第1条）に定められた値を超えるか，又は超えるおそれのある区域は，すべて管理区域とする。

管理区域の設定に当たっては，室，建物その他の施設の配置及び管理上の便宜をも考慮して，ガラス固化体受入れ建屋，ガラス固化体貯蔵建屋，ガラス固化体貯蔵建屋B棟及び北換気筒管理建屋に管理区域を設ける。ガラス固化体受入れ建屋，ガラス固化体貯蔵建屋，ガラス固化体貯蔵建屋B棟及び北換気筒管理建屋の管理区域については，添付書類五「1.2 放射線の遮蔽に関する設計」に示す遮蔽設計区分概略図の区分I 1を除いた範囲が該当する。

また，ガラス固化体輸送容器（以下「輸送容器」という。）等の搬出入時等において，一時的に上記管理区域に係る値を超えるか，又は超えるおそれのある区域が生じた場合は，一時的な管理区域とする。

### 2.1.2 周辺監視区域

管理区域の周辺の区域であって外部放射線に係る線量及び空気中の放射性物質の濃度が、「線量告示」（第2条及び第8条）に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。周辺監視区域の設定に当たっては、管理上の便宜も考慮して第2.1-1図に示すように敷地境界付近に境界を設定する。

## 2.2 管理区域の管理

管理区域については、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則」（以下「廃棄物管理事業規則」という。）（第27条）に従って、次の措置を講ずる。

- (1) 壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて人の立入制限、鍵の管理等の措置を講ずる。
- (2) 床、壁その他の他人の触れるおそれのある物であって、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「線量告示」（第4条）に定められた表面密度限度を超えないようにする。
- (3) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。
- (4) 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が(2)の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。

また、管理区域は、外部放射線に係る線量率、放射性物質による汚染の有無、放射線業務従事者の立入頻度等に差異があるので、これらのことを考慮して適切な諸管理を行う。

ただし、放射性物質を密封して取り扱い又は貯蔵し、汚染のおそれのない区域は、外部放射線のみの管理を行う。

### 2.2.1 管理区域の区分

管理区域は、外部放射線に係る線量率の高低、空気中の放射性物質の濃度、床等の表面の放射性物質の密度に起因する汚染の高低等を勘案して、第2.2-1表に示すように、グリーン区域、イエロ区域及びレッド区域に区分する。さらに、グリーン区域及びイエロ区域は、外部放射線に係る線量率の高低に応じ区分し管理する。これら区域間において段階的な出入管理を行うことによって管理区域へ立ち入る者の被ばく管理等が容易かつ確実に行えるようにする。



### 2.2.2 遮 蔽

放射線業務従事者を外部被ばくから防護するため、関係各場所への立入りの頻度、立入時間等を考慮して、第2.2-2表のように管理区域の遮蔽設計に係る基準線量率を定め、これらの基準に適合するように遮蔽設計を行う。

遮蔽については、添付書類五「1.2 放射線の遮蔽に関する設計」に示す。

第2.2-2表に示す時間は、毎週必ず立ち入る時間を示すものではなく、立入りに対する制限は、線量率、作業に要する時間、個人の線量等を考慮して決定する。

#### 2.2.4 線量当量率等の測定

放射線業務従事者等の線量の管理が、容易かつ確実に出来るようにするため、屋内モニタリング設備及び放射線サーベイ機器により、管理区域の放射線レベル等の状況を把握する。

また、管理区域における外部放射線に係る線量当量率等を放射線業務従事者が安全に認識できる場所に表示する。

##### (1) 外部放射線に係る線量当量率の測定

###### a. エリアモニタによる測定

管理区域の外部放射線に係る線量を把握するため、管理区域の主要場所について外部放射線に係る線量当量率を測定し、放射線レベルがあらかじめ設定された値以上になると、制御室及び必要な箇所において警報を発する。

エリアモニタの主な設置場所は、添付書類五「6. 放射線管理施設」に示す。

###### b. サーベイメータによる測定

放射線業務従事者等の立入頻度及び被ばくの可能性を考慮し、必要な箇所については、定期的及び必要の都度サーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。

サーベイメータとしては、次のものを使用する。

ガンマ線用サーベイメータ

中性子線用サーベイメータ

##### (2) 空気中の放射性物質の濃度の測定

###### a. ダストモニタによる測定

管理区域の空気中の放射性物質の濃度を把握するため、管理区域の主要場所について空気中の放射性物質の濃度を測定し、放射能レベルがあ

らかじめ設定された値以上になると、制御室及び必要な箇所において警報を発する。

ダストモニタの主な設置場所は、添付書類五「6. 放射線管理施設」に示す。

#### b. サンプルング法による測定

放射線業務従事者等の立入頻度及び汚染のおそれを考慮し、必要な箇所については、サンプルング法により空気中の放射性物質の濃度の測定を定期的及び必要の都度行う。

#### (3) 表面の放射性物質の密度の測定

放射線業務従事者等が頻繁に立ち入る箇所について、サーベイ法又はスミヤ法により、床、壁その他の触れるおそれのある物の表面の放射性物質の密度の測定を定期的及び必要の都度行う。

サーベイメータとしては、次のものを使用する。

アルファ線用サーベイメータ

ベータ線用サーベイメータ

## 2.2.5 人の出入管理等

### (1) 管理区域への立入制限

管理区域への立入りは、あらかじめ指定された者で、かつ、必要な場合に限るものとする。

管理区域への立入制限は、出入管理室において行う。

### (2) 出入管理の原則

- a. 管理区域の人の出入りについては、出入管理室において確認し記録する。
- b. 管理区域に立ち入る者には、所定の被服、個人線量計等を着用させる。
- c. 汚染のおそれのある管理区域から退出する者には、退出モニタ等によって表面汚染検査を行わせる。
- d. 管理区域の人が立ち入る場所であって、外部放射線に係る線量率が高い区域（ $50 \mu\text{Sv/h}$ を超える区域）については、必要に応じて立入りの制限、鍵の管理等を実施し、放射線業務従事者等の線量の低減に努める。
- e. 原則として第2.2-1表に示すレッド区域には、放射線業務従事者等が立ち入らないようにする。

