

【公開版】

提出年月日	令和2年3月16日	R9
日本原燃株式会社		

M O X 燃 料 加 工 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

廃棄施設の容量等の変更

## 目 次

- 1 章 廃棄施設の容量等の変更の概要，変更に伴う設計方針等
  - 1. 変更の概要
    - 1. 1 低レベル廃液処理設備の貯槽容量の変更
    - 1. 2 共用する再処理施設の低レベル固体廃棄物貯蔵設備の第2低レベル廃棄物貯蔵系の最大保管廃棄能力の変更
  - 2. 規則への適合性
    - 2. 1 第3条（遮蔽等）への適合性
    - 2. 2 第17条（廃棄施設）への適合性
  - 3. 変更に伴う設計の基本方針等
  
- 2 章 補足説明資料

# 1章 廃棄施設の容量等の変更の概要，変更に伴う設計方針等

## 1. 変更の概要

### 1. 1 低レベル廃液処理設備の貯槽容量の変更

設計上定める条件より厳しい条件の下において含水率の逸脱が想定される混合機がMOX粉末及び添加剤のいかなる組合せの過剰投入を想定した場合においても臨界が発生することがないようにした均一化混合機の容積変更による分析件数の増加に伴い、分析設備から低レベル廃液処理設備に受け入れる廃液の発生量が増加した。

また、新規規制基準への適合として追加した設備の制御盤による機器発熱量の増加等を踏まえてローカルクーラを増設したことにより、管理区域内で発生する空調機器ドレン水等の廃液の発生量も増加した。

上記を踏まえ、放射性廃棄物の処理能力を向上させるため、既許可申請書の本文に記載されている検査槽の貯槽容量を約 $5\text{ m}^3 \times 2$ 基及び約 $1.5\text{ m}^3 \times 2$ 基から約 $10\text{ m}^3 \times 2$ 基及び約 $2\text{ m}^3 \times 2$ 基に、廃液貯槽の貯槽容量を約 $15\text{ m}^3 \times 3$ 基から約 $22\text{ m}^3 \times 3$ 基に増強することに加え、吸着処理装置の処理能力を約 $0.2\text{ m}^3/\text{d}$ から約 $0.5\text{ m}^3/\text{d}$ に変更する。

## 1. 2 共用する再処理施設の低レベル固体廃棄物貯蔵設備の第2低レベル廃棄物貯蔵系の最大保管廃棄能力の変更

放射性廃棄物の保管廃棄能力を確実に確保する観点から、共用する再処理施設の低レベル固体廃棄物貯蔵設備の第2低レベル廃棄物貯蔵系（以下「第2低レベル廃棄物貯蔵系」という。）の最大保管廃棄能力を約50,000本から約55,200本（200Lドラム缶換算の本数，以降同様）に変更する。

## 2. 規則への適合性

本変更に伴い、線量評価が必要とされる以下の条文について適合性を示す。

【補足説明資料1-1】

### 2. 1 第3条（遮蔽等）への適合性

（遮蔽等）

第三条 安全機能を有する施設は、通常時において加工施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の線量が十分に低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものでなければならない。

2 安全機能を有する施設は、工場等内における放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。

一 管理区域その他工場等内の人が立ち入る場所における線量を低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものとする。

二 放射線業務従事者が設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。

適合のための設計方針

第1項について

加工施設における、主要な建物は、周辺監視区域外の線量及び放射線業務従事者の線量が、「核原料物質又は核燃料物質の精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。)に定める線量限度を超えないようにすることはもとより、公衆の線量及び従事者の立ち入る場所における線量が、合理的に達成できる限り低くなるように設計する。

安全機能を有する施設は、通常時において加工施設から直接線及びスカイシャイン線による事業所周辺の線量が十分に低減できるように、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)を参考に、遮蔽そのた適切な措置を講じた設計とする。

## 第2項について

安全機能を有する施設は、事業所内における放射線障害を防止する必要がある場合には、管理区域その他事業所内の人が立ち入る場所に対して、遮蔽計算に用いられる線源、遮蔽体の形状及び材質、計算誤差等を考慮し、十分な安全裕度を見込んだ遮蔽設計の基準となる線量率を適切に設定するとともに、管理区域を線量率に応じて、適切に区分し、当該場所における線量を低減できるよう、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講ずる設計とする。また、放射線を遮蔽するための壁等に、開口部又は配管等の貫通部があるものに対しては、壁等の外側の線量率が遮蔽設計の基準となる線量率を満足するよう、必要に応じ、放射線漏えい防止措置を講ずる設計とする。

安全機能を有する施設は、事業所内における放射線障害を防止する必要がある場合には、放射線業務従事者が設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができる設計とする。

## 2. 2 第17条（廃棄施設）への適合性

（廃棄施設）

第十七条 加工施設には、通常時において、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、加工施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する廃棄施設（安全機能を有する施設に属するものに限り、放射性廃棄物を保管廃棄する設備を除く。）を設けなければならない。

2 加工施設には、放射性廃棄物を保管廃棄するために必要な容量を有する放射性廃棄物の保管廃棄施設（安全機能を有する施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

廃棄施設（安全機能を有する施設に属するものに限り、放射性廃棄物を保管廃棄する設備を除く。）は、通常時において、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、「発電用軽水炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力委員会決定）において定める線量目標値（50マイクロシーベルト／年）（以下「線量目標値指針」という。）を参考に、公衆の線量を合理的に達成できる設計とする。

第2項について

保管廃棄施設（安全機能を有する施設に属するものに限る。）は、放射性廃棄物を保管廃棄するために必要な容量を有する設計とする。

### 3. 変更に伴う基本設計方針等

#### 3. 1 設計の基本方針

##### 3. 1. 1 加工施設の一般構造

###### (1) 放射線の遮蔽に関する構造

加工施設における主要な建物は、周辺監視区域外の線量及び放射線業務従事者の線量が、「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。）に定める線量限度を超えないようにすることはもとより、公衆の線量及び従事者の立ち入る場所における線量が、合理的に達成できる限り低くなるように設計する。

###### (2) その他主要な構造

###### ① 遮蔽等

安全機能を有する施設は、通常時において加工施設からの直接線及びスカイシャイン線による事業所周辺の線量が十分に低減できるよう、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（平成元年 3 月 27 日原子力安全委員会了承）を参考に、遮蔽その他適切な措置を講じた設計とする。

安全機能を有する施設は、事業所内における放射線障害を防止する必要がある場合には、管理区域その他事業所内の人が立ち入る場所に対して、遮蔽計算に用いられる線源、遮蔽対の形状及び材質、計算誤差等を考慮し、十分な安全裕度を見込んだ遮蔽設計の基準となる線量率を適切に設定するとともに、管理区域を線量率に応じて適切に区分し、当該場所における線量を低減できるよう、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、

遠隔操作，放射性物質の漏えい防止，換気等，所要の放射線防護上の措置を講ずる設計とする。また，放射線を遮蔽するための壁等に，開口部又は配管等の貫通部があるものに対しては，壁等の外側の線量率が遮蔽設計の基準となる線量率を満足するよう，必要に応じ，放射線漏えい防止措置を講ずる設計とする。

安全機能を有する施設は，事業所内における放射線障害を防止する必要がある場合には，放射線業務従事者が設計基準事故時において，迅速な対応をするために，必要な操作ができる設計とする。

## ②廃棄施設

廃棄施設（安全機能を有する施設に属するものに限り，放射性廃棄物を保管廃棄する設備を除く。）は，通常時において，周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質濃度を十分に低減できるよう，「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日原子力委員会決定）において定める線量目標値（50 マイクロシーベルト／年）（以下「線量目標値指針」という。）を参考に，公衆の線量を合理的に達成できる設計とする。

保管廃棄施設（安全機能を有する施設に属するものに限る。）は，放射性廃棄物を保管廃棄するために必要な容量を有する設計とする。

### 3. 1. 2 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

#### (1) 液体廃棄物の廃棄設備

##### ① 構造

液体廃棄物の廃棄設備は，低レベル廃液処理設備及び廃油保

管室の廃油保管エリアで構成する。

分析設備から発生する廃液，放出管理分析設備から発生する廃液，管理区域内で発生する空調機器ドレン水等は，必要に応じて，低レベル廃液処理設備でろ過等の処理を行い，放射性物質の濃度が線量告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度以下であることを確認した後，排水口から排出する。

なお，油類廃棄物は，所定の容器に封入し廃油保管室の廃油保管エリアで保管廃棄する。

以下に主要な設備及び機器の種類を示す。

建物	設置場所	主要な設備及び機器の種類
燃料加工建屋	液体廃棄物処理室第1室， 液体廃棄物処理第2室，液体廃棄物処理第3室	低レベル廃液処理設備 検査槽 ろ過処理装置 吸着処理装置 廃液貯槽
		オープンポートボックス

② 廃棄物の処理能力

低レベル廃液処理設備の処理能力を以下に示す。

主要な設備及び機器	処理能力又は貯槽容量
低レベル廃液処理設備 検査槽 ろ過処理装置 吸着処理装置 廃液貯槽	約10m <sup>3</sup> ×2台，約2m <sup>3</sup> ×2台 約5m <sup>3</sup> /d 約0.5m <sup>3</sup> /d 約22m <sup>3</sup> ×3台

廃油保管室は，油類廃棄物を200Lドラム缶換算で約100本保管廃棄する能力がある。

【補足説明資料1－2】

③ 排水口の位置

排水口の位置は、低レベル廃液処理設備の排水弁の出口である。

なお、排水口からの排水は、再処理施設の海洋放出管理系を経由して海洋へ放出する。

## (2) 固体廃棄物の廃棄設備

### ① 構造

固体廃棄物の廃棄設備は、廃棄物保管設備（廃棄物保管第1室及び廃棄物保管第2室の廃棄物保管エリア）及び再処理施設の第2低レベル廃棄物貯蔵建屋の低レベル固体廃棄物貯蔵設備の第2低レベル廃棄物貯蔵系で構成する。

管理区域で発生する固体廃棄物は、所定の容器に封入し廃棄物保管設備（廃棄物保管第1室及び廃棄物保管第2室の廃棄物保管エリア）で保管廃棄するか、再処理施設の低レベル固体廃棄物貯蔵設備の第2低レベル廃棄物貯蔵系で保管廃棄する。

### ② 廃棄物の処理能力

廃棄物保管室（廃棄物保管第1室及び廃棄物保管第2室の廃棄物保管エリア）は、固体廃棄物を200 L ドラム缶換算で約2,500本保管廃棄する能力がある。

また、共用する再処理施設の低レベル固体廃棄物貯蔵設備の第2低レベル廃棄物貯蔵系は、固体廃棄物を200 L ドラム缶換算で約55,200本保管廃棄する能力がある。

【補足説明資料1－6】

### 3. 1. 2 加工施設における放射線の管理に関する事項

#### (1) 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法

##### ① 放射線防護に関する基本方針

放射線被ばくの管理に当たっては、原子炉等規制法及び労働安全衛生法を遵守し、管理区域及び周辺監視区域の設定、放射線業務従事者及び管理区域に一時的に立ち入る者の個人被ばく管理、周辺環境における放射線監視等の放射線防護対策を講ずる。

さらに、本施設に起因する公衆の線量及び放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低くすることとする。

##### ② 放射線被ばく管理

###### a. 管理区域の設定及び管理

###### (a) 管理区域の設定

加工施設において、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、線量告示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、管理区域とする。

###### (b) 管理区域の管理

管理区域については、「核燃料物質の加工の事業に関する規則」等に従って、次の措置を講ずる。

- i. 壁、さく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、かぎの管理等の措置を講ずる。

- ii. 管理区域は、放射性物質を密封して取扱う汚染のおそれのない区域と汚染のおそれのある区域に区分する。
- iii. 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。
- iv. 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、線量告示に定められた表面密度限度を超えないようにする。
- v. 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、線量告示に定められた表面密度限度の10分の1を超えないようにする。
- vi. 管理区域の外部放射線に係る線量等量、空気中の放射性物質濃度、床、壁等の表面の放射性物質の密度を定期的に測定する。  
なお、放射性物質を密封して取り扱う汚染のおそれのない区域は、外部放射線に係る線量のみを管理を行う。

#### b. 周辺監視区域の設定及び管理

##### (a) 周辺監視区域の設定

「核燃料物質の加工の事業に関する規則」の規定に基づき、周辺監視区域は、人の居住を禁止し、境界にさく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ち入りを制限する。

##### (b) 周辺監視区域の管理

周辺監視区域は、線量告示に定める管理区域における外部放射

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ものの表面の放射性物質の密度以下に保つ。

これらを満足していることを確認するために，管理区域外において，定期的に積算線量計による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。

### c. 放射線業務従事者等の被ばく管理

放射線業務従事者の個人被ばく管理は，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，身体的状況を把握することによって行う。

### ③ 周辺環境における放射線監視

加工施設の周辺環境における放射線監視として，周辺監視区域境界付近において，空間放射線量及び空気中の放射性物質の濃度を定期的に測定する。

## (2) 放射性廃棄物の廃棄に関する事項

放射性廃棄物の廃棄については，放射性物質の放出に伴う公衆の線量が線量告示に定める線量限度を超えないことはもとより，廃棄施設が，通常時において，周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質濃度を十分に低減できるよう，線量目標値指針において定める線量目標値（50 マイクロシーベルト／年）を参考に，公衆の線量を合理的に達成できる設計であることを確認するため，以下の①及び②のとおり，排気中及び排水中に含まれる放射性物質の年間放出量を算定し，公衆の被ばくを評価する。ただし，放射性物質の年間放出量が十分な安全裕度のある拡散条件

を考慮しても極めて小さくなることが明らかな場合には、線量の評価を要しないものとする。

① 放射性気体廃棄物の放出管理

a. 放射性気体廃棄物の処理

グローブボックス等からの排気及びグローブボックスを設置する部屋等からの排気は、放射性物質を高性能エアフィルタで除去した後、排気筒の排気口から放出する。

b. 放出管理

排気中の放射性物質の放射能レベルは排気モニタリング設備の排気モニタで監視する。

また、排気モニタのろ紙を定期的に回収して放出管理分析設備により放射性物質の濃度を測定する。

c. 排気中の放射性物質による一般公衆の被ばく

排気口から放出される排気中の放射性物質の推定年間放出量を算出し、平常時における一般公衆の線量が十分小さいことを確認する。

(a) 放射性物質量の推定条件

平常時の放射性気体廃棄物の推定年間放出量は、保守側となるように成形施設における最大処理能力155t・HM（プルトニウム富化度18%）の場合の操業条件に基づき評価する。

(b) 核種

推定年間放出量の算出に当たっては、算出に用いる主要核種のプルトニウム組成を、再処理施設で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等の燃料仕様に基づき計算する。以下に計算に使用する燃料仕様を示す。

燃料型式	BWR	PWR
照射前燃料濃縮度	4.0%	4.5%
使用済燃料集合体 平均燃焼度	45GWd/t・U <sub>pr</sub>	
平均比出力	25MW/t・U <sub>pr</sub>	38.5MW/t・U <sub>pr</sub>
原子炉停止時から 再処理までの期間	4年	

(c) 推定年間放出量

放射性気体廃棄物の推定年間放出量は以下に示すとおりである。

推定年間放出量  $4.5 \times 10^4 \text{Bq/年}$  (Pu( $\alpha$ ))<sup>注1)</sup>

$7.8 \times 10^5 \text{Bq/年}$  (Pu( $\beta$ ))<sup>注2)</sup>

注1 Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-242及びAm-241

注2 Pu-241

(d) 排気中の放射性物質による一般公衆の線量

排気口における排気中の放射性物質の濃度は、「平成12年科学技術庁告示第13号」に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度の300分の1以下である。

また、十分安全裕度のある拡散条件を考慮しても、一般公衆の線量は具体的に評価するまでもなく極めて小さい。

② 放射性液体廃棄物の放出管理

a. 放射性液体廃棄物の処理

放射性液体廃棄物の発生源としては、分析設備の分析済液処理装置から発生する廃液等、通常放射性物質が含まれない廃液

として、管理区域内で発生する空調機器ドレン水等がある。

これらの放射性液体廃棄物は、検査槽に受け入れ、必要に応じて、ろ過又は吸着の処理を行い、廃液貯槽へ送液する。

なお、廃液貯槽等では必要に応じ希釈処理を行う。また、廃液貯槽の廃液は必要に応じ、ろ過処理又は吸着処理を行う。

#### b. 放出管理

液体廃棄物の放出に際しては、廃液貯槽で受け入れた廃液の試料採取を行い、放出管理分析設備により放射性物質の濃度を測定し、排水中の放射性物質の濃度が線量告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度以下であることを放出の都度確認した後、排水口から排出する。

#### c. 排水中の放射性物質による公衆の被ばく

排水口から排出される排水中の放射性物質の年間放出量を算出し、平常時における公衆の線量が十分小さいことを確認する。

##### (a) 放射性物質量の推定条件

放射性物質量の推定に当たっては、保守側の評価となるように、排水口から排出される廃液中に含まれる放射性物質の濃度を各核種の線量告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度に対する割合の和が $\boxed{0.5}$ となる濃度とし、プルトニウム富化度は二次混合後の最大富化度である18%として評価する。

【補足説明資料 1 - 2】

【補足説明資料 1 - 10】

##### (b) 核種

年間放出量の算出に用いる主要核種の組成は、「②b.」と同じとする。

(c) 年間放出量

放射性液体廃棄物の年間放出量は以下に示すとおりである。

年間放出量  $4.6 \times 10^6 \text{Bq/年}$  (P u ( $\alpha$ ) 注1)

$8.0 \times 10^7 \text{Bq/年}$  (P u ( $\beta$ ) 注2)

注1 P u - 238, P u - 239, P u - 240, P u - 242  
及び A m - 241

注2 P u - 241

(d) 排水中の放射性物質による公衆の線量

排水口における排水中の放射性物質の濃度は、線量告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度以下である。

排水口からの排水は、再処理施設の海洋放出管理系を經由して海洋に放出する。

ここで、十分安全裕度のある拡散条件として、潮汐流・海流による拡散・希釈の効果を無視して、海洋放出口を頂点とする逆円錐形の評価海域（半径 1 km, 水深 40m）に推定年間発生量の放射性液体廃棄物が希釈されることを想定する。このような条件においても評価海域における放射性物質の濃度は線量告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度の 1 万分の 1 以下であり、公衆の線量は具体的な線量を評価するまでもなく極めて小さいことが明らかである。

③ 放射性固体廃棄物の管理

放射性固体廃棄物はドラム缶等に封入し、廃棄物保管第 1 室及び廃棄物保管第 2 室の廃棄物保管エリアで保管廃棄するか、再処

理施設の低レベル固体廃棄物貯蔵設備の第2低レベル廃棄物貯蔵系で保管廃棄する。

### (3) 周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果

#### ① 評価方法の概要

安全機能を有する施設が、遮蔽その他適切な措置により、通常時において加工施設からの直接線及びスカイシャイン線による事業所周辺の線量が十分に低減できる設計であることを評価する。  
評価に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（平成元年3月27日原子力安全委員会了承）を参考とし、周辺監視区域境界において実効線量を計算する。

ガンマ線及び中性子線線源は、加工施設における放射性物質の最大貯蔵能力から設定し、実効線量は十分信頼性のある計算コードを用いて計算する。

#### ② 評価条件

線量の評価に用いる線源は、核燃料物質の貯蔵施設及び放射性廃棄物の廃棄施設のうち、燃料集合体貯蔵設備における燃料集合体の最大貯蔵能力を考慮して、燃料集合体貯蔵設備に貯蔵する燃料集合体貯蔵チャンネル内のBWR 9×9型燃料集合体880体とする。

#### ③ 評価結果

加工施設から周辺監視区域境界までの距離が最短となる南南西方向の周辺監視区域境界上の地点で評価した結果、直接線及びス

カイシャイン線による一般公衆の実効線量は年間  $1 \times 10^{-3}$  mSv未満となり，周辺監視区域外の線量限度に比べ十分小さい。

### 3. 2 加工施設の安全設計

#### 3. 2. 1 放射線安全設計

##### (1) 放射線遮蔽

###### ① 基本的な考え方

加工施設の遮蔽設計は，周辺監視区域外の線量及び従事者の線量が，線量告示で定められた線量限度を超えないようにするとともに，公衆の線量及び従事者の立入場所における線量が，合理的に達成できる限り低くなるようにすることを基本とする。

このため，遮蔽設計として以下の対策を講ずる。

- a. 加工施設からの平常時の直接線及びスカイシャイン線による公衆の線量が，合理的に達成できる限り低くなるように設計する。
- b. 加工施設において，従事者が立ち入る場所については，従事者の立入時間等を考慮して，遮蔽設計の基準となる線量率を適切に設定し，これを満足するように遮蔽壁等を設ける。
- c. 貯蔵設備等に設置する部屋のしゃへいには，コンクリートを用いる。また，設備・機器および遮蔽には，必要に応じ鉛入りアクリル樹脂，鉛，ステンレス鋼，ポリエチレン等の材料を用いる。
- d. 遮蔽設計に用いる線源は，加工施設の特徴を考慮し，遮蔽設計上厳しい結果を与えるように設定する。
- e. 遮蔽計算においては，十分信頼性のある計算コードを用いるとともに，遮蔽等のモデルに安全裕度を見込む。

### 3. 2. 2 環境安全設計

#### (1) 放射性廃棄物の放出に対する考慮

##### ① 気体廃棄物の廃棄施設

加工施設から周辺環境へ放出される放射性物質を合理的に達成できる限り少なくするため、管理区域からの排気は、高性能エアフィルタで放射性物質を除去した後、放射性物質の濃度等を監視し、排気筒の排気口から放出する。

建屋及びグローブボックスを設置する部屋等は、建屋排気設備、工程室排気設備及びグローブボックス排気設備により排気し、高性能エアフィルタ 2 段でろ過した後、排気筒の排気口から放出する。

グローブボックス等及びフード等は、グローブボックス排気設備により排気し、高性能エアフィルタ 3 段又は 4 段で放射性物質を除去した後、排気筒の排気口から放出する。

放射性気体廃棄物の放出に当たっては、排気中の放射性物質の濃度等を監視することにより、排気口において排気中の放射性物質の濃度が線量告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度以下となるようにする。

気体廃棄物の廃棄設備の能力を第 3. 2 - 1 表に示す。また、放射性気体廃棄物の処理系統図を第 3. 2 - 1 図に、排気口的位置を添 3. 2 - 3 図に示す。

##### ③ 液体廃棄物の廃棄施設

加工施設で発生する放射性液体廃棄物のうち油類廃棄物を除くものは、分析設備から発生する廃液、放出管理分析設備から発生する廃液、管理区域内で発生する空調機器ドレン水等である。

