

【公開版】

提出年月日	令和2年5月25日	R11
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で含水率の逸脱が想定される均一化混合機において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均一化混合機の容積変更を行ったことにより、分析件数が増加し、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、「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。

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。

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、線量告示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の濃度を十分に低減できるよう、線量目標値指針を参考に、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 $10\text{m}^3 \times 2$ 台，約 $2\text{m}^3 \times 2$ 台 約 $5\text{m}^3/\text{d}$ 約 $0.5\text{m}^3/\text{d}$ 約 $22\text{m}^3 \times 3$ 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、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。加工施設の排水が通過する再処理施設の経路を、加工施設と共用し、共用によって加工施設の安全性を

損なわない設計とする。海洋放出管理系の主要な設備及び種類を以下に示す。

a. 放出前貯槽

(a) 第1放出前貯槽 (再処理施設と共用)

i. 基数

4基

ii. 材料

ステンレス鋼

iii. 容量

約600m³/基

b. 第1海洋放出ポンプ (再処理施設と共用)

(a) 基数

2台

(b) 材料

ステンレス鋼

(c) 容量

約100m³/h (1台当たり)

c. 海洋放出管 (再処理施設と共用)

(a) 基数

1式

(b) 海洋放出口

i. 1個

ii. 海底から約3m立上げ

iii. ノズル径約75mm

(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. 3 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、加工施設に起因する公衆の線量及び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

加工施設においては、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り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，壁及びそ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もの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当量，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

て汚染された物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

周辺環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り少なくするため、高性能エアフィルタにより適切な処理を行う。

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

加工施設で取り扱う放射性物質の形態、性状及び取扱量、工程から排気系への移行率並びに高性能エアフィルタ等除去系の捕集効率を考慮して排気口から放出される排気中の放射性物質の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

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 _{pr}	
平均比出力	25MW/t・U _{pr}	38.5MW/t・U _{pr}
原子炉停止時から 再処理までの期間	4年	

(c) 年間放出量

放射性気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 $4.5 \times 10^4 \text{Bq/年}$ (P u (α) 注¹)

$7.8 \times 10^5 \text{Bq/年}$ (P u (β) 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，線量告示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排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】

(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

(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 $4.6 \times 10^6 \text{Bq/年}$ (Pu (α) 注¹)

$8.0 \times 10^7 \text{Bq/年}$ (Pu (β) 注²)

注 1 Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-242

及び Am-241

注 2 Pu-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、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、潮汐流又は海流による拡散・希釈効果を無視して、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。

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、直接線及びスカイライン線による一般公衆の実効線量は年間 1×10^{-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放射線業務従事者の線量が、線量告示で定める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、放射線業務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遮蔽には、コンクリートを用いる。また、設備・機器及びグローブボックスの遮蔽には、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概要図を第 3. 2 - 1 図に、排気口の位置を第 3. 2 - 3 図に示す。

② 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、排水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。廃液貯槽では排水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3km、水深約44m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0.5m³/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4m³/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	約10m ³ ×2台 約2m ³ ×2台
	ろ過処理装置	約5m ³ /d
	吸着処理装置	約0.5m ³ /d
	廃液貯槽	約22m ³ ×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、廃油保管室の廃油保管エリアに保管廃棄する。

【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

排水口の位置を第3.2-3図に、放射性液体廃棄物の処理系統図を第3.2-4図に示す。

③ 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2m³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。

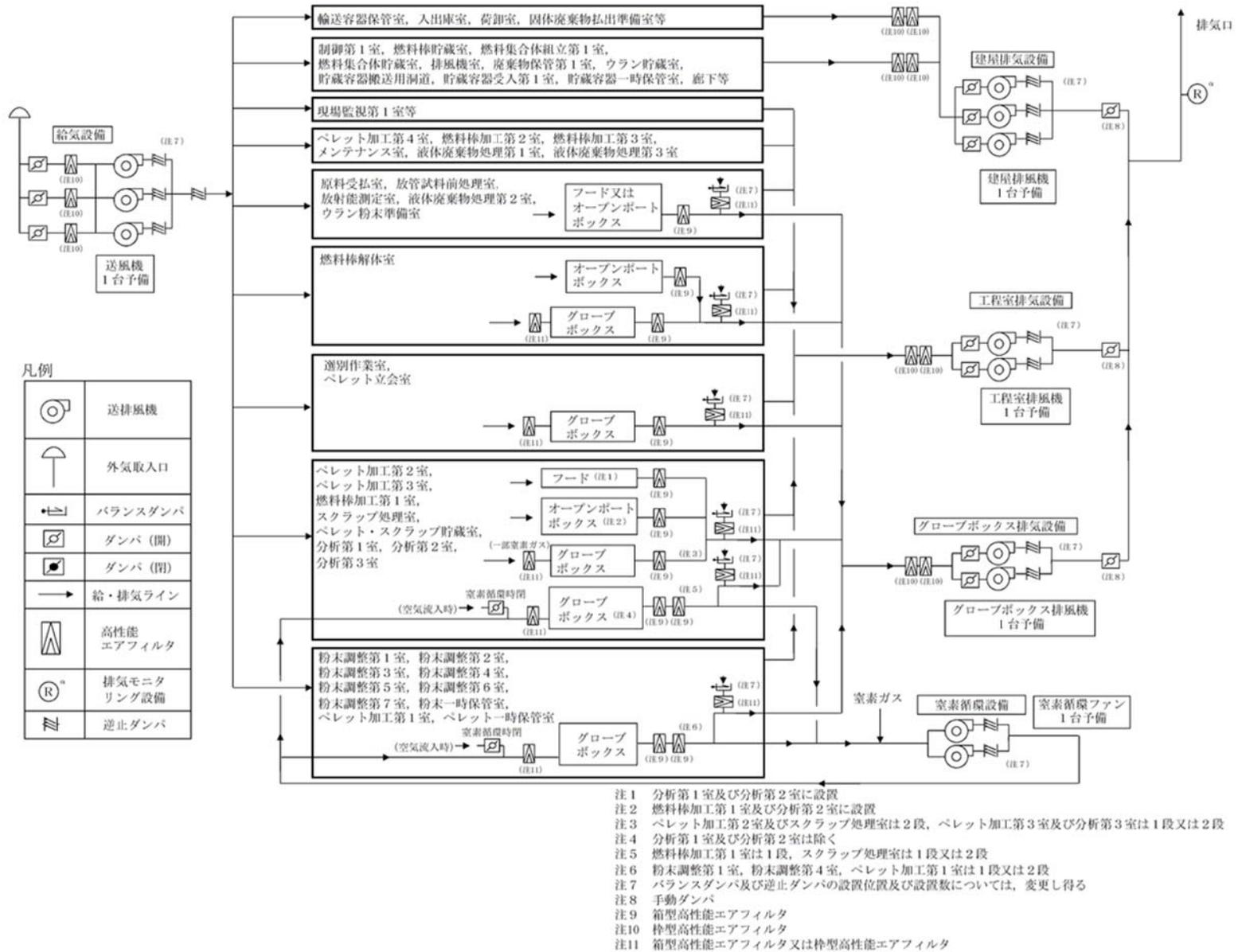
放射性固体廃棄物の保管廃棄に当たっては、線量当量率、廃棄物中のプルトニウム質量等を測定し、適切に管理する。

【補足説明資料1-6】

【補足説明資料1-8】

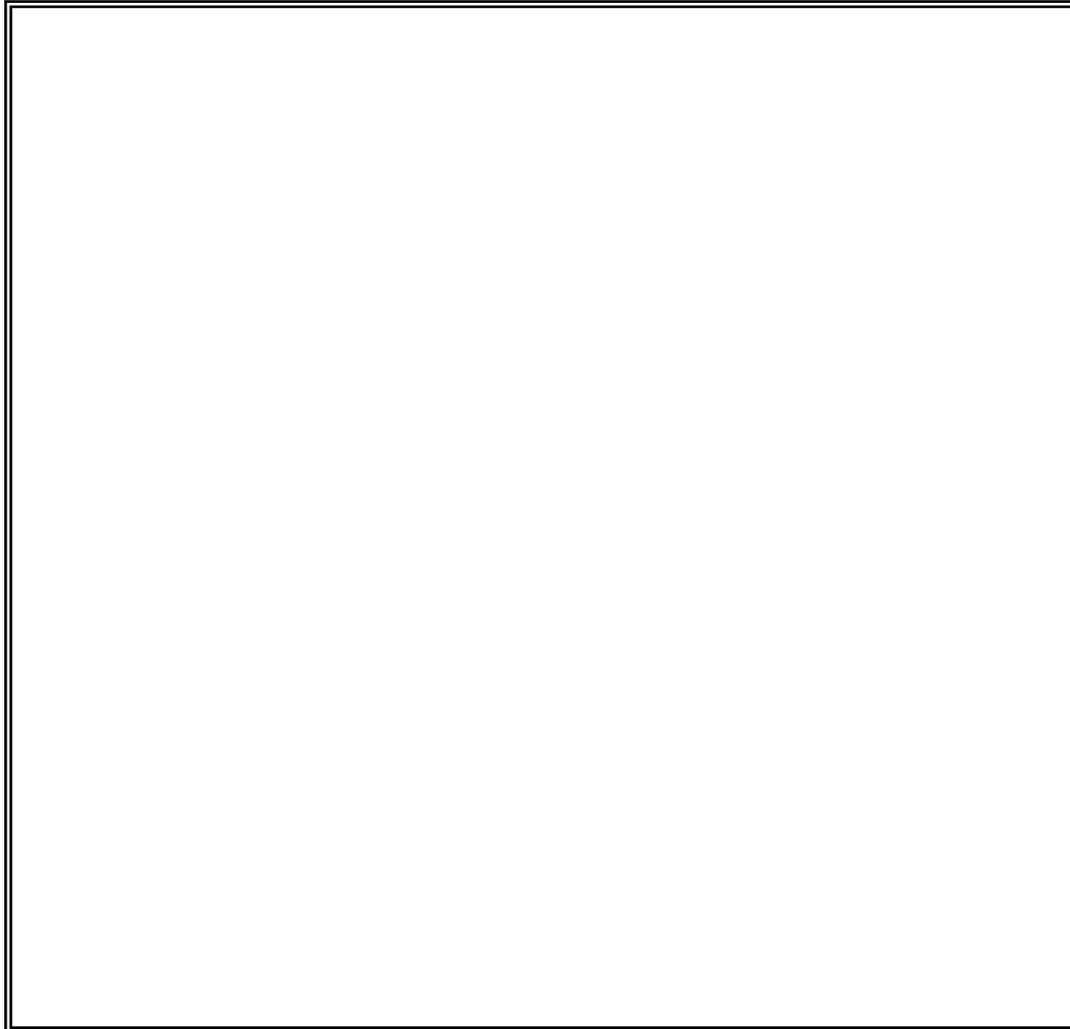
第3. 2-1表 気体廃棄物の廃棄設備の能力

設備	主要な排気対象箇所	構成機器	設備能力 (m ³ /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 ⁽²⁾
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要図