ただし、立入りが必要となった場合には、線量率の低減等の措置を行うとともに、立入りに際しては十分な放射線管理を行う。

- f. 見学者等一時的に立ち入る者が管理区域に立ち入る場合には、放射線業務従事者を同行させ、その指示に従わせる。

### (3) 管理区域での遵守事項

- a. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。
- b. 異常事態の発生又はそのおそれがある事象を発見した場合は、直ちに

必要箇所へ連絡させ、その指示に従わせる。

### 2.2.7 作業管理

管理区域での作業は、放射線業務従事者の不必要な放射線被ばくを防止することを旨として次のように行う。

- (1) 事前に作業環境に応じて防護具類の着用，時間制限等必要な条件を定め，放射線業務従事者の個人被ばく歴を考慮して合理的な作業計画を立てる。

また，必要に応じて事前に作業訓練を行う。

- (2) 作業中には，必要に応じ，外部放射線に係る線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し，必要な場合には，一時的遮蔽の使用，除染等を行い，作業環境の保全に努める。
- (3) 請負業者の作業管理については，当社放射線業務従事者に準じて行うほか，立会等により指導監督を行う。

### 2.3 周辺監視区域の管理

「廃棄物管理事業規則」（第27条）の規定に基づき、周辺監視区域は人の居住を禁止し、境界に柵又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立入りを制限する。

周辺監視区域は、「線量告示」（第1条）に定められた外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度以下に保つ。

具体的には、外部放射線に係る線量については、管理区域の外側において、3月間について $1.3\text{mSv}$ を超えないよう管理する。空気中の放射性物質の濃度については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに、放射性物質の濃度の高い空気が管理区域から容易に流出することのないよう換気設備を管理する。

また、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度については、「2.2 管理区域の管理」に述べたように人及び物品の出入管理を十分に行う。

これら基準を満足していることを確認するために、周辺監視区域内において定期的に外部放射線に係る線量当量の測定を行い、必要に応じて放射線サーベイを行う。

周辺監視区域外において、「線量告示」（第2条及び第8条）に定められた線量限度及び濃度限度以下になるよう管理する。

## 2.4 個人被ばく管理

放射線業務従事者の個人被ばく管理は、常に線量当量を測定し、線量の評価を行うとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

### (1) 管理区域立入り前の措置

放射線業務従事者に対しては、あらかじめ次のような措置を講ずる。

- a. 放射線防護に関する教育及び訓練を行う。
- b. 被ばく歴及び健康診断結果を調査し、問題のないことを確認する。

### (2) 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量は、「線量告示」(第5条及び第7条)に定められた線量限度を超えないようにする。

### (3) 線量の管理

放射線業務従事者の線量が、線量限度を超えないように以下の管理を行う。

#### a. 外部被ばくに係る線量当量の測定

- (a) 放射線業務従事者には、管理区域において、個人線量計を着用させ、外部被ばくに係る線量当量の積算値を日ごと及び定期的に測定する。

また、見学者等一時的に立ち入る者には、個人線量計により、その都度外部被ばくに係る線量当量の測定を行う。

- (b) 特殊な作業に従事する者に対しては、その作業に応じて適切な個人線量計を着用させ、線量当量の測定を行う。

#### b. 内部被ばくによる線量の評価

内部被ばくによる線量の評価は、作業環境の空気中の放射性物質の濃度を測定することにより行い、また、必要に応じてホールボディカウンタ等による測定を行う。



c. 線量評価結果の通知及び記録

(a) 線量当量測定結果は、定期的に評価、記録するとともに、以後の放射線管理及び健康管理に反映させる。

(b) 線量評価結果は、本人に通知する。

(4) 健康管理

a. 「労働安全衛生規則」（第44条及び第45条）による健康診断のほか「電離放射線障害防止規則」（第56条及び第56条の2）の規定に基づき放射線業務従事者について健康診断を実施し、常にその健康状態を把握する。

b. 健康診断結果及び線量評価結果による医師の勧告等を考慮し、必要ある場合は、保健指導及び就業上の措置を講ずる。

c. 廃棄物管理施設内において放射線障害が発生した場合、又はそのおそれのある場合は、必要な応急措置をとる。

(5) 請負業者の個人被ばく管理

請負業者の放射線業務従事者の個人被ばく管理については、当社放射線業務従事者に準じて扱う。

## 2.5 放射性廃棄物の放出管理

貯蔵ピットの収納管及び汚染のおそれのある区域からの排気は、排気フィルタでろ過した後、ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒の排気口から大気中へ放出する。この排気中の放射性物質は、排気モニタリング設備によって連続的に捕集し、放射性物質の濃度の監視及び測定を行う。

また、貯蔵ピットからの冷却空気は、冷却空気出口シャフトの排気口から大気中へ排出する。この冷却空気中に含まれる放射性物質の濃度は極めて低いですが、排気モニタリング設備によって、有意な放出のないことを監視する。

これらの排気モニタリング設備のうち、ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒モニタ及び冷却空気出口シャフトモニタの測定結果は、制御室に指示及び記録するとともに、放射能レベルがあらかじめ設定された値以上になると制御室に警報を発する。