分析設備から発生する廃液は、分析設備の分析済液処理装置で分析済みの液中からプルトニウム等を回収した後の放射性物質の濃度が十分低い廃液と、通常放射性物質が含まれていない試薬調整器具の洗浄水等の廃液である。

放出管理分析設備から発生する廃液は、試料の前処理で使用した器具の洗浄水等の廃液である。

管理区域内で発生する空調機器ドレン水等は、通常放射性物質が含まれない廃液である。

加工施設で発生する放射性液体廃棄物のうち油類廃棄物を除くものは、分析設備の分析済液処理装置から発生する廃液、試薬調整器具の洗浄水等及び放出管理分析設備から発生する廃液並びに管理区域内で発生する空調機器ドレン水等を区分して、それぞれ低レベル廃液処理設備の検査槽に受け入れ、廃液中に含まれて放出される放射性物質を合理的に達成できる限り少なくするため、必要に応じてろ過又は吸着の処理を行い、廃液貯槽に送液する。廃液貯槽では廃液中の放射性物質の濃度が線量告示に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度以下であることを排出の都度確認した後、排水口から排出する設計とする。

なお、廃液貯槽等では、必要に応じて希釈処理を行う。

また、廃液貯槽の廃液は必要に応じて、ろ過処理又は吸着処理を行う。

排水口から排出した排水は、再処理施設の海洋放出管理系の第1放出前貯槽に送液し、海洋放出管を經由して沖合約3 km、水深約44 mの海洋へ放出する。

液体廃棄物の廃棄設備の主要な設備、構成機器の処理能力を以下

に示す。放射性液体廃棄物の推定発生量は、分析設備の分析済液処理装置から発生する廃液等及び放出管理分析設備から発生する廃液については約0.5m<sup>3</sup>/d、管理区域内で発生する空調機器ドレン水等については約4m<sup>3</sup>/dである。

設置場所	主要な設備及び構成機器	処理能力又は貯槽容量
液体廃棄物処理室	低レベル廃液処理設備	—
	検査槽	約10m <sup>3</sup> ×2台 約2m <sup>3</sup> ×2台
	ろ過処理装置	約5m <sup>3</sup> /d
	吸着処理装置	約0.5m <sup>3</sup> /d
	廃液貯槽	約22m <sup>3</sup> ×3台

【補足説明資料1-2】

また、放射性物質に汚染された又は汚染のおそれがあるとみなされた油類廃棄物は、ドラム缶等に封入し、廃油保管室に保管廃棄する。

【補足説明資料1-9】

油類廃棄物の推定発生量 (200Lドラム缶換算)	保管能力 (200Lドラム缶換算)
約5本/年	約100本

排水口の位置を添3.2-2図に、放射性液体廃棄物の処理系統図を添3.2-3図に示す。

## ② 固体廃棄物の廃棄施設

加工施設で発生する放射性固体廃棄物は、可燃性、難燃性及び不燃性の雑固体廃棄物であり、分別等を行った後、ドラム缶等に封入する。

ドラム缶等は、廃棄物保管室（廃棄物保管第1室及び廃棄物

保管第2室の廃棄物保管エリア)で保管廃棄するか、再処理施設の低レベル固体廃棄物貯蔵設備の第2低レベル廃棄物貯蔵系で保管廃棄する。放射性固体廃棄物の推定発生量は、200Lドラム缶換算で約1,000本/年である。廃棄物保管室(廃棄物保管第1室及び廃棄物保管第2室の廃棄物保管エリア)の保管廃棄能力は、200Lドラム缶換算で約2,500本(約2m<sup>3</sup>角型容器換算で約250基)であり、共用する再処理施設の低レベル固体廃棄物貯蔵設備の第2低レベル廃棄物貯蔵系の保管廃棄能力は、200Lドラム缶換算で約55,200本である。

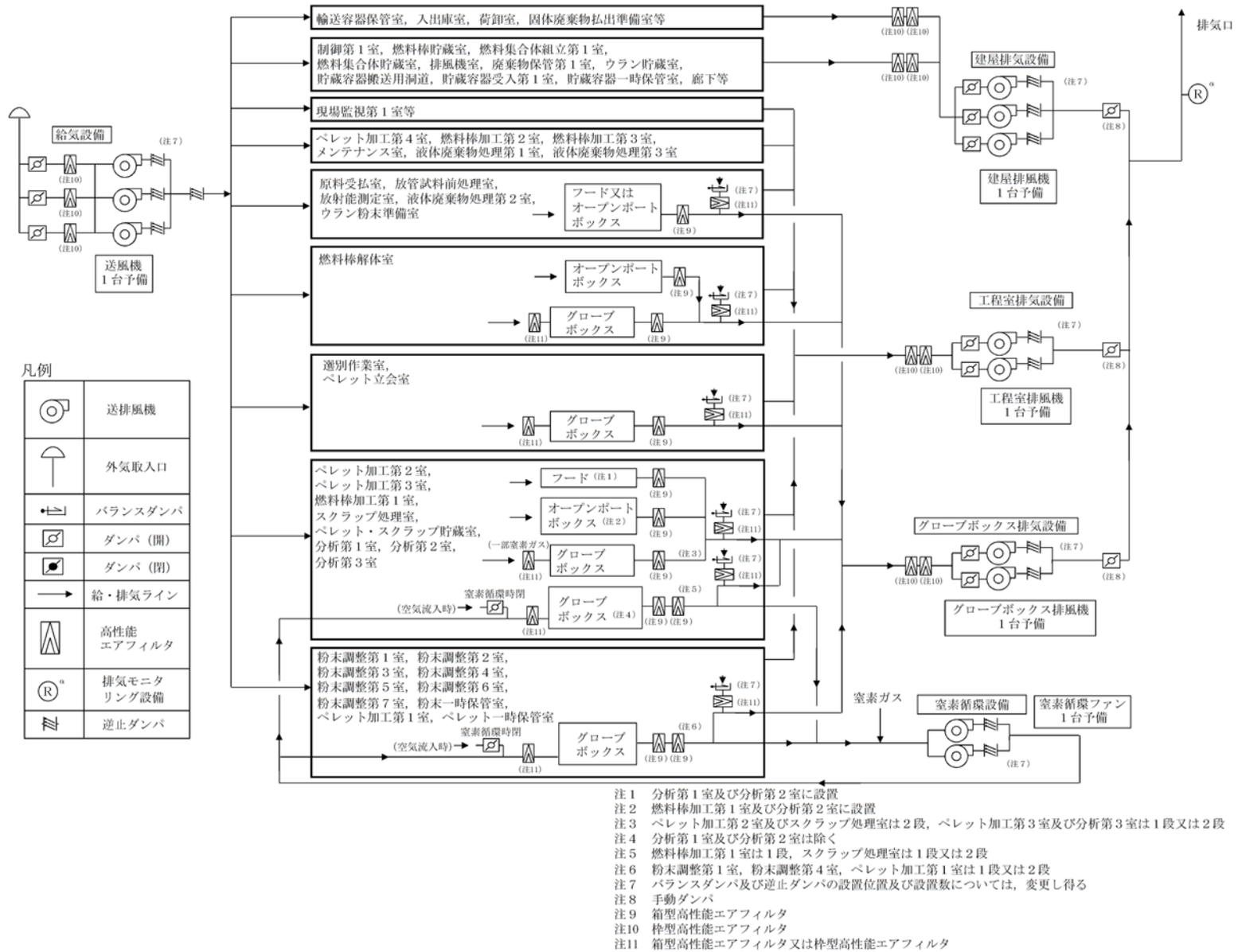
放射性固体廃棄物の保管廃棄に当たっては、線量当量率、廃棄物中のプルトニウム質量等を測定し、適切に管理する。

【補足説明資料1-6】

【補足説明資料1-8】

第3. 2-1表 気体廃棄物の廃棄設備の能力

設備	主要な排気対象箇所	構成機器	設備能力 (m <sup>3</sup> /h)	排風機 台数	フィルタ 段数	フィルタの 種類	高性能エア フィルタ単 体の捕集効 率 (%)
建屋排 気設備	廊下, 制御室 等	建屋排気ダクト 建屋排気フィルタユニット 建屋排風機	約19万	3台 (うち1 台予備)	2	枠形高性能エアフ ィルタ	99.97以上 <sup>(2)</sup>
工程室 排気設 備	グローブボッ クスを設置す る部屋等	工程室排気ダクト 工程室排気フィルタユニット 工程室排風機	約8万	2台 (うち1 台予備)	2	枠形高性能エアフ ィルタ	
グロー ブボッ クス排 気設備	グローブボッ クス等, フー ド等	グローブボックス排気フィルタ グローブボックス排気ダクト グローブボックス排気フィルタ ユニット グローブボックス排風機	約5万	2台 (うち1 台予備)	3 又は 4	箱形高性能エアフ ィルタ及び枠形高 性能エアフィルタ	
窒素循 環設備	グローブボッ クス	窒素循環ファン 窒素循環冷却機 窒素循環ダクト	約3万	2台 (うち1 台予備)	—	—	



第3. 2-1 図 放射性気体廃棄物の処理系統概

- |             |                  |                 |            |
|-------------|------------------|-----------------|------------|
| 1 貯蔵容器一時保管室 | 11 ベレット加工第1室     | 21 南第2制御盤室      | 31 メンテナンス室 |
| 2 原料受払室     | 12 ベレット加工第2室     | 22 貯蔵容器受入第2室    | 32 現場監視第1室 |
| 3 粉末調整第1室   | 13 ベレット加工第3室     | 23 液体廃棄物処理第1室   | 33 現場監視第2室 |
| 4 粉末調整第2室   | 14 ベレット加工第4室     | 24 液体廃棄物処理第2室   |            |
| 5 粉末調整第3室   | 15 ベレット一時保管室     | 25 液体廃棄物処理第3室   |            |
| 6 粉末調整第4室   | 16 ベレット・スクラップ貯蔵室 | 26 北第3制御盤室      |            |
| 7 粉末調整第5室   | 17 点検第1室         | 27 北第2制御盤室      |            |
| 8 粉末調整第6室   | 18 点検第2室         | 28 ダンパ駆動用ポンペ第1室 |            |
| 9 粉末調整第7室   | 19 点検第3室         | 29 ダンパ駆動用ポンペ第2室 |            |
| 10 粉末一時保管室  | 20 点検第4室         | 30 南第1制御盤室      |            |

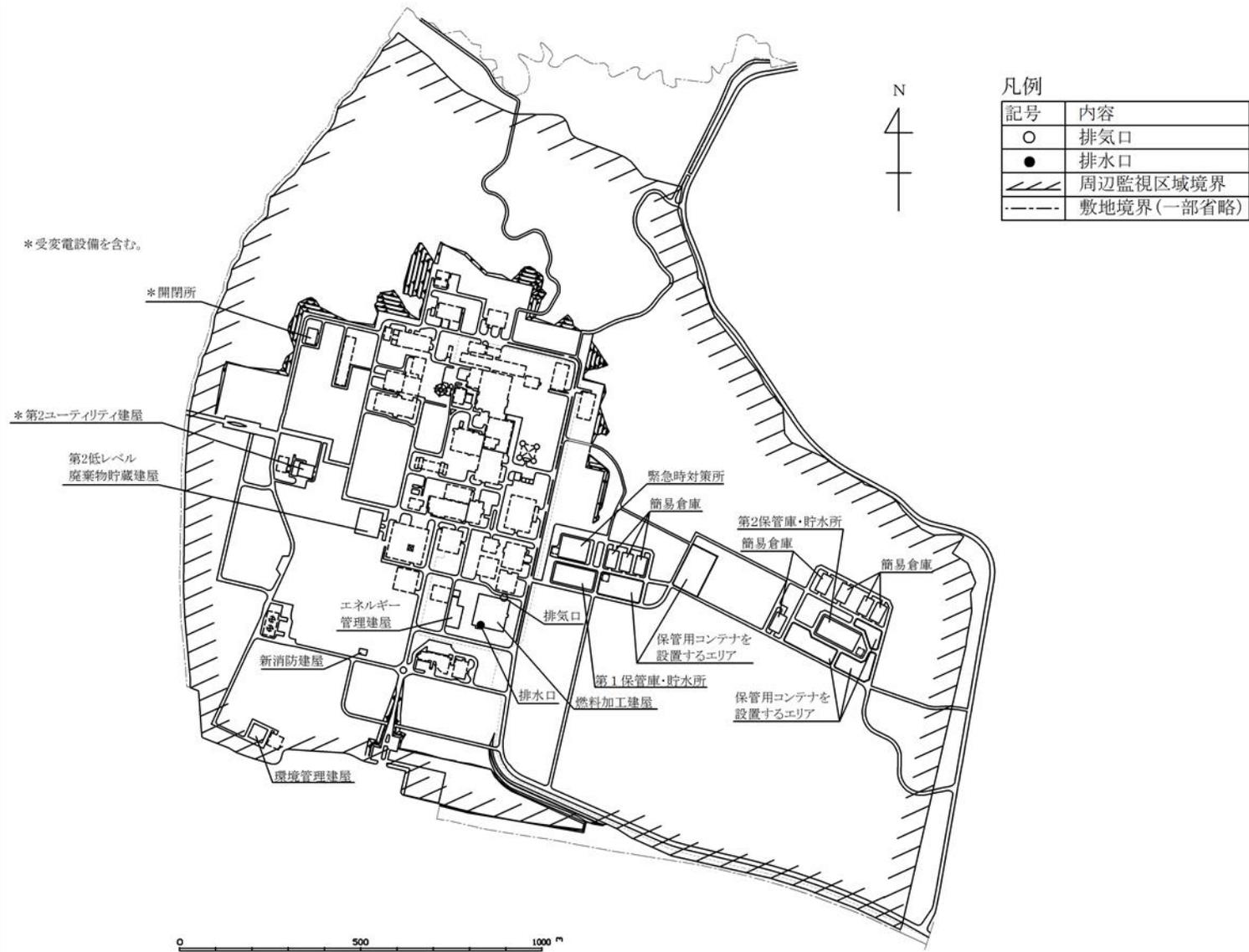


- |                       |                    |   |
|-----------------------|--------------------|---|
| a 一時保管ピット             | y 研削装置GB           | ⑩ ベレット保管容器受渡装置GB  |
| b 原料MOX粉末缶取出装置GB      | z ベレット検査設備GB       | A 貯蔵容器検査装置  |
| c 原料MOX粉末缶一時保管装置GB    | aa ベレット一時保管棚GB     | B 貯蔵容器受払装置OPB   |
| d 原料MOX粉末秤量・分取装置GB    | bb スクラップ貯蔵棚GB      | C 外蓋着脱装置OPB   |
| e ウラン粉末・回収粉末秤量・分取装置GB | cc 製品ベレット貯蔵棚GB     | D 廃液貯槽  |
| f 予備混合装置GB            | dd 原料MOX分析試料採取装置GB | E 検査槽   |
| g 一次混合装置GB            | ee グリーンベレット積込装置GB  | F ろ過処理装置  |
| h 一次混合粉末秤量・分取装置GB     | ff 空焼結ボート取扱装置GB    | G 吸着処理装置  |
| i ウラン粉末秤量・分取装置GB      | gg 焼結ボート供給装置GB     | H 冷却水設備   |
| j 均一化混合装置GB           | hh 焼結ボート取出装置GB     | J エレベータ   |
| k 造粒装置GB              | ii 焼結ベレット供給装置GB    | ※1 プレス装置(粉末取扱部)GBの下部に設置                                     |
| m 添加剤混合装置GB           | jj 研削粉回収装置GB       | ※2 研削粉回収装置GBの下部に設置  |
| n 分析試料採取・詰替装置GB       | kk グローブボックス温度監視装置  | ※3 排ガス処理装置GB(上部)の下部に設置                                      |
| o 粉末一時保管装置GB          | mm 自動火災報知設備        | ※4 焼結炉内部温度高による過加熱防止回路を設置<br>・焼結炉内圧力異常検知による炉内圧力異常検知回路<br>を設置 |
| p 回収粉末処理・詰替装置GB       | ① 原料粉末搬送装置GB       | ※5 排ガス処理装置の補助排風機の安全機能の維持に必要な回路を設置                           |
| r 回収粉末微粉砕装置GB         | ② 調整粉末搬送装置GB       | ※6 ベレット検査設備GBに、外観検査装置、寸法・形状・密度検査装置及び仕上がりベレット収容装置を設置         |
| s 回収粉末処理・混合装置GB       | ③ 再生スクラップ搬送装置GB    | ※7 加速度大による緊急遮断弁作動回路を設置                                      |
| t プレス装置(粉末取扱部)GB      | ④ 添加剤混合粉末搬送装置GB    | ※8 延焼防止ダンパ及び避圧エリア形成用自動閉止ダンパのダンパ作動回路を設置                      |
| u プレス装置(プレス部)GB       | ⑤ 焼結ボート搬送装置GB      |   |
| v 焼結炉                 | ⑥ 回収粉末容器搬送装置GB     |   |
| w 排ガス処理装置GB(上部)       | ⑦ ベレット保管容器搬送装置GB   |   |
| x 排ガス処理装置GB(下部)       | ⑧ 焼結ボート受渡装置GB      |   |
|                       | ⑨ スクラップ保管容器受渡装置GB  |   |

### 第3. 2-2 図 主要な設備及び機器の配置図 (燃料加工建屋地下3階)

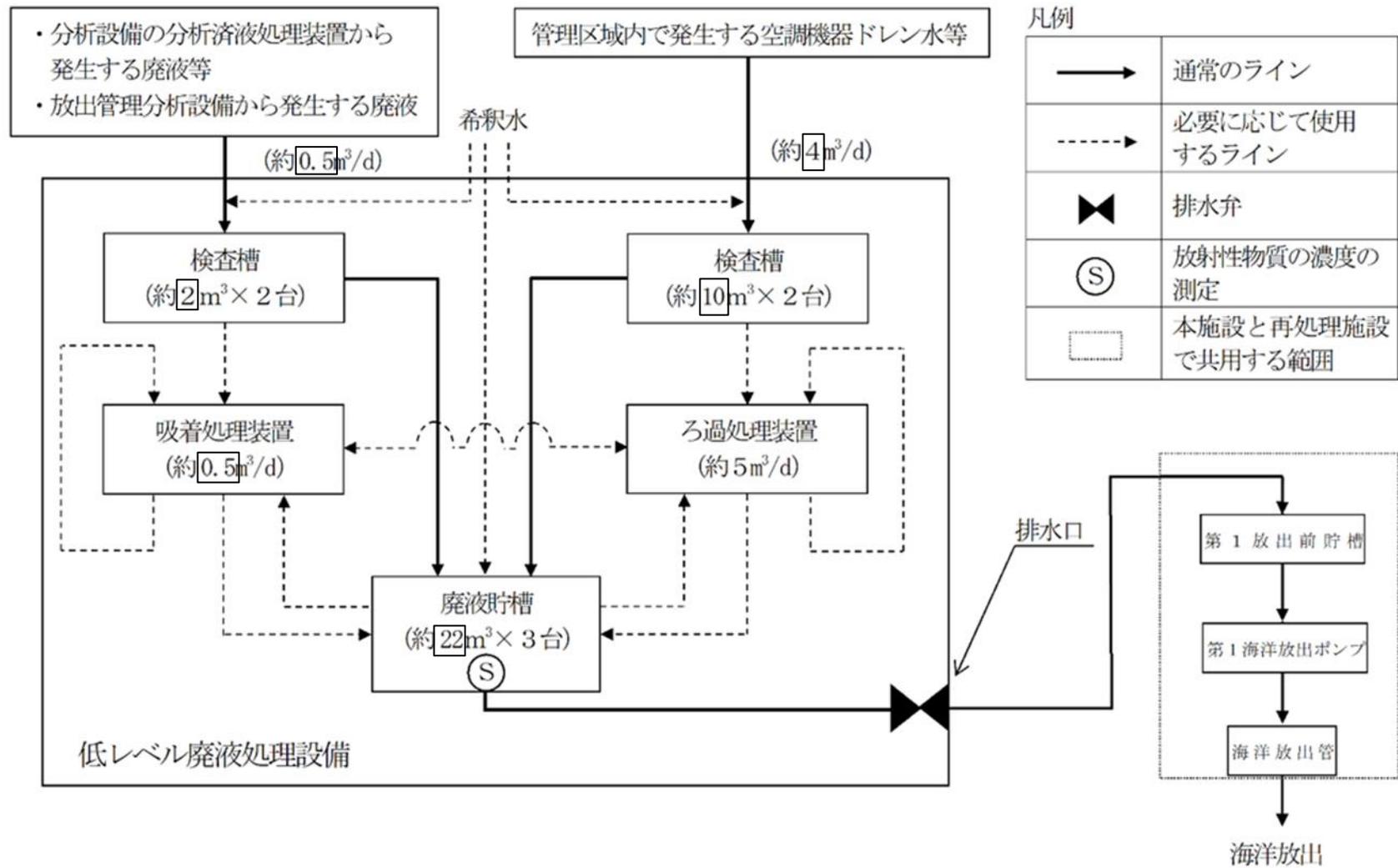
□ は核不拡散上の観点から公開できません。

※ □ については既許可申請書からの変更箇所(記載の適正化部分を除く)を示す。



第3. 2-3図 排気口及び排水口の位置

【補足説明資料 1-2】



第3. 2-4 図 放射性液体廃棄物の処理系

### 3. 2. 2 放射性廃棄物の廃棄に関する管理

放射性廃棄物の廃棄については、放射性物質の放出に伴う公衆の線量が線量告示に定める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くなるよう、放出する放射性物質の低減を行う。

#### (1) 放射性液体廃棄物の放出管理

##### ① 放射性液体廃棄物の処理

放射性液体廃棄物の発生源としては、次のものがある。

- a. 分析設備の分析済液処理装置から発生する廃液等
- b. 放出管理分析設備から発生する廃液
- c. 管理区域で発生する油類廃棄物

その他、通常放射性物質が含まれない廃液として、管理区域内で発生する空調機器ドレン水等がある。

これらの放射性液体廃棄物のうち油類を除くものは、分析設備の分析済液処理装置から発生する廃液等及び放出管理分析設備から発生する廃液と管理区域内で発生する空調機器ドレン水等を区分し、それぞれ低レベル廃液処理設備の検査槽に受け入れ、必要に応じて、ろ過又は吸着の処理を行い、廃液貯槽へ送液する。

なお、廃液貯槽等では必要に応じ希釈処理を行う。また、廃液貯槽の廃液は必要に応じ、希釈処理等を行う。

油類廃棄物は、放射性物質に汚染されたもの又は汚染のおそれがあるとみなされたものをドラム缶等に封入し、廃油保管室に保管廃棄する。

【補足説明資料1－9】

② 放出管理

液体廃棄物の放出に際しては、廃液貯槽で受け入れた廃液の試料採取を行い、放出管理分析設備により放射性物質の濃度を測定し、排水中の放射性物質の濃度が線量告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度以下であることを放出の都度確認した後、排水口から放出する。