- | | | | |
|-------------|------------------|-----------------|------------|
| 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 | |



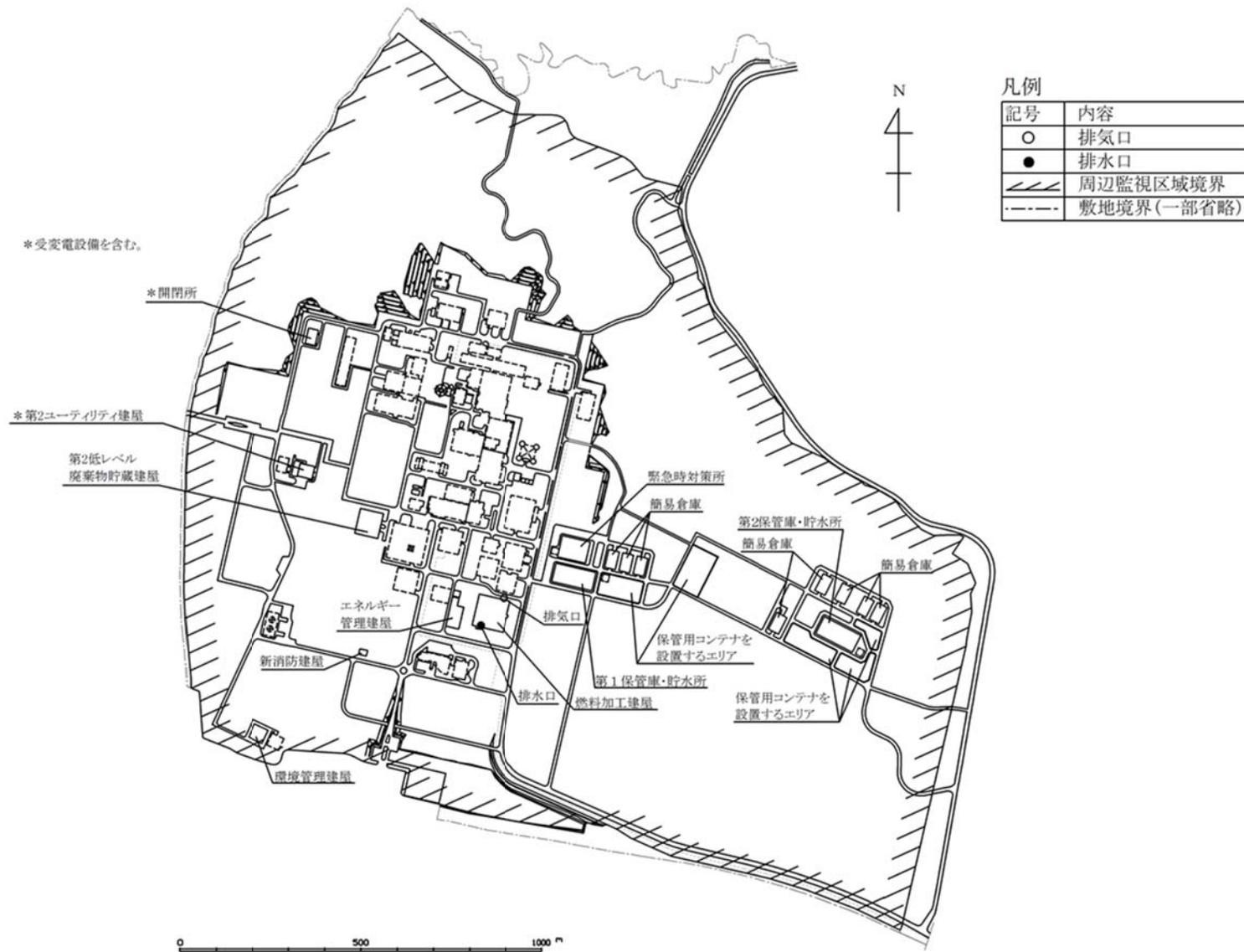
- | | | |
|-----------------------|--------------------|---|
| a 一時保管ピット | y 研削装置GB | ⑩ ベレット保管容器受渡装置GB |
| b 原料MOX粉末缶取出装置GB | z ベレット検査設備GB | A 貯蔵容器検査装置 |
| c 原料MOX粉末缶一時保管装置GB | aa ベレット一時保管棚GB | B 貯蔵容器受払装置OPB |
| d 原料MOX粉末秤量・分取装置GB | bb スクラップ貯蔵棚GB | C 外蓋着脱装置OPB |
| e ウラン粉末・回収粉末秤量・分取装置GB | cc 製品ベレット貯蔵棚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 |
| p 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
・焼結炉内圧力異常検知による炉内圧力異常検知回路
を設置 |
| q 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。

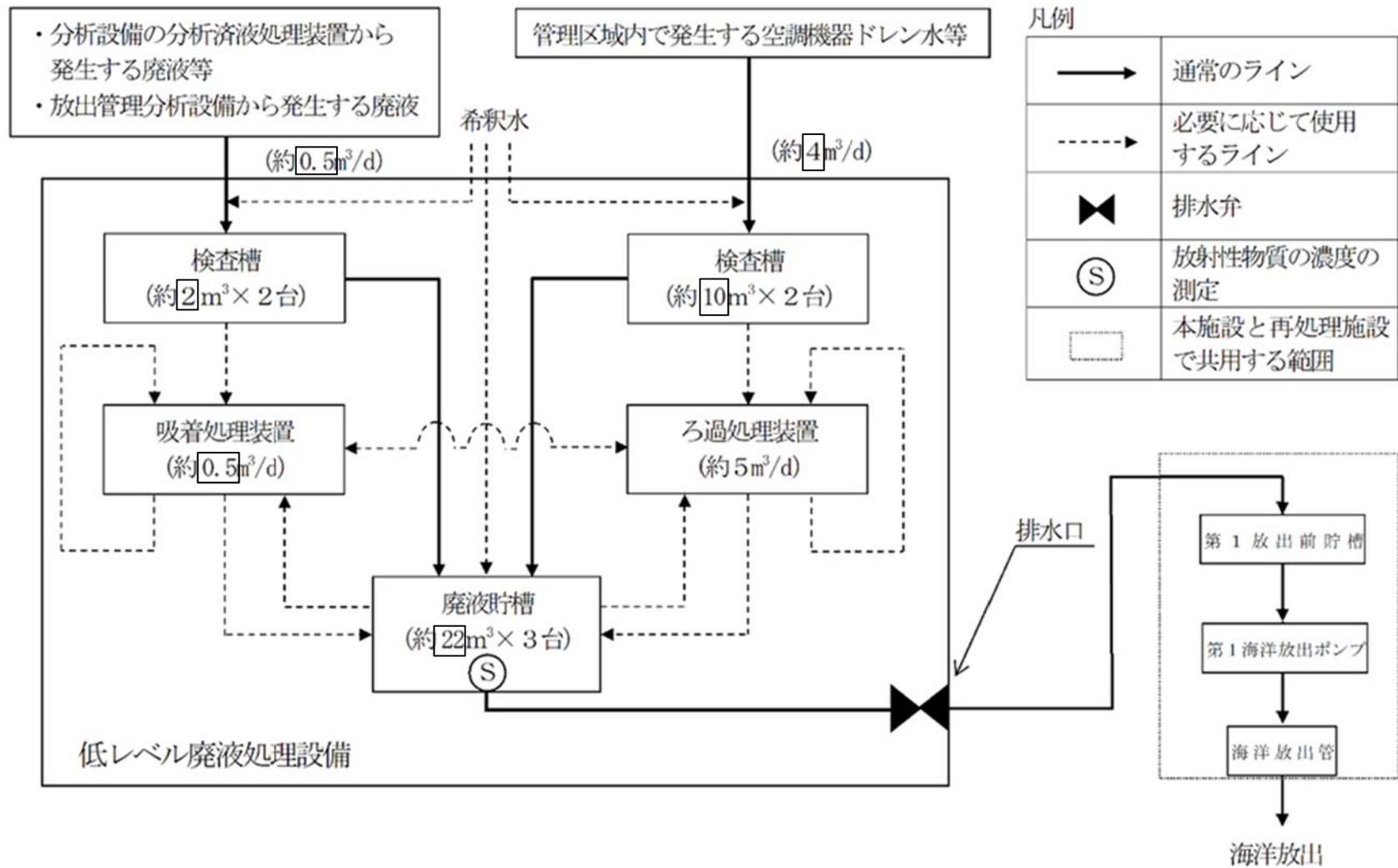
※□については既許可申請書からの変更箇所(記載の適正化部分を除く)を示す。

※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統図

3. 2. 3 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。

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、廃油保管室の廃油保管エリアに保管廃棄する。

【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排出の都度確認した後、排水口から排出する。

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 3000m^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、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ける放射性物質の濃度は、評価海域の体積換算で単純計算しても 1 万分の 1 以下に希釈される。これに伴う評価海域の公衆の線量を簡易的に評価しても約 $2 \mu\text{Sv/y}$ 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。

さらに、加工施設から放出される排水中の放射性物質による公衆の線量は、十分な拡散条件である潮汐流・海流による拡散・希釈効果を考慮した場合、海洋放出口を頂点とする逆円錐形の評価海域における公衆の線量よりも低くなるため、具体的な線量を評価するまでもなく極めて小さい。

(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. 4 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⁽¹⁾ 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⁽²⁾ 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⁽³⁾ 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。