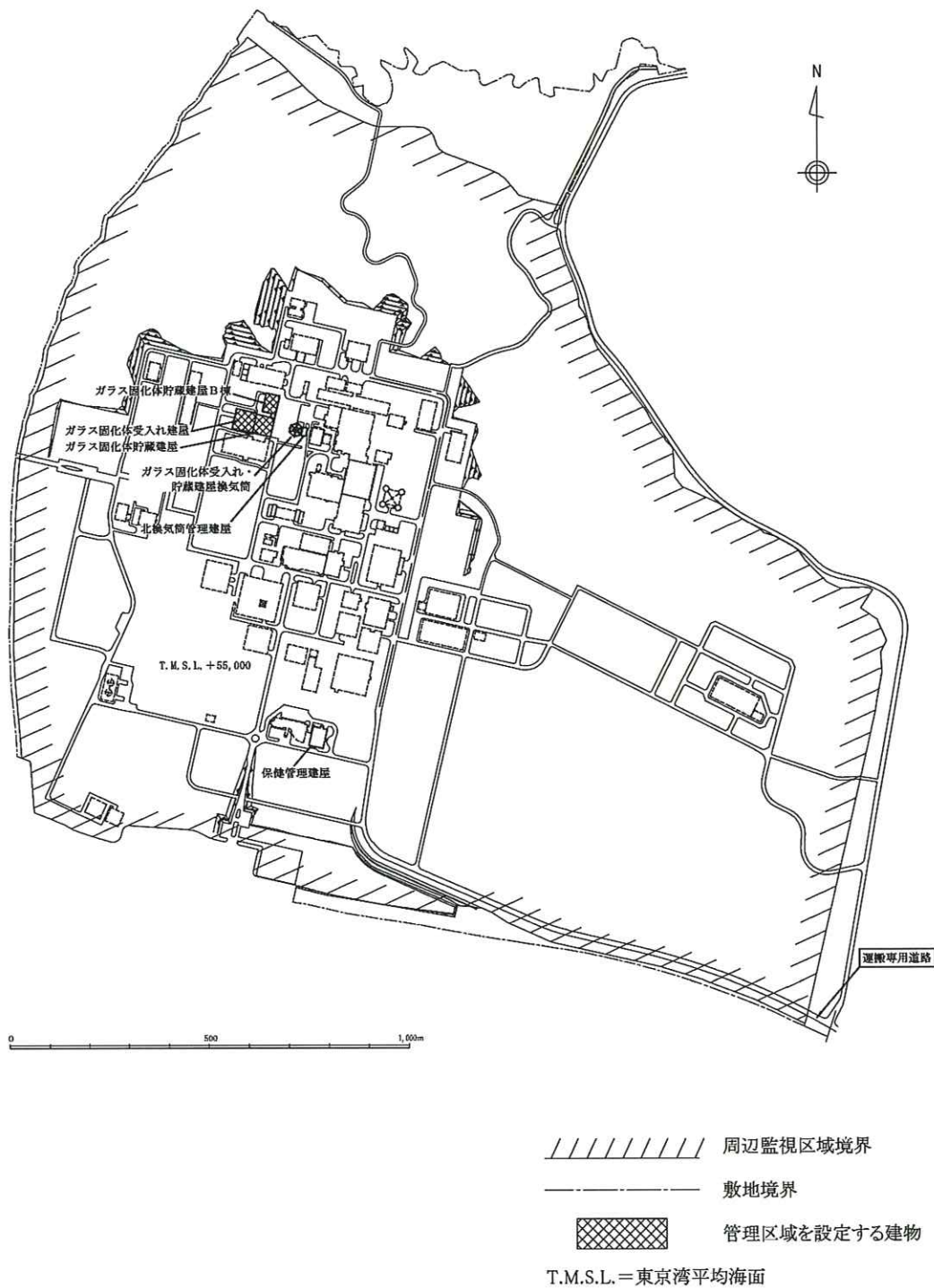
また、測定した放射性物質の濃度及び量又はそれらを換算して得られる被ばく線量を、従業者が安全に認識できる  主要な場所に表示する。

第2.2-1表 管理区域の細区分基準

区 分	基 準
グリーン区域	外部放射線に係る線量率が $500 \mu \text{Sv/h}$ 以下であって、通常作業において、空気中の放射性物質の濃度の3月間の平均値及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「線量告示」(第1条)に定められた濃度又は密度を超えない区域
イエロ区域	外部放射線に係る線量率が $500 \mu \text{Sv/h}$ 以下であって、通常作業において、空気中の放射性物質の濃度の3月間の平均値及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「線量告示」(第6条及び第4条)に定められた濃度又は密度以下である区域
レッド区域	外部放射線に係る線量率が $500 \mu \text{Sv/h}$ を超えるか、空気中の放射性物質の濃度の3月間の平均値又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「線量告示」(第6条及び第4条)に定められた濃度又は密度を超えるおそれのある区域で、通常作業時に人の立ち入りを禁止する区域

第2.2-2表 管理区域の遮蔽設計基準

区 分	基準線量率
I 2 : 週 48 時間以内しか 立ち入らないところ	$\leq 10 \mu \text{Sv} / \text{h}$
I 3 : 週 10 時間程度しか 立ち入らないところ	$\leq 50 \mu \text{Sv} / \text{h}$
I 4 : 週 1 時間程度しか 立ち入らないところ	$\leq 500 \mu \text{Sv} / \text{h}$
I 5 : 通常は立ち入らない ところ	$> 500 \mu \text{Sv} / \text{h}$