③ 排水中の放射性物質による公衆の被ばく

排水口から排出される排水中の放射性物質の年間放出量を算定し、平常時における公衆の線量が小さいことを確認する。

a. 放射性液体廃棄物の推定年間発生量

加工施設における放射性液体廃棄物の推定年間発生量は、希釈処理による希釈水発生量を考慮して  $3000\text{m}^3$  とする。

【補足説明資料 1 - 2】

【補足説明資料 1 - 3】

b. 放射性液体廃棄物の年間放出量

(a) 放射性物質量の推定条件

放射性物質量の推定に当たっては、実際の設計値を包絡するように、排水口から排出される排水中に含まれる放射性物質の濃度を各核種の線量告示に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度に対する割合の和が  $0.5$  となる濃度とし、プルトニウム富化度は二次混合後の最大富化度である 18% として評価する。

【補足説明資料 1 - 2】

【補足説明資料 1 - 10】

(b) 核種

年間放出量の算定に用いる主要核種の組成は、冷却期間4年の使用済燃料の燃焼条件に従い、ORIGEN-2コードを用いて算出した。算出した結果は以下のとおり。

核種	質量割合 (%)
Pu-238	2.9
Pu-239	55.3
Pu-240	26.3
Pu-241	12.5
Pu-242	3.0
Am-241	4.5
合計	104.5

【補足説明資料1-4】

(c) 年間放出量

ウラン及び不純物として含まれるFP等については、プルトニウム（アメリシウム-241を含む。）に比べて、放出放射エネルギーが小さく、公衆の被ばくへの寄与が無視できる。

液体廃棄物の廃棄設備からの放射性物質の年間放出量を第3.2-2表に示す。

c. 排水中の放射性物質による公衆の線量

放射性液体廃棄物の年間放出量は上記(c)に示したとおりであり、排水口における排水中の放射性物質の濃度を第3.2-3表に示す。

排水口からの排水は、再処理施設の海洋放出管理系を經由して海洋へ放出する。

ここで、安全裕度のある拡散条件として、潮汐流又は海流による拡散及び希釈の効果を無視して、海洋放出口を頂点とする

逆円錐形の評価海域（半径 1 km, 水深 40m）に年間発生量の放射性液体廃棄物が希釈されることを想定する。このような条件においても評価海域における放射性物質の濃度は線量告示に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度の 1 万分の 1 以下であり、極めて小さく、加工施設から放出される排気中及び排水中の放射性物質による公衆の線量は、具体的に線量を評価するまでもなく極めて小さい。「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」において定められた線量目標値（ $50 \mu\text{Sv/y}$ ）を下回る。

## (2) 放射性固体廃棄物の管理

放射性固体廃棄物は可燃性、難燃性及び不燃性の廃棄物に区分し、ドラム缶等に封入する。容器は、廃棄物保管室（廃棄物保管第 1 室及び廃棄物保管第 2 室の廃棄物保管エリア）で保管廃棄するか、再処理施設の低レベル固体廃棄物貯蔵設備の第 2 低レベル廃棄物貯蔵系で保管廃棄する。

### 3. 2. 3 直接線及びスカイシャイン線による公衆の線量評価結果

加工施設における燃料集合体の貯蔵等に起因するガンマ線及び中性子線による公衆の線量を評価する。

#### (1) 評価方法の概要

加工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、周辺監視区域境界において実効線量を計算し、評価する。

ガンマ線及び中性子線線源は、加工施設における放射性物質の最大貯蔵能力から設定し、実効線量は信頼性のある一次元輸送計算コード ANISN<sup>(1)</sup> を用いて計算する。

#### (2) 評価条件

##### ① 線源

線量の評価に用いる線源は、貯蔵施設及び廃棄施設のうち、燃料集合体貯蔵設備における燃料集合体の最大貯蔵能力を考慮して、燃料集合体貯蔵設備に貯蔵する燃料集合体貯蔵チャンネル内のBWR 9×9型燃料集合体 880 体とする。

なお、その他の貯蔵設備及び廃棄施設の線源については、その量、建屋内の配置及び床、壁等による減衰により、燃料集合体貯蔵設備からの線量に比べて小さく無視できる。

##### ② 評価地点

線量の評価地点は、周辺監視区域境界上とする。

##### ③ 評価方法

評価地点における放射線束の計算は、一次元輸送計算コード ANISN 及び JSD120 群ライブラリ<sup>(2)</sup> を用いて、直接線及びスカイシャイン線を一括して評価する。

評価においては、線源は球形状にモデル化し、また、遮蔽は燃料集合体貯蔵設備を取り囲むコンクリート壁等を考慮し、普通コンクリート 150cm とする。

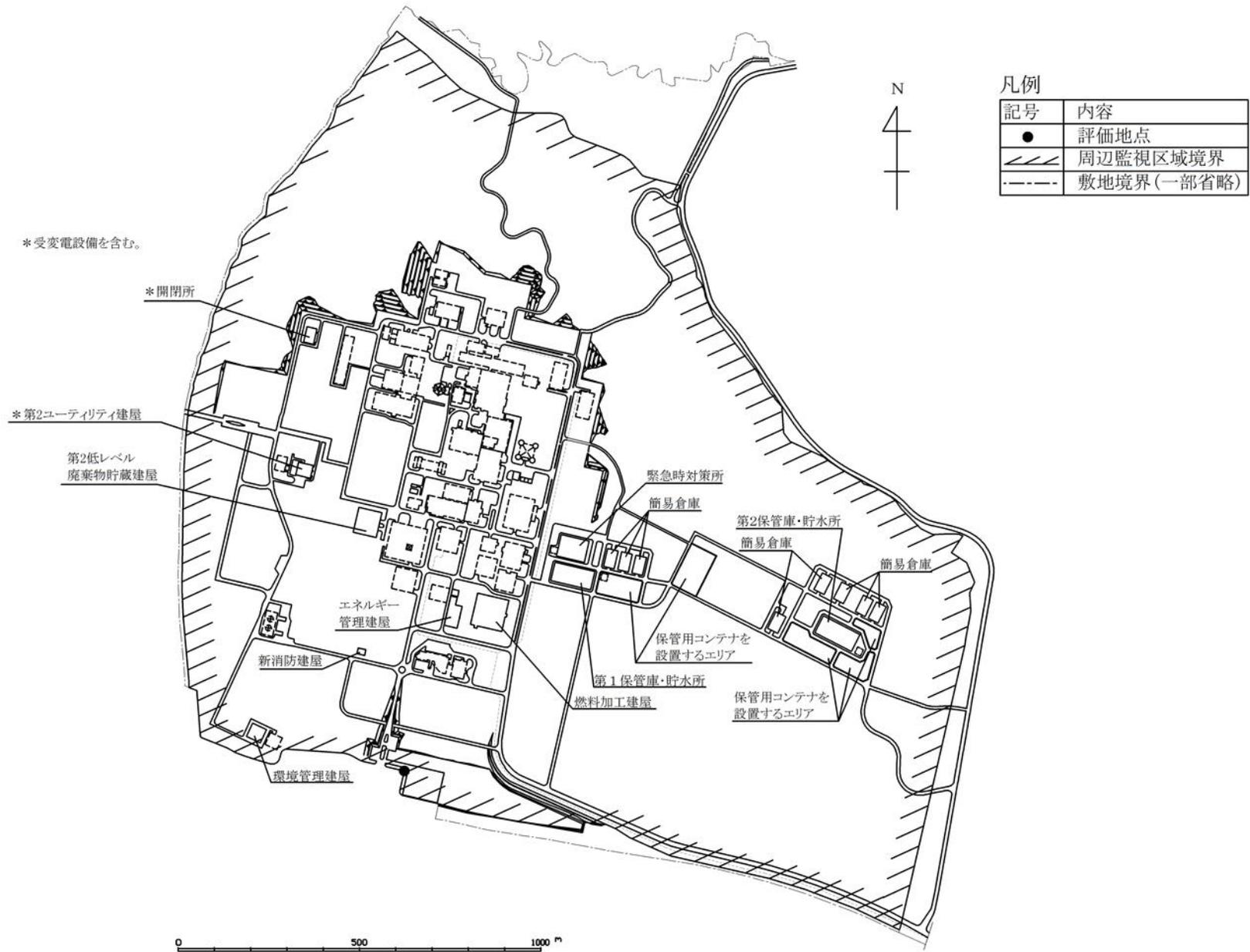
放射線束から実効線量への換算は、ガンマ線については国際放射線防護委員会の ICRP Publication 74<sup>(3)</sup> によるガンマ線の放射線束から空気カーマへの換算係数及び「放射線を放出する同位元素の数量等を定める件」(以下「平成 12 年科学技術庁告示第 5 号」という。)に定められた空気カーマから実効線量への換算係数を用い、中性子線については「平成 12 年科学技術庁告示第 5 号」に定められた換算係数を用いる。

### (3) 評価結果

加工施設から周辺監視区域境界までの距離が最短(約 450m)となる南南西方向の周辺監視区域境界上の地点で評価した結果、直接線及びスカイシャイン線による公衆の実効線量は  $1 \times 10^{-3}$  mSv/y 未満となる。実効線量が最大となる評価地点を第 3. 2 - 5 図に示す。

評価結果は、線量告示に定める周辺監視区域外の線量限度(年間 1 mSv)に比べ小さく、また、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について(平成元年 3 月 27 日原子力安全委員会了承)」を参考に設定した目標値(50  $\mu$  Sv/y)を満足する。

【補足説明資料 1 - 7】



第3. 2-5図 本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評価地点

### 3. 2. 4 放射性物質の放出等に伴う公衆の線量評価結果

加工施設から放出される排気中及び排水中の放射性物質による一般公衆の線量は極めて小さく無視できる。

加工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境界における公衆の実効線量は、 $1 \times 10^{-3}$ mSv/y未満であり、線量告示に定められた周辺監視区域外の線量限度（実効線量について1 mSv/y）を下回る。ガンマ線による皮膚及び眼の水晶体の等価線量は、放射線束からの換算係数が実効線量とほぼ等しいため、実効線量と同等となる。また、中性子線による皮膚及び眼の水晶体の等価線量については、実効線量の限度が守られていれば皮膚及び眼の水晶体の限度を超えることはない。<sup>(3)</sup> これらのことより、皮膚及び眼の水晶体の等価線量についても線量告示に定められた周辺監視区域外の線量限度（皮膚の等価線量について50mSv/y、眼の水晶体の等価線量について15mSv/y）を下回る。

以上のように、平常時における本施設から環境への放射性物質の放出等に伴う公衆の線量は、線量告示に定められた周辺監視区域外の線量限度を下回るとともに、合理的に達成できる限り低い。

なお、再処理施設及び廃棄物管理施設に起因する線量を考慮しても、公衆の線量は、線量告示に定められた周辺監視区域外の線量限度に比べ小さい。

添3. 2-2表 液体廃棄物の廃棄設備からの  
放射性物質の年間放出量

核種	放射性物質の年間放出量 (Bq/年)
Pu( $\alpha$ ) <sup>(注1)</sup>	$4.6 \times 10^6$
Pu( $\beta$ ) <sup>(注2)</sup>	$8.0 \times 10^7$

注1 Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-242及びAm-241

注2 Pu-241

第3. 2-3表 排水口における排水中の放射性物質の濃度

核種	放射性物質の濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
Pu( $\alpha$ ) <sup>(注1)</sup>	$1.6 \times 10^{-3}$
Pu( $\beta$ ) <sup>(注2)</sup>	$2.7 \times 10^{-2}$

注1 Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-242及びAm-241

注2 Pu-241

【補足説明資料1-2】

【補足説明資料1-3】

【補足説明資料1-10】

## 参考文献

- (1) Ward W. Engle, Jr.. A Users Manual for ANISN A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering. Oak Ridge National Laboratory, 1967, K-1693.
- (2) 小山謹二ほか. 遮蔽材料の群定数—中性子100群・ガンマ線20群・ $P_5$ 近似—, JAERI-M 6928, 1977年2月.
- (3) Smith H. ed. Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation. The International Commission on Radiological Protection, 1995, ICRP Publication 74.

## 2 章 補足説明資料

MOX燃料加工施設 安全審査補足説明資料リスト  
廃棄施設の容量等の変更

MOX燃料加工施設 安全審査補足説明資料				備考
資料No.	名称	提出日	Rev	
補足説明資料1-1	加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則及びその解釈の各条文に対する設計方針等への影響	<u>3/16</u>	<u>1</u>	
補足説明資料1-2	低レベル廃液処理設備の貯槽容量の変更	<u>3/16</u>	<u>6</u>	
補足説明資料1-3	MOX燃料加工施設から排水に含まれて放出される放射性物質の年間平均濃度及び年間放出量の算定	<u>3/16</u>	<u>1</u>	
補足説明資料1-4	プルトニウム同位体組成等の設定について	<u>3/16</u>	<u>1</u>	
補足説明資料1-5	廃棄施設の容量等の変更に係る加工事業許可申請書の変更前後対比表	3/6	3	削除
補足説明資料1-6	第2低レベル廃棄物貯蔵系の最大保管廃棄能力の変更	<u>3/16</u>	<u>5</u>	
補足説明資料1-7	直接線及びスカイシャイン線による公衆の線量評価について	<u>3/16</u>	<u>1</u>	
補足説明資料1-8	MOX燃料加工施設から発生する雑固体	<u>3/16</u>	<u>1</u>	
補足説明資料1-9	油類廃棄物の取扱いについて	3/6	5	
補足説明資料1-10	濃度限度について	<u>3/16</u>	<u>0</u>	

令和2年3月16日 R 1

補足説明資料 1 - 1

## 加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則及びその解釈の各条文に対する設計方針等への影響

廃棄施設の容量等の変更（以下「本変更」という。）により、基準適合性を示す加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「事業許可基準規則」という。）及びその解釈の条文を抽出するため、逐条ごとに設計方針等を整理し、影響の有無を確認する。

この結果、本変更により影響を受ける設計方針等は、新たに要求事項が追加された条文を除く、「第三条 遮蔽等」及び「第十七条 廃棄施設」に関するものであることから、これらの条文について基準適合性を示す。なお、新たに要求事項が追加された条文の基準適合性は、各条文の整理資料に示す。

本変更による各条文の設計方針等への影響の確認結果の詳細を第1表に示す。

第1表 本変更に伴う「事業許可基準規則」及びその解釈の各条文に対する設計方針等について

事業許可基準規則	規則適合性※
<p>(核燃料物質の臨界防止)</p> <p>第二条 安全機能を有する施設は、核燃料物質が臨界に達するおそれがないようにするため、核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>2 臨界質量以上のウラン(ウラン二三五の量のウランの総量に対する比率が百分の五を超えるものに限る。)又はプルトニウムを取り扱う加工施設には、臨界警報設備その他の臨界事故を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>放射性廃棄物の廃棄施設は、第二条の適用対象である安全機能を有する施設であることから同条への適合性を示すこととする。なお、本変更を含めた核燃料物質の臨界防止の設計方針は、第二条の整理資料にまとめている。</p>
<p>(遮蔽等)</p> <p>第三条 安全機能を有する施設は、通常時において加工施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の線量が十分に低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>2 安全機能を有する施設は、工場等内における放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 管理区域その他工場等内の人が立ち入る場所における線量を低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものとする。</p> <p>二 放射線業務従事者が設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。</p>	<p>本変更内容は、排水中に含まれる放射性物質の量を変更する可能性のあるものであることから、年間の公衆の線量への影響を与えるかどうかを確認する必要がある。また、最大保管廃棄能力の変更により直接線及びスカイシャイン線による公衆の実効線量に影響を与えるかどうかを確認する必要がある。従って、第三条への適合性を確認することとする。</p>

事業許可基準規則	規則適合性*
<p>(閉じ込めの機能)            第四条 安全機能を有する施設は、放射性物質を限定された区域に適切に閉じ込めることができるものでなければならない。</p>	<p>本変更内容は、閉じ込め機能を有する低レベル廃液処理設備の変更であるが、液体廃棄物処理第1室、第2室には堰等を設け、廃液貯槽等から漏えいした場合には、その拡大を防止するとともに、漏えいを検知する設計に変更はないことから、設計方針に影響はない。なお、本変更を含めた閉じ込めの機能の設計方針は、第四条の整理資料にまとめている。</p>
<p>(火災等による損傷の防止)            第五条 安全機能を有する施設は、火災又は爆発により加工施設の安全性が損なわれないよう、火災及び爆発の発生を防止することができ、かつ、消火を行う設備(以下「消火設備」といい、安全機能を有する施設に属するものに限る。)及び早期に火災発生を感知する設備(以下「火災感知設備」という。)並びに火災及び爆発の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。            2 消火設備(安全機能を有する施設に属するものに限る。)は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても安全上重要な施設の安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>放射性廃棄物の廃棄施設は、第五条の適用対象である安全機能を有する施設であることから同条への適合性を示すこととする。なお、本変更を含めた火災等による損傷の防止の設計方針は、第五条の整理資料にまとめている。</p>
<p>(安全機能を有する施設の地盤)            第六条 安全機能を有する施設は、次条第二項の規定により算定する地震力(安全機能を有する施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの(以</p>	<p>放射性廃棄物の廃棄施設は、第六条の適用対象である安全機能を有する施設であることから同条への適合性を示すこととする。なお、本変更を含めた安全機能を有する施設の地盤の設計方針は、第六条の整理資料にまとめている。</p>

事業許可基準規則	規則適合性*
<p>下「耐震重要施設」という。)にあつては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。)が作用した場合においても当該安全機能を有する施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。</p> <p>2 耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。</p>	<p>放射性廃棄物の廃棄施設は、第六条の適用対象である安全機能を有する施設であることから同条への適合性を示すこととする。なお、本変更を含めた安全機能を有する施設の地盤の設計方針は、第六条の整理資料にまとめている。</p>
<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第七条 安全機能を有する施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある安全機能を有する施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>放射性廃棄物の廃棄施設は、第七条の適用対象である安全機能を有する施設であることから同条への適合性を示すこととする。なお、本変更を含めた地震による損傷の防止の設計方針は、第七条の整理資料にまとめている。</p>

事業許可基準規則	規則適合性*
<p>(津波による損傷の防止)</p> <p>第八条 安全機能を有する施設は、その供用中に当該安全機能を有する施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波(以下「基準津波」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>放射性廃棄物の廃棄施設は、第八条の適用対象である安全機能を有する施設であることから同条への適合性を示すこととする。なお、本変更を含めた津波による損傷の防止の設計方針は、第八条の整理資料にまとめている。</p>
<p>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>第九条 安全機能を有する施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項において同じ。)が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 安全上重要な施設は、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適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>3 安全機能を有する施設は、工場等内又はその周辺において想定される加工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。)に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>放射性廃棄物の廃棄施設は、第九条の適用対象である安全機能を有する施設であることから同条への適合性を示すこととする。なお、本変更を含めた外部からの衝撃による損傷の防止の設計方針は、第九条の整理資料にまとめている。</p>
<p>(加工施設への人の不法な侵入等の防止)</p> <p>第十条 工場等には、加工施設への人の不法な侵入、加工施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為(不正アクセス行為の禁止等に関する法律(平成十一年法律第百二十八号)第二条</p>	<p>本変更内容は、加工施設への人の不法な侵入等の防止の設備等を変更するものではないことから、加工施設への人の不法な侵入等の防止の設計方針等に影響はない。</p>

事業許可基準規則	規則適合性*
<p>第四項に規定する不正アクセス行為をいう。)を防止するための設備を設けなければならない。</p>	<p>本変更内容は、加工施設への人の不法な侵入等の防止の設備等を変更するものではないことから、加工施設への人の不法な侵入等の防止の設計方針等に影響はない。</p>
<p>(溢水による損傷の防止)            第十一条 安全機能を有する施設は、加工施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>放射性廃棄物の廃棄施設は、第十一条の適用対象である安全機能を有する施設であることから同条への適合性を示すこととする。なお、本変更を含めた溢水による損傷の防止の設計方針は、第十一条の整理資料にまとめている。</p>
<p>(誤操作の防止)            第十二条 安全機能を有する施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。            2 安全上重要な施設は、容易に操作することができるものでなければならない。</p>	<p>放射性廃棄物の廃棄施設は、第十二条の適用対象である安全機能を有する施設であり、同条への適合性を示すこととする。本変更により、貯槽容量の大きさが変更になるものの監視制御盤の設計方針等に影響はない。なお、本変更を含めた誤操作の防止の設計方針は、第十二条の整理資料にまとめている。</p>
<p>(安全避難通路等)            第十三条 加工施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。            一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路            二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明            三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明(前号の避難</p>	<p>本変更内容により、貯槽容量が増加するものの、人の立ち入る通路等を確保するよう貯槽を配置することから、安全避難通路等の設計方針等に影響はない。なお、本変更を含めた安全避難通路等の設計方針は、第十三条の整理資料にまとめている。</p>

事業許可基準規則	規則適合性*
<p>用の照明を除く。)及びその専用の電源</p> <p>(安全機能を有する施設)</p> <p>第十四条 安全機能を有する施設は、その安全機能の重要度に応じて、その機能が確保されたものでなければならない。</p> <p>2 安全機能を有する施設は、通常時及び設計基準事故時に想定される全ての環境条件において、その安全機能を発揮することができるものでなければならない。</p> <p>3 安全機能を有する施設は、当該施設の安全機能を確認するための検査又は試験及び当該安全機能を健全に維持するための保守又は修理ができるものでなければならない。</p> <p>4 安全機能を有する施設は、クレーンその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、その安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>5 安全機能を有する施設を他の原子力施設と共用し、又は安全機能を有する施設に属する設備を一の加工施設において共用する場合には、加工施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p>	<p>放射性廃棄物の廃棄施設は、第十四条の適用対象である安全機能を有する施設であることから同条への適合性を示すこととする。</p> <p>なお、本変更を含めた安全機能を有する施設の設計方針は、第十四条の整理資料にまとめている。</p>
<p>(設計基準事故の拡大の防止)</p> <p>第十五条 安全機能を有する施設は、設計基準事故時において、工場等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>本変更内容は、設計基準事故の拡大の防止の設備等を変更するものではないことから、設計基準事故の拡大の防止の設計方針等に影響はない。</p>