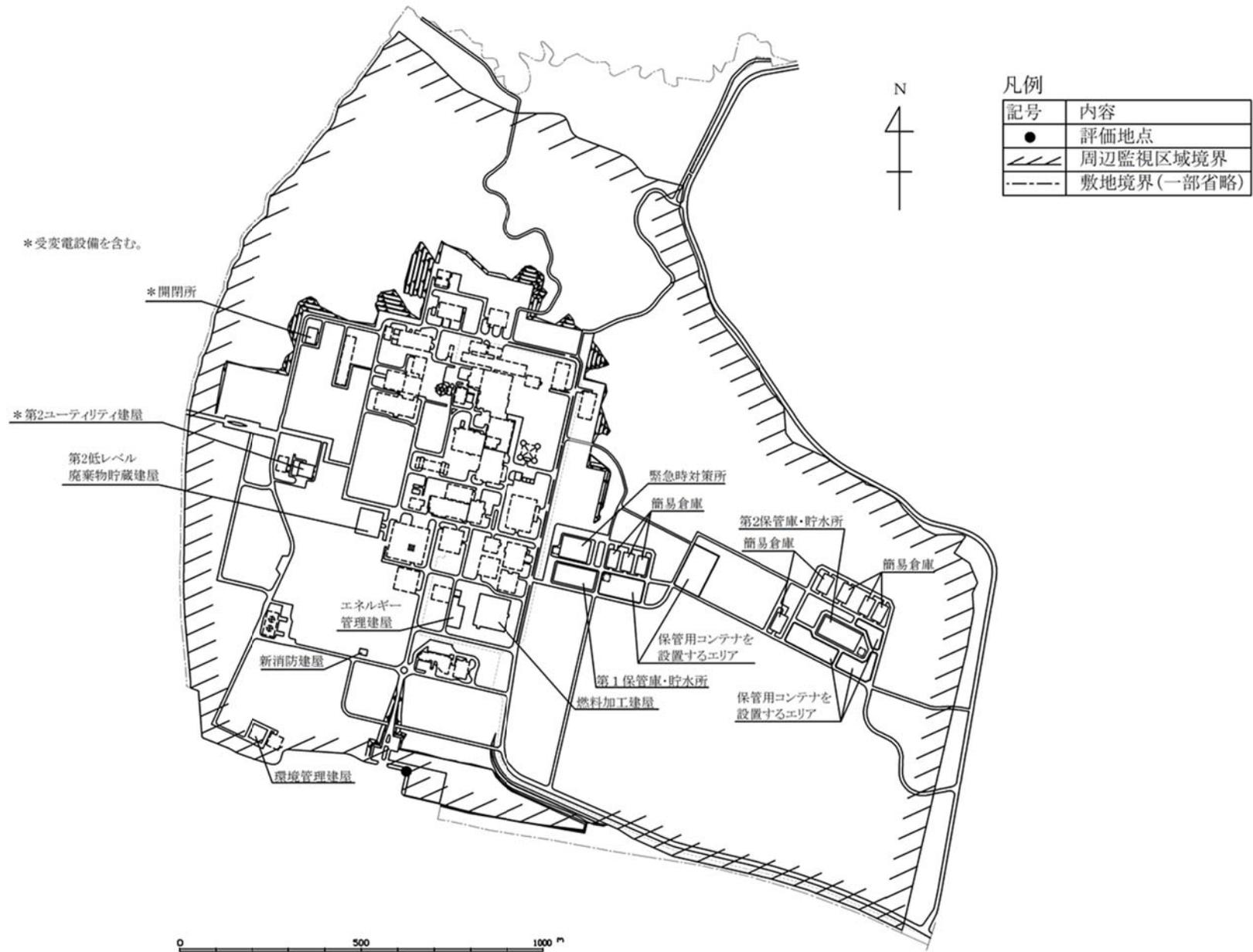
(3) 評価結果

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 1×10^{-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（ 50μ Sv/y）を満足する。

【補足説明資料 1 - 7】

※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. 2-5図 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評価地点

3. 2. 5 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、 1×10^{-3} mSv/y未満であり、線量告示に定める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。⁽³⁾ 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る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、平常時における加工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、線量告示に定める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。

第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(α) ^(注1)	4.6×10^6
Pu(β) ^(注2)	8.0×10^7

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 ³)
Pu(α) ^(注1)	1.6×10^{-3}
Pu(β) ^(注2)	2.7×10^{-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	3/18	2	
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>5/25</u>	<u>8</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	3/18	2	
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	3/18	2	
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>5/25</u>	<u>7</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	3/18	2	
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>5/25</u>	<u>3</u>	
補足説明資料1-9	油類廃棄物の取扱いについて	3/18	6	
補足説明資料1-10	濃度限度について	<u>5/25</u>	<u>2</u>	
補足説明資料1-11	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公衆の線量について	<u>5/25</u>	<u>1</u>	

令和2年5月25日 R8

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。

2. 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。

3. 放射性液体廃棄物（油類廃棄物は除く。）の発生量見直し

3. 1 各発生源からの発生量見直し

新規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することが判明した。

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0.2m³/dから約0.5m³/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。

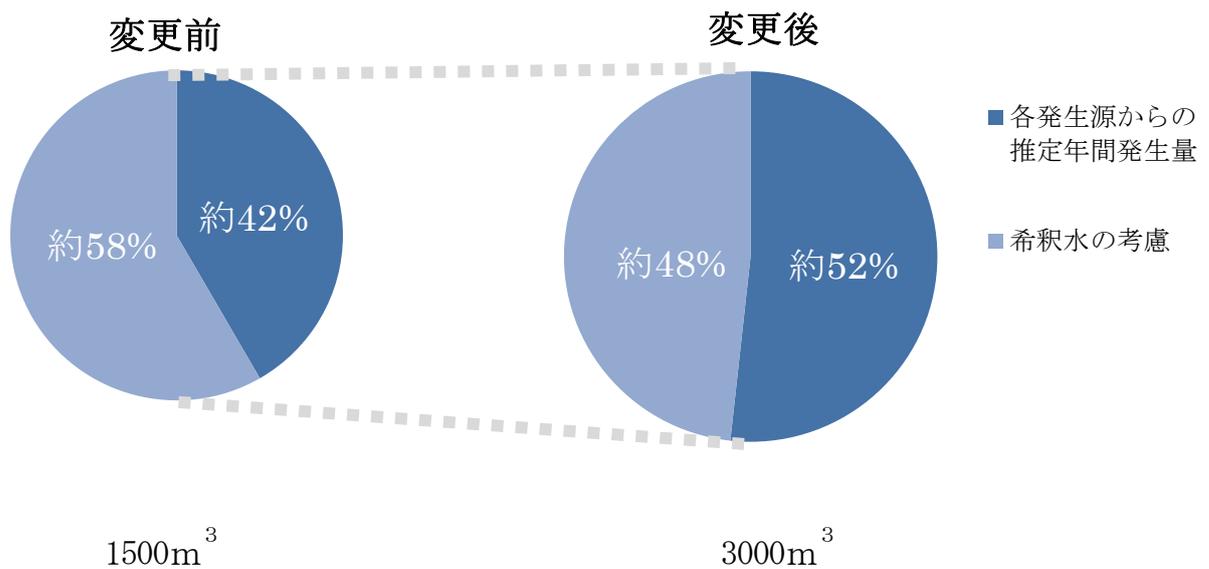
上記により、管理区域で発生する空調機器ドレン水等の廃液発生量を約1.5m³/dから約4m³/dに変更する。廃液の内訳を以下の第1表に示す。

第1表 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 ³ /d	約 55 m ³ /年	約 0.5 m ³ /d	約 120 m ³ /年	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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。
放出管理分析設備から発生する廃液		約 20 m ³ /年		約 80 m ³ /年	
管理区域内で発生する空調機器ドレン水等	約 1.5 m ³ /d	約 550 m ³ /年	約 4 m ³ /d	約 1400 m ³ /年	<ul style="list-style-type: none"> ・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設置している。 ・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。 ・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。

4. 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、全体の廃液量に対する希釈水量の割合を改めて算出したところ約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作用することから、変更前より低い希釈割合で運転が可能であることを確認した。希釈水の割合を以下の第1図に示す。



第1図 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

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、廃液貯槽へ廃液を送液する。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 m^3 は定常的に受け入れる必要がある。ただし、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日間発生量(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 m^3 ）では、受け入れ裕度が少ない。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 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8m³は定常的に受け入れる必要があるが、従来の貯槽容量（約5m³）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10m³に変更した。

(2) 廃液貯槽の容量の設定

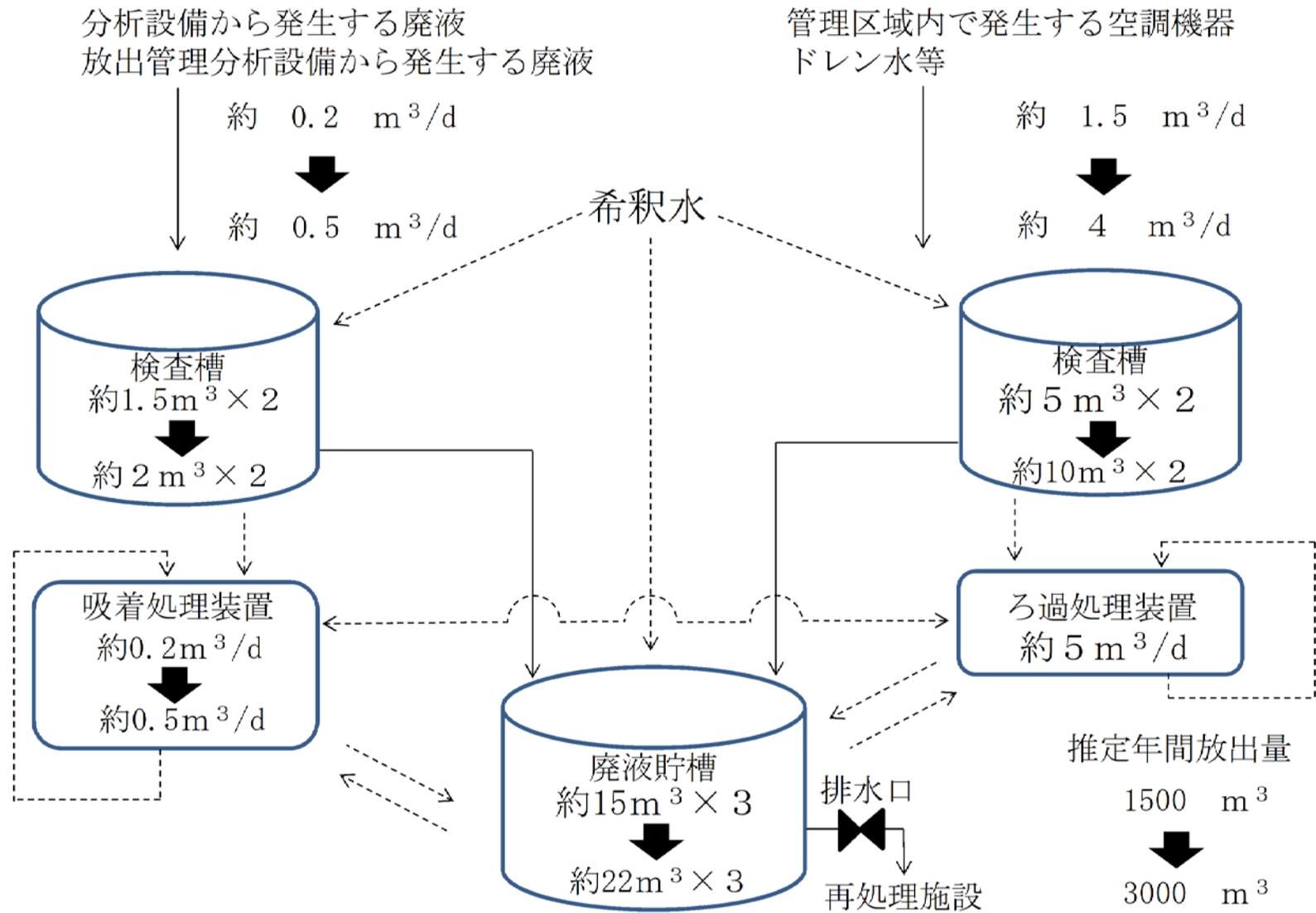
廃液貯槽は、管理区域内で発生する空調機器ドレン水等の廃液を受け入れる検査槽から2日分（約8m³）、分析設備から発生する廃液及び放出管理分析設備から発生する廃液を受け入れる検査槽から2日分（約1m³）を一つの廃液貯槽に受け入れ、希釈操作、放射性物質の濃度を確認後、海洋放出管理系の第1放出前貯槽に排出する。