第2.1-1図 管理区域及び周辺監視区域図

添付書類六 5. 平常時における公衆の線量評価を以下のとおり補正する。

ページ	行	補正前	補正後
—	—	下記項目を右記のとおり変更する。  5. 平常時における公衆の線量評価	別紙-1のとおり変更する。



## 5. 平常時における公衆の線量評価

廃棄物管理施設に起因する平常時における公衆の線量が、「線量告示」に定められた線量限度を超えないことはもとより、合理的に達成できる限り低いことを評価する。

廃棄物管理施設からの気体廃棄物の推定放出量は、「4.2.2 気体廃棄物の推定放出量」に示すとおりであり、排気口における濃度は放射性アルゴンが、約 $9.9 \times 10^{-6} \text{ Bq} / \text{cm}^3$ で「線量告示」に定められた周辺監視区域外の空気中の濃度限度の五十分の一以下であり、また、放射性ルテニウムが約 $5.7 \times 10^{-9} \text{ Bq} / \text{cm}^3$ 、放射性セシウムが約 $3.4 \times 10^{-11} \text{ Bq} / \text{cm}^3$ で「線量告示」に定められた周辺監視区域外の空気中の濃度限度の百分の一以下であり、十分小さい。しかしながら、ここでは、大気中の拡散により敷地境界外ではさらに希釈され、公衆の線量が無視できるレベルであることを確認する。

なお、本施設からの液体廃棄物の放出はない。

また、本施設からの放射線については、敷地境界外における線量の評価を行う。



## 5.1 気体廃棄物の放出に係る公衆の線量

### 5.1.2 計算のための前提条件

#### (1) 計算に用いる放射性物質の放出量

計算に用いる放射性物質の放出量は「4.2.2 気体廃棄物の推定放出量」に示すとおりである。

#### (2) 放出源の有効高さ

ガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒については、地上高さに周辺の建物及び地形を考慮して、全方向について50mとする。

冷却空気出口シャフトについては、吹上げを考慮せずに地上放出とし、0mとする。

#### (3) 気象条件

気象条件は、現地における平成25年4月から平成26年3月までの1年間の地上10m地点における観測による実測値を使用する。

年平均地表空気中濃度の計算には、第5.1-1表に示す方位別大気安定度別風速逆数の総和を使用する。

#### (4) 地表空気中濃度の計算地点

地表空気中濃度の計算は、冷却空気出口シャフト及びガラス固化体受入れ・貯蔵建屋換気筒を中心として、それぞれ16方位に分割し、各方位の周辺監視区域外について行う。

#### 5.1.4 年平均地表空気中濃度の計算結果

周辺監視区域外について、年平均地表空気中濃度の計算を行った結果、放射性アルゴンについて濃度が最大となるのは、排気口からWNW方向約550mの地点であり、その値は約 $7.8 \times 10^{-9}$  Bq /  $\text{cm}^3$ である。

また、放射性ルテニウム及び放射性セシウムについて濃度が最大となるのは、排気口からWNW方向約900mの地点であり、その値は放射性ルテニウムが約 $1.5 \times 10^{-13}$  Bq /  $\text{cm}^3$ 、放射性セシウムが約 $8.8 \times 10^{-16}$  Bq /  $\text{cm}^3$ である。

これらの値を「線量告示」に定められた周辺監視区域外の空気中の濃度限度と比較すると、放射性アルゴンが五万分の一以下、放射性ルテニウム及び放射性セシウムが一千万分の一以下であり、極めて小さい。

### 5.1.5 気体廃棄物の放出に係る公衆の線量の計算結果

公衆の線量は、周辺監視区域外の空気中の濃度限度に対する割合が五万分の一以下である放射性アルゴンについて、以下のとおり計算した。

なお、廃棄物管理施設は、ガラス固化体を管理する施設という特徴から、ガラス固化体の固化ガラス自体が放射性物質を閉じ込めており、さらに、ステンレス鋼製の容器内に閉じ込められている。よって、廃棄物管理施設からの気体廃棄物の放出に係る公衆の線量については、放射性希ガスからの外部被ばくが代表的な被ばく経路となる。

線量の計算は、敷地境界外の年平均地表空気中濃度が最大となる地点に居住する人を対象とし、最大濃度のサブマージョンによる1年間の外部被ばくを仮定した。

#### (1) 放射性希ガスからの外部被ばくに係る実効線量の計算式

実効線量は、以下の式により計算する。

$$D_1 = K_1 \cdot \bar{\chi}_1$$

ここで、

$D_1$  : 放射性希ガスからの外部被ばくに係る実効線量  
(m S v / y)

$K_1$  : 空気中濃度あたりの実効線量係数<sup>(12)</sup>  
(放射性アルゴン :  $5.3 \times 10^{-6} \times 365$ ) (  $\frac{\text{m S v} / \text{y}}{\text{B q} / \text{m}^3}$  )

$\bar{\chi}_1$  : 年平均地表空気中濃度  
(放射性アルゴン :  $7.8 \times 10^{-3}$ ) (B q / m<sup>3</sup>)

#### (2) 実効線量の計算結果

放射性希ガスからの外部被ばくに係る公衆の実効線量は、年間約  $1.5 \times 10^{-5}$  m S v である。なお、放射性ルテニウム及び放射性セシウムの線量は、放射性アルゴンに比べて小さい。

## 5.2 施設からの放射線による公衆の線量

### 5.2.1 計算方法の概要

廃棄物管理施設からの放射線による公衆の線量は、施設に收容されている線源が放出する放射線が直接的に、又は、空気中で散乱されて施設周辺に到達してくる直接線及びスカイシャイン線による線量について評価する。廃棄物管理施設からの直接線及びスカイシャイン線による公衆の線量の評価に当たっては、敷地境界と周辺監視区域境界がほぼ一致しているので、線量の計算上厳しい評価結果を与える周辺監視区域境界について計算し、その値を敷地境界外における線量として扱う。計算地点は、ガラス固化体貯蔵建屋、ガラス固化体貯蔵建屋B棟及びガラス固化体受入れ建屋からそれぞれ最短となる周辺監視区域境界とし、各建屋からの直接線及びスカイシャイン線による線量を足し合わせた実効線量及び皮膚の等価線量を評価する。