事業許可基準規則	規則適合性*
<p>(核燃料物質の貯蔵施設)</p> <p>第十六条 加工施設には、次に掲げるところにより、核燃料物質の貯蔵施設を設けなければならない。</p> <p>一 核燃料物質を貯蔵するために必要な容量を有するものとする。</p> <p>二 冷却のための必要な措置が講じられているものであること。</p>	<p>本変更内容は、核燃料物質の貯蔵施設の設備等を変更するものではないことから、核燃料物質の貯蔵施設の設計方針等に影響はない。</p>
<p>(廃棄施設)</p> <p>第十七条 加工施設には、通常時において、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、加工施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する廃棄施設(安全機能を有する施設に属するものに限り、放射性廃棄物を保管廃棄する設備を除く。)を設けなければならない。</p> <p>2 加工施設には、放射性廃棄物を保管廃棄するために必要な容量を有する放射性廃棄物の保管廃棄施設(安全機能を有する施設に属するものに限る。)を設けなければならない。</p>	<p>本変更内容は、増加した放射性液体廃棄物の発生量に対して、低レベル廃液処理設備が放射性液体廃棄物を処理する能力を有するかどうかを確認する必要がある。また、固体廃棄物の年間発生量に対して、必要な容量を有しているかどうかを確認する必要がある。従って、第十七条への適合性を確認することとする。</p>
<p>(放射線管理施設)</p> <p>第十八条 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。</p> <p>2 放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を適切な場所に表示できる設備(安全機能を有する施設に属するものに限る。)を設けなければならない。</p>	<p>本変更内容は、放射線管理施設の設備等を変更するものではないことから、放射線管理施設の設計方針等に影響はない。</p>

事業許可基準規則	規則適合性*
<p>(監視設備)</p> <p>第十九条 加工施設には、通常時及び設計基準事故時において、当該加工施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を適切な場所に表示できる設備(安全機能を有する施設に属するものに限る。)を設けなければならない。</p>	<p>本変更内容は、監視設備の設備等を変更するものではないことから、監視設備の設計方針等に影響はない。</p>
<p>(非常用電源設備)</p> <p>第二十条 加工施設には、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、監視設備その他安全機能を有する施設の安全機能を確保するために必要な設備が使用できる非常用電源設備を設けなければならない。</p>	<p>本変更内容は、非常用電源設備の設備等を変更するものではないことから、非常用電源設備の設計方針等に影響はない。</p>
<p>(通信連絡設備)</p> <p>第二十一条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置(安全機能を有する施設に属するものに限る。)及び多様性を確保した通信連絡設備(安全機能を有する施設に属するものに限る。)を設けなければならない。</p> <p>2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において加工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、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。</p>	<p>本変更内容は、通信連絡設備の設備等を変更するものではないことから、通信連絡設備の設計方針等に影響はない。</p>

令和2年3月16日 R6

補足説明資料1－2

## 低レベル廃液処理設備の貯槽容量の変更

### 1. 低レベル廃液処理設備の貯槽容量の変更の概要について

分析設備から発生する廃液及び放出管理分析設備から発生する廃液の発生量を約  $0.2\text{m}^3/\text{d}$  から約  $0.5\text{m}^3/\text{d}$  に、管理区域内で発生する空調機器ドレン水等の廃液の発生量を約  $1.5\text{m}^3/\text{d}$  から約  $4\text{m}^3/\text{d}$  に変更する。

また、検査槽の貯槽容量を約  $5\text{m}^3 \times 2$  基及び約  $1.5\text{m}^3 \times 2$  基から約  $10\text{m}^3 \times 2$  基及び約  $2\text{m}^3 \times 2$  基に、廃液貯槽の貯槽容量を約  $15\text{m}^3 \times 3$  基から約  $22\text{m}^3 \times 3$  基に増強することに加え、吸着処理装置の処理能力を約  $0.2\text{m}^3/\text{d}$  から約  $0.5\text{m}^3/\text{d}$  に変更する。

廃液の内訳や各貯槽容量の設定根拠等の詳細を、次ページ以降に示す。

## 1. MOX燃料加工施設で発生する放射性液体廃棄物の種類

MOX燃料加工施設で発生する放射性液体廃棄物（油類廃棄物は除く。）は、以下のとおり。

### ①分析設備から発生する廃液

分析設備から発生する廃液は、分析設備の分析済液処理装置で分析済みの液中からプルトニウム及びウランを回収した後の放射性物質の濃度が十分低い廃液並びに通常、放射性物質が含まれていない試薬調整器具の洗浄水等の廃液である。

### ②放出管理分析設備から発生する廃液

放出管理分析設備から発生する廃液は、試料の前処理で使用した器具の洗浄水等の廃液である。

### ③管理区域内で発生する空調機器ドレン水等

管理区域内で発生する空調機器ドレン水等は、通常、放射性物質が含まれない廃液である。

## 2. 放射性液体廃棄物（油類廃棄物は除く。）の発生量見直し

### 2. 1 各発生源からの発生量見直し

新規制基準への適合として設備の設計変更及び新規追加を行ったことを受け、低レベル廃液処理設備へ受け入れる廃液発生量及び物質収支の見直しを行った。

① 均一化混合機の容積変更による分析件数の増加に伴い、分析装置から分析済液処理装置へ受け入れる液量が増加となった。また、分析済液処理装置の処理条件の見直しを行ったことで、分析設備から低レベル廃液処理設備に受け入れる廃液の発生量が増加となることが判明した。

上記により、分析設備から発生する廃液及び放出管理分析設備から発生す

る廃液の発生量を約0.2m<sup>3</sup>/dから約0.5m<sup>3</sup>/dに変更する。

- ② 新規制基準への適合として追加した設備の制御盤による機器発熱量の増加等からローカルクーラを増設したため、空調機器ドレン水等の廃液発生量に変更となった。

上記により、管理区域で発生する空調機器ドレン水等の廃液発生量を約1.5m<sup>3</sup>/dから約4m<sup>3</sup>/dに変更する。廃液の内訳を以下の表1に示す。

表 1 廃液の内訳

廃液の種類	変更前		変更後		変更理由
	日間発生量	年間発生量	日間発生量	年間発生量	
分析設備から発生する廃液	約 0.2 m <sup>3</sup> /d	約 55 m <sup>3</sup> /年	約 0.5 m <sup>3</sup> /d	約 120 m <sup>3</sup> /年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・均一化混合機の容積変更により、1日あたりの加工ロット数が2ロットから3ロットとなるため、分析件数が増加する。これにより、分析済液処理装置に受け入れる分析済液の増加を見込み算出した。</li> <li>・分析済液処理装置において、除染効率の向上を目的として、中和方法を変更したことにより廃液量が増加した。</li> </ul>
放出管理分析設備から発生する廃液		約 20 m <sup>3</sup> /年		約 80 m <sup>3</sup> /年	
管理区域内で発生する空調機器ドレン水等	約 1.5 m <sup>3</sup> /d	約 550 m <sup>3</sup> /年	約 4 m <sup>3</sup> /d	約 1400 m <sup>3</sup> /年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ローカルクーラは、各部屋に設置されている機器の発熱量を算出し、換気で除熱できない部屋に対してローカルクーラを設置している。</li> <li>・従来は、除熱対象とする部屋を数箇所としていたが、制御盤の増加等により、ローカルクーラにより除熱対象とする部屋を数十箇所とした。</li> <li>・上記により、ローカルクーラの台数が増加したことで、空調機器ドレン水等の発生量を変更した。</li> </ul>

### 3. 希釈水の考慮

低レベル廃液処理設備は、必要に応じて希釈処理を行う。分析設備から発生する廃液、放出管理分析設備から発生する廃液及び管理区域内で発生する空調機器ドレン水等の廃液発生量が共に増加した結果、希釈水量の割合を改めて算出したところ、全体の廃液量に希釈水のために使用する液量の割合が約48%となったが、廃液量が増加した管理区域内で発生する空調機器ドレン水等は、放射能を含まず放射性物質を希釈するために働くことから、変更前の希釈割合より少ない希釈水の使用で運転が可能であることを確認した。廃液発生量と希釈水の割合を以下の図1に示す。

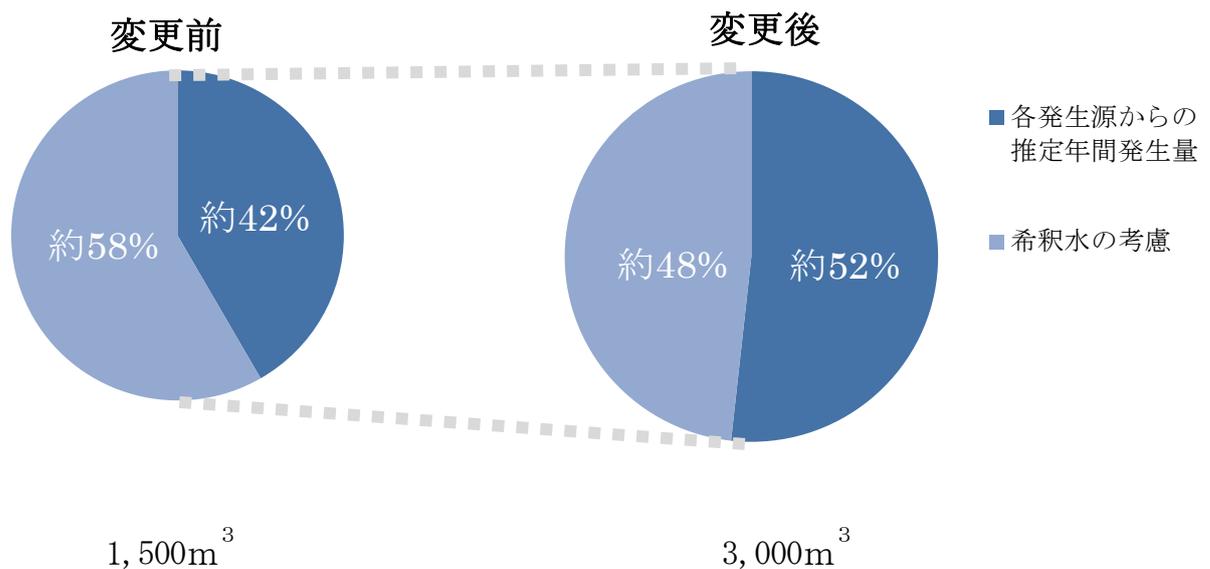


図1 廃液発生量と希釈水の割合

#### 4. 貯槽容量等の設定根拠

##### 4. 1 各貯槽容量の設定根拠

低レベル廃液処理設備の貯槽の運転について、検査槽は、貯槽を交互に使用して廃液の受け入れ、廃液の分析を実施したのち、廃液貯槽へ送液する。廃液貯槽は、3基の貯槽を交互に使用して検査槽から廃液を受け入れる。また、放射性液体廃棄物の放出に際しては、廃液貯槽で受け入れた廃液の放射能濃度を測定し、廃液中の放射性物質の濃度が「平成27年原子力規制委員会告示第8号」に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度以下であることを排出の都度確認したのち、排水口から排出する。

低レベル廃液処理設備の貯槽は、上述のとおり交互運転を実施するため、一方の貯槽が分析作業中や移送作業中の場合は、もう一方の貯槽で廃液を受け入れ続ける必要があり、これに対応した貯槽容量が必要となる。

##### (1) 検査槽の容量の設定

検査槽については、各種廃液の発生量の増加に伴い、再度、貯槽容量の検討を実施した結果、検査槽に受け入れた廃液の分析作業（かくはん、サンプリング、分析操作）、移送作業（必要手続き、移送）を考慮すると、一つの検査槽は、少なくとも約2日間は廃液を受け入れる容量が必要である。

分析設備から発生する廃液及び放出管理分析設備から発生する廃液を受け入れる検査槽は、約2日間で約 $1\text{ m}^3$ は定常的に受け入れる必要がある。ただし、廃液の発生量約 $0.5\text{ m}^3/\text{d}$ は年間発生量の平均値であり、約2日間で発生する最大液量は約 $1.4\text{ m}^3/\text{d}$ になる見込みであり、従来の容量（約 $1.5\text{ m}^3$ ）では、受け入れ裕度が少ない。万が一の分析のトラブルなどの不確定要素を考慮して貯槽容量を約 $2\text{ m}^3$ に変更した。

管理区域内で発生する空調機器ドレン水等の廃液を受け入れる検査槽は、約2日間で約8 m<sup>3</sup>は定常的に受け入れる必要があるが、従来の貯槽容量（約5 m<sup>3</sup>）では約2日間の受け入れ量を満足できないため、20%の設計裕度を考慮して貯槽容量を約10m<sup>3</sup>に変更した。

## (2) 廃液貯槽の容量の設定

廃液貯槽は、管理区域内で発生する空調機器ドレン水等の廃液を受け入れる検査槽から2日分（約8 m<sup>3</sup>）、分析設備から発生する廃液及び放出管理分析設備から発生する廃液を受け入れる検査槽から2日分（約1 m<sup>3</sup>）を一つの廃液貯槽に受け入れ、希釈操作、放射性物質の濃度を確認後、海洋放出管理系の第1放出前貯槽に排出する。

廃液貯槽に受け入れた廃液に対して、「平成27年原子力規制委員会告示第8号」に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度を十分に満足するため、希釈操作を実施するが、受け入れた廃液量と希釈水は、おおよそ1：1の割合（3. 希釈水の考慮）で希釈する必要があるが、さらに、原子炉等規制法以外に水質汚濁防止法に基づく排水基準を満足する必要がある。したがって、少なくとも約18m<sup>3</sup>の容量は必要であり、従来の廃液貯槽の容量（約15m<sup>3</sup>）では対応できないため、20%の設計裕度を考慮して約22m<sup>3</sup>に設定した。

## 4. 2 吸着処理装置の処理能力の設定根拠

吸着処理装置の処理能力は、分析設備から発生する廃液及び放出管理分析設備から発生する廃液を受け入れる検査槽に受け入れる廃液の日間発生量（約0.5m<sup>3</sup>/d）を処理する必要があるが、処理能力を約0.2m<sup>3</sup>/dから約0.5m<sup>3</sup>/dに設定した。吸着処理装置は、変更前約8h/dの運転時間を想定しており、運転時間を約20h/dに延長して運転することで物質の除去に影響

響の大きい流量などを変更することなく，1日以内で処理することが可能であることを確認した。

放射性液体廃棄物の処理系統図を以下の図2に示す。

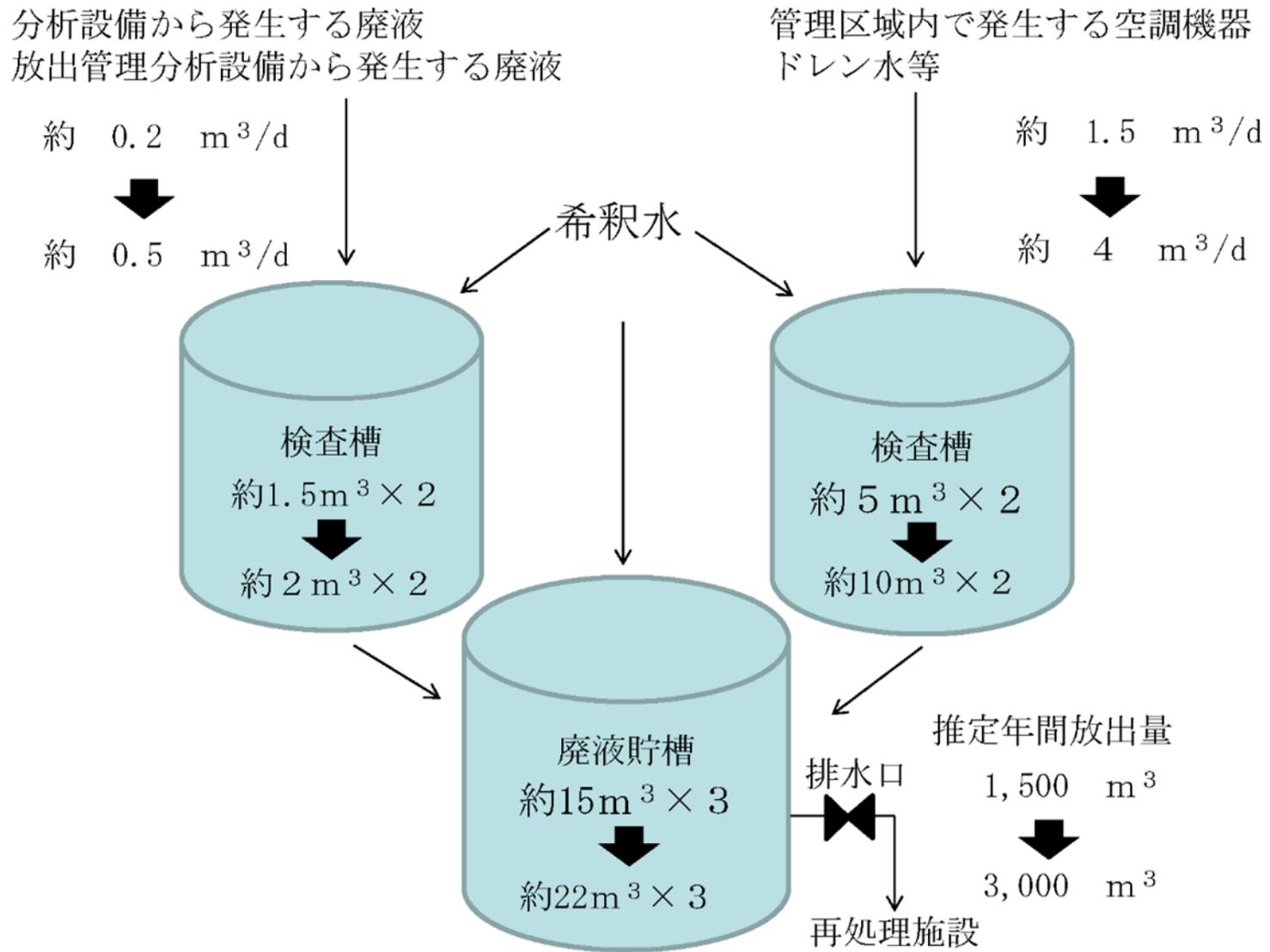


図2 放射性液体廃棄物の処理系統図

## 5. 貯槽容量変更に伴う配置成立性

貯槽容量を大きくしたことにより、変更前の貯槽の配置を維持して槽の径または高さを単純に変更するのでは配置は成立しないため、燃料加工建屋の施工性及び配置成立性の観点から作業員の通路及びメンテナンススペースの確保するため、西側2室のスペースを拡張し、3室に分散して配置することで成立する配置にした。変更前後の配置を以下の図3に示す。

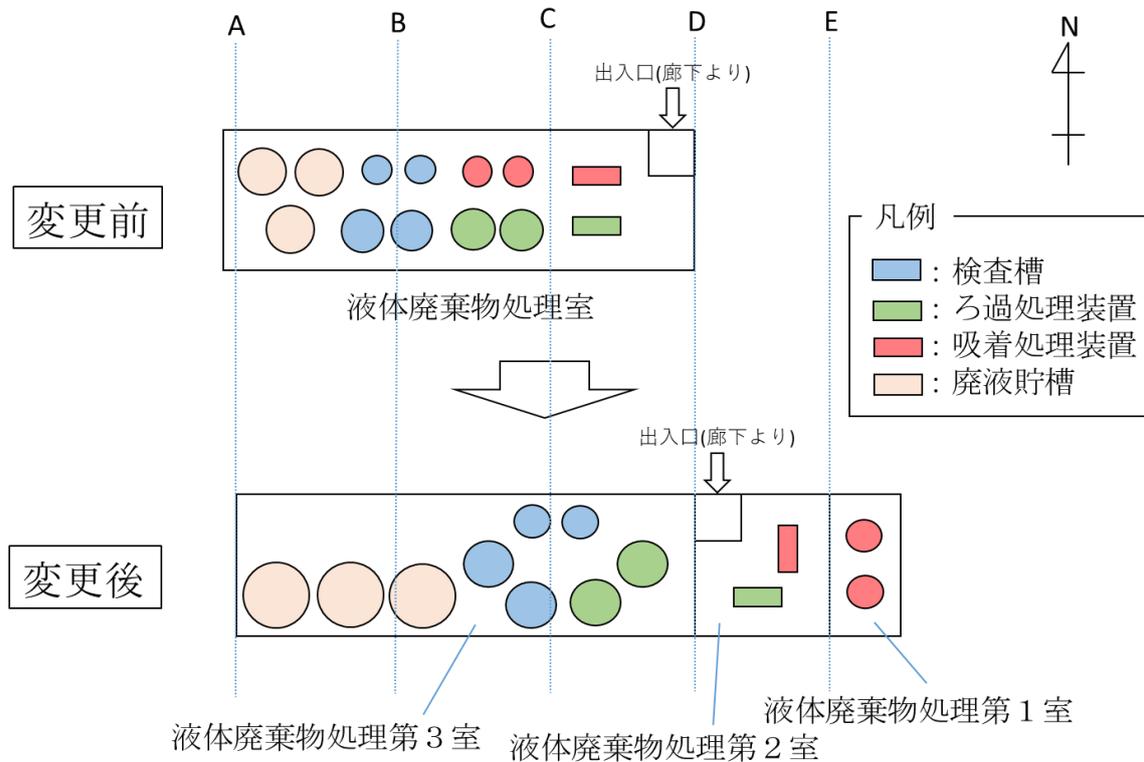


図3 燃料加工建屋地下3階液体廃棄物処理室の配置変更の概要

## 6. 放射性物質の年間放出量

### 6. 1 放射性物質量の推定条件の設定根拠

既許可申請書では、放射性物質の年間放出量の推定条件に、排水口から排出される排水中の含まれる放射性物質の濃度を、各核種の線量告示に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度に対する割合の和が1となる濃度としていた。

放射性液体廃棄物の放出管理は、加工施設の保安規定において、濃度限度の半分に相当する管理値を定めることにより放出管理を実施する。このため、放射性物質の放出量の算出条件である、排水口の濃度についても管理の実態に沿ったより厳しい評価を行う必要があると判断し、排水中の含まれる放射性物質の濃度を、各核種の線量告示に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度に対する割合の和が0.5となる濃度を推定条件として設定する。

### 6. 2 放射性物質量の推定条件の設定

放射性物質量の推定<sup>※1</sup>に当たり、放射性液体廃棄物の推定年間発生量は、3,000m<sup>3</sup>を推定条件として設定する。

排水口における廃液中の放射性物質濃度は、従来設定していた排水口における廃液中の放射性物質の濃度の半分の濃度<sup>※2</sup>を推定条件として設定する。

※1 年間放出量(Bq/年) = 推定年間発生量(m<sup>3</sup>/年) × 放射性物質の濃度(Bq/cm<sup>3</sup>)

※2 各核種の線量告示に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度に対する割合の和が0.5となる濃度

表2 排水口における廃液中の放射性物質の濃度(Bq/cm<sup>3</sup>)