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（「4. 希釈水の考慮」を参照）で希釈する必要がある、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もある。したがって、少なくとも約18m³の容量は必要であり、従来の廃液貯槽の容量（約15m³）では対応できないため、20%の設計裕度を考慮して約22m³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の日間発生量（約0.5m³/d）を処理する必要がある、処理能力を約0.2m³/dから約0.5m³/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。

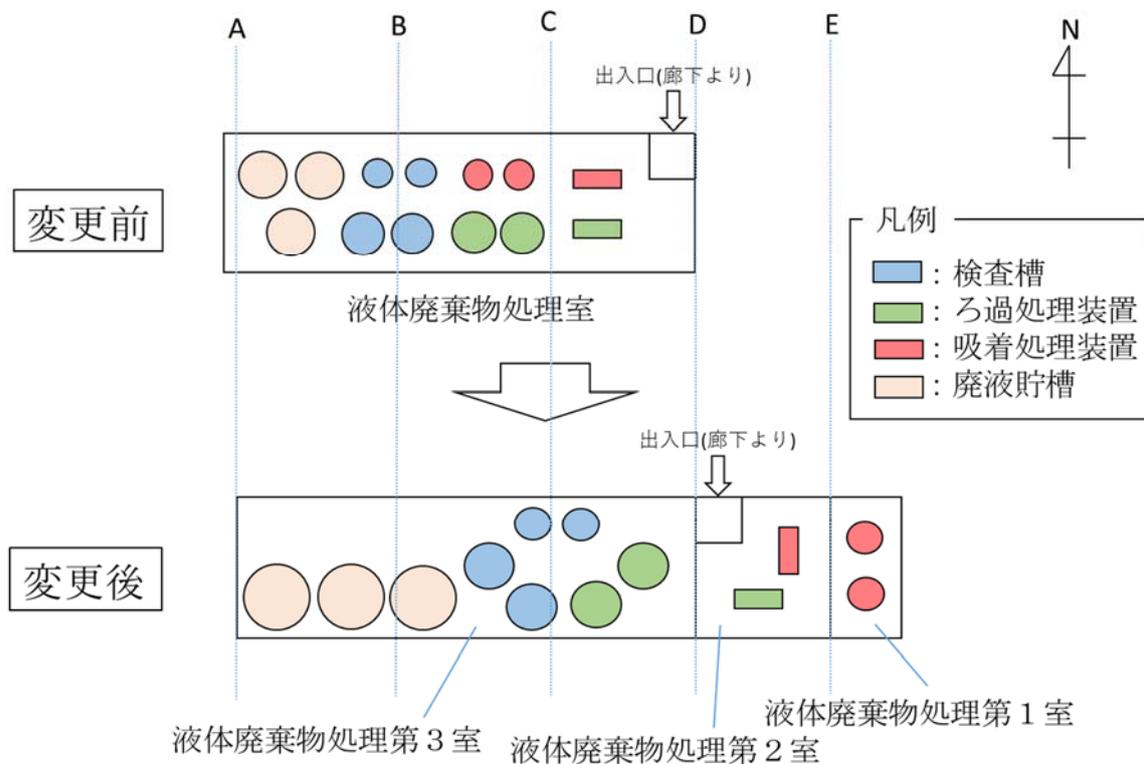
放射性液体廃棄物の処理系統図を第2図に示す。



第2図 放射性液体廃棄物の処理系統図

6. 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第3図に示す。



第3図 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

7. 放射性物質の年間放出量

7. 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となる濃度を推定条件として設定する。

7. 2 放射性物質量の推定条件の設定

放射性物質量の推定^{※1}に当たり、放射性液体廃棄物の推定年間発生量は、3000m³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^{※2}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(m³/年) × 放射性物質の濃度(Bq/cm³)

※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

第2表 排水口における廃液中の放射性物質の濃度(Bq/cm³)

核種	変更前	変更後
Pu(α) ^{注1}	3.1×10 ⁻³	1.6×10 ⁻³
Pu(β) ^{注2}	5.3×10 ⁻²	2.7×10 ⁻²

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

注2 Pu-241

また、年間放出量の算定に用いる主要核種であるプルトニウムの同位体組成は、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 (%)
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

なお、アメリシウム-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。

7.3 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、第3表に示すとおり、放射性物質の年間放出量に影響を与えるものではない。

第3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(α) ^{注1}	4.6×10^6
Pu(β) ^{注2}	8.0×10^7

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

注2 Pu-241

7.4 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ける放射性物質の濃度は、評価海域の体積換算で単純計算しても1万分の1以下に希釈される。これに伴う評価海域の公衆の線量を簡易的に評価しても約 $2 \mu\text{Sv/y}$ 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 μ Sv/y）を下回る。

さらに、加工施設から放出される排水中の放射性物質による公衆の線量は、十分な拡散条件である潮汐流・海流による拡散・希釈効果を考慮した場合、海洋放出口を頂点とする逆円錐形の評価海域における公衆の線量よりも低くなるため、具体的な線量を評価するまでもなく極めて小さい。

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5月25日 R7

補足説明資料1－6

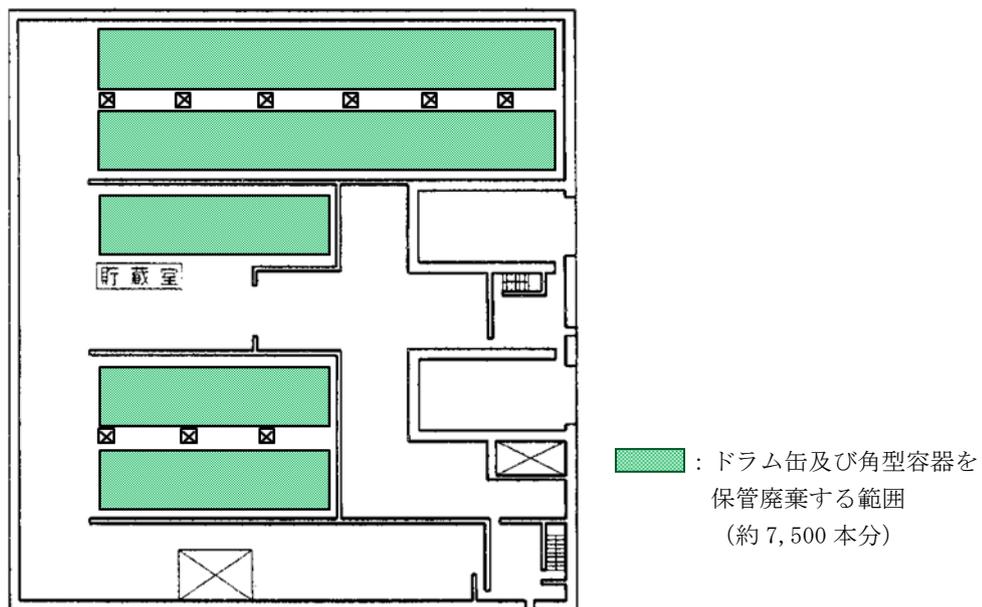
第2低レベル廃棄物貯蔵系の最大保管廃棄能力の変更

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。

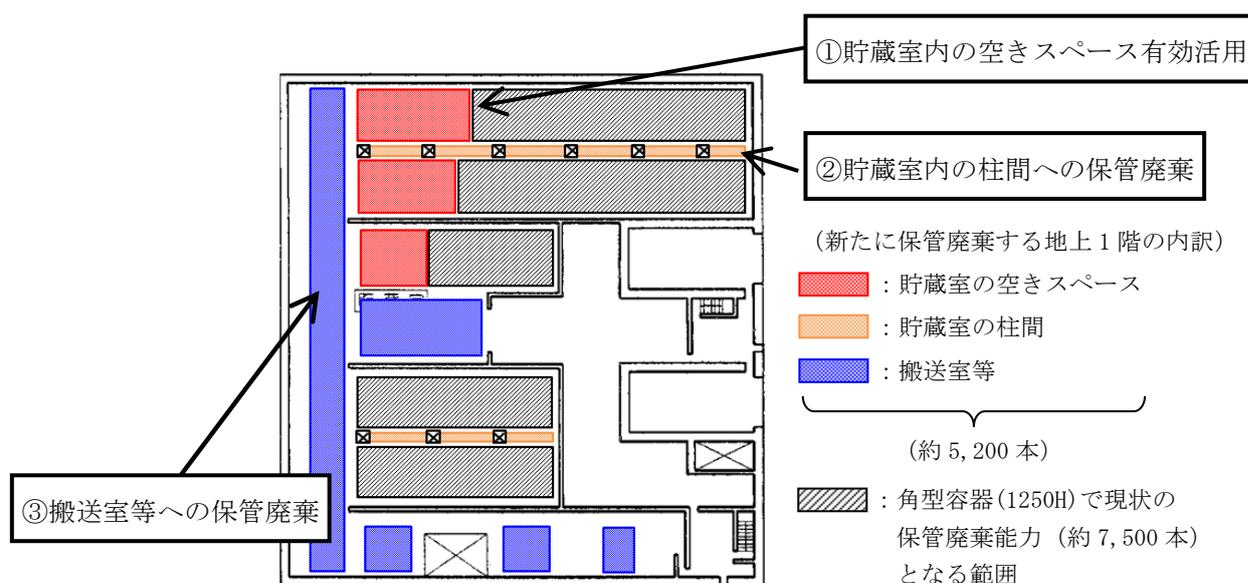


第1図 保管廃棄能力の変更前の貯蔵イメージ

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)