なお、眼の水晶体の等価線量は、ガンマ線については皮膚の等価線量と同程度<sup>(11)</sup>であること、中性子線については皮膚及び眼の水晶体の等価線量はいずれも実効線量<sup>(11)</sup>を下回り実効線量の値を皮膚及び眼の水晶体の等価線量の値として扱えることから、皮膚の等価線量を評価することにより、眼の水晶体についても等価線量限度を十分下回ることを確認する。

## 5.2.2 計算のための前提条件

### (1) 線源

線源としては、ガラス固化体貯蔵建屋及びガラス固化体貯蔵建屋B棟の貯蔵ピットの収納管内のガラス固化体（2,880本）及びガラス固化体受入れ建屋の輸送容器一時保管区域内のガラス固化体を収納した輸送容器22基とする。

ガラス固化体の線源強度及びエネルギースペクトルは、添付書類五「1.2.4 遮蔽設計に用いる線源強度」に示した値を用いる。ガラス固化体を収納した輸送容器の線源強度は、輸送容器表面から1m離れた位置での線量当量率を $100\mu\text{Sv/h}$ とし、エネルギースペクトルとしては線量の計算上厳しい評価結果を与えるように、高エネルギーの二次ガンマ線を考慮して8MeVのガンマ線を用いて設定する。

### (2) 計算地点

線量の計算は、第5.1-1図に示す周辺監視区域境界のうち、ガラス固化体貯蔵建屋、ガラス固化体貯蔵建屋B棟及びガラス固化体受入れ建屋からの距離がそれぞれ最短となる地点について行う。

計算に用いる各建屋から計算地点までの距離は、ガラス固化体貯蔵建屋から550m、ガラス固化体貯蔵建屋B棟から550m、ガラス固化体受入れ建屋から500mとする。

### 5.2.3 線量の計算方法<sup>(1) (2)</sup>

#### (1) ガラス固化体貯蔵建屋及びガラス固化体貯蔵建屋B棟

ガラス固化体を収納する貯蔵ピットは、ガラス固化体貯蔵建屋及びガラス固化体貯蔵建屋B棟の地下に設置するため、貯蔵ピット内のガラス固化体からの直接線による線量は無視できるので、貯蔵ピットからのスカイシャイン線による線量について評価する。

また、スカイシャイン線による線量については貯蔵区域内の全ガラス固化体を線源とし、その配置形状を考慮した均質・無限平板にモデル化し、一次元輸送計算コード (ANISN)<sup>(3)</sup> により建屋屋上における放射線束を計算する。この結果を一回散乱計算コード (G-33)<sup>(4)</sup> 又は二次元輸送計算コード (DOT)<sup>(5)</sup> に入力して計算地点における放射線束を算出する。

冷却空気入口シャフト及び冷却空気出口シャフトから漏洩する放射線に係るスカイシャイン線による線量については、貯蔵区域内の全ガラス固化体を線源とし、二次元輸送計算コード (DOT)<sup>(5)</sup> によりシャフト先端部における放射線束を計算する。ガラス固化体貯蔵建屋B棟については、冷却空気出口シャフトの構造を考慮し、ガラス固化体貯蔵建屋B棟の冷却空気出口シャフトから漏洩する放射線束を計算する。計算に用いる線源等の形状の概要図を第 5.1-2 図に示す。この結果を一回散乱計算コード (G-33)<sup>(4)</sup> 又は二次元輸送計算コード (DOT)<sup>(5)</sup> に入力して計算地点における放射線束を算出する。

計算地点における放射線束の算出に当たっては、遮蔽体として、線源をとり囲むコンクリート壁 (密度  $2.15 \text{ g/cm}^3$ ) を考慮する。

なお、シャフト先端部における放射線束の計算に当たっては、複数の領域に分割して二次元輸送計算コード (DOT)<sup>(5)</sup> による接続計算を行う

ことにより求める。

計算地点におけるガンマ線に係る放射線束から実効線量の算出には、二次元輸送計算コード(DOT)<sup>(5)</sup>については国際放射線防護委員会(以下「ICRP」という。)のPublication<sup>(11)</sup> 74の換算係数及び平成12年科学技術庁告示第5号(別表第5)の換算係数を、一回散乱計算コード(G-33)<sup>(4)</sup>についてはICRPのPublication<sup>(8)</sup> 51の換算係数及び実効換算係数<sup>(9), (10)</sup>を用いる。

また、計算地点におけるガンマ線に係る放射線束から皮膚の等価線量の算出には、二次元輸送計算コード(DOT)<sup>(5)</sup>についてはICRPのPublication<sup>(11)</sup> 74の換算係数を、一回散乱計算コード(G-33)<sup>(4)</sup>についてはICRPのPublication<sup>(8)</sup> 51の換算係数及び実効換算係数<sup>(9), (10)</sup>を用いる。

なお、ガンマ線については、実効線量の値は実効線量当量の値を下<sup>(11)</sup>回ることから、実効線量当量で算出されたものについては、実効線量当量の値を実効線量の値として扱う。

また、皮膚の等価線量については、算出された皮膚の吸収線量及び皮膚の組織線量当量を皮膚の等価線量として扱う。

計算地点における中性子の放射線束から実効線量の算出には、平成12年科学技術庁告示第5号(別表第6)の換算係数を用いる。中性子による皮膚の等価線量については、皮膚の等価線量の値は実効線量の値を下<sup>(11)</sup>回ることから、実効線量の値を皮膚の等価線量の値として扱う。

## (2) ガラス固化体受入れ建屋

輸送容器一時保管区域のガラス固化体を収納した輸送容器からの直接線は、輸送容器内ガラス固化体を均質球にモデル化し、輸送容器基数(22基)を考慮して点減衰核計算コード(QAD)<sup>(6), (7)</sup>により計算地点における放射線束を算出する。