核種	変更前	変更後
<u>P u (α)</u> <sup>注1</sup>	<u>3.1 × 10<sup>-3</sup></u>	<u>1.6 × 10<sup>-3</sup></u>
<u>P u (β)</u> <sup>注2</sup>	<u>5.3 × 10<sup>-2</sup></u>	<u>2.7 × 10<sup>-2</sup></u>

注1 P u - 238, P u - 239, P u - 240, P u - 242 及び Am - 241

注2 P u - 241

また、年間放出量の算定に用いる主要核種のプルトニウム組成は、再処理施設で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等の各燃料仕様に基づき、燃料型式のプルトニウムの質量割合を内部被ばくへの寄与を考慮し、評価用組成としてより厳しい評価となるように以下のとおり設定する。

核種	質量割合 (%)
<u>P u - 238</u>	<u>2.9</u>
<u>P u - 239</u>	<u>55.3</u>
<u>P u - 240</u>	<u>26.3</u>
<u>P u - 241</u>	<u>12.5</u>
<u>P u - 242</u>	<u>3.0</u>
<u>Am - 241</u>	<u>4.5</u>
合計	<u>104.5</u>

なお、アメリカシウム-241 は、再処理後の蓄積を考慮し、プルトニウム質量に対する比で 4.5%と設定する。また、ウラン及び不純物については、プ

ルトニウム（アメリシウム-241を含む。）に比べて、放出量が小さく、公衆の被ばくへの寄与が無視できる。

### 5.3 年間放出量

推定条件より算定した液体廃棄物の廃棄設備からの放射性物質の年間放出量は、表3に示すとおり、放射性物質の年間放出量に影響を与えるものではない。

表3 液体廃棄物の廃棄設備からの放射性物質の年間放出量

<u>核種</u>	<u>放射性物質の年間放出量 (Bq/年)</u>
<u>Pu(<math>\alpha</math>)<sup>注1</sup></u>	<u><math>4.6 \times 10^6</math></u>
<u>Pu(<math>\beta</math>)<sup>注2</sup></u>	<u><math>8.0 \times 10^7</math></u>

注1 Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-242 及び Am-241

注2 Pu-241

### 5.4 排水中の放射性物質による公衆の線量

MOX燃料加工施設の排水口から排出した排水は、海洋放出管理系の第1放出前貯槽及び第1海洋放出ポンプを經由して海洋放出管の海洋放出口から海洋へ放出する。

ここで、安全裕度のある拡散条件として、潮汐流又は海流による拡散及び希釈の効果を無視して、海洋放出口を頂点とする逆円錐形の評価海域（半径1 km、水深40m）に推定年間発生量の放射性液体廃棄物が希釈されることを想定する。このような条件においても評価海域における放射性物質の濃度は線量告示に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度の1万分の1以下であり、極めて小さい。

排水中の放射性物質による公衆の線量は、代表的な被ばく経路である海産物摂取による内部被ばくの実効線量を再処理事業指定申請書と同様の方法で評価した結果、約  $6 \times 10^{-4} \mu\text{Sv/y}$  となり、「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」において定められた線量目標値 ( $50 \mu\text{Sv/y}$ ) を下回る。なお、放射性液体廃棄物の主要核種はプルトニウムであることから、排水中の放射性物質による公衆の線量は海産物摂取による内部被ばくが支配的となる。

以上により、公衆の線量評価は、従来の評価結果に影響を及ぼすものではない。

令和2年3月16日 R 1

補足説明資料 1 - 3

MOX燃料加工施設から排水に含まれて放出される  
放射性物質の年間平均濃度及び年間放出量の算定

目 次

1. 概要
2. 放射性物質の物質収支
3. 許可申請書と設計値との比較

## 1. 概要

事業許可基準規則の解釈第十七条の解釈に基づき、MOX燃料加工施設の排水口から排出される放射性物質の年間平均濃度及び年間放出量の算定を行った。

### 第17条（廃棄施設）3項二号

① 加工施設から排水に含まれて放出される放射性物質の年間放出量又は年間平均濃度を算定すること。

## 2. 放射性物質の物質収支

### 2. 1 放射性物質が含まれる廃液について

低レベル廃液処理設備に受け入れる廃液は、以下（１）～（３）の３種類である。

- （１）分析設備から発生する廃液
- （２）放出管理分析設備から発生する廃液
- （３）管理区域内で発生する空調機器ドレン水等

上記のうち、（１）分析設備から発生する廃液は、分析設備の分析済液処理装置で分析済みの液中からプルトニウム及びウランを回収した後の放射性物質の濃度が十分低い廃液と通常、放射性物質が含まれていない試薬調整器具の洗浄水等<sup>\*</sup>の廃液に分けられる。

分析済液処理装置から低レベル廃液処理設備に受け入れる廃液は、プルトニウム及びウランを回収した後の廃液となるため、放射性物質を含んだ廃液である。

<sup>\*</sup>試薬調整器具の洗浄水等：GB 外の試薬準備室で使用し余った試薬、前処理の廃液

### 2. 2 分析済液処理装置による分析済液の処理について

分析済液処理装置は、分析で発生した分析済液からウラン及びプルトニウムをR S粉末として回収するため、分析済液の処理を行う。分析済液の処理は、中和、ろ過材又は吸着材を用いて処理を行う。

#### 2. 2. 1 除染効率の向上

低レベル廃液処理設備に受け入れる廃液のうち、放射性物質を含む廃液は、分析設備の分析済液処理装置から発生する廃液である。

均一化混合機の容積変更により、1日あたりの加工ロット数が2ロットから3ロットとなるため、分析済液処理装置に受け入れる放射性物質量が約1.5倍となる。

一方、分析済液処理装置では分析済液からウラン及びプルトニウムを回収するための処理を行うが、中和処理において、加工施設での実施条件を模擬した試験によって、500程度<sup>(※)</sup>の除染効率を得られることを確認しており、増加した放射性物質量についても処理できる見込みがあるものであると判断した。

上記により、分析済液処理装置に受け入れる放射性物質量が増加したものの、これまでと同じ放射性物質量まで低減することが可能となった。

※藤原英城ほか. “水酸化ナトリウムを用いた放射性廃液の中和処理試験(2)

中和による除染効率の確認” . 日本原子力学会 「2011年秋の大会」予稿集.

福岡, 2011-9-19/22, 日本原子力学会, 2011.

## 2. 2. 3 分析済液処理装置における物質収支

加工施設では、製品の品質管理のために、分析試料(プルトニウム富化度60%以下)の分析を行う。分析済液は、分析によりグローブボックス内で発生した溶液のことであり、分析済液処理装置に払い出す。

分析済液の算出にあたっては、各種分析を実施後に分析済液の発生の有無を確認し、分析頻度、分析済液に含まれる放射エネルギーを各種分析毎に算出し、分析済液処理装置に受け入れる液量、放射能濃度を算出している。

各分析装置における主な分析項目、分析済液の発生の有無を以下に示す。

表 1 分析項目と分析済液発生の有無

分析装置	分析項目	分析済液発生の有無
蛍光X線分析装置	E F M C又はプルトニウム富化度	×
試料溶解・調製装置	不純物分析又は物性測定	○
プルトニウム含有率分析装置	プルトニウム含有率又はウラン含有率	○
スパイク試料調製装置	プルトニウム・ウラン分析をするための前処理	×
スパイキング装置	プルトニウム・ウラン分析をするための前処理	○
イオン交換装置	プルトニウム・ウラン分析をするための前処理	○
試料塗布装置	プルトニウム・ウラン分析をするための前処理	○
α線測定装置	プルトニウム・ウラン同位体組成	○
γ線測定装置	プルトニウム・ウラン同位体組成又はアメリカシウム含有率	×
質量分析装置	プルトニウム・ウラン含有率又は同位体組成	×
I C P－質量分析装置及びI C P－発光分光分析装置	金属元素又は非金属元素含有量	○
炭素・硫黄・窒素分析装置	炭素, 硫黄又は窒素含有量	×
水素分析装置	水素含有量	×
O/M比測定装置	O/M比又はO/U比	×
蒸発性不純物測定装置	蒸発性不純物含有量	×
塩素・フッ素分析装置	塩素・フッ素含有量	○
水分分析装置	水分含有量	×
金相試験装置	マイクロ組織介在物, 気孔分布, 平均結晶粒径又はプルトニウム均一度	○
プルトニウムスポット検査装置	プルトニウム均一度	×
E P M A分析装置	マイクロ組織介在物又はプルトニウム均一度	×
粉末物性測定装置	粒度分布又は比表面積	×
液浸密度測定装置	液浸密度又は開気孔率	×
熱分析装置	熱的特性	×
ペレット溶解性試験装置	ペレット溶解度	○
X線回折測定装置	結晶構造	×

各種分析から発生する分析済液を算出した結果、分析済液の $\alpha$ 放射能濃度は約 $3.3 \times 10^7$ Bq/mlである。これを、中和処理することで約 $5.0 \times 10^4$ Bq/ml程度に低減できることを、上記の試験により確認している。さらに、ろ過・吸着については、先行施設において、 $10^4$ Bq/ml程度の液体を、分析済液処理装置と同等のろ過・吸着のプロセスを用いて $10^{-2} \sim 10^{-3}$ Bq/ml程度に低減した運転実績がある。先行施設の運転実績を交え、さらに希釈処理を行うことで、 $\alpha$ 放射能濃度を $2.9 \times 10^{-3}$ Bq/mlに低減することが可能である。分析済液処理装置の物質収支図を図1に示す。

分析済液

年発生量	約 3 m <sup>3</sup>
放射性物質濃度 (α)	約 3.3 × 10 <sup>7</sup> Bq/ml
放射性物質濃度 (β)	約 5.6 × 10 <sup>8</sup> Bq/ml

中和処理

年発生量	約 6 m <sup>3</sup>
放射性物質濃度 (α)	約 5.0 × 10 <sup>4</sup> Bq/ml
放射性物質濃度 (β)	約 8.6 × 10 <sup>5</sup> Bq/ml

ろ過・吸着

年発生量	約 6 m <sup>3</sup>
放射性物質濃度 (α)	約 4.9 × 10 <sup>-2</sup> Bq/ml
放射性物質濃度 (β)	約 8.5 × 10 <sup>-1</sup> Bq/ml

希釈処理

年発生量	約 104 m <sup>3</sup>
放射性物質濃度 (α)	約 2.9 × 10 <sup>-3</sup> Bq/ml
放射性物質濃度 (β)	約 5.0 × 10 <sup>-2</sup> Bq/ml

検査槽

図 1 分析済液処理装置の物質収支図

## 2. 2 分析済液処理装置から低レベル廃液処理設備に受け入れる廃液量

分析設備から発生する廃液の年間発生量は、約 120m<sup>3</sup>/年である。この年間発生量のうち、分析済液処理装置から発生する廃液は、約 105m<sup>3</sup>/年である。表 1 に詳細を示す

表 1 平常時に発生する廃液

基本設計			加工事業許可申請			
発生場所	廃液の種類	年間発生量	申請書記載分類	推定年間発生量	日間発生量	処理能力
分析第3室等	分析済液処理廃液	約105m <sup>3</sup> /年	分析設備の分析済液処理装置から発生する廃液等	約200m <sup>3</sup> /年	約0.5m <sup>3</sup> /日	約0.5m <sup>3</sup> /日 吸着処理装置
	器具洗浄廃液等	約 15m <sup>3</sup> /年				
放管試料前処理室	器具洗浄廃液等	約 80m <sup>3</sup> /年	放出管理分析設備から発生する廃液			
ペレット加工第2室、スクラップ処理室	一次冷却水	約 25m <sup>3</sup> /年	管理区域内で発生する空調機器ドレン水等	約1400m <sup>3</sup> /年	約 4 m <sup>3</sup> /日	約 5 m <sup>3</sup> /日 ろ過処理装置
ローカルクレーン（ペレット加工第2室等）	空調機器ドレン水	約1370m <sup>3</sup> /年				
金相試験室	金相試験廃液	約 5 m <sup>3</sup> /年				
			合計	約1600m <sup>3</sup> /年		
			平常時の評価条件：上記の合計値に、先行施設の実績（希釈処理水、非定常作業* <sup>1</sup> 、トラブル対応* <sup>2</sup> 、空調機器ドレン水の発生量の変動* <sup>3</sup> 等）を考慮し設定。	3,000m <sup>3</sup> /年		

\* 1 非定常時に発生する廃液

非定常の保守で発生する廃液（2次冷却水の交換等）。なお、建屋外から建屋内へ浸透する湧水は、建屋外壁の防水処理、建屋外近傍へのサブドレンピットの設置等の対策により定常的に発生することはないが、何らかの理由で地下3階下2重スラブ内での湧水の発生。

\* 2 トラブル対応

汚染事故による除染室からの除染水。

\* 3 空調機器ドレン水の発生量の変動

空調機器ドレン水の発生量については、通常運転状態から想定されるは発生量を想定しているが、推定年間発生量の設定（3,000m<sup>3</sup>/年）にあたっては、季節による空調機器ドレン水の発生量の変動も考慮。

## 2. 3 放射性物質の年間平均濃度及び年間放出量

低レベル廃液処理設備に受け入る分析済液処理装置から発生する廃液の設計上の放射性物質の濃度は、約  $2.9 \times 10^{-3}$  Bq/ml ( $\alpha$ ) 及び約  $5.0 \times 10^{-2}$  Bq/ml ( $\beta$ ) である。

上記濃度の廃液を、分析済液処理装置から低レベル廃液処理設備の検査槽に受け入れ、廃液貯槽において希釈処理を実施したのち、排水口から排出するまでの物質収支は図 1 のとおりである。

排水口から排出される放射性物質の年間平均濃度は約  $1.2 \times 10^{-4}$  Bq/ml ( $\alpha$ ) 及び約  $2.0 \times 10^{-3}$  Bq/ml ( $\beta$ ) と見込んでいる。

また、上記の年間平均濃度に放射性液体廃棄物の年間発生量 ( $2700\text{m}^3$ ) を乗じて放射性物質の年間放出量を計算すると  $P_u$  ( $\alpha$ ) は約  $3.0 \times 10^5$  Bq/年のである。また、 $P_u$  ( $\beta$ ) については、約  $5.2 \times 10^6$  Bq/年である。

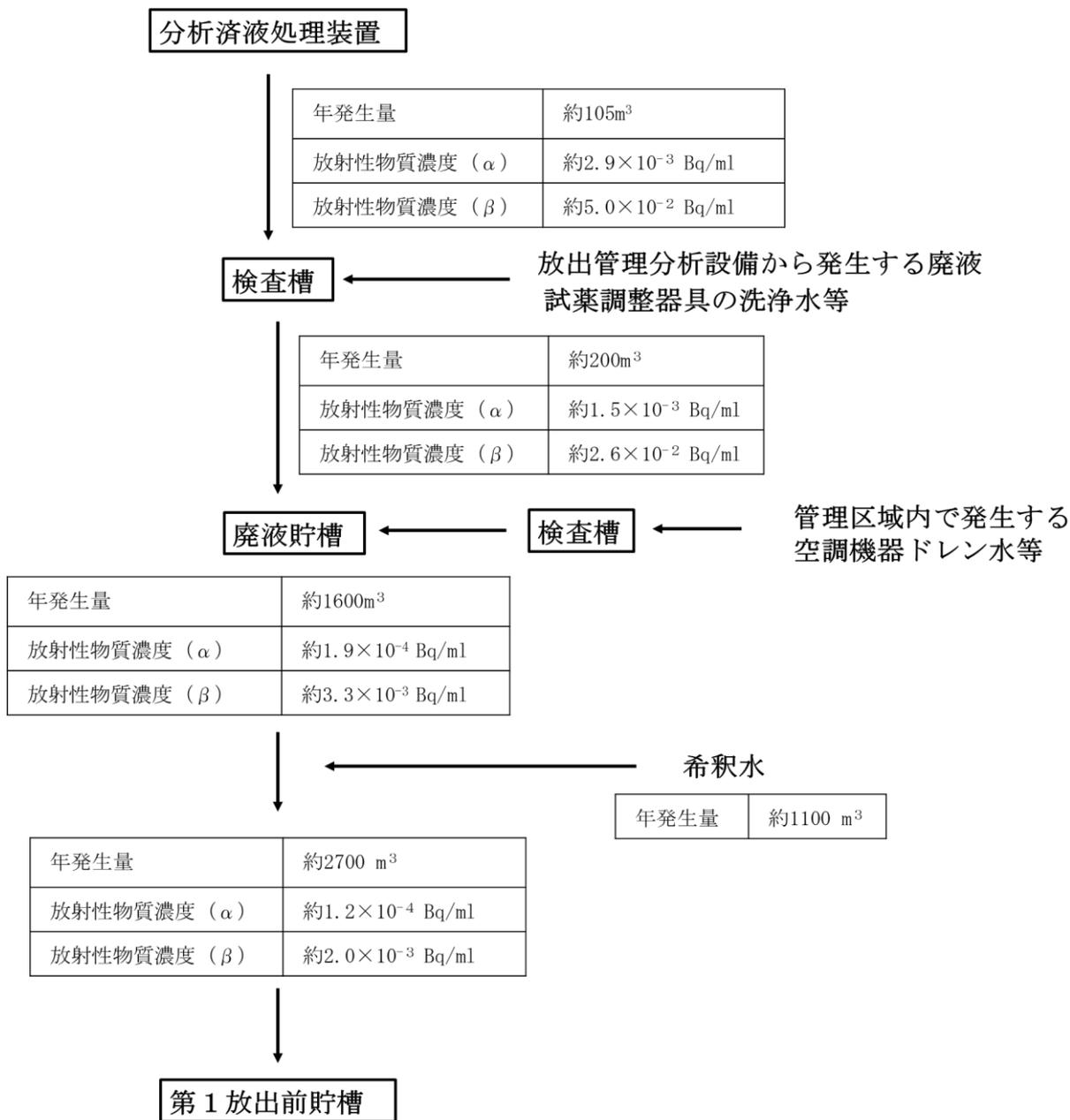


図2 低レベル廃液処理設備の物質収支図 (年間平均)

### 3. 許可申請書と設計値との比較

加工事業許可申請書において、放射性物質量の推定条件に用いる排水口における廃液中の放射性物質の濃度及び設計上見込んでいる放射性物質の濃度を比較した。いずれにおいても、加工事業許可申請書の値よりも設計上見込んでいる値が低いことを確認した。

表2 排水口における廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

核種	申請書	設計値
Pu(α) <sup>注1</sup>	$1.6 \times 10^{-3}$	約 $1.2 \times 10^{-4}$
Pu(β) <sup>注2</sup>	$2.7 \times 10^{-2}$	約 $2.0 \times 10^{-3}$

注1 Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-242 及び Am-241

注2 Pu-241

表3 液体廃棄物の廃棄設備からの  
放射性物質の推定年間放出量 (Bq/年)

核種	申請書	設計値
Pu(α) <sup>注1</sup>	$4.6 \times 10^6$	約 $3.0 \times 10^5$
Pu(β) <sup>注2</sup>	$8.0 \times 10^7$	約 $5.2 \times 10^6$

注1 Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-242 及び Am-241

注2 Pu-241

令和2年3月16日 R 1

補足説明資料1－4

## プルトニウム同位体組成等の設定について

### 1. 評価上考慮する燃料仕様の考え方

推定年間放出量は1年間の放射性物質の放出量を算出することから評価に当たって考慮するプルトニウム同位体組成は、原料MOX粉末の供給元である六ヶ所再処理施設で1日当たり再処理する使用済燃料の平均燃焼度最高値等の仕様に基づき設定する。

燃焼度は、高い方が発熱量が高く、被ばくも多くなることから、「再処理事業指定申請書」に記載されている「1日当たり再処理する使用済燃料の平均燃焼度を  $45\text{GWd/t} \cdot U_{pr}$  以下とする。」より  $45\text{GWd/t}$  とし、初期濃縮度及び比出力は、平均取出燃焼度  $45\text{GWd/t}$  に対応させて、各々BWR燃料は  $4.0\text{wt\%}$  及び  $25\text{MW/t}$ 、PWR燃料は  $4.5\text{wt\%}$  及び  $38.5\text{MW/t}$  とする。

また、内部被ばくに対する寄与割合が大きいPu-236とPu-238は、冷却期間が4年以上では減少するため、冷却期間は「再処理事業指定申請書」に記載されている「せん断処理するまでの冷却期間 4年以上」より最小である4年とする。

以上を基に次表に評価上考慮する燃料仕様を示す。

表 燃料仕様

パラメータ	BWR使用済燃料	PWR使用済燃料
初期U-235濃縮度 (wt%)	4.0	4.5
燃焼度(GWd/t)	45	45
比出力(MW/t)	25	38.5
冷却期間(年)	4	

## 2. プルトニウム同位体組成比の算出

同位体組成の算出に当たっては、上記に示す使用済燃料の燃焼条件に従い、ORIGEN-2 コード（添付資料①「ORIGEN コードの概要」参照）により同位体組成を算出し、BWRとPWRの計算結果のうち、大きい方を評価用として設定する。さらに内部被ばくに寄与が大きい上位核種<sup>(注1)</sup>から100%となるような同位体組成比を割り当てて、次表のとおり設定する。なお、Pu-236は、ORIGEN-2 計算結果が10万分の1と極めて小さいことから評価上無視しうる。

プルトニウム-241の崩壊により生成するアメリシウム-241の含有率については、再処理後の蓄積を考慮し4.5wt%と設定する。（添付資料②「アメリシウム-241の4.5%の根拠について」参照）

表 プルトニウム同位体組成比

主要核種	ORIGEN-2 計算値(wt%)		評価用 (wt%)
	BWR	PWR	
Pu-238	2.87	2.28	2.9
Pu-239	51.2	55.3	55.3
Pu-240	26.3	23.9	26.3
Pu-241	12.5	12.5	12.5
Pu-242	7.13	6.03	3.0 <sup>(注2)</sup>
Am-241	—	—	4.5
合計	100.0	100.0	104.5

注1 被ばく量に寄与するPu核種の順は、 $^{236}\text{Pu} > ^{238}\text{Pu} > ^{241}\text{Pu} (^{241}\text{Am}) > ^{240}\text{Pu} > ^{239}\text{Pu} > ^{242}\text{Pu}$ となる。

注2 Pu同位体のうち、被ばく量への寄与の一番小さい $^{242}\text{Pu}$ を調整して、Puの同位体組成比が100wt%となるように調整する。

## ORIGEN コードの概要

## 1. 概要

ORIGEN は、使用済燃料中の各種組成等を計算するコードで、広く一般に使用されている。核燃料中の核分裂生成物・アクチノイド元素の生成と放射性崩壊を解き、それら核種の含有量、全崩壊熱、放出光子スペクトル等を求めるものである。