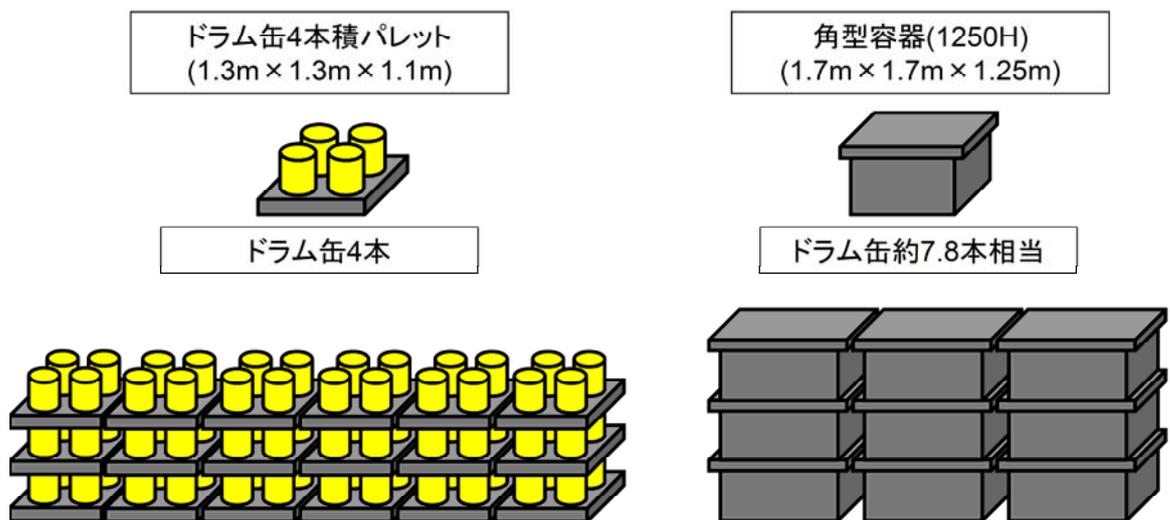
第2図 保管廃棄能力の変更後の貯蔵イメージ

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 1 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

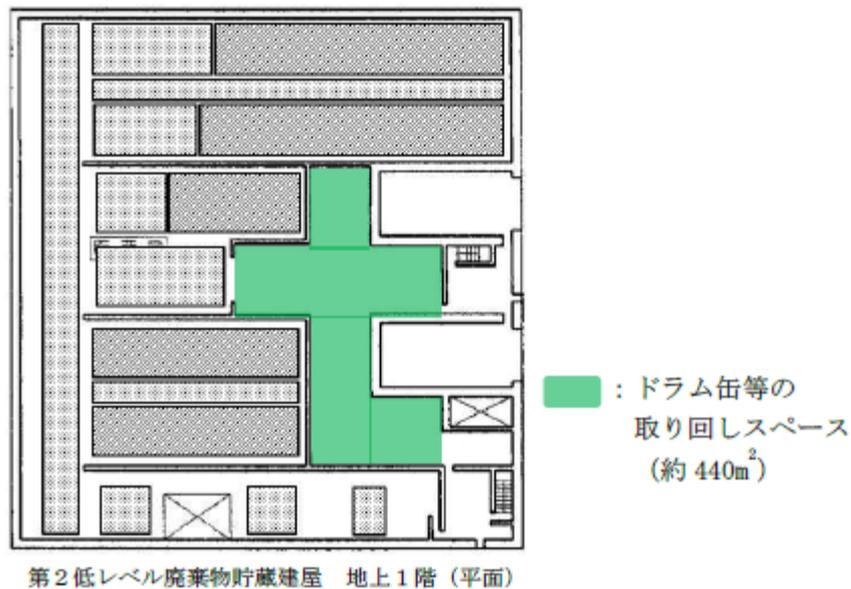
上記から最大保管廃棄能力の変更に伴うドラム缶等の点検について、ドラム缶等の移動が必要になった場合に移動するためのエリアを確保している。

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。



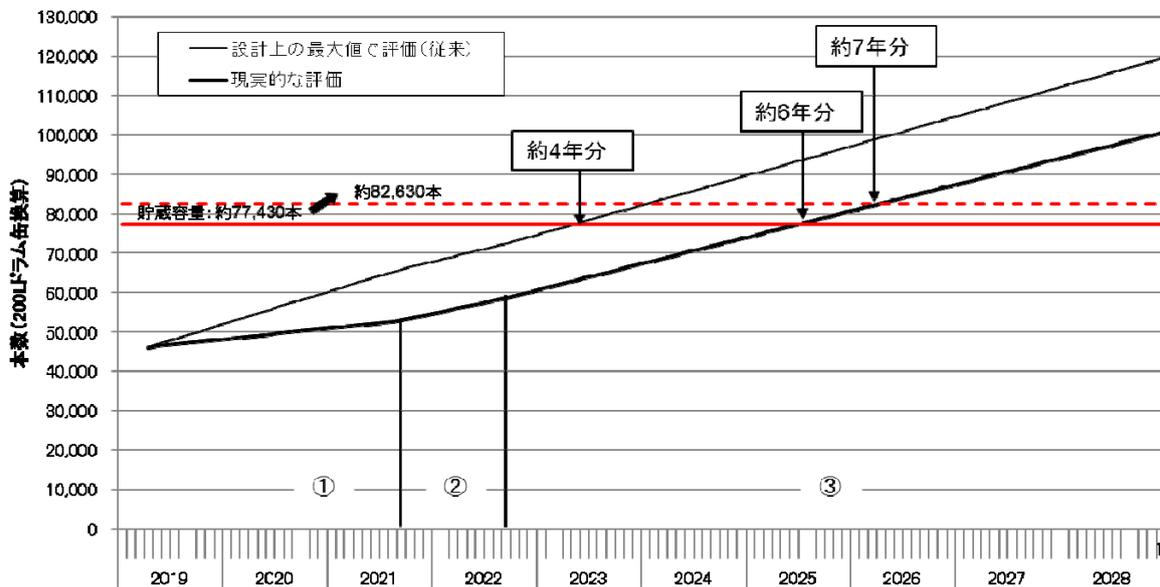
第4図 ドラム缶等の移動のためのエリア

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2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3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 ^{※1} 約1,300本／年 ^{※2}	△約800本／年 ^{※3}	△約800本／年 ^{※3}

※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5月25日 R3

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保管廃棄した場合の
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1000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（添付資料参照）を基に想定すると、第1表のとおりとなる。

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して、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令和2年2月29日現在以降の貯蔵容量については、以下のとおり、約6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2000本(1000L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7000本(200Lドラム缶換算)、雑固体等を約82630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47783本貯蔵(令和2年2月29日現在)していることから、これ以降の貯蔵容量は、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5700本)及びMOX燃料加工施設の雑固体(推定年間発生量約1000本)を考慮しても、約6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24628本貯蔵(令和2年2月29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1000本/年)を考慮すると、平成31年4月30日以降の貯蔵容量は、第2表に示すとおり、6年7ヶ月が6年1ヶ月になるのみで、約6年分に影響を与えるものではない。なお、約6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1表 MOX燃料加工施設における工程別・種類別廃棄物発生量

			①	②	③	④	⑤	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）]

- ①原料粉末受入/粉末調整/ペレット加工の各工程
- ②燃料棒加工/燃料集合体組立/梱包・出荷の各工程
- ③分析設備
- ④建屋排気/工程室排気/GB排気/給気/窒素循環の各設備
- ⑤廊下等

第2表 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^{※1})

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				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	1,500 ^{※2}	1,500 ^{※2}	1,125 ^{※2}	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 ^{※3}	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 ^{※4}	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				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	1,500 ^{※2}	1,500 ^{※2}	1,125 ^{※2}	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 ^{※3}	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	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

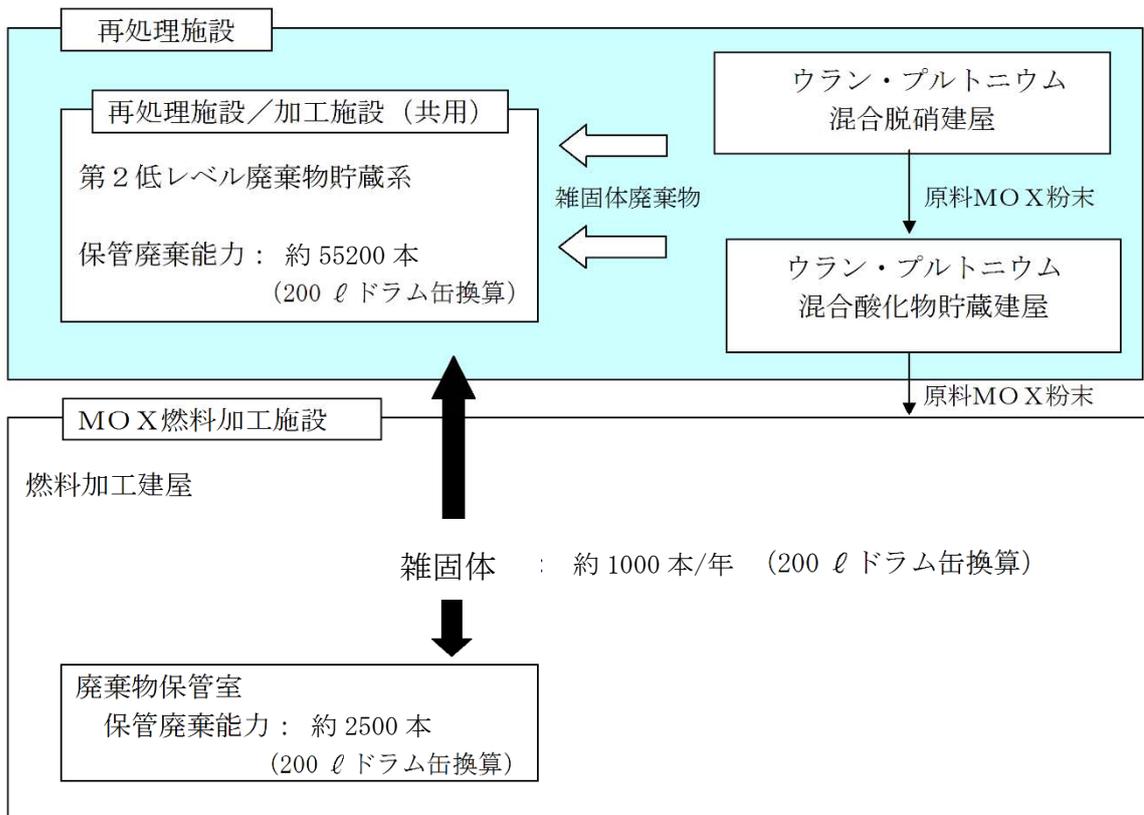
MOX燃料加工施設の管理区域から発生する雑固体は、200 L ドラム缶換算で年間約1000本と推定している。これらはGB内から発生するものとGB外から発生するものを合算して推定している。