また、スカイシャイン線については、上記のモデル化に基づき、点減衰核計算コード (QAD)<sup>(6) (7)</sup> 及び一回散乱計算コード (G-33)<sup>(4)</sup> を適切に組み合わせて計算地点における放射線束を算出する。

計算地点における放射線束の算出に当たっては、遮蔽体として、線源をとり囲むコンクリート壁 (密度  $2.15 \text{ g/cm}^3$ ) を考慮する。

計算地点におけるガンマ線に係る放射線束から実効線量及び皮膚の等価線量の算出には、ICRPのPublication 51<sup>(8)</sup> の換算係数及び実効換算係数<sup>(9) (10)</sup> を用いる。

なお、ガンマ線については、実効線量の値は実効線量当量の値を下<sup>(11)</sup> 回ることから、実効線量当量で算出された値を実効線量の値として扱う。

また、皮膚の等価線量については、算出された皮膚の組織線量当量を皮膚の等価線量として扱う。



#### 5.2.4 計算結果

廃棄物管理施設からの直接線及びスカイシャイン線による周辺監視区域外の線量の計算を行った結果、第5.1-1図に示す地点で最大となり、その実効線量及び皮膚の等価線量は、いずれも年間約  $8 \times 10^{-3} \text{ mSv}$  である。

### 5.3 線量評価結果

廃棄物管理施設からの直接線及びスカイシャイン線による周辺監視区域外の実効線量及び皮膚の等価線量の計算を行った結果、その値は、いずれも年間約 $8 \times 10^{-3} \text{ mSv}$ であり、また、放射性物質の放出に係る実効線量は年間約 $1.5 \times 10^{-5} \text{ mSv}$ である。

したがって、平常時における公衆の実効線量は、放射性物質の放出に係る実効線量並びに施設からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量を足し合わせても十分小さく、「線量告示」に定められた線量限度を超えないことはもとより、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）」において定める線量目標値（実効線量で $50 \mu \text{ Sv/y}$ ）を十分下回る。また、皮膚の等価線量についても、「線量告示」に定められた線量限度を十分に下回る。眼の水晶体の等価線量は、皮膚の等価線量と同程度であり、「線量告示」に定められた線量限度を十分に下回る。

以上のように、本施設に起因する平常時における公衆の線量は、合理的に達成できる限り十分に低い。

#### 5.4 参考文献一覧

- (1) 日本原子力学会. ガンマ線遮蔽設計ハンドブック. 日本原子力学会, 1988.
- (2) ガンマ線スカイシャインの線量評価に関する研究成果報告会予稿集. 原子力安全研究協会, 1979.
- (3) W. W. Engle, Jr.. A Users Manual for ANISN, A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering. K-1693, Union Carbide Corporation. 1967.
- (4) M. L. Couchman ; G. H. Anno. G-33 CODE. Nuclear Utility Service, 1965, NUS-TM-NA-42.
- (5) W. A. Rhoades. et al. The DOT III Two-dimensional Discrete Ordinates Transport Code. Oak Ridge National Laboratory, 1973, ORNL-TM-4280.
- (6) R. E. Malenfant. QAD: A Series of Point Kernel General Purpose Shielding Programs. Oak Ridge National Laboratory, 1967, LA-3573.
- (7) Y. Sakamoto ; S. tanaka. QAD-CGGP2 AND G33-GP2:REVISION OF QAD-CGGP AND G33-GP (CODES WITH THE CONVERSION FACTORS FROM EXPOSURE TO AMBIENT AND MAXIMUM DOSE EQUIVALENTS), 1990, JAERI-M90-110.
- (8) ICRP. Data for Use in Protection Against External Radiation. 1987, ICRP Publication 51.
- (9) 田中俊一, 鈴木友雄. 放射線障害防止法の新技術基準に基づく光子の線量当量の計算方法(1)－遮蔽計算における空気吸収線量から線量当量への換算係数－. 日本アイソトープ協会, 1989, Radioisotopes, 38,