ORIGEN はこれまで数回のバージョンアップが行われ、現在はその最新版として ORIGEN-2<sup>(1)</sup> が公開されているので、以下ではそれについて紹介する。

## 2. 計算方法

計算の基となる方程式は、次式に示す一点炉・一群近似の連立微分方程式である。

$$\frac{dX_i}{dt} = \Phi \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k X_k + \sum_{j=1}^N l_{ij} \lambda_j X_j - (\lambda_i + \Phi \sigma_i) X_i + y_i F \quad (1)$$

式中の記号のうち、 $X_i$  は注目する核種  $i$  の原子数密度、 $X_k$  はターゲット核種  $k$  の原子数密度、 $\Phi$  は全エネルギーで積分され所要の空間で平均化された中性子束、 $\sigma$  はスペクトル荷重で平均化された一群反応断面積、 $f_{ik}$  は核種  $k$  に吸収された時核種  $i$  を生成する割合、 $\lambda_j$  は崩壊定数及び  $l_{ij}$  は核種  $j$  が崩壊した時核種  $i$  を生成する割合、 $y_i$  は核種  $i$  の核分裂収率、 $F$  は核分裂率である。 $N$  は考慮する核種数を示す。

ORIGEN-2 では、(1) 式の解法として指数関数の級数展開を利用した Matrix Exponential 法を用いている。

ORIGEN-2 に収納されている核データライブラリーは空間平均スペクトルを重みとしたエネルギー一群の中性子反応断面積ライブラリー (核分裂収率を含む)、生成核種の崩壊データライブラリー及び光子データライブラリーの 3 つに大きく分けられる。一群の中性子反応断面積は炉型、燃料の種類、燃焼度等に依存するため、それらに応じて 39 個のファイルが用意されており (BWR, PWR, LM

FBR, CANDU, 2200m/s 断面積, U, Pu, Th 等), コード使用者が選択するようになっている。なお, 各ファイルには放射化のデータも収納されている。

本加工施設では, 燃焼計算ライブラリとして, 使用済燃料の型式, 燃焼度範囲を考慮して, BWR 使用済燃料に対しては BWR-U を, PWR 使用済燃料に対しては PWR-UD50 を使用する。

### 3. 実績

ほとんどの核燃料取扱施設の許認可で使用されている。

許可申請者	対象施設
日本原子力研究開発機構	第二開発室* 第三開発室* 再処理施設 リサイクル機器試験施設
日本原燃	再処理施設 廃棄物管理施設
その他	核燃料輸送物

\* 使用許可申請

### 参考文献

- (1) A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 ComPuter Code", ORNL/TM-7175 (1980)

## アメリカシウム-241の4.5%の根拠について

推定年間放出量の算定に用いているアメリカシウム-241の4.5%は、平常時の運転状態で保守側となる値として設定したものである。このアメリカシウム-241の割合は、下図に示すとおりプルトニウム-241の崩壊により1年で約0.5%/Puで増加したとしても、再処理後の蓄積期間として約9年に相当する値であり、平常時の操業条件を考慮すると十分保守側の設定である

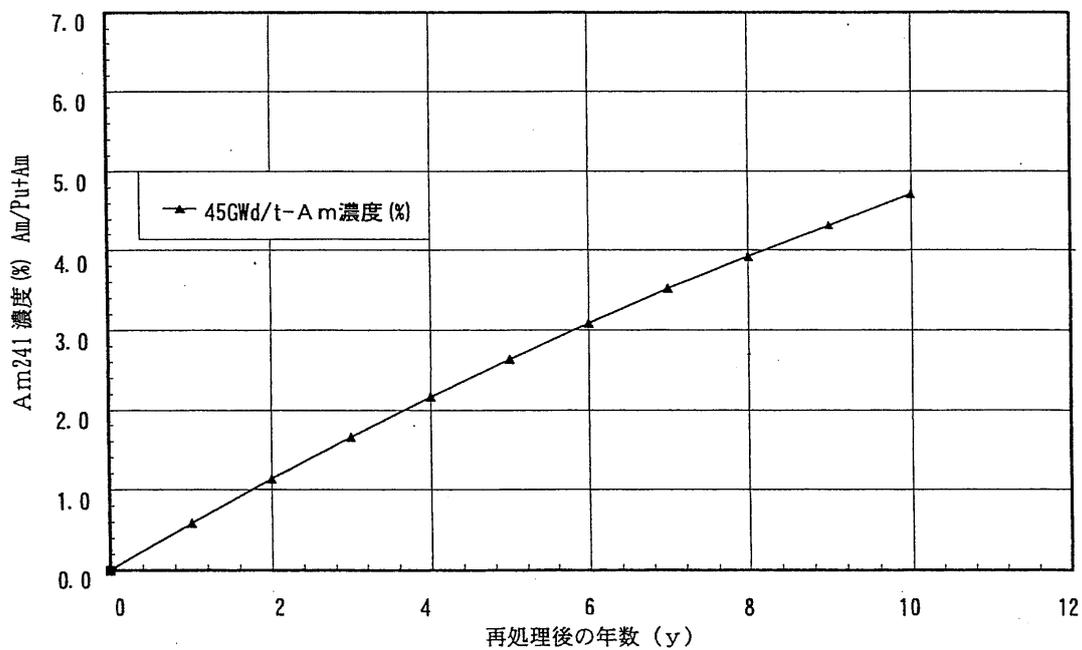


図 回収プルトニウム中のアメリカシウム-241の発生割合

令和2年3月16日 R5

補足説明資料1－6

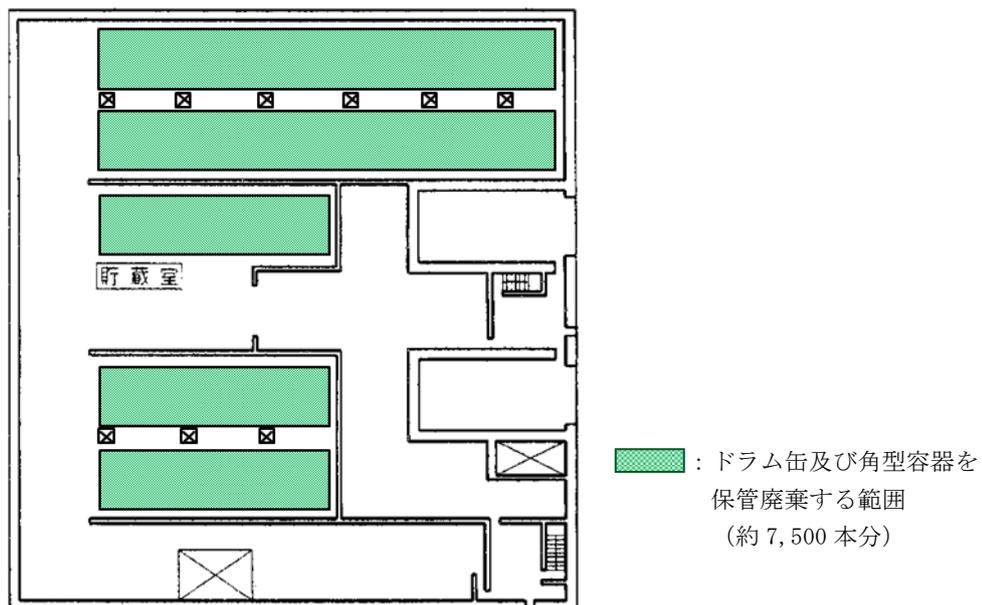
## 第2低レベル廃棄物貯蔵系の最大保管廃棄能力の変更

### 1. 最大保管廃棄能力の変更の概要

第2低レベル廃棄物貯蔵系は、最大保管廃棄能力を約50,000本※  
(第1貯蔵系：約7,500本、第2貯蔵系：約42,500本)として許可  
を得ており、このうち第1貯蔵系の保管廃棄能力を変更する。

※本数は200ℓドラム缶換算であり、以下同様。

第1貯蔵系は、計画段階において約7,500本分に相当するドラム  
缶および角型容器を保管廃棄することとしており、第1図の緑色の  
範囲である。

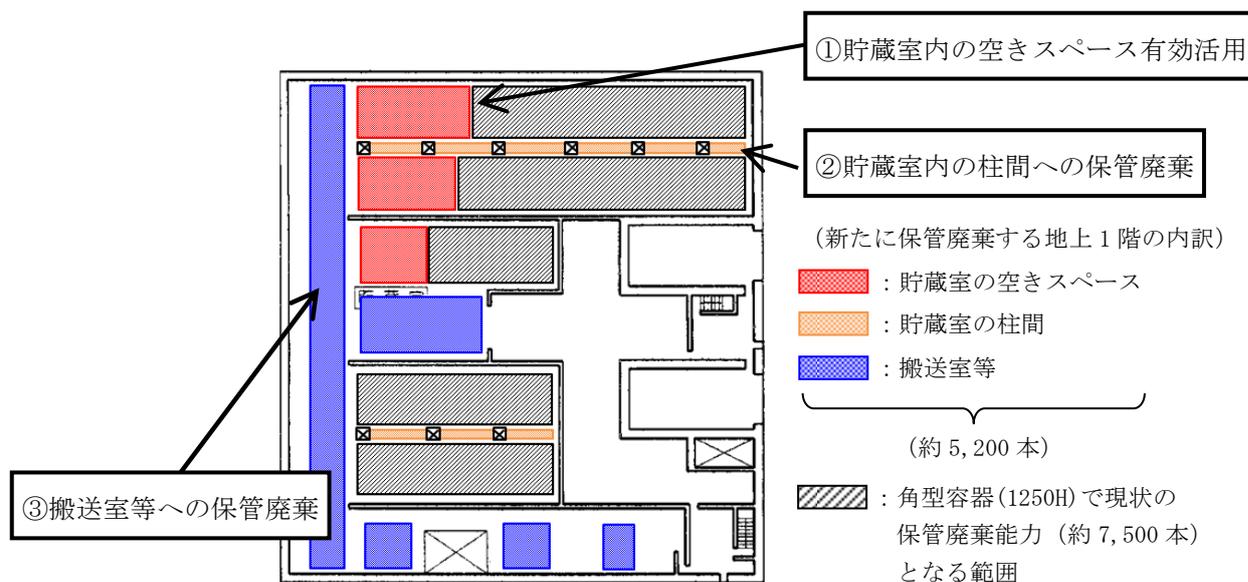


第1図 保管廃棄能力の変更前の貯蔵イメージ

第1貯蔵系に保管廃棄する容器を、角型容器に統一することにより、既許可である約7,500本分となる範囲は第2図の灰色となり、赤色の範囲が空きスペースとなるため、更に約1,900本に相当する角型容器を保管廃棄できる。

また、貯蔵室内の空きスペースである柱間(橙色の範囲)に角型容器を保管することにより、更に約800本に相当する角型容器を保管廃棄できる。

また、貯蔵室(灰色+赤色+橙色の範囲)へ保管廃棄後は、フォークリフトの搬送路である搬送室及び廊下(青色の範囲、以下「搬送室等」という。)は必要ないため、新たに約2,500本に相当する角型容器を保管廃棄できる。



第2低レベル廃棄物貯蔵建屋 地上1階(平面)

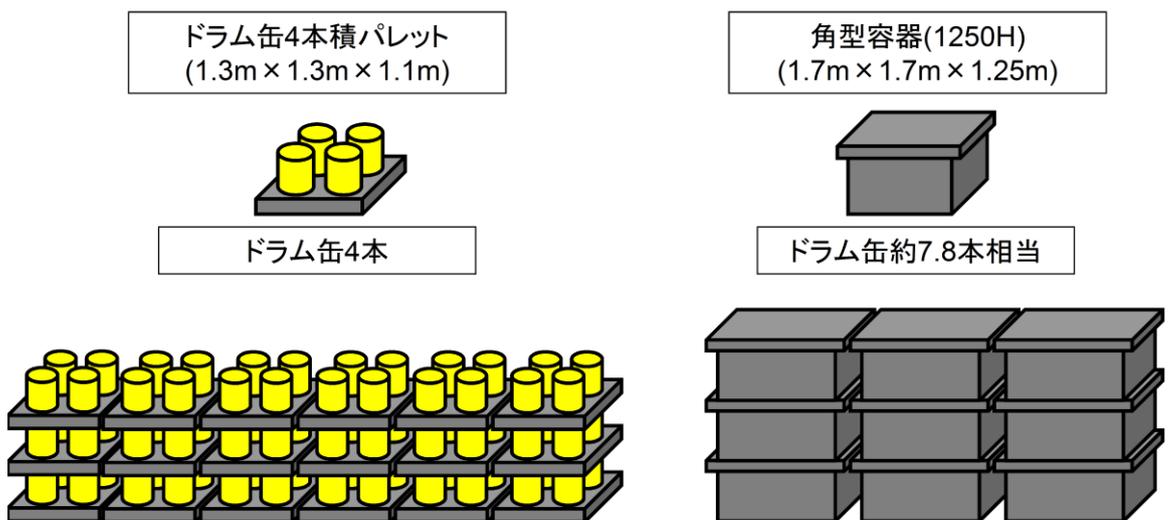
第2図 保管廃棄能力の変更後の貯蔵イメージ

以上より、貯蔵室内の空きスペース、柱間や搬送室等への保管廃棄により、最大保管廃棄能力を約 50,000 本（第 1 貯蔵系：約 7,500 本、第 2 貯蔵系：約 42,500 本）から約 55,200 本（第 1 貯蔵系：約 12,700 本、第 2 貯蔵系：約 42,500 本）に変更する。なお、変更にあたり貯蔵の積み付け段数（最大 3 段）に変更はない。

第 2 表 最大保管廃棄能力の変更の考え方

	設計時の考え方	変更後の考え方
①貯蔵室内の空きスペース有効活用*	・申請した保管廃棄能力約 7,500 本になるようにドラム缶および角型容器を保管廃棄する	・角型容器に統一することにより、空きスペースができるため、更に角型容器を保管廃棄する
②貯蔵室の柱間への保管廃棄	・動線が複雑であるため、廃棄物を保管廃棄しないものとし、空きスペースとしていた。	・空きスペースを有効活用するため、柱間へ角型容器を保管廃棄する
③搬送室等への保管廃棄	・搬送室等は廃棄物搬送のためのフォークリフトの通行スペースとして確保し、廃棄物を保管廃棄しない	・現状の貯蔵室への保管廃棄後はフォークリフトの通行スペースは必要ないことから、搬送室等へ角型容器を保管廃棄する

※：第 3 図に示すとおり、ドラム缶 4 本積のパレットと比べ、角型容器の底面積は 1.7 倍となるが、容積は約 2 倍となることから、スペースの有効活用を図ることができる。



第 3 図 ドラム缶と角型容器の占有容積のイメージ

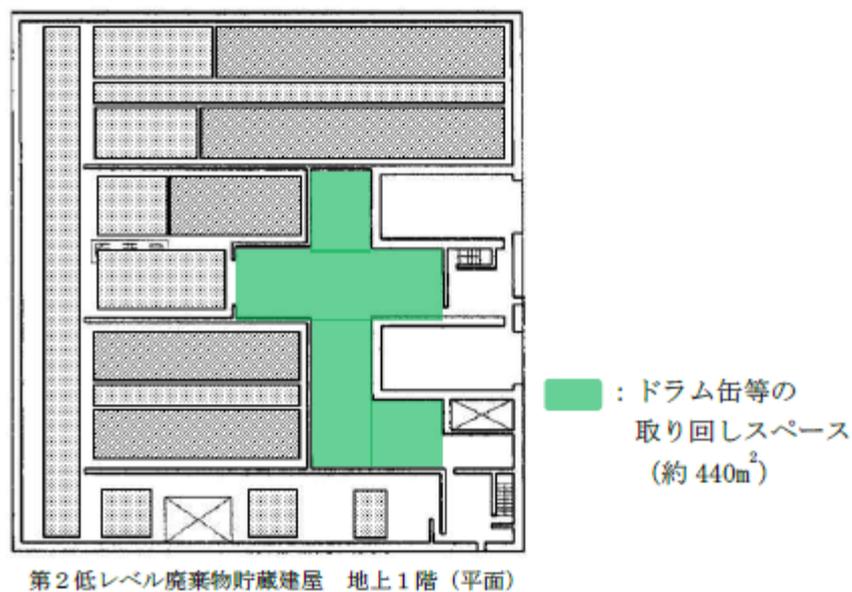
上記から最大保管廃棄能力の変更に伴うドラム缶等の点検について、ドラム缶等の移動が必要になった場合に移動するためのエリアを確保している。

最も移動本数が多くなる位置のドラム缶等を取り出す際の取り回しスペースを第4図に示す。

取り回しスペースを確保することにより、奥側のドラム缶等を取り回しスペースにフォークリフトで一旦移動させながら順次取り出しを行う。

また、ドラム缶等の保管状態の確認は、ドラム缶等と建屋壁の間に人が通れるスペースがあることから容易に確認することができる。

ドラム缶等を搬送室等に貯蔵する場合には、遮蔽設計及び常時作用する荷重に影響がないように、表面線量当量率及び質量を貯蔵前に管理する。



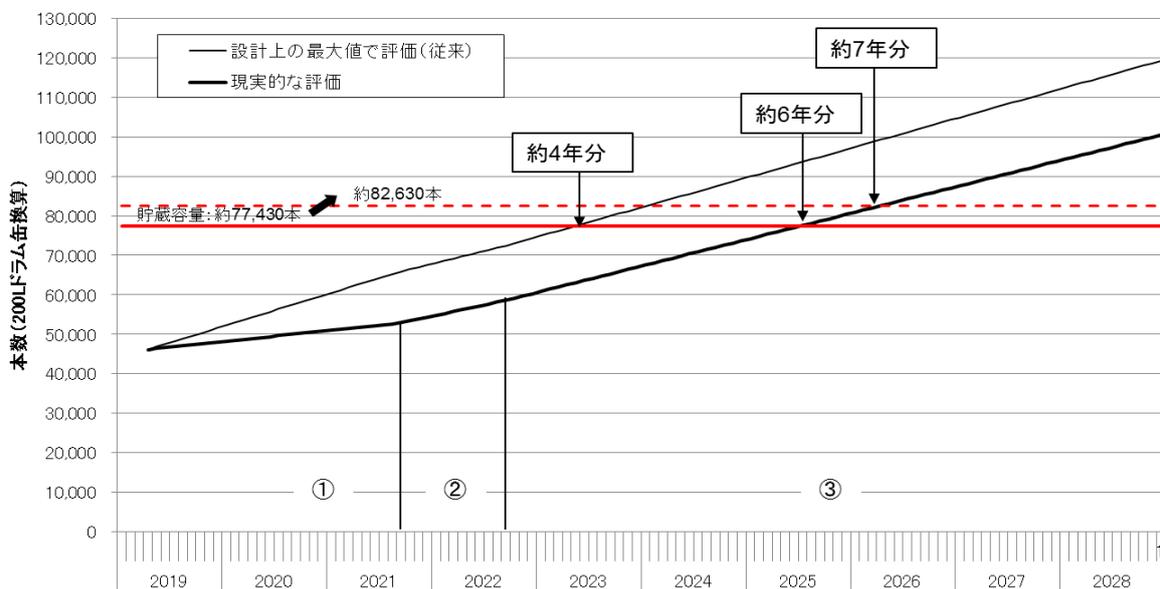
第4図 ドラム缶等の移動のためのエリア

## 2. 貯蔵容量の評価

第2低レベル廃棄物貯蔵系の最大保管廃棄能力の変更及び低レベル濃縮廃液の乾燥処理物の発生量見直しを踏まえた結果，再処理施設全体は平成31年4月30日以降，約7年分の容量を確保することができる。約7年分以降の保管スペースについては，再処理施設での貯蔵建屋の増設計画もあり，再処理と連携しながら対策を講じる。

第3表 貯蔵容量の評価結果

施設	保管廃棄能力 (変更後)	従来の評価	現実的な評価	現実的な評価＋ 最大保管廃棄能力変更
再処理施設全体	約77,430本 (約82,630本)	約4年分	約6年分	約7年分



第5図 廃棄物貯蔵量の推移（再処理施設全体）

第4表 廃棄物発生量の想定（再処理施設全体）

	① 再処理しゅん工前	② 再処理しゅん工後	③ MOXしゅん工後
従来	約8,200本／年	約6,500本／年	約7,500本／年
変更後	約2,800本／年	約5,700本／年	約6,700本／年
変更の内訳	約1,500本／年 <sup>※1</sup> 約1,300本／年 <sup>※2</sup>	△約800本／年 <sup>※3</sup>	△約800本／年 <sup>※3</sup>

※1：再処理施設停止期間（平成21年度～平成29年度）の廃棄物発生量の平均値

※2：新規制基準に係る工事の廃棄物発生量

※3：低レベル濃縮廃液の乾燥処理物の発生量見直しに伴う、廃棄物の減少量

令和2年3月16日 R 1

補足説明資料 1 - 7

第2低レベル廃棄物貯蔵系の最大保管廃棄能力変更に伴う  
直接線及びスカイシャイン線による線量への影響について

目 次

1. 再処理施設からの直接線およびスカイシャイン線による線量の評価
2. MOX燃料加工施設の雑固体を再処理施設へ保管廃棄した場合の線量評価への影響について
3. MOX燃料加工施設における直接線及びスカイシャイン線による公衆の線量評価について
4. 放射性物質の放出等に伴う公衆の線量評価結果

## 1. 再処理施設からの直接線およびスカイシャイン線による線量の評価

### 1. 1 平常時の公衆の線量評価

再処理施設からの直接線およびスカイシャイン線による線量の評価は、主排気筒を中心として16方位に分割した各方位の敷地境界について行う。建屋ごとに各方位の敷地境界における線量を計算し、方位ごとに線量を合算して再処理施設全体の線量を求める。既許可の事業指定申請では、北東（NE）方位が最大となり、約 $6 \times 10^{-3}$  mSv/年と評価している。

第2低レベル廃棄物貯蔵建屋の最大保管廃棄能力向上に伴う影響評価では、既許可の事業指定申請で使用した計算コードおよび手法を用いる。詳細は以下のとおり。

#### 1) 遮蔽計算コード

「原子力発電所放射線遮へい設計規定（JEAC 4615-2008）」等に記載され、原子力施設の安全評価に標準的に用いられている遮蔽計算コード

- (1) 直接線：点減衰核積分コード（QAD）
- (2) スカイシャイン線：一次元輸送計算コード（ANISN）と

一回散乱計算コード（G-33）の組合せ

#### 2) 評価における方位および距離

- (1) 方位：主排気筒を中心に16方位に分割
- (2) 距離：第2低レベル廃棄物貯蔵建屋中心から各方位の敷地境界までの最短距離

### 3) 計算の考え方

#### (1) 直接線

第2低レベル廃棄物貯蔵建屋の外壁面（東西南北）のうち、建屋外の線量が最も大きくなる面を評価面とし、この評価面が各方位に向いているものとして線量を計算する。

#### (2) スカイシャイン線

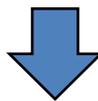
線源（廃棄物）から建屋天井を透過するガンマ線を ANISN を用いて計算し、透過後の空気との散乱計算を G-33 を用いて各方位の線量を計算する。