このうち、GB内で発生する雑固体としては、GB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、GB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2500本（200 L 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55200本（200 L ドラム缶換算））に保管廃棄する（第1図）。

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建屋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。



第1図 雑固体の流れ

MOX燃料加工施設から発生する固体廃棄物の発生量について

MOX燃料加工施設から発生する固体廃棄物について、以下のように推定年間発生量(200Lドラム缶換算)を推定する。

1. 固体廃棄物発生量推定(年間)

(1) GB内廃棄物(区分I)

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容積から発生量を推定する。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JAEA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内廃棄物(区分I)の発生量の推定結果を第1表に示す。

第1表 GB内廃棄物(区分I)発生量推定結果

項目		①	②	③	④	合計
JAEA (実績)	GB総容積 (m ³)	502	79.9	160	(フィルタ約240個)	741.9
	廃棄物発生量(本)	141	17	35	36	229
	GB容積当たりの 発生量 (本/m ³)	0.281	0.213	0.219	0.150 (本/個)	二
MOX燃 料加工施 設 (想 定)	GB総容積 (m ³)	1245	183	134	(フィルタ約1200個： GB給排気設備から約800 個、フィルタユニットか ら約400個)	二
	廃棄物発生量(本)	350	40	30	180	600

[単位：本(200Lドラム缶換算)]

①原料粉末受入/粉末調整/ペレット加工の各工程

②燃料棒加工/燃料集合体組立/梱包・出荷の各工程

③分析設備

④建屋排気/工程室排気/GB排気/給気/窒素循環の各設備

(2) GB外廃棄物（区分Ⅱ）

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推定する。また、GB内廃棄物(区分Ⅰ)と同様に、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推定する。GB外廃棄物の発生量の推定結果を第2表に示す。

第2表 GB外廃棄物（区分Ⅱ）発生量推定結果

		①	②	③	④	⑤	合計
JAEA (実績)	年間延べ作業員 数(人)	10440	2880	3960	400	(17680)	17680
	廃棄物発生量(本)	128	12	45	5	16	206
	作業員当たりの 発生量(本/人)	0.0123	0.0042	0.0114	0.0125	0.0009	二
MOX燃料加 工施設 (想定)	年間延べ作業員 数(人)	17895	7235	6086	3259	43040	二
	発生量(本)	220	30	70	40	40	400

[単位：本(200Lドラム缶換算)]

①原料粉末受入/粉末調整/ペレット加工の各工程

②燃料棒加工/燃料集合体組立/梱包・出荷の各工程

③分析設備

④建屋排気/工程室排気/GB排気/給気/窒素循環の各設備

⑤廊下等

(3) 固体廃棄物発生量合計

約1000本 (GB内廃棄物(区分Ⅰ)：約600本, GB外廃棄物(区分Ⅱ)：約400本)

2. 種類別廃棄物発生量

JAEAにおける種類別廃棄物発生実績により、種類別発生量は第3表のとおりとなる。

第3表 廃棄物の種類別発生量

			①	②	③	④	⑤	合計
J A E A 実 績	GB内廃棄物 (区分Ⅰ)	可燃物発生率(%)	56.0	47.5	46.7	5.0	—	—
		難燃物発生率(%)	28.0	37.5	26.7	2.8	—	—
		不燃物発生率(%)	16.0	15.0	26.7	92.2	—	—
	GB外廃棄物 (区分Ⅱ)	可燃物発生率(%)	51.8	53.3	62.9	80.0	47.5	—
		難燃物発生率(%)	48.2	36.7	37.1	20.0	52.5	—
		不燃物発生率(%)	0	10.0	0	0	0	—
M O X 燃 料 加 工 施 設 想 定	GB内廃棄物 (区分Ⅰ)	可燃物発生量(本)	196	19	14	9	—	238
		難燃物発生量(本)	98	15	8	5	—	126
		不燃物発生量(本)	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(本)	114	16	44	32	19	225
		難燃物発生量(本)	106	11	26	8	21	172
		不燃物発生量(本)	0	3	0	0	0	3
		小計	220	30	70	40	40	400
合 計			570	70	100	220	40	1000

[単位：本(200Lドラム缶換算)]

- ①原料粉末受入/粉末調整/ペレット加工の各工程
- ②燃料棒加工/燃料集合体組立/梱包・出荷の各工程
- ③分析設備
- ④建屋排気/工程室排気/GB排気/給気/窒素循環の各設備
- ⑤廊下等

令和2年5月25日 R2

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に用いる排水口における放射性物質の濃度
の算出

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っては、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

濃度限度は、設定したプルトニウム同位体組成に基づき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に濃度限度に対する割合が1となる場合の算出過程を示し、算出した結果は、以下のとおりとなる。

核種	排水口における放射性物質の濃度 (Bq/cm ³)
Pu (α) <u>(注1)</u>	3.1×10^{-3}
Pu (β) <u>(注2)</u>	5.3×10^{-2}

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

注2 Pu-241

3. 放射性物質量の算定条件に用いる排水口における放射性物質の濃度の算出

既許可申請書においては、放射性物質の算定にあたっては、法令で定める濃度限度に基づいた算出を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、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となる濃度ととした。

別紙2に濃度限度に対する割合が0.5となる場合の算出過程を示し、算出した結果は、以下のとおりとなる。

核種	排水口における放射性物質の濃度 (Bq/cm ³)
P u (α) _(注1)	1.6×10 ⁻³
P u (β) _(注2)	2.7×10 ⁻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

放射性液体廃棄物中の放射性物質濃度の算出について(濃度限度に対する割合が1の場合)

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 ³ 】	線量告示に定める 濃度限度 【Bq/cm ³ 】 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。

$$A/①+B/①+C/①+D/①+E/①+F/①=1$$

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

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

上記の式からX (Bq/cm³) 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 ³ 】	線量告示に定める 濃度限度 【Bq/cm ³ 】 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定について」参照

※2 ICRP Pub.38に示された半減期に基づき算出。

※3 線量告示 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%】	比放射エネルギー 【Bq/g】	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 ³ 】	告示13号に定め る濃度限度 【Bq/cm ³ 】 ①	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=3.64E-4×X	4.00E-03	C/4.00E-3
Pu-241	12.50	3.811E+12	4.76E+11	9.45E-01	D=3.64E-5×X	2.00E-01	D/2.00E-1
Pu-242	3.00	1.452E+08	4.36E+06	8.64E-06	E=3.64E-6×X	4.00E-03	E/4.00E-3
Am-241	4.50	1.270E+11	5.72E+09	1.13E-02	F=3.64E-7×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。

$$A/① + B/① + C/① + D/① + E/① + F/① = 1$$

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

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

上記の式から X (Bq/cm³) 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%】	比放射エネルギー 【Bq/g】	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 ³ 】	告示13号に定め る濃度限度 【Bq/cm ³ 】 ①	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。

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

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

	Pu100%組成比	比放射能量	100%Pu放射能量	100%Pu放射能量の割合
Pu-236	7.90E-06	1.966E+13	1.55E+06	3.08E-06
Pu-238	2.90	6.334E+11	1.84E+10	3.64E-02
Pu-239	55.30	2.300E+09	1.27E+09	2.52E-03
Pu-240	26.30	8.431E+09	2.22E+09	4.40E-03
Pu-241	12.50	3.811E+12	4.76E+11	9.45E-01
Pu-242	3.00	1.452E+08	4.36E+06	8.64E-06
Am-241	4.50	1.270E+11	5.72E+09	1.13E-02
			5.04E+11	1.00E+00

	Pu60%組成比	比放射能量	60%Pu放射能量	60%Pu放射能量の割合
Pu-236	0.00000474	1.966E+13	9.32E+05	3.08E-06
Pu-238	1.74	6.334E+11	1.10E+10	3.64E-02
Pu-239	33.18	2.300E+09	7.63E+08	2.52E-03
Pu-240	15.78	8.431E+09	1.33E+09	4.40E-03
Pu-241	7.5	3.811E+12	2.86E+11	9.45E-01
Pu-242	1.8	1.452E+08	2.61E+06	8.64E-06
Am-241	2.7	1.270E+11	3.43E+09	1.13E-02
			3.02E+11	1.00E+00

	Pu18%組成比	比放射能量	18%Pu放射能量	18%Pu放射能量の割合
Pu-236	1.422E-06	1.966E+13	2.80E+05	3.08E-06
Pu-238	0.522	6.334E+11	3.31E+09	3.64E-02
Pu-239	9.954	2.300E+09	2.29E+08	2.52E-03
Pu-240	4.734	8.431E+09	3.99E+08	4.40E-03
Pu-241	2.25	3.811E+12	8.57E+10	9.45E-01
Pu-242	0.54	1.452E+08	7.84E+05	8.64E-06
Am-241	0.81	1.270E+11	1.03E+09	1.13E-02
			9.07E+10	1.00E+00

5.63E-05
6.66E-01
4.61E-02
8.04E-02
1.58E-04
2.07E-01

5.47E-02

放射性液体廃棄物中の放射性物質濃度の算出について(濃度限度に対する割合が0.5となる場合)

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 ³ 】	線量告示に定め る濃度限度 【Bq/cm ³ 】 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。

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

$$\Rightarrow \left\{ \frac{(2 \times X)}{\textcircled{1}} \right\}_{\text{Pu-238}} + \left\{ \frac{(2 \times X)}{\textcircled{1}} \right\}_{\text{Pu-239}} + \left\{ \frac{(2 \times X)}{\textcircled{1}} \right\}_{\text{Pu-240}} + \left\{ \frac{(2 \times X)}{\textcircled{1}} \right\}_{\text{Pu-241}} + \left\{ \frac{(2 \times X)}{\textcircled{1}} \right\}_{\text{Pu-242}} + \left\{ \frac{(2 \times X)}{\textcircled{1}} \right\}_{\text{Am-241}} = 0.5$$

上記の式からX (Bq/cm³) 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 ³ 】	線量告示に定め る濃度限度 【Bq/cm ³ 】 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定について」参照