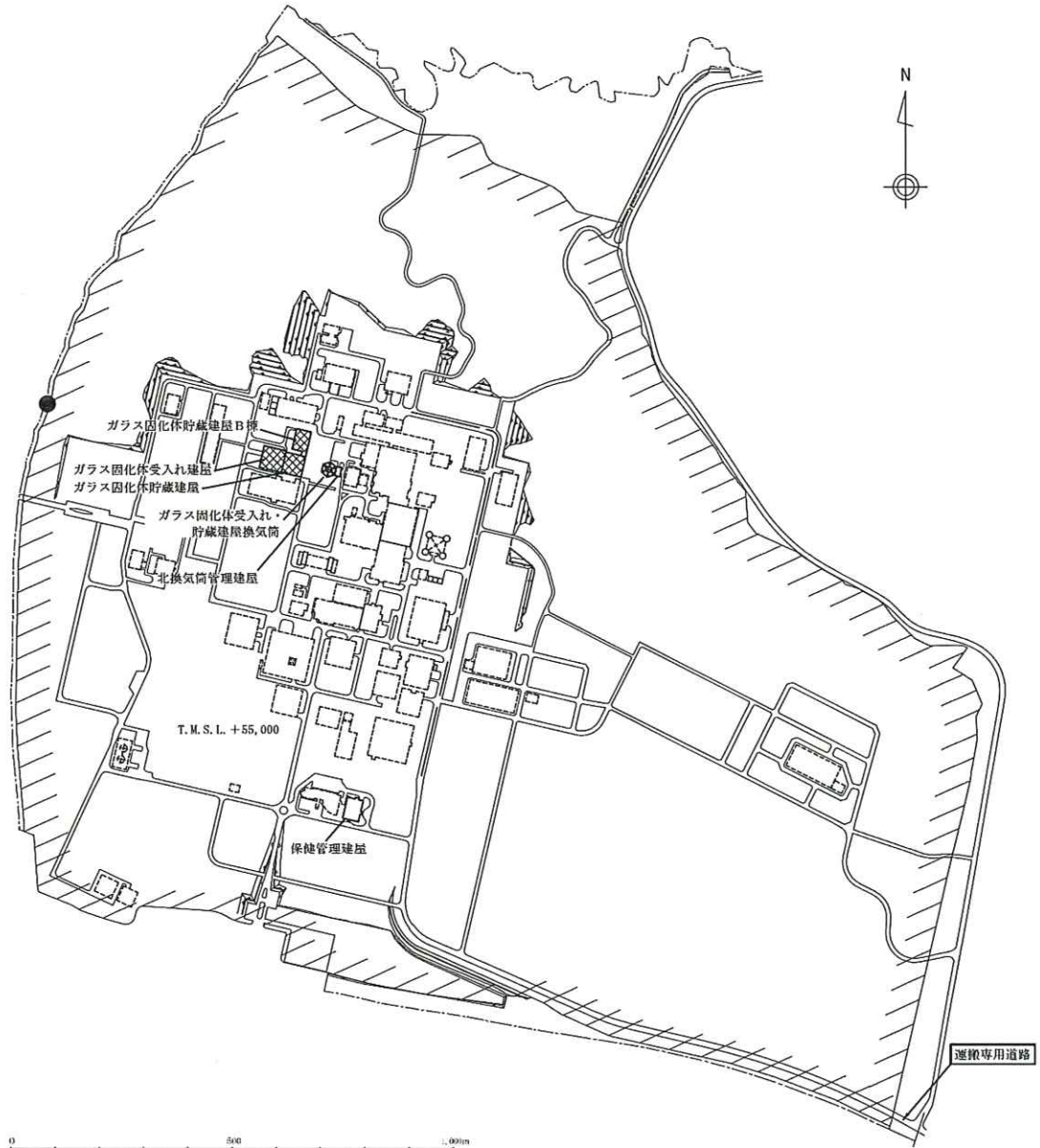
90-100.

- (10) 原子力安全技術センター. 放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル. 1989.
- (11) ICRP. Conversion Coefficients for use in Radiological Protection Against External Radiation. 1996, ICRP Publication 74.
- (12) ICRP. Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients. 1996, ICRP Publication 72.

第5.1-1表 方位別大気安定度別風速逆数の総和

(標高 69m, 地上高 10m) (s / m)

大気安定度 計算地点の方位	A	B	C	D	E	F
N	2.04	34.01	0.28	92.86	3.84	77.55
NNE	1.44	36.11	7.66	97.50	5.90	76.97
N E	3.04	21.95	5.76	93.87	6.92	70.87
E NE	1.27	16.81	5.89	129.42	17.87	89.26
E	2.54	14.29	25.04	255.73	16.13	79.70
E SE	0.67	21.22	41.73	249.84	14.87	72.85
S E	0.00	15.51	20.07	146.27	17.46	91.57
S SE	0.00	16.83	4.64	51.92	4.60	62.86
S	0.00	6.12	1.77	40.61	1.93	33.50
S SW	0.00	6.23	1.47	39.30	0.00	32.48
S W	1.01	3.29	3.02	25.70	0.00	14.15
W SW	1.12	19.30	12.62	100.96	1.41	15.51
W	3.80	34.65	36.22	222.59	7.83	39.56
W NW	1.72	48.36	28.49	261.63	11.33	88.65
N W	2.33	10.99	1.70	80.16	0.96	50.47
NNW	0.84	17.51	0.00	39.46	0.48	54.07



- //// 周辺監視区域境界
- 敷地境界
- 線量計算地点
- T.M.S.L.=東京湾平均海面

第5.1-1図 線量計算地点

(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

平成4年4月3日付け4安第91号をもって事業の許可を受け、その後、平成15年12月8日付け平成13・07・30原第9号をもって変更の許可を受けた廃棄物管理事業変更許可申請書の添付書類七の記述のうち、下記内容を変更する。

### 記

#### 1. 安全評価に関する基本方針

##### 1.1 基本的考え方

##### 1.2 想定事象の選定

[内容変更及び名称を設計最大評価事故に変更]

##### 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

[追加]

### 1.3 参考文献一覧

〔内容変更及び番号を 1.4 に変更〕

## 2. ガラス固化体の取扱い中の落下による損傷事象

〔内容変更及び番号を 1.3 に変更〕

### 2.1 事象の説明及び防止対策

〔内容変更及び番号を 1.3.1 に変更〕

#### 2.1.1 事象の説明

〔削除〕

#### 2.1.2 防止対策

〔削除〕

### 2.2 事象経過の解析

〔内容変更及び番号を 1.3.2 に変更〕

#### 2.2.1 解析条件

〔削除〕

#### 2.2.2 解析結果

〔削除〕

### 2.3 線量当量の評価

〔内容変更, 番号を 1.3.3 に変更及び名称を実効線量の評価に変更〕

#### 2.3.1 解析前提

〔削除〕

#### 2.3.2 解析方法

〔削除〕

#### 2.3.3 評価結果

〔削除〕

## 2.4 参考文献一覧

[削除]

## 3. その他

[削除]

### 3.1 地震, 台風, 浸水, 火災等の外部要因

[削除]

### 3.2 参考文献一覧

[削除]

表

第 2.2-1 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

[番号を第 1.3-1 表に変更]

第 2.2-2 表 ガラス固化体落下損傷時の放射性物質の放出量

[番号を第 1.3-2 表に変更]

第 2.3-1 表 吸入摂取による線量当量換算係数 ( $H_{50}$ )