### 4) 計算フロー及び計算モデル

#### (1) 直接線

##### ①計算フロー

① 建屋外壁内面の線量が遮蔽設計の基準線量率の上限（ $500 \mu\text{Sv/h}$ ）となるよう線源強度を算出



② ①で算出した線源強度の廃棄物および建屋外壁等の遮蔽体をモデル化して配置



③ 点減衰核積分コード（QAD）で各方位の評価点における実効線量を算出

## ②計算モデル

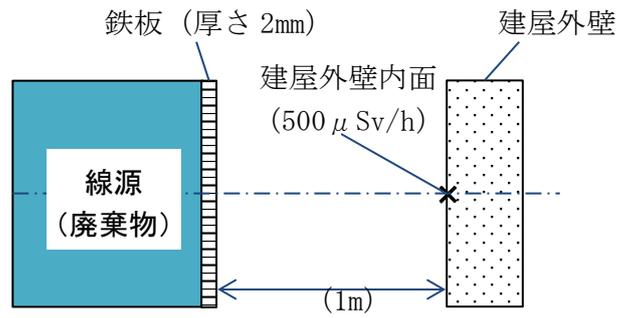


図1 線源強度の算出モデル

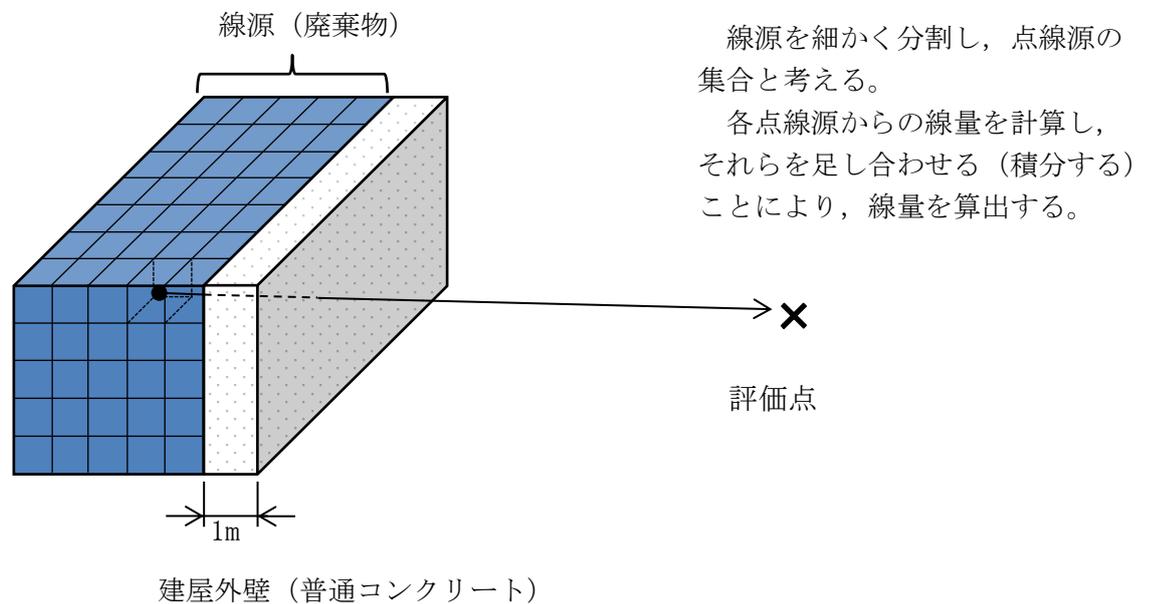


図2 QAD 計算モデル

## (2) スカイシャイン線

### ① 計算フロー

① 直接線の計算と同様の線源強度を設定

(建屋外壁内面の線量が遮蔽設計の基準線量率の上限 ( $500 \mu\text{Sv/h}$ ) となる線源強度)



② ①で設定した線源強度の廃棄物および遮蔽体として建屋天井をモデル化して配置



③ 一次元輸送計算コード (ANISN) で建屋天井を透過する単位面積あたりのガンマ線束 (ガンマ線束密度) <sup>\*</sup> を算出

<sup>\*</sup> ガンマ線束密度: ガンマ線数/面積/時間



④ ガンマ線束密度に貯蔵エリアの面積を乗じ, 結合点における点線源の線源強度を算出



⑤ 一回散乱計算コード (G-33) で各方位の評価点における実効線量を算出

## ②計算モデル

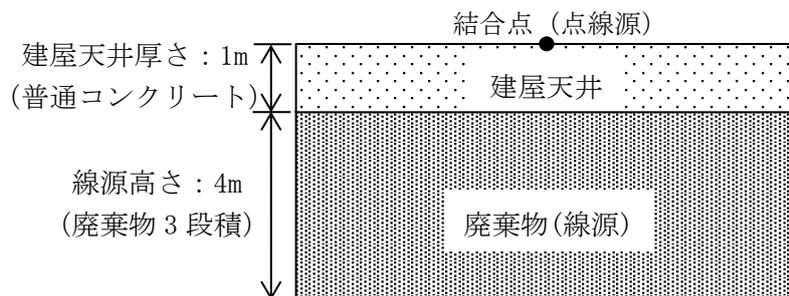


図3 ANISN 計算モデル

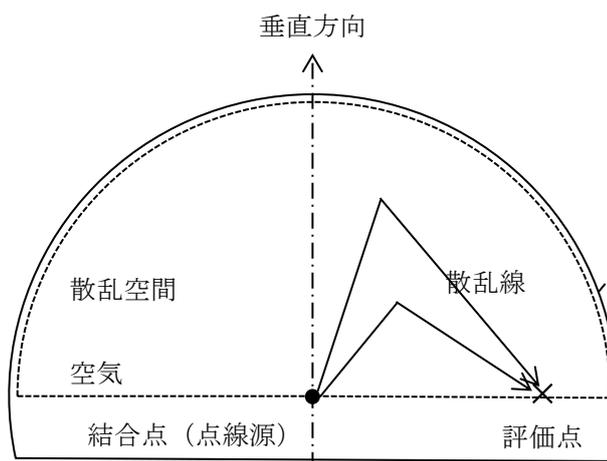
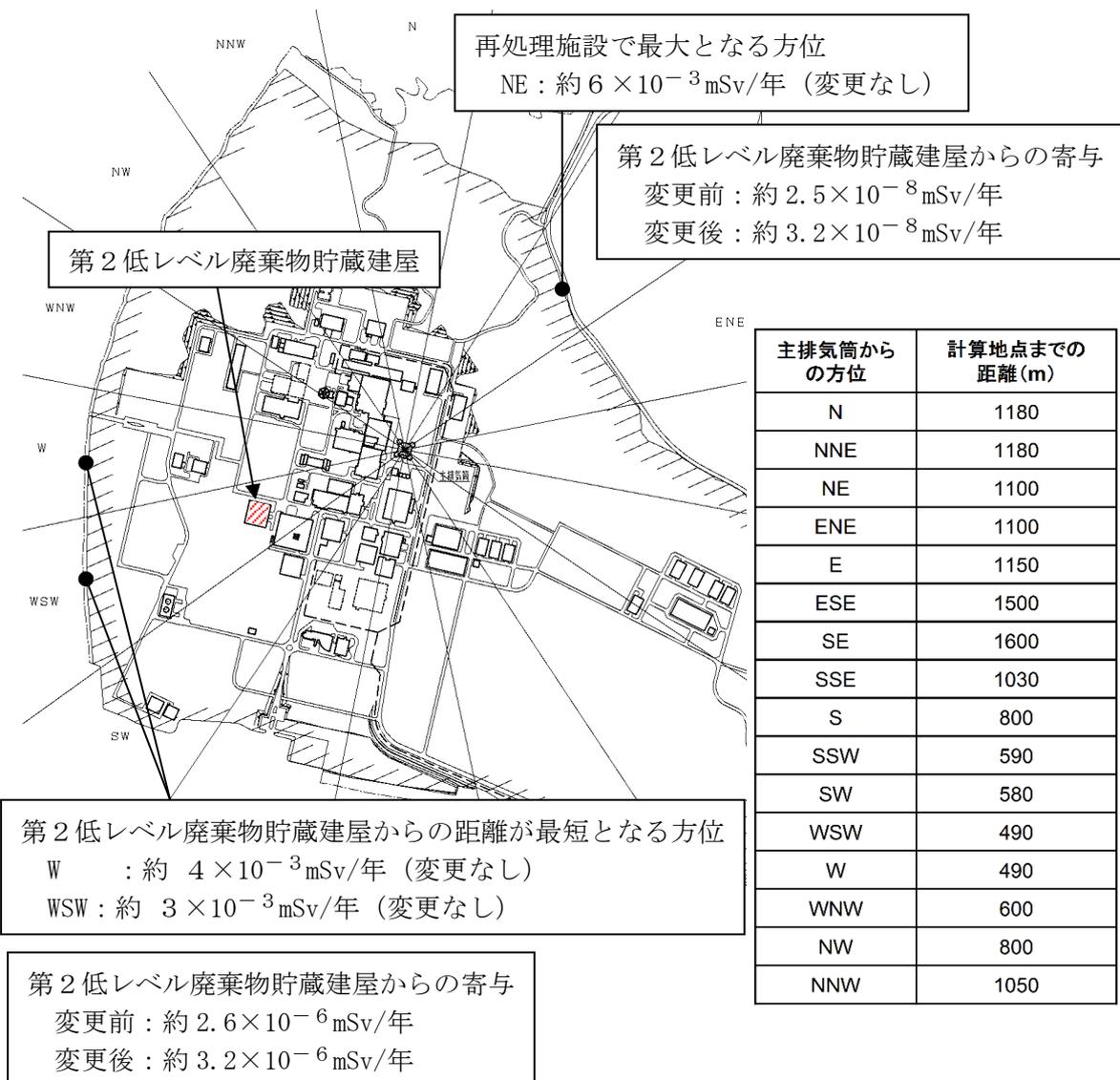


図4 G-33 計算モデル

## 1. 2 再処理施設からの放射線による実効線量への影響

影響評価の結果，保管廃棄能力の変更に伴う線量の増加は僅かであり，線量告示に定められた線量限度の  $1 \text{ mSv}/\text{年}$  を十分下回る。また，敷地境界外で最大となる地点（主排気筒からの方位：NE）における年間約  $6 \times 10^{-3} \text{ mSv}$  が変わることはない。具体的な位置，結果を第5図に示す。



第5図 再処理施設からの実効線量

## 1. 3 建屋の遮蔽設計への影響

### 1) 遮蔽設計区分および基準線量率

遮蔽設計区分として、放射線業務従事者等の立入頻度、立入時間等を考慮して5段階に区分し、放射線業務従事者等の被ばく低減に留意した基準線量率を定めている。

### 2) 遮蔽設計への影響

最大保管廃棄能力の向上において、貯蔵する廃棄物の種類に変更はなく、新たに貯蔵する柱間及び搬送室等の遮蔽設計区分は貯蔵エリアと同様のI4区分であり、遮蔽設計に影響はない。

なお、放射線業務従事者の立ち入る場所の線量を合理的に達成できる限り低くするため、貯蔵前に貯蔵容器の線量率を測定し、貯蔵室内の線量率が基準線量率以下となるよう確認することとする。

表1 遮蔽設計区分と基準線量率

区 分		基準線量率
管理区域外	I 1 : 管理区域外	$\leq 2.6 \mu\text{Sv/h}$
管理区域内	I 2 : 週 48 時間以内しか立ち入らないところ	$\leq 10 \mu\text{Sv/h}$
	I 3 : 週 10 時間程度しか立ち入らないところ	$\leq 50 \mu\text{Sv/h}$
	I 4 : 週 1 時間程度しか立ち入らないところ	$\leq 500 \mu\text{Sv/h}$
	I 5 : 通常は立ち入らないところ	$> 500 \mu\text{Sv/h}$

## 2. MOX燃料加工施設の雑固体を再処理施設へ保管廃棄した場合の線量評価への影響について

MOX燃料加工施設と共用する低レベル固体廃棄物貯蔵設備の第2低レベル廃棄物貯蔵系（第2低レベル廃棄物貯蔵建屋に収容）にMOX燃料加工施設から発生する雑固体を保管廃棄しても、MOX燃料加工施設から発生する雑固体の性状がMOX粉末を取り扱うウラン・プルトニウム混合脱硝建屋から発生する雑固体と同等であることから、線源組成がRu、Rhである低レベル濃縮廃液の処理物等の方が施設からの放射線による線量評価の線源として厳しい。

このため、施設からの放射線による線源評価に用いる第2低レベル廃棄物貯蔵建屋の線源（低レベル濃縮廃液の処理物等50,000本（2000ドラム缶換算）とする。なお、ガンマ線エネルギースペクトルとしてはスペクトルー7を用いる。）に影響はなく、施設からの放射線（直接線及びスカイシャイン線）による線量評価に変更はない。

### 3. MOX燃料加工施設における直接線及びスカイシャイン線による公衆の線量評価について

MOX燃料加工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、周辺監視区域境界において実効線量を計算し、評価する。

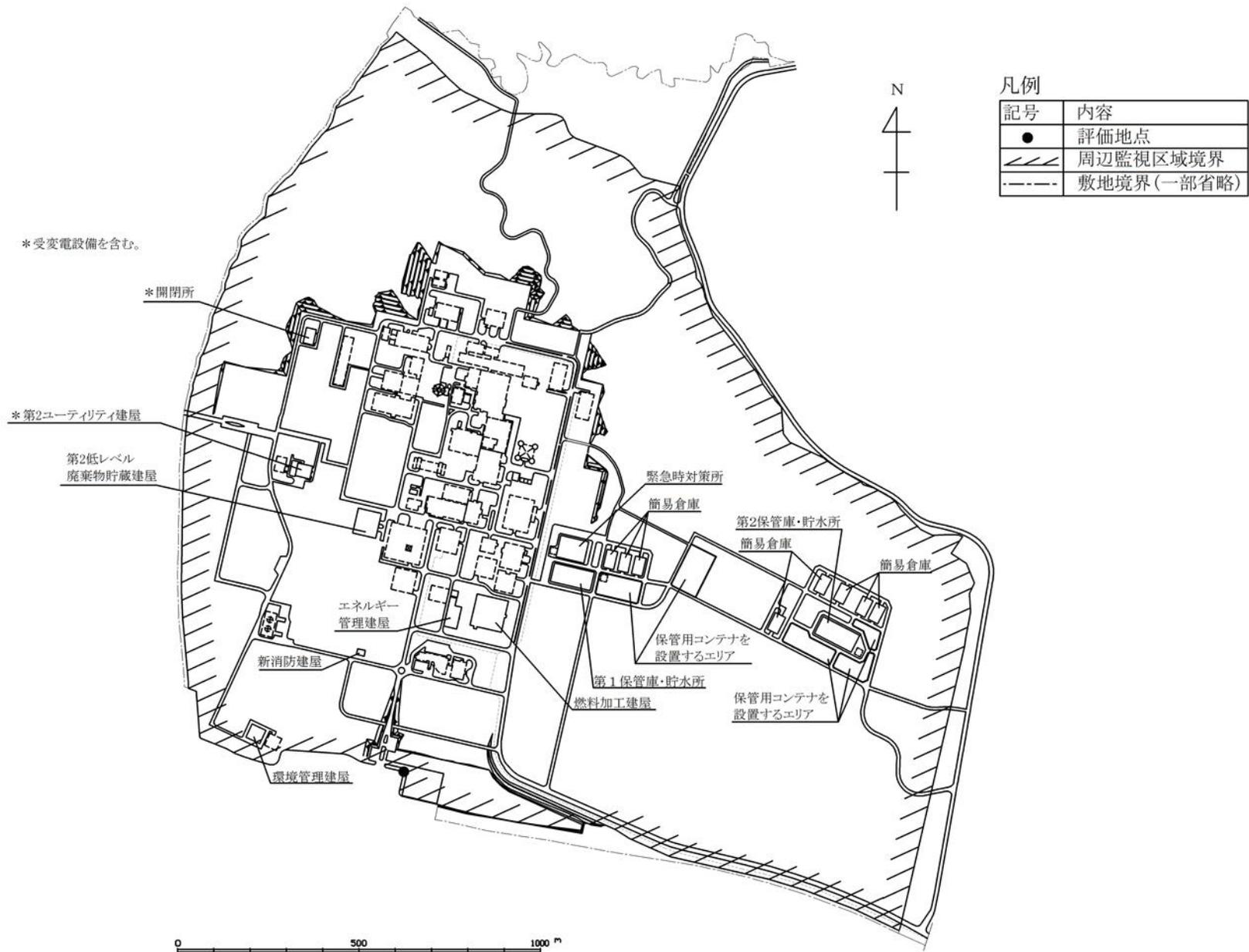
線量の評価に用いる線源は、貯蔵施設及び廃棄施設のうち、燃料集合体貯蔵設備における燃料集合体の最大貯蔵能力を考慮して、燃料集合体貯蔵設備に貯蔵する燃料集合体貯蔵チャンネル内のBWR 9×9型燃料集合体 880 体とする。

その他の貯蔵設備は、地下3階または地下2階に設置しており、設備を取り囲むコンクリート壁、建屋外壁等により、普通コンクリート180cm以上の遮蔽を有している。

したがって、燃料集合体貯蔵設備以外の貯蔵施設及び廃棄施設の線源については、その量、建屋内の配置及び床、壁等による減衰により、燃料集合体貯蔵設備からの線量に比べて小さく無視できる。

MOX燃料加工施設から周辺監視区域境界までの距離が最短（約450m）となる南南西方向の周辺監視区域境界上の地点で評価した結果、直接線及びスカイシャイン線による公衆の実効線量は $3 \times 10^{-4}$  mSv/y となる。実効線量が最大となる評価地点を第6図に示す。

第2低レベル廃棄物貯蔵系の最大保管廃棄能力変更は、燃料加工建屋内の廃棄物の保管廃棄能力が変更になるわけではなく、上記の評価結果に影響はない。



第6図 本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評価地点

#### 4. 放射性物質の放出等に伴う公衆の線量評価結果

本施設から放出される排気中及び排水中の放射性物質による公衆の線量は約  $3 \times 10^{-3} \mu\text{Sv/y}$  であり、「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」において定められた線量目標値 ( $50 \mu\text{Sv/y}$ ) を下回る。

本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境界における公衆の実効線量は、約  $3 \times 10^{-1} \mu\text{Sv/y}$  であり、線量告示に定められた周辺監視区域外の線量限度（実効線量について  $1 \text{mSv/y}$ ）を下回る。ガンマ線による皮膚及び眼の水晶体の等価線量は、放射線束からの換算係数が実効線量とほぼ等しいため、実効線量と同等となる。また、中性子線による皮膚及び眼の水晶体の等価線量については、実効線量の限度が守られていれば皮膚及び眼の水晶体の限度を超えることはない<sup>(10)</sup>。これらのことより、皮膚及び眼の水晶体の等価線量についても線量告示に定められた周辺監視区域外の線量限度（皮膚の等価線量について  $50 \text{mSv/y}$ 、眼の水晶体の等価線量について  $15 \text{mSv/y}$ ）を下回る。

以上のように、平常時における本施設から環境への放射性物質の放出等に伴う公衆の線量は、線量告示に定められた周辺監視区域外の線量限度を下回るとともに、合理的に達成できる限り低い。

なお、再処理施設及び廃棄物管理施設に起因する線量を考慮しても、公衆の線量は、線量告示に定められた周辺監視区域外の線量限度に比べ小さい。

表2 放射性物質の放出等に伴う公衆の線量評価結果

<u>各施設の評価項目</u>		<u>線量評価結果 (μ Sv/年)</u>
<u>再処理施設</u>	<u>第2低レベル廃液物貯蔵建屋</u>	<u>約 <math>3.2 \times 10^{-5}</math></u>
<u>加工施設</u>	<u>直接線及びスカイシャイン線</u>	<u>約 <math>3 \times 10^{-1}</math></u>
	<u>気体廃棄物</u>	<u>約 <math>2 \times 10^{-3}</math></u>
	<u>液体廃棄物</u>	<u>約 <math>6 \times 10^{-4}</math></u>

令和2年3月16日 R 1

補足説明資料 1 - 8

# MOX燃料加工施設から発生する雑固体

## 目 次

1. MOX燃料加工施設から再処理施設へ払い出す雑固体の処理
2. MOX燃料加工施設から払い出す雑固体について
3. MOX燃料加工施設の雑固体を再処理施設に貯蔵した場合の貯蔵容量への影響について
4. MOX燃料加工施設から発生する雑固体の性状等について

## 1. MOX燃料加工施設から再処理施設へ払い出す雑固体の処理

MOX燃料加工施設から再処理施設へ払い出す雑固体は第2低レベル廃棄物貯蔵系に保管廃棄することとし、低レベル固体廃棄物処理設備での焼却、圧縮減容等の処理はしない。

低レベル固体廃棄物処理設備をMOX燃料加工施設と共用とすることにより処理することも不可能ではないが、焼却灰等の二次廃棄物をどちらの事業のものとして貯蔵・処分するか等の課題もあるため、保管廃棄としている。

## 2. MOX燃料加工施設から払い出す雑固体について

MOX燃料加工施設から払い出す雑固体は、再処理施設のウラン・プルトニウム混合脱硝建屋で発生する廃棄物と同様の性状の雑固体である。具体的には、ウエス、スミアろ紙等の可燃物、グローブ等の難燃物及びフィルタ、工具等の不燃物である。

なお、燃料加工の際に発生する研削粉等のいわゆるスクラップと呼ばれるものについては、MOX燃料加工施設で適切に保管又は原料としてプロセスにリサイクルすることを想定しており、現状、再処理施設で保管することはない。

### 3. MOX燃料加工施設の雑固体を再処理施設に保管廃棄した場合の貯蔵容量への影響について

再処理施設の低レベル固体廃棄物貯蔵設備の第2低レベル廃棄物貯蔵系は、MOX燃料加工施設と共用し、MOX燃料加工施設から発生する雑固体（推定年間発生量：約1,000本（200Lドラム缶換算））を保管廃棄できるようにすることとしている（保管廃棄はMOX燃料加工施設との取合いに係る施設のしゅん工（令和4年度上期）後に開始）。MOX燃料加工施設で発生する雑固体は、大きく可燃性、難燃性及び不燃性に区分される。それぞれの発生量を、種類別廃棄物発生実績を基に想定すると、以下の表1のとおりとなる。