※2 ICRP Pub.38に示された半減期に基づき算出。

※3 線量告示 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%】	比放射エネルギー 【Bq/g】	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 ³ 】	告示13号に定め る濃度限度 【Bq/cm ³ 】 ①	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=3.64E-4×X	4.00E-03	C/4.00E-3
Pu-241	12.50	3.811E+12	4.76E+11	9.45E-01	D=3.64E-5×X	2.00E-01	D/2.00E-1
Pu-242	3.00	1.452E+08	4.36E+06	8.64E-06	E=3.64E-6×X	4.00E-03	E/4.00E-3
Am-241	4.50	1.270E+11	5.72E+09	1.13E-02	F=3.64E-7×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。

$$A/① + B/① + C/① + D/① + E/① + F/① = 1$$

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

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

上記の式から X (Bq/cm³) 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%】	比放射エネルギー 【Bq/g】	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 ³ 】	告示13号に定め る濃度限度 【Bq/cm ³ 】 ①	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。

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

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

	Pu100%組成比	比放射能量	100%Pu放射能量	100%Pu放射能量の割合
Pu-236	7.90E-06	1.966E+13	1.55E+06	3.08E-06
Pu-238	2.90	6.334E+11	1.84E+10	3.64E-02
Pu-239	55.30	2.300E+09	1.27E+09	2.52E-03
Pu-240	26.30	8.431E+09	2.22E+09	4.40E-03
Pu-241	12.50	3.811E+12	4.76E+11	9.45E-01
Pu-242	3.00	1.452E+08	4.36E+06	8.64E-06
Am-241	4.50	1.270E+11	5.72E+09	1.13E-02
			5.04E+11	1.00E+00

	Pu60%組成比	比放射能量	60%Pu放射能量	60%Pu放射能量の割合
Pu-236	0.00000474	1.966E+13	9.32E+05	3.08E-06
Pu-238	1.74	6.334E+11	1.10E+10	3.64E-02
Pu-239	33.18	2.300E+09	7.63E+08	2.52E-03
Pu-240	15.78	8.431E+09	1.33E+09	4.40E-03
Pu-241	7.5	3.811E+12	2.86E+11	9.45E-01
Pu-242	1.8	1.452E+08	2.61E+06	8.64E-06
Am-241	2.7	1.270E+11	3.43E+09	1.13E-02
			3.02E+11	1.00E+00

	Pu18%組成比	比放射能量	18%Pu放射能量	18%Pu放射能量の割合
Pu-236	1.422E-06	1.966E+13	2.80E+05	3.08E-06
Pu-238	0.522	6.334E+11	3.31E+09	3.64E-02
Pu-239	9.954	2.300E+09	2.29E+08	2.52E-03
Pu-240	4.734	8.431E+09	3.99E+08	4.40E-03
Pu-241	2.25	3.811E+12	8.57E+10	9.45E-01
Pu-242	0.54	1.452E+08	7.84E+05	8.64E-06
Am-241	0.81	1.270E+11	1.03E+09	1.13E-02
			9.07E+10	1.00E+00

5.63E-05
6.66E-01
4.61E-02
8.04E-02
1.58E-04
2.07E-01

5.47E-02

令和2年5月25日 R 1

補足説明資料 1 - 11

MOX燃料加工施設から排水に含まれて放出される
放射性物質による公衆の線量について

目 次

1. はじめに
2. 各パターンの線量評価
3. 線量評価の比較

参考資料：逆円錐モデルにおける公衆の線量評価

1. はじめに

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による公衆の実効線量について、既許可の逆円錐形モデルと比較した。

2. 各パターンの線量評価

① 濃度限度の公衆の線量

線量告示の濃度限度は、人が通常1日に飲む量の水を1年間飲み続けた場合に1 mSv となる当該核種の放射性物質の濃度である。

(経済産業省 資源エネルギー庁ホームページより)

② 逆円錐モデルによる公衆の線量

潮汐流・海流による拡散・希釈効果を見捨て、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40 m)に推定年間発生量の放射性液体廃棄物が拡散されることを想定する。(図1)

【海洋放出口の位置】

沖合約3 km, 水深約44 m

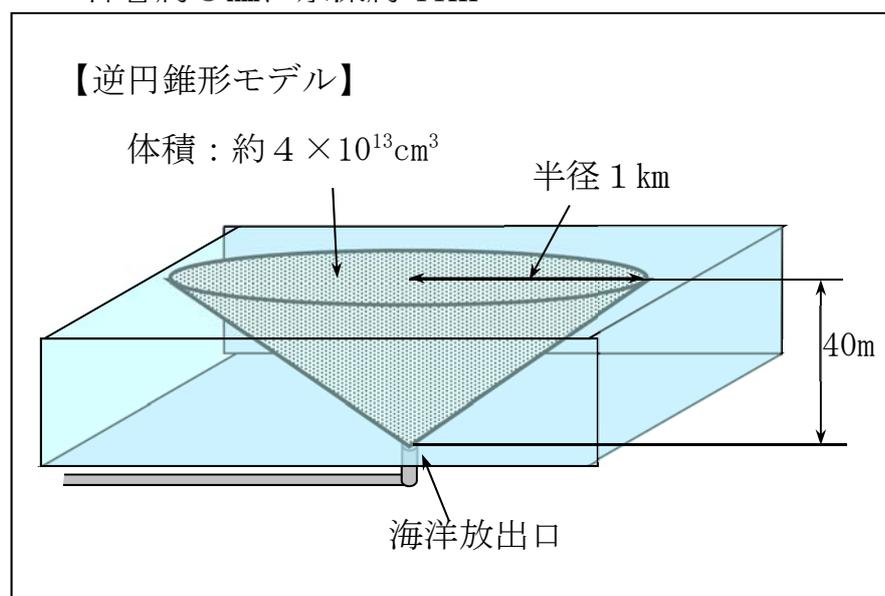


図1 海洋放出口から放出された放射性液体廃棄物の拡散モデルの概要図

上記の条件における線量評価結果は、海産物摂取による内部被ばくが支配的となり、 $2 \times 10^{-3} \text{mSv/y}$ となる。なお、逆円錐形モデルによる公衆の線量評価の導出経緯を参考資料に示す。

③ 海象条件を考慮した公衆の線量評価結果

排水中の放射性物質による公衆の線量は、十分な拡散条件である潮汐流・海流による拡散・希釈効果を考慮して評価を実施した。評価結果は、約 $6 \times 10^{-4} \mu \text{Sv/y}$ となる。

3. 線量評価の比較

各パターンの線量評価の結果は、以下のとおり。

表 1 線量評価の比較

項目	線量評価 (mSv/y)
①濃度限度の公衆の線量	1
②逆円錐形モデルの公衆の線量	約 2×10^{-3}
③海象条件を考慮した公衆の線量	約 6×10^{-7}

表 1 より、②の評価結果は、濃度限度の公衆の線量よりも約 1000 分の 1、③の評価結果は、濃度限度の公衆の線量よりも約 100 万分の 1 となり、公衆の線量の影響が小さくなることがわかる。また、②③ともに「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」に定められた線量目標値 ($50 \mu \text{Sv/y}$) を下回る。

參考資料

逆円錐モデルにおける公衆の線量評価

目次

1. はじめに

2. 評価条件

3. 海産物摂取による実効線量の評価

4. 外部被ばくによる公衆の線量評価結果との比較

1. はじめに

逆円錐形モデルの拡散・希釈における公衆の実効線量は、海産物摂取による内部被ばくが支配的となることから、海産物摂取における公衆の実効線量の導出経緯について示す。

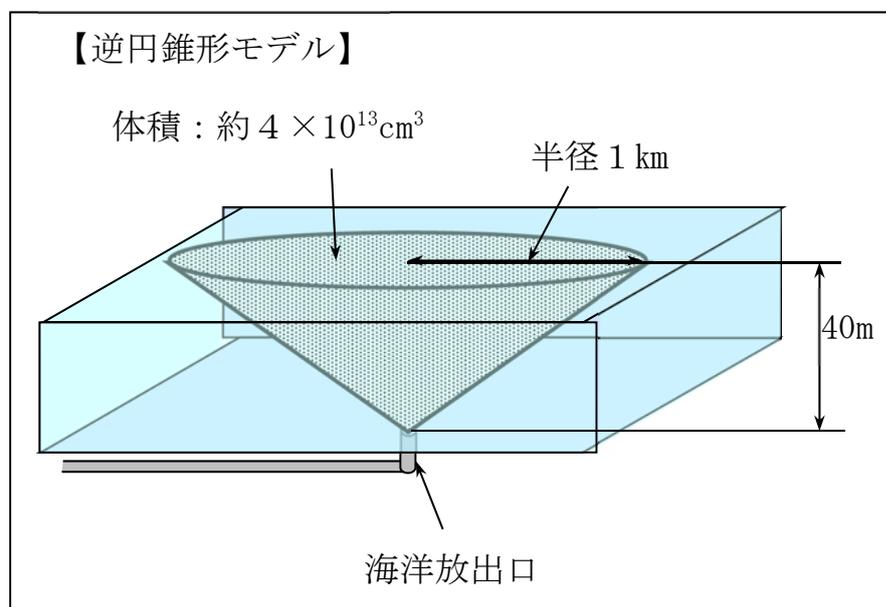
2. 評価条件

①海象条件

潮汐流・海流による拡散・希釈効果を見捨て、海洋放出口を頂点とする逆円錐の評価海域（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拡散されることを想定する。逆円錐形モデルを第 2-1 図に、放射性液体廃棄物の年間放出量を第 2-1 表に示す。

【海洋放出口の位置】

沖合約 3 km，水深約 44m



第 2-1 図 海洋放出口から放出された放射性液体廃棄物の拡散モデルの概要図

第2-1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/y)
<u>Pu(α)</u> (注1)	4.6×10^6
<u>Pu(β)</u> (注2)	8.0×10^7

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

注2 Pu-241

② 被ばく経路

加工施設から排水に含まれて放出される放射性物質による内部被ばくに係る公衆の線量の評価は、敷地周辺の公衆の食品摂取状況を踏まえ、以下の海産物摂取を対象として行う。

- ・魚類
- ・海藻類
- ・貝類
- ・頭足類
- ・甲殻類

3. 海産物摂取による実効線量の評価

① 評価方法

海産物摂取による実効線量は、(3-1)式を用いて評価する。また、実効線量評価のためのパラメータは、第3-1表～第3-4表に示すとおりである。

$$D_{\bar{5}} = \sum_k \sum_i (K_F^{50})_i \cdot H_{ki} \quad \dots\dots\dots (3-1)$$

$$H_{ki} = 365 \cdot \chi_{ki} \cdot (CF)_{ki} \cdot F_k \cdot W_k \cdot f_{ki}$$

$$\chi_{ki} = Q_i \cdot (\chi/Q)_k$$

ここで、

D_5 : 海産物摂取による実効線量 (mSv/y)