[番号を第 1.3-3 表に変更及び名称を吸入摂取による実効線  
量換算係数 ( $H_{50}$ ) 変更]

図

第 2.2-1 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  
〔番号を第 1.3-1 図に変更〕

## 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<sup>(1)(2)</sup>。

#### (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。

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<sup>(4)</sup>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<sup>(5)</sup>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。

##### 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砕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 $3.5 \times 10^{14}$  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、添付書類五第1.6-2表の条件で、ORIGEN<sup>(6)</sup> <sup>(7)</sup>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9m）から落下したとして $7 \times 10^{-4}$  wt%<sup>(8)</sup>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<sup>(9)</sup><sup>(10)</sup><sup>(11)</sup> 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、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、<sup>(12)</sup> 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<sup>(13)</sup>と上部空間容積<sup>(14)</sup>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 ( $\chi/Q$ ) 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  $3.33 \times 10^{-4} m^3 / s$  <sup>(15)</sup> を用いる。

$\chi / Q$  : 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 <sup>(16)</sup> <sup>(17)</sup> 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  $1.5 \times 10^{-5}$  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。

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

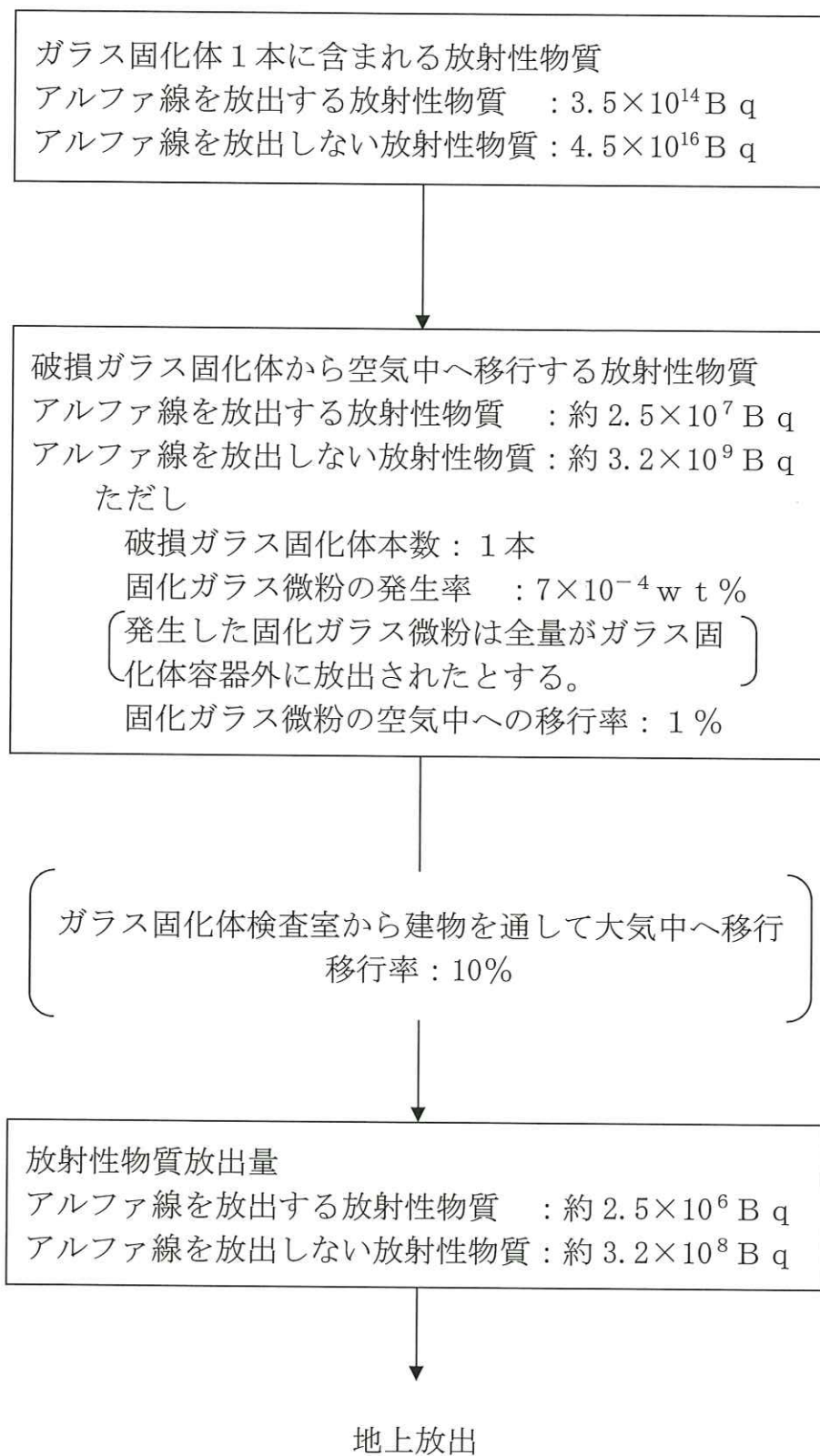
核種	放射性物質の量 (Bq)
Sr-90	$7.4 \times 10^{15}$
Y-90	$7.4 \times 10^{15}$
Ru-106	$8.5 \times 10^{14}$
Cs-134	$2.1 \times 10^{15}$
Cs-137	$1.1 \times 10^{16}$
Ce-144	$5.0 \times 10^{14}$
Pm-147	$3.1 \times 10^{15}$
Eu-154	$7.2 \times 10^{14}$
Eu-155	$3.1 \times 10^{14}$
Np-237	$4.2 \times 10^{10}$
Pu-238	$2.2 \times 10^{12}$
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	$5.2 \times 10^7$
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	$3.4 \times 10^{-7}$
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