MOX燃料加工施設から発生するグローブボックス（以下「GB」という。）内廃棄物(区分Ⅰ)は、GB作業における消耗品(グローブ、インナーリング、集塵フィルタ、センサ、配管の部品等)、及び保守・補修方法(グローブ交換頻度、クリーンアウト方法)により大きく影響される。

したがって、GB内廃棄物(区分Ⅰ)発生量はGB容積に比例するものと考えられ、工程ごとのGB容積から発生量を想定する。また、これらの内装機器及びGBの製作メーカーは国内メーカーが基本であり、グローブ交換方法及び頻度の保守・補修方法は国内MOX取扱施設である日本原子力研究開発機構 プルトニウム燃料技術開発センター（以下「JAEA」という。）と同等であるとの観点から、JAEA実績を基に発生量を想定する。

GB外廃棄物(区分Ⅱ)発生量は、作業員の作業条件(綿手袋及びゴム手袋の使用、管理区域内への入域回数等)により大きく影響するものと考えられる。

したがって、GB外廃棄物(区分Ⅱ)発生量は作業員数にほぼ比例するものとして想定する。

また、GB内廃棄物(区分Ⅰ)同様にMOX燃料加工施設と同等の管理をしているJAEA実績を基に発生量を想定する。

低レベル固体廃棄物貯蔵設備における雑固体等の平成31年4月30日現在以降の貯蔵容量については、以下のとおり、約7年分であるとしている。

低レベル固体廃棄物貯蔵設備は、燃料被覆管せん断片及び燃料集合体端末片を約2,000本(1,000Lドラム換算)、チャンネルボックス及びバーナブルポイズンを約7,000本(200Lドラム缶換算)、雑固体等を約82,630本(200Lドラム缶換算)貯蔵できる容量を有する設計とする。

なお、雑固体等は、再処理事業の開始から46,127本貯蔵(平成31年4月30日現在)していることから、これ以降の貯蔵容量は、令和3年度上期の再処理設備本体の運転開始以降の雑固体等(推定年間発生量約5,700本)及び令和4年度上期から貯蔵を開始する計画としているMOX燃料加工施設の雑固体(推定年間発生量約1,000本)を考慮しても、約7年分である。

また、再処理設備本体の運転開始に先立ち、使用済燃料の受入れ及び貯蔵に係る施設から発生する雑固体及び低レベル濃縮廃液の固化体は、再処理事業の開始から23,804本貯蔵(平成31年4月30日現在)していることから、これ以降の貯蔵容量は約8年分である。

MOX燃料加工施設から発生する雑固体の貯蔵(約1,000本/年)を考慮すると、平成31年4月30日以降の貯蔵容量は、表2に示すとおり、7年7ヶ月が7年1ヶ月になるのみで、約7年分に影響を与

えるものではない。なお、約7年分以降の保管スペースについては、再処理施設での貯蔵建屋の増設計画もあり、再処理と連携しながら対策を講じる。

表1 MOX燃料加工施設における工程別・種類別廃棄物発生量

			粉末・ペレット工程	棒・集合体工程	分析設備	換気・空調	廊下等	合計
加工施設想定	GB内廃棄物 (区分Ⅰ)	可燃物発生量	196	19	14	9	—	238
		難燃物発生量	98	15	8	5	—	126
		不燃物発生量	56	6	8	166	—	236
		小計	350	40	30	180	—	600
	GB外廃棄物 (区分Ⅱ)	可燃物発生量	114	16	44	32	19	225
		難燃物発生量	106	11	26	8	21	172
		不燃物発生量	0	3	0	0	0	3
		小計	220	30	70	40	40	400
合計			570	70	100	220	40	1,000

[単位：本（200Lドラム缶換算）]

表2 平成31年4月30日以降の貯蔵容量

変更前後における平成31年4月30日現在の発生実績を考慮した場合の雑固体廃棄物等の廃棄物量の推移

【変更前】

(単位：本<sup>※1</sup>)

年	H31/R1	R2	R3 (しゅん工前)	R3 (しゅん工後)	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10
使用済燃料の受入れ及び貯蔵を行う期間に発生する雑固体廃棄物	1,500 <sup>※2</sup>	1,500 <sup>※2</sup>	1,125 <sup>※2</sup>	0	0	0	0	0	0	0	0
低レベル濃縮廃液の固化体				63	250	250	250	250	250	250	250
(小計)				63	250	250	250	250	250	250	250
低レベル濃縮廃液の乾燥処理物				237	950	950	950	950	950	950	950
廃溶媒の熱分解生成物				38	150	150	150	150	150	150	150
雑固体廃棄物				1,075	4,300	4,300	4,300	4,300	4,300	4,300	4,300
六ヶ所保障措置分析所から受入れる雑固体廃棄物				12	50	50	50	50	50	50	50
新規制基準に係る工事の廃棄物 <sup>※3</sup>	1,300	1,300	975								
MOX燃料加工施設で発生する雑固体廃棄物											
(小計)	-	-	-	1,362	5,450	5,450	5,450	5,450	5,450	5,450	5,450
発生の合計	2,800	2,800	2,100	1,425	5,700	5,700	5,700	5,700	5,700	5,700	5,700
推定年間発生量の累計値	47,993 <sup>※4</sup>	50,793	52,893	54,318	60,018	65,718	71,418	77,118	82,818	88,518	94,218

※1：本数は年末における値である。

※2：再処理施設しゅん工前の廃棄物発生量は、これまでの発生実績より、1,500本/年とした。

※3：再処理施設しゅん工までに実施する新規制基準に係る工事で発生する廃棄物について、1300本/年とした。

※4：H31.4.30現在の貯蔵量は、46,127本である。

▲  
満杯時期 (82,630本到達時期)  
R8年12月頃  
H31年4月30日現在以降7年7ヶ月後

【変更後】

年	H31/R1	R2	R3 (しゅん工前)	R3 (しゅん工後)	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10
使用済燃料の受入れ及び貯蔵を行う期間に発生する雑固体廃棄物	1,500 <sup>※2</sup>	1,500 <sup>※2</sup>	1,125 <sup>※2</sup>	0	0	0	0	0	0	0	0
低レベル濃縮廃液の固化体				63	250	250	250	250	250	250	250
(小計)				63	250	250	250	250	250	250	250
低レベル濃縮廃液の乾燥処理物				237	950	950	950	950	950	950	950
廃溶媒の熱分解生成物				38	150	150	150	150	150	150	150
雑固体廃棄物				1,075	4,300	4,300	4,300	4,300	4,300	4,300	4,300
六ヶ所保障措置分析所から受入れる雑固体廃棄物				12	50	50	50	50	50	50	50
新規制基準に係る工事の廃棄物 <sup>※3</sup>	1,300	1,300	975								
MOX燃料加工施設で発生する雑固体廃棄物					250	1,000	1,000	1,000	1,000	1,000	
(小計)	-	-	-	1,362	5,700	6,450	6,450	6,450	6,450	6,450	6,450
発生の合計	2,800	2,800	2,100	1,425	5,950	6,700	6,700	6,700	6,700	6,700	6,700
推定年間発生量の累計値	47,993	50,793	52,893	54,318	60,268	66,968	73,668	80,368	87,068	93,768	100,468

※1：本数は年末における値である。

※2：再処理施設しゅん工前の廃棄物発生量は、これまでの発生実績より、1,500本/年とした。

※3：再処理施設しゅん工までに実施する新規制基準に係る工事で発生する廃棄物について、1300本/年とした。

※4：H31.4.30現在の貯蔵量は、46,127本である。

▲  
満杯時期 (82,630本到達時期)  
R8年5月頃  
H31年4月30日現在以降7年1ヶ月後

#### 4. MOX燃料加工施設から発生する雑固体の性状等について

MOX燃料加工施設の管理区域から発生する雑固体は、200 Lドラム缶換算で年間約1,000本と推定している。これらはグローブボックス内から発生するものとグローブボックス外から発生するものを合算して推定している。

このうち、グローブボックス内で発生する雑固体としては、グローブボックス内のクリーンアップに用いるウエス等の可燃物、グローブ・ビニールバッグ等の難燃物、照明・工具等の不燃物があり、MOX粉末等により汚染している。

一方、グローブボックス外で発生する管理区域内の消耗品等については、通常MOX粉末等による汚染はないが、雑固体として管理する。

雑固体は可燃・難燃・不燃の分別等を行なった後、ドラム缶又は角型容器に封入し、線量当量率の測定後、表面汚染のないことを確認し、識別番号を付してMOX燃料加工施設の廃棄物保管第1室及び廃棄物保管第2室（保管廃棄能力：約2,500本（200・ドラム缶換算））又は共用する再処理施設の第2低レベル廃棄物貯蔵系（保管廃棄能力：約55,200本（同））に保管廃棄する（図1）。

なお、MOX燃料加工施設で取扱うMOX粉末は、再処理施設のウラン・プルトニウム混合脱硝建屋で生産された製品MOXであることから、MOX燃料加工施設から発生する雑固体の性状は、MOX粉末を取り扱う再処理施設のウラン・プルトニウム混合酸化物脱硝施設から発生する上記のような雑固体と同等である。また、放射能レベルの観点からは、MOX燃料加工施設では $U : Pu = 1 : 1$ のMOX粉末（プルトニウム富化度50）をウラン（天然ウラン以

下) で希釈しプルトニウム富化度を低下させる施設であることから、  
廃棄物中の放射能レベルは低下する。

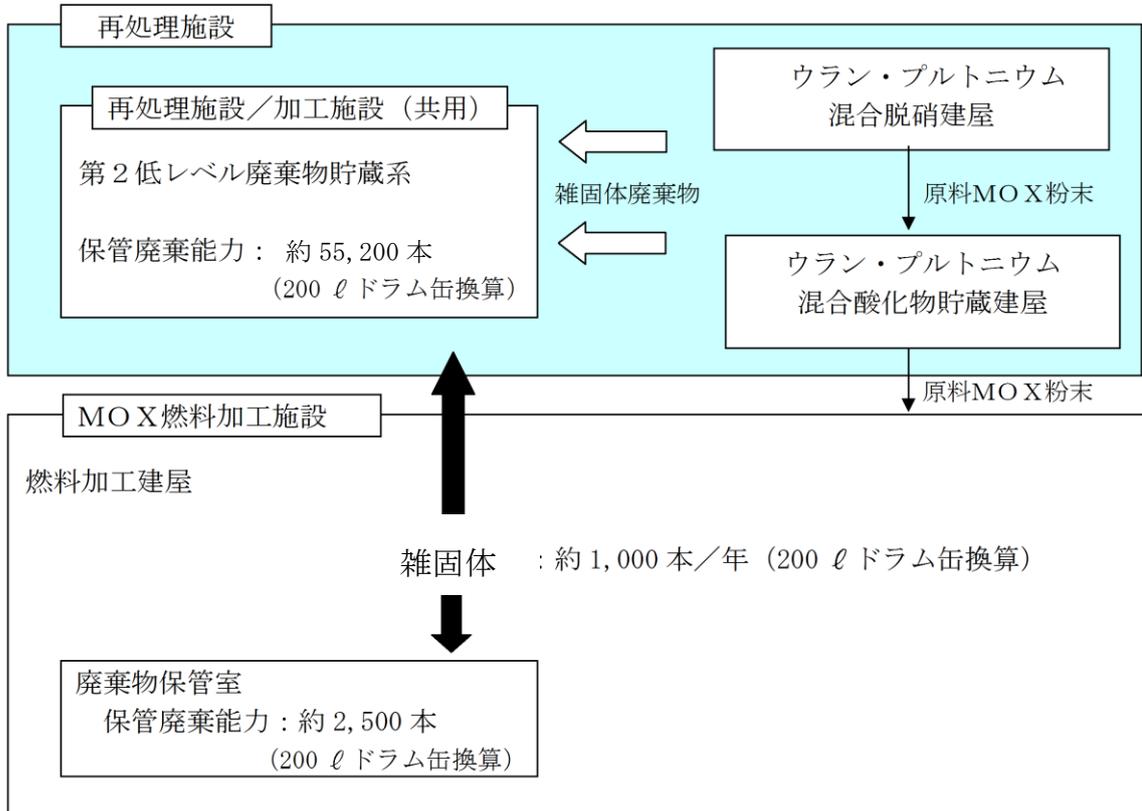


図1 雑固体の流れ

令和2年3月16日 R0

補足説明資料 1 - 10

# 濃度限度について

## 目 次

1. 法令要求
2. 濃度限度の算出
3. 放射性物質量の算定条件

## 1. 法令要求

核燃料物質の加工の事業に関する規則において、以下の要求がある。

(工場又は事業所内の廃棄)

### 第七条の八 第七号

前号イの方法により廃棄する場合は、排水施設において、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰、多量の水による希釈その他の方法によつて排水中における放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。この場合、排水口において又は排水監視設備において排水中の放射性物質の濃度を監視することにより、周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が原子力規制委員会の定める濃度限度を超えないようにすること。

上記の「原子力規制委員会定める濃度限度」については、想定する放出核種は複数核種あることから、三月間についての平均濃度が、以下に示す「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（原子力規制委員会告示第八号）」（以下「線量告示」という。）第8条第1項第2号の規定を踏まえ、排水口から排出される廃液中に含まれる放射性物質の濃度を各核種の「線量告示」に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度に対する割合の和が1となる濃度としている。

二 放射性物質の種類が明らかで、かつ、空气中又は水中にそれぞれ二種類以上の放射性物質がある場合にあつては、それらの放射性物質の濃度のそれぞれの放射性物質についての前号の濃度に対する和が一となるようなそれらの放射性物質の濃度

## 2. 濃度限度の算出

濃度限度の算出は、設定したプルトニウム同位体組成割合をベースに算出される放射エネルギー及び線量告示に示された濃度限度から濃度限度に対する割合が1となるよう算出する。(別紙1参照)

算出される排水口における放射性物質の濃度は以下のとおりとなる。

各種	排水口における放射性物質の濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
Pu (α)	$3.1 \times 10^{-3}$
Pu (β)	$5.3 \times 10^{-2}$

### 3. 放射性物質量の算定条件

既許可申請書においては、放射性液体廃棄物の放出評価にあたっては、法令で定める濃度限度をベースに算出することとしていたが、濃度限度の半分に相当する濃度を保安規定で定め放出管理をすることから、放射性物質量の算定についてもより厳しい評価となるように、排水口から排出される排水中に含まれる放射性物質の濃度を各核種の線量告示に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度に対する割合の和が0.5となる濃度とした。(別紙2参照)

算出される排水口における放射性物質の濃度は以下のとおりとなる。

各種	排水口における放射性物質の濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
P u (α)	$1.6 \times 10^{-3}$
P u (β)	$2.7 \times 10^{-2}$

## 放射性液体廃棄物中の放射性物質濃度の算出について

放射性液体廃棄物中の放射性物質の濃度について、評価核種毎の濃度限度に対する割合の和が1となる濃度としている。濃度の算出に当たっては、設定したPu同位体組成に基づき、算出される各核種の放射エネルギーの割合から算出している。

	質量割合 【wt%】 ※1	比放射エネルギー 【Bq/g】 ※2	Pu 1 g 当たりの 放射エネルギー【Bq/g】	放射エネルギーの割合 ②	排水口濃度 【Bq/cm <sup>3</sup> 】	線量告示に定め る濃度限度 【Bq/cm <sup>3</sup> 】 ① ※3	濃度限度に対する 割合
Pu-238	2.90	6.334E+11	1.84E+10	3.64E-02	A=3.64E-2×X	4.00E-03	A/4.00E-3
Pu-239	55.30	2.300E+09	1.27E+09	2.52E-03	B=2.52E-3×X	4.00E-03	B/4.00E-3
Pu-240	26.30	8.431E+09	2.22E+09	4.40E-03	C=4.40E-3×X	4.00E-03	C/4.00E-3
Pu-241	12.50	3.811E+12	4.76E+11	9.45E-01	D=9.45E-1×X	2.00E-01	D/2.00E-1
Pu-242	3.00	1.452E+08	4.36E+06	8.64E-06	E=8.64E-6×X	4.00E-03	E/4.00E-3
Am-241	4.50	1.270E+11	5.72E+09	1.13E-02	F=1.13E-2×X	5.00E-03	F/5.00E-3
			5.04E+11	1	X		1 (=A+B+C+D+E+F)

X：各核種の濃度限度に対する割合の和が1となる濃度としたとき、以下の関係が成立する。

$$A/\textcircled{1} + B/\textcircled{1} + C/\textcircled{1} + D/\textcircled{1} + E/\textcircled{1} + F/\textcircled{1} = 1$$

$$\Rightarrow \{ (2 \times X) / \textcircled{1} \} + \{ (2 \times X) / \textcircled{1} \} = 1$$

Pu-238                      Pu-239                      Pu-240                      Pu-241                      Pu-242                      Am-241

上記の式からX (Bq/cm<sup>3</sup>)を解くと、X≒0.056となる。  
これにより、Xの値から各核種の濃度と濃度限度に対する割合が算出される。  
以下に算出結果を示す。

	質量割合 【wt%】 ※1	比放射エネルギー 【Bq/g】 ※2	Pu 1 g 当たりの 放射エネルギー【Bq/g】	放射エネルギーの割合 ②	排水口濃度 【Bq/cm <sup>3</sup> 】	線量告示に定め る濃度限度 【Bq/cm <sup>3</sup> 】 ① ※3	濃度限度に対する 割合
Pu-238	2.90	6.334E+11	1.84E+10	3.64E-02	2.04E-03	4.00E-03	5.10E-01
Pu-239	55.30	2.300E+09	1.27E+09	2.52E-03	1.41E-04	4.00E-03	3.53E-02
Pu-240	26.30	8.431E+09	2.22E+09	4.40E-03	2.46E-04	4.00E-03	6.16E-02
Pu-241	12.50	3.811E+12	4.76E+11	9.45E-01	5.29E-02	2.00E-01	2.65E-01
Pu-242	3.00	1.452E+08	4.36E+06	8.64E-06	4.84E-07	4.00E-03	1.21E-04
Am-241	4.50	1.270E+11	5.72E+09	1.13E-02	6.35E-04	5.00E-03	1.27E-01
			5.04E+11	1.00E+00	5.60E-02		1

以上から、Pu (α) 及びPu (β) は以下のとおりとなる。

$$Pu(\alpha) = A+B+C+E+F = 3.1 \times 10^{-3}$$

$$Pu(\beta) = D = 5.3 \times 10^{-2}$$

※1 補足説明資料1-4「プルトニウム同位体組成等の設計について」参照

※2 ICRP Pub. 38に示された半減期に基づき算出。

※3 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別表第一表に掲げる濃度

## 放射性液体廃棄物中の放射性物質濃度の算出について

放射性液体廃棄物中の放射性物質の濃度について、評価核種毎の濃度限度に対する割合の和が1となる濃度としている。濃度の算出に当たっては、設定したPu同位体組成に基づき、算出される各核種の放射エネルギーの割合から算出している。

	質量割合 【wt%】 ※1	比放射エネルギー 【Bq/g】 ※2	Pu 1 g 当たりの 放射エネルギー【Bq/g】	放射エネルギーの割合 ②	排水口濃度 【Bq/cm <sup>3</sup> 】	線量告示に定め る濃度限度 【Bq/cm <sup>3</sup> 】① ※3	濃度限度に対する 割合
Pu-238	2.90	6.334E+11	1.84E+10	3.64E-02	A=3.64E-2×X	4.00E-03	A/4.00E-3
Pu-239	55.30	2.300E+09	1.27E+09	2.52E-03	B=2.52E-3×X	4.00E-03	B/4.00E-3
Pu-240	26.30	8.431E+09	2.22E+09	4.40E-03	C=4.40E-3×X	4.00E-03	C/4.00E-3
Pu-241	12.50	3.811E+12	4.76E+11	9.45E-01	D=9.45E-1×X	2.00E-01	D/2.00E-1
Pu-242	3.00	1.452E+08	4.36E+06	8.64E-06	E=8.64E-6×X	4.00E-03	E/4.00E-3
Am-241	4.50	1.270E+11	5.72E+09	1.13E-02	F=1.13E-2×X	5.00E-03	F/5.00E-3
			5.04E+11	1	X		0.5 (=A+B+C+D+E+F)

X：各核種の濃度限度に対する割合の和が0.5となる濃度としたとき、以下の関係が成立する。

$$A/\text{①} + B/\text{①} + C/\text{①} + D/\text{①} + E/\text{①} + F/\text{①} = 1$$

$$\Rightarrow \left\{ \frac{(2 \times X)}{\text{①}} \right\} + \left\{ \frac{(2 \times X)}{\text{①}} \right\} = 0.5$$

Pu-238                      Pu-239                      Pu-240                      Pu-241                      Pu-242                      Am-241

上記の式からX (Bq/cm<sup>3</sup>) を解くと、X=0.028となる。

これにより、Xの値から各核種の濃度と濃度限度に対する割合が算出される。

以下に算出結果を示す。

	質量割合 【wt%】 ※1	比放射エネルギー 【Bq/g】 ※2	Pu 1 g 当たりの 放射エネルギー【Bq/g】	放射エネルギーの割合 ②	排水口濃度 【Bq/cm <sup>3</sup> 】	線量告示に定め る濃度限度 【Bq/cm <sup>3</sup> 】① ※3	濃度限度に対する 割合
Pu-238	2.90	6.334E+11	1.84E+10	3.64E-02	1.02E-03	4.00E-03	2.55E-01
Pu-239	55.30	2.300E+09	1.27E+09	2.52E-03	7.07E-05	4.00E-03	1.77E-02
Pu-240	26.30	8.431E+09	2.22E+09	4.40E-03	1.23E-04	4.00E-03	3.08E-02
Pu-241	12.50	3.811E+12	4.76E+11	9.45E-01	2.65E-02	2.00E-01	1.32E-01
Pu-242	3.00	1.452E+08	4.36E+06	8.64E-06	2.42E-07	4.00E-03	6.06E-05
Am-241	4.50	1.270E+11	5.72E+09	1.13E-02	3.18E-04	5.00E-03	6.36E-02
			5.04E+11	1.00E+00	2.80E-02		5.00E-01

以上から、Pu (α) 及びPu (β) は以下のとおりとなる。

$$Pu(\alpha) = A+B+C+E+F = 1.6 \times 10^{-3}$$

$$Pu(\beta) = D = 2.7 \times 10^{-2}$$

※1 補足説明資料1-4「プルトニウム同位体組成等の設計について」参照

※2 ICRP Pub. 38に示された半減期に基づき算出。

※3 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別表第一表に掲げる濃度