$(K_F^{50})_i$: 経口摂取による実効線量係数 (mSv/Bq)

H_{ki} : 核種 i の海産物 k による摂取率 (Bq/y)

C_{ki} : 核種 i の海産物 k に対する評価地点での濃度 (Bq/cm³)

ただし、各海産物に対する評価地点は、潮汐流・海流による拡散・希釈を考慮し、実効線量が最大となる地点を選定するが、逆円錐形モデルによる評価であるため、各被ばく経路における各核種の推定年間発生量が逆円錐形の評価海域（半径 1 km，水深 40m）に希釈された濃度を想定する。

$(CF)_{ki}$: 核種 i の海産物 k に対する濃縮係数 $\left(\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$

F_k : 海産物 k の市場希釈係数⁽¹⁾ (1)

海産物の市場希釈係数については、自家消費を考慮して 1 とする。

W_k : 海産物 k の摂取量 (g/d)

海産物の摂取量については、現地食品摂取調査結果⁽¹⁾ から得られた値に既存の評価の例を考慮して設定する。⁽²⁾

なお、評価対象の海産物分類に属さないウニ、ホヤ及びナマコについては、摂取部位を考慮して、ウニは貝類に、ホヤ及びナマコは頭足類に含めた。また、海水中の放射性物質の汽水湖への流入を考慮し、汽水湖の淡水産物がむつ小川原港港湾区域内で成育したとして、淡水産物の摂取量を、各海産物分類に分けて、海産物摂取量に

加算した。

f_{ki} : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比

$$f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{T_{r,i}}{0.693 \times 365} \cdot \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{0.693}{T_{r,i}} \cdot 365 \cdot \frac{9}{12}\right) \right\}$$

(海藻類におけるよう素-131の場合)

$$f_{ki} = 1 \quad \text{(その他の場合)}$$

$T_{r,i}$: よう素-131の物理的半減期 (8.06) (d)

Q_i : 核種 i の放出率 (Bq/s)

$(\chi/Q)_k$: 評価地点での年間平均相対濃度 ($\frac{\text{Bq/cm}^3}{\text{Bq/s}}$)

ただし、各海産物に対する評価地点は、潮汐流・海流による拡散・希釈を考慮し、実効線量が最大となる地点を選定するが、逆円錐形モデルによる評価であるため、各被ばく経路の実効線量の算出にあたって、ここでは逆円錐形の評価海域の体積 (約 $4 \times 10^{13} \text{cm}^3$) の逆数を一定の値として用いる。

② 評価結果

海産物摂取による実効線量については、各経路の実効線量を加算し、評価結果とした。実効線量の評価結果は、第3-5表に示すとおりである。この評価結果より、海産物摂取による実効線量は約 $2 \mu\text{Sv/y}$ である。

4. 外部被ばくによる公衆の線量評価結果との比較

MOX燃料加工施設の排水に含まれて放出される放射性物質による外部被ばくに係る公衆の線量評価は、海浜利用、漁業等の実態を考慮の上、以下の経路について評価を行う。

- ・海水面からの外部被ばく
- ・漁網からの外部被ばく
- ・船体からの外部被ばく
- ・海中作業からの外部被ばく

外部被ばく経路における公衆の線量評価を海産物摂取による内部被ばくの公衆の線量と比較すると第4-1表に示すとおりであり、海産物摂取による内部被ばくが支配的となることが明らかである。

第3-1表 経口摂取による実効線量係数 $((K_F^{50})_i)$

核種	実効線量係数 (mSv/Bq)
	成人
<u>Pu-236</u>	<u>8.7E-05</u>
<u>Pu-238</u>	<u>2.3E-04</u>
<u>Pu-239</u>	<u>2.5E-04</u>
<u>Pu-240</u>	<u>2.5E-04</u>
<u>Pu-241</u>	<u>4.8E-06</u>
<u>Pu-242</u>	<u>2.4E-03</u>
<u>Am-241</u>	<u>2.0E-04</u>
<u>U-232</u>	<u>3.3E-04</u>
<u>U-234</u>	<u>4.9E-05</u>
<u>U-235</u>	<u>4.7E-05</u>
<u>U-236</u>	<u>4.7E-05</u>
<u>U-238</u>	<u>4.5E-05</u>
<u>Tc-99</u>	<u>6.4E-07</u>
<u>Ru</u>	<u>7.0E-06</u>
<u>Rh</u>	<u>0</u>
<u>Np</u>	<u>1.1E-04</u>
<u>I</u>	<u>2.2E-05</u>

(注) よう素は参考文献(2)に基づく。その他の核種は参考文献(4)に基づく。

第3-2表 海産物の濃縮係数 $((CF)_{ki})$

核種	濃縮係数 $(\frac{Bq/g}{Bq/cm^3})$				
	魚類	海藻類	貝類	頭足類	甲殻類
Pu-236	100	3,000	200	200	400
Pu-238	100	3,000	200	200	400
Pu-239	100	3,000	200	200	400
Pu-240	100	3,000	200	200	400
Pu-241	100	3,000	200	200	400
Pu-242	100	3,000	200	200	400
Am-241	50	8,000	1,000	200	1,000
U-232	1	100	30	30	10
U-234	1	100	30	30	10
U-235	1	100	30	30	10
U-236	1	100	30	30	10
U-238	1	100	30	30	10
Tc-99	30	1,000	1,000	1,000	1,000
Ru	50	2,000	300	80	200
Rh	50	2,000	300	80	200
Np	10	50	400	400	100
I	30	564	60	3	30

注(1) 海産物の濃縮係数は、参考文献(5)の値とし、記載のないものについては、原則として、参考文献(6)と参考文献(8)の推奨値のうち大きい値を採用する。

(2) 貝類についてのアメリカシウムは、参考文献(7)を参考とし、参考文献(6)の値を採用する。

(3) 頭足類についてのアメリカシウムは、参考文献(7)を参考とし、参考文献(8)の魚類の変動範囲の最大値を採用する。

第3-3表 海産物の摂取量 (W_k)

海産物	摂取量 (g/d)
魚類	230
海藻類	40
貝類	11
頭足類	65
甲殻類	6

(注) 海藻類については参考文献(2), その他の海産物については参考文献(1)に基づく。

第3-4表 核種ごとの放出量 (Q_i)

核種	放出量 (Bq/y)
Pu-236	2.6E+02
Pu-238	3.1E+06
Pu-239	2.1E+05
Pu-240	3.7E+05
Pu-241	8.0E+07
Pu-242	7.3E+02
Am-241	9.5E+05
U-232	4.5E-01
U-234	2.1E+01
U-235	5.2E-01
U-236	2.3E+00
U-238	9.4E+00
Tc-99	3.5E-02
Ru	7.6E+01
Rh	7.6E+01
Np	3.0E-02
I	3.7E-05

第3-5表 海産物摂取による実効線量評価結果 (mSv/y)

核種	魚類	海藻類	貝類	頭足類	甲殻類	合計
Pu-236	4.53E-09	2.37E-08	4.34E-10	2.56E-09	4.73E-10	3.17E-08
Pu-238	1.43E-04	7.46E-04	1.37E-05	8.08E-05	1.49E-05	9.98E-04
Pu-239	1.05E-05	5.49E-05	1.01E-06	5.95E-06	1.10E-06	7.35E-05
Pu-240	1.85E-05	9.67E-05	1.77E-06	1.05E-05	1.93E-06	1.29E-04
Pu-241	7.70E-05	4.02E-04	7.36E-06	4.35E-05	8.03E-06	5.37E-04
Pu-242	3.51E-07	1.83E-06	3.36E-08	1.98E-07	3.66E-08	2.45E-06
Am-241	1.90E-05	5.30E-04	1.82E-05	2.15E-05	9.93E-06	5.99E-04
U-232	2.98E-13	5.18E-12	4.27E-13	2.52E-12	7.76E-14	8.50E-12
U-234	2.06E-12	3.59E-11	2.96E-12	1.75E-11	5.38E-13	5.89E-11
U-235	4.90E-14	8.52E-13	7.03E-14	4.15E-13	1.28E-14	1.40E-12
U-236	2.17E-13	3.77E-12	3.11E-13	1.84E-12	5.65E-14	6.19E-12
U-238	8.48E-13	1.47E-11	1.22E-12	7.19E-12	2.21E-13	2.42E-11
Tc-99	1.35E-15	7.81E-15	2.15E-15	1.27E-14	1.17E-15	2.52E-14
Ru	5.33E-11	3.71E-10	1.53E-11	2.41E-11	5.56E-12	4.69E-10
Rh	0	0	0	0	0	0
Np	6.61E-14	5.75E-14	1.27E-13	7.48E-13	1.73E-14	1.02E-12
I	4.89E-17	1.60E-16	4.68E-18	1.38E-18	1.28E-18	2.16E-16
合計	2.68E-04	1.83E-03	4.21E-05	1.62E-04	3.59E-05	2.34E-03

第4-1表 各被ばく経路における公衆の線量評価結果

経路	評価結果 (単位: $\mu\text{Sv/y}$)
海水面からの外部被ばく	約 2×10^{-7}
漁網からの外部被ばく	約 3×10^{-4}
船体からの外部被ばく	約 4×10^{-7}
海中作業からの外部被ばく	約 9×10^{-8}
海産物摂取による内部被ばく	約 2

参考文献

- (1) 「六ヶ所村の社会環境調査結果報告書」(1990), 日本エヌ・ユー・エス株式会社
- (2) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(1976, 2001一部改訂), 原子力委員会
- (3) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」(1989, 2001一部改訂), 原子炉安全基準専門部会報告書
- (4) “Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients”, ICRP Publication 72 (1996)
- (5) M. Kurabayashi, et al., “Concentration Factors of Marine Organisms Used for the Environmental Dose Assessment”, Marine Radioecology (Proc. 3rd. NEA Seminar Tokyo, 1979), OECD, Paris (1980)
- (6) C.W. Miller, Ed., “Models and Parameters for Environmental Radiological Assessments”, DOE/TIC-11468 (1984)
- (7) N. Hayashi, H. Katagiri, O. Narita, M. Kinoshita, “Concentration Factors of Plutonium and Americium for Marine Products”, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 138, No. 2 (1990)
- (8) “Sediment Kds and Concentration Factors for Radionuclides in the Marine Environment”, IAEA Technical Reports Series No. 247 (1985)